

2. 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

<目 次>

- 2.1 可搬型設備等による対応
- 2.1.1 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係る基本的な考え方
 - 2.1.1.1 大規模損壊発生時の手順書の整備
 - 2.1.1.2 大規模損壊の発生に備えた体制の整備
 - 2.1.1.3 大規模損壊の発生に備えた設備及び資機材の配備
- 2.1.2 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
 - 2.1.2.1 大規模損壊発生時の手順書の整備
 - 2.1.2.2 大規模損壊の発生に備えた体制の整備
 - 2.1.2.3 大規模損壊の発生に備えた設備及び資機材の配備
- 2.1.3 まとめ

- 添付資料 2.1.1 大規模損壊を発生させる可能性のある大規模な自然現象の抽出プロセスについて
- 添付資料 2.1.2 設計基準を超える竜巻事象に対する事故シーケンス抽出
- 添付資料 2.1.3 設計基準を超える凍結事象に対する事故シーケンス抽出
- 添付資料 2.1.4 設計基準を超える積雪事象に対する事故シーケンス抽出
- 添付資料 2.1.5 設計基準を超える落雷事象に対する事故シーケンス抽出
- 添付資料 2.1.6 設計基準を超える火山事象に対する事故シーケンス抽出
- 添付資料 2.1.7 設計基準を超える地滑り・土石流事象のうち土石流に対する事故シーケンス抽出
- 添付資料 2.1.8 設計基準を超える森林火災事象に対する事故シーケンス抽出
- 添付資料 2.1.9 設計基準を超える自然現象の重畳に対する事故シーケンス抽出
- 添付資料 2.1.10 P R A で選定しなかった事故シーケンス等への対応について
- 添付資料 2.1.11 大規模損壊発生時の対応
- 添付資料 2.1.12 大規模損壊発生時に使用する対応手順書及び設備一覧について
- 添付資料 2.1.13 燃料プール大規模漏えい時の対応について
- 添付資料 2.1.14 放水砲の設置場所及び使用方法等について
- 添付資料 2.1.15 外部事象に対する対応操作の適合性について
- 添付資料 2.1.16 米国ガイド（N E I -06-12 及びN E I -12-06）で参考とした事項について
- 添付資料 2.1.17 大規模損壊発生時に必要な可搬型重大事故等対処設備等の配備及び防護の状況について
- 添付資料 2.1.18 重大事故等と大規模損壊対応に係る体制整備等の考え方
- 添付資料 2.1.19 大規模損壊の発生に備えて配備する資機材について
- 添付資料 2.1.20 設計基準対象施設に係る要求事項に対する大規模損壊での対応状況
- 添付資料 2.1.21 大規模損壊発生時における放射線防護に係る対応について

別冊 **非公開資料**

- I. 具体的対応の共通事項
- II. 大規模な自然災害の想定 of 具体的内容
- III. テロの想定脅威の具体的内容

2.1 可搬型設備等による対応

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による発電用原子炉施設の大規模な損壊（以下「大規模損壊」という。）が発生するおそれがある場合又は発生した場合における体制の整備に関し、次の項目に関する手順書を適切に整備し、また、当該手順書に従って活動を行うための体制及び資機材を整備する。

ここでは、発電用原子炉施設にとって過酷な大規模損壊が発生した場合においても、当該の手順書等を活用した対策によって緩和措置を講じることができることを説明する。

- 一 大規模損壊発生時における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こと。
- 二 大規模損壊発生時における炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。
- 三 大規模損壊発生時における原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関すること。
- 四 大規模損壊発生時における使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。
- 五 大規模損壊発生時における放射性物質の放出を低減するための対策に関すること。

2.1.1 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係る基本的な考え方

2.1.1.1 大規模損壊発生時の手順書の整備

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、設計基準を超えるような規模の自然災害及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。ただし、特定の事象の発生や検知がなくても、運転操作手順書及び緊急時対策本部用手順書で対応可能なよう配慮する。

また、発電用原子炉施設の被災状況を把握するための手順及び被災状況を踏まえた優先実施事項の実行判断を行うための手順を整備する。

自然災害については、大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害の事象を選定したうえで、整備した対応手順書の有効性を確認する。これに加え、確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）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及び津波特有の事象として発生する事故シーケンスについても対応できる手順書として整備する。

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、様々な状況が想定されるが、その中でも施設の広範囲にわたる損壊、多数の機器の機能喪失及び大規模な火災が発生して発電用原子炉施設に大きな影響を与える事象を前提とした対応手順書を整備する。

(1) 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

大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害を想定するに当たっては、国内外の基準等で示されている外部事象を網羅的に収集し、その中から考慮すべき自然災害に対して、設計基準を超えるような規模を想定し、発電用原子炉施設の安全性に与える影響及び重畳することが考えられる自然災害の組合せについても考慮する。

また、事前予測が可能な自然現象については、影響を低減させるための必要な安全措置を講じることを考慮する。

さらに、事態収束に必要と考えられる機能の状態に着目して事象の進展を考慮する。

(2) 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

テロリズムには様々な状況が想定されるが、その中でも施設の広範囲にわたる損壊、多数の機器の機能喪失及び大規模な火災が発生して発電用原子炉施設に大きな影響を与える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し、多様性及び柔軟性を有する手段を構築する。

(3) 大規模損壊発生時の対応手順書の整備及びその対応操作

大規模損壊では、重大事故等時に比べて発電用原子炉施設が受ける影響及び被害の程度が大きく、その被害範囲は広範囲で不確定なものと想定され、あらかじめシナリオを設定して対応することが困難であると考えられることから、緊急時対策本部における情報収集、運転員が実施する発電用原子炉施設の操作に対する支援が重要となる。

<炉心の著しい損傷を緩和するための対策>

- ・炉心の著しい損傷緩和のための原子炉停止と原子炉圧力容器への注水

<原子炉格納容器の破損を緩和するための対策>

- ・炉心損傷回避、著しい炉心損傷緩和が困難な場合の原子炉格納容器からの除熱と原子炉格納容器の破損回避

<燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策>

- ・燃料プールの水位異常低下時のプールへの注水

<放射性物質の放出を低減するための対策>

- ・水素爆発による原子炉建物の損傷を防止するための対策
- ・放射性物質放出の可能性がある場合の原子炉建物への放水による拡散抑制

<大規模な火災が発生した場合における消火活動>

- ・消火活動

<その他の対策>

- ・要員の安全確保
- ・対応に必要なアクセスルートの確保
- ・電源及び水源の確保並びに燃料補給
- ・人命救助

a. 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

大規模損壊発生時は、発電用原子炉施設の状況把握が困難で事故対応の判断ができない場合は、プラント状態が悪化した等の安全側に判断した措置をとるように対応フローを整備する。また、大規模損壊発生時に使用する手順書を有効かつ効果的に使用するため、対応手順書において適用開始条件を明確化するとともに、判断フローを明示することにより必要な個別戦略への移行基準を明確化する。

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の発生について、緊急地震速報、大津波警報、外部からの情報連絡、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及び把握（火災発生の有無、建物の損壊状況等）を行うとともに、大規模損壊の発生（又は発生が疑われる場合）の判断を原子力防災管理者又は当直副長が行う。また、原子力防災管理者又は当直副長が以下の適用開始条件に該当すると判断した場合は、大規模損壊時に対応する手順に基づく事故の進展防止及び影響を緩和するための活動を開始する。

- a) 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により発電用原子炉施設が以下のいずれかの状態となった場合又は疑われる場合
 - ・プラント監視機能又は制御機能の喪失によりプラント状態把握に支障が発生した場合（中央制御室の機能喪失や中央制御室と連絡が取れない場合を含む。）
 - ・燃料プールの損傷により水の漏えいが発生し、燃料プールの水位が維持できない場合
 - ・炉心冷却機能及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（建物損壊に伴う広範囲な機能喪失等）が発生した場合
 - ・大型航空機の衝突による大規模な火災が発生した場合
- b) 原子力防災管理者が大規模損壊に対応する手順を活用した支援が必要と判断した場合
- c) 当直副長が大規模損壊に対応する手順を活用した支援が必要と判断した場合

緊急時対策本部は、発電用原子炉施設の影響予測を行い、その結果を基に各班の責任者は必要となる対応を予想して先行的に準備を行う。

緊急時対策本部長は、これらの情報を収集し、発電所全体の対応について総括的な責任を負う。

また、非常招集を行った場合、緊急時対策要員及び自衛消防隊は、緊急時対策所へ移動する。ただし、緊急時対策所が使用できない場合は、屋内の利用できる施設を緊急時対策所として利用する。

発電所全体の状態を把握するための「プラント状態確認チェックシート」及び対応操作の優先順位付けや対策決定の判断を行うための緊急時対策本部で使用する対応フローを整備する。この対応フローは、事故時操作要領書、原子力災害対策手順書等の相互関係の概略をまとめ、全体像を把握するツ-

ルとして緊急時対策本部の運営を支援するために整備するものであり、具体的な操作手順は個別の手順書等に記載する。

また、b.(b)項から(o)項の手順の中で使用することを想定している設備については、チェックシートの項目に盛り込むこととしている。

対応操作の優先順位付けや実施の判断は、一義的に緊急時対策本部長が行う。大規模損壊時の対応に当たっては、次に掲げる(a)、(b)項を実施する。

当直副長又は対応操作の責任者が実施した監視や操作については、緊急時対策本部に報告し、各班の責任者(本部員)は、その時点における人的リソースや資機材の確保状況、対応の優先順位付け等を判断し、必要な支援や対応を行う。

また、重大事故等時に対処するために直接監視することが必要なパラメータが中央制御室及び緊急時対策所のいずれでも確認できない場合は、放射線測定器、可搬型直流電源設備、可搬型計測器等の代替の監視手段と無線通信設備等の通信連絡設備を準備し、アクセスルートが確保され次第、パラメータ監視のための当直(運転員)、緊急時対策要員等を現場に出動させ、まず外からの目視による確認を行い、その後、確認できないパラメータを対象に代替監視手段を用いて可能な限り継続的なプラント状況の把握に努める。パラメータが中央制御室及び緊急時対策所において部分的に確認できる場合は、確認したパラメータを基に安全機能等の状況把握を行ったうえで、他のパラメータについては、パラメータが確認できない場合と同様の対応を行う。

初動対応での目標設定や個別戦略における判断要素として必要になる主要パラメータが採取できない場合は、判断要素として代替できる他のパラメータを採取する。採取手段の優先順位は、採取に時間を要しない中央制御室等の常設計器等の使用を第1優先とし、監視機能の喪失により採取できない場合は、補助盤室内の計器盤内にて可搬型計測器の使用を第2優先とする。補助盤室内でパラメータが採取できない場合は、現場の常設計器又は可搬型計測器を使用して採取する。

また、初動対応での目標設定や個別戦略における判断要素として必要になる主要パラメータ及び代替できる他のパラメータのいずれも採取できない場合は、まず外からの目視による確認を行い、目標設定や個別戦略の判断に最も影響を与えるパラメータから優先順位を付けて監視機能を回復させ、使用可能な設備を用いて緩和措置を行う。

(a) 当面達成すべき目標の設定

緊急時対策本部は、プラント状況、対応可能な要員数、使用可能な設備、屋外の放射線量率、建物の損傷状況、火災発生状況等を把握し、チェックシートに記載したうえで、その情報を基に当面達成すべき目標を設定し、環境への放射性物質の放出低減を最優先に、優先すべき戦略を決定する。

当面達成すべき目標設定の考え方を次に示す。活動に当たっては、重大事故等に対処する要員の安全確保を最優先とする。

- ・ 第一義的目標は炉心損傷を回避するため、速やかに発電用原子炉を停止し、注水することである。炉心損傷に至った場合においても発電用原子炉への注水は必要となる。
- ・ 炉心損傷が回避できない場合は、原子炉格納容器の破損を回避する。
- ・ 燃料プールの水位が低下している場合は、速やかに注水する。
- ・ これらの努力を最大限行った場合においても、炉心損傷かつ原子炉格納容器の破損又は燃料プール水位の異常低下の回避が困難な場合は放射性物質の拡散抑制を行う。

これらの目標は、複数の目標を同時に設定するケースも想定される。また、プラント状況に応じて、設定する目標も随時見直していくこととする。

(b) 個別戦略を選択するための判断フロー

緊急時対策本部は、(a)項で決定した目標設定に基づき、個別戦略を実施していく。設定目標と実施する個別戦略の考え方を次に示す。

- a) 設定目標：炉心損傷回避のための原子炉圧力容器への注水
発電用原子炉の「止める」、「冷やす」機能を優先的に実施する。
- b) 設定目標：原子炉格納容器の破損回避
基本的に炉心損傷が発生した場合においても、原子炉圧力容器への注水は継続して必要となるが、使用可能な設備や対応可能要員の観点から、一時的に原子炉格納容器の破損回避の対応を優先せざるを得ない状況になることが想定される。この際に「閉じ込め」機能を維持するための個別戦略を実施する。
原子炉格納容器の損傷が発生し、原子炉建物内に放射性物質が漏えいする状況が想定される場合は、放射性物質拡散抑制戦略を実施する。
- c) 設定目標：燃料プール水位確保
燃料プール内の燃料の冷却のための個別戦略を実施する。燃料プール内の燃料損傷が発生し、原子炉建物内の放射性物質濃度が上昇する状況が想定される場合は、放射性物質拡散抑制戦略を実施する。
- d) 設定目標：放射性物質拡散抑制
炉心損傷が発生するとともに、原子炉圧力容器への注水が行えない場合、燃料プール水位の低下が継続している場合又は原子炉建物が損傷し

ている場合は、放射性物質拡散抑制戦略を実施する。

b. 大規模損壊発生時に活動を行うために必要な手順書

大規模損壊が発生した場合に対応する手順については、(a)項に示す5つの活動を行うための手順を網羅する。

また、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中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合の現場での可搬型計測器によるプラントパラメータ計測、監視手順及び中央制御室損傷時の現場と緊急時対策所の通信連絡手順を整備する。なお、プラントパラメータの採取手段の優先順位は、採取に時間を要しない中央制御室等の常設計器等の使用を第1優先とし、監視機能の喪失により採取できない場合は、補助盤室内の計器盤内にて可搬型計測器の使用を第2優先とする。補助盤室内でパラメータが採取できない場合は、現場の常設計器又は可搬型計測器を使用して採取する。

技術的能力に係る審査基準1.2から1.14における重大事故等対処設備と整備する手順を(b)項から(n)項に示す。また、大規模損壊に特化した手順を(o)項に示す。

(a) 5つの活動又は緩和対策を行うための手順書

i 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

大規模損壊発生時に大規模な火災が発生した場合における消火活動として、故意による大型航空機の衝突による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整備する。

また、地震及び津波のような大規模な自然災害においては、施設内の油タンク火災等の複数の危険物内包設備の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整備する。

大型航空機の衝突によ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、放水砲等を用いた泡消火について速やかに準備し、早期に準備が可能な小型放水砲、小型動力ポンプ付水槽車及び化学消防自動車による泡消火並びに延焼防止のための消火を実施する。

地震により建物内部に火災が発生した場合において、屋外に配備する可搬型重大事故等対処設備は火災の影響を受けないと考えられるため、これらの設備を中心とした事故対応を行うことが可能である。なお、当該の対応において、事故対応を行うためのアクセスルート又は操作箇所での復旧活動に支障となる火災が発生している場合は、消火活動を速やかに実施し、操作箇所までのアクセスルート等を確保する。具体的には、次の手順で対応を行う。

a) アクセスルートに障害がない箇所があれば、その箇所を使用する。

- b) 複数の操作箇所の内いずれもがアクセスルートに障害がある場合、最もアクセスルートを確保しやすい箇所を優先的に確保する。
- c) a)及びb)いずれの場合も、予備としてもう1つの操作箇所へのアクセスルートを確保する。

消火活動を行うに当たっては、火災発見の都度、次に示すa)からd)の区分を基本に消火活動の優先度を判定し、優先度の高い火災より順次消火活動を実施する。

- a) アクセスルート・操作箇所の確保のための消火
 - ・アクセスルート確保
 - ・車両及びホースルートの設置エリアの確保
(初期消火に用いる化学消防自動車、小型放水砲等)
- b) 原子力安全の確保のための消火
 - ・重大事故等対処設備が設置された建物、放射性物質内包の建物
 - ・可搬型重大事故等対処設備の屋外接続箇所及び設置エリアの確保
 - ・大型送水ポンプ車、ホースルート及び放水砲の設置エリアの確保
- c) 火災の波及性が考えられ、事故収束に向けて原子力安全に影響を与える可能性がある火災の消火
 - ・可搬型重大事故等対処設備の複数の屋外接続箇所及び設置エリアの確保
- d) その他火災の消火
 - a)からc)以外の火災は、対応可能な段階になってから、可能な範囲で消火する。

建物内外ともに上記の考え方を基本に消火するが、大型航空機衝突による建物内の大規模な火災時は、入域可能な状態になってから消火活動を実施する。

また、自衛消防隊以外の緊急時対策要員が消火活動を行う場合は、緊急時対策本部の火災対応の指揮命令系統の下で活動する自衛消防隊の指揮下で活動する。

消火活動に当たっては、事故対応とは独立した通信手段を用いるために、消火活動専用の無線通信設備の回線を使用する。

ii 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

炉心の著しい損傷を緩和するための対応手段は次のとおりとする。

- ・原子炉停止機能が喪失した場合は、原子炉手動スクラム、原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制、ほう酸水注入、代替制御棒挿入機能又は手動挿入による制御棒緊急挿入及び原子炉水位低下による原子炉出力抑制を試みる。
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時において、高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系の故障により発電用原子炉の冷却が行えない場合に、高圧原子炉代替注水系により発電用原子炉を冷却する。全交流動力電源喪失又は常設直流電源系統喪失により発電用原子炉の冷却が行えない場合は、常設代替直流電源設備より給電される高圧原子炉代替注水系による発電用原子炉の冷却又は原子炉隔離時冷却系の現場起動により発電用原子炉の冷却を試みる。
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に注水機能が喪失している状態において、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に期待している注水機能が使用できる場合は、逃がし安全弁による原子炉減圧操作を行う。
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において、原子炉冷却材喪失事象が発生している場合は、残留熱除去系（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系を優先し、全交流動力電源喪失により発電用原子炉の冷却が行えない場合は、低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）により原子炉を冷却する。

iii 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

原子炉格納容器の破損を緩和するための対応手段は次のとおりとする。

- ・残留熱除去系（格納容器冷却モード）が故障又は全交流動力電源喪失により機能喪失した場合は、格納容器代替スプレイ系（常設）、復水輸送系、消火系及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合は、原子炉補機代替冷却系によりサブプレッション・チェンバから最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送する。
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するため、格納容器フィルタベント系により、原子炉格納容器内の減圧及び除熱を行う。
- ・炉心に著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、残留熱代替除去系により原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。

- ・炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心・コンクリート相互作用（以下「MCCI」という。）や溶融炉心と原子炉格納容器バウンダリの接触による原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器下部へ注水を行う。
- ・原子炉格納容器内に水素ガス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プラント運転中の原子炉格納容器内は不活性ガス（窒素）置換により原子炉格納容器内雰囲気の不活性化状態になっているが、炉心の著しい損傷が発生し、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解等による水素ガス及び酸素ガスの発生によって水素濃度及び酸素濃度が可燃限界を超えるおそれがある場合は、可燃性ガス濃度制御系により水素ガス及び酸素ガスの濃度を抑制する。また、可搬式窒素供給装置により原子炉格納容器への窒素注入を行うことで酸素濃度を抑制し、さらに酸素濃度が上昇する場合には、格納容器フィルタベント系により水素ガス及び酸素ガスを原子炉格納容器外に排出する手段を有している。

iv 燃料プールの水位を確保するための対策及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

燃料プール内の燃料体等は、ボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵しているため、未臨界は維持されている。燃料プールの水位を確保するための対応手段及び燃料体等の著しい損傷を緩和するための対応手段は次のとおりとする。

- ・燃料プールの状態を監視するため、燃料プール水位（SA）、燃料プール水位・温度（SA）、燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）及び燃料プール監視カメラ（SA）を使用する。
- ・燃料プールの注水機能の喪失又は燃料プールからの水の漏えい、その他の要因により燃料プールの水位が低下した場合は、消火系、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）及び燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）により燃料プールへ注水することにより、燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、臨界を防止する。
- ・燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により燃料プールの水位維持が行えない場合は、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）又は燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールスプレイを実施することで、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止するとともに、環境への放射性物質の放出を可能な限り低減させる。

- ・原子炉建物の損壊又は放射線量率の上昇により原子炉建物に近づけない場合は、放水砲により燃料体等の著しい損傷の進行を緩和する。
- v 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
放射性物質の放出を低減するための対応手段は次のとおりとする。
- ・原子炉建物から直接放射性物質が拡散する場合は、大型送水ポンプ車及び放水砲により原子炉建物に海水を放水し、大気への放射性物質の拡散を抑制する。
 - ・その際、防波壁の内側で放射性物質吸着材を設置することにより汚染水の海洋への拡散抑制を行う。
 - ・放水することで放射性物質を含む汚染水が構内雨水排水路から海へ流れ出すためシルトフェンスを設置することで、海洋への拡散範囲を抑制する。
 - ・また、シルトフェンスの設置が困難な状況（大津波警報や津波警報が出ている状況等）である場合は、大津波警報又は津波警報等が解除された後にシルトフェンスの設置を開始する。
- (b) 「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」
重大事故等対策にて整備する1.2の手順を用いた手順等を整備する。
- (c) 「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」
重大事故等対策にて整備する1.3の手順を用いた手順等を整備する。
- (d) 「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」
重大事故等対策にて整備する1.4の手順を用いた手順等を整備する。
- (e) 「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」
重大事故等対策にて整備する1.5の手順を用いた手順等を整備する。
- (f) 「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」
重大事故等対策にて整備する1.6の手順を用いた手順等を整備する。
- (g) 「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」
重大事故等対策にて整備する1.7の手順を用いた手順等を整備する。
- (h) 「1.8 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」
重大事故等対策にて整備する1.8の手順を用いた手順等を整備する。

- (i) 「1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」

重大事故等対策にて整備する1.9の手順を用いた手順等を整備する。

- (j) 「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」

重大事故等対策にて整備する1.10の手順を用いた手順等を整備する。

- (k) 「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」

重大事故等対策にて整備する1.11の手順を用いた手順等を整備する。

- (l) 「1.12 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」

重大事故等対策にて整備する1.12の手順を用いた手順等を整備する。

- (m) 「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」

重大事故等対策にて整備する1.13の手順を用いた手順等を整備する。

- (n) 「1.14 電源の確保に関する手順等」

重大事故等対策にて整備する1.14の手順を用いた手順等を整備する。

- (o) 「2.1 可搬型設備等による対応手順等」

可搬型設備等による対応手順等のうち、柔軟な対応を行うための大規模損壊に特化した手順を以下に示す。

- i 現場での可搬型計測器によるパラメータ計測，監視手順
- ii 中央制御室損傷時の通信連絡手順

- c. b. 項に示す大規模損壊への対応手順書は、万一を考慮し中央制御室の機能が喪失した場合も対応できるよう整備する。

- d. b. 項に示す大規模損壊への対応手順書は、地震、津波及び地震と津波の重畳により発生する可能性のある大規模損壊に対して、また、PRA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及び津波特有の事象として発生する事故シーケンスについて、当該事故により発生する可能性のある重大事故及び大規模損壊への対応も考慮する。加えて、大規模損壊発生時に、同等の機能を有する可搬型重大事故等対処設備、常設重大事故等対処設備及び設計基準事故対処設備が同時に機能喪失することなく、炉心注水、電源確保、放射性物質拡散抑制等の各対策が上記設備のいずれかにより達成できるよう構成する。

- e. 発電用原子炉施設において整備する大規模損壊発生時の対応する手順は、大規模損壊に関する考慮事項等、米国におけるNE I ガイドの考え方も参考とする。また、当該ガイドの要求内容に照らして発電用原子炉施設の対応状況を確認する。

2.1.1.2 大規模損壊の発生に備えた体制の整備

大規模損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合における体制については、重大事故等対策に係る体制を基本とするが、大規模損壊の発生により、要員の被災等による非常時の体制が部分的に機能しない場合においても流動性を持って柔軟に対応できる体制を整備する。

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対応のための体制を整備、充実するために、大規模損壊対応に係る必要な計画の策定並びに重大事故等に対処する要員に対する教育及び訓練を付加して実施し体制の整備を図る。

(1) 大規模損壊への対応のための要員への教育及び訓練

大規模損壊発生時において、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するために必要な力量を確保するため、重大事故等に対処する要員への教育及び訓練については、重大事故等対策の対処に係る教育及び訓練に加え、過酷な状況下においても柔軟に対処できるよう大規模損壊発生時に対応する手順及び事故対応用の資機材の取扱い等を習得するための教育及び訓練を実施する。また、原子力防災管理者及びその代行者を対象に、通常の指揮命令系統が機能しない場合を想定した個別の教育及び訓練を実施する。さらに、緊急時対策要員の役割に応じて付与される力量に加え、流動性をもって柔軟に対応できるような力量を確保していくことにより、本来の役割を担う要員以外の要員でも対応できるよう教育及び訓練の充実を図る。

(2) 大規模損壊発生時の体制

大規模損壊の発生に備えた緊急時対策本部及び緊急時対策総本部の体制は、重大事故等対策に係る体制を基本とする体制を整備する。

また、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）においても発電所構内に緊急時対策要員 31 名、運転員 9 名及び火災発生時の初期消火活動に対応するための自衛消防隊 7 名の合計 47 名を常時確保し、大規模損壊の発生により要員の被災等による非常時の体制が部分的に機能しない場合（中央制御室の機能喪失を含む。）においても、対応できる体制を整備する。

なお、2号炉原子炉運転停止中^{*}については、中央制御室の2号運転員を5名とする。

※ 原子炉の状態が冷温停止（原子炉冷却材温度が100℃未満）及び燃料交換の期間

さらに、発電所構内に常駐する要員により交替要員が到着するまでの間も事故対応を行えるよう体制を整備する。

(3) 大規模損壊発生時の要員確保及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

大規模損壊発生時には、通常の原子力防災体制での指揮命令系統が機能しない場合も考えられる。このような状況においても、発電所構内に勤務している重大事故等に対処する要員により指揮命令系統を確立できるよう、大規模損壊発生時に対応するための体制を整備する。

- a. 夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）における指示者（副原子力防災管理者）を含む重大事故等に対処する要員は、地震、津波等の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要員が被災するような状況においても、発電所構内に勤務している他の要員を活用する等の柔軟な対応をとることを基本とする。
- b. プルーム通過時は、大規模損壊対応への指示を行う緊急時対策要員と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要員は緊急時対策所、運転員は中央制御室待避室及び緊急時対策所にとどまり、その他の緊急時対策要員及び自衛消防隊は発電所構外へ一時退避し、その後、緊急時対策本部長の指示に基づき再参集する。
- c. 大規模損壊と同時に大規模な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、自衛消防隊は消火活動を実施する。また、緊急時対策本部長が、事故対応を実施又は継続するために、放水砲等による泡消火の実施が必要と判断した場合は、緊急時対策本部の指揮命令系統の下、放水砲等の対応を行う要員を消火活動に従事させる。

(4) 大規模損壊発生時の支援体制の確立

a. 緊急時対策総本部体制の確立

大規模損壊発生時における緊急時対策総本部の設置による発電所への支援体制は、「技術的能力審査基準1.0」で整備する支援体制と同様である。

b. 外部支援体制の確立

大規模損壊発生時における外部支援体制は、「技術的能力審査基準1.0」で整備する原子力災害発生時の外部支援体制と同様である。

2.1.1.3 大規模損壊の発生に備えた設備及び資機材の配備

大規模損壊の発生に備え、大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うために必要な重大事故等対処設備及び資機材を配備する。

(1) 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必要な設備の配備及び当該設備の防護の基本的な考え方

可搬型重大事故等対処設備は、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配備し、同等の機能を有する設計基準事故対処設備及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、大規模な自然災害又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等が機能喪失しないように保管場所を分散しかつ十分離して配備する。

- a. 屋外の可搬型重大事故等対処設備は、地震により生じる敷地下斜面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の不足、地下構造物の損壊等の影響を受けない場所に保管する。また、原子炉建物外から電力又は水を供給する可搬型重大事故等対処設備のうち、少なくとも1セットは、基準津波を超える津波に対して、裕度を有する高台に保管する。
- b. 屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備は、原子炉建物、タービン建物及び廃棄物処理建物から100m以上の離隔距離を確保するとともに、当該可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備から100m以上の離隔距離を確保したうえで、当該建物及び当該設備と同時に影響を受けない場所に分散して配備する。
- c. 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。原子炉建物外から電力又は水を供給する可搬型重大事故等対処設備は、アクセスルートを確保した複数の接続口を設ける。

(2) 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

大規模損壊発生時の対応に必要な資機材については、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及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、原子炉建物、制御室建物及び廃棄物処理建物から100m以上離隔をとった場所に分散して配備する。

- a. 炉心損傷及び原子炉格納容器の破損による高線量の環境下において，事故対応のために着用する全面マスク，高線量対応防護服，個人線量計等の必要な資機材を配備する。
- b. 地震及び津波のような大規模な自然災害による油タンク火災，又は故意による大型航空機の衝突に伴う大規模な航空機燃料火災の発生に備え，必要な消火活動を実施するために着用する防護具，消火薬剤等の資機材及び大型送水ポンプ車や放水砲等の消火設備を配備する。
- c. 大規模損壊発生時において，指揮者と現場間，発電所外等との連絡に必要な通信連絡設備を確保するため，多様な複数の通信連絡設備を整備する。また，消火活動専用の通信連絡が可能な無線通信設備を配備する。

2.1.2 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

<要求事項>

発電用原子炉設置者において、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による発電用原子炉施設の大規模な損壊(以下「大規模損壊」という。)が発生するおそれがある場合又は発生した場合における体制の整備に関し、以下の項目についての手順書が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。また、当該手順書に従って活動を行うための体制及び資機材が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

- 一 大規模損壊発生時における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こと。
- 二 大規模損壊発生時における炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。
- 三 大規模損壊発生時における原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関すること。
- 四 大規模損壊発生時における使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。
- 五 大規模損壊発生時における放射性物質の放出を低減するための対策に関すること。

【解釈】

- 1 発電用原子炉設置者において、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いて、第1号から第5号までに掲げる活動を実施するために必要な手順書、体制及び資機材等を適切に整備する方針であること。
- 2 第1号に規定する「大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動」について、発電用原子炉設置者は、故意による大型航空機の衝突による外部火災を想定し、泡放水砲等を用いた消火活動についての手順等を整備する方針であること。
- 3 発電用原子炉設置者は、本規程における「1. 重大事故等対策における要求事項」の以下の項目について、大規模な自然災害を想定した手順等を整備する方針であること。
 - 1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
 - 1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等
 - 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
 - 1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等
 - 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等
 - 1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等
 - 1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等
 - 1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等

- 1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等
 - 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等
 - 1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等
 - 1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等
 - 1.14 電源の確保に関する手順等
- 4 発電用原子炉設置者は、上記3の項目について、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムも想定した手順等を整備する方針であること。

2.1.2.1 大規模損壊発生時の手順書の整備

自然災害については、大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害の事象を選定したうえで、整備した対応手順書の有効性を確認する。これに加え、PRA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及び津波特有の事象として発生する事故シーケンスについても対応できる手順書として整備する。

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、様々な状況が想定されるが、その中でも施設の広範囲にわたる損壊、多数の機器の機能喪失及び大規模な火災が発生して発電用原子炉施設に大きな影響を与える事象を前提とした対応手順書を整備する。

(1) 大規模損壊のケーススタディで扱う自然現象の選定について

大規模損壊を発生させる可能性のある自然現象を網羅的に抽出するため、島根原子力発電所及びその周辺での発生実績にかかわらず、国内で一般に発生し得る事象に加え、国内外の基準で示されている外部事象を抽出した。

各事象（重畳を含む。）について、設計基準を超えるような過酷な状況を想定した場合の発電用原子炉施設への影響度を評価し、特に発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性のある自然現象を選定し、さらに大規模損壊のケーススタディとして扱う事象をその中から選定した。

検討プロセスをフローで表したものを第1図に示す。また検討内容について以下に示す。

a. 自然現象の網羅的な抽出

国内外の基準を参考に、網羅的に自然現象を抽出・整理し、自然現象55事象を抽出した。（添付資料2.1.1参照）

b. 特に発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性のある自然現象の選定

各自然現象について、設計基準を超えるような非常に過酷な状況を想定した場合に発電用原子炉施設の安全性が損なわれる可能性について評価を実施し、発生し得るプラント状態（起因事象）を特定した。

プラント状態を特定するに当たっては、イベントツリーによる事象進展

評価又は定性的な評価を実施した。

主要な事象（検討した結果，特に発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性があるとして整理された事象）の影響を整理した結果を第1表，第2表及び第2図にそれぞれ示す。その他の事象を含む全事象に対する検討内容については添付資料 2.1.1 に示す。検討した結果，特に発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性のある自然現象として選定されたものは次のとおり。

- ・地震
- ・津波
- ・地震と津波の重畳
- ・竜巻
- ・凍結
- ・積雪
- ・落雷
- ・地滑り・土石流
- ・火山の影響
- ・森林火災
- ・隕石

c. ケーススタディの対象シナリオ選定

上記で選定された自然現象について，それぞれで特定した起因事象・シナリオを基に，大規模損壊のケーススタディとして想定することが適切な事象を選定する。

上記b.での整理から，発電用原子炉施設の最終状態は次の3項目に類型化することができ，第3表に事象ごとに整理した結果を示す。

- ・重大事故等対策で想定していない事故シーケンス（大規模損壊）
- ・重大事故等対策で想定している事故シーケンス
- ・設計基準事故で想定している事故シーケンス

第3表に示すとおり，発電用原子炉施設において大規模損壊を発生させる可能性のある自然現象は，地震，津波，地震と津波の重畳，積雪，落雷，火山の影響及び隕石の7事象となる。

また，大規模損壊を発生させる可能性のある自然現象のうち，以下の事象については，他の事象のシナリオに代表させることができる。

- ・積雪

最も過酷なケースは全交流動力電源喪失+計装・制御系喪失となる。積雪については大型航空機の衝突と異なり事象進展がある程度遅いことから，事前に除雪等の対応が可能となる。非常に過酷な状況を考慮

した場合にも、除雪の対象を限定し最小限必要な設備（原子炉建物やアクセスルート等）について健全性を維持させるといった対応により損傷範囲を抑制することが可能であることから、津波又は地震と津波の重畳のシナリオに代表させる事象として整理した。

- ・落雷

最も過酷なケースは外部電源喪失+計装・制御系喪失となるが、地震と津波の重畳のシナリオ又は大型航空機の衝突に代表させることができる。

- ・火山の影響

最も過酷なケースは全交流動力電源喪失+計装・制御系喪失となる。火山の影響についても、大量の降下火砕物がある場合には、積雪時と同様、降下火砕物を除去することで、影響範囲を抑制することが可能であることから、津波又は地震と津波の重畳のシナリオに代表させる事象として整理した。

