

充てんポンプによる炉心注水を行う。

高圧注入機能喪失の判断に必要な計装設備は、高圧注入ポンプ流量等である。

(ホ) 2次系強制冷却

高圧注入機能喪失を判断した後に、主蒸気逃がし弁の開操作により、1次系の減温、減圧を行い、蓄圧注入、低圧注入の促進及び漏えい量の抑制を図る。その後、蒸気発生器の水位が狭域水位計指示範囲内で上昇傾向にある等、補助給水流量調整の必要がある場合は、蒸気発生器狭域水位計の指示範囲内に維持するように調整する。

2次系強制冷却を確認するために必要な計装設備は、1次冷却材圧力等であり、補助給水流量調整の判断に必要な計装設備は、蒸気発生器狭域水位等である。

(ヘ) 電気式水素燃焼装置(以下「イグナイタ」という。)の起動及び格納容器水素濃度計測装置等の運転準備

原子炉容器内等において、事象進展に応じて水素が生成される可能性があるため、炉心出口温度計指示が350℃に到達した場合、又はECCS作動信号の発信を伴う1次冷却材喪失時に高圧注入機能が喪失した場合に、イグナイタを起動するとともに格納容器水素濃度計測装置等の運転準備を行う。また、イグナイタの運転状態を電気式水素燃焼装置動作監視装置により確認する。

(ト) 蓄圧注入系作動の確認及び蓄圧タンク出口弁閉止

1次系圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となれば、蓄圧注入系による炉心注水が行われることを確認する。また、蓄圧注入開始後、1次冷却材圧力計指示が約0.6MPaとなれば、蓄圧タンクの出口弁を閉止する。

蓄圧注入系作動の確認に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等であり、蓄圧タンクの出口弁閉止の判断に必要な計装設備は、1次冷却材圧力である。

(チ) 余熱除去ポンプによる低圧注入開始の確認

2次系強制冷却等による1次系圧力の低下に伴い、余熱除去ポンプによる低圧注入が開始されることを確認する。

余熱除去ポンプによる低圧注入開始の確認に必要な計装設備は、余熱除去流量等である。

(リ) 低圧再循環への切替え

燃料取替用水タンク水位計指示が16%となれば、格納容器再循環サンプ水位計(広域)指示65%以上を確認し、低圧再循環に切替え、低圧再循環による炉心注水の状態を確認する。以降、長期対策として、低圧再循環による炉心冷却を継続的に行う。

低圧再循環への切替えの判断に必要な計装設備は、燃料取替用水タンク水位等であり、低圧再循環による炉心注水状態の確認に必要な計装設備は余熱除去流量等である。

なお、原子炉格納容器の冷却については、原子炉格納容器雰囲気の状態に応じて格納容器再循環ファンを運転し継続的に行う。また、原子炉格納容器圧力が上昇した場合でも、原子炉格納容器スプレイ作動

信号により格納容器スプレイポンプが起動し、原子炉格納容器の健全性は維持される。

g. ECCS再循環機能喪失

(a) 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策

イ 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「ECCS再循環機能喪失」において、炉心損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスは、「1.15.2.3(3) 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に示すとおり、「大破断LOCA時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故」、「中破断LOCA時に高圧再循環機能が喪失する事故」及び「小破断LOCA時に高圧再循環機能が喪失する事故」である。

ロ 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「ECCS再循環機能喪失」では、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断が発生し、燃料取替用水タンクを水源としたECCSによる炉心への注水を行った後に、格納容器再循環サンプを水源とするECCS再循環による炉心への注水機能が喪失する。このため、緩和措置がとられない場合には、1次系保有水量が減少し、炉心損傷に至る。

したがって、本事故シーケンスグループでは、代替再循環による炉心注水を継続的に行うことにより炉心損傷を防止する。長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより除熱を行う。

ハ 炉心損傷防止対策

事故シーケンスグループ「ECCS再循環機能喪失」における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、余熱除去系と格納容器スプレイ系間のタイラインを使用するB格納容器スプレイポンプ（以下「B格納容器スプレイポンプ（RHR-S-CSSタイライン使用）」という。）による代替再循環、格納容器スプレイ再循環等を整備する。

これらの対策の概略系統図を第1.15-35図に、対応手順の概要を第1.15-36図及び第1.15-37図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第1.15-11表に示す。

本事故シーケンスグループのうち、「1.15.5.4(1)a.(a)ト(イ)I 有効性評価の方法」に示す重要事故シーケンスにおける3号機及び4号機同時の重大事故等対策に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員で構成され、合計28名である。

具体的には、運転員（当直員）は、運転操作指揮を行う当直課長及び当直副長の2名、号機間連絡及び運転操作助勢を行う当直主任及び運転員の2名、運転操作対応を行う運転員8名である。発電所構内に常駐している要員のうち、重大事故等対策要員（初動）は、運転対応要員8名及び保修対応要員4名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員（指揮者等）は4名である。この必要な要員と作業項目について第1.15-38図に示す。また、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、24名で対処可能である。

(イ) プラントトリップ及びECCS作動信号発信等の確認

事故の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認するとともに、ECCS作動信号の発信及び高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、電動補助給水ポンプ等の自動作動を確認する。また、1次系圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となれば、蓄圧注入系による炉心注水が行われることを確認する。原子炉格納容器スプレイ作動信号が発信した場合は、格納容器スプレイポンプの自動作動を確認する。

また、非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を確認する。

プラントトリップの確認に必要な計装設備は、出力領域中性子束等であり、ECCS作動信号発信による補機の自動作動の確認に必要な計装設備は、高圧注入ポンプ流量等であり、蓄圧注入系作動の確認に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等であり、原子炉格納容器スプレイ作動信号発信による補機の自動作動の確認に必要な計装設備は、格納容器圧力等である。

(ロ) 1次冷却材の漏えいの判断

1次冷却材圧力の低下等により、1次冷却材の漏えいを判断する。

1次冷却材の漏えいの判断に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等である。

(ハ) 燃料取替用水タンクへの補給準備

1次冷却材の漏えい時に、燃料取替用水タンクを水源とした注水が行われている場合の対応操作として、燃料取替用水タンクへの補給準備を行う。

(ニ) 高圧、低圧及び格納容器スプレイ再循環への切替え

燃料取替用水タンク水位計指示が16%となれば、格納容器再循環サンプ水位計(広域)指示65%以上を確認し、高圧及び低圧再循環に切り替える。また、原子炉格納容器スプレイ系が作動している場合は、格納容器スプレイ再循環に切り替える。

高圧、低圧及び格納容器スプレイ再循環への切替えの判断に必要な計装設備は、燃料取替用水タンク水位等である。

(ホ) 低圧再循環機能喪失の判断及び回復操作等

余熱除去ポンプの運転継続失敗等による余熱除去流量の喪失により、低圧再循環機能喪失と判断する。この対応操作として、低圧再循環機能の回復操作、燃料取替用水タンクの補給操作、主蒸気逃がし弁による2次系強制冷却を行う。また、原子炉格納容器スプレイ系が作動している場合は、原子炉格納容器圧力の変化等により、格納容器スプレイ再循環による格納容器スプレイの状態を確認する。

低圧再循環機能喪失の判断に必要な計装設備は、余熱除去流量等であり、格納容器スプレイ再循環による格納容器スプレイの確認に必要な計装設備は、格納容器圧力等である。

なお、低圧再循環機能喪失に加えて高圧再循環が機能喪失し、燃料取替用水タンクを水源とした高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプによる炉心注水が継続している場合は、燃料取替用水タンクの水位低下を低減するために高圧注入ポンプ1台運転とする。

(へ) 代替再循環による炉心冷却

余熱除去ポンプの運転継続失敗等による低圧再循環機能喪失時の対応操作として、B格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)による代替再循環の準備を行う。準備が完了すれば、代替再循環を開始し、代替再循環による炉心注水の状態を確認する。以降、長期対策として、代替再循環による炉心冷却を継続的に行う。

代替再循環による炉心注水の確認に必要な計装設備は、余熱除去流量等である。

(ト) 原子炉格納容器の健全性維持

長期対策として、A格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ再循環により、原子炉格納容器の健全性維持を継続的に行う。

原子炉格納容器の健全性維持の確認に必要な計装設備は、格納容器圧力等である。

h. 格納容器バイパス

(a) 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策

イ 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」において、炉心損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスは、「1.15.2.3(3) 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に示すとおり、「インターフェイスシステムLOCA」及び「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」である。

ロ 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」では、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器が破損し、更に1次冷却材が原子炉格納容器外へ漏えいする。このため、緩和措置がとられない場合には、1次冷却材の原子炉格納容器外への漏えいが継続することにより、1次系保有水量が減少し、炉心損傷に至る。

したがって、本事故シーケンスグループでは、2次系を強制的に減圧すること等により1次系の減温、減圧を行い、漏えい量の抑制を図るとともに、1次系保有水量を確保するために炉心注水を行うことにより炉心損傷を防止する。長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより除熱を行う。

ハ 炉心損傷防止対策

事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、ECCS等による炉心注水を確保するとともに、補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた2次系強制冷却並びに加圧器逃がし弁による1次系の減圧を行うことにより漏えいを抑制し、余熱除去系による長期的な炉心冷却を行うクールダウンアンドリサーキュレーション等を整備する。また、長期的な冷却を可能とするため、余熱除去系による炉心冷却等を整備する。更に、「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」においては、余熱除去系の接続に失敗する場合を想定して、充てんポンプ及び加圧器逃がし弁を用いたフィードアンドブリード等を整備するとともに、長期的な冷却を可能とするため、B格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)による代替再循環等を整備する。これらの対策の概略系統図を

第1.15-39図及び第1.15-40図に、対応手順の概要を第1.15-41図から第1.15-44図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第1.15-12表及び第1.15-13表に示す。

(イ) インターフェイスシステムLOCA

事故シーケンスグループのうち、「1.15.5.4(1)a.(a)チ(イ)I 有効性評価の方法」に示す重要事故シーケンス「インターフェイスシステムLOCA」における3号機及び4号機同時の重大事故等対策に必要な要員は、運転員(当直員)、緊急時対策本部要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員で構成され、合計28名である。

具体的には、運転員(当直員)は、運転操作指揮を行う当直課長及び当直副長の2名、号機間連絡及び運転操作助勢を行う当直主任及び運転員の2名、運転操作対応を行う運転員8名である。発電所構内に常駐している要員のうち、重大事故等対策要員(初動)は、運転対応要員8名及び保修対応要員4名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員(指揮者等)は4名である。この必要な要員と作業項目について第1.15-45図に示す。

I プラントトリップ及びECCS作動信号発信等の確認

事故の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認するとともに、ECCS作動信号の発信及び高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、電動補助給水ポンプ等の自動作動を確認する。また、1次系圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となれば、蓄圧注入系による炉心注水が行われることを確認する。

また、非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を確認する。

プラントトリップの確認に必要な計装設備は、出力領域中性子束等であり、ECCS作動信号発信による補機の自動作動の確認に必要な計装設備は、高圧注入ポンプ流量等であり、蓄圧注入系作動の確認に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等である。

II 漏えい箇所の判断及び対応操作

1次冷却材圧力の低下、加圧器水位の低下、排気筒ガスモニタの指示上昇、余熱除去ポンプ出口圧力上昇等により、余熱除去系からの漏えいによるインターフェイスシステムLOCAの発生を判断するとともに、インターフェイスシステムLOCA時に燃料取替用水タンクを水源とした注水が行われている場合の対応操作として、燃料取替用水タンクの補給準備を行う。

漏えい箇所の判断に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等である。

III 漏えい箇所の隔離(1次系減圧前)

余熱除去系の隔離操作として、余熱除去ポンプを全台停止するとともに、燃料取替用水タンク水の流出を抑制するために、燃料取替用水タンクと余熱除去系の隔離を行う。また、1次系保有水量の減少を抑制するために、1次系の減圧操作を開始する前に、漏えい箇所の隔離操作として中央制御室からの操作により1次系と余熱除去系の隔離操作を行う。なお、隔離操作については破断側系列及び健全側系列ともに行う。

漏えい箇所の隔離の確認に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等である。

IV 余熱除去系隔離失敗の判断

余熱除去系の隔離操作後に1次冷却材圧力の低下が継続することにより、余熱除去系の漏えい箇所の隔離に失敗したことを判断する。

余熱除去系の隔離失敗の判断に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等である。

V 2次系強制冷却

余熱除去系隔離失敗時の対応操作として、主蒸気逃がし弁の開操作により、1次系の減温、減圧を行う。その後、蒸気発生器の水位が狭域水位計指示範囲内で上昇傾向にある等、補助給水流量調整の必要がある場合は、蒸気発生器狭域水位計の指示範囲内に維持するように調整する。

2次系強制冷却の確認に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等であり、補助給水流量調整の判断に必要な計装設備は、蒸気発生器狭域水位等である。

VI 燃料取替用水タンクへの補給及び漏えい箇所の隔離準備(1次系減圧後)

余熱除去系隔離失敗時の対応操作として、燃料取替用水タンクへの補給操作を行うとともに、1次系の減圧状態を確認し、現場操作等による隔離操作の準備を行う。

VII 加圧器逃がし弁開操作による1次系の減圧

ECCS停止条件を早期に確立し、1次系からの漏えい量を抑制するため、1次系のサブクール度を確保した段階で加圧器逃がし弁を手動で開操作することで1次系の減圧を行う。

1次系の減圧の判断に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等である。

VIII 蓄圧タンク出口弁閉止

1次系からの漏えい量を抑制するため、ECCS停止条件の満足又は1次冷却材圧力計指示が約0.6MPaとなれば、蓄圧タンクの出口弁を閉止する。

蓄圧タンク出口弁閉止の判断に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等である。

IX 高圧注入系から充てん系への切替え及び高圧注入ポンプの停止

ECCS停止条件を満足していることを確認し、高圧注入ポンプから充てんポンプによる炉心注水に切替え、炉心注水状態を確認する。切替え後に高圧注入ポンプを停止する。

高圧注入系から充てん系への切替え及び高圧注入ポンプ停止の判断に必要な計装設備は、加圧器水位等であり、充てんポンプによる炉心注水の確認に必要な計装設備は、加圧器水位等である。

X 健全側余熱除去系による炉心冷却への切替え

1次冷却材圧力計指示が2.7MPa以下及び1次冷却材高温側温度計(広域)指示が177℃未満となり余熱除去系が使用可能となれば、健全側の余熱除去系による炉心冷却を開始し、余熱除去系の運転状態を確認