- ・隕石

隕石衝突に伴う建物・屋外設備の損傷については、大型航空機の衝突のシナリオに代表させることができる。

発電所敷地への隕石落下に伴う振動の発生については、地震のシナリオに代表させることができる。

また、隕石の発電所近海への落下に伴う津波については、津波のシナリオに代表させることができる。

以上より、自然現象として、地震、津波及び地震と津波の重畳の3事象をケーススタディとして選定する。これら3事象で想定する事故シーケンスと代表シナリオは次のとおりとする。

(a) 地震

地震レベル1 PRAにより抽出した事故シーケンスには、E x c e s s i v e L O C A，原子炉格納容器損傷，原子炉圧力容器損傷，計装・制御系喪失，格納容器バイパス，原子炉建物損傷，制御室建物損傷，廃棄物処理建物損傷，全交流動力電源喪失+原子炉停止失敗等がある。また，内部事象のレベル 1.5 PRAにより，炉心損傷後に格納容器バイパスに至る原子炉格納容器の破損モードとして，格納容器隔離失敗を抽出している。大規模な地震が発生した場合には，これらの事故シーケンス，あるいは複数の事故シーケンスの組合せが生じることが考えられるが，大規模損壊が発生した場合の対応手順書の有効性を確認する観点から，ケーススタディとして，大規模な地震で原子炉格納容器内の原子炉冷却材圧力バウンダリにおいて，大破断 L O C A を超える規模の損傷が発生し，炉心損傷に至る E x c e s s i v e L O C A を代表シナリオ

として選定する。この際、地盤の陥没等により、アクセスルートの通行に支障をきたす可能性を考慮する。

(b) 津波

津波レベル1 P R Aにより抽出した事故シーケンスとして、直接炉心損傷に至る事象がある。また、内部事象のレベル 1.5 P R Aにより、炉心損傷後に格納容器バイパスに至る原子炉格納容器の破損モードとして、格納容器隔離失敗を抽出している。大規模な津波が発生した場合には、これらの事故シーケンス、あるいは複数の事故シーケンスの組合せが生じることが考えられるが、大規模損壊が発生した場合の対応手順書の有効性を確認する観点から、防波壁を超える規模の津波により、原子炉建物付属棟地下階が浸水する前提において、ケーススタディとして、全交流動力電源喪失+直流電源喪失+計装・制御系喪失に至る事象を代表シナリオとして選定する。この際、取水槽エリアの浸水により、アクセスルートの通行に支障をきたす可能性を考慮する。

(c) 地震と津波の重畳

地震と津波の重畳では、上記の地震及び津波の項で想定した事故シーケンスの組合せとして、全交流動力電源喪失+直流電源喪失+ E x c e s s i v e L O C A + 計装・制御系喪失等が想定される。ケーススタディとしては、対応手順書の有効性を確認する観点から、この事故シーケンスを代表シナリオとして選定する。この際、地盤の陥没等及び取水槽エリアの浸水により、アクセスルートの通行に支障をきたす可能性を考慮する。

(2) 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について

テロリズムには様々な状況が想定されるが、その中でも施設の広範囲にわたる損壊、多数の機器の機能喪失及び大規模な火災が発生して発電用原子炉施設に大きな影響を与える故意による大型航空機の衝突をケーススタディとして選定する。

なお、爆発等の人為事象による発電用原子炉施設への影響については、故意による大型航空機の衝突に代表させることができる。

以上より、大規模損壊発生時の対応手順書の整備に当たっては、(1)及び(2)において整理した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可能性も想定し、発電用原子炉施設において使える可能性のある設備、資機材及び要員を最大限に活用した多様性及び柔軟性を有する手段を構築する。

(添付資料2.1.2, 2.1.3, 2.1.4, 2.1.5, 2.1.6, 2.1.7, 2.1.8, 2.1.9,
2.1.10参照)

第1表 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価 (1 / 8)

自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響の評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある設備・機能	最終的なプラント状態
地震	<p>【影響評価に当たったの考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・基準地震動を超える地震の発生を想定する。 ・事前の予測については、現在確立した手法が存在しないことから、予兆なく発生する。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・送受電設備の碍子等の損傷により、外部電源喪失に至る可能性がある。 ・原子炉補機海水ポンプ等の損傷による補機冷却系喪失及びディーゼル発電機の損傷による全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 ・直流電源を供給する設備の損傷により、非常用交流電源の制御機能等が喪失するため、全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 ・原子炉建物が大規模に損傷する場合には、緩和できない大規模なLOCA (Excessive LOCA) が発生すると同時に、建物内の原子炉注水系配管が損傷して原子炉注水機能も喪失するため、重大事故に至る可能性がある。建物損傷の二次被害により、原子炉格納容器や原子炉格納容器の貫通配管が損傷しており、閉じ込め機能にも期待することはできない。 ・原子炉格納容器内の配管及びECCS注入配管が同時に損傷して、大規模なLOCA (Essive LOCA) が発生すると同時に、原子炉注水機能も喪失するため、重大事故に至る可能性がある。 ・原子炉圧力容器の損傷により、原子炉冷却材圧力バウンダリの大規模な損傷や、炉内構造物の大規模な破損による原子炉冷却材の流路閉塞等により、炉心の除熱が困難となり重大事故に至る可能性がある。 ・制御室建物が大規模に損傷する場合には、建物内に設置されている主要な設備のすべてが同時に損傷することを想定すると、中央制御室損傷による中央制御盤等の損傷により原子炉注水機能等が喪失し、重大事故に至る可能性がある。 ・廃棄物処理建物が大規模に損傷する場合には、建物内に設置されている緩やかな設備のすべてが同時に損傷することを想定すると、補助盤室やパツテリ室損傷により緩やかな設備のすべてが喪失する。これにより原子炉注水機能等が喪失し、重大事故に至る可能性がある。 ・複数の制御盤等が同時に損傷することにより、計装・制御系喪失に至る可能性がある。 ・常時開の隔離弁に接続している配管が原子炉格納容器外で破損すると同時に隔離弁が閉鎖敗すことで、高温・高圧の原子炉冷却材が隔離不能な状態で原子炉格納容器外 (原子炉建物) へ流出し、複数の緩和系が機能喪失に至る可能性がある。 	<p>【基準地震動を超える地震を想定した場合に喪失する可能性のある機器】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・送受電設備 ・原子炉補機海水ポンプ ・ディーゼル発電機 ・直流電源 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ ・設計基準事故対処設備 (ECCS等) ・原子炉格納容器・原子炉圧力容器 ・原子炉建物 ・制御室建物 ・廃棄物処理建物 ・計装・制御系 ・隔離弁の閉機能及び原子炉格納容器外配管 ・燃料プール ・モニタリング・ポスト 	<p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・外部電源喪失 ・補機冷却系喪失 ・全交流動力電源喪失 ・LOCA及びECCS注水機能喪失 ・原子炉格納容器損傷 ・原子炉圧力容器損傷 ・原子炉建物損傷 ・制御室建物損傷 ・廃棄物処理建物損傷 ・計装・制御系喪失 ・格納容器パイパス

第1表 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価 (2/8)

自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響の評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある設備・機能	最終的なプラント状態
地震	<ul style="list-style-type: none"> 燃料プールのスロッシングによるプール水の溢水及び全交流動力電源喪失による燃料プール冷却系の機能喪失に伴うプール水の蒸発により、燃料プールの水位が低下する。 モニタリング・ポストの監視機能が喪失する可能性がある。 保管している危険物による火災の発生可能性がある。 斜面の崩壊、地盤の陥没等によりアクセスルートの通行が困難となり、事故の対策に影響を及ぼす可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> 可搬型重大事故等対処設備等によるプラント状況の把握、給電及び注水を行う。 モニタリング・ポストが使用できない場合は、可搬式モニタリング・ポストにより測定及び監視を行う。 火災が発生した場合は、化学消防自動車等の消火設備による消火を行う。 屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は、重機により仮復旧を行う。 		
津波	<p>【影響評価に当たった際の考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> 発電所近傍を震源とする地震を考慮し、地震発生後、15分程度で津波が来襲すると想定する。 基準津波を超える規模として、防波壁の高さ（15m）を上回る高さの津波を想定する。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> 屋外変圧器の水没により、外部電源喪失に至る可能性がある。 原子炉補機海水ポンプの水没により、補機冷却系喪失に至る可能性がある。 建物内への浸水により、計装・制御系、ECCS等の緩和機能が喪失し、直接炉心損傷に至る可能性がある。 タンク等からの火災発生、漂流物等により、アクセスルートの通行に支障をきたし、重大事故等対策に影響を及ぼす可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> 可搬型重大事故等対処設備等によるプラント状況の把握、給電及び注水を行う。 火災が発生した場合は、化学消防自動車等の消火設備による消火を行う。 屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は、重機により仮復旧を行う。 	<p>【防波壁を超える高さの津波を想定した場合に喪失する可能性のある機器】</p> <ul style="list-style-type: none"> 送受電設備 原子炉補機海水ポンプ 計装・制御系、ECCS等の緩和機能 	<p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失 補機冷却系喪失 直接炉心損傷

第1表 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価 (3/8)

自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響の評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある設備・機能	最終的なプラント状態
竜巻	<p>【影響評価に当たった際の考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部事象防護対象施設は、風速92m/sの竜巻から設定した荷重に対して、竜巻防護対策設備により防護すること等により安全機能を損なわない設計としている。 事前の予測が可能であることから、発電用原子炉施設の安全性に影響を与えないことが可能に、あらかじめ体制を強化して安全対策（飛来物発生防止対策の確認等）を講じることが可能である。 最大風速92m/sを超える規模の竜巻を想定する。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> 風荷重又は飛来物によって、送電設備が損傷し、外部電源喪失に至る可能性がある。 気圧差荷重又は飛来物によって、ディーゼル燃料移送ポンプが損傷し、同時に外部電源喪失の発生を想定すると全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 気圧差荷重によって、原子炉建物付属棟空調換気系のダクトやダンパ等が損傷し、ディーゼル発電機室の室温上昇によりディーゼル発電機が機能喪失し、同時に外部電源喪失の発生を想定すると全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 気圧差荷重又は飛来物によって、原子炉補機海水ポンプが損傷し、補機冷却系喪失に至る可能性がある。 原子炉建物外壁を貫通した飛来物によって、原子炉補機冷却系サージタンクが損傷し、補機冷却系喪失に至る可能性がある。 飛来物等によりアークセスルートの通行に支障をきたし、重大事故対策に影響を及ぼす可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> 可搬型重大事故等対処設備等による給電及び注水を行う。 屋外アークセスルートの通行不能の影響がある場合は、重機により仮復旧を行う。 	<p>【設計基準を超える最大風速を想定した場合に喪失する可能性のある機器】</p> <ul style="list-style-type: none"> 送受電設備 ディーゼル発電機 原子炉補機海水ポンプ 原子炉補機冷却系サージタンク 	<p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失 全交流動力電源喪失 補機冷却系喪失

第1表 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価 (4/8)

自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響の評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある設備・機能	最終的なプラント状態
凍結	<p>【影響評価に当たった際の考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> 予報等により事前に予測が可能であることから、発電用原子炉施設の安全機能に影響を与えないよう、事前に保温、電熱線ヒータによる凍結防止対策を実施することができる。 低温における設計基準温度-8.7°Cを下回る規模を想定する。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> 送受電設備への着氷によって地絡・短絡を起し、外部電源喪失に至る可能性がある。 低温によってディーゼル燃料貯蔵タンク等の軽油が凍結し、同時に外部電源喪失の発生を想定すると全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> 事前の凍結防止対策（加温、循環運転等の凍結防止対策）を行う。 可搬型重大事故等対処設備等による給電及び注水を行う。 	<p>【設計基準を超える低温を想定した場合に喪失する可能性のある機器】</p> <ul style="list-style-type: none"> 送受電設備 ディーゼル発電機 	<p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失 全交流動力電源喪失

第1表 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価 (5/8)

自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響の評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある設備・機能	最終的なプラント状態
積雪	<p>【影響評価に当たった際の考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> 予報等により事前に予測が可能であることから、発電用原子炉施設の安全機能に影響を与えないよう、あらかじめ体制を強化して対策（除雪）を実施することができる。 設計基準積雪量100cmを超える規模の積雪を想定する。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> 送受電設備への着雪によって地絡・短絡を起こし、外部電源喪失に至る可能性がある。 積雪荷重によって、変圧器が損傷し、外部電源喪失に至る可能性がある。 積雪によるディーゼル発電機の燃焼用給気フィルタの目詰まり又は燃焼用給気口の閉塞により、ディーゼル発電機の機能が喪失し、同時に外部電源喪失の発生を想定すると、全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 積雪荷重によって、ディーゼル発電機燃焼用給気口が損傷し、同時に外部電源喪失の発生を想定すると、全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 積雪荷重によって、原子炉建物屋上が崩壊、原子炉補機冷却系サージタンクが損傷し、補機冷却系喪失に至る可能性がある。 積雪荷重によって、原子炉補機海水ポンプが損傷し、補機冷却系喪失に至る可能性がある。 積雪によって、原子炉補機海水ポンプのモータ冷却口が閉塞し、補機冷却系喪失に至る可能性がある。 積雪荷重によって、制御室建物屋上が崩壊、中央制御室が損傷し、計装・制御系喪失に至る可能性がある。 積雪によりアクセスルートの通行に支障をきたし、重大事故等対策に影響を及ぼす可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> あらかじめ体制を強化して対策（除雪）を行う。 可搬型重大事故等対処設備等による給電及び注水を行う。 屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は、重機により仮復旧を行う。 	<p>【設計基準を超える積雪を想定した場合に喪失する可能性のある機器】</p> <ul style="list-style-type: none"> 送受電設備 ディーゼル発電機 原子炉補機冷却系サージタンク 原子炉補機海水ポンプ 計装・制御系 	<p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失 全交流動力電源喪失 補機冷却系喪失 計装・制御系喪失

第1表 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価 (6/8)

自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響の評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある設備・機能	最終的なプラント状態
落雷	<p>【影響評価に当たった際の考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準電流値150kAを超える雷サージの影響を想定する。 落雷に対して、建築基準法に基づき高さ20mを超える排気筒等へ避雷設備を設置し、避雷導体により接地網と接続する。接地網は、雷撃に伴う構内接地系の接地電位分布を平坦化することから、安全保護系等の設備に影響を与えることはなく、安全に大地に導くことができる。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> 直撃雷によって送受電設備が損傷し、外部電源喪失に至る可能性がある。 直撃雷によって、原子炉補機海水ポンプが損傷し、補機冷却系喪失に至る可能性がある。 建物避雷設備等から誘導雷サージが建物内に侵入し、電気盤内の制御回路が損傷し、計装・制御系喪失に至る可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> 可搬型重大事故等対処設備等による給電及び注水を行う。 	<p>【設計基準を超える落雷を想定した場合に喪失する可能性のある機器】</p> <ul style="list-style-type: none"> 送受電設備 原子炉補機海水ポンプ 計装・制御系 	<p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失 補機冷却系喪失 計装・制御系喪失
地滑り ・土石流	<p>【影響評価に当たった際の考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> 事前の予測については、現在確立した手法が存在しないことから、予兆なく発生する。 設計基準における影響範囲（土石流危険区域）を超える影響範囲の土石流を想定する。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> 土砂の荷重によって送受電設備が損傷し、外部電源喪失に至る可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> 可搬型重大事故等対処設備等による給電及び注水を行う。 	<p>【設計基準を超える地滑り・土石流を想定した場合に喪失する可能性のある機器】</p> <ul style="list-style-type: none"> 送受電設備 	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失

第1表 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価 (7/8)

自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響の評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある設備・機能	最終的なプラント状態
火山の影響	<p>【影響評価に当たった際の考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> 予報等により事前に予測が可能であることから、発電用原子炉施設の安全機能に影響を与えないよう、あらかじめ体制を強化して対策（除灰）を実施することができる。 降下火砕物（火山灰）の堆積厚さの設計基準である56cmを超える規模の堆積厚さを想定する。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> 降下火砕物の堆積荷重によって、送受電設備が損傷し、外部電源喪失に至る可能性がある。 降下火砕物が送受電設備へ附着し、霧や降雨の水分を吸収することによって、地絡・短絡を起し、外部電源喪失に至る可能性がある。 降下火砕物の堆積荷重によって、ディーゼル発電機燃焼用給気口が損傷し、同時に外部電源喪失の発生を想定すると、全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 降下火砕物によるディーゼル発電機の燃焼用給気フィルタの目詰まり又は燃焼用給気口の閉塞によって、ディーゼル発電機の機能が喪失し、同時に外部電源喪失の発生を想定すると、全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 降下火砕物によって、ディーゼル燃料移送ポンプの軸受が損傷し、同時に外部電源喪失の発生を想定すると、全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 降下火砕物の堆積荷重によって、原子炉建物屋上が崩壊、原子炉補機冷却系サージタンクが損傷し、補機冷却系喪失に至る可能性がある。 降下火砕物の堆積荷重によって原子炉補機海水ポンプが損傷し、補機冷却系喪失に至る可能性がある。 海水中の降下火砕物が高濃度な場合に、熱交換器の伝熱管、海水ポンプ軸受の閉塞による異常摩耗や海水ストレーナの閉塞によって、原子炉補機海水ポンプが機能喪失し、補機冷却系喪失に至る可能性がある。 降下火砕物によって、原子炉補機海水ポンプのモータ冷却口が閉塞し、補機冷却系喪失に至る可能性がある。 降下火砕物の堆積荷重によって、制御室建物屋上が崩壊、中央制御室が損傷し、計装・制御系喪失に至る可能性がある。 降下火砕物によりアクセスルートの通行に支障をきたし、重大事故等対策に影響を及ぼす可能性がある。 	<p>【設計基準を超える降下火砕物堆積厚さを想定した場合に喪失する可能性のある機器】</p> <ul style="list-style-type: none"> 送受電設備 ディーゼル発電機 原子炉補機冷却系サージタンク 原子炉補機海水ポンプ 計装・制御系 	<p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失 全交流動力電源喪失 補機冷却系喪失 計装・制御系喪失

第1表 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価 (8/8)

自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響の評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある設備・機能	最終的なプラント状態
火山の影響	<p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・あらかじめ体制を強化して対策（除灰）を行う。 ・可搬型重大事故等対処設備等による給電及び注水を行う。 ・屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は、重機により仮復旧を行う。 		
森林火災	<p>【影響評価に当たった際の考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・防火帯を越えて延焼するような規模を想定する。 ・森林火災が拡大するまでの時間的余裕は十分にあることから、発電用原子炉施設の安全機能に影響を与えないよう、予防散水する等の必要な安全措置を講じることができる。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・森林火災の輻射熱によって、送受電設備が損傷し、外部電源喪失に至る可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・早期の消火体制確立による火災影響緩和対策を行う。 ・可搬型重大事故等対処設備等による給電及び注水を行う。 	<p>【設計基準を超える森林火災を想定した場合に喪失する可能性のある機器】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・送受電設備 	<ul style="list-style-type: none"> ・外部電源喪失
隕石	<p>【影響評価に当たった際の考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・事前の予測については、行えないものとして想定する。 <p>【隕石が落下した場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・建物又は屋外設備に隕石が衝突した場合は、当該建物又は設備が損傷し、機能喪失に至る可能性がある。 ・発電所敷地に隕石が落下した場合に発生する振動により設備が損傷し、機能喪失に至る可能性がある。 ・発電所近海に隕石が落下した場合に発生する津波により設備が浸水し、機能喪失に至る可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・建物又は屋外設備等に隕石が衝突した場合は、故意による大型航空機の衝突と同様に対応する。 ・発電所敷地に隕石が衝突し、振動が発生した場合は、地震発生時と同様に対応する。 ・発電所近海に隕石が落下し、津波が発生した場合は、津波発生時と同様に対応する。 ・屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は、重機により仮復旧を行う。 	<p>・具体的な喪失する機器は特定しない （地震、津波又は故意による大型航空機の衝突による影響に包含）</p>	<p>・具体的なプラント状態は特定しない （地震、津波又は故意による大型航空機の衝突による影響に包含）</p>

第2表 自然現象の重畳が発電用原子炉施設へ与える影響評価 (1 / 2)

自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響の評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある設備・機能	最終的なプラント状態
<p>大規模地震と大規模津波の重畳</p>	<p>【影響評価に当たった際の考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・事前の予測については、現在確立した手法が存在しないことから、予兆なく地震が発生する。 ・地震発生後、15分程度で津波が来襲すると想定する。 ・基準地震動を超える地震の発生を想定する。 ・基準津波を超える規模として、防波壁の高さ（15m）を上回る高さの津波を想定する。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・送受電設備の碍子等の損傷により、外部電源喪失に至る可能性がある。 ・原子炉補機海水ポンプ等の損傷による補機冷却系喪失及びディーゼル発電機の損傷による全交流動力電源喪失に至る可能性がある。さらに、原子炉隔離時冷却系コンロールセンタの浸水により、原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合は、高圧・低圧注水機能喪失に至る可能性がある。 ・直流電源を供給する設備の損傷により、非常用交流電源の制御機能等が喪失するため、全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 ・原子炉建物が大規模に損傷する場合には、緩和できない大規模なLOCA (Excessive LOCA) が発生すると同時に、建物内の原子炉注水系配管が損傷して原子炉注水機能も喪失するため、重大事故に至る可能性がある。建物損傷の二次的被害により、原子炉格納容器や原子炉格納容器の貫通配管が損傷しており、閉じ込め機能にも期待することはできない。 ・原子炉格納容器内の配管及びECCS注入配管が同時に損傷して、大規模なLOCA (Excessive LOCA) が発生すると同時に、原子炉注水機能も喪失するため、重大事故に至る可能性がある。 ・原子炉圧力容器の損傷により、原子炉冷却材圧力バウンダリの大規模な損傷や、炉内構造物の大規模な破損による原子炉冷却材の流路閉塞等により、炉心の除熱が困難となり重大事故に至る可能性がある。 ・制御室建物が大規模に損傷する場合には、建物内に設置されている主要な設備のすべてが同時に損傷することを想定すると、中央制御室損傷による中央制御盤等の損傷により原子炉注水機能等が喪失し、重大事故に至る可能性がある。 ・廃棄物処理建物が大規模に損傷する場合には、建物内に設置されている主要な設備のすべてが同時に損傷することを想定すると、補助盤室やバツェリ室損傷により緩和系の制御機能が喪失する。これにより原子炉注水機能等が喪失し、重大事故に至る可能性がある。 ・複数の制御盤等が同時に損傷することにより、計装・制御系喪失に至る可能性がある。 	<p>【地震と津波の重畳により喪失する可能性のある機器】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・送受電設備 ・原子炉補機海水ポンプ ・ディーゼル発電機 ・直流電源 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ ・原子炉隔離時冷却系 ・設計基準事故対処設備 (ECCS等) ・原子炉格納容器 ・原子炉圧力容器 ・原子炉建物 ・制御室建物 ・廃棄物処理建物 ・計装・制御系 ・隔離弁等の閉機能及び原子炉格納容器外配管 ・燃料プール ・モニタリング・ポスト 	<p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・外部電源喪失 ・補機冷却系喪失 ・全交流動力電源喪失 ・LOCA及びECCS注水機能喪失 ・原子炉格納容器損傷 ・原子炉圧力容器損傷 ・原子炉建物損傷 ・制御室建物損傷 ・廃棄物処理建物損傷 ・計装・制御系喪失 ・格納容器パイパス ・直接炉心損傷

第2表 自然現象の重畳が発電用原子炉施設へ与える影響評価（2/2）

自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響の評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある設備・機能	最終的なプラント状態
大規模地震と大規模津波の重畳	<p>設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響の評価</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常時開の隔離弁に接続している配管が原子炉格納容器外で破損すると同時に隔離弁が閉鎖すると、高温・高圧の原子炉冷却材が隔離不能な状態で原子炉格納容器外（原子炉建物）へ流出し、複数の緩和系が機能喪失に至る可能性がある。 ・建物内への浸水により、計装・制御系、ECCS等の緩和機能が喪失し、直接炉心損傷に至る可能性がある。 ・燃料プールのスロッシングによるプール水の溢水及び全交流動力電源喪失による燃料プール冷却系の機能喪失に伴うプール水の蒸発により、燃料プールの水位が低下する。 ・モニタリング・ポストの監視機能が喪失する可能性がある。 ・保管している危険物による火災の発生可能性がある。 ・斜面の崩壊、地盤の陥没等によりアクセスルート上の通行が困難となり、事故の対策に影響を及ぼす可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型重大事故等対処設備等によるプラント状況の把握、給電及び注水を行う。 ・モニタリング・ポストが使用できない場合は、可搬式モニタリング・ポストにより測定及び監視を行う。 ・火災が発生した場合は、化学消防自動車等の消火設備による消火を行う。 ・屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は、重機により仮復旧を行う。 		

第3表 大規模損壊へ至る可能性のある自然現象（1/2）

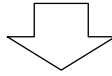
自然現象	重大事故等対策で想定していない 事故シナリオ（大規模損壊）	重大事故等対策で想定している 事故シナリオ	設計基準事故で想定している 事故シナリオ
地震	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失＋原子炉格納容器損傷 外部電源喪失＋原子炉圧力容器損傷 外部電源喪失＋原子炉建物損傷 外部電源喪失＋制御室建物損傷 外部電源喪失＋廃棄物処理建物損傷 外部電源喪失＋Excessive LOCA 外部電源喪失＋計装・制御系喪失 外部電源喪失＋格納容器パイパス 	<ul style="list-style-type: none"> 冷却材喪失（大破断LOCA） ＋高圧炉心冷却（HPCS）失敗 ＋低圧炉心冷却失敗 冷却材喪失（中小破断LOCA） ＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗 冷却材喪失（中小破断LOCA） ＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗 全交流動力電源喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 通常停止／緊急停止等 外部電源喪失 大破断LOCA
津波	<ul style="list-style-type: none"> 直接炉心損傷に至る事象 （全交流動力電源喪失＋直流電源喪失 ＋計装・制御系喪失） 	<ul style="list-style-type: none"> 補機冷却系喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 通常停止／緊急停止等 外部電源喪失
地震と津波の 重畳	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失＋原子炉格納容器損傷 外部電源喪失＋原子炉圧力容器損傷 外部電源喪失＋原子炉建物損傷 外部電源喪失＋制御室建物損傷 外部電源喪失＋廃棄物処理建物損傷 外部電源喪失＋Excessive LOCA 外部電源喪失＋計装・制御系喪失 外部電源喪失＋格納容器パイパス 全交流動力電源喪失＋直流電源喪失 ＋Excessive LOCA＋計装・制御系喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 冷却材喪失（大破断LOCA） ＋高圧炉心冷却（HPCS）失敗 ＋低圧炉心冷却失敗 冷却材喪失（中小破断LOCA） ＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗 冷却材喪失（中小破断LOCA） ＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗 全交流動力電源喪失 補機冷却系喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 通常停止／緊急停止等 外部電源喪失 大破断LOCA
竜巻	なし	<ul style="list-style-type: none"> 補機冷却系喪失 全交流動力電源喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 通常停止／緊急停止等 外部電源喪失
凍結	なし	<ul style="list-style-type: none"> 全交流動力電源喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 通常停止／緊急停止等 外部電源喪失
積雪	<ul style="list-style-type: none"> 全交流動力電源喪失＋計装・制御系喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 全交流動力電源喪失 補機冷却系喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 通常停止／緊急停止等 外部電源喪失

第3表 大規模損壊へ至る可能性のある自然現象（2/2）

自然現象	重大事故等対策で想定していない 事故シナリオ（大規模損壊）	重大事故等対策で想定している 事故シナリオ	設計基準事故で想定している 事故シナリオ
落雷	・外部電源喪失＋計装・制御系喪失	・補機冷却系喪失	・通常停止／緊急停止等 ・外部電源喪失
地滑り ・土石流	なし	なし	・通常停止／緊急停止等 ・外部電源喪失
火山の影響	・全交流動力電源喪失＋計装・制御系喪失	・補機冷却系喪失 ・全交流動力電源喪失	・通常停止／緊急停止等 ・外部電源喪失
森林火災	なし	なし	・通常停止／緊急停止等 ・外部電源喪失
隕石	（地震、津波又は大型航空機の衝突に同じ）		

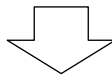
① 外部事象の収集

発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性のある外部事象を網羅的に収集するため、国内外の基準等で示されている外部事象を参考に 55 事象を収集。



② 個別の事象に対する発電用原子炉施設の安全性への影響度評価（起因事象の特定）

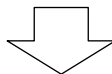
収集した各自然現象について、設計基準を超えるような非常に過酷な状況を想定した場合に、発電用原子炉施設の安全性が損なわれる可能性について評価を実施し、発生し得るプラント状態（起因事象）を特定。



③ 特に発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性のある自然現象の選定

②の影響度評価により、そもそも島根原子力発電所において発生する可能性があるか、非常に過酷な状況を想定した場合、発電用原子炉施設の安全性が損なわれる可能性があるか、影響度の大きさから代表事象による評価が可能かといった観点で、特に発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性がある事象を下記のとおり選定。

- ・地震
- ・津波
- ・地震と津波の重畳
- ・竜巻
- ・凍結
- ・積雪
- ・落雷
- ・地滑り・土石流
- ・火山の影響
- ・森林火災
- ・隕石

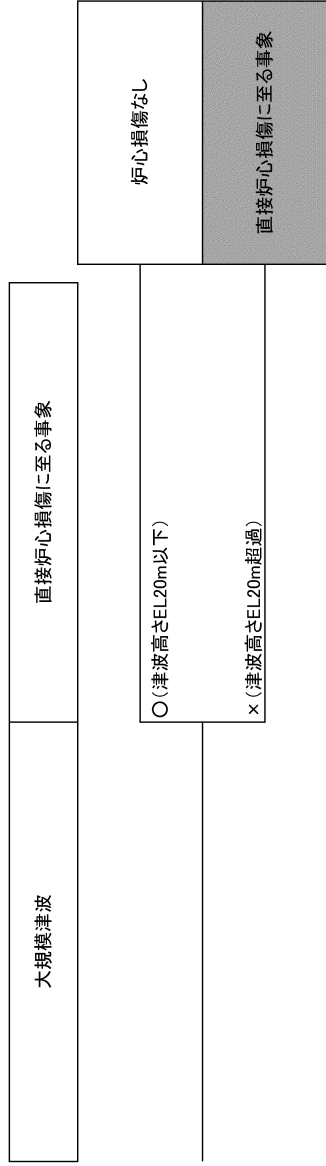


④ ケーススタディの対象シナリオ選定

上記で選定された事象の発電用原子炉施設への影響について、重大事故等対策で想定している事故シーケンスに含まれないものを抽出し、さらに他事象での想定シナリオによる代表性を考慮して、大規模損壊のケーススタディの対象とするシナリオを選定。

- ・地震
- ・津波
- ・地震と津波の重畳

第 1 図 大規模損壊を発生させる可能性のある自然現象の
検討プロセスの概要



<凡例>

■:大規模損壊

■:重大事故等で想定している事故シナケンス

□:設計基準事故等で想定している事故シナケンス

第2図(2) 大規模な自然災害(津波)により生じ得る発電用原子炉施設の状況

(3) 大規模損壊発生時の対応手順書の整備及びその対応操作

大規模損壊では、重大事故等時に比べて発電用原子炉施設が受ける影響及び被害の程度が大きく、その被害範囲は広範囲で不確定なものと想定され、あらかじめシナリオを設定して対応することが困難であると考えられることから、緊急時対策本部における情報収集、運転員が実施する発電用原子炉施設の操作に対する支援が重要となる。

大規模損壊の対応に当たっては、発電所外への放射性物質放出の防止及び抑制を最優先として、次に示す各項目を優先実施事項とする。技術的能力に係る審査基準の該当項目との関係を第4表に示す。

<炉心の著しい損傷を緩和するための対策>

- ・炉心の著しい損傷を緩和するための原子炉停止と発電用原子炉への注水

<原子炉格納容器の破損を緩和するための対策>

- ・炉心損傷回避、著しい炉心損傷緩和が困難な場合の原子炉格納容器からの除熱と原子炉格納容器の破損回避

<燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策>

- ・燃料プールの水位異常低下時のプールへの注水

<放射性物質の放出を低減するための対策>

- ・水素爆発による原子炉建物の損傷を防止するための対策
- ・放射性物質放出の可能性がある場合の原子炉建物への放水による拡散抑制

<大規模な火災が発生した場合における消火活動>

- ・消火活動

<その他の対策>

- ・要員の安全確保
- ・対応に必要なアクセスルートの確保
- ・電源及び水源の確保並びに燃料補給
- ・人命救助

a. 大規模損壊発生時の対応手順書の適用条件と対応フロー

大規模損壊発生時は、発電用原子炉施設の状況把握が困難で事故対応の判断ができない場合は、プラント状態が悪化した等の安全側に判断した措置をとるように対応フローを整備する。また、大規模損壊発生時に使用する

る手順書を有効、かつ効果的に使用するため、対応手順書において適用開始条件を明確化するとともに、対応フローを明示することにより必要な個別戦略への移行基準を明確化する。

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の発生について、緊急地震速報、大津波警報、外部からの情報連絡、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及び把握（火災発生の有無、建物の損壊状況等）を行うとともに、大規模損壊の発生（又は発生が疑われる場合）の判断を原子力防災管理者又は当直副長が行う。また、原子力防災管理者又は当直副長が以下の適用開始条件に該当すると判断した場合は、大規模損壊時に対応する手順に基づく事故の進展防止及び影響を緩和するための活動を開始する。

- a) 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により発電用原子炉施設が以下のいずれかの状態となった場合又は疑われる場合
 - ・プラント監視機能又は制御機能の喪失によりプラント状態把握に支障が発生した場合（中央制御室の機能喪失を含む。）
 - ・燃料プールの損傷により水の漏えいが発生し、燃料プールの水位が維持できない場合
 - ・炉心冷却機能及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（建物損壊に伴う広範囲な機能喪失等）が発生した場合
 - ・大型航空機の衝突による大規模な火災が発生した場合
- b) 原子力防災管理者が大規模損壊に対応する手順を活用した支援が必要と判断した場合※
- c) 当直副長が大規模損壊に対応する手順を活用した支援が必要と判断した場合※

※：大規模損壊に対応する手順を活用した支援が必要と判断した場合は、重大事故等時に期待する設備等が機能喪失し、事故の進展防止及び影響緩和が必要と判断した場合をいう。

緊急時対策本部は、発電用原子炉施設の影響予測を行い、その結果を基に各班の責任者は必要となる対応を予想して先行的に準備を行う。

緊急時対策本部長は、これらの情報を収集し、発電所全体の対応について総括的な責任を負う。

非常招集を行った場合、緊急時対策要員及び自衛消防隊は、緊急時対策

所へ移動する。ただし、緊急時対策所が使用できない場合は、屋内の利用できる施設を緊急時対策所として利用する。

発電所全体の状態を把握するための「プラント状態確認チェックシート」及び対応操作の優先順位付けや対策決定の判断を行うための緊急時対策本部で使用する対応フローを整備する。この対応フローは、事故時操作要領書、原子力災害対策手順書等の相互関係の概略をまとめ、全体像を把握するツールとして緊急時対策本部の運営を支援するために整備するものであり、具体的な操作手順は個別の手順書等に記載する。また、b.(b)項から(o)項の手順(第5表から第18表)の中で使用することを想定している設備については、チェックシートの項目に盛り込むこととしている。

対応操作の優先順位付けや実施の判断は、一義的に緊急時対策本部長が行う。大規模損壊時の対応に当たっては、次に掲げる(a)、(b)項を実施する。

当直副長又は対応操作の責任者が実施した監視や操作については、緊急時対策本部に報告し、各班の責任者(統括又は班長)は、その時点における人的リソースや資機材の確保状況、対応の優先順位付け等を判断し、必要な支援や対応を行う。

また、重大事故等時に対処するために直接監視することが必要なパラメータが中央制御室及び緊急時対策所のいずれでも確認できない場合は、放射線測定器、可搬型直流電源設備、可搬型計測器等の代替の監視手段と無線通信設備等の通信連絡設備を準備し、アクセスルートが確保され次第、パラメータ監視のための当直(運転員)、緊急時対策要員等を現場に出動させ、まず外からの目視による確認を行い、その後、確認できないパラメータを対象に代替監視手段を用いて可能な限り継続的なプラント状況の把握に努める。パラメータが中央制御室及び緊急時対策所において部分的に確認できる場合は、確認したパラメータを基に安全機能等の状況把握を行ったうえで、他のパラメータについては、パラメータが確認できない場合と同様の対応を行う。

初動対応での目標設定や個別戦略における判断要素として必要になる主要パラメータが採取できない場合は、判断要素として代替できる他のパラメータを採取する。採取手段の優先順位は、採取に時間を要しない中央制御室等の常設計器等の使用を第1優先とし、監視機能の喪失により採取できない場合は、補助盤室内の計器盤内にて可搬型計測器の使用を第2優先とする。補助盤室内でパラメータが採取できない場合は、現場の常設計器又は可搬型計測器を使用して採取する。

また、初動対応での目標設定や個別戦略における判断要素として必要になる主要パラメータ及び代替できる他のパラメータのいずれも採取できない場合は、まず外からの目視による確認を行い、目標設定や個別戦略の判断に最も影響を与えるパラメータから優先順位を付けて監視機能を回復さ

せ、使用可能な設備を用いて緩和措置を行う。

(a) 当面達成すべき目標の設定

緊急時対策本部は、プラント状況、対応可能な要員数、使用可能な設備、屋外の放射線量率、建物の損傷状況、火災発生状況等を把握し、チェックシートに記載したうえで、その情報を基に当面達成すべき目標を設定し、環境への放射性物質の放出低減を最優先に、優先すべき戦略を決定する。

当面達成すべき目標設定の考え方を次に示す。活動に当たっては、重大事故等に対処する要員の安全確保を最優先とする。

- ・ 第一義的目標は炉心損傷を回避するため、速やかに発電用原子炉を停止し、注水することである。炉心損傷に至った場合においても発電用原子炉への注水は必要となる。
- ・ 炉心損傷が回避できない場合は、原子炉格納容器の破損を回避する。
- ・ 燃料プールの水位が低下している場合は、速やかに注水する。
- ・ これらの努力を最大限行った場合においても、炉心損傷かつ原子炉格納容器の破損又は燃料プール水位の異常低下の回避が困難な場合は放射性物質の拡散抑制を行う。

これらの目標は、複数の目標を同時に設定するケースも想定される。また、プラント状況に応じて、設定する目標も随時見直していくこととする。

(b) 個別戦略を選択するための判断フロー

緊急時対策本部は、(a)項で決定した目標設定に基づき、個別戦略を実施する。設定目標と実施する個別戦略の考え方を次に示す。

i 設定目標：炉心損傷回避のための原子炉圧力容器への注水
発電用原子炉の「止める」、「冷やす」機能を優先的に実施する。

ii 設定目標：原子炉格納容器の破損回避

基本的に炉心損傷が発生した場合においても、原子炉圧力容器への注水は継続して必要となるが、使用可能な設備や対応可能要員の観点から、一時的に原子炉格納容器の破損回避の対応を優先せざるを得ない状況になることが想定される。この際に「閉じ込め」機能を維持するための個別戦略を実施する。原子炉格納容器の損傷が発生し、原子炉建物内に放射性物質が漏えいする状況が想定される場合は、放射性物質拡散抑制戦略を実施する。

iii 設定目標：燃料プール水位確保

燃料プール内の燃料の冷却のための個別戦略を実施する。

燃料プール内の燃料損傷が発生し、原子炉建物内の放射性物質濃度が上昇する状況が想定される場合は、放射性物質拡散抑制戦略を実施する。

iv 設定目標：放射性物質拡散抑制

炉心損傷が発生するとともに、原子炉圧力容器への注水が行えない場合、燃料プール水位の低下が継続している場合又は原子炉建物が損傷している場合は、放射性物質拡散抑制戦略を実施する。

(添付資料 2.1.11, 2.1.12 参照)

第4表 大規模損壊発生時の対応操作一覧（1／8）

対応操作	内 容	技術的能力に係る 審査基準（解釈） の該当項目	
炉心の著しい損傷を緩和するための対策	原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制	原子炉緊急停止（原子炉スクラム）ができない事象（以下「ATWS」という。）が発生した場合、ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）又は原子炉再循環ポンプの手動停止操作により、原子炉出力を抑制する。	第1項（1.1）
	ほう酸水注入	ATWSが発生した場合、ほう酸水を注入することにより未臨界とする。	
	制御棒挿入	ATWSが発生した場合、原子炉手動スクラム又はATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）による制御棒全挿入が確認できない場合、手動操作による制御棒挿入を行う。	
	原子炉水位低下操作による原子炉出力抑制	ATWSが発生した場合、原子炉水位を低下させることにより原子炉出力を抑制する。	
	現場手動操作による高圧原子炉代替注水系起動	原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が機能喪失した場合において、中央制御室からの操作により高圧原子炉代替注水系を起動できない場合、現場での人力による弁の操作により高圧原子炉代替注水系を起動し、サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。	第3項、第4項（1.2）
	現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動	全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系を発電用原子炉の冷却に使用できない場合において、高圧原子炉代替注水系を起動できない場合、現場での人力による弁の操作により原子炉隔離時冷却系を起動し、サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。	
	ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水	高圧炉心スプレイ系の機能喪失時又は全交流動力電源喪失時において、高圧原子炉代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合、ほう酸水貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を実施する。	
	制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水	高圧炉心スプレイ系の機能喪失時又は全交流動力電源喪失時において、高圧原子炉代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合、電源及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）により冷却水を確保し、復水貯蔵タンクを水源とした制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水を実施する。	

第4表 大規模損壊発生時の対応操作一覧（2／8）

対応操作	内 容	技術的能力に係る 審査基準（解釈） の該当項目	
炉心の著しい損傷を緩和するための対策	原子炉減圧操作	原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、低圧の注水機能を働かせるために、自動減圧系、原子炉減圧の自動化又は逃がし安全弁若しくはタービン・バイパス弁を使用した中央制御室からの手動操作により発電用原子炉を減圧する。	第3項、第4項 (1.3)
	可搬型直流電源設備による逃がし安全弁開放	常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合、可搬型直流電源設備により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁を開放して、発電用原子炉を減圧する。	
	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）による逃がし安全弁開放	常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合、補助盤室にて逃がし安全弁の作動回路に主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）を接続し、逃がし安全弁を開放して発電用原子炉を減圧する。	
	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）による逃がし安全弁（自動減圧機能付き）開放	常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合、ADS仮設電源接続中継端子箱にて逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の作動回路に主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）を接続し、逃がし安全弁を開放して発電用原子炉を減圧する。	
	逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放	常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合、逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備により逃がし安全弁（自動減圧機能なしA及びJ）の電磁弁排気ポートへ窒素ガスを供給し、逃がし安全弁（自動減圧機能なしA及びJ）を開放して発電用原子炉を減圧する。	
	逃がし安全弁窒素ガス供給系による背圧対策	想定される重大事故等の環境条件を考慮して、原子炉格納容器内の圧力853kPa[gage]において確実に逃がし安全弁を作動させることができるように、逃がし安全弁窒素ガス供給系の供給圧力を調整する。	
	逃がし安全弁窒素ガス供給系による逃がし安全弁駆動源確保	窒素ガス制御系からの作動窒素ガスの供給が喪失し、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスの供給圧力が低下した場合、供給源が逃がし安全弁用窒素ガスポンベに自動で切り替わることで、逃がし弁の駆動源を確保する。	

第4表 大規模損壊発生時の対応操作一覧（3／8）

対応操作	内 容	技術的能力に係る 審査基準（解釈） の該当項目	
炉心の著しい損傷を緩和するための対策	<p>低圧代替注水</p>	<p>常設の原子炉圧力容器への注水設備による注水機能が喪失した場合、低圧原子炉代替注水系（常設）及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水について、同時並行で注水準備を開始する。</p> <p>また、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、低圧原子炉代替注水系（常設）、低圧原子炉代替注水系（可搬型）、復水輸送系及び消火系の手段のうち、低圧で原子炉圧力容器へ注水可能な系統1系統以上が起動し、注水のための系統構成が完了した時点で、逃がし安全弁による原子炉減圧を実施し、原子炉圧力容器への注水を開始する。原子炉圧力容器への注水に使用する手段は、準備が完了した手段のうち、低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系、低圧原子炉代替注水系（可搬型）の順で選択する。</p> <p>なお、原子炉圧力容器内の水位が不明になる等、発電用原子炉を満水にする必要がある場合は、上記手段に加え復水・給水系、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系又は残留熱除去系（低圧注水モード）を使用し原子炉圧力容器への注水を実施する。</p>	第3項，第4項 (1.4)
	<p>復水・給水系復旧による原子炉冷却</p>	<p>低圧原子炉代替注水系（常設）、低圧原子炉代替注水系（可搬型）、復水輸送系及び消火系が発電用原子炉の冷却に使用できない場合、復水・給水系を復旧させて発電用原子炉を冷却する。</p>	
原子炉格納容器の破損を緩和するための対策	<p>可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器の不活性化</p>	<p>炉心の著しい損傷が発生し、原子炉格納容器内の酸素濃度が上昇した場合に原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減させるため、可搬式窒素供給装置により原子炉格納容器内へ窒素ガスを供給する。</p>	第3項，第4項 (1.9)
	<p>原子炉格納容器の水素ガス及び酸素ガスの排出</p>	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を監視し、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解等により原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の上昇が確認された場合、格納容器フィルタベント系を使用した格納容器ベント操作により原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを排出することで原子炉格納容器の水素爆発による破損を防止する。</p>	

第4表 大規模損壊発生時の対応操作一覧（4／8）

対応操作		内 容	技術的能力に係る 審査基準（解釈） の該当項目
原子炉格納容器の破損を緩和するための対策	原子炉補機代替冷却系による除熱	原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の機能が喪失した場合、原子炉補機冷却系の系統構成を行い、原子炉補機代替冷却系により補機冷却水を供給する。	第3項，第4項 (1.5)
	残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	残留熱除去系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、残留熱代替除去系により最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送する。	
	格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	残留熱除去系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、格納容器フィルタベント系により最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。	
	耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱	残留熱除去系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、耐圧強化ベントラインにより最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。	
	格納容器代替スプレイ系（常設）による格納容器スプレイ	残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器内の冷却機能の喪失が起きた場合、格納容器代替スプレイ系（常設）により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。	第3項，第4項 (1.6)
	格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器スプレイ	残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器内の冷却機能の喪失が起きた場合、格納容器代替スプレイ系（可搬型）により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。	
	復水輸送系による格納容器スプレイ	残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器内の冷却機能の喪失が起きた場合、復水輸送系により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。	
消火系による格納容器スプレイ	残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器内の冷却機能の喪失が起きた場合、消火系により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。	第3項，第4項 (1.7)	
残留熱代替除去系による原子炉過圧破損の防止	炉心の著しい損傷が発生した場合、残留熱代替除去系の運転により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることで原子炉格納容器の過圧破損を防止する。		
格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の過圧破損の防止	炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系の機能が喪失した場合及び残留熱代替除去系の運転が期待できない場合、格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施し、原子炉格納容器の過圧破損を防止する。		

第4表 大規模損壊発生時の対応操作一覧（5／8）

対応操作	内 容	技術的能力に係る 審査基準（解釈） の該当項目	
原子炉格納容器の破損を緩和するための対策	ペDESTAL代替注水系（常設）によるデブリ冷却	炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉格納容器の破損を防止するため、ペDESTAL代替注水系（常設）により原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却する。	第3項，第4項 (1.8)
	格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるデブリ冷却	炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器代替スプレイ系（可搬型）により原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却する。	
	ペDESTAL代替注水系（可搬型）によるデブリ冷却	炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉格納容器の破損を防止するため、ペDESTAL代替注水系（可搬型）により原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却する。	
	復水輸送系によるデブリ冷却	炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉格納容器の破損を防止するため、復水輸送系により原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却する。	
	消火系によるデブリ冷却	炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉格納容器の破損を防止するため、消火系により原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却する。	
燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策	燃料プールスプレイ	燃料プール内の燃料体等は、ボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵しているため、未臨界は維持されている。燃料プールからの大量の水の漏えいにより、燃料プールの水位が異常に低下し、燃料プール注水設備による注水を実施しても水位を維持できない場合に、大量送水車により常設スプレイヘッドを使用したスプレイを実施することで、燃料損傷を緩和し、臨界を防止する。また、この場合に、外的要因（航空機衝突又は竜巻等）により、常設スプレイヘッドの機能が喪失した場合には、可搬型スプレイノズルを使用したスプレイを実施することで、燃料損傷を緩和し、臨界を防止する。	第3項，第4項 (1.11)
	消火系による燃料プールへの注水	燃料プールの冷却機能若しくは注水機能の喪失又は燃料プールからの水の漏えい若しくはその他の要因により燃料プールの水位が低下した場合、消火系の電源復旧が実施可能な場合において、補助消火水槽又はろ過水タンクを水源とし、消火系によりスキマサージタンクに補給し、逆流（オーバーフロー）させることで燃料プールへ注水する。	

第4表 大規模損壊発生時の対応操作一覧（6／8）

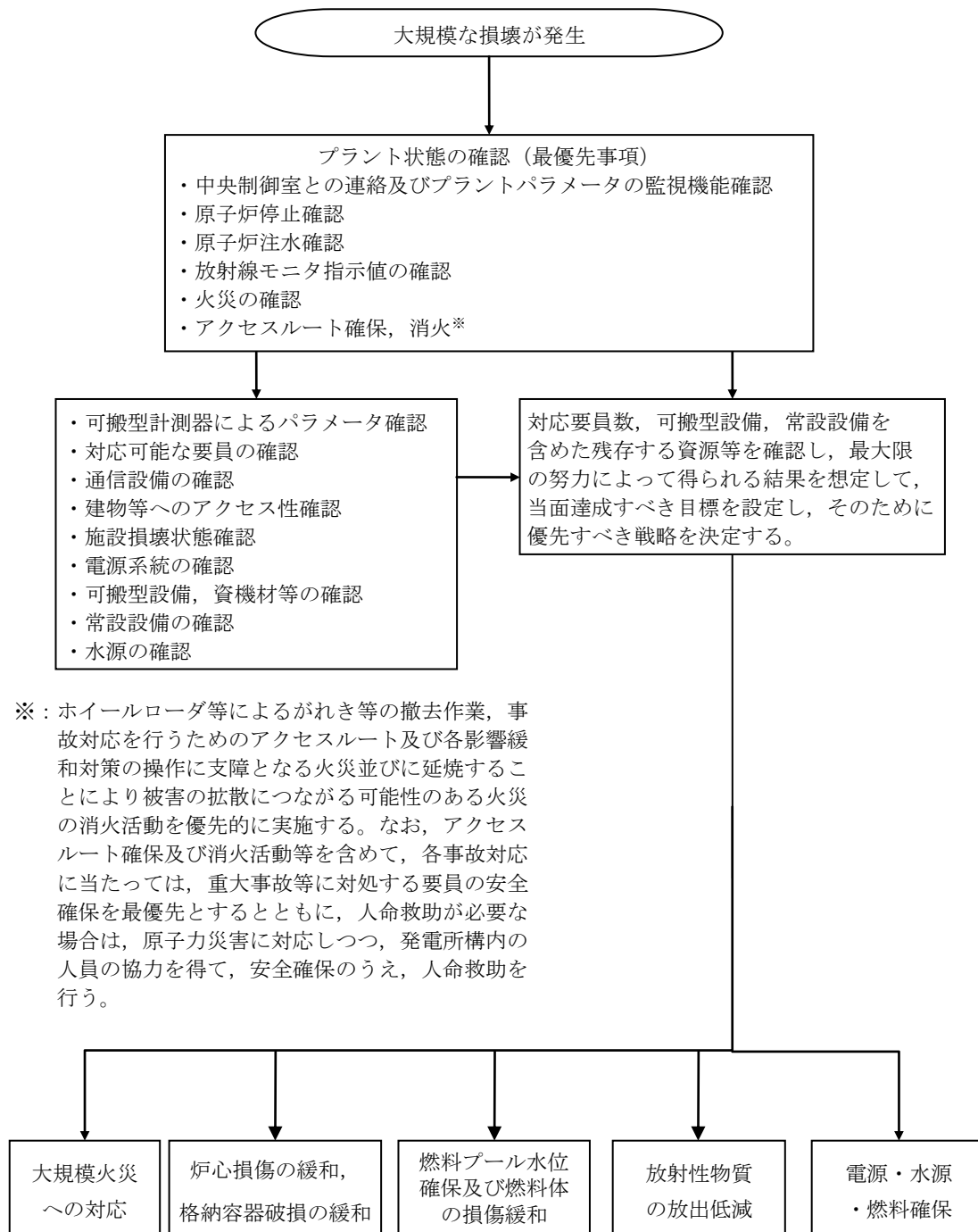
対応操作		内容	技術的能力に係る 審査基準（解釈） の該当項目
放射性物質の放出を低減するための対策	原子炉ウエル注水	炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉ウエル代替注水系により原子炉ウエルに注水することで原子炉格納容器頂部を冷却し、原子炉格納容器から原子炉建物への水素ガス漏えいを抑制する。	第3項，第4項 (1.10)
	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放による水素の排出	炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉建物内階ブローアウトパネルの燃料取替階ブローアウトパネルを開放することにより、原子炉建物原子炉棟4階（燃料取替階）天井部に滞留した水素ガスを大気へ排出し、原子炉建物の水素爆発を防止する。	
	大型送水ポンプ車及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制	炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損のおそれ又は燃料プールの燃料体等の著しい損傷のおそれにより原子炉建物から直接放射性物質が拡散する場合、大型送水ポンプ車及び放水砲により原子炉建物に海水を放水し、大気への放射性物質の拡散を抑制する。	第3項，第4項 (1.12)
	放射性物質吸着材及びシルトフェンスによる海洋への放射性物質の拡散抑制	放水により放射性物質を含む汚染水が発生した場合、防波壁の内側で放射性物質吸着材を設置することにより、汚染水の海洋への放射性物質の拡散を抑制する。また、放射性物質を含む汚染水は雨水排水路及び2号炉放水接合槽を通して海へ流れ出すため、シルトフェンスを設置することで、海洋への放射性物質の拡散を抑制する。	
大規模な火災が発生した場合における消火活動	消火活動	大規模な火災が発生した場合、放水砲、大型送水ポンプ車、小型動力ポンプ付水槽車、小型放水砲及び化学消防自動車による泡消火並びに延焼防止のための消火を行う。	第2項 (2.1)
対応に必要なアクセスルートの確保	アクセスルートの確保	大規模損壊発生時に可搬型設備の輸送や要員の移動の妨げとなるアクセスルート上の障害が発生した場合、がれきの撤去、道路段差の解消、堆積土砂の撤去、火災の消火及びその他のアクセスルートの確保の活動を行う。	第1項，第2項 (2.1)

第4表 大規模損壊発生時の対応操作一覧（7／8）

対応操作	内 容	技術的能力に係る 審査基準（解釈） の該当項目
電源確保	常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電	第3項，第4項 (1.14) 第3項，第4項 (1.15)
	可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電	
	号炉間電力融通ケーブルによる電力融通	
	可搬型直流電源設備による直流盤への給電	
	直流給電車による直流盤への給電	

第4表 大規模損壊発生時の対応操作一覧（8／8）

対応操作		内 容	技術的能力に係る 審査基準（解釈） の該当項目
電源確保	代替所内電気設備による給電	蓄電池及び代替電源（交流，直流）からの給電が困難となり，中央制御室でのパラメータ監視が不能となった場合，可搬型計測器により計測又は監視を行う。非常用所内電気設備の3系統全てが同時に機能喪失した場合，又は代替所内電気設備に接続する重大事故等対処設備が必要な場合に，代替所内電気設備により，炉心の著しい損傷等を防止するために必要な設備へ給電する。	第3項，第4項 (1.14) 第3項，第4項 (1.15)
水源確保	低圧原子炉代替注水槽への補給	低圧原子炉代替注水槽を水源として低圧原子炉代替注水ポンプにより各種注水する場合，低圧原子炉代替注水槽の水が枯渇する前に輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）の水を大量送水車により低圧原子炉代替注水槽に補給する。	第3項，第4項 (1.13)
燃料確保	燃料給油	可搬型重大事故等対処設備等への給油を行う。	第1項 (1.14)



第3図 大規模損壊発生時の対応全体概略フロー (プラント状況把握が困難な場合)

b. 大規模損壊発生時に活動を行うために必要な手順書

大規模損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合に対応する手順については、(a)項に示す5つの活動を行うための手順を網羅する。

また、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中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合の現場での可搬型計測器によるプラントパラメータ計測、監視手順及び中央制御室損傷時の現場と緊急時対策所の通信連絡手順を整備する。

なお、プラントパラメータの採取手段の優先順位は、採取に時間を要しない中央制御室等の常設計器等の使用を第1優先とし、監視機能の喪失により採取できない場合は、補助盤室内の計器盤内にて可搬型計測器の使用を第2優先とする。

補助盤室内でパラメータが採取できない場合は、現場の常設計器又は可搬型計測器を使用して採取する。

技術的能力に係る審査基準1.2から1.14における重大事故等対処設備と整備する手順を(b)項から(n)項に示す。なお、大規模損壊に特化した手順を(o)項に示す。

(a) 5つの活動又は緩和対策を行うための手順書

i 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

大規模損壊発生時に大規模な火災が発生した場合における消火活動として、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整備する。

また、地震及び津波のような大規模な自然災害においては、施設内の油タンク火災等の複数の危険物内包設備の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整備する。

大型航空機の衝突によ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、放水砲等を用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小型放水砲、小型動力ポンプ付水槽車及び化学消防自動車による泡消火並びに延焼防止のための消火を実施する。

地震により建物内部に火災が発生した場合において、屋外に配備する可搬型重大事故等対処設備は火災の影響を受けないと考えられるため、これらの設備を中心とした事故対応を行うことが可能である。なお、当該の対応において、事故対応を行うためのアクセスルート又は操作箇所での復旧活動に支障となる火災が発生している場合は、消火活動を速やかに実施し、操作箇所までのアクセスルート等を確保する。具体的には、次の手順で対応を行う。

a) アクセスルートに障害がない箇所があれば、その箇所を使用する。

- b) 複数の操作箇所のいずれもがアクセスルートに障害がある場合、最もアクセスルートを確認しやすい箇所を優先的に確保する。
- c) a)及びb)いずれの場合も、予備としてもう1つの操作箇所へのアクセスルートを確認する。

消火活動を行うに当たっては、火災発見の都度、次に示すa)からd)の区分を基本に消火活動の優先度を判定し、優先度の高い火災より順次消火活動を実施する。

- a) アクセスルート及び操作箇所の確保のための消火
 - ・アクセスルート確保
 - ・車両及びホースルートの設置エリアの確保
(初期消火に用いる化学消防自動車、小型放水砲等)
- b) 原子力安全の確保のための消火
 - ・重大事故等対処設備が設置された建物、放射性物質内包の建物
 - ・可搬型重大事故等対処設備の屋外接続箇所及び設置エリアの確保
 - ・大型送水ポンプ車、ホースルート及び放水砲の設置エリアの確保
- c) 火災の波及性が考えられ、事故収束に向けて原子力安全に影響を与える可能性がある火災の消火
 - ・可搬型重大事故等対処設備の複数の屋外接続箇所及び設置エリアの確保
- d) その他火災の消火
 - a)からc)以外の火災は、対応可能な段階になってから、可能な範囲で消火する。

建物内外ともに上記の考え方を基本に消火するが、大型航空機衝突による建物内の大規模な火災時は、入域可能な状態になってから消火活動を実施する。

消火活動に当たっては、現場間及び現場と緊急時対策本部間では無線通信設備を使用し、連絡を密にする。無線通信設備での連絡が困難な建物内において火災が発生している場合には、複数ある別の対応手

段を選択して事故対応を試みるとともに、火災に対しては連絡要員を配置する等により外部との通信ルート及び自衛消防隊の安全を確保したうえで、対応可能な範囲の消火活動を行う。

また、自衛消防隊以外の緊急時対策要員が消火活動の支援を行う場合は、緊急時対策本部の火災対応の指揮命令系統の下で活動する自衛消防隊の指揮下で活動する。

ii 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

炉心の著しい損傷を緩和するための対応手段は次のとおりとする。

- ・原子炉停止機能が喪失した場合は、原子炉手動スクラム、原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制、ほう酸水注入、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）又は手動挿入による制御棒緊急挿入及び原子炉水位低下による原子炉出力抑制を試みる。
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時において、高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系の故障により発電用原子炉の冷却が行えない場合に、高圧原子炉代替注水系により発電用原子炉を冷却する。全交流動力電源喪失又は常設直流電源系統喪失により発電用原子炉の冷却が行えない場合は、常設代替直流電源設備より給電される高圧原子炉代替注水系による発電用原子炉の冷却又は原子炉隔離時冷却系の現場起動により発電用原子炉の冷却を試みる。
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に注水機能が喪失している状態において、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に期待している注水機能が使用できる場合は、逃がし安全弁による原子炉減圧操作を行う。
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において原子炉冷却材喪失事象が発生している場合は、残留熱除去系（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系を優先し、全交流動力電源喪失により発電用原子炉の冷却が行えない場合は、低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）により原子炉を冷却する。

iii 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

原子炉格納容器の破損を緩和するための対応手段は次のとおりとする。

- ・残留熱除去系（格納容器冷却モード）が故障又は全交流動力電源喪失により機能喪失した場合は、格納容器代替スプレイ系（常設）、復水輸送系、消火系及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。

- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合は、原子炉補機代替冷却系によりサブプレッション・チェンバから最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送する。
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するため、格納容器フィルタベント系により、原子炉格納容器内の減圧及び除熱を行う。
- ・炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、残留熱代替除去系により原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。
- ・炉心の著しい損傷が発生した場合において、MCCIや熔融炉心と原子炉格納容器バウンダリの接触による原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器下部への注水を行う。
- ・原子炉格納容器内に水素ガス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プラント運転中の原子炉格納容器内は不活性ガス（窒素）置換により原子炉格納容器内雰囲気の不活性化状態になっているが、炉心の著しい損傷が発生し、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解等による水素ガス及び酸素ガスの発生によって水素濃度が可燃限界を超えるおそれがある場合は、可燃性ガス濃度制御系による水素ガス又は酸素ガスの濃度を抑制する。また、可搬式窒素供給装置により原子炉格納容器への窒素注入を行うことで酸素濃度を抑制し、さらに、格納容器フィルタベント系により水素ガス及び酸素ガスを原子炉格納容器外に排出する手段を有している。

iv 燃料プールの水位を確保するための対策及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

燃料プール内の燃料体等は、ボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵しているため、未臨界は維持されている。燃料プールの水位を確保するための対応手段及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対応手段は次のとおりとする。

- ・燃料プールの状態を監視するため、燃料プール水位（SA）、燃料プール水位・温度（SA）、燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）及び燃料プール監視カメラ（SA）を使用する。
- ・燃料プールの注水機能の喪失又は燃料プールからの水の漏えい、その他の要因により燃料プールの水位が低下した場合は、消火系、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）及び燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）により燃料プールへ注水することにより、燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、臨界を防止する。

- ・燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により燃料プールの水位維持が行えない場合、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）又は燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールスプレイを実施することで、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止するとともに、環境への放射性物質の放出を可能な限り低減させる。
- ・原子炉建物の損壊又は放射線量率の上昇により原子炉建物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。

v 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

放射性物質の放出を低減するための対応手段は次のとおりとする。

- ・原子炉建物から直接放射性物質が拡散する場合、大型送水ポンプ車、放水砲により原子炉建物に海水を放水し、大気への放射性物質の拡散を抑制する。
- ・その際、防波壁の内側で放射性物質吸着材を設置することにより汚染水の海洋への拡散抑制を行う。
- ・放水することで放射性物質を含む汚染水が雨水排水路及び2号炉放水接合槽から海へ流れ出すためシルトフェンスを設置することで、海洋への拡散範囲を抑制する。
- ・また、シルトフェンスの設置が困難な状況（大津波警報や津波警報が出ている状況等）である場合、大津波警報又は津波警報等が解除された後にシルトフェンスの設置を開始する。

(b) 「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」

i 重大事故等対策に係る手順

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の冷却機能は、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水機能である。

この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、発電用原子炉を冷却する対処設備及び手順を整備する。

ii 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷を緩和するため、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中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合の現場での可搬型計測器によるプラントパラメータ計測、監視手順及び中央制御室損傷時の現場と緊急時対策所の通信連絡手順を整備する。

大規模損壊発生時に原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における発

電用原子炉を冷却するための手順の例を次に示す（第5表参照）。

- 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が機能喪失した場合において、中央制御室からの操作により高圧原子炉代替注水系を起動できない場合、現場での人力による弁の操作により高圧原子炉代替注水系を起動し、サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。
- 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系を発電用原子炉の冷却に使用できない場合において、高圧原子炉代替注水系が起動できない場合、現場での人力による弁の操作により原子炉隔離時冷却系を起動し、サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。
- 高圧炉心スプレイ系の機能喪失時又は全交流動力電源喪失において、高圧原子炉代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合、ほう酸水貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注水を実施する。
- 高圧炉心スプレイ系の機能喪失時又は全交流動力電源喪失において、高圧原子炉代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合は、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）により冷却水を確保し、復水貯蔵タンクを水源とした制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水を実施する。

第5表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.2)
(1 / 6)

(重大事故等対処設備 (設計基準拡張))

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	—	原子炉隔離時冷却系による 発電用原子炉の冷却	原子炉隔離時冷却ポンプ 原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁 主蒸気系 配管 原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁 ・ストレーナ 原子炉浄化系 配管 給水系 配管・弁・スパージャ 非常用交流電源設備*1	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「水位確保」等
			サプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器 所内常設蓄電式直流電源設備*1	重大事故等 対処設備	
		高圧炉心スプレイ系による 発電用原子炉の冷却	高圧炉心スプレイ・ポンプ 高圧炉心スプレイ系 配管・弁・ストレーナ ・スパージャ 高圧炉心スプレイ補機冷却系 非常用交流電源設備*1	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「水位確保」等
			サプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器	重大事故等 対処設備	

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第5表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.2)
(2/6)

(フロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
フロントライン系故障時	高圧炉心スプレイ系 原子炉隔離時冷却系	高圧原子炉代替注水系の中央制御室からの操作による発電用原子炉の冷却	高圧原子炉代替注水ポンプ サブプレッション・チェンバ 高圧原子炉代替注水系(蒸気系) 配管・弁 主蒸気系 配管 原子炉隔離時冷却系(蒸気系) 配管・弁 高圧原子炉代替注水系(注水系) 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 原子炉隔離時冷却系(注水系) 配管・弁 原子炉浄化系 配管 給水系 配管・弁・スパーージャ 原子炉圧力容器 常設代替直流電源設備*1 可搬型直流電源設備*1 常設代替交流電源設備*1 可搬型代替交流電源設備*1	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「HPACによる原子炉注水」
		高圧原子炉代替注水系の現場操作による発電用原子炉の冷却	高圧原子炉代替注水ポンプ サブプレッション・チェンバ 高圧原子炉代替注水系(蒸気系) 配管・弁 主蒸気系 配管 原子炉隔離時冷却系(蒸気系) 配管・弁 高圧原子炉代替注水系(注水系) 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 原子炉隔離時冷却系(注水系) 配管・弁 原子炉浄化系 配管 給水系 配管・弁・スパーージャ 原子炉圧力容器	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「HPACによる原子炉注水」

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第5表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.2)
 (3/6)
 (サポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
サポート系故障時	全交流動力電源 常設直流電源系統	原子炉隔離時冷却系 による発電用原子炉の冷却	原子炉隔離時冷却ポンプ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系） 配管・弁 主蒸気系 配管 原子炉隔離時冷却系（注水系） 配管・弁 ・ストレーナ 原子炉浄化系 配管 給水系 配管・弁・スパーージャ	重大事故等 （設計基準拡張） 対処設備	事故時操作要領書 （微候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「RCICによる原子炉注水」 原子力災害対策手順書 「原子炉隔離時冷却系排水処理」
			サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器	重大事故等 対処設備	
			水中ポンプ ホース 仮設発電機 燃料補給設備 ^{※1}	自主対策設備	
	全交流動力電源	代替交流電源設備による 原子炉隔離時冷却系への給電	原子炉隔離時冷却ポンプ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系） 配管・弁 主蒸気系 配管 原子炉隔離時冷却系（注水系） 配管・弁 ・ストレーナ 原子炉浄化系 配管 給水系 配管・弁・スパーージャ	重大事故等 （設計基準拡張） 対処設備	事故時操作要領書 （微候ベース） 「水位確保」等
				サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器 所内常設蓄電式直流電源設備 ^{※1} 常設代替交流電源設備 ^{※1} 可搬型代替交流電源設備 ^{※1} 代替所内電気設備 ^{※1}	
			可搬型直流電源設備による 原子炉隔離時冷却系への給電	原子炉隔離時冷却ポンプ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系） 配管・弁 主蒸気系 配管 原子炉隔離時冷却系（注水系） 配管・弁 ・ストレーナ 原子炉浄化系 配管 給水系 配管・弁・スパーージャ	
サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器 所内常設蓄電式直流電源設備 ^{※1} 可搬型直流電源設備 ^{※1}				重大事故等 対処設備	

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第5表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.2)
 (4 / 6)
 (サポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
サポート系故障時	全交流動力電源	原子炉隔離時冷却系への給電 直流給電車による	原子炉隔離時冷却ポンプ サプレッション・チェンバ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系） 配管・弁 主蒸気系 配管 原子炉隔離時冷却系（注水系） 配管・弁 ・ストレータ 原子炉浄化系 配管 給水系 配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 直流給電車及び可搬型代替交流電源設備 ^{*1} 所内常設蓄電式直流電源設備 ^{*1}	自主対策設備 事故時操作要領書 (徴候ベース) 「水位確保」等