認する。

健全側余熱除去系による炉心冷却開始の判断に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等であり、余熱除去系の運転状態の確認に必要な計装設備は、余熱除去流量等である。

XI 余熱除去系からの漏えい停止

1次冷却材圧力が余熱除去系配管の最高使用圧力以下であることを確認し、漏えい箇所の隔離操作として現場操作等により余熱除去系入口隔離弁の誤開又は破損が発生した側の余熱除去ポンプ入口弁等を閉止することにより隔離を行い、余熱除去系からの漏えいを停止する。

余熱除去系からの漏えい停止の確認に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等である。

以降、長期対策として余熱除去系による炉心冷却を継続的に行う。

なお、原子炉格納容器の冷却については、原子炉格納容器雰囲気の状態に応じて格納容器再循環ファンを運転し、継続的に行う。また、原子炉格納容器圧力が上昇した場合でも、原子炉格納容器スプレイ作動信号により格納容器スプレイポンプが起動し、原子炉格納容器の健全性は維持される。

(ロ) 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

事故シーケンスグループのうち、「1.15.5.4(1) a. (a) チ (イ) I 有効性評価の方法」に示す重要事故シーケンス「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」における3号機及び4号機同時の重大事故等対策に必要な要員は、運転員(当直員)、緊急時対策

本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員で構成され、合計22名である。

具体的には、運転員（当直員）は、運転操作指揮を行う当直課長及び当直副長の2名、号機間連絡及び運転操作助勢を行う当直主任及び運転員の2名、運転操作対応を行う運転員8名である。発電所構内に常駐している要員のうち、重大事故等対策要員（初動）は、運転対応要員2名及び保修対応要員4名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員（指揮者等）は4名である。この必要な要員と作業項目について第1.15-46図及び第1.15-47図に示す。

I プラントトリップ及びECCS作動信号発信の確認

事故の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認するとともに、ECCS作動信号の発信及び高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、電動補助給水ポンプ等の自動作動を確認する。

また、非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を確認する。

プラントトリップの確認に必要な計装設備は、出力領域中性子束等であり、ECCS作動信号発信による補機の自動作動の確認に必要な計装設備は、高圧注入ポンプ流量等である。

II 漏えい箇所の判断及び対応操作

1次冷却材圧力の低下、加圧器水位の低下、蒸気発生器ブローダウン水モニタ、復水器排気ガスモニタ、高感度型主蒸気管モニタの指示上昇、破損側蒸気発生器水位上昇等により、蒸気発生器伝熱管破損発生の判断及び破損側蒸気発生器の判定を行うとともに、蒸気発生器伝

熱管破損時に燃料取替用水タンクを水源とした注水が行われている場合の対応操作として、燃料取替用水タンクの補給準備を行う。

漏えい箇所の判断に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等である。

III 漏えい箇所の隔離

破損側蒸気発生器の隔離操作として、破損側蒸気発生器への補助給水停止、破損側蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気元弁の閉止等を行う。

漏えい箇所の隔離の確認に必要な計装設備は、蒸気発生器狭域水位等である。

IV 破損側蒸気発生器隔離失敗の判断

破損側蒸気発生器の隔離操作後に破損側蒸気発生器圧力が無負荷圧力より低下し、減圧が継続していることにより、破損側蒸気発生器の隔離に失敗したことを判断する。

破損側蒸気発生器隔離失敗の判断に必要な計装設備は、主蒸気ライン圧力等である。

V 2次系強制冷却

破損側蒸気発生器隔離失敗時の対応操作として、健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁の開操作により、1次系の減温、減圧を行う。その後、蒸気発生器の水位が狭域水位計指示範囲内で上昇傾向にある等、補助給水流量調整の必要がある場合は、蒸気発生器狭域水位計の指示範囲内に維持するように調整する。

2次系強制冷却の確認に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等であ

り、補助給水流量調整の判断に必要な計装設備は、蒸気発生器狭域水位等である。

VI 燃料取替用水タンクへの補給

破損側蒸気発生器隔離失敗時の対応操作として、燃料取替用水タンクへの補給操作を行う。

VII 加圧器逃がし弁開操作による1次系の減圧

ECCS停止条件を早期に確立し、1次系からの漏えい量を抑制するため、1次系のサブクール度を確保した段階で加圧器逃がし弁を手動で開操作することで1次系の減圧を行う。

1次系の減圧の判断に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等である。

VIII 蓄圧タンク出口弁閉止

蓄圧注入による破損側蒸気発生器2次側への漏えい量を抑制するため、1次系圧力が蓄圧タンクの保持圧力になる前に蓄圧タンク出口弁を閉止する。

蓄圧タンク出口弁閉止の判断に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等である。

IX 高圧注入系から充てん系への切替え及び高圧注入ポンプの停止

ECCS停止条件を満足していることを確認し、高圧注入ポンプから充てんポンプによる炉心注水に切替え、炉心注水状態を確認する。切替え後に高圧注入ポンプを停止する。

高圧注入系から充てん系への切替え及び高圧注入ポンプ停止の判

断に必要な計装設備は、加圧器水位等であり、充てんポンプによる炉心注水の確認に必要な計装設備は、加圧器水位等である。

X 余熱除去系による炉心冷却への切替え

1次冷却材圧力計指示が2.7MPa以下及び1次冷却材高温側温度計(広域)指示が177℃未満となり余熱除去系が使用可能となれば、余熱除去系による炉心冷却を開始し、余熱除去系の運転状態を確認する。

余熱除去系による炉心冷却開始の判断に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等であり、余熱除去系の運転状態の確認に必要な計装設備は、余熱除去ループ流量等である。

XI 1、2次系の均圧による破損側蒸気発生器からの漏えい停止

1次系の減圧により1次系と破損側蒸気発生器2次側を均圧させ、破損側蒸気発生器からの漏えいを停止する。

1、2次系の均圧による破損側蒸気発生器からの漏えい停止の確認に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等である。

以降、長期対策として余熱除去系による炉心冷却を継続的に行う。

XII 1次系のフィードアンドブリード

余熱除去系の接続に失敗する場合には、この対応操作として、充てんポンプ及び加圧器逃がし弁の開操作によるフィードアンドブリードを開始する。

フィードアンドブリード中の炉心冷却状態の確認に必要な計装設備は、1次冷却材高温側温度(広域)等である。

XIII 代替再循環による炉心冷却

余熱除去系の接続に失敗する場合の長期対策として、格納容器再循環サンプ水位計(広域)指示が70%以上を確認し、充てんポンプによる炉心注水からB格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)による代替再循環に切り替えることにより、代替再循環による炉心注水状態を確認する。以降、長期対策として代替再循環による炉心冷却を継続的に行う。

代替再循環への切替えの判断に必要な計装設備は、格納容器再循環サンプ水位(広域)等であり、代替再循環による炉心注水の確認に必要な計装設備は、余熱除去流量等である。

なお、原子炉格納容器の冷却については、原子炉格納容器雰囲気の状態に応じて格納容器再循環ファンを運転し、継続的に行う。また、原子炉格納容器圧力が上昇した場合でも、原子炉格納容器スプレイ作動信号により格納容器スプレイポンプが起動し、原子炉格納容器の健全性は維持される。

(4) 運転中の原子炉における重大事故

a. 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)

(a) 格納容器過圧破損

イ 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策

(イ) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」に至る可能性のあるPDSは、「1.15.2.3(4) 運転中の原子炉における重大事故」に示すとおり、SED、TED、TEW、AEW、SLW、SEW及びAEDである。

(ロ) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」では、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、格納容器スプレイ注入機能やECCS再循環機能等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、原子炉格納容器内へ流出した高温の1次冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱に伴い発生した水蒸気、金属－水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積により、原子炉格納容器圧力が緩慢に上昇し、原子炉格納容器の破損に至る。

したがって、本格納容器破損モードでは、原子炉格納容器雰囲気を冷却及び除熱し、原子炉格納容器圧力の上昇を抑制することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。また、非凝縮性ガスの発生を抑制するとともに、継続的に発生する水素を処理する。長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより原子炉格納容器雰囲気の除熱を行う。

(ハ) 格納容器破損防止対策

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」で想定される事故シーケンスに対して、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ、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等を整備する。

また、熔融炉心・コンクリート相互作用に伴う水素等の非凝縮性ガスの発生を抑制する観点及び原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心により原子炉格納容器雰囲気が過熱状態となることを防止する観点から、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティへ注水する対策等を整備する。更に、継続的に発生する水素を処理するため、静的触媒式水素再結合装置を設置するとともに、より一層の水素濃度低減を図るための設備としてイグナイタを設置する。これらの対策の概略系統図を第1.15-48図に、対応手順の概要を第1.15-49図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第1.15-14表に示す。

本格納容器破損モードのうち、「1.15.5.5(2)a.(a)イ(イ)I 有効性評価の方法」に示す評価事故シーケンスにおける3号機及び4号機同時の重大事故等対策に必要な要員は、運転員(当直員)、緊急時対策本部要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員で構成され、合計52名である。

具体的には、運転員(当直員)は、運転操作指揮を行う当直課長及び当直副長の2名、号機間連絡及び運転操作助勢を行う当直主任及び運転員の2名、運転操作対応を行う運転員8名である。発電所構内に常駐している要員のうち、重大事故等対策要員(初動)は、運転対応要員8名及び保修対応要員12名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員(指揮者等)は4名である。重大事故発生後30分以内に参集できる重大事故等対策要員(初動後)は、保修対応要員16名である。この必要な要員と作業項目について第1.15-50図に示す。また、評価事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を評価事故シーケンスと比

較し、必要な要員数を確認した結果、52名で対処可能である。

I 事象の発生及び対応処置

LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生し、原子炉トリップ信号、ECCS作動信号等が発信すれば、原子炉トリップ及びタービントリップ、ECCS及び格納容器スプレイの自動作動を確認する。

その後、格納容器スプレイ機能、ECCS再循環機能等の安全機能の喪失が重畳した場合には、全交流動力電源喪失の手順又は喪失した安全機能に対応した手順へ移行する。

事象の発生及び対応処置の判断に必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。

II 事象進展の判断及び対応準備

中央制御室からの操作による非常用母線の電源回復に失敗した場合は、早期の電源回復不能と判断する。この対応操作として、大容量空冷式発電機による電源確保、常設電動注入ポンプ起動準備、被ばく低減操作、復水タンクへの供給、使用済燃料ピットへの注水確保、使用済燃料ピット周辺線量率計の設置、使用済燃料ピット水位計(広域)[使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む]の設置及び移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却の準備を行う。

1次冷却材圧力の低下等により、1次冷却材漏えいの判断を行うとともに、事象判別を行っている10分以内に1次冷却材圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下することによる、漏えい規模が大きいLOCAの発生有無、補助給水流量の低下による補助給水機能喪失の有無により事象進展の判断を行う。

全交流動力電源喪失時に漏えい規模が大きいLOCAでない又は漏えいがない場合の対応操作として、常設電動注入ポンプの注入先を炉心注水とする。また、漏えい規模が大きいLOCAへの進展の可能性を考慮して、常設電動注入ポンプの準備完了後にB充てんポンプ(自己冷却)の準備を行う。なお、漏えい規模が大きいLOCAが発生した場合は、常設電動注入ポンプの注入先を格納容器スプレイとするとともにB充てんポンプ(自己冷却)の準備を行う。

全交流動力電源喪失時に漏えい規模が大きいLOCAでない場合は、常設電動注入ポンプにより代替炉心注水を行うが、10分以内に1次冷却材圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下することにより漏えい規模が大きいLOCAに進展した場合、注水先を切り替えることにより常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行うとともに、B充てんポンプ(自己冷却)による代替炉心注水を行う。漏えい規模が大きいLOCAでない場合でも、炉心出口温度計指示 350°C 以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ)指示 $1\times 10^5\text{mSv/h}$ 以上により炉心損傷と判断すれば、注水先を切り替えることにより常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行う。また、炉心損傷後の常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ実施時においても、炉心損傷の進展防止及び緩和のために、B充てんポンプ(自己冷却)による代替炉心注水を行う。

事象進展の判断に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等である。

III アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動

全交流動力電源喪失時、アニュラス部に水素が滞留することを防止するため及び原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するため、事前に現場にてアニュラス空気浄化系ダンパへの代替

空気供給操作を行い、大容量空冷式発電機等により電源供給された後にアニュラス空気浄化ファンを起動する。また、中央制御室の作業環境確保のため、現場にて中央制御室非常用循環系ダンパの開処置を行い、中央制御室非常用循環系の起動操作を行う。

IV 補助給水系機能維持の判断

補助給水ポンプ起動及び補助給水流量が確立されていることを確認する。また、全交流動力電源喪失時、漏えい規模が大きいLOCAでない又は漏えいがない場合に、補助給水機能が喪失していると判断される場合は、加圧器逃がし弁の使用準備として窒素ボンベ(加圧器逃がし弁用)による駆動用空気の供給を行い、炉心損傷判断後、原子炉容器破損時点で1次冷却材圧力を2.0MPa以下まで減圧するための加圧器逃がし弁による1次系強制減圧を行う。なお、加圧器逃がし弁の使用準備において、直流電源が喪失している場合には、可搬型バッテリー(加圧器逃がし弁用)の準備を行う。

補助給水系機能維持の判断に必要な計装設備は、補助給水流量等である。

V イグナイタの起動及び可搬型格納容器水素濃度計測装置等の運転準備

原子炉容器内等において、事象進展に応じて水素が生成される可能性があるため、炉心出口温度が350℃に到達した場合、又はECCS作動信号の発信を伴う1次冷却材喪失時にすべての高圧注入機能が喪失した場合に、イグナイタを起動するとともに可搬型格納容器水素濃度計測装置等の運転準備を行う。また、全交流動力電源喪失時には、

準備完了後、大容量空冷式発電機等より受電すれば、速やかにイグナイタを起動する。

VI 炉心損傷の判断

炉心出口温度計指示 350°C 以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ)指示 $1\times 10^5\text{mSv/h}$ 以上により、炉心損傷と判断する。なお、炉心損傷の判断基準である炉心出口温度 350°C は、炉心が直接蒸気を過熱している可能性が高いと考えられる温度として、加圧器安全弁の設定圧力を考慮した1次系の最大飽和蒸気温度から設定した値であり、格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ) $1\times 10^5\text{mSv/h}$ は、炉心溶融時の原子炉格納容器内線量率の評価結果を踏まえて設定した値である。

炉心損傷の判断に必要な計装設備は、格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ)等である。

VII 静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタ作動状況確認

静的触媒式水素再結合装置にて原子炉格納容器内の水素が処理されていることを、静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の温度上昇により確認する。また、イグナイタ作動にて原子炉格納容器内の水素が燃焼し処理されていることを、電気式水素燃焼装置動作監視装置の温度上昇により確認する。

VIII 常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ

格納容器スプレイ注入機能が喪失している場合に、1次冷却材漏えいに伴う原子炉格納容器圧力上昇の抑制及び炉心損傷後の溶融炉心落下に伴う溶融炉心・コンクリート相互作用抑制のための大容量空冷式発

電機等からの給電及び常設電動注入ポンプの準備が整い次第、代替格納容器スプレイを開始する。なお、炉心冷却については、B充てんポンプ(自己冷却)による代替炉心注水の準備が整い次第、炉心への注水を行う。また、代替格納容器スプレイを継続するため、燃料取替用水タンク水位計の指示が16%以下となれば、復水タンクとの連絡を行い、復水タンクに補給することにより代替格納容器スプレイを継続する。その後、格納容器再循環サンプ水位(広域)指示が75%以上となれば、代替格納容器スプレイを一旦停止する。一旦停止後に、格納容器内圧力計指示が、原子炉格納容器の最高使用圧力である392kPaまで上昇すれば代替格納容器スプレイを再開する。

常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイに必要な計装設備は、格納容器圧力等である。

IX 水素濃度監視

ジルコニウム-水反応等により生成される水素による原子炉格納容器内の水素濃度を確認するため、格納容器水素濃度計測装置等の準備が整い次第運転し、格納容器内水素濃度の測定を開始する。

また、アニュラス部に漏えいした水素によるアニュラス部の水素濃度を確認するために、炉心損傷判断後、アニュラス水素濃度計測装置によりアニュラス内の水素濃度の測定を開始する。

X 格納容器内自然対流冷却

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し、原子炉格納容器雰囲気自然対流により除熱する。

また、全交流動力電源喪失等が起因となり原子炉補機冷却水系が使

用できない場合には、移動式大容量ポンプ車によりA、B格納容器再循環ユニットに冷却水を供給し、原子炉格納容器雰囲気を自然対流により除熱する。但し、炉心溶融により屋外の放射線量が高い場合は、屋内に待機しモニタ指示を確認しながら、事象発生から24時間以内に除熱を開始できるように作業を行う。

格納容器内自然対流冷却の確認に必要な計装設備は、格納容器圧力等である。

(b) 格納容器過温破損

イ 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策

(イ) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」に至る可能性のあるPDSは、「1.15.2.3(4) 運転中の原子炉における重大事故」に示すとおり、SED、TED、TEW、AEW、SLW、SEW及びAEDである。

(ロ) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」では、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、格納容器スプレイ注入機能やECCS再循環機能等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、原子炉格納容器内へ流出した高温の1次冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱に伴い発生した水蒸気、金属－水反応等によって発生した非凝縮

性ガスの蓄積により、原子炉格納容器内温度が緩慢に上昇し、原子炉格納容器の破損に至る。

したがって、本格納容器破損モードでは、原子炉格納容器雰囲気を冷却及び除熱し、原子炉格納容器内温度の上昇を抑制することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。また、非凝縮性ガスの発生を抑制するとともに、継続的に発生する水素を処理する。長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより原子炉格納容器雰囲気の除熱を行う。

(ハ) 格納容器破損防止対策

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」で想定される事故シーケンスに対して、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ、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等を整備する。

また、1次系圧力が高い状態で原子炉容器が破損し、熔融炉心、水蒸気、水素等が急速に放出され、原子炉格納容器雰囲気が直接加熱されることによる急速な原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する観点から、原子炉容器破損までに加圧器逃がし弁による1次系強制減圧を行う対策等を整備する。

更に、熔融炉心・コンクリート相互作用に伴う水素等の非凝縮性ガスの発生を抑制する観点及び原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心により原子炉格納容器雰囲気が過熱状態となることを防止する観点から、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャ

ビティへ注水する対策等を整備する。加えて、継続的に発生する水素を処理するため、静的触媒式水素再結合装置を設置するとともに、より一層の水素濃度低減を図るための設備としてイグナイタを設置する。これらの対策の概略系統図を第1.15-51図に、対応手順の概要を第1.15-52図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第1.15-15表に示す。

本格納容器破損モードのうち、「1.15.5.5(2)a.(a)ロ(イ)I 有効性評価の方法」に示す評価事故シーケンスにおける3号機及び4号機同時の重大事故等対策に必要な要員は、運転員(当直員)、緊急時対策本部要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員で構成され、合計52名である。

具体的には、運転員(当直員)は、運転操作指揮を行う当直課長及び当直副長の2名、号機間連絡及び運転操作助勢を行う当直主任及び運転員の2名、運転操作対応を行う運転員8名である。発電所構内に常駐している要員のうち、重大事故等対策要員(初動)は、運転対応要員8名及び保修対応要員12名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員(指揮者等)は4名である。重大事故発生後30分以内に参集できる重大事故等対策要員(初動後)は、保修対応要員16名である。この必要な要員と作業項目について第1.15-53図に示す。また、評価事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を評価事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、52名で対処可能である。

I 事象の発生及び対応処置

LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生し、原子炉トリップ信号、ECCS作動信号等が発信すれば、原子炉トリップ及びタービントリ

ップ、ECCS及び格納容器スプレイの自動作動を確認する。

その後、格納容器スプレイ機能、ECCS再循環機能等の安全機能の喪失が重畳した場合には、全交流動力電源喪失の手順又は喪失した安全機能に対応した手順へ移行する。

事象の発生及び対応処置の判断に必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。

II 事象進展の判断及び対応準備

中央制御室からの操作による非常用母線の電源回復に失敗した場合は、早期の電源回復不能と判断する。この対応操作として、大容量空冷式発電機による電源確保、常設電動注入ポンプ起動準備、被ばく低減操作、復水タンクへの供給、使用済燃料ピットへの注水確保、使用済燃料ピット周辺線量率計の設置、使用済燃料ピット水位計（広域）〔使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む〕の設置及び移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却の準備を行う。

1次冷却材圧力の低下等により、1次冷却材漏えいの判断を行うとともに、事象判別を行っている10分以内に1次冷却材圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下することによる、漏えい規模が大きいLOCAの発生有無、補助給水流量の低下による補助給水機能喪失の有無により事象進展の判断を行う。

全交流動力電源喪失時に漏えい規模が大きいLOCAでない又は漏えいがない場合の対応操作として、常設電動注入ポンプの注入先を炉心注水とする。また、漏えい規模が大きいLOCAへの進展の可能性を考慮して、常設電動注入ポンプの準備完了後にB充てんポンプ（自己冷却）の準備を行う。なお、漏えい規模が大きいLOCAが発生した場合は、常

設電動注入ポンプの注入先を格納容器スプレイとするとともにB充てんポンプ(自己冷却)の準備を行う。

全交流動力電源喪失時に漏えい規模が大きいLOCAでない場合は、常設電動注入ポンプにより代替炉心注水を行うが、10分以内に1次冷却材圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下することにより漏えい規模が大きいLOCAに進展した場合、注水先を切り替えることにより常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行うとともに、B充てんポンプ(自己冷却)による代替炉心注水を行う。漏えい規模が大きいLOCAでない場合でも、炉心出口温度計指示350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ)指示 1×10^5 mSv/h以上により炉心損傷と判断すれば、注水先を切り替えることにより常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行う。また、炉心損傷後の常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ実施時においても、炉心損傷の進展防止及び緩和のために、B充てんポンプ(自己冷却)による代替炉心注水を行う。

事象進展の判断に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等である。

III アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動

全交流動力電源喪失時、アニュラス部に水素が滞留することを防止するため及び原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するため、事前に現場にてアニュラス空気浄化系ダンパへの代替空気供給操作を行い、大容量空冷式発電機等により電源供給された後にアニュラス空気浄化ファンを起動する。また、中央制御室の作業環境確保のため、現場にて中央制御室非常用循環系ダンパの開処置を行い、中央制御室非常用循環系の起動操作を行う。

IV 補助給水系機能維持の判断

補助給水ポンプ起動及び補助給水流量が確立されていることを確認する。また、全交流動力電源喪失時、漏えい規模が大きいLOCAでない又は漏えいがない場合に、補助給水機能が喪失していると判断される場合は、加圧器逃がし弁の使用準備として窒素ボンベ(加圧器逃がし弁用)による駆動用空気の供給を行い、炉心損傷判断後、原子炉容器破損時点で1次系圧力を2.0MPa以下まで減圧するための加圧器逃がし弁による1次系強制減圧を行う。なお、加圧器逃がし弁の使用準備において、直流電源が喪失している場合には、可搬型バッテリー(加圧器逃がし弁用)の準備を行う。

補助給水系機能維持の判断に必要な計装設備は、補助給水流量等である。

V イグナイタの起動及び可搬型格納容器水素濃度計測装置等の運転準備

原子炉容器内等において、事象進展に応じて水素が生成される可能性があるため、炉心出口温度が350℃に到達した場合、又はECCS作動信号の発信を伴う1次冷却材喪失時にすべての高圧注入機能が喪失した場合に、イグナイタを起動するとともに可搬型格納容器水素濃度計測装置等の運転準備を行う。また、全交流動力電源喪失時には、準備完了後、大容量空冷式発電機等より受電すれば、速やかにイグナイタを起動する。

VI 炉心損傷の判断

炉心出口温度計指示 350°C 以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ)指示 $1\times 10^5\text{mSv/h}$ 以上により、炉心損傷と判断する。なお、炉心損傷の判断基準である炉心出口温度 350°C は、炉心が直接蒸気を過熱している可能性が高いと考えられる温度として、加圧器安全弁の設定圧力を考慮した1次系の最大飽和蒸気温度から設定した値であり、格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ) $1\times 10^5\text{mSv/h}$ は、炉心熔融時の原子炉格納容器内線量率の評価結果を踏まえて設定した値である。

炉心損傷の判断に必要な計装設備は、格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ)等である。

VII 静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタ作動状況確認

静的触媒式水素再結合装置にて原子炉格納容器内の水素が処理されていることを、静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の温度上昇により確認する。また、イグナイタ作動にて原子炉格納容器内の水素が燃焼し処理されていることを、電気式水素燃焼装置動作監視装置の温度上昇により確認する。

VIII 常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ

格納容器スプレイ注入機能が喪失している場合に、1次冷却材漏えいに伴う原子炉格納容器圧力上昇の抑制及び炉心損傷後の熔融炉心落下に伴う熔融炉心・コンクリート相互作用抑制のための大容量空冷式発電機等からの給電及び常設電動注入ポンプの準備が整い次第、代替格納容器スプレイを開始する。なお、炉心冷却については、B充てんポンプ(自己冷却)による代替炉心注水の準備が整い次第、炉心への注水を

行う。また、代替格納容器スプレイを継続するため、燃料取替用水タンク水位計の指示が16%以下となれば、復水タンクとの連絡を行い、復水タンクに補給することにより代替格納容器スプレイを継続する。その後、格納容器再循環サンプ水位（広域）指示が75%以上となれば、代替格納容器スプレイを一旦停止する。一旦停止後に、格納容器内圧力計指示が、原子炉格納容器の最高使用圧力である392kPaまで上昇すれば代替格納容器スプレイを再開する。

常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイに必要な計装設備は、格納容器圧力等である。

IX 水素濃度監視

ジルコニウム－水反応等により生成される水素による原子炉格納容器内の水素濃度を確認するため、格納容器水素濃度計測装置等の準備が整い次第運転し、格納容器内水素濃度の測定を開始する。

また、アニュラス部に漏えいした水素によるアニュラス部の水素濃度を確認するために、炉心損傷判断後、アニュラス水素濃度計測装置によりアニュラス内の水素濃度の測定を開始する。

X 格納容器内自然対流冷却

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し、原子炉格納容器雰囲気を自然対流により除熱する。

また、全交流動力電源喪失等の起因となり原子炉補機冷却水系が使用できない場合には、移動式大容量ポンプ車によりA、B格納容器再循環ユニットに冷却水を供給し、原子炉格納容器雰囲気を自然対流により除熱する。但し、炉心溶融により屋外の放射線量が高い場合は、屋内に

待機しモニタ指示を確認しながら、事象発生から24時間以内に除熱を開始できるように作業を行う。

格納容器内自然対流冷却の確認に必要な計装設備は、格納容器圧力等である。

b. 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

(a) 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策

イ 格納容器破損モード内のプラント損傷状態

格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に至る可能性のあるPDSは、「1.15.2.3 (4) 運転中の原子炉における重大事故」に示すとおり、SED、TEI、TED、TEW、SEI、SLI、SLW及びSEWである。

ロ 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方

格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」では、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の小規模の破断、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、格納容器スプレイ注入機能やECCS再循環機能等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、1次系圧力が高い状態で原子炉容器が破損し、溶融炉心、水蒸気、水素等が急速に放出され、原子炉格納容器雰囲気が直接加熱されることにより、急速に原子炉格納容器圧力が上昇し、原子炉格納容器の破損に至る。

したがって、本格納容器破損モードでは、急速な原子炉格納容器圧力の上昇を抑制するため、原子炉容器破損までに1次系の減圧を行うことにより、原子炉格納容器の破損を防止する。また、非凝縮性ガスの発生を抑制

するとともに、継続的に発生する水素を処理する。長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより原子炉格納容器雰囲気の除熱を行う。

ハ 格納容器破損防止対策

格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」で想定される事故シーケンスに対して、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、1次系圧力が高い状態で原子炉容器が破損し、溶融炉心、水蒸気、水素等が急速に放出され、原子炉格納容器雰囲気が直接加熱されることによる急速な原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する観点から、原子炉容器破損までに加圧器逃がし弁による1次系強制減圧等を整備する。

また、その後の原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ、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等を整備する。

更に、非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、溶融炉心・コンクリート相互作用に伴う水素発生に対しては、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティへ注水する対策等を整備する。加えて、継続的に発生する水素を処理するため、静的触媒式水素再結合装置を設置するとともに、より一層の水素濃度低減対策を図るための設備としてイグナイタを設置する。

したがって、本格納容器破損モードに対応する手順及び重大事故等対策は「1.15.2.4(4) a.(b) 格納容器過温破損」と同様である。

c. 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

(a) 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策

イ 格納容器破損モード内のプラント損傷状態

格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に至る可能性のあるPDSは、「1.15.2.3(4) 運転中の原子炉における重大事故」に示すとおり、AEI、AEW、SEI、SLI、SLW及びSEWである。