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第5表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.2)
(5 / 6)

(監視及び制御)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
監視及び制御	-	(中央制御室起動時)の監視計器 高圧原子炉代替注水系	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 高圧原子炉代替注水流量 サブプレッション・プール水位 (SA)	重大事故等 対処設備	事故時操作要領書 (微候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「HPACによる原子炉注水」
			原子炉水位 (狭帯域)	自主対策設備	
		高圧原子炉代替注水系 (現場起動時)の監視計器	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 (可搬型計測器) 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 (可搬型計測器)	重大事故等 対処設備	事故時操作要領書 (微候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「HPACによる原子炉注水」
			原子炉水位 (狭帯域) 高圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力 高圧原子炉代替注水系タービン入口圧力 高圧原子炉代替注水系タービン排気圧力 高圧原子炉代替注水ポンプ入口圧力	自主対策設備	
		原子炉隔離時冷却系 (現場起動時)の監視計器	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 (可搬型計測器) 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 (可搬型計測器)	重大事故等 対処設備	事故時操作要領書 (微候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「RCICによる原子炉注水」
			原子炉水位 (狭帯域) 原子炉隔離時冷却ポンプ入口圧力 可搬型回転計	自主対策設備	

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第5表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.2)
(6 / 6)

(重大事故等の進展抑制時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
重大事故等の進展抑制	-	制御棒駆動水圧系による進展抑制	制御棒駆動水圧ポンプ 復水貯蔵タンク 制御棒駆動水圧系 配管・弁 原子炉圧力容器 原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。) 常設代替交流電源設備 ^{*1} 代替所内電気設備 ^{*1}	自主対策設備 事故時操作要領書 (微候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「CRDによる原子炉注水」
		ほう酸水注入系による進展抑制 (ほう酸水注入)	ほう酸水注入ポンプ ほう酸水貯蔵タンク ほう酸水注入系 配管・弁 差圧検出・ほう酸水注入系配管 (原子炉圧力容器内部) 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ^{*1} 代替所内電気設備 ^{*1}	重大事故等 対処設備 事故時操作要領書 (微候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「SLCによる原子炉注水」
		ほう酸水注入系による進展抑制 (注水)	ほう酸水注入ポンプ ほう酸水貯蔵タンク ほう酸水注入系 テストタンク ほう酸水注入系 配管・弁 差圧検出・ほう酸水注入系配管 (原子炉圧力容器内部) 復水輸送系 消火系 補給水系 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ^{*1} 代替所内電気設備 ^{*1}	自主対策設備 事故時操作要領書 (微候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「SLCによる原子炉注水」

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

(c) 「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」

i 重大事故等対策に係る手順

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の減圧機能は、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による減圧機能である。

インターフェイスシステムLOCA発生時は、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所を隔離することで原子炉冷却材の漏えいを抑制する。なお、損傷箇所の隔離ができない場合は、逃がし安全弁による原子炉減圧で原子炉冷却材の漏えいを抑制する。

これらの機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための対処設備及び手順を整備する。

ii 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を緩和するため、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中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合の現場での可搬型計測器によるプラントパラメータ計測、監視手順及び中央制御室損傷時の現場と緊急時対策所の通信連絡手順を整備する。

大規模損壊発生時に原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順の例を次に示す（第6表参照）。

- ・ 常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合、可搬型直流電源設備により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁を開放して、発電用原子炉を減圧する。
- ・ 常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合、補助盤室にて逃がし安全弁の作動回路に主蒸気逃がし安全弁用蓄電池を接続し、逃がし安全弁を開放して発電用原子炉を減圧する。
- ・ 常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合、逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備により逃がし安全弁（自動減圧機能なしA及びJ）の電磁弁排気ポートへ窒素ガスを供給し、逃がし安全弁（自動減圧機能なしA及びJ）を開放して発電用原子炉を減圧する。
- ・ 窒素ガス制御系からの作動窒素ガスの供給が喪失し、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスの供給圧力が低下した場合、供給源が逃がし安全弁用窒素ガスボンベに自動で切り替わることで逃がし安全弁の機能が確保される。

第6表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.3)
(1 / 4)

(フロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
フロントライン系故障時	自動減圧系	減圧の自動化	代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能) 逃がし安全弁 (自動減圧機能付き B, M の 2 個) 主蒸気系 配管・クエンチャ 自動減圧起動阻止スイッチ 代替自動減圧起動阻止スイッチ 逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	—※1, ※2
			非常用交流電源設備	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)
		手動操作による減圧 (逃がし安全弁)	逃がし安全弁 主蒸気系 配管・クエンチャ 逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ 所内常設蓄電式直流電源設備※3 常設代替直流電源設備※3 可搬型直流電源設備※3 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3	重大事故等対処設備 事故時操作要領書 (徴候ベース) 「減圧冷却」等 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」
		手動操作による減圧 (タービン・バイパス弁)	タービン・バイパス弁 タービン制御系	自主対策設備 事故時操作要領書 (徴候ベース) 「減圧冷却」等

※1：代替自動減圧機能は運転員による操作不要の減圧機能である。

※2：自動減圧系の起動阻止スイッチの手順については、「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4：原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは、開放設定圧力に到達した時点で自動的に開放する設備であり、運転員による操作は不要である。

第6表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.3)

(2/4)

(サポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
サポート系故障時	常設直流電源系統	可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	可搬型直流電源設備 ^{※3} 常設代替直流電源設備 ^{※3} S R V用電源切替盤 逃がし安全弁 主蒸気系 配管・クエンチャ 逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	重大事故等対処設備 事故時操作要領書 (微候ベース) 「急速減圧」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「S R V駆動源確保 (S R V電源切替)」
		主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (補助盤室)による逃がし安全弁機能回復	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (補助盤室) 逃がし安全弁 主蒸気系 配管・クエンチャ 逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	重大事故等対処設備 事故時操作要領書 (微候ベース) 「急速減圧」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「S R V駆動源確保 (S R V用蓄電池)」 原子力災害対策手順書 「蓄電池設備による主蒸気逃がし安全弁開放操作 (補助盤室)」
		主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (原子炉建物)による逃がし安全弁機能回復	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (原子炉建物) 逃がし安全弁 (自動減圧機能付きB, Mの2個) 主蒸気系 配管・クエンチャ 逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	自主対策設備 事故時操作要領書 (微候ベース) 「急速減圧」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「S R V駆動源確保 (S R V用蓄電池)」 原子力災害対策手順書 「蓄電池設備による主蒸気逃がし安全弁開放操作 (原子炉建物)」
		逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による減圧	逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備 逃がし安全弁 (自動減圧機能なしA, Jの2個) 主蒸気系 配管・クエンチャ	自主対策設備 事故時操作要領書 (微候ベース) 「急速減圧」 AM設備別操作要領書 「S R V D SによるS R V開放」 原子力災害対策手順書 「逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による主蒸気逃がし安全弁開放」
	-	逃がし安全弁窒素ガス供給系による窒素ガス確保	逃がし安全弁窒素ガスポンペ 逃がし安全弁窒素ガス供給系 配管・弁 逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ 常設代替交流電源設備 ^{※3} 所内常設蓄電式直流電源設備 ^{※3} 可搬型代替交流電源設備 ^{※3} 常設代替直流電源設備 ^{※3} 可搬型直流電源設備 ^{※3}	重大事故等対処設備 事故時操作要領書 (微候ベース) 「急速減圧」 AM設備別操作要領書 「S R V駆動源確保 (窒素ガスポンペ)」

※1：代替自動減圧機能は運転員による操作不要の減圧機能である。

※2：自動減圧系の起動阻止スイッチの手順については、「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4：原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは、開放設定圧力に到達した時点で自動的に開放する設備であり、運転員による操作は不要である。

第6表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.3)
 (3 / 4)
 (サポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
サポート系故障時	—	逃がし安全弁の背圧対策	逃がし安全弁用窒素ガスポンベ 逃がし安全弁窒素ガス供給系 配管・弁	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 AM設備別操作要領書 「SRV背圧対策」 原子力災害対策手順書 「窒素ガスポンベによる主蒸気逃がし安全弁背圧対策」
	常設直流電源 全交流動力電源	代替直流電源設備による復旧	可搬型直流電源設備 ^{※3}	重大事故等対処設備	— ^{※3}
			直流給電車 ^{※3}	自主対策設備	
代替交流電源設備による復旧	常設代替交流電源設備 ^{※3} 代替所内電気設備 ^{※3} 可搬型代替交流電源設備 ^{※3}	重大事故等対処設備			

※1：代替自動減圧機能は運転員による操作不要の減圧機能である。

※2：自動減圧系の起動阻止スイッチの手順については、「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4：原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは、開放設定圧力に到達した時点で自動的に開放する設備であり、運転員による操作は不要である。

第6表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.3)
(4/4)

(原子炉格納容器の破損防止, インターフェイスシステムLOCA発生時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
原子炉格納容器の破損防止	-	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気 直接加熱の防止	逃がし安全弁 主蒸気系 配管・クエンチャ 逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ 所内常設蓄電式直流電源設備 ^{※3} 常設代替直流電源設備 ^{※3} 可搬型直流電源設備 ^{※3} 常設代替交流電源設備 ^{※3} 可搬型代替交流電源設備 ^{※3}	重大事故等対処設備 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」
インターフェイスシステム LOCA発生時	-	発電用原子炉の減圧	逃がし安全弁 主蒸気系 配管・クエンチャ 逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	重大事故等 対処設備 事故時操作要領書 (徴候ベース) 「二次格納施設制御」等
			タービン・バイパス弁 タービン制御系	自主対策設備
		原子炉冷却材の漏えい箇所の隔離	残留熱除去系注水弁 低圧炉心スプレー系注水弁	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)
		原子炉建物原子炉棟の圧力上昇抑 制及び環境改善	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル ^{※4}	重大事故等対処設備

※1：代替自動減圧機能は運転員による操作不要の減圧機能である。

※2：自動減圧系の起動阻止スイッチの手順については、「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4：原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは、開放設定圧力に到達した時点で自動的に開放する設備であり、運転員による操作は不要である。

(d) 「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」

i 重大事故等対策に係る手順

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の冷却機能は、残留熱除去系（低圧注水モード）、低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水機能である。

この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉を冷却する対処設備及び手順を整備する。

ii 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を緩和するため、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中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合の現場での可搬型計測器によるプラントパラメータ計測、監視手順及び中央制御室損傷時の現場と緊急時対策所の通信連絡手順を整備する。

大規模損壊発生時に原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時における原子炉を冷却するための手順の例を次に示す（第7表参照）。

- ・常設の原子炉圧力容器への注水設備による注水機能が喪失した場合、低圧原子炉代替注水系（常設）及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水について、同時並行で注水準備を開始する。

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合、低圧原子炉代替注水系（常設）、低圧原子炉代替注水系（可搬型）、復水輸送系及び消火系の手段のうち低圧で原子炉圧力容器への注水可能な系統1系統以上の起動及び注水ラインの系統構成が完了した時点で、その手段による原子炉圧力容器への注水を開始する。

また、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、低圧原子炉代替注水系（常設）、低圧原子炉代替注水系（可搬型）、復水輸送系及び消火系の手段のうち低圧で原子炉圧力容器への注水可能な系統1系統以上を起動し、注水のための系統構成が完了した時点で、逃がし安全弁による原子炉減圧を実施し、原子炉圧力容器への注水を開始する。

原子炉圧力容器への注水に使用する手段は、準備が完了した系統のうち、低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系、低圧原子炉代替注水系（可搬型）の順で選択する。

なお、原子炉圧力容器内の水位が不明になる等、発電用原子炉を満水にする必要がある場合は、上記手段に加え復水・給水系、残留熱

除去系（低圧注水モード）、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系を使用し、原子炉压力容器への注水を実施する。

第7表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.4)
(1/9)

(重大事故等対処設備 (設計基準拡張))

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	-	残留熱除去系 (低圧注水モード) による 発電用原子炉の冷却	残留熱除去ポンプ 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ ^{※5} 原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。) ^{※3} 非常用交流電源設備 ^{※2}	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「水位確保」等
			サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器	重大事故等 対処設備	
		低圧炉心スプレイ系による 発電用原子炉の冷却	低圧炉心スプレイ・ポンプ 低圧炉心スプレイ系 配管・弁・ストレーナ ・スパージャ 原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。) ^{※3} 非常用交流電源設備 ^{※2}	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「水位確保」等
			サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器	重大事故等 対処設備	
		残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) による 発電用原子炉からの除熱	残留熱除去ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系 配管・弁・ジェットポンプ 原子炉再循環系 配管 原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。) ^{※3} 非常用交流電源設備 ^{※2}	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「減圧冷却」等
			原子炉圧力容器	重大事故等 対処設備	

※1：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※4：「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

※5：残留熱除去系 (低圧注水モード) は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いるため、配管を含むこととする。

第7表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.4)
(2/9)

(原子炉運転中のフロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系（低圧注水モード）低圧炉心スプレイ系	低圧原子炉代替注水系（常設）による 発電用原子炉の冷却	低圧原子炉代替注水ポンプ 低圧原子炉代替注水槽 ^{*1} 低圧原子炉代替注水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉压力容器 常設代替交流電源設備 ^{*2} 代替所内電気設備 ^{*2}	重大事故等対処設備 事故時操作要領書 （徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「FLSRポンプによる原子炉注水」
		復水輸送系による 発電用原子炉の冷却	復水輸送ポンプ 復水貯蔵タンク 復水輸送系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉压力容器 常設代替交流電源設備 ^{*2} 非常用交流電源設備 ^{*2} 可搬型代替交流電源設備 ^{*2} 代替所内電気設備 ^{*2}	自主対策設備 事故時操作要領書 （徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「CWTによる原子炉注水」
		消火系による 発電用原子炉の冷却	補助消火ポンプ 消火ポンプ 補助消火水槽 ろ過水タンク 消火系 配管・弁 復水輸送系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉压力容器 常設代替交流電源設備 ^{*2} 非常用交流電源設備 ^{*2} 可搬型代替交流電源設備 ^{*2} 代替所内電気設備 ^{*2}	自主対策設備 事故時操作要領書 （徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「消火ポンプまたは補助消火ポンプによる原子炉注水」

※1：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※4：「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

※5：残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いるため、配管を含むこととする。

第7表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.4)
(4/9)

(原子炉運転中のサポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書	
サポート系故障時	全交流動力電源 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）	残留熱除去系（低圧注水モード）の復旧 常設代替交流電源設備による	サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器 原子炉補機代替冷却系 ^{※3} 代替所内電気設備 ^{※2} 常設代替交流電源設備 ^{※2}		重大事故等 対処設備	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「RHRによる原子炉注水」
			残留熱除去ポンプ 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ ^{※5} 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。） ^{※3}		重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	
		低圧炉心スプレイ系の復旧 常設代替交流電源設備による	サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器 原子炉補機代替冷却系 ^{※3} 代替所内電気設備 ^{※2} 常設代替交流電源設備 ^{※2}		重大事故等対処設備	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「LPCSによる原子炉注水」
			低圧炉心スプレイ・ポンプ 低圧炉心スプレイ系 配管・弁・ストレーナ ・スパージャ 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。） ^{※3}		重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	

※1：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※4：「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

※5：残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いるため、配管を含むこととする。

第7表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.4)
(5/9)

(溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合	—	低圧原子炉代替注水系(常設)による 残存溶融炉心の冷却	低圧原子炉代替注水ポンプ 低圧原子炉代替注水槽 ^{*1} 低圧原子炉代替注水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉压力容器 常設代替交流電源設備 ^{*2} 代替所内電気設備 ^{*2}	重大事故等対処設備 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-4」等 AM設備別操作要領書 「FLSRポンプによる原子炉注水」
		復水輸送系による 残存溶融炉心の冷却	復水輸送ポンプ 復水貯蔵タンク 復水輸送系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉压力容器 常設代替交流電源設備 ^{*2} 可搬型代替交流電源設備 ^{*2} 非常用交流電源設備 ^{*2} 代替所内電気設備 ^{*2}	自主対策設備 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-4」等 AM設備別操作要領書 「CWTによる原子炉注水」
		消火系による 残存溶融炉心の冷却	補助消火ポンプ 消火ポンプ 補助消火水槽 る過水タンク 消火系 配管・弁 復水輸送系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉压力容器 常設代替交流電源設備 ^{*2} 可搬型代替交流電源設備 ^{*2} 非常用交流電源設備 ^{*2} 代替所内電気設備 ^{*2}	自主対策設備 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-4」等 AM設備別操作要領書 「消火ポンプまたは補助消火ポンプによる原子炉注水」

※1：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※4：「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源(措置)

※5：残留熱除去系(低圧注水モード)は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いるため、配管を含むこととする。

第7表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.4)
(6 / 9)

(溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合	-	低圧原子炉代替注水系(可搬型)による 残存溶融炉心の冷却	大量送水車 ホース・接続口 低圧原子炉代替注水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉压力容器 常設代替交流電源設備 ^{※2} 代替所内電気設備 ^{※2} 燃料補給設備 ^{※2}	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-4」等 AM設備別操作要領書 「大量送水車による原子炉注水」 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」
			輪谷貯水槽(西1) ^{※1, ※4} 輪谷貯水槽(西2) ^{※1, ※4}	自主対策設備	

※1：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※4：「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源(措置)

※5：残留熱除去系(低圧注水モード)は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いるため、配管を含むこととする。

第7表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.4)
(7/9)

(原子炉停止中のフロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）	低圧原子炉代替注水系（常設）による 発電用原子炉の冷却	低圧原子炉代替注水ポンプ 低圧原子炉代替注水槽 ^{*1} 低圧原子炉代替注水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ^{*2} 代替所内電気設備 ^{*2}	重大事故等対処設備 事故時操作要領書 （徴候ベース） 「崩壊熱除去機能喪失時対応」 AM設備別操作要領書 「FLSRポンプによる原子炉注水」
		発電用原子炉の冷却 復水輸送系による	復水輸送ポンプ 復水貯蔵タンク 復水輸送系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ^{*2} 代替所内電気設備 ^{*2} 非常用交流電源設備 ^{*2}	自主対策設備 事故時操作要領書 （徴候ベース） 「崩壊熱除去機能喪失時対応」 AM設備別操作要領書 「CWTによる原子炉注水」
		発電用原子炉の冷却 消火系による	補助消火ポンプ 消火ポンプ 補助消火水槽 ろ過水タンク 消火系 配管・弁 復水輸送系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ^{*2} 代替所内電気設備 ^{*2} 非常用交流電源設備 ^{*2}	自主対策設備 事故時操作要領書 （徴候ベース） 「崩壊熱除去機能喪失時対応」 AM設備別操作要領書 「消火ポンプまたは補助消火ポンプによる原子炉注水」

※1：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※4：「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

※5：残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いるため、配管を含むこととする。

第7表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.4)
(8/9)

(原子炉停止中のフロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
フロントライン系故障時	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）	低圧原子炉代替注水系（可搬型）による 発電用原子炉の冷却	大量送水車 ホース・接続口 低圧原子炉代替注水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ^{※2} 代替所内電気設備 ^{※2} 燃料補給設備 ^{※2}	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 (微候ベース) 「崩壊熱除去機能喪失時対応」 AM設備別操作要領書 「大量送水車による原子炉注水」 原子炉災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」
			輪谷貯水槽（西1） ^{※1, ※4} 輪谷貯水槽（西2） ^{※1, ※4}		
		発電用原子炉からの除熱	原子炉浄化補助ポンプ 原子炉圧力容器 原子炉浄化系非再生熱交換器 原子炉再循環系 配管・弁 原子炉浄化系 配管・弁 給水系 配管・弁・スパージャ 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。） ^{※3} 非常用交流電源設備 ^{※2}	自主対策設備	

※1：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※4：「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

※5：残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いるため、配管を含むこととする。

第7表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.4)
(9 / 9)

(原子炉停止中のサポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
サポート系故障時	全交流動力電源 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）	常設代替交流電源設備による残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)の復旧	原子炉圧力容器 原子炉補機代替冷却系 ^{※3} 常設代替交流電源設備 ^{※2} 代替所内電気設備 ^{※2}	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「崩壊熱除去機能喪失時対応」 AM設備別操作要領書 「RHRによる原子炉除熱」
			残留熱除去ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系 配管・弁・ジェットポンプ 原子炉再循環系 配管 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。） ^{※3}		

※1：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※4：「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

※5：残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いるため、配管を含むこととする。

(e) 「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」

i 重大事故等対策に係る手順

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ための機能は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）、残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）及び残留熱除去系（格納容器冷却モード）並びに原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）による冷却機能である。

この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（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、サプレッション・チェンバに蓄積された熱を、最終ヒートシンクへ輸送するための対処設備及び手順を整備する。

ii 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を緩和するため、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中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合の現場での可搬型計測器によるプラントパラメータ計測、監視手順及び中央制御室損傷時の現場と緊急時対策所の通信連絡手順を整備する。

大規模損壊発生時に最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順の例を次に示す（第8表参照）。

- 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の機能が喪失した場合、原子炉補機冷却系の系統構成を行い、原子炉補機代替冷却系により、補機冷却水を供給する。
- 残留熱除去系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、残留熱代替除去系により最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送する。
- 残留熱除去系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、格納容器フィルタベント系により、最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。
- 残留熱除去系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、耐圧強化ベントラインを使用して最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。

第8表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.5)
(1 / 6)

(重大事故等対処設備 (設計基準拡張))

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	—	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) による発電用原子炉からの除熱	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) ※3		事故時操作要領書 (徴候ベース) 「減圧冷却」等
		残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却モード) による原子炉格納容器内の除熱	残留熱除去系 (サブプレッション・プール水冷却モード) ※2 残留熱除去系 (格納容器冷却モード) ※2		事故時操作要領書 (徴候ベース) 「S/C温度制御」

※1 : 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2 : 手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

※3 : 手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

第8表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.5)
(2/6)

(重大事故等対処設備 (設計基準拡張))

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対処設備		手順書
重大事故等 対処設備 (設計基準拡張)	—	原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む) による除熱	原子炉補機海水ポンプ 原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。) 配管・弁・海水ストレーナ 原子炉補機冷却系サージタンク 原子炉補機冷却系熱交換器 非常用交流電源設備 ^{*1}	重大事故等 対処設備 (設計基準拡張)	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「S/C温度制御」
			取水口 取水管 取水槽	重大事故等 対処設備	

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2：手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

第8表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.5)
 (3/6)
 (フロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード，サブプレッション・プール水冷却モード及び格納容器冷却モード）	原子炉格納容器内の減圧及び除熱	残留熱代替除去ポンプ 残留熱除去系熱交換器 原子炉補機代替冷却系 サプレッション・チェンバ 残留熱代替除去系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 低圧原子炉代替注水系 配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッド ホース・接続口 原子炉圧力容器 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ^{*1} 代替所内電気設備 ^{*1}	自主対策設備	事故時操作要領書 （微候ベース） 「PCV圧力制御」等 AM設備別操作要領書 「RHARによる格納容器除熱」

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※2：手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
 ※3：手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

第8表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.5)
 (4/6)
 (フロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード、サブプレッション・プール水冷却モード及び格納容器冷却モード）	原子炉格納容器内の減圧及び除熱	格納容器フィルタベント系 可搬式窒素供給装置	重大事故等対処設備 事故時操作要領書 （徴候ベース） 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「FCVSによる格納容器ベント」 「FCVS停止後のN2バージ」 原子力災害対策手順書 「格納容器フィルタベント系系統構成」 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換」
			スクラバ容器補給・排水設備	自主対策設備 事故時操作要領書 （徴候ベース） 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「FCVSスクラバ容器水位調整」 原子力災害対策手順書 「第1ベントフィルタスクラバ容器への水補給」
		原子炉格納容器への窒素ガス供給	可搬式窒素供給装置	自主対策設備 事故時操作要領書 （徴候ベース） 「PCV圧力制御」 原子力災害対策手順書 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器の窒素ガス置換」
		原子炉格納容器内の減圧及び除熱	遠隔手動弁操作機構 SGT耐圧強化ベントライン止め弁用空気ポンプ SGT耐圧強化ベントライン止め弁操作設備配管・弁 原子炉格納容器（サブプレッション・チェンバ、真空破壊装置を含む。） 窒素ガス制御系 配管・弁 非常用ガス処理系 配管・弁 排気筒 常設代替交流電源設備 ^{※1} 可搬型代替交流電源設備 ^{※1} 代替所内電気設備 ^{※1} 可搬式窒素供給装置 ホース・接続口	自主対策設備 事故時操作要領書 （徴候ベース） 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「耐圧強化ベントによる格納容器ベント」 「耐圧強化ベント停止後のN2バージ」 原子力災害対策手順書 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換」

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2：手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

第8表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.5)
(5/6)

(フロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード、サブプレッション・プール水冷却モード及び格納容器冷却モード） 全交流動力電源	現場操作	遠隔手動弁操作機構	重大事故等対処設備 事故時操作要領書 （徴候ベース） 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「FCVSによる格納容器ベント」 「FCVS停止後のN2ページ」 原子力災害対策手順書 「格納容器フィルタベント系システム構成」 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換」
		原子炉格納容器への窒素ガス供給 可搬式窒素供給装置による	可搬式窒素供給装置	自主対策設備 事故時操作要領書 （徴候ベース） 「PCV圧力制御」 原子力災害対策手順書 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器の窒素ガス置換」
		原子炉格納容器内の減圧及び除熱 耐圧強化ベントラインによる	遠隔手動弁操作機構 SGT耐圧強化ベントライン止め弁用空気ポンプ SGT耐圧強化ベントライン止め弁操作設備配管・弁 原子炉格納容器（サブプレッション・チェンバ、真空破壊装置を含む。） 窒素ガス制御系 配管・弁 非常用ガス処理系 配管・弁 排気筒 常設代替交流電源設備 ^{※1} 可搬型代替交流電源設備 ^{※1} 代替所内電気設備 ^{※1} 可搬式窒素供給装置 ホース・接続口	自主対策設備 事故時操作要領書 （徴候ベース） 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「耐圧強化ベントによる格納容器ベント」 「耐圧強化ベント停止後のN2ページ」 原子力災害対策手順書 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換」

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2：手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

第8表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.5)
 (6 / 6)
 (サポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
サポート系故障時	原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。) 全交流動力電源	原子炉補機代替冷却系による除熱	移動式代替熱交換設備 大型送水ポンプ車 ホース・接続口 原子炉補機冷却系 配管・弁・サージタンク 原子炉補機代替冷却系 配管・弁 残留熱除去系熱交換器 取水口 取水管 取水槽 常設代替交流電源設備 ^{※1} 代替所内電気設備 ^{※1} 燃料補給設備 ^{※1}	重大事故等対処設備 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)
			残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) ^{※3} 残留熱除去系 (サブプレッション・プール水冷却モード) ^{※2} 残留熱除去系 (格納容器冷却モード) ^{※2}	
		大型送水ポンプ車による除熱	大型送水ポンプ車 ホース・接続口 原子炉補機冷却系 配管・弁 原子炉補機代替冷却系 配管・弁 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) ^{※2} 残留熱除去系 (サブプレッション・プール水冷却モード) ^{※2} 残留熱除去系 (格納容器冷却モード) ^{※2} 取水口 取水管 取水槽 常設代替交流電源設備 ^{※1} 代替所内電気設備 ^{※1} 燃料補給設備 ^{※1}	自主対策設備 自主対策設備

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2：手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

(f) 「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」

i 重大事故等対策に係る手順

設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能は、残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）による原子炉格納容器の冷却機能である。

この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、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ、また、炉心の著しい損傷が発生した場合においても原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる対処設備及び手順を整備する。

ii 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を緩和するため、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中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合の現場での可搬型計測器によるプラントパラメータ計測、監視手順及び中央制御室損傷時の現場と緊急時対策所の通信連絡手順を整備する。

大規模損壊発生時に原子炉格納容器内を冷却するための手順の例を次に示す（第9表参照）。

- ・ 残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器内の冷却機能の喪失が起きた場合、低圧原子炉代替注水槽を水源とした格納容器代替スプレイ系（常設）による格納容器内スプレイを行う。

第9表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.6)
(1 / 7)

(重大事故等対処設備 (設計基準拡張))

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	-	残留熱除去系 (格納容器冷却モード) による 原子炉格納容器内へのスプレイ	残留熱除去ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。) ※3 非常用交流電源設備※2	重大事故等対処設備 (設計基準拡張) 「PCV圧力制御」 「D/W温度制御」 「S/C温度制御」 「PCV水素濃度制御」 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「除熱-1」 「除熱-2」
			サブプレッション・チェンバ 原子炉格納容器 格納容器スプレイ・ヘッダ	重大事故等対処設備
		残留熱除去系 (サブプレッション・プールの除熱) による サブプレッション・プール水の除熱	残留熱除去ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。) ※3 非常用交流電源設備※2	重大事故等対処設備 (設計基準拡張) 「S/C温度制御」
			サブプレッション・チェンバ 原子炉格納容器	重大事故等対処設備

※1 : 手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

※2 : 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3 : 手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※4 : 「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源 (措置)

第9表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.6)
(2/7)

(炉心損傷前のフロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系 (格納容器冷却モード及びサプレッション・プール水冷却モード)	による原子炉格納容器内へのスプレイ	低圧原子炉代替注水ポンプ 低圧原子炉代替注水槽 ^{*1} 低圧原子炉代替注水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッダ 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ^{*2} 代替所内電気設備 ^{*2}	重大事故等対処設備 事故時操作要領書 (徴候ベース) 「PCV圧力制御」 「D/W温度制御」 AM設備別操作要領書 「FLSRポンプによる格納容器スプレイ」
		原子炉格納容器内へのスプレイ	復水輸送ポンプ 復水貯蔵タンク 復水輸送系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッダ 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ^{*2} 可搬型代替交流電源設備 ^{*2} 代替所内電気設備 ^{*2} 非常用交流電源設備 ^{*2}	自主対策設備 事故時操作要領書 (徴候ベース) 「PCV圧力制御」 「D/W温度制御」 AM設備別操作要領書 「CWTによる格納容器スプレイ」
		原子炉格納容器内へのスプレイ	補助消火ポンプ 消火ポンプ 補助消火水槽 ろ過水タンク 消火系 配管・弁 復水輸送系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッダ 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ^{*2} 可搬型代替交流電源設備 ^{*2} 代替所内電気設備 ^{*2} 非常用交流電源設備 ^{*2}	自主対策設備 事故時操作要領書 (徴候ベース) 「PCV圧力制御」 「D/W温度制御」 AM設備別操作要領書 「消火ポンプまたは補助消火ポンプによる格納容器スプレイ」

※1：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※4：「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源(措置)

第9表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.6)
(3/7)

(炉心損傷前のフロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系 (格納容器冷却モード及びサプレッション・プール水冷却モード)	原子炉格納容器内へのスプレイ系(可搬型)による 格納容器代替スプレイ系(可搬型)	大量送水車 ホース・接続口 可搬型ストレナ 格納容器代替スプレイ系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッダ 原子炉格納容器 燃料補給設備 ^{※2} 可搬型代替交流電源設備 ^{※2} 代替所内電気設備 ^{※2} 常設代替交流電源設備 ^{※2}	重大事故等対処設備 AM設備別操作要領書 (徴候ベース) 「PCV圧力制御」 「D/W温度制御」 AM設備別操作要領書 「大量送水車による格納容器スプレイ」 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」
			輪谷貯水槽(西1) ^{※1, ※4} 輪谷貯水槽(西2) ^{※1, ※4}	自主対策設備

※1：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※4：「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源(措置)

第9表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.6)
(4/7)

(炉心損傷前のサポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
サポート系故障時	全交流動力電源 原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。)	原子炉格納容器内へのスプレイ 残留熱除去系電源復旧後の	サブプレッション・チェンバ 原子炉格納容器 原子炉補機代替冷却系 ^{※3} 代替所内電気設備 ^{※2} 常設代替交流電源設備 ^{※2} 格納容器スプレイ・ヘッダ	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 (微候ベース) 「PCV圧力制御」 「D/W温度制御」 「S/C水位制御」 「PCV水素濃度制御」 AM設備別操作要領書 「RHRによる格納容器除熱」
			残留熱除去ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。) ^{※3}	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	
	全交流動力電源 原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。)	サブプレッション・プール水の除熱 残留熱除去系電源復旧後の	サブプレッション・チェンバ 原子炉格納容器 原子炉補機代替冷却系 ^{※3} 代替所内電気設備 ^{※2} 常設代替交流電源設備 ^{※2}	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 (微候ベース) 「S/C温度制御」 AM設備別操作要領書 「RHRによる格納容器除熱」
			残留熱除去ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。) ^{※3}	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	

※1：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※4：「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源 (措置)

第9表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.6)
(5/7)

(炉心損傷後のフロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系 (格納容器冷却モード)	格納容器代替スプレイ系(常設)による原子炉格納容器内へのスプレイ	低圧原子炉代替注水ポンプ 低圧原子炉代替注水槽*1 低圧原子炉代替注水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッド 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備*2 代替所内電気設備*2	重大事故等対処設備 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「除熱-1」 「除熱-2」 AM設備別操作要領書 「FLSRポンプによる格納容器スプレイ」
		原子炉格納容器内へのスプレイによる復水輸送系	復水輸送ポンプ 復水貯蔵タンク 復水輸送系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッド 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備*2 非常用交流電源設備*2 可搬型代替交流電源設備*2 代替所内電気設備*2	自主対策設備 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「除熱-1」 「除熱-2」 AM設備別操作要領書 「CWTによる格納容器スプレイ」
		原子炉格納容器内へのスプレイによる消火系	補助消火ポンプ 消火ポンプ 補助消火水槽 過水タンク 消火系 配管・弁 復水輸送系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッド 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備*2 非常用交流電源設備*2 可搬型代替交流電源設備*2 代替所内電気設備*2	自主対策設備 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「除熱-1」 「除熱-2」 AM設備別操作要領書 「消火ポンプまたは補助消火ポンプによる格納容器スプレイ」

※1：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※4：「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源(措置)

第9表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.6)
(6/7)

(炉心損傷後のフロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系 (格納容器冷却モード)	原子炉格納容器内へのスプレイ系(淡水/海水)による 格納容器代替スプレイ系(可搬型)	大量送水車 ホース・接続口 可搬型ストレーナ 格納容器代替スプレイ系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッド 原子炉格納容器 燃料補給設備 ^{※2} 可搬型代替交流電源設備 ^{※2} 代替所内電気設備 ^{※2} 常設代替交流電源設備 ^{※2}	重大事故等対処設備 AM設備別操作要領書 「大量送水車による格納容器スプレイ」 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」
			輪谷貯水槽(西1) ^{※1, ※4} 輪谷貯水槽(西2) ^{※1, ※4}	自主対策設備
		ドライウエル冷却系による 格納容器内の代替除熱	ドライウエル冷却装置 原子炉格納容器 原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。) ^{※3} 常設代替交流電源設備 ^{※2}	自主対策設備 AM設備別操作要領書 「HVDによる格納容器除熱」