ロ 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方

格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」では、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断が発生するとともに、ECCS注水機能や格納容器スプレイ再循環機能等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、溶融炉心と原子炉圧力容器外の冷却材の接触による一時的な圧力の急上昇が生じ、そのときに、発生するエネルギーが大きい場合には、構造物が破壊されることにより、原子炉格納容器の破損に至る。

溶融燃料－冷却材相互作用のうち、水蒸気爆発は、原子炉容器から落下する溶融炉心が細粒化して水中に分散する際に蒸気膜を形成し、この蒸気膜に何らかの外乱が加わることによって崩壊し、周囲に瞬時に拡大・伝ばすることに伴い大きなエネルギーが発生する現象である。

細粒化した溶融炉心を覆う蒸気膜は安定性があり、何らかの外乱がなければ蒸気膜の崩壊は起こりにくいことが実験等の知見により得られており、実機においては、原子炉下部キャビティ水は準静的であり、外乱が加わる要素は考えにくい。また、これらの各種実験結果及びJASMINEコードを用いた格納容器破損確率評価等を踏まえると、実機において水蒸気爆発に

至る可能性は極めて小さいと考えられる。

したがって、本格格納容器破損モードでは、原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱し、溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への伝熱による水蒸気発生に伴う原子炉格納容器圧力の上昇を抑制することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。また、非凝縮性ガスの発生を抑制するとともに、継続的に発生する水素を処理する。長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより原子炉格納容器雰囲気の除熱を行う。

ハ 格納容器破損防止対策

格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」で想定される事故シーケンスに対して、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への伝熱による水蒸気発生に伴う原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する観点から、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ等を整備する。

また、その後の原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ、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等を整備する。

更に、非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、溶融炉心・コンクリート相互作用に伴う水素発生に対しては、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイによって原子炉下部キャビティへ注水する対策等を整備する。加えて、継続的に発生する水素を処理するため、静的触媒式水素再結合装置を設置するとともに、より一層の水素濃度低減を図るための設備としてイグナイタを設置する。

したがって、本格格納容器破損モードに対応する手順及び重大事故等対

策は「1.15.2.4(4)a.(a) 格納容器過圧破損」と同様である。

d. 水素燃焼

(a) 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策

イ 格納容器破損モード内のプラント損傷状態

格納容器破損モード「水素燃焼」に至る可能性のあるPDSは、「1.15.2.3(4) 運転中の原子炉における重大事故」に示すとおり、TEI、SED、AEI、SEI、SLI、TED、TEW、SEW、AEW、SLW及びAEDである。

ロ 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方

格納容器破損モード「水素燃焼」では、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、格納容器スプレイ注入機能やECCS再循環機能等の安全機能の喪失が重畳して、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解、金属腐食及び熔融炉心・コンクリート相互作用等によって水素が発生する。このため、緩和措置がとられない場合には、水素と原子炉格納容器内の酸素が反応することにより激しい燃焼が生じ、原子炉格納容器の破損に至る。

したがって、本格納容器破損モードでは、継続的に発生する水素を処理し、原子炉格納容器内の水素濃度を低減することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。また、熔融炉心・コンクリート相互作用に対しては、原子炉下部キャビティへ注水し、水素発生を抑制する。

ハ 格納容器破損防止対策

格納容器破損モード「水素燃焼」で想定される事故シーケンスに対して、PWRプラントは原子炉格納容器の自由体積が大きいことにより水素濃度が高濃度にならないという特徴を有している。その上で、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、原子炉格納容器内の水素濃度を低減する観点から、静的触媒式水素再結合装置を設置する。また、より一層の水素濃度低減を図るための設備としてイグナイタを設置する。更に、溶融炉心・コンクリート相互作用に伴う水素発生に対しては、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティへ注水する対策等を整備する。加えて、原子炉格納容器内の水素濃度を確認するために可搬型格納容器水素濃度計測装置等により原子炉格納容器内の水素濃度を測定する。これらの対策の概略系統図を第1.15-54図に、手順の概要を第1.15-55図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第1.15-16表に示す。

本格納容器破損モードのうち、「1.15.5.5(2)a.(d)イ(イ) 有効性評価の方法」に示す評価事故シーケンスにおける3号機及び4号機同時の重大事故等対策に必要な要員は、運転員(当直員)、緊急時対策本部要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員で構成され、合計30名である。

具体的には、運転員(当直員)は、運転操作指揮を行う当直課長及び当直副長の2名、号機間連絡及び運転操作助勢を行う当直主任及び運転員の2名、運転操作対応を行う運転員8名である。発電所構内に常駐している要員のうち、重大事故等対策要員(初動)は、運転対応要員8名及び保修対応要員6名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員(指揮者等)は4名である。この必要な要員と作業項目について第1.15-56図に示す。また、評

価事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を評価事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果52名で対処可能である。

(イ) 事象の発生及び対応処置

LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生し、原子炉トリップ信号、ECCS作動信号等が発信すれば、原子炉トリップ及びタービントリップ、ECCS及び格納容器スプレイの自動作動を確認する。

その後、格納容器スプレイ機能、ECCS再循環機能等の安全機能の喪失が重畳した場合には、全交流動力電源喪失の手順又は喪失した安全機能に対応した手順へ移行する。

事象の発生及び対応処置の判断に必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。

(ロ) 事象進展の判断及び対応準備

中央制御室からの操作による非常用母線の電源回復に失敗した場合は、早期の電源回復不能と判断する。この対応操作として、大容量空冷式発電機による電源確保、常設電動注入ポンプ起動準備、被ばく低減操作、復水タンクへの供給、使用済燃料ピットへの注水確保、使用済燃料ピット周辺線量率計の設置、使用済燃料ピット水位計(広域)[使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む]の設置及び移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却の準備を行う。

1次冷却材圧力の低下等により、1次冷却材漏えいの判断を行うとともに、事象判別を行っている10分以内に1次冷却材圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下することによる、漏えい規模が大きいLOCAの発生有無、補助給水流量の低下による補助給水機能喪失の有無により事象進展

の判断を行う。

全交流動力電源喪失時に漏えい規模が大きいLOCAでない又は漏えいがない場合の対応操作として、常設電動注入ポンプの注入先を炉心注水とする。また、漏えい規模が大きいLOCAへの進展の可能性を考慮して、常設電動注入ポンプの準備完了後にB充てんポンプ(自己冷却)の準備を行う。なお、漏えい規模が大きいLOCAが発生した場合は、常設電動注入ポンプの注入先を格納容器スプレイとするとともにB充てんポンプ(自己冷却)の準備を行う。

全交流動力電源喪失時に漏えい規模が大きいLOCAでない場合は、常設電動注入ポンプにより代替炉心注水を行うが、10分以内に1次冷却材圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下することにより漏えい規模が大きいLOCAに進展した場合、注水先を切り替えることにより常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行うとともに、B充てんポンプ(自己冷却)による代替炉心注水を行う。漏えい規模が大きいLOCAでない場合でも、炉心出口温度計指示 350°C 以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ)指示 $1 \times 10^5 \text{ mSv/h}$ 以上により炉心損傷と判断すれば、注水先を切り替えることにより常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行う。また、炉心損傷後の常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ実施時においても、炉心損傷の進展防止及び緩和のために、B充てんポンプ(自己冷却)による代替炉心注水を行う。

事象進展の判断に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等である。

(ハ) アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動

全交流動力電源喪失時、アニュラス部に水素が滞留することを防止するため及び原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度

を低減するため、事前に現場にてアニュラス空気浄化系ダンパへの代替空気供給操作を行い、大容量空冷式発電機等により電源供給された後にアニュラス空気浄化ファンを起動する。また、中央制御室の作業環境確保のため、現場にて中央制御室非常用循環系ダンパの開処置を行い、中央制御室非常用循環系の起動操作を行う。

(二) 補助給水系機能維持の判断

補助給水ポンプ起動及び補助給水流量が確立されていることを確認する。また、全交流動力電源喪失時、漏えい規模が大きいLOCAでない又は漏えいがない場合に、補助給水機能が喪失していると判断される場合は、加圧器逃がし弁の使用準備として窒素ボンベ(加圧器逃がし弁用)による駆動用空気の供給を行い、炉心損傷判断後、原子炉容器破損時点で1次冷却材圧力を2.0MPa以下まで減圧するための加圧器逃がし弁による1次系強制減圧を行う。なお、加圧器逃がし弁の使用準備において、直流電源が喪失している場合には、可搬型バッテリー(加圧器逃がし弁用)の準備を行う。

補助給水系機能維持の判断に必要な計装設備は、補助給水流量等である。

(ホ) イグナイタの起動及び可搬型格納容器水素濃度計測装置等の運転準備

原子炉容器内等において、事象進展に応じて水素が生成される可能性があるため、炉心出口温度が350℃に到達した場合、又はECCS作動信号の発信を伴う1次冷却材喪失時にすべての高圧注入機能が喪失した場合に、イグナイタを起動するとともに可搬型格納容器水素濃度計測

装置等の運転準備を行う。また、全交流動力電源喪失時には、準備完了後、大容量空冷式発電機等より受電すれば、速やかにイグナイタを起動する。

(へ) 炉心損傷の判断

炉心出口温度計指示 350°C 以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ)指示 $1\times 10^5\text{mSv/h}$ 以上により、炉心損傷と判断する。なお、炉心損傷の判断基準である炉心出口温度 350°C は、炉心が直接蒸気を過熱している可能性が高いと考えられる温度として、加圧器安全弁の設定圧力を考慮した1次系の最大飽和蒸気温度から設定した値であり、格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ) $1\times 10^5\text{mSv/h}$ は、炉心溶融時の原子炉格納容器内線量率の評価結果を踏まえて設定した値である。

炉心損傷の判断に必要な計装設備は、格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ)等である。

(ト) 静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタ作動状況確認

静的触媒式水素再結合装置にて原子炉格納容器内の水素が処理されていることを、静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の温度上昇により確認する。また、イグナイタ作動にて原子炉格納容器内の水素が燃焼し処理されていることを、電気式水素燃焼装置動作監視装置の温度上昇により確認する。

(チ) 常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ

格納容器スプレイ注入機能が喪失している場合に、1次冷却材漏えいに伴う原子炉格納容器圧力上昇の抑制及び炉心損傷後の溶融炉心落

下に伴う溶融炉心・コンクリート相互作用抑制のための大容量空冷式発電機等からの給電及び常設電動注入ポンプの準備が整い次第、代替格納容器スプレイを開始する。なお、炉心冷却については、B充てんポンプ(自己冷却)による代替炉心注水の準備が整い次第、炉心への注水を行う。また、代替格納容器スプレイを継続するため、燃料取替用水タンク水位計の指示が16%以下となれば、復水タンクとの連絡を行い、復水タンクに補給することにより代替格納容器スプレイを継続する。その後、格納容器再循環サンプ水位(広域)指示が75%以上となれば、代替格納容器スプレイを一旦停止する。一旦停止後に、格納容器内圧力計指示が、原子炉格納容器の最高使用圧力である392kPaまで上昇すれば代替格納容器スプレイを再開する。

常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイに必要な計装設備は、格納容器圧力等である。

(リ) 水素濃度監視

ジルコニウム-水反応等により生成される水素による原子炉格納容器内の水素濃度を確認するため、格納容器水素濃度計測装置等の準備が整い次第運転し、格納容器内水素濃度の測定を開始する。

また、アニュラス部に漏えいした水素によるアニュラス部の水素濃度を確認するために、炉心損傷判断後、アニュラス水素濃度計測装置によりアニュラス内の水素濃度の測定を開始する。

(ヌ) 格納容器内自然対流冷却

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し、原子炉格納容器雰囲気自然対流により除熱する。

また、全交流動力電源喪失等が起因となり原子炉補機冷却水系が使用できない場合には、移動式大容量ポンプ車によりA、B格納容器再循環ユニットに冷却水を供給し、原子炉格納容器雰囲気を自然対流により除熱する。但し、炉心溶融により屋外の放射線量が高い場合は、屋内に待機しモニタ指示を確認しながら、事象発生から24時間以内に除熱を開始できるように作業を行う。

格納容器内自然対流冷却の確認に必要な計装設備は、格納容器圧力等である。

e. 溶融炉心・コンクリート相互作用

(a) 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策

イ 格納容器破損モード内のプラント損傷状態

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に至る可能性のあるPDSは、「1.15.2.3(4) 運転中の原子炉における重大事故」に示すとおり、TEI、TED、SED、TEW、AEI、SEI、AED、SLI、SLW、AEW及びSEWである。

ロ 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」では、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、格納容器スプレイ注入機能やECCS再循環機能等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、原子炉容器内の溶融炉心が原子炉格納容器内の床上へ流出し、溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって原子炉格

格納容器床のコンクリートが侵食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失することにより、原子炉格納容器の破損に至る。

したがって、本格格納容器破損モードでは、原子炉格納容器床へ注水し、原子炉格納容器床に落下した溶融炉心を冷却することにより原子炉格納容器の破損を防止する。また、非凝縮性ガスの発生を抑制するとともに、継続的に発生する水素を処理する。長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより原子炉格納容器雰囲気の除熱を行う。

ハ 格納容器破損防止対策

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」で想定される事故シーケンスに対して、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、原子炉格納容器床のコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティへ注水する対策等を整備する。また、継続的に発生する水素を処理するため、静的触媒式水素再結合装置を設置するとともに、より一層の水素濃度低減を図るための設備としてイグナイタを設置する。

更に、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ、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等を整備する。

したがって、本格格納容器破損モードに対応する手順及び重大事故等対策は「1.15.2.4(4)a.(a) 格納容器過圧破損」と同様である。

(5) 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

a. 想定事故1

(a) 想定事故1の特徴、燃料損傷防止対策

イ 想定する事故

「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」において、使用済燃料ピットにおける燃料損傷防止対策の有効性を確認するために想定する事故の1つは、「1.15.2.3(5) 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」に示すとおり、想定事故1として「使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故」である。

ロ 想定事故1の特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

想定事故1では、使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失により、使用済燃料ピット内の水の温度が徐々に上昇し、やがて沸騰して蒸発することによって使用済燃料ピット水位が緩慢に低下する。このため、緩和措置がとられない場合には、やがて燃料体等は露出し、損傷に至る。

したがって、想定事故1では、使用済燃料ピットへの注水の確保を行うことによって、燃料有効長頂部が冠水していること、放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること及び未臨界が維持されていることが必要となる。

ハ 燃料損傷防止対策

想定事故1における機能喪失に対して、使用済燃料ピット内の燃料体等が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水等を整備する。これらの対策の概略系統図を第1.15-57図に、対応手順の概要を第