※1：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※4：「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源(措置)

第9表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.6)
(7/7)

(炉心損傷後のサポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
サポート系故障時	全交流動力電源 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）	原子炉格納容器内へのスプレイ 残留熱除去系電源復旧後の	サブプレッション・チェンバ 原子炉格納容器 原子炉補機代替冷却系 ^{※3} 代替所内電気設備 ^{※2} 常設代替交流電源設備 ^{※2} 格納容器スプレイ・ヘッダ	重大事故等対処設備
			残留熱除去ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。） ^{※3}	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)
	全交流動力電源 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）	サブプレッション・プール水の除熱 残留熱除去系電源復旧後の	サブプレッション・チェンバ 原子炉格納容器 原子炉補機代替冷却系 ^{※3} 常設代替交流電源設備 ^{※2} 代替所内電気設備 ^{※2}	重大事故等対処設備
			残留熱除去ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。） ^{※3}	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

※1：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※4：「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源（措置）

(g) 「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」

i 重大事故等対策に係る手順

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる対処設備及び手順を整備する。

ii 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷が生じた場合において原子炉格納容器の破損を緩和するため、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中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合の現場での可搬型計測器によるプラントパラメータ計測、監視手順及び中央制御室損傷時の現場と緊急時対策所の通信連絡手順を整備する。

大規模損壊発生時に原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順の例を次に示す（第10表参照）。

- ・炉心の著しい損傷が発生した場合、残留熱代替除去系の運転により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることで原子炉格納容器の過圧破損を防止する。
- ・炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系の機能が喪失した場合及び残留熱代替除去系の運転が期待できない場合、格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施し、原子炉格納容器の過圧破損を防止する。

第10表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.7)
(1/2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
原子炉格納容器の過圧破損防止	—	原子炉格納容器内の減圧及び除熱	残留熱代替除去ポンプ 残留熱除去系熱交換器 原子炉補機代替冷却系 ^{※4} サブプレッション・チェンバ 残留熱代替除去系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 低圧原子炉代替注水系 配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッド ホース・接続口 原子炉圧力容器 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ^{※2} 代替所内電気設備 ^{※2}	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「除熱 - 1」 「除熱 - 2」 AM設備別操作要領書 「R H A Rによる格納容器除熱」
			大量送水車 ^{※1} 輪谷貯水槽 (西1) ^{※1, ※3} 輪谷貯水槽 (西2) ^{※1, ※3}	自主対策設備	
		原子炉格納容器フィルタベント系による	第1ベントフィルタスクラバ容器 第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器 圧力開放板 遠隔手動弁操作機構 可搬式窒素供給装置 第1ベントフィルタ格納槽遮蔽 配管遮蔽 窒素ガス制御系 配管・弁 非常用ガス処理系 配管・弁 格納容器フィルタベント系 配管・弁 ホース・接続口 原子炉格納容器 (サブプレッション・チェンバ, 真空破壊装置を含む。) 常設代替交流電源設備 ^{※2} 可搬型代替交流電源設備 ^{※2} 代替所内電気設備 ^{※2}	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」 AM設備別操作要領書 「F C V Sによる格納容器ベント」 「F C V Sスクラバ容器水位調整」 原子力災害対策手順書 「第1ベントフィルタスクラバ容器への水補給」 「大量送水車を使用した送水」 「格納容器フィルタベント系系統構成」
	輪谷貯水槽 (西1) ^{※1, ※3} 輪谷貯水槽 (西2) ^{※1, ※3} ドレン移送ポンプ 薬品注入タンク 大量送水車 ^{※1} ホース・接続口	自主対策設備			
全交流動力電源		現場操作	遠隔手動弁操作機構	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」 AM設備別操作要領書 「F C V Sによる格納容器ベント」

※1：手順は、「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。

※2：手順は、「1.14 電源の確保に関する手順」にて整備する。

※3：「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

※4：手順は、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

第 10 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.7)
(2 / 2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
原子炉格納容器の過圧破損防止	—	不活性ガスによる系統内の置換 (窒素ガス)	可搬式窒素供給装置 ホース・接続口	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」 AM設備別操作要領書 「FCVS停止後のN2パーズ」 原子力災害対策手順書 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換」
		原子炉格納容器の負圧破損の防止	可搬式窒素供給装置 ホース・接続口 窒素ガス代替注入系 配管・弁	自主対策設備	事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」 原子力災害対策手順書 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器の窒素ガス置換」
		サブプレッション・プールの pH 制御	残留熱除去系 配管 サブプレッション・チェンバ サブプレッション・プール水 pH 制御系	自主対策設備	事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水 - 1」 AM設備別操作要領書 「S/P水 pH制御」
		ドライウエルの pH 制御	残留熱代替除去ポンプ 原子炉補機代替冷却系 サブプレッション・チェンバ 残留熱代替除去系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 格納容器スプレイ・ヘッド 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ^{※2} 代替所内電気設備 ^{※2}	自主対策設備	事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「除熱 - 1」 「除熱 - 2」

※1：手順は、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※2：手順は、「1.14 電源の確保に関する手順」にて整備する。

※3：「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

※4：手順は、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

(h) 「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」

i 重大事故等対策に係る手順

炉心の著しい損傷が発生した場合において、MCCIや溶融炉心と原子炉格納容器バウンダリの接触による原子炉格納容器の破損を防止し、また、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する対処設備及び手順を整備する。

ii 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心溶融による原子炉格納容器の破損を緩和するため及び溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延させる又は防止するため、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中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合の現場での可搬型計測器によるプラントパラメータ計測、監視手順及び中央制御室損傷時の現場と緊急時対策所の通信連絡手順を整備する。

大規模損壊発生時に原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順の例を次に示す（第11表参照）。

- ・炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉格納容器の破損を防止するため、ペデスタル代替注水系（常設）により、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却する。
- ・炉心の著しい損傷が発生した場合において、ペデスタル代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水機能が喪失した場合、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器代替スプレイ系（可搬型）又はペデスタル代替注水系（可搬型）により原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却する。
- ・炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、復水貯蔵タンクを水源とした復水輸送系又は補助消火水槽若しくはろ過水タンクを水源とした消火系により原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却する。
- ・炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延させる又は防止するため、低圧原子炉代替注水系（常設）により原子炉圧力容器に注水する。

第 11 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.8)
(1 / 3)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却	—	ペDESTAL代替注水系(常設)による原子炉格納容器下部への注水	低圧原子炉代替注水ポンプ 低圧原子炉代替注水槽 ^{*1} 低圧原子炉代替注水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッド 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ^{*2} 代替所内電気設備 ^{*2} コリウムシールド	重大事故等対処設備 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-3 a」 「注水-3 b」 AM設備別操作要領書 「FLSRポンプによるペDESTAL注水」
		原子炉格納容器下部への注水	復水輸送ポンプ 復水貯蔵タンク 復水輸送系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッド 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ^{*2} 可搬型代替交流電源設備 ^{*2} 代替所内電気設備 ^{*2} コリウムシールド	自主対策設備 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-3 a」 「注水-3 b」 AM設備別操作要領書 「CWTによるペDESTAL注水」 「CWTによる格納容器スプレイ」
		原子炉格納容器下部への注水	補助消火ポンプ 消火ポンプ 補助消火水槽 ろ過水タンク 消火系 配管・弁 復水輸送系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッド 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ^{*2} 可搬型代替交流電源設備 ^{*2} 代替所内電気設備 ^{*2} コリウムシールド	自主対策設備 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-3 a」 「注水-3 b」 AM設備別操作要領書 「消火ポンプまたは補助消火ポンプによるペDESTAL注水」 「消火ポンプまたは補助消火ポンプによる格納容器スプレイ」
		格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水	大量送水車 ホース・接続口 可搬型ストレーナ 格納容器代替スプレイ系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッド 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ^{*2} 燃料補給設備 ^{*2} 可搬型代替交流電源設備 ^{*2} 代替所内電気設備 ^{*2} コリウムシールド	重大事故等対処設備 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-3 a」 「注水-3 b」 AM設備別操作要領書 「大量送水車による格納容器スプレイ」 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」
		輪谷貯水槽(西1) ^{*1, *3} 輪谷貯水槽(西2) ^{*1, *3}	自主対策設備	
		ペDESTAL代替注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水	大量送水車 ホース・接続口 ペDESTAL代替注水系 配管・弁 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ^{*2} 燃料補給設備 ^{*2} 可搬型代替交流電源設備 ^{*2} 代替所内電気設備 ^{*2} コリウムシールド	重大事故等対処設備 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-3 a」 「注水-3 b」 AM設備別操作要領書 「大量送水車によるペDESTAL注水」 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」
輪谷貯水槽(西1) ^{*1, *3} 輪谷貯水槽(西2) ^{*1, *3}	自主対策設備			

※1：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源(措置)。

※4：手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

第 11 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.8)
(2 / 3)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止	—	高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水	高圧原子炉代替注水ポンプ サブプレッション・チェンバ 高圧原子炉代替注水系 (蒸気系) 配管・弁 高圧原子炉代替注水系 (注水系) 配管・弁 原子炉浄化系 配管 原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁 原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 主蒸気系 配管 給水系 配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替直流電源設備 ^{※2} 可搬型直流電源設備 ^{※2}	重大事故等対処設備 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AM設備別操作要領書 「HPACによる原子炉注水」 ^{※4}
		原子炉圧力容器へのほう酸水注入	ほう酸水注入ポンプ ほう酸水貯蔵タンク ほう酸水注入系 配管・弁 差圧検出・ほう酸水注入系配管 (原子炉圧力容器内部) 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ^{※2} 代替所内電気設備 ^{※2}	重大事故等対処設備 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 AM設備別操作要領書 「SLCによる原子炉注水」
		原子炉圧力容器への注水	制御棒駆動水圧ポンプ 復水貯蔵タンク 制御棒駆動水圧系 配管・弁 原子炉圧力容器 原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。) 常設代替交流電源設備 ^{※2} 代替所内電気設備 ^{※2}	自主対策設備 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AM設備別操作要領書 「CRDによる原子炉注水」 ^{※4}

※1：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源 (措置)。

※4：手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

第 11 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.8)
(3 / 3)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止	—	低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水	低圧原子炉代替注水ポンプ 低圧原子炉代替注水槽 ^{*1} 低圧原子炉代替注水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ^{*2} 代替所内電気設備 ^{*2}	重大事故等対処設備 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AM設備別操作要領書 「FLSRポンプによる原子炉注水」
		原子炉圧力容器による復水輸送系による注水	復水輸送ポンプ 復水貯蔵タンク 復水輸送系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ^{*2} 可搬型代替交流電源設備 ^{*2} 代替所内電気設備 ^{*2}	自主対策設備 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AM設備別操作要領書 「CWTによる原子炉注水」
		原子炉圧力容器による消火系による注水	補助消火ポンプ 消火ポンプ 補助消火水槽 ろ過水タンク 消火系 配管・弁 復水輸送系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ^{*2} 可搬型代替交流電源設備 ^{*2} 代替所内電気設備 ^{*2}	自主対策設備 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AM設備別操作要領書 「消火ポンプまたは補助消火ポンプによる原子炉注水」
		低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水	大量送水車 ホース・接続口 低圧原子炉代替注水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ^{*2} 燃料補給設備 ^{*2} 代替所内電気設備 ^{*2}	重大事故等対処設備 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AM設備別操作要領書 「大量送水車による原子炉注水」 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」
			輪谷貯水槽(西1) ^{*1, *3} 輪谷貯水槽(西2) ^{*1, *3}	自主対策設備

※1：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源(措置)

※4：手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

(i) 「1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」

i 重大事故等対策に係る手順

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解等による水素ガスが原子炉格納容器内に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の対処設備及び手順を整備する。

ii 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を緩和するため、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中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合の現場での可搬型計測器によるプラントパラメータ計測，監視手順及び中央制御室損傷時の現場と緊急時対策所の通信連絡手順を整備する。

大規模損壊発生時に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の例を次に示す（第12表参照）。

- ・炉心の著しい損傷が発生し，原子炉格納容器内の酸素濃度が上昇した場合に原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減させるため，可搬式窒素供給装置により原子炉格納容器内へ窒素ガスを供給する。
- ・炉心の著しい損傷が発生した場合，原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を監視し，ジルコニウム-水反応，水の放射線分解等により原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の上昇が確認された場合，格納容器フィルタベント系を使用した原子炉格納容器ベント操作により原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを排出することで原子炉格納容器の水素爆発による破損を防止する。

第 12 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.9)
(1 / 2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	—	原子炉格納容器内不活性化による 原子炉格納容器水素爆発防止	窒素ガス制御系 ^{※1} 可搬式窒素供給装置	— ^{※1} — ^{※4} 重大事故等対処設備 事故時操作要領書 （シビアアクシデント） 「放出」 原子力災害対策手順書 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器の窒素ガス置換」
	—	原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出 格納容器フィルタベント系による	格納容器フィルタベント系 ^{※2} 第1ベントフィルタ出口水素濃度 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 可搬式窒素供給装置 ホース・接続口	重大事故等対処設備 事故時操作要領書 （シビアアクシデント） 「放出」 AM設備別操作要領書 「FCVSによる格納容器ベント」 原子力災害対策手順書 「格納容器フィルタベント系系統構成」
	—	可搬式窒素供給装置による格納容器 フィルタベント系の不活性化	可搬式窒素供給装置 格納容器フィルタベント系	— ^{※5} — ^{※6}

※1：原子炉運転中は原子炉格納容器内を窒素ガス制御系により常時不活性化している。

※2：手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4：窒素ガス制御系は設計基準対象施設であり、重大事故等が発生した際に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。

※5：発電用原子炉起動前に格納容器フィルタベント系内は不活性化した状態とする。

※6：可搬式窒素供給装置による格納容器フィルタベント系の不活性化に用いる可搬式窒素供給装置は、発電用原子炉起動前に使用するものであり、重大事故等時に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。

第 12 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.9)
(2 / 2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	-	可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御	可燃性ガス濃度制御系再結合装置ブロー 可燃性ガス濃度制御系再結合装置 可燃性ガス濃度制御系 配管・弁 残留熱除去系 残留熱代替除去系	自主対策設備 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」 AM設備別操作要領書 「FCSによる格納容器水素・酸素濃度制御」
	-	水素濃度及び酸素濃度の監視	格納容器水素濃度 (SA) 格納容器酸素濃度 (SA) 格納容器水素濃度 (B系) 格納容器酸素濃度 (B系)	重大事故等対処設備 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」 AM設備別操作要領書 「MCAMSによる格納容器水素・酸素濃度測定」 「CAMSによる格納容器水素・酸素濃度測定」
			格納容器水素濃度 (A系) 格納容器酸素濃度 (A系)	自主対策設備
	-	代替電源による必要な設備への給電	常設代替交流電源設備 ^{※3} 可搬型代替交流電源設備 ^{※3} 常設代替直流電源設備 ^{※3} 可搬型直流電源設備 ^{※3} 代替所内電気設備 ^{※3}	重大事故等対処設備 - ^{※3}

※1：原子炉運転中は原子炉格納容器内を窒素ガス制御系により常時不活性化している。

※2：手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4：窒素ガス制御系は設計基準対象施設であり、重大事故等が発生した際に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。

※5：発電用原子炉起動前に格納容器フィルタベント系内は不活性化した状態とする。

※6：可搬式窒素供給装置による格納容器フィルタベント系の不活性化に用いる可搬式窒素供給装置は、発電用原子炉起動前に使用するものであり、重大事故等時に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。

(j) 「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」

i 重大事故等対策に係る手順

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内で発生した水素ガスが原子炉建物等に漏えいした場合においても、水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための対処設備及び手順を整備する。

ii 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても水素爆発による原子炉建物等の損傷を緩和するため、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中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合の現場での可搬型計測器によるプラントパラメータ計測、監視手順及び中央制御室損傷時の現場と緊急時対策所の通信連絡手順を整備する。

大規模損壊発生時に水素爆発による原子炉建物の損傷を防止するための手順の例を次に示す（第13表参照）。

- ・ 炉心の著しい損傷が発生した場合、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源として原子炉ウェル代替注水系により原子炉ウェルに注水することで原子炉格納容器頂部を冷却し、原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟への水素ガス漏えいを抑制する。
- ・ 炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉建物内の水素濃度が可燃限界に達する前に、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル及び原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置を開放することにより、原子炉建物原子炉棟4階（燃料取替階）天井部に滞留した水素ガスを大気へ排出し、原子炉建物原子炉棟の水素爆発を防止する。

第 13 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.10)
(1 / 2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
水素濃度制御による原子炉建物等の損傷防止	—	静的触媒式水素処理装置による水素濃度抑制	静的触媒式水素処理装置 ^{※1} 静的触媒式水素処理装置入口温度 ^{※1} 静的触媒式水素処理装置出口温度 ^{※1} 原子炉建物原子炉棟	— ^{※1}
		原子炉建物内の水素濃度監視	原子炉建物水素濃度	重大事故等対処設備 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「水素」
		代替電源による必要な設備への給電	常設代替交流電源設備 ^{※2} 可搬型代替交流電源設備 ^{※2} 常設代替直流電源設備 ^{※2} 可搬型直流電源設備 ^{※2} 代替所内電気設備 ^{※2}	— ^{※2}

※1：静的触媒式水素処理装置は、中央制御室運転員による操作不要の水素濃度制御設備である。

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※4：手順は「1.12 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」にて整備する。

第 13 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.10)
(2 / 2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
原子炉格納容器外への水素ガス漏えい抑制	—	原子炉ウエルへの注水(淡水/海水)	大量送水車 輪谷貯水槽(西1)※3 輪谷貯水槽(西2)※3 ホース・接続口 原子炉ウエル代替注水系 配管・弁 燃料プール冷却系 配管・弁 原子炉ウエル 燃料補給設備※2	自主対策設備 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-4」 AM設備別操作要領書 「大量送水車による原子炉ウエル注水」
水素ガス排出による原子炉建物等の損傷防止	—	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル強制開放装置 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置 大型送水ポンプ車※4 ホース※4 放水砲※4 燃料補給設備※2	自主対策設備 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「水素」 原子力災害対策手順書 「水素爆発防止のための島根2号機原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放手順」 「原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の操作手順」

※1：静的触媒式水素処理装置は、中央制御室運転員による操作不要の水素濃度制御設備である。

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※4：手順は「1.12 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」にて整備する。

(k) 「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」

i 重大事故等対策に係る手順

燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該燃料プールの水位が低下した場合において、燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するための対処設備及び手順を整備する。なお、燃料プール内の燃料体等は、ボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵しているため、未臨界は維持されている。

また、燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該燃料プールの水位が異常に低下した場合において、燃料プール内の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の対処設備及び手順を整備する。

ii 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても燃料プール内の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、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中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合の現場での可搬型計測器によるプラントパラメータ計測、監視手順及び中央制御室損傷時の現場と緊急時対策所の通信連絡手順を整備する。

大規模損壊発生時に燃料プールを冷却するための手順の例を次に示す（第14表参照）。

- ・燃料プールからの大量の水の漏えいにより、燃料プールの水位が異常に低下し、燃料プール注水設備による注水を実施しても水位を維持できない場合に、大量送水車により、常設スプレイヘッダを使用したスプレイを実施することで燃料損傷を緩和し、臨界を防止する。また、この場合に、外的要因（航空機衝突又は竜巻等）により、常設スプレイヘッダの機能が喪失した場合には、大量送水車により、可搬型スプレイノズルを使用したスプレイを実施することで、燃料損傷を緩和し、臨界を防止する。

（添付資料2.1.13参照）

第 14 表 機能喪失を想定する設計基準対象施設と整備する手順 (1.11)
(1 / 4)

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備	手順書
燃料プールの冷却機能又は注水機能喪失時、又は燃料プール水の小規模な漏えい発生時	燃料プール冷却系 残留熱除去系	(消火栓を使用した燃料プールへの注水の場合) 消火系による燃料プールへの注水	補助消火ポンプ 消火ポンプ 補助消火水槽 ろ過水タンク 消火系 配管・弁・注水ホース、代替注水ノズル、代替注水配管 燃料プール 常設代替交流電源設備 ^{※2} 可搬型代替交流電源設備 ^{※2} 代替所内電気設備 ^{※2} 非常用交流電源設備 ^{※2}	自主対策設備 事故時操作要領書 (徴候ベース) 「燃料プール制御」 AM設備別操作要領書 「消火ポンプまたは補助消火ポンプによる燃料プール注水」
		(復水輸送系ラインを使用した燃料プールへの注水の場合) 消火系による燃料プールへの注水	補助消火ポンプ 消火ポンプ 補助消火水槽 ろ過水タンク 消火系 配管・弁 復水輸送系 配管・弁 燃料プール冷却系 配管・弁 燃料プール冷却系 スキマ・サージ・タンク 燃料プール 常設代替交流電源設備 ^{※2} 可搬型代替交流電源設備 ^{※2} 代替所内電気設備 ^{※2} 非常用交流電源設備 ^{※2}	自主対策設備 事故時操作要領書 (徴候ベース) 「燃料プール制御」 AM設備別操作要領書 「消火ポンプまたは補助消火ポンプによる燃料プール注水」

※1：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。
 ※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※3：手順は「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制する手順等」にて整備する。
 ※4：サイフォンブレイク機能は、操作及び確認を必要としないため、手順書として整備しない。
 ※5：「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源（措置）
 ※6：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

第 14 表 機能喪失を想定する設計基準対象施設と整備する手順 (1.11)
(2 / 4)

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備	手順書		
燃料プールの冷却機能又は注水機能喪失時，又は燃料プール水の小規模な漏えい発生時	燃料プール冷却系 残留熱除去系	燃料プールスプレイ系 による燃料プールへの注水 (常設スプレイヘッド)	大量送水車 ホース・接続口 燃料プールスプレイ系 配管・弁 常設スプレイヘッド 燃料プール 燃料補給設備 ^{※2} 可搬型ストレーナ	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「燃料プール制御」 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」	
			輪谷貯水槽 (西 1) ^{※1, ※5} 輪谷貯水槽 (西 2) ^{※1, ※5}	自主対策設備		
		燃料プールスプレイ系 による燃料プールへの注水 (可搬型スプレイノズル)	大量送水車 ホース・弁 可搬型スプレイノズル 燃料プール 燃料補給設備 ^{※2} 可搬型ストレーナ	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「燃料プール制御」 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」 「原子炉建物内ホース展開による燃料プールへの注水及びスプレイ」	
			輪谷貯水槽 (西 1) ^{※1, ※5} 輪谷貯水槽 (西 2) ^{※1, ※5}	自主対策設備		
			漏えい抑制	サイフォンブレイク機能	重大事故等対処設備	— ^{※4}

※1：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
 ※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※3：手順は「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制する手順等」にて整備する。
 ※4：サイフォンブレイク機能は，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。
 ※5：「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源 (措置)
 ※6：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

第 14 表 機能喪失を想定する設計基準対象施設と整備する手順 (1.11)
(3 / 4)

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備	手順書	
燃料プールからの大量の水の漏えい発生時	-	燃料プールのスプレイ系(常設スプレイヘッド)による燃料プールへのスプレイ	大量送水車 ホース・接続口 燃料プールのスプレイ系 配管・弁 常設スプレイヘッド 燃料プール 燃料補給設備 ^{※2} 可搬型ストレーナ	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「燃料プール制御」 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」
			輪谷貯水槽(西1) ^{※1, ※5} 輪谷貯水槽(西2) ^{※1, ※5}	自主対策設備	
		燃料プールのスプレイ系(可搬型スプレイノズル)による燃料プールへのスプレイ	大量送水車 ホース・弁 可搬型スプレイノズル 燃料プール 燃料補給設備 ^{※2} 可搬型ストレーナ	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「燃料プール制御」 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」 「原子炉建物内ホース展張による燃料プールへの注水及びスプレイ」
			輪谷貯水槽(西1) ^{※1, ※5} 輪谷貯水槽(西2) ^{※1, ※5}	自主対策設備	
	-	漏えい緩和	シール材 接着剤 ステンレス鋼板 吊り降ろしロープ	自主対策設備	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「燃料プール制御」 原子力災害対策手順書 「燃料プール漏えい緩和」
	-	大気への放射性物質の拡散抑制	大型送水ポンプ車 ホース 放水砲 燃料補給設備 ^{※2}	重大事故等対処設備	原子力災害対策手順書 「放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制」 ^{※3}

※1：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制する手順等」にて整備する。

※4：サイフォンブレイク機能は、操作及び確認を必要としないため、手順書として整備しない。

※5：「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源(措置)

※6：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

第 14 表 機能喪失を想定する設計基準対象施設と整備する手順 (1.11)
(4 / 4)

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備	手順書
重大事故等時における燃料プールの監視	-	燃料プールの状態監視	燃料プール水位 (SA) 燃料プール水位・温度 (SA) 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) 燃料プール監視カメラ (SA) (燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。)	重大事故等対処設備 事故時操作要領書 (徴候ベース) 「燃料プール制御」 AM設備別操作要領書 「SFP監視カメラ用冷却設備起動」
		代替電源による給電	常設代替交流電源設備 ^{※2} 可搬型代替交流電源設備 ^{※2} 代替所内電気設備 ^{※2} 所内常設蓄電式直流電源設備 ^{※2} 常設代替直流電源設備 ^{※2} 可搬型直流電源設備 ^{※2}	- ^{※2}
燃料プールから発生する水蒸気による悪影響の防止	全交流動力電源 原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。) ^{※6}	燃料プールの冷却系による	燃料プール冷却ポンプ 燃料プール 燃料プール冷却系熱交換器 燃料プール冷却系 配管・弁 燃料プール冷却系 スキマ・サージ・タンク 燃料プール冷却系 ディフューザ 原子炉補機代替冷却系 ^{※6} 常設代替交流電源設備 ^{※2} 代替所内電気設備 ^{※2}	重大事故等対処設備 事故時操作要領書 (徴候ベース) 「燃料プール制御」 AM設備別操作要領書 「FPCによる燃料プール除熱」
			原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。) ^{※6}	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

※1：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
 ※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※3：手順は「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制する手順等」にて整備する。
 ※4：サイフォンブレイク機能は、操作及び確認を必要としないため、手順書として整備しない。
 ※5：「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源 (措置)
 ※6：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

(1) 「1.12 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」

i 重大事故等対策に係る手順

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、発電用原子炉施設外への放射性物質の拡散を抑制するための対処設備及び手順を整備する。

ii 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても発電用原子炉施設外への放射性物質の拡散を抑制するため、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中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合の現場での可搬型計測器によるプラントパラメータ計測，監視手順及び中央制御室損傷時の現場と緊急時対策所の通信連絡手順を整備する。

大規模損壊発生時に発電用原子炉施設外への放射性物質の拡散を抑制するための手順の例を次に示す（第15表参照）。

- ・炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損のおそれ又は燃料プール内の燃料体等の著しい損傷のおそれにより原子炉建物から直接放射性物質が拡散するおそれがある場合，大型送水ポンプ車，放水砲により原子炉建物に海水を放水し，大気への放射性物質の拡散を抑制する。
- ・放水により放射性物質を含む汚染水が発生する場合，防波壁の内側で放射性物質吸着材を設置することにより，汚染水の海洋への放射性物質の拡散を抑制する。また，放射性物質を含む汚染水は雨水排水路及び2号炉放水接合槽から海へ流れ込むため，シルトフェンスを設置することで，海洋への放射性物質の拡散を抑制する。

第 15 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.12)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損 燃料プール内燃料体等の著しい損傷	-	大気への放射性物質の拡散抑制	大型送水ポンプ車 ホース 放水砲 取水口 取水管 取水槽 燃料補給設備※ ¹	重大事故等対処設備	原子力災害対策手順書 「放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制」
			ガンマカメラ サーモカメラ	自主対策設備	
		海洋への放射性物質の拡散抑制	放射性物質吸着材 シルトフェンス 小型船舶	重大事故等対処設備	原子力災害対策手順書 「放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制」 「シルトフェンスによる海洋への放射性物質の拡散抑制」
原子炉建物周辺における航空機衝突による航空機燃料火災	-	航空機燃料火災への対応	大型送水ポンプ車 ホース 放水砲 泡消火薬剤容器 取水口 取水管 取水槽 燃料補給設備※ ¹	重大事故等対処設備	原子力災害対策手順書 「放水砲による消火活動」 「航空機燃料火災時等における初動対応」
		初期対応における延焼防止処置	化学消防自動車 小型動力ポンプ付水槽車 小型放水砲 泡消火薬剤容器 消火栓（ろ過水タンク，補助消火水槽） ろ過水タンク 補助消火水槽 純水タンク	自主対策設備	

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

(m) 「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」

i 重大事故等対策に係る手順

重大事故等が発生した場合において、設計基準事故の収束に必要な水源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を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及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に必要な設備を複数確保し、これらの水源から注水が必要な場所への供給を行うための対処設備及び手順を整備する。

ii 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するため、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中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合の現場での可搬型計測器によるプラントパラメータ計測、監視手順及び中央制御室損傷時の現場と緊急時対策所の通信連絡手順を整備する。

大規模損壊発生時に事故の収束に必要な水の供給手順の例を次に示す（第16表参照）。

- ・ 低圧原子炉代替注水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水等の対応を実施している場合、大量送水車により輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）を水源とした低圧原子炉代替注水槽への補給を実施する。

第 16 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.13)
(1 / 15)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書			
サブプレッション・チェンバを水源とした対応	復水貯蔵タンク	(原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時) 原子炉圧力容器への注水	サブプレッション・チェンバ 高圧原子炉代替注水系 (高圧原子炉代替注水ポンプ)	重大事故等対処設備	手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。		
			原子炉隔離時冷却系 (原子炉隔離時冷却ポンプ) 高圧炉心スプレイ系 (高圧炉心スプレイ・ポンプ)	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)			
		(原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時) 原子炉圧力容器への注水	サブプレッション・チェンバ	重大事故等対処設備		手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。	
			低圧炉心スプレイ系 (低圧炉心スプレイ・ポンプ) 残留熱除去系 (残留熱除去ポンプ)	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)			
			原子炉格納容器内の除熱	サブプレッション・チェンバ		重大事故等対処設備	手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
				残留熱除去系 (残留熱除去ポンプ)		重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	
	—	原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱	サブプレッション・チェンバ 残留熱代替除去系 (残留熱代替除去ポンプ)	重大事故等対処設備	手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」及び「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。		

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

第 16 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.13)
(2/15)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
復水貯蔵タンクを水源とした対応	サブプレッション・チェンバ	原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水 (原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時)	復水貯蔵タンク 原子炉隔離時冷却ポンプ 原子炉圧力容器 原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁 主蒸気系 配管・弁 原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁・ストレーナ 原子炉浄化系 配管 所内常設蓄電式直流電源設備 ^{*1}	自主対策設備 事故時操作要領書 (徴候ベース) 「水位確保」等
		高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水 (原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時)	復水貯蔵タンク 高圧炉心スプレイ・ポンプ 原子炉圧力容器 主蒸気系 配管・弁 高圧炉心スプレイ系 配管・弁・ストレーナ・スパージャ 原子炉浄化系 配管 非常用交流電源設備 ^{*1}	自主対策設備 事故時操作要領書 (徴候ベース) 「水位確保」等
		制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水 (原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時)	復水貯蔵タンク 制御棒駆動水圧系 (制御棒駆動水圧ポンプ)	自主対策設備 手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 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」にて整備する。

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

第 16 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.13)
(3 / 15)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
復水貯蔵タンクを水源とした対応	サブプレッション・チェンバ	(原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時) 原子炉圧力容器への注水	復水貯蔵タンク 復水輸送系 (復水輸送ポンプ)	自主対策設備 手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器内の冷却	復水貯蔵タンク 復水輸送系 (復水輸送ポンプ)	自主対策設備 手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
	—	原子炉格納容器下部への注水	復水貯蔵タンク 復水輸送系 (復水輸送ポンプ)	自主対策設備 手順は「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

第 16 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.13)
(4/15)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
低圧原子炉代替注水槽を水源とした対応	サプレッション・チェンバ 復水貯蔵タンク	(原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時) 原子炉圧力容器への注水	低圧原子炉代替注水槽 低圧原子炉代替注水系 (常設) (低圧原子炉代替注水ポンプ)	重大事故等対処設備	手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 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」にて整備する。
		原子炉格納容器内の冷却	低圧原子炉代替注水槽 格納容器代替スプレイ系 (常設) (低圧原子炉代替注水ポンプ)	重大事故等対処設備	手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
	—	原子炉格納容器下部への注水	低圧原子炉代替注水槽 ベデスタル代替注水系 (常設) (低圧原子炉代替注水ポンプ)	重大事故等対処設備	手順は「1.8 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」にて整備する。

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

第 16 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.13)
(5 / 15)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
補助消火水槽を水源とした対応	サブプレッション・チェンバ 復水貯蔵タンク	(原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時) 原子炉圧力容器への注水	補助消火水槽 消火系 (補助消火ポンプ)	自主対策設備 手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 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」にて整備する。
		原子炉格納容器内の冷却	補助消火水槽 消火系 (補助消火ポンプ)	自主対策設備 手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
	-	原子炉格納容器下部への注水	補助消火水槽 消火系 (補助消火ポンプ)	自主対策設備 手順は「1.8 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」にて整備する。
		燃料プールへの注水	補助消火水槽 消火系 (補助消火ポンプ)	自主対策設備 手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

第 16 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.13)
(6 / 15)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
ろ過水タンクを水源とした対応	サブプレッション・チェンバ復水貯蔵タンク	水 原子炉圧力容器への注 水(原子炉冷却材圧力 バウンダリ低圧時)	ろ過水タンク 消火系(消火ポンプ)	自主対策 設備	手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 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」にて整備する。
		原子炉格納 容器内 の冷却	ろ過水タンク 消火系(消火ポンプ)	自主対策 設備	手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
		原子炉格納 容器下部へ の注水	ろ過水タンク 消火系(消火ポンプ)	自主対策 設備	手順は「1.8 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」にて整備する。
		燃料プール への注水	ろ過水タンク 消火系(消火ポンプ)	自主対策 設備	手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。
		ろ過水タンクを水源とした送水	ろ過水タンク 大量送水車 ホース・接続口 燃料補給設備 ^{*1}	自主対策 設備	原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」
		水 原子炉圧力容器への注 水(原子炉冷却材圧力 バウンダリ低圧時)	ろ過水タンク 低圧原子炉代替注水系(可搬型)(大量送水車、 ホース・接続口等)	自主対策 設備	手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 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」にて整備する。
		原子炉格納 容器内 の冷却	ろ過水タンク 格納容器代替スプレイ系(可搬型)(大量送水車、 ホース・接続口等)	自主対策 設備	手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
		第1ベントファイ ルタスクラバ容 器への補給	ろ過水タンク 大量送水車 ホース・接続口 燃料補給設備 ^{*1}	自主対策 設備	手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」及び「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器 下部への注水	ろ過水タンク 格納容器代替スプレイ系(可搬型)(大量送水車、 ホース・接続口等) ベDESTAL代替注水系(可搬型)(大量送水車、 ホース・接続口等)	自主対策 設備	手順は「1.8 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」にて整備する。
		原子炉ウエル への注水	ろ過水タンク 原子炉ウエル代替注水系(大量送水車、ホース・ 接続口等)	自主対策 設備	手順は「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。
燃料プールへの 注水/スプレイ	ろ過水タンク 燃料プールのスプレイ系(大量送水車、ホース・接 続口等)	自主対策 設備	手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。		

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

第 16 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.13)
(7/15)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
輪谷貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽(西2)を水源とした対応	サブプレッション・チェンバ復水貯蔵タンク	輪谷貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽(西2)を水源とした送水	大量送水車 ホース・接続口 燃料補給設備 ^{※1} 構内監視カメラ(ガスタービン発電機建物屋上) 常設代替交流電源設備 ^{※1} 可搬型代替交流電源設備 ^{※1}	重大事故等対処設備	原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」
			輪谷貯水槽(西1) ^{※2} 輪谷貯水槽(西2) ^{※2}	自主対策設備	
		原子炉圧力容器(原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時)への注水	低圧原子炉代替注水系(可搬型)(大量送水車,ホース・接続口等)	重大事故等対処設備	
	輪谷貯水槽(西1) ^{※2} 輪谷貯水槽(西2) ^{※2}		自主対策設備		
	原子炉格納容器内の冷却	格納容器代替スプレイ系(可搬型)(大量送水車,ホース・接続口等)	重大事故等対処設備	手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。	
		輪谷貯水槽(西1) ^{※2} 輪谷貯水槽(西2) ^{※2}	自主対策設備		
	輪谷貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽(西2)を水源とした対応	第1ベントフィルタスクラバ容器への補給	大量送水車 ホース・接続口 輪谷貯水槽(西1) ^{※2} 輪谷貯水槽(西2) ^{※2}	自主対策設備	手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」及び「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
			原子炉格納容器下部への注水	格納容器代替スプレイ系(可搬型)(大量送水車,ホース・接続口等) ペダスタル代替注水系(可搬型)(大量送水車,ホース・接続口等)	
		輪谷貯水槽(西1) ^{※2} 輪谷貯水槽(西2) ^{※2}		自主対策設備	
		原子炉ウエルへの注水	原子炉ウエル代替注水系(大量送水車,ホース・接続口等) 輪谷貯水槽(西1) ^{※2} 輪谷貯水槽(西2) ^{※2}	自主対策設備	手順は「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。
			燃料プールの注水	燃料プールの注水	
		燃料プールの注水		燃料プールの注水	自主対策設備

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

第 16 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.13)
(8 / 15)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
純水タンクを水源とした対応	サブプレッション・チェンバ復水貯蔵タンク	純水タンクを水源とした送水	純水タンク 大量送水車 ホース・接続口 燃料補給設備*1	自主対策設備 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」
		(原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時)	純水タンク 低圧原子炉代替注水系 (可搬型) (大量送水車, ホース・接続口等)	自主対策設備 手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 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」にて整備する。
		原子炉格納容器内の冷却	純水タンク 格納容器代替スプレイ系 (可搬型) (大量送水車, ホース・接続口等)	自主対策設備 手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
		第1ベントフィルタスクラバ容器への補給	純水タンク 大量送水車 ホース・接続口 燃料補給設備*1	自主対策設備 手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」及び「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器下部への注水	純水タンク 格納容器代替スプレイ系 (可搬型) (大量送水車, ホース・接続口等) ベダスタル代替注水系 (可搬型) (大量送水車, ホース・接続口等)	自主対策設備 手順は「1.8 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」にて整備する。
		原子炉ウエルへの注水	純水タンク 原子炉ウエル代替注水系 (大量送水車, ホース・接続口等)	自主対策設備 手順は「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。
		燃料プールへの注水	純水タンク 燃料プールスプレイ系 (大量送水車, ホース・接続口等)	自主対策設備 手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※2：本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

第 16 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.13)
(9 / 15)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書		
海を水源とした対応	サブプレッション・チェンバ復水貯蔵タンク	海を水源とした送水	大量送水車 ホース・接続口 非常用取水設備 燃料補給設備 ^{※1}	重大事故等 対処設備	原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」	
			大型送水ポンプ車	自主対策 設備		
		原子炉圧力容器への注水 (原子炉冷却材圧力 バウンダリ低圧時)	低圧原子炉代替注水系 (可搬型) (大量送水車, ホース・接続口等)	重大事故等 対処設備		手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 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」にて整備する。
		原子炉格納容器 内の冷却	格納容器代替スプレイ系 (可搬型) (大量送水車, ホース・接続口等)	重大事故等 対処設備		手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
	—	—	原子炉格納容器 下部への注水	格納容器代替スプレイ系 (可搬型) (大量送水車, ホース・接続口等) ペダスタル代替注水系 (可搬型) (大量送水車, ホース・接続口等)	重大事故等 対処設備	手順は「1.8 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」にて整備する。
			原子炉ウエル への注水	原子炉ウエル代替注水系 (大量送水車, ホース・接続口等)	自主対策 設備	手順は「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。
			燃料プールへの 注水 / スプレイ	燃料プールのスプレイ系 (大量送水車, ホース・接続口等)	重大事故等 対処設備	手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。

※1: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2: 本条文【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源 (措置)

第 16 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.13)
(10/15)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
海を水源とした対応	-	原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)による冷却水の確保	原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。) (原子炉補機冷却水ポンプ, 原子炉補機海水ポンプ)	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
		最終ヒートシンク(海)への代替熱輸送	原子炉補機代替冷却系 (移動式代替熱交換設備, 大型送水ポンプ車, ホース・接続口等)	重大事故等対処設備	手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
		大気への放射性物質の拡散抑制	大型送水ポンプ車 放水砲 ホース 燃料補給設備*1	重大事故等対処設備	手順は「1.12 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」にて整備する。
		航空機燃料火災への泡消火	大型送水ポンプ車 ホース 放水砲 泡消火薬剤容器 燃料補給設備*1	重大事故等対処設備	手順は「1.12 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」にて整備する。
ほう酸水貯蔵タンクを水源とした対応	-	原子炉圧力容器へのほう酸水注入	ほう酸水貯蔵タンク ほう酸水注入系 (ほう酸水注入ポンプ)	重大事故等対処設備	手順は「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」及び「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

第 16 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.13)
(11/15)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
低圧原子炉代替注水槽へ水を補給するための対応	-	輪谷貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽(西2)を水源とした補給(淡水/海水)	大量送水車 ホース・接続口 低圧原子炉代替注水槽 燃料補給設備 ^{※1} 構内監視カメラ(ガスタービン発電機建物屋上) 常設代替交流電源設備 ^{※1} 可搬型代替交流電源設備 ^{※1}	重大事故等対処設備	原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水/補給」
			輪谷貯水槽(西1) ^{※2} 輪谷貯水槽(西2) ^{※2}	自主対策設備	
		淡水タンクを水源とした補給	淡水タンク 大量送水車 ホース・接続口 低圧原子炉代替注水槽 燃料補給設備 ^{※1}	自主対策設備	原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水/補給」
		海を水源とした補給	大量送水車 非常用取水設備 ホース・接続口 低圧原子炉代替注水槽 燃料補給設備 ^{※1}	重大事故等対処設備	原子力災害対策手順書 「海水を利用した水源の補給」
			大型送水ポンプ車	自主対策設備	

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

第 16 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.13)
(12/15)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
輪谷貯水槽 (西 1) 又は輪谷貯水槽 (西 2) へ水を補給するための対応	—	輪谷貯水槽 (東 1) 又は輪谷貯水槽 (東 2) から輪谷貯水槽 (西 1) 又は輪谷貯水槽 (西 2) への補給	大量送水車 輪谷貯水槽 (西 1) ※2 輪谷貯水槽 (西 2) ※2 輪谷貯水槽 (東 1) 輪谷貯水槽 (東 2) ホース 燃料補給設備※1 構内監視カメラ (ガスタービン発電機建物屋上) 常設代替交流電源設備※1 可搬型代替交流電源設備※1	自主対策設備	原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水／補給」
		輪谷貯水槽 (西 2) への海水補給	大量送水車 非常用取水設備 ホース 燃料補給設備※1 構内監視カメラ (ガスタービン発電機建物屋上) 常設代替交流電源設備※1 可搬型代替交流電源設備※1	重大事故等対処設備	原子力災害対策手順書 「海水を利用した水源の補給」
		輪谷貯水槽 (西 1) 又は輪谷貯水槽 (西 2) への海水補給	大型送水ポンプ車 輪谷貯水槽 (西 1) ※2 輪谷貯水槽 (西 2) ※2	自主対策設備	
復水貯蔵タンクへ水を補給するための対応	—	輪谷貯水槽 (西 1) 及び輪谷貯水槽 (西 2) を水源とした補給 (淡水／海水)	大量送水車 輪谷貯水槽 (西 1) ※2 輪谷貯水槽 (西 2) ※2 ホース 復水貯蔵タンク 燃料補給設備※1 構内監視カメラ (ガスタービン発電機建物屋上) 常設代替交流電源設備※1 可搬型代替交流電源設備※1	自主対策設備	原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水／補給」
		淡水タンクを水源とした補給	淡水タンク 大量送水車 ホース 復水貯蔵タンク 燃料補給設備※1	自主対策設備	原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水／補給」
		海を水源とした補給	大型送水ポンプ車 大量送水車 非常用取水設備 ホース 復水貯蔵タンク 燃料補給設備※1	自主対策設備	原子力災害対策手順書 「海水を利用した水源の補給」

※1: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2: 本条文【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源 (措置)

第 16 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.13)
(13/15)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
水源を切り替えるための対応	-	原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイスの水源切替え	サブプレッション・チェンバ	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「水位確保」等
			原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイス	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	
			復水貯蔵タンク	自主対策設備	
		低圧原子炉代替注水槽へ補給する水源の切替え	大量送水車 非常用取水設備 ホース 低圧原子炉代替注水槽 燃料補給設備 ^{※1} 構内監視カメラ (ガスタービン発電機建物屋上) 常設代替交流電源設備 ^{※1} 可搬型代替交流電源設備 ^{※1}	重大事故等対処設備	原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水 ／補給」
			大型送水ポンプ車 輪谷貯水槽 (西1) ^{※2} 輪谷貯水槽 (西2) ^{※2} 淡水タンク	自主対策設備	
		輪谷貯水槽 (西1) 及び輪谷貯水槽 (西2) へ補給する水源の切替え	大量送水車 非常用取水設備 ホース 燃料補給設備 ^{※1} 構内監視カメラ (ガスタービン発電機建物屋上) 常設代替交流電源設備 ^{※1} 可搬型代替交流電源設備 ^{※1}	重大事故等対処設備	原子力災害対策手順書 「海水を利用した水源の補 給」 「大量送水車を使用した送水 ／補給」
大型送水ポンプ車 輪谷貯水槽 (西1) ^{※2} 輪谷貯水槽 (西2) ^{※2} 輪谷貯水槽 (東1) 輪谷貯水槽 (東2)	自主対策設備				

※1: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※2: 本条文【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源 (措置)

第 16 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.13)
(14/15)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
水源を切り替えるための対応	-	輸谷貯水槽(西2)から海への切替え	大量送水車 非常用取水設備 ホース 燃料補給設備 ^{*1} 構内監視カメラ(ガスタービン発電機建物屋上) 常設代替交流電源設備 ^{*1} 可搬型代替交流電源設備 ^{*1}	重大事故等対処設備 原子力災害対策手順書 「海水を利用した水源の補給」 「大量送水車を使用した送水／補給」
		復水貯蔵タンクへ補給する水源の切替え	大型送水ポンプ車 大量送水車 非常用取水設備 輸谷貯水槽(西1) ^{*2} 輸谷貯水槽(西2) ^{*2} 淡水タンク ホース 復水貯蔵タンク 燃料補給設備 ^{*1} 構内監視カメラ(ガスタービン発電機建物屋上) 常設代替交流電源設備 ^{*1} 可搬型代替交流電源設備 ^{*1}	自主対策設備 原子力災害対策手順書 「海水を利用した水源の補給」 「大量送水車を使用した送水／補給」
		源(外部水源(低圧原子炉代替注水槽)から内部水(サブプレッション・チェンバへの切替え))	低圧原子炉代替注水槽 サプレッション・チェンバ 低圧原子炉代替注水系(常設)(低圧原子炉代替注水ポンプ) 残留熱代替除去系(残留熱代替除去ポンプ)	重大事故等対処設備 事故時操作要領書(シビアアクシデント) 「注水-2」
		部水源(外部水源(輸谷貯水槽(西1)及び輸谷貯水槽(西2)から内部水(サブプレッション・チェンバへの切替え))	サプレッション・チェンバ ペDESTAL代替注水系(可搬型)(大量送水車, ホース・接続口等) 残留熱代替除去系(残留熱代替除去ポンプ) 燃料補給設備 ^{*1} 構内監視カメラ(ガスタービン発電機建物屋上) 常設代替交流電源設備 ^{*1} 可搬型代替交流電源設備 ^{*1}	重大事故等対処設備 事故時操作要領書(シビアアクシデント) 「注水-4」
			輸谷貯水槽(西1) ^{*2} 輸谷貯水槽(西2) ^{*2}	自主対策設備

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※2:本条【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

第 16 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.13)
(15/15)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
水源を切り替えるための対応	—	淡水タンク 海からへの切替え	大量送水車 大型送水ポンプ車 非常用取水設備 ろ過水タンク ホース 燃料補給設備*1	自主対策設備	原子力災害対策手順書 「海水を利用した水源の補給」 「大量送水車を使用した送水／補給」

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

(n) 「1.14 電源の確保に関する手順等」

i 重大事故等対策に係る手順

電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中において原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するため、代替電源から給電するための対処設備及び手順を整備する。

ii 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中において原子炉内燃料体の著しい損傷を緩和するため、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中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合の現場での可搬型計測器によるプラントパラメータ計測、監視手順及び中央制御室損傷時の現場と緊急時対策所の通信連絡手順を整備する。

大規模損壊発生時に電源の確保手順の例を次に示す（第17表参照）。

- ・外部電源及び非常用交流電源設備による給電が見込めない場合、非常用高圧母線D系及び非常用高圧母線C系の順に復旧し、常設代替交流電源設備から非常用所内電気設備へ給電する。（緊急用メタクラを経由するため、代替所内電気設備への給電も同時に行われる）
- ・当該号炉で外部電源、非常用交流電源設備及び常設代替交流電源設備による非常用高圧母線C系及び非常用高圧母線D系への給電が見込めない場合、号炉間電力融通ケーブルを使用して他号炉の非常用高圧母線から当該号炉の非常用高圧母線C系又は非常用高圧母線D系までの電路を構成し、他号炉から給電する。
- ・外部電源、非常用交流電源設備、常設代替交流電源設備及び号炉間電力融通ケーブルによる非常用高圧母線C系及び非常用高圧母線D系への給電が見込めない場合、可搬型代替交流電源設備（高圧発電機車）を高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）、高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）又は緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続し、非常用高圧母線C系又は非常用高圧母線D系へ給電する。
- ・外部電源及び非常用交流電源設備の機能喪失時に、常設代替交流電源設備、号炉間電力融通ケーブル及び可搬型代替交流電源設備による交流入力電源の復旧が見込めない場合、可搬型直流電源設備（高圧発電機車、B 1 - 115V系充電器（SA）、SA用115V系充電器及び230V系充電器（常用））により直流電源を接続し、B -

115V系直流盤（S A）, S A対策設備用分電盤（2）, 230V系直流盤（R C I C）へ給電する。

- 外部電源及び非常用交流電源設備の機能喪失時に, 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備が機能喪失した場合で, かつ可搬型直流電源設備（高圧発電機車, B 1 - 115V系充電器（S A）, S A用115V系充電器及び230V系充電器（常用））による直流電源の給電ができない場合に, 直流給電車をB - 115V系直流盤, 230V系直流盤（R C I C）, B - 115V系直流盤（S A）及び230V系直流盤（常用）に接続し, 直流電源を給電する。
- 非常用所内電気設備の電源給電機能が喪失した場合は, 代替交流電源設備である常設代替交流電源設備（又は可搬型代替交流電源設備）から代替所内電気設備へ給電するとともに, 代替直流電源設備である可搬型直流電源設備の電路として代替所内電気設備を使用する。

第 17 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.14)
(1 / 5)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	-	非常用交流電源設備による給電	非常用ディーゼル発電機 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 非常用ディーゼル発電機燃料デイトンク 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料デイトンク 非常用ディーゼル発電機～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機～非常用高圧母線 H P C S 系電路 原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。) *1 高圧炉心スプレイ補機冷却系 (高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。) *1 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ 非常用ディーゼル発電機燃料移送系 配管・弁 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送系 配管・弁	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「外部電源喪失時対応手順」 「電源復旧」
			非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク	重大事故等対処設備	
		非常用直流電源設備による給電	高圧炉心スプレイ系蓄電池 *2 高圧炉心スプレイ系充電器 高圧炉心スプレイ系蓄電池及び充電器～直流母線電路	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「電源復旧」
			A-115V 系蓄電池 *2 B-115V 系蓄電池 *2 B1-115V 系蓄電池 (SA) *2 230V 系蓄電池 (R C I C) *2 A-原子炉中性子計装用蓄電池 *2 B-原子炉中性子計装用蓄電池 *2 A-115V 系充電器 B-115V 系充電器 B1-115V 系充電器 (SA) 230V 系充電器 (R C I C) A-原子炉中性子計装用充電器 B-原子炉中性子計装用充電器 A-115V 系蓄電池及び充電器～直流母線電路 B-115V 系蓄電池及び充電器～直流母線電路 B1-115V 系蓄電池 (SA) 及び充電器～直流母線電路 230V 系蓄電池 (R C I C) 及び充電器～直流母線電路 A-原子炉中性子計装用蓄電池及び充電器～直流母線電路 B-原子炉中性子計装用蓄電池及び充電器～直流母線電路	重大事故等対処設備	

※1 : 手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※2 : A-115V 系蓄電池, B-115V 系蓄電池, SA用 115V 系蓄電池, 高圧炉心スプレイ系蓄電池, A-原子炉中性子計装用蓄電池, B-原子炉中性子計装用蓄電池, B1-115V 系蓄電池 (SA) 及び 230V 系蓄電池 (R C I C) からの給電は, 運転員による操作不要の動作である。

第 17 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.14)
(2 / 5)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
代替交流電源設備による給電	非常用交流電源設備 (全交流動力電源喪失)	常設代替交流電源設備による給電	ガスタービン発電機 ガスタービン発電機用サービスタンク ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ ガスタービン発電機用燃料移送系 配管・弁 ガスタービン発電機～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路 ガスタービン発電機～S A ロードセンタ電路 ガスタービン発電機～S A ロードセンタ～S A 1 コントロールセンタ電路 ガスタービン発電機～S A ロードセンタ～S A 2 コントロールセンタ電路 ガスタービン発電機～高圧発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物西側) 電路 高圧発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物西側) ～原子炉補機代替冷却系電路 ガスタービン発電機～高圧発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物南側) 電路 高圧発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物南側) ～原子炉補機代替冷却系電路 ガスタービン発電機用軽油タンク	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「外部電源喪失時対応手順」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「G T G による C, D-M/C 受電」 原子力災害対策手順書 「ガスタービン発電機の現場起動による電源確保」
		電気設備による給電	号炉間電力融通ケーブル (常設) 号炉間電力融通ケーブル (常設) ～常用高圧母線 A 系～非常用高圧母線 C 系電路 号炉間電力融通ケーブル (常設) ～常用高圧母線 B 系～非常用高圧母線 D 系電路 号炉間電力融通ケーブル (可搬型) 号炉間電力融通ケーブル (可搬型) ～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路	自主対策設備	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「外部電源喪失時対応手順」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「号炉間融通による C, D-M/C 受電」 原子力災害対策手順書 「号炉間電力融通ケーブルを使用した M/C C 系又は M/C D 系電源確保」
		可搬型代替交流電源設備による給電	高圧発電機車 高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物西側) 電路 高圧発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物西側) ～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路 高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物南側) 電路 高圧発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物南側) ～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路 高圧発電機車～緊急用メタクラ接続プラグ盤電路 緊急用メタクラ接続プラグ盤～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路 高圧発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物西側) ～S A 1 コントロールセンタ及び S A 2 コントロールセンタ電路 高圧発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物南側) ～S A 1 コントロールセンタ及び S A 2 コントロールセンタ電路 緊急用メタクラ接続プラグ盤～S A 1 コントロールセンタ及び S A 2 コントロールセンタ電路 ガスタービン発電機用軽油タンク ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク ホース タンクローリ	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「外部電源喪失時対応手順」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「高圧発電機車による C, D-M/C 受電」 原子力災害対策手順書 「高圧発電機車による緊急用メタクラ接続プラグ盤からの電源確保」 「高圧発電機車によるメタクラ切替盤を使用した M/C C 系又は M/C D 系電源確保」 「タンクローリから各機器等への給油」

※ 1 : 手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※ 2 : A-115V 系蓄電池, B-115V 系蓄電池, S A 用 115V 系蓄電池, 高圧炉心スプレイ系蓄電池, A-原子炉中性子計装用蓄電池, B-原子炉中性子計装用蓄電池, B 1-115V 系蓄電池 (S A) 及び 230V 系蓄電池 (R C I C) からの給電は, 運転員による操作不要の動作である。

第 17 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.14)
(3 / 5)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
代替直流電源設備による給電	非常用交流電源設備 (全交流動力電源喪失) 非常用直流電源設備 (蓄電池枯渇)	所内常設蓄電式直流電源設備による給電	B-115V 系蓄電池*2 B1-115V 系蓄電池 (SA)*2 230V 系蓄電池 (RCIC)*2 SA 用 115V 系蓄電池*2 B-115V 系充電器 B1-115V 系充電器 (SA) SA 用 115V 系充電器 230V 系充電器 (RCIC) B-115V 系蓄電池及び充電器～直流母線回路 B1-115V 系蓄電池 (SA) 及び充電器～直流母線回路 230V 系蓄電池 (RCIC) 及び充電器～直流母線回路 SA 用 115V 系蓄電池及び充電器～直流母線回路	重大事故等対処設備 事故時操作要領書 (徴候ベース) 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「B1-115V 系蓄電池 (SA) による B-115V 系直流盤受電」 「充電器復旧, 中央監視計器復旧」
	非常用交流電源設備 (全交流動力電源喪失) 非常用直流電源設備 (常設直流電源系統喪失)	常設代替直流電源設備による給電	SA 用 115V 系蓄電池*2 SA 用 115V 系充電器 SA 用 115V 系蓄電池及び充電器～直流母線回路	重大事故等対処設備 事故時操作要領書 (徴候ベース) 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「SA 用 115V 系蓄電池による B-115V 系直流盤受電」
	非常用交流電源設備 (全交流動力電源喪失) 非常用直流電源設備 (蓄電池枯渇)	可搬型直流電源設備による給電	高圧発電機車 B1-115V 系充電器 (SA) SA 用 115V 系充電器 230V 系充電器 (常用) 高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物西側) 電路 高圧発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物西側)～直流母線回路 高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物南側) 電路 高圧発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物南側)～直流母線回路 高圧発電機車～緊急用メタクラ接続プラグ盤電路 緊急用メタクラ接続プラグ盤～直流母線回路 ガスタービン発電機用軽油タンク ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク ホース タンクローリ	重大事故等対処設備 事故時操作要領書 (徴候ベース) 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「高圧発電機車による SA-L/C, C/C 受電」 「充電器復旧, 中央監視計器復旧」 原子力災害対策手順書 「高圧発電機車による緊急用メタクラ接続プラグ盤からの電源確保」 「高圧発電機車によるメタクラ切替盤を使用した緊急用 M/C 電源確保」 「高圧発電機車による直流電源確保時の可搬ケーブルを使用した中央制御室排風機電源確保」 「タンクローリから各機器等への給電」
		直流給電車による給電	高圧発電機車 直流給電車 115V 直流給電車 230V 高圧発電機車～直流給電車～直流給電車接続プラグ収納箱 (原子炉建物南側) 電路 直流給電車接続プラグ収納箱 (原子炉建物南側)～直流母線回路 高圧発電機車～直流給電車～直流給電車接続プラグ収納箱 (廃棄物処理建物南側) 電路 直流給電車接続プラグ収納箱 (廃棄物処理建物南側)～直流母線回路 ガスタービン発電機用軽油タンク ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク ホース タンクローリ	自主対策設備 事故時操作要領書 (徴候ベース) 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「直流給電車による直流盤受電」 原子力災害対策手順書 「直流給電車を使用した直流盤電源確保」 「タンクローリから各機器等への給電」

※1 : 手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※2 : A-115V 系蓄電池, B-115V 系蓄電池, SA 用 115V 系蓄電池, 高圧炉心スプレイ系蓄電池, A-原子炉中性子計装用蓄電池, B-原子炉中性子計装用蓄電池, B1-115V 系蓄電池 (SA) 及び 230V 系蓄電池 (RCIC) からの給電は, 運転員による操作不要の動作である。

第 17 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.14)
(4 / 5)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
号炉間連絡ケーブルを使用した直流電源確保	非常用交流電源設備 (全交流動力電源喪失) 非常用直流電源設備 (蓄電池枯渇)	号炉間連絡ケーブルを使用した直流電源確保	号炉間連絡ケーブル	自主対策設備 事故時操作要領書 (徴候ベース) 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「低圧電源融通」
代替所内電気設備による給電	非常用所内電気設備	代替所内電気設備による給電	緊急用メタクラ メタクラ切替盤 緊急用メタクラ接続プラグ盤 高圧発電機車接続プラグ収納箱 SAロードセンタ SA1コントロールセンタ SA2コントロールセンタ 充電器電源切替盤 SA電源切替盤 重大事故操作盤 非常用高圧母線C系 非常用高圧母線D系	重大事故等対処設備 事故時操作要領書 (徴候ベース) 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「GTGによるSA-L/C, C/C受電」 「主要弁の電源切替」 「高圧発電機車によるSA-L/C, C/C受電」 原子力災害対策手順書 「ガスタービン発電機の現場起動による電源確保」 「高圧発電機車による緊急用メタクラ接続プラグ盤からの電源確保」 「高圧発電機車によるメタクラ切替盤を使用した緊急用M/C電源確保」 「タンクローリから各機器等への給油」
			非常用コントロールセンタ切替盤	自主対策設備
非常用ディーゼル発電機	非常用ディーゼル発電機	常設代替交流電源設備による給電	ガスタービン発電機 ガスタービン発電機用サービスタンク ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ ガスタービン発電機用燃料移送系 配管・弁 ガスタービン発電機～非常用高圧母線C系及びD系電路 ガスタービン発電機～SAロードセンタ電路 ガスタービン発電機～SAロードセンタ～SA1コントロールセンタ電路 ガスタービン発電機～SAロードセンタ～SA2コントロールセンタ電路 ガスタービン発電機～高圧発電機車接続プラグ収納箱(原子炉建物西側)電路 高圧発電機車接続プラグ収納箱(原子炉建物西側)～原子炉補機代替冷却系電路 ガスタービン発電機～高圧発電機車接続プラグ収納箱(原子炉建物南側)電路 高圧発電機車接続プラグ収納箱(原子炉建物南側)～原子炉補機代替冷却系電路 ガスタービン発電機用軽油タンク	重大事故等対処設備 事故時操作要領書 (徴候ベース) 「外部電源喪失時対応手順」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「GTGによるC, D-M/C受電」 原子力災害対策手順書 「ガスタービン発電機の現場起動による電源確保」

※1：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※2：A-115V系蓄電池，B-115V系蓄電池，SA用115V系蓄電池，高圧炉心スプレイ系蓄電池，A-原子炉中性子計装用蓄電池，

B-原子炉中性子計装用蓄電池，B1-115V系蓄電池(SA)及び230V系蓄電池(RCIC)からの給電は，運転員による操作不要の動作である。

第 17 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.14)
(5 / 5)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替交流電源による給電	非常用ディーゼル発電機	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による給電	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料デイトンク 高圧炉心スプレイ補機冷却系 (高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。) *1 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送系配管・弁 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「外部電源喪失時対応手順」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「HPCS-DEGによるC, D-M/C受電」
			自主対策設備		
		電気設備による給電	号炉間電力融通ケーブル (常設) ~ 常用高圧母線A系~非常用高圧母線C系電路 号炉間電力融通ケーブル (常設) ~ 常用高圧母線B系~非常用高圧母線D系電路 号炉間電力融通ケーブル (可搬型) 号炉間電力融通ケーブル (可搬型) ~ 非常用高圧母線C系及びD系電路	自主対策設備	
燃料の補給	—	燃料補給設備による給電	高圧発電機車 高圧発電機車~高圧発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物西側) 電路 高圧発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物西側) ~非常用高圧母線C系及びD系電路 高圧発電機車~高圧発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物南側) 電路 高圧発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物南側) ~非常用高圧母線C系及びD系電路 高圧発電機車~緊急用メタクラ接続プラグ盤電路 緊急用メタクラ接続プラグ盤~非常用高圧母線C系及びD系電路 高圧発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物西側) ~SA1コントロールセンタ及びSA2コントロールセンタ電路 高圧発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物南側) ~SA1コントロールセンタ及びSA2コントロールセンタ電路 緊急用メタクラ接続プラグ盤~SA1コントロールセンタ及びSA2コントロールセンタ電路 ガスタービン発電機用軽油タンク ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク ホース タンクローリ	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「外部電源喪失時対応手順」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「高圧発電機車によるC, D-M/C受電」 原子力災害対策手順書 「高圧発電機車による緊急用メタクラ接続プラグ盤からの電源確保」 「高圧発電機車によるメタクラ切替盤を使用したM/C C系又はM/C D系電源確保」 「タンクローリから各機器等への給電」
			ガスタービン発電機用軽油タンク ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク ホース タンクローリ	重大事故等対処設備	原子力災害対策手順書 「軽油タンク等を使用したタンクローリへの燃料積載」 「タンクローリから各機器等への給電」

※1 : 手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※2 : A-115V系蓄電池, B-115V系蓄電池, SA用115V系蓄電池, 高圧炉心スプレイ系蓄電池, A-原子炉中性子計装用蓄電池, B-原子炉中性子計装用蓄電池, B1-115V系蓄電池 (SA) 及び230V系蓄電池 (RCIC) からの給電は, 運転員による操作不要の動作である。

(o) 「2.1 可搬型設備等による対応手順等」

大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時に使用する設備と手順については、先に記載した(b)項から(n)項で示した重大事故等対策で整備する手順等を活用することで「炉心の著しい損傷を緩和するための対策」, 「原子炉格納容器の破損を緩和するための対策」, 「燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策」, 「放射性物質の放出を低減させるための対策」及び「大規模な火災が発生した場合における消火活動」の措置を行う。

さらに、柔軟な対応を行うため上記の手順に加えて、以下の大規模損壊に特化した手順を整備する(第18表参照)。

i 現場での可搬型計測器によるパラメータ計測及び監視手順

中央制御室が機能喪失する場合を想定し、現場での可搬型計測器によるパラメータ監視手順を整備する。

ii 中央制御室損傷時の通信連絡手順

中央制御室が機能喪失する場合を想定し、現場と緊急時対策所が直接連絡できる手順を整備する。

第 18 表 大規模損壊に特化した手順

想定	対応手段	対応手順	対処設備	整備する手順書の分類
中央制御室が機能喪失する場合	監視機能の回復	現場での可搬型計測器によるパラメータ計測及び監視手順	可搬型計測器	大規模損壊時に対応する手順
	連絡手段の確保	中央制御室損傷時の通信連絡手順	衛星電話設備 有線式通信設備	大規模損壊時に対応する手順

- c. b. 項に示す大規模損壊への対応手順書は，万一を考慮し中央制御室の機能が喪失した場合も対応できるよう整備する。
- d. b. 項に示す大規模損壊への対応手順書は，地震，津波及び地震と津波の重畳により発生する可能性のある大規模損壊に対して，また，P R A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及び津波特有の事象として発生する事故シーケンスについて，当該事故により発生する可能性のある重大事故等及び大規模損壊への対応も考慮する。
- 加えて，大規模損壊発生時に，同等の機能を有する可搬型重大事故等対処設備，常設重大事故等対処設備及び設計基準事故対処設備が同時に機能喪失することなく，炉心注水，電源確保及び放射性物質拡散抑制等の各対策が上記設備のいずれかにより達成できるよう構成する。
- e. 発電用原子炉施設において整備する大規模損壊発生時の対応手順については，大規模損壊に関する考慮事項等，米国におけるNE Iガイドの考え方も参考とする。また，当該ガイドの要求内容に照らして発電用原子炉施設の対応状況を確認する。

2.1.2.2 大規模損壊の発生に備えた体制の整備

大規模損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合における体制については、重大事故等時の対応体制を基本とするが、大規模損壊の発生により、要員の被災等による非常時の体制が部分的に機能しない場合(中央制御室の機能喪失を含む。)でも流動性を持って柔軟に対応できる体制を整備する。

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対応のための体制を整備、充実するために、大規模損壊対応に係る必要な計画の策定並びに重大事故等に対処する要員に対する教育及び訓練を付加して実施し体制の整備を図る。

(1) 大規模損壊への対応のための要員への教育及び訓練の実施

大規模損壊発生時において、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するために必要な力量を確保するため、重大事故等に対処する要員への教育及び訓練については、重大事故等対策の対処に係る教育及び訓練に加え、過酷な状況下においても柔軟に対処できるよう大規模損壊発生時に対応する手順及び事故対応用の資機材の取扱い等を習得するための教育及び訓練を実施する。また、緊急時対策要員の役割に応じて付与される力量に加え、流動性をもって柔軟に対応できるような力量を確保していくことにより、本来の役割を担う要員以外の要員でも対応できるよう教育及び訓練の充実を図る。必要となる力量を第19表に示す。

- a. 大規模損壊発生時に対応する手順及び事故対応用の資機材の取扱い等を習得するための教育及び訓練を実施する。
- b. 緊急時対策要員については、要員の役割に応じて付与される力量に加え、例えば要員の被災等が発生した場合においても、優先順位の高い緩和措置の実施に遅れが生じることがないように、臨機応変な配員変更に対応できる知識及び技能習得による要員の多能化を計画的に実施する。
- c. 原子力防災管理者及びその代行者を対象に、通常 of 指揮命令系統が機能しない場合及び残存する資源等を最大限活用しなければならない事態を想定した個別の教育及び訓練を実施する。
- d. 大規模損壊発生時に対応する組織とそれを支援する組織の実効性等を確認するための定期的な総合訓練を継続的に実施する。