1.15-58図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第1.15-17表に示す。

想定事故1における3号機及び4号機同時の重大事故等対策に必要な要員は、運転員(当直員)、緊急時対策本部要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員で構成され、合計40名である。

具体的には、運転員(当直員)は、運転操作指揮を行う当直課長及び当直副長の2名、号機間連絡及び運転操作助勢を行う当直主任及び運転員の2名、運転操作対応を行う運転員8名である。発電所構内に常駐している要員のうち、重大事故等対策要員(初動)は保修対応要員10名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員(指揮者等)は4名である。重大事故発生後30分以内に参集できる重大事故等対策要員(初動後)は、保修対応要員14名である。この必要な要員と作業項目について第1.15-59図に示す。

(イ) 使用済燃料ピット冷却機能喪失の判断及び対応

使用済燃料ピットポンプ又は使用済燃料ピット冷却器の機能が喪失し、使用済燃料ピットポンプが全台停止した場合又は使用済燃料ピット温度が65℃を超える場合は、使用済燃料ピット冷却機能喪失と判断し、回復操作を行うとともに、燃料取替用水タンク等から使用済燃料ピットへの注水準備並びに使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水準備を開始する。また、使用済燃料ピット周辺線量率計の設置及び使用済燃料ピット水位計(広域)[使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む]の設置を行う。

使用済燃料ピット冷却機能喪失の判断に必要な計装設備は、使用済燃料ピット水位(SA)等である。

(ロ) 使用済燃料ピット水位の確認

使用済燃料ピット冷却機能喪失により、使用済燃料ピット水温が上昇し、使用済燃料ピット水位が低下していることを確認する。

使用済燃料ピット水位の確認に必要な計装設備は、使用済燃料ピット水位 (SA) 等である。

(ハ) 使用済燃料ピット注水機能喪失の判断

燃料取替用水タンク等から使用済燃料ピットへの注水機能の確認を行う。使用済燃料ピット水位の上昇等により注水が確認できなければ、使用済燃料ピット注水機能の喪失と判断し、使用済燃料ピット注水機能の回復操作を行う。

使用済燃料ピット注水機能喪失の判断に必要な計装設備は、使用済燃料ピット水位 (SA) 等である。

(ニ) 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ等による使用済燃料ピットへの注水

淡水タンク(2次系純水タンク、原水タンク)からの注水手段のうち使用可能なものから、順次使用済燃料ピットへの注水機能の確認を行う。

上記手段にて使用済燃料ピットへ注水できない場合は、淡水(八田浦貯水池)又は海を水源として使用済燃料ピット補給用水中ポンプにより使用済燃料ピットへ注水を行う。使用済燃料ピットへの注水に当たっては、使用済燃料ピット補給用水中ポンプの間欠運転により、使用済燃料ピット水位は、注水停止水位EL.+10.96m、注水開始水位EL.+10.78mの範囲で維持する。

以降、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへ

の注水により使用済燃料ピットの水位が維持され、水温が安定していることを確認する。

使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水に必要な計装設備は、使用済燃料ピット水位 (SA) 等である。

b. 想定事故2

(a) 想定事故2の特徴、燃料損傷防止対策

イ 想定する事故

「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」において、使用済燃料ピットにおける燃料損傷防止対策の有効性を確認するために想定する事故の1つは、「1.15.2.3 (5) 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」に示すとおり、想定事故2として「サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故」である。

ロ 想定事故2の特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

想定事故2では、使用済燃料ピット冷却系の配管破断によるサイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な漏えいが発生するとともに、使用済燃料ピット注水機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、やがて燃料体等は露出し、損傷に至る。

したがって、想定事故2では、使用済燃料ピットへの注水の確保を行うことによって、燃料有効長頂部が冠水していること、放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること及び未臨界が維持されていることが必要となる。

ハ 燃料損傷防止対策

想定事故2における機能喪失に対して、使用済燃料ピット内の燃料体等が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水等を整備する。これらの対策の概略系統図を第1.15-60図に、対応手順の概要を第1.15-61図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第1.15-18表に示す。

想定事故2における3号機及び4号機同時の重大事故等対策に必要な要員は、運転員(当直員)、緊急時対策本部要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員で構成され、合計40名である。

具体的には、運転員(当直員)は、運転操作指揮を行う当直課長及び当直副長の2名、号機間連絡及び運転操作助勢を行う当直主任及び運転員の2名、運転操作対応を行う運転員8名である。発電所構内に常駐している要員のうち、重大事故等対策要員(初動)は、保修対応要員10名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員(指揮者等)は4名である。重大事故発生後30分以内に参集できる重大事故等対策要員(初動後)は、保修対応要員14名である。この必要な要員と作業項目について第1.15-62図に示す。

(イ) 使用済燃料ピット冷却機能喪失の判断及び対応

使用済燃料ピット水位低警報発信により使用済燃料ピット水位の低下を確認した場合は、原因調査を行うとともに、燃料取替用水タンク等から使用済燃料ピットへの注水準備を開始する。使用済燃料ピット冷却系配管等からの漏えいの場合は、漏えい箇所の特定制及び隔離操作を実施するとともに、使用済燃料ピット水位計指示がEL.+10.75m未満に低下している場合は、使用済燃料ピット冷却機能喪失と判断し、使用済燃料ピッ

ト補給用水中ポンプによる注水準備を開始する。また、使用済燃料ピット周辺線量率計の設置及び使用済燃料ピット水位計（広域）〔使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む〕の設置を行う。

使用済燃料ピット冷却機能喪失の判断に必要な計装設備は、使用済燃料ピット水位（SA）等である。

（ロ） 使用済燃料ピット水温の確認

使用済燃料ピット冷却機能喪失により、使用済燃料ピット水温が上昇していることを確認する。

使用済燃料ピット水温の確認に必要な計装設備は、使用済燃料ピット温度（SA）等である。

（ハ） 使用済燃料ピット注水機能喪失の判断

燃料取替用水タンク等から使用済燃料ピットへの注水機能の確認を行う。使用済燃料ピット水位の上昇等により注水が確認できなければ、使用済燃料ピット注水機能の喪失と判断し、使用済燃料ピット注水機能の回復操作を行う。

使用済燃料ピット注水機能喪失の判断に必要な計装設備は、使用済燃料ピット水位（SA）等である。

（ニ） 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ等による使用済燃料ピットへの注水

淡水タンク（2次系純水タンク、原水タンク）からの注水手段のうち使用可能なものから、順次使用済燃料ピットへの注水機能の確認を行う。

上記手段にて使用済燃料ピットへ注水できない場合は、淡水（八田浦

貯水池)又は海を水源として使用済燃料ピット補給用水中ポンプにより使用済燃料ピットへ注水を行う。使用済燃料ピットへの注水に当たっては、使用済燃料ピット補給用水中ポンプの間欠運転により、使用済燃料ピット水位は、注水停止水位EL.+9.46m、注水開始水位EL.+9.28mの範囲で維持する。

以降、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水により使用済燃料ピットの水位が維持され、水温が安定していることを確認する。

使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水に必要な計装設備は、使用済燃料ピット水位(SA)等である。

(6) 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

a. 崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)

(a) 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策

イ 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)」において、燃料損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスは、「1.15.2.3(6) 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」、に示すとおり、「余熱除去機能が喪失する事故」、「外部電源喪失時に余熱除去系による冷却に失敗する事故」及び「原子炉補機冷却機能が喪失する事故」である。

ロ 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)」では、原子炉の運転停止中に余熱除去系の故

障等により、崩壊熱除去機能が喪失する。このため、緩和措置がとられない場合には、炉心崩壊熱による1次冷却材の蒸散に伴い1次系保有水量が減少し、燃料損傷に至る。

したがって、本事故シーケンスグループでは、炉心注水を行うことにより1次系保有水量を確保し、燃料損傷を防止する。長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより除熱を行う。

ハ 燃料損傷防止対策

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)」における機能喪失に対して、燃料体が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、充てんポンプによる炉心注水等を整備する。また、長期的な冷却を可能とするため、B格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSS タイライン使用)による代替再循環、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等を整備する。また、原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去機能が喪失した場合は「1.15.2.4 (6)b. 全交流動力電源喪失」で整備する燃料損傷防止対策にて対応する。これらの対策の概略系統図を第1.15-63図に、対応手順の概要を第1.15-64図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第1.15-19表に示す。

本事故シーケンスグループのうち、「1.15.5.4(1)a.(b)イ(イ)I 有効性評価の方法」に示す重要事故シーケンスにおける3号機及び4号機同時の重大事故等対策に必要な要員は、運転員(当直員)、緊急時対策本部要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員で構成され、合計28名である。

具体的には、運転員(当直員)は、運転操作指揮を行う当直課長及び当直副長の2名、号機間連絡及び運転操作助勢を行う当直主任及び運転員

の2名、運転操作対応を行う運転員8名である。発電所構内に常駐している要員のうち、重大事故等対策要員（初動）は、運転対応要員8名及び保守対応要員4名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員（指揮者等）は4名である。この必要な要員と作業項目について第1.15-65図に示す。また、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、42名で対処可能である。

（イ） 余熱除去機能喪失の判断

余熱除去ポンプトリップ等による運転不能又は余熱除去冷却器による冷却機能喪失を確認した場合は、余熱除去機能喪失と判断し、余熱除去機能の回復操作を行う。

余熱除去機能喪失の判断に必要な計装設備は、余熱除去流量等である。

（ロ） 原子炉格納容器からの退避指示及び原子炉格納容器エアロックの閉止

余熱除去機能喪失時の対応操作として、原子炉格納容器内にいる作業員に対してエバキューエーションアラーム又はページング装置により退避の指示を行う。作業員が原子炉格納容器外へ退避したことを確認すれば、原子炉格納容器エアロックを閉止する。

（ハ） 原子炉格納容器隔離操作

余熱除去機能喪失時の対応操作として、放射性物質の原子炉格納容器内への閉じ込め機能を確保するため、格納容器隔離弁を閉止する。

(ニ) 充てんポンプによる炉心注水

余熱除去機能喪失時の対応操作として、充てんポンプによる炉心注水を行い、1次系保有水量を確保するとともに、取り外している加圧器安全弁の開口部からの蒸散により炉心崩壊熱を除去する。

充てんポンプによる炉心注水の確認に必要な計装設備は、加圧器水位等である。

(ホ) アニュラス空気浄化系の起動

アニュラス部に水素が滞留することを防止するため及び原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するため、格納容器圧力計指示が39kPaとなれば、アニュラス空気浄化ファンを起動する。

(ヘ) 代替再循環及び格納容器内自然対流冷却

余熱除去機能が喪失した状態で燃料取替用水タンク水位計指示が16%となれば、格納容器再循環サンプ水位計(広域)指示65%以上を確認し、充てんポンプによる炉心注水からB格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSS タイライン使用)による代替再循環に切替え、代替再循環による炉心注水状態を確認する。また、原子炉補機冷却水サージタンクの窒素加圧及びA、B格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水通水による格納容器内自然対流冷却の準備を行う。準備操作が完了すれば格納容器内自然対流冷却を開始する。

以降、長期対策として代替再循環及び格納容器内自然対流冷却による炉心冷却及び原子炉格納容器の除熱を継続的に行う。

代替再循環への切替えの判断に必要な計装設備は、燃料取替用水

タンク水位等であり、代替再循環による炉心注水の確認に必要な計装設備は、余熱除去流量等であり、格納容器内自然対流冷却の確認に必要な計装設備は、格納容器圧力等である。

b. 全交流動力電源喪失

(a) 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策

イ 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において、燃料損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスは、「1.15.2.3(6) 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に示すとおり、「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故」のみである。

ロ 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」では、原子炉の運転停止中に送電システムの故障等により、外部電源が喪失するとともに、非常用所内交流動力電源システムが機能喪失する。このため、緩和措置がとられない場合には、安全上重要な機器の交流電源が喪失することにより、余熱除去系による炉心注水ができなくなる。また、従属的に原子炉補機冷却機能喪失が発生し、補機冷却水が必要な機器に期待できなくなることに伴い、余熱除去系による崩壊熱除去機能も喪失することから、炉心崩壊熱による1次冷却材の蒸散に伴い1次系保有水量が減少し、燃料損傷に至る。

したがって、本事故シーケンスグループでは、炉心注水を行うことにより1次系保有水量を確保し、燃料損傷を防止する。長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより除熱を行う。

ハ 燃料損傷防止対策

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」における機能喪失に対して、燃料体が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水等を整備する。また、長期的な冷却を可能とするため、B高圧注入ポンプ(海水冷却)による高圧再循環、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等を整備する。これらの対策の概略系統図を第1.15-66図に、対応手順の概要を第1.15-67図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第1.15-20表に示す。

本事故シーケンスグループのうち、「1.15.5.4(1)a.(b)ロ(イ)I 有効性評価の方法」に示す重要事故シーケンスにおける3号機及び4号機同時の重大事故等対策に必要な要員は、運転員(当直員)、緊急時対策本部要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員で構成され、合計52名である。

具体的には、運転員(当直員)は、運転操作指揮を行う当直課長及び当直副長の2名、号機間連絡及び運転操作助勢を行う当直主任及び運転員の2名、運転操作対応を行う運転員8名である。発電所構内に常駐している要員のうち、重大事故等対策要員(初動)は、運転対応要員8名及び保修対応要員12名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員(指揮者等)は4名である。重大事故発生後30分以内に参集できる重大事故等対策要員(初動後)は、保修対応要員16名である。この必要な要員と作業項目について第1.15-68図に示す。

(イ) 全交流動力電源喪失の判断

外部電源が喪失し、ディーゼル発電機等からの受電に失敗することにより、すべての非常用母線への給電に失敗した場合に全交流動力電源

喪失と判断するとともに、蓄電池（安全防護系用）による非常用直流母線への給電を確認する。

（ロ） 原子炉格納容器からの退避指示及び原子炉格納容器エアロックの閉止

全交流動力電源喪失時の対応操作として、原子炉格納容器内にいる作業員に対してエバキュエーションアラーム又はページング装置により退避の指示を行う。作業員が原子炉格納容器外へ退避したことを確認すれば、原子炉格納容器エアロックを閉止する。

（ハ） 早期の電源回復不能判断及び対応準備

中央制御室からの操作による非常用母線の電源回復に失敗した場合は、早期の電源回復不能と判断する。この対応操作として、大容量空冷式発電機による電源確保、常設電動注入ポンプ起動準備、被ばく低減操作、使用済燃料ピットへの注水確保、使用済燃料ピット周辺線量率計の設置、使用済燃料ピット水位計（広域）〔使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む〕の設置及び移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却の準備を行う。