第19表 大規模損壊発生時の対応に係る発電所要員の力量管理について

要員	必要な作業	必要な力量
緊急時対策要員 ・本部長，本部員， 各統括	○発電所における災害対策活動の実施	○事故状況の把握 ○対応判断 ○的確な指揮 ○各班との連携
緊急時対策要員 ・上記以外の要員	○発電所における災害対策活動の実施 （統括／班長指示による） ○関係箇所への情報提供 ○各班要員の活動状況把握	○所掌内容の理解 ○対策本部との情報共有 ○各班との連携
運転員	○事故状況の把握 ○事故拡大防止に必要な運転上の措置 ○除熱機能確保に伴う措置	○確実なプラント状況把握 ○運転操作 ○事故対応手順の理解
実施組織 （運転員除く。）	○復旧対策の実施 ・資機材の移動，電源車による給電， 原子炉への注水，燃料プールへの 注水等 ○消火活動	○個別手順の理解 ○資機材の取り扱い ○配置場所の把握
技術支援組織	○事故拡大防止対策の検討 ○放射線・放射能の状況把握	○事故状況の把握 ○各班との情報共有 ○個別手順の理解 ○資機材の取扱い
運営支援組織	○資材の調達及び輸送 ○社外関係機関への通報・連絡	○各班との情報共有 ○個別手順の理解 ○資機材の取扱い

(2) 大規模損壊発生時の体制

緊急時対策本部は、大規模損壊の緩和措置を実施する実施組織及びその支援組織から構成されており、それぞれの機能ごとに責任者を定め、役割分担を明確にし、効果的な大規模損壊の緩和措置を実施し得る体制とする。また、複数号炉の同時被災の場合においても、重大事故等対処設備を使用して炉心損傷や原子炉格納容器の破損等に対応できる体制とする。

大規模損壊の発生により、要員の被災等による非常時の体制が部分的に機能しない場合（中央制御室の機能喪失を含む。）でも流動性を持って柔軟に対応できる体制を整備する。

- a. 夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）においても発電所構内に緊急時対策要員31名、運転員9名及び火災発生時の初期消火活動に対応するための自衛消防隊7名の合計47名を常時確保し、大規模損壊発生時は指示者が初動の指揮を執る体制を整備する。なお、2号炉原子炉運転停止中[※]については、中央制御室の2号運転員を5名とする。

※ 原子炉の状態が冷温停止（原子炉冷却材温度が100℃未満）及び燃料交換の期間

また、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生により、中央制御室（運転員を含む。）が機能しない場合もあらかじめ想定し、重大事故等に対処する要員で役割を変更する要員に対して事前に周知しておくことで混乱することなく迅速な対応を可能とする。

- b. 大規模損壊発生時において、重大事故等に対処する要員として参集が期待される社員寮、社宅等の重大事故等に対処する要員の発電所へのアクセスルートは複数確保し、その中から通行可能なルートを選択し発電所へ参集する。

なお、プラント状況が確実に入手できない場合は、あらかじめ定めた構外参集拠点にて、発電所の状況等の確認を行った後、発電所へ参集する。

- c. 大規模な自然災害が発生した場合には、発電所構内に常時確保する重大事故等に対処する要員47名の中に被災者が発生する可能性があることに加え、社員寮、社宅等からの交替要員参集に時間を要する可能性があるが、その場合であっても、運転員及び自衛消防隊を含む発電所構内に常駐する要員により、優先する対応手順を、必要とする要員数未満で対応することで交替要員が到着するまでの間も事故対応を行えるよう体制を整備する。

(3) 大規模損壊発生時の要員確保及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考え方

大規模損壊発生時には、通常の原子力防災体制での指揮命令系統が機能しな

い場合も考えられる。このような状況においても、発電所構内に勤務している重大事故等に対処する要員により指揮命令系統を確立できるよう、大規模損壊発生時に対応するための体制を整備する。

- a. 大規模損壊への対応に必要な要員を常時確保するため、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）における重大事故等に対処する要員は、地震、津波等の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、地震、津波等の大規模な自然災害によって、待機場所への影響が考えられる場合は、屋外への退避及び高台への避難等を行う。なお、建物の損壊等により要員が被災するような状況においても、発電所構内に勤務している他の要員を活用する等の柔軟な対応をとることを基本とする。
- b. 地震、津波等の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の発生により、通常の子力防災体制での指揮命令系統が機能しない場合も考慮し、原子力防災管理者の代行者をあらかじめ複数定めることで体制を維持する。
- c. プルーム通過時は、大規模損壊対応への指示を行う緊急時対策要員と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要員は緊急時対策所、運転員は中央制御室待避室及び緊急時対策所にとどまり、その他の緊急時対策要員及び自衛消防隊は発電所構外へ一時退避し、その後、緊急時対策本部長の指示に基づき再参集する。
- d. 大規模損壊と同時に大規模な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、自衛消防隊は消火活動を実施する。また、緊急時対策本部長が、事故対応を実施又は継続するために、放水砲等による泡消火の実施が必要と判断した場合は、緊急時対策要員を火災対応の指揮命令系統の下で活動する自衛消防隊の指揮下で消火活動に従事させる。

(4) 大規模損壊発生時の対応拠点

大規模損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合において、緊急時対策本部長を含む緊急時対策本部の緊急時対策要員が対応を行う拠点は、緊急時対策所を基本とする。緊急時対策所の健全性（居住性確保、通信連絡機能等）が確認できない場合は、代替可能なスペースを有する建物を活用することにより緊急時対策本部の指揮命令系統を維持する。

また、運転員の拠点については、中央制御室が機能している場合は中央制御室とするが、中央制御室が機能していない場合や火災等により運転員に危険が及ぶおそれがある場合は、施設の損壊状況及び対応可能な要員等を勘案し、緊

急時対策本部が適切な拠点を選定する。

(5) 大規模損壊発生時の支援体制の確立

a. 緊急時対策総本部体制の確立

大規模損壊発生時における緊急時対策総本部の設置による発電所への支援体制は、「技術的能力審査基準1.0」で整備する支援体制と同様である。

b. 外部支援体制の確立

大規模損壊発生時における発電所への外部支援体制は、「技術的能力審査基準1.0」で整備する原子力災害発生時の外部支援体制と同様である。

2.1.2.3 大規模損壊の発生に備えた設備及び資機材の配備

大規模損壊の発生に備え、2.1.2.1項における大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うために必要な重大事故等対処設備及び資機材を次に示す基本的な考え方にに基づき配備する。

(1) 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必要な設備の配備及び当該設備の防護の基本的な考え方

可搬型重大事故等対処設備は、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配備し、同等の機能を有する設計基準事故対処設備及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、大規模な自然災害又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保管場所を分散しかつ十分離して配備する。

- a. 屋外の可搬型重大事故等対処設備は、基準地震動を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、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の不足及び地下構造物の損壊等の影響を受けない場所に保管する。
- b. 原子炉建物外から電力又は水を供給する可搬型重大事故等対処設備のうち、少なくとも1セットは、基準津波を超える津波に対して余裕を有する高台に保管する。
- c. 屋外に保管する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る影響を考慮して、原子炉建物、タービン建物及び廃棄物処理建物から100m以上の離隔距離を確保するとともに、当該可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備から100m以上の離隔距離を確保したうえで、当該建物及び当該設備と同時に影響を受けない場所に分散して配備する。
- d. 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。原子炉建物外から電力又は水を供給する可搬型重大事故等対処設備は、アクセスルートを確認した複数の接続口を設ける。
- e. 地震、津波、大規模な火災等の発生に備え、アクセスルートを確認するために、速やかに消火及びがれき撤去が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。

(2) 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

大規模損壊発生時の対応に必要な資機材については、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及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、原子炉建物、制御室建物及び廃棄物処理建物から100m以上離隔をとった場所に、分散して配備する。

- a. 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。
- b. 地震及び津波のような大規模な自然災害による油タンク火災、又は故意による大型航空機の衝突に伴う大規模な航空機燃料火災の発生に備え、必要な消火活動を実施するために着用する防護具、消火薬剤等の資機材及び大型送水ポンプ車や放水砲等の消火設備を配備する。
- c. 炉心損傷及び原子炉格納容器の破損による高線量の環境下において、事故対応のために着用する全面マスク、高線量対応防護服、個人線量計等の必要な資機材を配備する。
- d. 化学薬品等が流出した場合に備えて、マスク、長靴等の資機材を配備する。
- e. 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。
- f. 大規模損壊発生時において、指揮者と現場間、発電所外等との連絡に必要な通信連絡設備を確保するため、多様な複数の通信連絡設備を整備する。また、通常の通信連絡設備が使用不能な場合を想定した通信連絡設備として、衛星電話設備、無線通信設備、有線式通信設備及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。さらに、消火活動専用の通信連絡が可能な無線通信設備を配備する。
- g. 大規模損壊に特化した手順に使用する資機材を配備する。

2.1.3 まとめ

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により、プラント監視機能の喪失、建物の損壊に伴う広範囲な機能の喪失等の大規模な損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合の対応措置として、発電用原子炉施設内において有効に機能する運転員を含む人的資源、設計基準事故対応設備、重大事故等対応設備等の物的資源及びその時点で得られる発電所構内外の情報を活用することにより、様々な事態において柔軟に対応できる「手順書の整備」、
「体制の整備」及び「設備・資機材の整備」を行う方針とする。

「手順書の整備」においては、大規模な火災の発生に伴う消火活動を実施する場合及び発電用原子炉施設の状況把握が困難である場合も考慮し、可搬型重大事故等対応設備による対応を考慮した多様性及び柔軟性を有するものとして整備する。

「体制の整備」においては、指揮命令系統が機能しなくなる等の通常の体制の一部が機能しない場合を考慮した対応体制を構築するとともに、原子力防災組織の実効性等を確認するため、大規模損壊となる種々の想定に対して本部要員が対応方針を決定し指示を出すまでの図上訓練、緊急時対策要員が必要となる力量を習得及び維持するための教育・訓練を実施する。

「設備・資機材の整備」においては、可搬型重大事故等対応設備は、同等の機能を有する設計基準事故対応設備及び常設重大事故等対応設備と同時に機能喪失することのないよう、発電所の敷地特性を活かし、原子炉建物外から電力又は水を供給する可搬型重大事故等対応設備のうち少なくとも1セットは構内の高台に分散配置するとともに、原子炉建物、タービン建物及び廃棄物処理建物から離隔距離を置いて配備する。

大規模損壊への対応として整備する「手順書」、
「体制」及び「設備・資機材」については、今後とも新たな知見や教育・訓練の結果を取り入れることで、継続的に改善を図っていく。

大規模損壊を発生させる可能性のある大規模な自然現象の
抽出プロセスについて

1. 外部事象の収集

島根原子力発電所での設計上考慮すべき事象の選定に当たっては、安全性の観点から考慮すべき外部事象を幅広く検討するために、以下の資料を参考に網羅的に自然現象 55 事象（第 1 表参照）の収集を行った。

- ① Specific Safety Guide No. SSG-3 “Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants” , IAEA, April 2010
- ② NEI 12-06 [Rev. 0] “DIVERSE AND FLEXIBLE COPING STRATEGIES (FLEX) IMPLEMENTATION GUIDE” , NEI, August 2012
- ③ 「日本の自然災害」国会資料編纂会 1998 年 4 月
- ④ NUREG/CR-2300 “PRA PROCEDURES GUIDE” , NRC, January 1983
- ⑤ ASME/ANS RA-Sa-2009 “Addenda to ASME/ANS RA-S-2008 Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications” , ASME/ANS, February 2009
- ⑥ 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」（制定：平成 25 年 6 月 19 日）
- ⑦ 「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（制定：平成 25 年 6 月 19 日）
- ⑧ NEI 06-12 “B. 5. b Phase2&3 Submittal Guideline” , NEI, December 2006 -2011. 5 NRC 公表
- ⑨ 「外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準：2014」
一般社団法人 日本原子力学会 2014 年 12 月

第1表 文献より収集した自然現象（1／2）

No	外部事象	外部ハザードを抽出した文献等								
		①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧	⑨
1-1	風（台風）	○	○	○	○	○	○	○		○
1-2	竜巻	○	○	○	○	○	○	○		○
1-3	高温	○	○	○	○	○				○
1-4	低温（凍結）	○	○	○	○	○	○	○		○
1-5	極限的な気圧	○								○
1-6	降雨（豪雨）	○	○	○	○	○	○	○		○
1-7	積雪（豪雪）	○	○	○	○	○	○	○		○
1-8	ひょう	○	○	○	○	○				○
1-9	もや	○								
1-10	霜	○	○	○	○	○				○
1-11	干ばつ	○	○	○	○	○				○
1-12	塩害，塩雲	○								○
1-13	砂嵐	○	○		○	○				○
1-14	落雷	○	○	○	○	○	○	○		○
1-15	隕石	○	○		○	○				○
1-16	地面の隆起	○		○						○
1-17	動物	○								○
1-18	火山（火山活動・降灰）	○	○	○	○	○	○	○		○
1-19	雪崩	○	○	○	○	○				○
1-20	地滑り	○	○	○	○	○	○			○
1-21	地震	○	○	○	○	○	○	○		○
1-22	カルスト	○								○
1-23	地下水による浸食	○								
1-24	海岸浸食（水面下の浸食）	○	○		○	○				○
1-25	湖又は河川の水位低下	○	○		○	○				○
1-26	湖又は河川の水位上昇	○		○	○					
1-27	海水面低	○								○
1-28	海水面高	○		○						○
1-29	高水温（海水温高）	○								○
1-30	低水温（海水温低）	○		○						○
1-31	海底地滑り	○								
1-32	氷結（水面の凍結）	○	○		○	○				○
1-33	氷晶	○								○
1-34	氷壁	○								○
1-35	水中の有機物質	○								
1-36	生物学的事象		○			○	○	○		○
1-37	津波	○	○	○	○	○	○	○		○
1-38	太陽フレア，磁気嵐		○							○
1-39	洪水		○	○	○	○	○			○
1-40	濃霧		○		○	○				○
1-41	森林火災	○	○	○	○	○	○	○		○
1-42	草原火災		○							○
1-43	満潮		○		○	○				○
1-44	ハリケーン		○		○	○				
1-45	河川の迂回		○		○	○				○
1-46	静振		○	○	○	○				○

第1表 文献より収集した自然現象（2／2）

No	外部事象	外部ハザードを抽出した文献等								
		①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧	⑨
1-47	陥没		○	○						○
1-48	高潮		○	○	○	○				○
1-49	波浪		○	○	○	○				○
1-50	土石流			○						○
1-51	土砂崩れ（山崩れ，崖崩れ）			○						
1-52	泥湧出			○						
1-53	水蒸気，熱湯噴出			○						○
1-54	土壌の収縮又は膨張		○	○	○	○				○
1-55	毒性ガス		○	○	○	○				○

(1) 各事象の影響度評価と選定

各自然現象について、想定される発電所への影響（損傷・機能喪失モード）を踏まえ、設計基準を超えるような非常に過酷な状況を想定した場合に考え得る起因事象について評価し、その結果から特にプラントの安全性に影響を与える可能性がある事象を選定した（第2表参照）。

選定に当たっては、そもそも島根原子力発電所において発生する可能性があるか、非常に過酷な状況を想定した場合、プラントの安全性が損なわれる可能性があるか、影響度の大きさから代表事象による評価が可能かといった観点で確認した。

(2) 選定結果

上記評価の結果、過酷な状況となる可能性がある事象であって、影響の程度評価を行うべき外部事象を以下のとおり選定した。

- ・ 地震
- ・ 津波
- ・ 地震と津波の重畳
- ・ 竜巻
- ・ 凍結
- ・ 積雪
- ・ 落雷
- ・ 地滑り・土石流
- ・ 火山の影響
- ・ 森林火災
- ・ 隕石

第2表 評価対象自然現象評価結果 (1 / 15)

No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考え得る起因事象等
1	風 (台風)	①荷重 (風圧, 気圧差及び衝突) 風荷重及び気圧差荷重による建物や設備等の損傷 ②閉塞 (取水) 台風による漂流物による取水口閉塞	<ul style="list-style-type: none"> ・風荷重又は飛来物の衝撃荷重により送受電設備の損傷等が考えられるが、その影響は竜巻の影響に包含される (No. 2 参照)。
2	竜巻 ※詳細は添付資料 2.1.2 参照	①荷重 (風圧, 気圧差及び衝突) 風荷重及び気圧差荷重による建物や設備等の損傷	<ul style="list-style-type: none"> ・気圧差荷重の発生に伴う原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの開放による手動停止に至るシナリオ。 ・タービン建物上層部が風荷重及び気圧差荷重により破損に至る場合は、影響としてタービンや発電機の破損が想定され、非隔離事象に至るシナリオ。また、タービン補機冷却系サージタンクに影響が及び、タービン・サポート系故障に至るシナリオ。 ・送受電設備が風荷重により損傷した場合に、外部電源喪失に至るシナリオ。 ・ディーゼル燃料移送ポンプが気圧差荷重により損傷し、ディーゼル発電設備が燃料枯渇により機能喪失した場合に、上記の外部電源喪失の同時発生を想定した場合、全交流動力電源喪失に至るシナリオ。 ・排気筒及び非常用ガス処理系排気管が風荷重により損傷した場合に、手動停止に至るシナリオ。 ・復水貯蔵タンクが風荷重及び気圧差荷重により損傷した場合に、復水輸送系の喪失により、手動停止に至るシナリオ。 ・原子炉補機海水ポンプが気圧差荷重により損傷した場合に、原子炉補機冷却系が喪失し、補機冷却系喪失に至るシナリオ。 ・高圧炉心スプレイ補機海水ポンプが気圧差荷重により損傷した場合に、高圧炉心スプレイ系が喪失し、手動停止に至るシナリオ。 ・タービン補機海水ポンプが気圧差荷重により損傷した場合に、タービン補機冷却系が喪失し、タービン・サポート系故障に至るシナリオ。 ・循環水ポンプが風荷重により損傷した場合に、復水器真空度低により隔離事象に至るシナリオ。 ・原子炉建物付属棟空調換気系は、原子炉建物内に設置されており風荷重の影響を直接受けないが、気圧差荷重によりダクト、ファン、ダンパ等の損傷が考えられる。それらの設備の損傷により、ディーゼル発電機室の換気が困難になった場合、ディーゼル発電機室温度の上昇に伴い、ディーゼル発電設備が機能喪失し、さらに上記の送受電設備損傷に伴う外部電源喪失の同時発生を想定した場合、全交流動力電源喪失に至るシナリオ。

第2表 評価対象自然現象評価結果 (2 / 15)

No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考え得る起因事象等
2	竜巻 ※詳細は添付資料 2.1.2 参照	① 荷重 (風圧, 気圧差及び衝撃) 風荷重及び気圧差荷重による建物や設備等の損傷 ② 閉塞 (取水) 竜巻により取水口周辺の海に飛散した資機材等による取水口閉塞	・原子炉建物に設置している原子炉補機冷却系サージタンクに建物外壁を貫通した飛来物が衝突した場合に、原子炉補機冷却系が機能喪失し、補機冷却系喪失に至るシナリオ。 ・原子炉建物に設置している可燃性ガス濃度制御系に建物外壁を貫通した飛来物が衝突した場合に、手動停止に至るシナリオ。 ・原子炉建物に設置している原子炉建物給排気隔離弁に建物外壁を貫通した飛来物が衝突した場合に、手動停止に至るシナリオ。 ・廃棄物処理建物に設置している気体廃棄物処理設備に建物外壁を貫通した飛来物が衝突して機能喪失した場合に、手動停止に至るシナリオ。 ・タービン建物に設置しているタービン補機冷却系サージタンクに建物外壁を貫通した飛来物が衝突した場合に、タービン補機冷却系が機能喪失し、タービン・サポート系故障に至るシナリオ。 ・タービン建物に設置しているタービン又は発電機に建物外壁を貫通した飛来物が衝突した場合に、タービン又は発電機が機能喪失し、非隔離事象に至るシナリオ。 ・タービン建物に設置している主蒸気管に建物外壁を貫通した飛来物が衝突した場合に、隔離事象に至るシナリオ。 ・竜巻により資機材、車両等が飛散して取水口周辺の海に入り取水口を閉塞させた場合、原子炉補機海水ポンプの取水ができなくなり補機冷却系喪失に至るシナリオが考えられるが、取水口を閉塞させるほどの資機材や車両等の飛散は考えられないことから、考慮すべき起因事象の発生はないと判断。

第2表 評価対象自然現象評価結果 (3 / 15)

No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考え得る起因事象等
3	高温	①外気温度高 外気温度高による設備等の冷却能力低下	<ul style="list-style-type: none"> 空調設計条件を超過する可能性はあるものの、1日の中でも気温の変動があり高温状態が長時間にわたり継続しないこと、また、外気温度高により即プラントの安全性が損なわれるような影響は発生しない。したがって、本事象から事故シナケンスの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
4	低温 (凍結) ※詳細は添付資料 2.1.3 参照	①外気温度低 (凍結) 屋外タンク及び配管内流体の凍結 ②相間短絡 着氷による送電線の相間短絡	<ul style="list-style-type: none"> 低温によってディーゼル燃料貯蔵タンク等の軽油が凍結した場合に、下記②の外部電源喪失の同時発生を想定した場合、ディーゼル発電機ダイタンの燃料枯渇により、全交流動力電源喪失に至るシナリオ。 低温によって復水貯蔵タンク等の保有水が凍結した場合、復水輸送系の喪失により手動停止に至るシナリオ。 送電線や碍子への着氷によって、相間短絡を起こし、外部電源喪失に至るシナリオ。
5	極限的な気圧	①荷重 (気圧差) 気圧差による換気空調設備等への影響	<ul style="list-style-type: none"> 気圧差荷重によるダクト、ファン、ダンパ等の損傷が考えられるが、その影響は竜巻の影響に含まれる (No. 2 参照)。
6	降雨 (豪雨)	①浸水 敷地及び建物内浸水による設備の浸水 ②荷重 (堆積荷重) 建物屋上での雨水滞留	<ul style="list-style-type: none"> 日本全国の日最大1時間降水量の最大値 (153mm/h) に対しても、敷地内の雨水は排水可能であることから、プラントの安全性が損なわれるような影響は発生しない。したがって、本事象から事故シナケンスの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。 日本全国の日最大1時間降水量の最大値 (153mm/h) に対しても、建物屋上の雨水は排水可能であること、また、仮に建物屋上に雨水が滞留した場合においても雨水の堆積荷重により建物天井は崩落しないことから、プラントの安全性が損なわれるような影響は発生しない。したがって、本事象から事故シナケンスの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。

第2表 評価対象自然現象評価結果（4/15）

No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考え得る起回事象等
7	積雪（豪雪） ※詳細は添付資料 2.1.4 参照	①荷重（堆積荷重） 建物及び屋外機器への堆積	・原子炉建物屋上が積雪荷重により崩落した場合に、建物最上階に設置している原子炉補機冷却系サージタンクが機能喪失することで、原子炉補機冷却系が喪失し、補機冷却系喪失に至るシナリオ。 ・原子炉建物屋上が積雪荷重により崩落した場合に、建物最上階に設置している原子炉建物給排気隔離弁の機能喪失による手動停止に至るシナリオ。 ・タービン建物屋上が積雪荷重により崩落した場合に、建物最上階に設置しているタービンや発電機に影響が及び、非隔離事象に至るシナリオ。 ・タービン建物屋上が積雪荷重により崩落した場合に、建物最上階に設置しているタービン補機冷却系サージタンクが機能喪失することで、タービン・サポート系故障に至るシナリオ。 ・廃棄物処理建物屋上が積雪荷重により崩壊した場合に、建物最上階に設置している気体廃棄物処理設備が機能喪失し、手動停止に至るシナリオ。 ・制御室建物屋上が積雪荷重により崩落した場合に、建物最上階に設置している中央制御室が機能喪失し、計装・制御系機能喪失に至るシナリオ。 ・変圧器が積雪荷重により損傷した場合に、外部電源喪失に至るシナリオ。 ・復水貯蔵タンク天板が積雪荷重により崩落し、保有水が喪失した場合、復水輸送系の喪失により手動停止に至るシナリオ。 ・ディーゼル発電機の燃焼用給気口が積雪荷重により損傷しディーゼル発電機が機能喪失した場合に、上記の外部電源喪失の同時発生を想定した場合、全交流動力電源喪失に至るシナリオ。 ・原子炉補機海水ポンプが積雪荷重により損傷した場合に、原子炉補機冷却系が喪失し、補機冷却系喪失に至るシナリオ。 ・高圧炉心スプレイ補機海水ポンプが積雪荷重により損傷した場合に、高圧炉心スプレイ系が機能喪失することによる手動停止に至るシナリオ。 ・タービン補機海水ポンプが積雪荷重により損傷した場合に、タービン補機海水系が機能喪失すること でタービン・サポート系故障に至るシナリオ。 ・循環水ポンプが積雪荷重により損傷した場合に、復水器真空度低により隔離事象に至るシナリオ。
		②相間短絡 送受電設備の屋外設備への着水	・送電線や碍子へ着水することによって、相間短絡を起こし外部電源喪失に至るシナリオ。

第2表 評価対象自然現象評価結果 (5 / 15)

No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考え得る起回事象等
7	積雪 (豪雪) ※詳細は添付資料 2.1.4 参照	③閉塞 空調給気口, 冷却口の閉塞	<ul style="list-style-type: none"> 積雪によるディーゼル発電機の燃焼用給気フィルタの目詰まり又は燃焼用給気口の閉塞によって、ディーゼル発電機の機能が喪失した場合に、上記の外部電源喪失の同時発生を想定した場合、全交流動力電源喪失に至るシナリオ。 積雪によって、原子炉補機海水ポンプのモータ冷却口が閉塞した場合、原子炉補機冷却系の機能喪失による補機冷却系喪失に至るシナリオ。 積雪によって、高圧炉心スプレイ補機海水ポンプのモータ冷却口が閉塞した場合、高圧炉心スプレイ系が機能喪失することによる手動停止に至るシナリオ。 積雪によって、タービン補機海水ポンプのモータ冷却口が閉塞した場合、タービン補機海水系が機能喪失することによるタービン・サポート系故障に至るシナリオ。 積雪によって、循環水ポンプのモータ冷却口が閉塞した場合、復水器真空度低により隔離事象に至るシナリオ。
8	ひょう	①荷重 (衝突荷重) 建物及び屋外設備へのひょうの衝突荷重 ②荷重 (堆積荷重) 建物及び屋外設備へのひょうの堆積荷重	<ul style="list-style-type: none"> ひょうの衝突荷重による送受電設備の損傷等が考えられるが、その影響は竜巻の影響に包含される (No. 2 参照)。 ひょうの堆積荷重による変圧器の損傷等が考えられるが、その影響は積雪の影響に包含される (No. 7 参照)。
9	もや	①- もやの発生による設備等への影響	<ul style="list-style-type: none"> 発電所敷地内でのもやの発生によるプラントの安全性への影響はない。したがって、本事象から事故シナリオの抽出に当たって考慮すべき起回事象の発生はないと判断。
10	霜	①- 建物及び屋外設備への霜の付着	<ul style="list-style-type: none"> 建物及び屋外設備への霜付着によるプラントの安全性への影響はない。したがって、本事象から事故シナリオの抽出に当たって考慮すべき起回事象の発生はないと判断。
11	干ばつ	①- 干ばつによる設備への影響	<ul style="list-style-type: none"> 海水を冷却源としていることから、河川からの取水不可によるプラントへの影響はない。したがって、本事象から事故シナリオの抽出に当たって考慮すべき起回事象の発生はないと判断。
12	塩害, 塩雲	①腐食 塩害による屋外設備の腐食	<ul style="list-style-type: none"> 腐食の進展は遅く、保守管理による不具合防止が可能であることから、塩害によるプラントの安全性への影響はない。したがって、本事象から事故シナリオの抽出に当たって考慮すべき起回事象の発生はないと判断。

第2表 評価対象自然現象評価結果 (6 / 15)

No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考え得る起因事象等
13	砂嵐	①閉塞 (空調) 空調フィルタの閉塞	<ul style="list-style-type: none"> ・発電所周辺では砂嵐は発生しない。したがって、本事象から事故シナリオの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。 ・なお、黄砂については、換気空調設備の外気取入口に設置されたフィルタにより大部分を捕集可能であること、また、容易に清掃又は取替が可能であることから、プラントの安全性が損なわれるような影響は発生しない。したがって、本事象から事故シナリオの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
14	落雷 ※詳細は添付資料 2.1.5 参照	①雷サージ、誘導電流及び直撃雷 過電圧による設備損傷	<ul style="list-style-type: none"> ・ノイズにより安全保護系が誤動作した場合、隔離事象又は原子炉保護系誤動作等に至るシナリオ。 ・ノイズにより安全保護系以外の計測制御設備が誤動作した場合、非隔離事象、全給水喪失又は水位低下事象に至るシナリオ。 ・送電設備への直撃雷により、当該設備が機能喪失し、外部電源喪失に至るシナリオ。 ・原子炉補機海水ポンプへの直撃雷により、当該設備が機能喪失し、補機冷却系喪失に至るシナリオ。 ・高圧炉心スプレィ補機海水ポンプへの直撃雷により、当該設備が機能喪失し、手動停止に至るシナリオ。 ・タービン補機海水ポンプへの直撃雷により、当該設備が機能喪失し、タービン・サポート系故障に至るシナリオ。 ・循環水ポンプへの直撃雷により、当該設備が機能喪失し、復水器真空度喪失により隔離事象に至るシナリオ。 ・建物避雷設備等から誘導雷サージが建物内に侵入し、電気盤内の制御回路が損傷し、計装・制御系喪失に至るシナリオ。
15	隕石	①荷重 (衝突) 隕石衝突に伴う建物及び屋外設備の損傷 ②荷重 (衝撃波) 発電所敷地への隕石落下に伴う衝撃波による建物及び屋外設備の損傷 ③浸水 隕石の発電所近海への落下に伴う津波による建物及び屋外設備の浸水	<ul style="list-style-type: none"> ・安全施設の機能に影響を及ぼす規模の隕石等が衝突に至る可能性は、極低頻度な事象ではあるが、被害の影響から大規模損壊の対象とする。 ・①荷重 (衝突) については、航空機衝突と同じ起因事象等が発生する可能性がある。 ・②荷重 (衝撃波) については、地震と同じ起因事象等が発生する可能性がある。 ・③浸水については、津波と同じ起因事象等が発生する可能性がある。

第2表 評価対象自然現象評価結果（7 / 15）

No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考え得る起因事象等
16	地面の隆起	①地盤安定性 地盤の隆起に伴う建物や屋外設備の傾斜等による損壊	<ul style="list-style-type: none"> • 地面の隆起は地震の随伴事象であることから、地震の影響に含まれる（No.21 参照）。
17	動物	①電気的影響 動物等の侵入による電気機器接触による地絡等	<ul style="list-style-type: none"> • 動物等の侵入による電気機器接触による地絡等の影響が考えられるため、その影響は生物学的事象の評価で考慮（No.36 参照）。

第2表 評価対象自然現象評価結果 (8/15)

No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考え得る起回事象等
18	火山 ※詳細は添付資料 2.1.6 参照	①荷重 (堆積) 降下火砕物による建物天井や屋外設備に対する堆積荷重 ②閉塞 (取水) 降下火砕物による取水口及び海水系の閉塞	考え得る起回事象等 ・原子炉建物屋上が降下火砕物による堆積荷重により崩落した場合に、建物最上階に設置している原子炉補機冷却系サージタンクが損傷することで、原子炉補機冷却系が喪失し、補機冷却系喪失に至るシナリオ。 ・原子炉建物屋上が降下火砕物による堆積荷重により崩落した場合に、建物最上階に設置している原子炉建物給排気隔離弁の機能喪失により手動停止に至るシナリオ。 ・タービン建物屋上が降下火砕物による堆積荷重により崩落した場合に、建物最上階に設置しているタービンや発電機に影響が及び、非隔離事象に至るシナリオ。また、タービン補機冷却系サージタンクが機能喪失することで、タービン・サポート系故障に至るシナリオ。 ・廃棄物処理建物屋上が降下火砕物による堆積荷重により崩壊した場合に、建物最上階に設置している気体廃棄物処理設備が機能喪失し、手動停止に至るシナリオ。 ・制御室建物屋上が降下火砕物による堆積荷重により崩落した場合に、建物最上階に設置している中央制御室が機能喪失し、計装・制御系機能喪失に至るシナリオ。 ・変圧器が降下火砕物による堆積荷重により損傷した場合に、外部電源喪失に至るシナリオ。 ・復水貯蔵タンク天板が降下火砕物による堆積荷重により崩落し、保有水が喪失した場合、復水輸送系の喪失により手動停止に至るシナリオ。 ・ディーゼル発電機の燃焼用給気口が降下火砕物による堆積荷重によって損傷し、ディーゼル発電機が機能喪失した場合に、上記の外部電源喪失の同時発生を想定した場合、全交流動力電源喪失に至るシナリオ。 ・原子炉補機海水ポンプが降下火砕物による堆積荷重により損傷した場合に、原子炉補機冷却系が喪失し、補機冷却系喪失に至るシナリオ。 ・高圧炉心スプレイ補機海水ポンプが降下火砕物による堆積荷重により損傷した場合に、高圧炉心スプレイ系が機能喪失し、手動停止に至るシナリオ。 ・タービン補機海水ポンプが降下火砕物による堆積荷重により損傷した場合に、タービン補機海水系が機能喪失し、タービン・サポート系故障に至るシナリオ。 ・循環水ポンプが降下火砕物による堆積荷重により損傷した場合に、復水器真空度低により隔離事象に至るシナリオ。 ・海水系については、海水中の降下火砕物が高濃度な場合には、熱交換器の伝熱管、海水ポンプ軸受の閉塞による異常摩擦や海水ストレーナの閉塞により、原子炉補機海水ポンプが機能喪失し補機冷却系喪失に至るシナリオ、高圧炉心スプレイ補機海水ポンプが機能喪失し手動停止に至るシナリオ、タービン補機海水ポンプが機能喪失しタービン・サポート系故障に至るシナリオ及び循環水ポンプが機能喪失し隔離事象に至るシナリオ。

第2表 評価対象自然現象評価結果（9 / 15）

No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考え得る起因事象等
18	火山 ※詳細は添付資料 2.1.6 参照	③閉塞（空調）及び摩擦 降下火砕物による空調給気口等の閉塞及び屋外設備の摩擦	<ul style="list-style-type: none"> 降下火砕物によるディーゼル発電機の給気フィルタの目詰まり又は燃焼用給気口の閉塞によって、ディーゼル発電機の機能が喪失した場合に、外部電源喪失の同時発生を想定した場合、全交流動力電源喪失に至るシナリオ。 降下火砕物の吸い込み又は冷却口への堆積により、海水ポンプモータの冷却口が閉塞した場合、原子炉補機海水ポンプが機能喪失し補機冷却系喪失に至るシナリオ、高圧炉心スプレイ補機海水ポンプが機能喪失し手動停止に至るシナリオ、タービン補機海水ポンプが機能喪失しタービン・サポート系故障に至るシナリオ又は循環水ポンプが機能喪失し隔離事象に至るシナリオ。 降下火砕物による軸受摩擦により、ディーゼル燃料移送ポンプが損傷し、ディーゼル発電設備が燃料枯渇により機能喪失した場合に、外部電源喪失の同時発生を想定した場合、全交流動力電源喪失に至るシナリオ。
19	雪崩	④電氣的影響 送受電設備の地絡・短絡	<ul style="list-style-type: none"> 降下火砕物が送電線や碍子へ付着し、霧や降雨の水分を吸収することによって、相间短絡を起こし外部電源喪失に至るシナリオ。
20	地滑り	①荷重（衝突） 雪崩による建物及び屋外設備への荷重	<ul style="list-style-type: none"> 建物周辺に急峻な斜面がないことから、プラントの安全性が損なわれるような影響は発生しない。したがって、本事象から事故シークエンスの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
21	地震	①荷重（衝突荷重） 地滑りに伴う土砂等の建物及び屋外設備への衝突	<ul style="list-style-type: none"> 発電所敷地内において、地滑りが発生する可能性はあるが、安全上重要な設備とは十分な離隔距離を有しており、プラントの安全性が損なわれるような影響は発生しない。したがって、本事象から事故シークエンスの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
22	カルスト	— ①地盤安定性 地盤沈下に伴う建物や屋外設備の損壊	<ul style="list-style-type: none"> 地震の事故シークエンスは、地震時レベル I P R A に示すとおり。 発電所敷地にはカルスト地形はない。したがって、本事象から事故シークエンスの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。