（ニ） 燃料取替用水タンクによる代替炉心注水

全交流動力電源喪失時の対応操作として、燃料取替用水タンク水位が確保されている場合は、燃料取替用水タンク水による炉心への重力注水を行う。

(ホ) 原子炉格納容器隔離操作

放射性物質の原子炉格納容器内への閉じ込め機能を確保するため、大容量空冷式発電機等により電源が供給されれば、格納容器隔離弁を閉止する。なお、格納容器隔離弁の電源が回復していない場合は、現場にて閉止する。

(ヘ) 常設電動注入ポンプによる代替炉心注水

大容量空冷式発電機等により電源が供給され、常設電動注入ポンプの準備が完了次第、炉心への注水を行い、1次系保有水量を確保するとともに、取り外している加圧器安全弁の開口部からの蒸散により炉心崩壊熱を除去する。また、常設電動注入ポンプの準備完了後にB充てんポンプ(自己冷却)の準備を行う。

常設電動注入ポンプによる代替炉心注水の確認に必要な計装設備は、加圧器水位等である。

(ト) 直流負荷切離し

大容量空冷式発電機等からの受電ができない場合、24時間の直流電源供給を可能とするため、蓄電池(安全防護系用)に加え、蓄電池(重大事故等対処用)を非常用直流母線に接続し、全交流動力電源喪失後、8時間以内に不要直流電源負荷の切離しを行う。

(チ) アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動

アニュラス部に水素が滞留することを防止するため及び原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するため、事前に現場にてアニュラス空気浄化系ダンパへの代替空気供給操作を行い、

大容量空冷式発電機等により電源が供給された後に、アニュラス空気浄化ファンを起動する。また、中央制御室の作業環境確保のため、現場にて中央制御室非常用循環系ダンパの開処置を行い、中央制御室非常用循環系の起動操作を行う。なお、蓄電池室に水素が滞留することを防止するため、蓄電池室排気ファンを起動する。

(リ) 高圧再循環及び格納容器内自然対流冷却

移動式大容量ポンプ車によるA、B格納容器再循環ユニット及びB高圧注入ポンプ(海水冷却)への冷却水通水の準備が完了すれば通水を開始し、格納容器内自然対流冷却を開始する。また、燃料取替用水タンク水位計指示が16%となれば、格納容器再循環サンプ水位計(広域)指示65%以上を確認し、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水からB高圧注入ポンプ(海水冷却)による高圧再循環に切替え、高圧再循環による炉心注水状態を確認する。

以降、長期対策として高圧再循環及び格納容器内自然対流冷却による炉心冷却及び原子炉格納容器の除熱を継続的に行う。

高圧再循環への切替えの判断に必要な計装設備は、燃料取替用水タンク水位等であり、高圧再循環による炉心注水の確認に必要な計装設備は、高圧注入ポンプ流量等であり、格納容器内自然対流冷却の確認に必要な計装設備は、格納容器圧力等である。

(ヌ) 原子炉補機冷却海水系の復旧

設置作業時間及び原子炉補機冷却海水系の機能喪失要因を考慮し、海水ポンプ用電動機予備品による対応を行うことにより、原子炉補機冷却海水系の復旧を図る。復旧後は、余熱除去系による炉心冷却を行

う。

c. 原子炉冷却材の流出

(a) 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策

イ 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」において、燃料損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスは、「1.15.2.3(6) 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に示すとおり、「原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」、「水位維持に失敗する事故」及び「オーバードレンとなる事故」である。

ロ 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」では、原子炉の運転停止中に原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から、運転員の誤操作等により系外への漏えいが発生し、1次冷却材の流出が継続することにより、余熱除去系による崩壊熱除去機能が喪失する。このため、緩和措置がとられない場合には、1次冷却材の流出及び炉心崩壊熱による1次冷却材の蒸散に伴い1次系保有水量が減少し、燃料損傷に至る。

したがって、本事故シーケンスグループでは、炉心注水を行うことにより1次系保有水量を確保し、燃料損傷を防止する。長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより除熱を行う。

ハ 燃料損傷防止対策

事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」における機能喪失に対して、燃料体が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするた

め、充てんポンプによる炉心注水等を整備する。また、長期的な冷却を可能とするため、B格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSS タイライン使用)による代替再循環、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等を整備する。これらの対策の概略系統図を第1.15-69図に、対応手順の概要を第1.15-70図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第1.15-21表に示す。

本事故シーケンスグループのうち、「1.15.5.4(1)a.(b)ハ(イ)I 有効性評価の方法」に示す重要事故シーケンスにおける3号機及び4号機同時の重大事故等対策に必要な要員は、運転員(当直員)、緊急時対策本部要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員で構成され、合計28名である。

具体的には、運転員(当直員)は、運転操作指揮を行う当直課長及び当直副長の2名、号機間連絡及び運転操作助勢を行う当直主任及び運転員の2名、運転操作対応を行う運転員8名である。発電所構内に常駐している要員のうち、重大事故等対策要員(初動)は、運転対応要員8名及び保修対応要員4名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員(指揮者等)は4名である。この必要な要員と作業項目について第1.15-71図に示す。また、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、28名で対処可能である。

(イ) 1次系の水位低下による余熱除去機能喪失の判断

1次冷却材の流出により1次系の水位が低下し、余熱除去ポンプが運転不能となれば、余熱除去ポンプを停止する。余熱除去系2系列が運転不能となれば、余熱除去機能喪失と判断し、余熱除去ポンプ回復操作

を行うとともに、1次冷却材流出の原因調査及び隔離操作を行う。

余熱除去機能喪失の判断に必要な計装設備は、余熱除去流量等である。

(ロ) 原子炉格納容器からの退避指示及び原子炉格納容器エアロックの閉止

余熱除去機能喪失時の対応操作として、原子炉格納容器内にいる作業員に対してエバキューエーションアラーム又はページング装置により退避の指示を行う。作業員が原子炉格納容器外へ退避したことを確認すれば、原子炉格納容器エアロックを閉止する。

(ハ) 原子炉格納容器隔離操作

余熱除去機能喪失時の対応操作として、放射性物質の原子炉格納容器内への閉じ込め機能を確保するため、格納容器隔離弁を閉止する。

(ニ) 充てんポンプによる炉心注水

余熱除去機能喪失時の対応操作として、充てんポンプによる炉心注水を行い、1次系保有水量を確保するとともに、取り外している加圧器安全弁の開口部からの蒸散により炉心崩壊熱を除去する。

充てんポンプによる炉心注水の確認に必要な計装設備は、加圧器水位等である。

(ホ) アニュラス空気浄化系の起動

アニュラス部に水素が滞留することを防止するため及び原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するため、格納容

器圧力計指示が39kPaとなれば、アニュラス空気浄化ファンを起動する。

(へ) 代替再循環及び格納容器内自然対流冷却

余熱除去機能が喪失した状態で燃料取替用水タンク水位計指示が16%となれば、格納容器再循環サンプ水位計(広域)指示65%以上を確認し、充てんポンプによる炉心注水からB格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSS タイライン使用)による代替再循環に切替え、代替再循環による炉心注水状態を確認する。また、原子炉補機冷却水サージタンクの窒素加圧及びA、B格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水通水による格納容器内自然対流冷却の準備を行う。準備操作が完了すれば格納容器内自然対流冷却を開始する。

以降、長期対策として代替再循環及び格納容器内自然対流冷却による炉心冷却及び原子炉格納容器の除熱を継続的に行う。

代替再循環への切替えの判断に必要な計装設備は、燃料取替用水タンク水位等であり、代替再循環による炉心注水の確認に必要な計装設備は、余熱除去流量等であり、格納容器内自然対流冷却の確認に必要な計装設備は、格納容器圧力等である。

d. 反応度の誤投入

(a) 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策

イ 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」において、燃料損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスは、「1.15.2.3(6) 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に示すとおり、「反応度の誤投入事故」のみである。

ロ 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」では、原子炉の運転停止中に化学体積制御系の故障、運転員の誤操作等により、1次冷却材中に純水が注水される。このため、緩和措置がとられない場合には、1次冷却材中のほう素濃度が低下し、反応度が添加されることにより、臨界に達し、燃料損傷に至る。

したがって、本事故シーケンスグループでは、純水注水を停止し、反応度の添加を防止するとともに、1次冷却材中にほう酸水を注入することにより未臨界を確保し、燃料損傷を防止する。

ハ 燃料損傷防止対策

事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」における機能喪失に対して、燃料体が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、純水注水の停止、ほう酸水の注入による1次冷却材のほう素の濃縮等を整備する。これらの対策の概略系統図を第1.15-72図に、対応手順の概要を第1.15-73図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第1.15-22表に示す。

本事故シーケンスグループのうち、「1.15.5.4(1)a.(b)ニ(イ)I 有効性評価の方法」に示す重要事故シーケンスにおける3号機及び4号機同時の重大事故等対策に必要な要員は、運転員(当直員)、緊急時対策本部要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員で構成され、合計18名である。

具体的には、運転員(当直員)は、運転操作指揮を行う当直課長及び当直副長の2名、号機間連絡及び運転操作助勢を行う当直主任及び運転員の2名、運転操作対応を行う運転員8名である。発電所構内に常駐している

要員のうち、重大事故等対策要員（初動）は、運転対応要員2名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員（指揮者等）は4名である。この必要な要員と作業項目について第1.15-74図に示す。

（イ） 反応度の誤投入の判断

1次冷却材の希釈事象の発生に伴い、中性子源領域中性子束及び中性子源領域起動率の指示上昇、原子炉補給水補給流量積算制御器のバッチカウンタの作動音、可聴計数率計の可聴音間隔が短くなること及び「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信により、反応度の誤投入を判断する。

反応度の誤投入の判断に必要な計装設備は、中性子源領域中性子束等である。

（ロ） 原子炉格納容器からの退避指示及び原子炉格納容器エアロックの閉止

反応度の誤投入時の対応操作として、原子炉格納容器内にいる作業員に対してエバキューエーションアラーム又はページング装置により退避の指示を行う。作業員が原子炉格納容器外へ退避したことを確認すれば、原子炉格納容器エアロックを閉止する。

（ハ） 希釈ラインの隔離

反応度の誤投入時の対応操作として、1次系純水補給ライン流量制御弁の「閉」並びに1次系補給水ポンプの停止により原子炉補給水補給流量積算制御器のバッチカウンタの作動停止を確認する。

(ニ) ほう酸濃縮操作

反応度の誤投入時の対応操作として、ほう酸ポンプを起動し、ほう酸水の注入による濃縮を行うことで、中性子源領域中性子束及び中性子源領域起動率の指示が低下することを確認する。また、事象発生前のほう素濃度まで濃縮が完了すれば濃縮を停止する。

ほう酸濃縮操作によるほう酸注入状態の確認に必要な計装設備は、ほう酸タンク水位等である。

(ホ) 未臨界状態の確認

中性子源領域中性子束及び中性子源領域起動率の指示、可聴計数率計の可聴音間隔が事象発生前の状態に復帰していることを確認する。また、ほう素濃度についてもサンプリングにより事象発生前の停止ほう素濃度以上であることを確認する。以降、未臨界状態が維持されていることを継続的に確認する。

未臨界状態の確認に必要な計装設備は、中性子源領域中性子束等である。

なお、反応度の誤投入については次のような場合がある。

原子炉起動前のほう素希釈中に外部電源が喪失した場合、1次冷却材ポンプ、充てんポンプ及び1次系補給水ポンプの電源喪失により希釈が停止するが、ディーゼル発電機の自動起動に伴い1次系補給水ポンプ及び充てんポンプが再起動し、希釈が再開されると、1次冷却材ポンプが停止していることから十分なミキシングが行われずに、1次系配管内にほう素濃度の低い水塊が形成される。この状態で更に外部電源復旧後、1次冷却材ポンプを再起動すると、水塊が炉心に送り込まれることとなり、反応度投入事象となる可能性がある。しかしながら、外部電源喪失時には

希釈信号は解除されるため、1次系補給水ポンプが自動起動することはない。また、充てんポンプの水源が体積制御タンクから燃料取替用水タンクに自動で切り替わることから、外部電源喪失時のブラックアウト信号発信によって充てんポンプが自動起動しても希釈が再開されることはない。

1.15.2.5 内部・外部ハザードのリスト

「1.3.3 外部ハザードに対する防護」及び「1.3.4 内部ハザードに対する防護」を参照。

1.15.3 安全目標及び許容基準

1.15.3.1 安全目標及び安全解析

(1) 基本的考え方

a. 運転時の異常な過渡変化

想定された事象が生じた場合、炉心は損傷に至ることなく、かつ、発電用原子炉施設は通常運転に復帰できる状態で事象が収束される設計であること。

b. 設計基準事故

想定された事象が生じた場合、炉心の溶融あるいは著しい損傷のおそれがなく、かつ、事象の過程において他の異常状態の原因となるような2次的損傷が生じず、更に放射性物質の放散に対する障壁の設計が妥当であること。

c. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価

有効性評価に際しては、事故の様相やプラントの特徴を踏まえて有効性を確認するための評価項目を設ける。

(a) 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

「1.15.2.3(3) 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に挙げた事故シーケンスグループについて、炉心の著しい損傷を防止するための対策に有効性があること。

(b) 運転中の原子炉における重大事故

「1.15.2.3(4) 運転中の原子炉における重大事故」に挙げた格納容器破損モードについて、格納容器破損防止対策に有効性があることを確認する。なお、格納容器直接接触(シェルアタック)については、BWRマークI型の原

子炉格納容器特有の破損モードであり、PWRでは原子炉格納容器が大きく溶融炉心が壁面に流れる構造ではないため、格納容器直接接触（シェラアタック）に係る評価項目（原子炉格納容器の床上に落下した溶融炉心が床面を拡がり原子炉格納容器バウンダリと直接接触しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること。）については、有効性を確認するための評価項目として設定しない。

(c) 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

「1.15.2.3(5) 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」に挙げた想定事故について、使用済燃料ピットにおける燃料体等の損傷を防止するための対策に有効性があること。

(d) 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

「1.15.2.3(6) 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に挙げた運転停止中事故シーケンスグループについて、運転停止中の原子炉における燃料体の著しい損傷を防止するための対策に有効性があること。

1.15.3.2 決定論的安全解析の許容基準

(1) 炉心冷却及び系統圧力解析の許容基準

a. 運転時の異常な過渡変化

- (a) 最小限界熱流束比(以下「最小DNBR」という。)が許容限界値以上であること。
- (b) 燃料被覆管の機械的破損が生じないよう、燃料中心最高温度は燃料ペレットの熔融点未満であること。
- (c) 燃料エンタルピは、許容限界値以下であること。
- (d) 原子炉冷却材圧力バウンダリに係る圧力は、最高使用圧力である17.16MPaの1.1倍の圧力18.88MPa以下であること。

上記の判断基準に対して想定した運転時の異常な過渡変化ごとに更に具体的な判断基準を用いる場合には、各事象の説明の中でその具体的な判断基準を記述する。

b. 設計基準事故

- (a) 炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。
- (b) 燃料エンタルピは制限値を超えないこと。
- (c) 原子炉冷却材圧力バウンダリに係る圧力は、最高使用圧力である17.16MPaの1.2倍の圧力20.59MPa以下であること。

上記の判断基準に対して想定した事故ごとに更に具体的な基準を用いる場合には、各事象の説明の中でその具体的な基準を記述する。

c. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価

- (a) 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故
イ 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分

に冷却できるものであること。具体的には、燃料被覆管の最高温度が1,200℃以下であること及び燃料被覆管の酸化量は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下であること。

ロ 原子炉冷却材圧力バウンダリに係る圧力が最高使用圧力である、17.16MPaの1.2倍の圧力20.59MPaを下回ること。

(b) 運転中の原子炉における重大事故

イ 原子炉圧力容器の破損までに、原子炉冷却材圧力は2.0MPa以下に低減されていること。

(c) 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

イ 燃料有効長頂部が冠水していること。

ロ 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。

ハ 未臨界が維持されていること。

(d) 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

イ 燃料有効長頂部が冠水していること。

ロ 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。

ハ 未臨界を確保すること(但し、通常の運転操作における臨界、又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く。)。

(2) 設計基準状態及び設計拡張状態の放射線影響解析の許容基準

a. 設計基準事故

(a) 周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと。

b. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価

(a) 運転中の原子炉における重大事故

イ 放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。

(3) 格納容器内圧力－温度過渡解析の許容基準

a. 設計基準事故

(a) 原子炉格納容器バウンダリに係る圧力は、最高使用圧力0.392MPa以下であること。

b. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価

(a) 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

イ 原子炉格納容器バウンダリに係る圧力が最高使用圧力0.392MPa又は限界圧力を下回る圧力である最高使用圧力の2倍の圧力0.784MPaを下回ること。

ロ 原子炉格納容器バウンダリに係る温度が最高使用温度144℃又は限界温度を下回る温度である200℃を下回ること。

イ及びロに示す原子炉格納容器バウンダリの健全性に対する有効性を確認するための評価項目の各事故シーケンスグループでの適用については、原則、最高使用圧力及び最高使用温度を下回ることとするが、事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」においては、評価上、最高使用圧力を起点としている操作があることから、最高使用圧力の2倍の圧力0.784MPa及び200℃を下回ることとする。

ここで、原子炉格納容器バウンダリの健全性に対する有効性を確認する

ための評価項目の上限については、漏えい経路になる可能性がある原子炉格納容器バウンダリ構成部に対して、規格計算又は試験にて、3号機及び4号機における仕様を踏まえた構造健全性及びシール部機能維持の確認を行っており、継続的に評価条件を維持していく。

(b) 運転中の原子炉における重大事故

- イ 原子炉格納容器バウンダリに係る圧力が限界圧力を下回る圧力である最高使用圧力0.392MPaの2倍の圧力0.784MPaを下回ること。
- ロ 原子炉格納容器バウンダリに係る温度が限界温度を下回る温度である200℃を下回ること。
- ハ 急速な原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって、原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと。
- ニ 原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること。
具体的には、原子炉格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して13vol%以下であること。
- ホ 可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、イの要件を満足すること。
- ヘ 熔融炉心による侵食によって、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び熔融炉心が適切に冷却されること。

(4) 加圧熱衝撃の許容基準

「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法JEAC4206－2007」(日本電気協会)附属書Cに基づき、加圧水型原子炉容器の炉心領域部の非延性破壊が防止されること。

(5) 1次系から2次系への漏えい解析の許容基準

「1.15.3.2(1)b. 設計基準事故」の(a)及び「1.15.3.2(2)a. 設計基準事故」の(a)と同じ。

(6) ハザードの許容基準

「1.3.3 外部ハザードに対する防護」及び「1.3.4 内部ハザードに対する防護」を参照。

1.15.3.3 確率論的安全解析の許容基準

今後検討

1.15.4 人の措置

1.15.4.1 一般検討事項

- (1) 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力

東京電力(株)福島第一原子力発電所の事故の教訓を踏まえた重大事故等対策の設備強化等の対策に加え、重大事故に至るおそれがある事故若しくは重大事故が発生した場合又は大規模な自然災害若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発電用原子炉施設の大規模な損壊が発生した場合における以下の重大事故等対処設備に係る事項、復旧作業に係る事項、支援に係る事項及び手順書の整備、教育及び訓練の実施並びに体制の整備を考慮し当該事故等に対処するために必要な手順書の整備、教育及び訓練の実施並びに体制の整備等運用面での対策を行う。

「1.15.4.1(1)a. 重大事故等対策」について手順を整備し、重大事故等の対応を実施する。「1.15.4.1(1)b. 大規模な自然災害又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」の「(a) 可搬型設備等による対応」は「1.15.4.1(1)a. 重大事故等対策」の対応手順を基に、大規模な損壊が発生した場合も対応を実施する。また、様々な状況においても、事象進展の抑制及び緩和を行うための手順を整備し、大規模な損壊が発生した場合の対応を実施する。

重大事故等又は大規模損壊に対処し得る体制においても技術的能力を維持管理していくために必要な事項を「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定等において規定する。

重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置については、技術的能力の審査基準で規定する内容に加え、設置許可基準規則に基づいて整備する設備の運用手順等についても考慮した第1.15-23表に示す「重大事故等対策に

おける手順書の概要」を含めて手順書等を適切に整備する。

a. 重大事故等対策

(a) 重大事故等対処設備に係る事項

イ 切り替えの容易性

本来の用途以外の用途（本来の用途以外の用途とは、設置している設備の本来の機能とは異なる目的で使用する場合に、本来の系統構成とは異なる系統構成を実施し設備を使用する場合をいう。但し、本来の機能と同じ目的で使用するために設置している可搬型設備を使用する場合は除く。）として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、通常時に使用する系統から弁操作又は工具等の使用により速やかに切り替えられるように、当該操作等について明確にし通常時に使用する系統から速やかに切り替えるために必要な手順等を整備するとともに、確実にできるよう訓練を実施する。

ロ アクセスルートの確保

想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、発電所内の道路及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。

屋外及び屋内において、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及び接続場所まで運搬するための経路、又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、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。複数ルートのうち少なくとも1ルートは、想定される自然現象、発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であつて人為

によるもの（故意によるものを除く。）、溢水及び火災を想定しても、速やかに運搬、移動が可能なルートとするとともに、他の復旧可能なルートも確保する。

屋内及び屋外アクセスルートは、想定される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、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮を、発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害を考慮する。また、重大事故等時の高線量下環境を考慮する。

想定される自然現象又は発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）のうち、洪水、地滑り及びダムの崩壊については、立地的要因により影響を受けることはない。また、生物学的事象、落雷及び電磁的障害については、直接の影響はない。

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する。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。

（イ） 屋外アクセスルートの確保

重大事故等が発生した場合、事故収束に迅速に対応するため、屋外の可搬型重大事故等対処設備（可搬型ポンプ、その他の注水設備、発電機車、その他電源設備、モニタリング設備）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、八田浦貯水池及び取水ピットの取水箇所の状況確認、ホース布設ルートの状態確認を行い、合わせ

て燃料油貯蔵タンク、大容量空冷式発電機、その他屋外設備の被害状況の把握を行う。

屋外アクセスルートに対する想定される自然現象のうち、地震による影響(周辺構造物の倒壊又は損壊、周辺斜面の崩壊、敷地下斜面のすべり)、風(台風)及び竜巻による影響(飛来物)、積雪、火山の影響(降灰)を想定し、複数のアクセスルートの中から状況を確認し、早期に復旧可能なアクセスルートを確保するため、障害物を除去可能なホイールローダ及びその他の重機を保管、使用し、それらを運転できる要員を確保する。

また、地震による屋外タンクからの溢水及び降水に対して、道路上への自然流下も考慮した上で、溢水による通行への影響を受けない箇所にアクセスルートを確保する。

津波の影響については、基準津波に対して、十分余裕を見た高さにアクセスルートを確保する。

また、高潮に対して、通行への影響を受けない敷地高さにアクセスルートを確保する。

屋外アクセスルートは、想定される自然現象のうち凍結及び森林火災、発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの(故意によるものを除く。)のうち飛来物(航空機落下等)、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス及び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保する。

屋外アクセスルートの周辺構造物の倒壊による障害物については、ホイールローダ及びその他の重機による撤去あるいは複数のアクセスルートによる迂回を行う。

屋外アクセスルートは、基準地震動による周辺斜面の崩壊や敷地下斜面のすべりで崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ホイールローダ及びその他の重機による撤去あるいは複数のアクセスルートによる迂回を行う。

ールローダ及びその他の重機による崩壊箇所の仮復旧を行い、通行性を確保する。

不等沈下や地下構造物の損壊に伴う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が、想定を上回る段差が発生した場合は、ホイールローダ及びその他の重機による段差箇所の仮復旧を行い、通行性を確保する。

アクセスルート上の風(台風)及び竜巻による飛来物、積雪、火山の影響(降灰)については、ホイールローダ及びその他の重機による撤去を行う。なお、想定を上回る積雪、火山の影響(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。凍結、積雪を考慮し、車両についてはタイヤチェーン等を配備する。

屋外アクセスルートの地震発生時における火災の発生防止策(可燃物収納容器の固縛による転倒防止)及び火災の拡大防止策(大量の可燃物を内包する変圧器等の防油堰の設置)については、「火災防護計画」に定める。

アクセスルートでの被ばくを考慮した放射線防護具の配備及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を行い、移動時及び作業時の状況に応じて着用する。夜間時においては、確実に運搬、移動ができるように、可搬型照明を配備する。また、騒音場所においては、確実に耳栓を着用する。その他、現場との連絡手段の確保、室温等の作業環境の考慮、資機材の現場配備等を実施する。

(ロ) 屋内アクセスルートの確保

重大事故等が発生した場合において、屋内の可搬型重大事故等対処設備（線量率計、その他の計測設備、可搬型バッテリー、その他の電源設備）の保管場所へ要員が移動するアクセスルートの状況確認を行い、合わせて常設電動注入ポンプ、その他屋内設備の被害状況の把握を行う。

屋内アクセスルートは、地震、津波及びその他想定される自然現象による影響（洪水、風（台風）及び竜巻による飛来物、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、高潮、火山の影響（降灰）並びに森林火災）並びに発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意のものは除く。）（飛来物（航空機落下等）、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス及び船舶の衝突）に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた施設内に確保する。

屋内アクセスルートは、重大事故時に必要となる現場操作を実施する活動場所まで外部事象による影響を考慮しても移動可能なルートを選定する。また、屋内のアクセスルート上には、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落下防止、転倒防止及び固縛等により、通行に支障を来さない措置を講じる。

アクセスルート周辺の機器に対しては火災の発生防止処置を実施する。火災防護対策については「1.3.4.1(1)a.(b) 火災発生防止」に示す。

屋外及び屋内の機器からの溢水が発生した場合については、適切な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。

アクセスルートでの被ばくを考慮した放射線防護具の配備及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

品保護具の配備を行い、移動時及び作業時の状況に応じて着用する。また、停電時及び夜間時においては、確実に運搬、移動ができるように、可搬型照明を配備する。また、騒音場所においては、確実に耳栓を着用する。その他、現場との連絡手段の確保、室温等の作業環境の考慮、資機材の現場配備等を実施する。

(b) 復旧作業に係る事項

重大事故等発生時において、重要安全施設の復旧作業を有効かつ効果的に行うため、以下の基本方針に基づき実施する。

イ 予備品等の確保

重大事故等発生後の事故対応については、重大事故等対処設備にて実施することにより、事故収束を行う。

事故収束を継続させるためには、機能喪失した重要安全施設の機能回復を図ることが有効な手段であるため、以下の方針に基づき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確保する。

- ・ 短期的には重大事故等対処設備で対応を行い、その後の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。
- ・ 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。
- ・ 復旧作業の実施に当たっては、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を踏まえ、復旧作業の成立性が高い設備を復旧する。

なお、今後も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、がれき撤去等のためのホイールローダ及びその他の重機、夜間の対応を想定した照明機器等及びその他作業環境を想定した資機材を確保する。

ロ 保管場所

予備品等については、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。

ハ アクセスルートの確保

想定される重大事故等が発生した場合において、設備の復旧作業のため、発電所内の道路及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。

設備の復旧作業に支障がないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。複数ルートのうち少なくとも1ルートは、想定される自然現象、発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものは除く。）、溢水及び火災を想定しても、運搬、移動に支障を来さないよう、通行性を確保する等、「1.15.4.1(1)a.(a) ロ アクセスルートの確保」と同じ運用管理を実施する。

(c) 支援に係る事項

重大事故等に対して事故収束対応を実施するため、発電所内であらかじめ用意する重大事故等対処設備、予備品及び燃料等の手段により、重大事故等対策を実施し、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にする。重大事故等の対応に必要な水源については、淡水源に加え最終的に海水に切り替えることにより水源が枯渇することがないようにする。

また、プラントメーカー、協力会社、建設会社、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、合意の上、外部からの支援計画を定め、要員の支援及び燃料の供給の契約を締結する。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、プラントメーカーからは設備の設計根拠や機器の詳細な情報、事故収束手段及び復旧対策の提供、協力会社及び建設会社からは、事故収束及び復旧対策活動に必要な要員の支援及び燃料供給会社からは燃料の供給を受けられるように支援計画を定める。

資機材の輸送に関しては、自社及び協力会社の車両による輸送に加え、運送会社及びヘリコプタ運航会社とも契約を締結し、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定める。

原子力災害における原子力事業者間協力協定に基づき、他の原子力事業者からは、要員の派遣、資機材の貸与及び環境放射線モニタリングの支援を、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、資機材操作の支援及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ることができるように支援計画を定める。

更に、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（発電機車等）、予備品及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及び燃料等の確保を行い、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整備する。

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、汚染防護服及びその他の放射線管理に使用する資機材を継続的に発電所へ供給できる体制を整備する。

(d) 手順書の整備、教育及び訓練の実施並びに体制の整備

重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるよう、手順書を整備し、教育及び訓練を実施するとともに、要員を確保する等の必要な体制を整備する。

イ 手順書の整備

重大事故等発生時において、事象の種類及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できるよう手順書を整備する。

更に、使用主体に応じた手順書として、運転員が使用する手順書（以下「運転手順書」という。）、発電所の緊急時対策本部（以下「緊急時対策本部」という。）が使用する手順書（以下「緊急時対策本部用手順書」という。）及び緊急時対策本部のうち支援組織が使用する手順書（以下「支援組織用手順書」という。）を整備する。

(イ) すべての交流動力電源及び常設直流電源系統の喪失、安全系の機器若しくは計測器類の多重故障又は複数号機の同時被災等の過酷な状態において、限られた時間の中で3号機及び4号機の発電用原子炉施設の状態の把握及び実施すべき重大事故等対策の適切な判断に必要な情報の種類、その入手の方法及び判断基準を整理し、運転手順書にまとめる。

発電用原子炉施設の状態の把握が困難な場合にも対処できるよう、パラメータを計測する計器故障又は計器故障が疑われる場合に発電用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発電用原子炉施設の状態を把握するための手順及び計測に必要な計器電源が喪失した場合の手順を定める。

具体的には、第1.15-23表に示す「重大事故等対策における手順書の概要」のうち「1.15 事故時の計装に関する手順等」の内容を含むものとする。

(ロ) 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損防止のために、最優先すべき操作等を迷うことなく判断し実施できるよう、あらかじめ判断基準を明確にした手順を以下のとおり運転手順書に整備する。

炉心損傷が避けられない状況においては、炉心へ注水すべきか又は原子炉格納容器へ注水すべきか判断に迷い、対応が遅れることで、原子炉格納容器の破損に至ることがないように、原子炉格納容器への注水を最優先する判断基準を明確にした手順を整備する。

炉心の著しい損傷又は原子炉格納容器の破損防止のために注水する淡水源が枯渇又は使用できない状況においては、設備への悪影響を懸念することなく、迷わず海水注入を行えるよう判断基準を明確にした手順を整備する。

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、準備に要する時間を考慮の上、手順着手の判断基準を明確にした手順を整備する。

炉心の著しい損傷時において水素爆発を懸念し、水素制御装置の必要な起動時期を見失うことがないように、水素制御装置を速やかに起動する判断基準を明確にした手順を整備する。

その他、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損防止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、手順着手の判断基準を明確にした手順を整備する。

重大事故等対策時においては、設計基準事故時に用いる操作の制限事項は適用しないことを明確にした手順を整備する。

(ハ) 重大事故等対策の実施において、財産(設備等)保護よりも安全を優先する共通認識を持って行動できるように、社長はあらかじめ方針を示す。

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よう、財産(設備等)保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた運転手順書を整備し、判断基準を明記する。

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、重大事故等対策を実施する際に、発電所の緊急時対策本部長は、財産(設備等)保護よりも安全を優先する方針に従った判断を実施する。また、財産(設備等)保護よりも安全を優先する方針に基づいた緊急時対策本部用手順書を整備し、判断基準を明記する。

(ニ) 重大事故等対策時に使用する手順書として、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具体的な重大事故等対策を実施するため、運転員用及び支援組織用の手順書を適切に定める。

なお、火山の影響(降灰)、竜巻等の自然災害による重大事故等対処設備への影響を低減させるため、火山灰の除灰及び竜巻時の固縛等の対処を行う手順についても整備する。

運転手順書は、重大事故等対策を的確に実施するために、事故の進展状況に応じて、以下のように構成し定める。

- ・ 警報に対処する運転手順書

機器の異常を検知する警報発信時の対応処置に使用

- ・ 事象の判別を行う運転手順書

原子炉トリップ及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及び対応処置に使用

- ・ 故障及び設計基準事象に対処する運転手順書

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の対応措置に使用

- ・ 炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書(安全機能ベースと事象ベースで構成)

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

- ・ 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

炉心損傷時に、炉心の著しい損傷の緩和及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

実施組織が重大事故等対策を的確に実施するためのその他の対応手順として、大気、海洋への放射性物質の拡散の抑制、中央制御室、モニタリング設備、緊急時対策本部及び通信連絡設備に関する手順書を定める。

緊急時対策本部用手順書は、体制、通報及び緊急時対策本部内の連携等について明確にし、その中に支援組織用手順書を整備し、支援の具体的内容等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示した手順を定める。

運転手順書は、事故の進展状況に応じて構成を明確化し、手順書相互間を的確に移行できるよう、移行基準を明確にする。

事故発生時は、事象の判別を行う運転手順書により事象判別を行い、

事象ベースの手順書である、故障及び設計基準事象に対処する運転手順書に移行する。また、安全系の機器若しくは計測器類の多重故障等により安全機能が喪失した場合は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する事象ベースの運転手順書に移行する。

事象判別を行っている場合又は事象ベースの運転手順書にて事故対応操作中は、安全機能パラメータ(未臨界性、炉心の冷却機能、蒸気発生器の除熱機能、原子炉格納容器の健全性、放射能放出防止及び1次系保有水の維持)を常に監視し、あらかじめ定めた適用条件が成立すれば、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する安全機能ベースの運転手順書に移行する。

但し、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、安全機能ベースの運転手順書には移行せず、その原因に対する事象ベースの運転手順書を優先する。

多重故障が解消され安全機能が回復すれば、故障及び設計基準事象に対処する運転手順書に戻り処置を行う。

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する運転手順書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運転手順書に移行し対応処置を実施する。

(ホ) 重大事故等対策実施の判断基準として確認する水位、圧力、温度等の計測可能なパラメータを整理し、運転手順書に明記する。

重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを、あらかじめ原子炉施設の状態を監視するパラメータの中から選定し、耐震性、耐環境性のある計測機器での確認可否により、重要監視パラメータと有効監視パラメータに位置づけて運転手順書に明記する。主要パラメータである重要監視パラメータと有効監視パラメータが故障等により計測不

能な場合又は計器故障が疑われる場合は、代替パラメータにて当該パラメータを推定する方法を運転手順書に明記する。

また、主要パラメータと代替パラメータの中から、記録が必要なパラメータ及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し、運転手順書に明記する。

重大事故等対策実施時におけるパラメータ挙動予測、影響評価すべき項目及び監視パラメータ等を運転手順書に整理する。

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、状況の把握及び進展予測並びに対応処置の参考情報とし、運転手順書に整理する。

また、有効性評価等にて整理した有効な情報について、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とし、支援組織用手順書に整理する。

(へ) 前兆事象として把握ができるか、重大事故等を引き起こす可能性があるかを考慮して、設備の安全機能の維持及び事故の未然防止対策をあらかじめ検討しておき、前兆事象を確認した時点で事前の対応ができる体制及び手順を整備する。

大津波警報が発令された場合、原則として原子炉を停止し、冷却操作を開始する手順を整備する。また、所員の高台等への避難及び扉の閉止を行い、津波監視カメラ及び取水ピット水位計による津波の継続監視を行う手順を整備する。

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及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整備する。

竜巻の発生が予測される場合、車両の退避又は固縛、クレーン作業の中止、海水ポンプエリアの水密扉及びディーゼル発電機室の扉及び

その他扉の閉止状態を確認する手順を整備する。

その他の前兆事象を伴う事象については、気象情報の収集、巡視点検の強化及び事故の未然防止の対応を行う手順を整備する。

ロ 教育及び訓練の実施

緊急時対策本部要員は、重大事故等発生時において、事象の種類及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を確保するため、教育及び訓練を計画的に実施する。

必要な力量の確保に当たっては、原則、重大事故等発生時の緊急時対策本部の体制を通常時の組織の業務と対応するように定め、通常時の実務経験を通じて得られる力量に加え、事故時対応の知識及び技能について要員の役割に応じた教育及び訓練を定められた頻度、内容で計画的に実施することにより緊急時対策本部要員の力量の維持及び向上を図る。

教育及び訓練の頻度と力量評価の考え方は、以下のとおりとし、この考え方にに基づき教育及び訓練の計画を定め、実施する。

- ・ 各要員に対し必要な教育及び訓練項目を年1回以上実施し、評価することにより、力量が維持されていることを確認する。
- ・ 各要員が力量の維持及び向上を図るためには、各要員に応じた複数の教育及び訓練項目を受ける必要がある。複数の教育及び訓練項目で、手順が類似する項目については、年1回以上、毎年繰り返すことにより、各手順を習熟し、力量の維持及び向上を図る。
- ・ 複数の教育及び訓練項目での手順の類似がない項目については、教育及び訓練を年2回以上実施する。その方法は、当該手順の単純さ、複雑さの特徴を踏まえ、力量の維持及び向上に有効な方法で実施する。

- ・ 重大事故等対策における中央制御室での操作及び動作状況確認等の短時間で実施できる操作以外の作業や操作については、第1.15-24表に示す「重大事故等対策における操作の成立性」の必要な要員数及び想定時間にて対応できるよう、教育及び訓練により効率的かつ確実に実施できることを確認する。
- ・ 教育及び訓練の実施結果により、手順、資機材及び体制について改善可否を評価し、必要により手順、資機材の改善、教育及び訓練計画への反映を行い、力量を含む対応能力の向上を図る。

現場作業に当たっている重大事故等対策要員が必要な作業を確実に完了できるよう、運転員（当直員）と連携して一連の活動を行う訓練を計画的に実施する。

緊急時対策本部要員の対象者については、重大事故等発生時における事象の種類及び事象の進展に応じて的確かつ柔軟に対処できるよう、各要員の役割に応じた教育及び訓練を実施し、計画的に評価することにより力量を付与し、運転開始前までに力量を付与された要員を必要人数配置する。

重大事故等対策活動のための要員を確保するため、以下の基本方針に基づき教育及び訓練を実施する。

計画（P）、実施（D）、評価（C）、改善（A）のプロセスを適切に実施し、PDCAサイクルを回すことで、必要に応じて手順書の改善、体制の改善等の継続的な重大事故等対策の改善を図る。

（イ） 重大事故等対策は、幅広い発電用原子炉施設の状況に応じた対策が必要であることを踏まえ、重大事故等発生時の発電用原子炉施設の挙動及び物理現象に関する知識の向上を図ることができる教育及び訓練等を実施する。

重大事故等が発生した場合にプラント状態を早期に安定な状態に導くための的確な状況把握、確実及び迅速な対応を実施するために必要な知識について、緊急時対策本部要員の役割に応じた、教育及び訓練を定期的実施する。

- (ロ) 緊急時対策本部要員の各役割に応じて、重大事故等よりも厳しいプラント状態となった場合でも対応できるよう、重大事故等の内容、基本的な対処方法等、定期的に知識ベースの理解向上に資する教育を行う。

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、実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習を計画的に実施する。

運転員(当直員)に対しては、知識の向上と手順書の実効性を確認するため、シミュレータ訓練を実施する。シミュレータ訓練は、従来からの設計基準事故等に加え、重大事故等に対し適切に対応できるよう計画的に実施する。なお、シミュレータ訓練については、重大事故等が発生したときの対応力を養成するため、手順に従った対応中において判断に用いる監視計器の故障や動作すべき機器の不動作、多岐にわたる機器の故障を模擬し、関連パラメータによる事象判断能力、代替手段による復旧対応能力等の運転操作の対応能力向上を図る。また、東京電力(株)福島第一原子力発電所の事故の教訓を踏まえ、監視計器が設置されている周囲環境条件の変化により、監視計器が示す値の変化に関する教育及び訓練等を実施する。

重大事故等対策要員に対しては、発電用原子炉施設の冷却機能の回復のために必要な電源確保及び可搬型設備を使用した水源確保の対応操作を習得することを目的に、手順の内容理解を図るための机上教育、資機材の取り扱い方法の習得を図るための模擬訓練又は実働訓

練を実施する。

緊急時対策本部要員である実施組織及び支援組織に対しては、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、確実な指揮命令の伝達等の一連の緊急時対策本部機能、支援組織の位置付け、実施組織との連携及び手順書の構成に関する机上教育を実施する。

(ハ) 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、普段から保守点検活動を社員自らが行って部品交換等の実務経験を積むことなどにより、発電用原子炉施設及び予備品等について熟知する。

運転員(当直員)は、通常時に実施する項目を定めた手順書に基づき、設備の巡視点検、定期点検及び運転に必要な操作を社員自らが行う。

緊急時対策本部要員のうち設備の保修を担当する者は、原子力訓練センターにてポンプ、弁設備の分解点検、調整、部品交換の実習を社員自らが実施することにより技能及び知識の向上を図る。更に、設備の点検においては、保守実施方法をまとめた手順書に基づき、現場において巡視点検、分解機器の状況確認、組立状況確認及び試運転の立会確認を行うとともに、作業手順書の内容確認及び作業工程検討などの保守点検活動を社員自らが行う。

重大事故等の対策については、緊急時対策本部要員が、各役割に応じて、可搬型重大事故等対処設備の設置、配管接続、ケーブルの布設接続、放出される放射性物質の濃度、放射線量の測定及びアクセスルートの確保、その他の重大事故等対策の資機材を用いた対応訓練を社員自らが行う。

(ニ) 重大事故等発生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、夜間及び降雨並びに強風等の悪天候下等を想定した事故時対応訓練を実施する。

- (ホ) 重大事故等発生時の対応や事故後の復旧を迅速に実施するために、設備及び事故時用の資機材等に関する情報並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、それらの情報及びマニュアルを用いた事故時対応訓練を行う。

それらの情報及びマニュアルを用いて、事故時対応訓練を行うことで、設備資機材の保管場所、保管状態を把握し、取扱いの習熟を図るとともに、資機材等に関する情報及びマニュアルの管理を実施する。

ハ 体制の整備

重大事故等発生時において重大事故等に対応するための体制として、以下の基本方針に基づき整備する。

- (イ) 重大事故等対策を実施する実施組織及びその支援組織の役割分担及び責任者などを定め、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する。重大事故等の原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合に、事故原因の除去、原子力災害の拡大防止及びその他の必要な活動を迅速かつ円滑に行うため、所長(原子力防災管理者)は、事象に応じて緊急時体制(警戒体制、第1種緊急時体制、第2種緊急時体制)を発令し、要員の非常召集、通報連絡を行い、発電所に自らを本部長とする緊急時対策本部を設置して対処する。

所長(原子力防災管理者)は、緊急時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。