第2表 評価対象自然現象評価結果 (10/15)

No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考え得る起因事象等
23	地下水による浸食	①地盤安定性 建物及び設備の地下部土壌 侵食 ②浸水 建物の地下部浸食による建 物内への地下水の流入	<ul style="list-style-type: none"> 発電所敷地には地下水による浸食を受ける岩質はない。したがって、本事象から事故シナリオの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
24	海岸浸食	①冷却機能低下：海水系 海岸線の後退、海底勾配の 変化による取水機能への影響	<ul style="list-style-type: none"> 海岸の浸食は進展が遅く十分に管理でき、補強工事等により浸食を食い止めることができることから、プラントの安全性への影響はない。したがって、本事象から事故シナリオの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
25	湖又は河川の 水位低下	①湖又は河川の水位低下による 設備への影響なし	<ul style="list-style-type: none"> 海水を冷却源としていることから、湖又は河川からの取水不可によるプラントへの影響はない。したがって、本事象から事故シナリオの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
26	湖又は河川の 水位上昇	①浸水 発電所敷地の浸水による建 物や設備への浸水影響	<ul style="list-style-type: none"> 発電所周辺の湖又は河川の水位が上昇しても、敷地は周囲を山で囲まれており、敷地への浸水はないため、プラントの安全性への影響はない。したがって、本事象から事故シナリオの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
27	海水面低	①海水水位低（冷却機能低 下：海水系） 取水口の水位低下に伴う冷 却性能への影響	<ul style="list-style-type: none"> 海水水位の低下により冷却用海水の取水への影響が考えられるが、津波の影響に含まれる（No.37参照）。
28	海水面高	①浸水 発電所敷地の浸水による建 物や設備への浸水影響	<ul style="list-style-type: none"> 海水水位の上昇により原子炉補機海水ポンプの浸水等が考えられるが、その影響は津波の影響に含まれる（No.37参照）。

第2表 評価対象自然現象評価結果 (11/15)

No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考え得る起因事象等
29	高温 (海水 高温)	①海水温度高 (冷却機能低下: 海水系) 取水温度高に伴う冷却性能への影響	<ul style="list-style-type: none"> 海水温度は監視しており、水温上昇に対しては出力低下等の措置を講じることができているため、プラントの安全性への影響はない。したがって、本事象から事故シナリオの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
30	低温 (海水 低温)	①- 取水温度低に伴う海水系設備への影響なし	<ul style="list-style-type: none"> 取水温度低について冷却性能の劣化につながらず、プラントの安全性への影響はない。したがって、本事象から事故シナリオの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
31	海底地滑り	①浸水 発電所敷地の浸水による建物や設備への浸水影響	<ul style="list-style-type: none"> 沿岸部の地滑りに伴う発電所敷地の浸水による建物や設備への影響は、津波の評価で考慮 (No. 37 参照)。
32	氷結 (水面の 凍結)	①閉塞 (取水) 水面の凍結による取水口閉塞	<ul style="list-style-type: none"> 発電所周辺では取水源 (海水) の凍結は起こり得ないと考えられる。したがって、本事象から事故シナリオの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
33	氷晶	①荷重 (堆積荷重) 建物及び屋外設備への荷重	<ul style="list-style-type: none"> 氷晶とは大気中の微細な水の結晶のことであり、氷結による堆積荷重の影響については軽微であることから、積雪の影響に包含される (No. 7 参照)。
34	氷壁	①- 建物及び屋外設備への氷の付着	<ul style="list-style-type: none"> 氷壁とは氷河の末端や氷山などの絶壁、また、氷におおわれた岩壁のことであり、発電所周辺では氷壁は発生しない。したがって、本事象から事故シナリオの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
35	水中の有機物質	①閉塞 (冷却機能低下: 海水系) 水中の有機物質による冷却性能への影響	<ul style="list-style-type: none"> 冷却用海水の取水への影響が考えられるため、生物学的事象の評価で考慮 (No. 36 参照)。

第2表 評価対象自然現象評価結果 (12/15)

No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考え得る起回事象等
36	生物学的事象	①閉塞（冷却機能低下：海水系） 海生生物（クラゲ等）の襲来による冷却性能への影響	・大量発生したクラゲ等の海生生物は、除じん装置により捕獲されることから海水系の冷却機能が喪失することは考えにくい。さらに除じん能力を超える大量のクラゲ等が除じん装置に流入した場合でも循環水ポンプの取水量の調整、原子炉出力の抑制等により冷却性能を維持できることから、プラントの安全性が損なわれるような影響は発生しない。したがって、本事象から事故シナリオの抽出に当たって考慮すべき起回事象の発生はないと判断。
37	津波	②個別設備の機能喪失 小動物の侵入による電気機器接触による地絡等	・貫通部のシール等の小動物侵入防止対策を実施しており、小動物の侵入は考えにくい。したがって、本事象から事故シナリオの抽出に当たって考慮すべき起回事象の発生はないと判断。
38	太陽フレア、 磁気嵐	①誘導電流 太陽フレア等の地磁気誘導電流による送受電設備の損傷	・津波の事故シナリオは、津波のレベル1 P R Aに示すとおり。 ・太陽フレア、磁気嵐により送電線に誘導電流が発生、安全保護系の誤動作、電気盤内の制御回路の損傷等の影響が考えられるが、その影響は落雷の影響に含まれる（No.14 参照）。
39	洪水	①浸水 発電所敷地の浸水による建物や設備への浸水影響	・津波以外の洪水としては、河川の氾濫等が考えられるが、発電所敷地へ影響を及ぼす範囲に河川はない。したがって、本事象から事故シナリオの抽出に当たって考慮すべき起回事象の発生はないと判断。
40	濃霧	①濃霧の発生による設備等への影響	・発電所敷地内での霧の発生によるプラントの安全性への影響はない。したがって、本事象から事故シナリオの抽出に当たって考慮すべき起回事象の発生はないと判断。

第2表 評価対象自然現象評価結果 (13/15)

No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考え得る起回事象等
41	森林火災 ※詳細は添付資料 2.1.8 参照	① 輻射熱による建物や設備等への影響 輻射熱による建物・屋外設備への熱影響	<ul style="list-style-type: none"> 森林火災の輻射熱による建物への影響について、想定し得る最大の火災影響評価において、防火帯外縁（火炎側）から十分な離隔距離があることを考慮すると、建物の許容温度を下回り、建物が損傷することはない。また、森林火災の輻射熱による建物影響については、24 時間駐在している自衛消防隊による早期の消火活動も可能であり、森林火災に対する影響緩和策を講じることができることから、考慮すべき起回事象の発生はないと判断。 森林火災の輻射熱により送受電設備が損傷した場合、外部電源喪失に至るシナリオ。なお、森林火災の輻射熱によるその他の屋外設備への影響については、防火帯外縁（火炎側）から十分な離隔距離があることを考慮すると、設備が受ける輻射強度は低いため、設備が損傷することは少ない。また、森林火災の輻射熱による影響について、24 時間駐在している自衛消防隊による早期の消火活動も可能であり、森林火災に対する影響緩和策を講じることができることから、考慮すべき起回事象の発生はないと判断。
42	草原火災	① 熱影響 輻射熱による建物・屋外設備への熱影響 ② 外気取入機器及び人への影響 ばい煙等による閉塞（空調）影響及び人への影響	<ul style="list-style-type: none"> 森林火災で発生するばい煙のデューゼル発電設備の給気口への吸い込みにより給気口が閉塞した場合でも、フィルタの取替え及び清掃が可能であることから、考慮すべき起回事象の発生はないと判断。 換気空調設備の外気取入口にはフィルタを設置しているため、一定以上の粒径のばい煙を捕集するとともに、換気空調設備の停止により建物内へのばい煙の侵入を阻止することが可能であるため、考慮すべき起回事象の発生はないと判断。 中央制御室換気系の外気取入口にはフィルタを設置しているため、一定以上の粒径のばい煙を捕集するとともに、給気隔離弁及び排気隔離弁を閉止し系統隔離運転モードとすることにより、長時間室内へのばい煙侵入を阻止することが可能であるため、考慮すべき起回事象の発生はないと判断。 草原火災によるばい煙の発生等が考えられるため、その影響は森林火災の評価で考慮（No. 41 参照）。

第2表 評価対象自然現象評価結果 (14/15)

No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考え得る起因事象等
43	満潮	①浸水 発電所敷地の浸水による建物や設備への浸水影響	・発電所敷地の浸水による建物や設備への影響は、津波の影響に包含される (No.37 参照)。
44	ハリケーン	①荷重 (風圧, 衝突) 風圧 (又は飛来物衝突) による建物, 設備の損傷 ②閉塞 (取水) 台風による漂流物による取水口閉塞	・日本ではハリケーンは発生しない。したがって, 本事象から事故シナリオへの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
45	河川の迂回	①河川の迂回による設備への影響なし	・海水を冷却源としていることから, 河川からの取水不可によるプラントへの影響はない。したがって, 本事象から事故シナリオへの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
46	静振	①浸水 港湾内での潮位振動による建物及び屋外設備への浸水 ②冷却機能低下: 海水系 港湾内での潮位振動による取水への影響	・静振による原子炉補機海水ポンプの浸水等が考えられるが, その影響は津波の影響に包含される (No.37 参照)。
47	陥没	①地盤安定性 地盤沈下に伴う建物や屋外設備の損壊	・発電所敷地の地盤は硬質岩盤であり陥没は発生しない。したがって, 本事象から事故シナリオへの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
48	高潮	①浸水 発電所敷地の浸水による建物や設備への浸水影響	・高潮による原子炉補機海水ポンプの浸水等が考えられるが, その影響は津波の影響に包含される (No.37 参照)。
49	波浪	①浸水 発電所敷地の浸水による建物や設備への浸水影響	・波浪による原子炉補機海水ポンプの浸水等が考えられるが, その影響は津波の影響に包含される (No.37 参照)。

第2表 評価対象自然現象評価結果 (15/15)

No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考え得る起因事象等
50	土石流 ※詳細は添付資料 2.1.7 参照	①荷重 (衝突) 土石流による建物及び屋外設備への荷重	・送受電設備が土砂の荷重により損傷した場合に、外部電源喪失に至るシナリオ。
51	土砂崩れ (山崩れ, 崖崩れ)	①荷重 (衝突荷重) 土砂崩れ (山崩れ, 崖崩れ) に伴う土砂等の建物及び屋外設備への衝突	・発電所敷地内において、土砂崩れ (山崩れ, 崖崩れ) は発生しない。したがって、本事象から事故シナリオの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
52	泥湧出 (液化)	①地盤安定性 地盤の脆弱化に伴う建物及び屋外設備の傾斜等による損傷	・泥湧出 (液化) は地震の随伴事象であることから、地震の影響に含まれる (No.21 参照)。
53	水蒸気, 熱湯噴出	①浸水影響 水蒸気等による設備への浸水影響	・発電所周辺には、発電所に影響を及ぼす範囲に火山はない。したがって、本事象から事故シナリオの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
54	土壌の収縮又は膨張	①地盤安定性 周辺地形の変状に伴う建物や屋外設備の損壊	・発電所敷地の地盤は硬質岩盤であり土壌の収縮及び膨張は発生しない。また、土壌の収縮及び膨張の進展は遅く、保守管理による対応が可能である。したがって、本事象から事故シナリオの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
55	毒性ガス	①- 人体への影響	・発電所周辺には、発電所に影響を及ぼす範囲に火山はない。したがって、本事象から事故シナリオの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。

設計基準を超える竜巻事象に対する事故シーケンス抽出

1. 起回事象の特定

(1) 構築物、系統及び機器（以下「設備等」という。）の損傷・機能喪失モードの抽出

竜巻事象により設備等に発生する可能性のある事象について、国外の評価事例、国内で発生したトラブル事例も参照し、以下のとおり、損傷・機能喪失モードを抽出した。

- ①風荷重及び気圧差荷重による建物や設備等の損傷
- ②飛来物の衝撃荷重による建物や設備等の損傷
- ③風荷重，気圧差荷重及び飛来物の衝撃荷重を組み合わせた荷重による建物や設備等の損傷
- ④竜巻により取水口周辺の海に飛散した資機材等による取水口閉塞
- ⑤竜巻襲来後のがれき散乱によるアクセス性や作業性の悪化

(2) 評価対象設備の選定

(1)項で抽出した各損傷・機能喪失モードに対し、影響を受ける可能性のある設備等のうち、プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。

具体的には、以下に示す建物及び屋外設置の設備等を評価対象として選定した。ただし、屋内設備については、飛来物の建物外壁貫通を考慮すると屋内設備に影響が及ぶ可能性が考えられるため、飛来物が直接衝突する壁は損傷し、その一つ内側の壁との間に設置されている設備等を対象とする。

①風荷重及び気圧差荷重による建物や設備等の損傷

<建物>

- ・原子炉建物
- ・タービン建物
- ・廃棄物処理建物
- ・制御室建物

<屋外設備>

- ・送受電設備
- ・ディーゼル燃料移送ポンプ
- ・排気筒（非常用ガス処理系排気管を含む。）
- ・復水貯蔵タンク
- ・原子炉補機海水ポンプ
- ・高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ

- ・タービン補機海水ポンプ
 - ・循環水ポンプ
- <屋内設備>
- ・原子炉建物附属棟空調換気系
 - ・中央制御室換気系

②飛来物の衝撃荷重による建物や設備等の損傷

- <建物>
- ・原子炉建物
 - ・タービン建物
 - ・廃棄物処理建物
 - ・制御室建物
- <屋外設備>
- ・送受電設備
 - ・ディーゼル燃料移送ポンプ
 - ・排気筒（非常用ガス処理系排気管を含む。）
 - ・復水貯蔵タンク
 - ・原子炉補機海水ポンプ
 - ・高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ
 - ・タービン補機海水ポンプ
 - ・循環水ポンプ
- <屋内設備>
- ・原子炉補機冷却系サージタンク
 - ・原子炉補機冷却水ポンプ，熱交換器
 - ・可燃性ガス濃度制御系
 - ・原子炉建物附属棟空調換気系
 - ・中央制御室
 - ・中央制御室換気系
 - ・原子炉建物給排気隔離弁
 - ・気体廃棄物処理設備
 - ・タービン補機冷却系サージタンク
 - ・タービン及び発電機
 - ・主蒸気管（主蒸気隔離弁以降の配管）

③風荷重，気圧差荷重及び飛来物の衝撃荷重を組み合わせた荷重による建物や設備等の損傷

- ・①及び②にて選定した建物や設備等

④竜巻により取水口周辺の海に飛散した資機材等による取水口閉塞

・取水口

- ⑤竜巻襲来後のがれき散乱によるアクセス性や作業性の悪化
－（アクセスルート）

(3) 起回事象になり得るシナリオの選定

(1)項で抽出した各損傷・機能喪失モードに対して、(2)項で選定した評価対象設備への影響を検討のうえ、発生可能性のあるシナリオを選定した。

①風荷重及び気圧差荷重による建物や設備等の損傷

建物及び屋内外設備に対する風荷重及び気圧差荷重により発生可能性のあるシナリオは以下のとおり。

<建物>

○原子炉建物

原子炉建物は十分な厚さを有した鉄筋コンクリート造であり、風荷重よりも大きい地震荷重に対して設計されており、極めて発生することが稀な設計基準を超える風荷重を想定しても建物の頑健性は維持されることが考えられることからシナリオの選定は不要である。

また、風荷重に加えて気圧差荷重が作用した場合であっても、風荷重と気圧差荷重を組み合わせた荷重は、原子炉建物設計時の地震荷重よりも小さく、建物の頑健性は維持されることが考えられることからシナリオの選定は不要である。

ただし、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは、建物内外の差圧による開放に至る場合に手動停止に至るシナリオを選定する。

○タービン建物

タービン建物上層部が風荷重及び気圧差荷重により破損に至る場合は、影響としてタービンや発電機の破損が想定され、非隔離事象に至るシナリオ。

また、タービン補機冷却系サージタンクに影響が及び、タービン・サポート系故障に至るシナリオ。

○廃棄物処理建物

原子炉建物同様、廃棄物処理建物は十分な厚さを有した鉄筋コンクリート造であり、風荷重よりも大きい地震荷重に対して設計されており、極めて発生することが稀な設計基準を超える風荷重を想定しても建物の頑健性は維持されることが考えられることからシナリオの選定は不要である。また、風荷重に加えて気圧差荷重が作用した場合であっても同様と考えられることからシナリオの選定は不要である。

○制御室建物

制御室建物は周囲をより高い建物で囲まれているため、直接風荷重及び気圧差荷重が作用することは考えられないことからシナリオの選

定は不要である。

<屋外設備>

○送受電設備

送受電設備が風荷重により損傷した場合に、外部電源喪失に至るシナリオ。

○ディーゼル燃料移送ポンプ

ディーゼル燃料移送ポンプが気圧差荷重により損傷し、ディーゼル発電設備が燃料枯渇により機能喪失した場合に、上記の外部電源喪失の同時発生を想定した場合、全交流動力電源喪失に至るシナリオ。

○排気筒（非常用ガス処理系排気管を含む。）

排気筒及び非常用ガス処理系排気管が風荷重により損傷した場合に、手動停止に至るシナリオ。

○復水貯蔵タンク

復水貯蔵タンクが風荷重及び気圧差荷重により損傷した場合に、復水輸送系の喪失により、手動停止に至るシナリオ。

○原子炉補機海水ポンプ

原子炉補機海水ポンプが気圧差荷重により損傷した場合に、原子炉補機冷却系が喪失し、補機冷却系喪失に至るシナリオ。

○高圧炉心スプレー補機海水ポンプ

高圧炉心スプレー補機海水ポンプが気圧差荷重により損傷した場合に、高圧炉心スプレー系が喪失し、手動停止に至るシナリオ。

○タービン補機海水ポンプ

タービン補機海水ポンプが気圧差荷重により損傷した場合に、タービン補機冷却系が喪失し、タービン・サポート系故障に至るシナリオ。

○循環水ポンプ

循環水ポンプが風荷重により損傷した場合に、復水器真空度低により隔離事象に至るシナリオ。

<屋内設備>

○原子炉建物付属棟空調換気系

原子炉建物付属棟空調換気系は、原子炉建物内に設置されており風荷重の影響を直接受けないが、気圧差荷重によりダクト、ファン、ダンパ等の損傷が考えられる。それらの設備の損傷により、ディーゼル発電機室の換気が困難になった場合、ディーゼル発電機室温度の上昇に伴い、ディーゼル発電設備が機能喪失し、さらに上記の送受電設備損傷による外部電源喪失の同時発生を想定した場合、全交流動力電源喪失に至るシナリオ。

○中央制御室換気系

中央制御室換気系は、廃棄物処理建物内に設置されており風荷重の影響を直接受けないが、気圧差荷重によりダクト、ファン、ダンパ等の損傷が考えられる。それらの設備の損傷により中央制御室の換気が困難になった場合、中央制御室内の温度が上昇するが、即、中央制御室内の機器へ影響が及ぶことはなく、また、竜巻の影響は一時的であり竜巻襲来後の対応は十分可能であるため計装・制御系喪失に至るシナリオは考慮不要とする。

②飛来物の衝撃荷重による建物や設備等の損傷

建物及び建物内外設備に対する飛来物の衝撃荷重により発生する可能性のあるシナリオは以下のとおり。

<建物>

○原子炉建物，タービン建物，廃棄物処理建物，制御室建物

飛来物が建物外壁を貫通することにより、屋内設備に波及的影響を及ぼすことが考えられるが、発生可能性のあるシナリオについては、後述の<屋内設備>で考慮することとする。

<屋外設備>

○送受電設備

①の風荷重等により発生可能性のあるシナリオと同様。

○ディーゼル燃料移送ポンプ

①の風荷重等により発生可能性のあるシナリオと同様。

○排気筒（非常用ガス処理系排気管を含む。）

①の風荷重等により発生可能性のあるシナリオと同様。

○復水貯蔵タンク

①の風荷重等により発生可能性のあるシナリオと同様。

○原子炉補機海水ポンプ

①の風荷重等により発生可能性のあるシナリオと同様。

○高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ

①の風荷重等により発生可能性のあるシナリオと同様。

○タービン補機海水ポンプ

①の風荷重等により発生可能性のあるシナリオと同様。

○循環水ポンプ

①の風荷重等により発生可能性のあるシナリオと同様。

<屋内設備>

○原子炉補機冷却系サージタンク

原子炉建物に設置している原子炉補機冷却系サージタンクに建物外壁を貫通した飛来物が衝突した場合に、原子炉補機冷却系が機能喪失

し、補機冷却系喪失に至るシナリオ。

○原子炉補機冷却水ポンプ、熱交換器

原子炉建物に設置している原子炉補機冷却水ポンプ又は熱交換器に建物外壁を貫通した飛来物が衝突した場合に、原子炉補機冷却系が機能喪失し、補機冷却系喪失に至るシナリオが考えられるが、原子炉補機冷却水ポンプ及び熱交換器は多重化されていることに加え分散配置が図られているため、同時に2系統が機能喪失する可能性は低いことから、補機冷却系喪失に至るシナリオは考慮不要とする。

○可燃性ガス濃度制御系

原子炉建物に設置している可燃性ガス濃度制御系に建物外壁を貫通した飛来物が衝突した場合に、手動停止に至るシナリオ。

○原子炉建物附属棟空調換気系

原子炉建物附属棟空調換気系は、原子炉建物内に設置されており飛来物の影響を直接受けないが、外気取入口に飛来物が衝突して閉塞することが考えられる。それらの設備の損傷により、ディーゼル発電機室の換気が困難になった場合、ディーゼル発電機室温度の上昇に伴い、ディーゼル発電設備が機能喪失し、さらに同時に上記の送受電設備の損傷が発生した場合に全交流動力電源喪失に至るシナリオが考えられるが、ディーゼル発電機室外気取入口は多重化されていることに加え分散配置されているため、ディーゼル発電設備が全数機能喪失する可能性は低いことから、全交流動力電源喪失に至るシナリオは考慮不要とする。

○中央制御室

制御室建物は周囲をより高い建物で囲まれているため、直接飛来物が衝突することは考えられないことからシナリオの選定は不要である。

○中央制御室換気系

中央制御室換気系は、廃棄物処理建物内に設置されており飛来物の影響を直接受けないが、外気取入口に飛来物が衝突して閉塞することが考えられる。それらの設備の損傷により、中央制御室の換気が困難になった場合、中央制御室温度が上昇するが、即、中央制御室内の機器に影響が及ぶことはなく、また、竜巻の影響は一時的であり竜巻襲来後の対応は十分可能であるため計装・制御系喪失に至るシナリオは考慮不要とする。

○原子炉建物給排気隔離弁

原子炉建物に設置している原子炉建物給排気隔離弁に建物外壁を貫通した飛来物が衝突した場合に、手動停止に至るシナリオ。

○気体廃棄物処理設備

廃棄物処理建物に設置している気体廃棄物処理設備に建物外壁を貫通した飛来物が衝突して機能喪失した場合に、手動停止に至るシナリ

オ。

○タービン補機冷却系サージタンク

タービン建物に設置しているタービン補機冷却系サージタンクに建物外壁を貫通した飛来物が衝突した場合に、タービン補機冷却系が機能喪失し、タービン・サポート系故障に至るシナリオ。

○タービン及び発電機

タービン建物に設置しているタービン又は発電機に建物外壁を貫通した飛来物が衝突した場合に、タービン又は発電機が機能喪失し、非隔離事象に至るシナリオ。

○主蒸気管（主蒸気隔離弁以降の配管）

タービン建物に設置している主蒸気管に建物外壁を貫通した飛来物が衝突した場合に、隔離事象に至るシナリオ。

③風荷重，気圧差荷重及び飛来物の衝撃荷重を組み合わせた荷重による建物や設備等の損傷

建物及び屋内外設備に対する組合せ荷重により発生可能性のあるシナリオについては，①，②に包絡される。

④竜巻により取水口周辺の海に飛散した資機材等による取水口閉塞

竜巻により資機材，車両等が飛散して取水口周辺の海に入り取水口を閉塞させた場合，原子炉補機海水ポンプの取水が出来なくなり補機冷却系喪失に至るシナリオが考えられるが，取水口を閉塞させるほどの資機材や車両等の飛散は考えられないことから考慮不要とする。

⑤竜巻襲来後のがれき散乱によるアクセス性や作業性の悪化

竜巻襲来後のがれき散乱により屋外現場へのアクセス性や屋外での作業性に影響を及ぼす可能性があるものの，設計基準事故対処設備のみで対応可能なシナリオであれば基本的に屋外での現場対応はなく，仮にアクセス性や屋外での作業性へ影響が及んだ場合であっても構内の道路又はアクセスルートについては，がれき撤去を行うことから問題はない。

そのため上記①～④の影響評価の結果として，可搬型重大事故等対処設備の接続といった屋外での作業が必要になるケースが確認された場合に，別途，詳細検討するものとする。

(4) 起回事象の特定

(3)項で選定した各シナリオについて，想定を超える竜巻事象に対しての裕度評価（起回事象発生可能性評価）を実施し，事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起回事象の特定を行った。

①風荷重及び気圧差荷重による建物や設備等の損傷

<建物>

○原子炉建物，廃棄物処理建物，制御室建物

建物内外差圧の発生に伴う原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの開放による手動停止に至るシナリオは考えられるため，起因事象として選定する。

○タービン建物

想定を超える風荷重がタービン建物に作用した場合，建物が損傷してタービン，発電機又はタービン補機冷却系サージタンクに影響を及ぼす可能性は否定できないため，タービンや発電機の機能喪失による非隔離事象，タービン補機冷却系の機能喪失によるタービン・サポート系故障は考慮すべき起因事象として選定する。

<屋外設備>

○送受電設備

想定を超える風荷重に対して送受電設備の損傷を否定できないため，送受電設備の損傷に伴う外部電源喪失は考慮すべき起因事象として選定する。

○ディーゼル燃料移送ポンプ

想定を超える風荷重及び気圧差荷重に対しディーゼル燃料移送ポンプの損傷，かつ外部電源喪失の同時発生を否定できないため，全交流動力電源喪失は考慮すべき起因事象として選定する。

○排気筒（非常用ガス処理系排気管を含む。）

想定を超える風荷重に対して排気筒及び非常用ガス処理系排気管の損傷を否定できないため，排気筒及び非常用ガス処理系排気管の損傷に伴う手動停止は考慮すべき起因事象として選定する。

○復水貯蔵タンク

想定を超える風荷重に対して復水貯蔵タンクの損傷を否定できないため，復水輸送系の喪失に伴う手動停止は考慮すべき起因事象として選定する。

○原子炉補機海水ポンプ

想定を超える気圧差荷重に対して原子炉補機海水ポンプの損傷を否定できないため，原子炉補機冷却系の機能喪失に伴う補機冷却系喪失は考慮すべき起因事象として選定する。

○高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ

想定を超える気圧差荷重に対し高圧炉心スプレイ補機海水ポンプの損傷を否定できないため，高圧炉心スプレイ系の機能喪失に伴う手動停止は考慮すべき起因事象として選定する。

○タービン補機海水ポンプ

想定を超える気圧差荷重に対しタービン補機海水ポンプの損傷を否定できないため、タービン補機冷却系の機能喪失に伴うタービン・サポート故障は考慮すべき起因事象として選定する。

○循環水ポンプ

想定を超える風荷重に対し循環水ポンプの損傷を否定できないため、復水器真空度低による隔離事象は考慮すべき起因事象として選定する。

<屋内設備>

○タービン及び発電機

先述のとおり、タービン建物損傷によりタービンや発電機に影響を及ぼす可能性は否定できないため、タービン建物損傷に伴う非隔離事象は考慮すべき起因事象として選定する。

○原子炉建物付属棟空調換気系

想定を超える気圧差荷重に対し原子炉建物付属棟空調換気系のダクト等が損傷し、かつ外部電源喪失の同時発生を否定できないため、全交流動力電源喪失は考慮すべき起因事象として選定する。

○中央制御室換気系

上記(3)①のとおり、この損傷・機能喪失モードは考慮しないため、想定するシナリオはない。

②飛来物の衝撃荷重による建物や設備等の損傷

<建物>

○原子炉建物，タービン建物，廃棄物処理建物，制御室建物

飛来物が建物外壁を貫通することにより、屋内設備に波及的影響を及ぼすことが考えられるが、発生可能性のあるシナリオについては、後述の<屋内設備>で考慮することとする。

<屋外設備>

○送受電設備

飛来物の衝撃荷重に対して送受電設備の損傷を否定できないため、送受電設備の損傷に伴う外部電源喪失は考慮すべき起因事象として選定する。

○ディーゼル燃料移送ポンプ

飛来物の衝撃荷重に対してディーゼル燃料移送ポンプが損傷し、かつ外部電源喪失の同時発生を否定できないため、全交流動力電源喪失は考慮すべき起因事象として選定する。

○排気筒（非常用ガス処理系排気管を含む。）

飛来物の衝撃荷重に対して排気筒及び非常用ガス処理系排気管の損傷を否定できないため、排気筒及び非常用ガス処理系排気管の損傷に伴う手動停止は考慮すべき起因事象として選定する。

○復水貯蔵タンク

飛来物の衝撃荷重に対して復水貯蔵タンクの損傷を否定できないため、復水輸送系の喪失に伴う手動停止は考慮すべき起因事象として選定する。

○原子炉補機海水ポンプ

飛来物の衝撃荷重に対して原子炉補機海水ポンプの損傷を否定できないため、原子炉補機冷却系の機能喪失に伴う補機冷却系喪失は考慮すべき起因事象として選定する。

○高圧炉心スプレー補機海水ポンプ

飛来物の衝撃荷重に対して高圧炉心スプレー補機海水ポンプの損傷を否定できないため、高圧炉心スプレー系の機能喪失に伴う手動停止は考慮すべき起因事象として選定する。

○タービン補機海水ポンプ

飛来物の衝撃荷重に対してタービン補機海水ポンプの損傷を否定できないため、タービン補機冷却系の機能喪失に伴うタービン・サポート故障は考慮すべき起因事象として選定する。

○循環水ポンプ

飛来物の衝撃荷重に対して循環水ポンプの損傷を否定できないため、復水器真空度低による隔離事象は考慮すべき起因事象として選定する。

<屋内設備>

○原子炉補機冷却系サージタンク

原子炉建物外壁を飛来物が貫通することを想定すると原子炉補機冷却系サージタンクの損傷を否定できないため、原子炉補機冷却系の機能喪失に伴う補機冷却喪失は考慮すべき起因事象として選定する。

○原子炉補機冷却水ポンプ，熱交換器

上記(3)②のとおり，この損傷・機能喪失モードは考慮しないため，起因事象として選定しない。

○可燃性ガス濃度制御系

原子炉建物外壁を飛来物が貫通することを想定すると可燃性ガス濃度制御系の損傷を否定できないため，手動停止は考慮すべき起因事象として選定する。

○原子炉建物付属棟空調換気系

上記(3)②のとおり，この損傷・機能喪失モードは考慮しないため，起因事象として選定しない。

○中央制御室

上記(3)②のとおり，この損傷・機能喪失モードは考慮しないため，起因事象として選定しない。

○中央制御室換気系

上記(3)②のとおり，この損傷・機能喪失モードは考慮しないため，起因事象として選定しない。

○原子炉建物給排気隔離弁

原子炉建物外壁を飛来物が貫通することを想定すると原子炉建物給排気隔離弁の損傷を否定できないため，手動停止は考慮すべき起因事象として選定する。

○気体廃棄物処理設備

廃棄物処理建物外壁を飛来物が貫通することを想定すると気体廃棄物処理設備の損傷は否定できないため，手動停止は考慮すべき起因事象として選定する。

○タービン補機冷却系サージタンク

タービン建物外壁を飛来物が貫通することを想定するとタービン補機冷却系サージタンクの損傷を否定できないため，タービン補機冷却系の機能喪失に伴うタービン・サポート系故障は考慮すべき起因事象として選定する。

○タービン及び発電機

タービン建物外壁を飛来物が貫通することを想定するとタービンや発電機の損傷を否定できないため，非隔離事象は考慮すべき起因事象として選定する。

○主蒸気管（主蒸気隔離弁以降の配管）

タービン建物を飛来物が貫通することを想定すると主蒸気管（主蒸気隔離弁以降の配管）の損傷を否定できないため，隔離事象は考慮すべき起因事象として選定する。

③風荷重，気圧差荷重及び飛来物の衝撃荷重を組み合わせた荷重による建物や設備等の損傷

上記(3)③のとおり，建物及び屋内外設備に対する組合せ荷重により発生可能性のあるシナリオについては，①，②に包絡されるため，起因事象としては選定不要であると判断した。

④竜巻により取水口周辺の海に飛散した資機材等による取水口閉塞

上記(3)④のとおり，この損傷・機能喪失モードは考慮しないため，起因事象として選定しない。

2. 事故シーケンスの特定

1. にて設計基準を超える竜巻事象に対し発生可能性のある起因事象として以

下のとおり選定した。

- ・原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの開放に伴う手動停止
- ・可燃性ガス濃度制御系の機能喪失に伴う手動停止
- ・原子炉建物給排気隔離弁の損傷に伴う手動停止
- ・気体廃棄物処理設備の損傷に伴う手動停止
- ・タービン，発電機の損傷に伴う非隔離事象
- ・タービン補機海水ポンプ又はタービン補機冷却系サージタンクの損傷に伴うタービン・サポート系故障
- ・主蒸気系（主蒸気隔離弁以降の配管）の損傷に伴う隔離事象
- ・送受電設備の損傷に伴う外部電源喪失
- ・排気筒（非常用ガス処理系排気管を含む。）の損傷に伴う手動停止
- ・復水貯蔵タンクの損傷に伴う手動停止
- ・ディーゼル燃料移送ポンプの損傷又は原子炉建物付属棟空調換気系の損傷，かつ外部電源喪失の同時発生に伴う全交流動力電源喪失
- ・原子炉補機海水ポンプ又は原子炉補機冷却系サージタンクの損傷に伴う補機冷却系喪失
- ・高圧炉心スプレイ補機海水ポンプの損傷に伴う手動停止
- ・循環水ポンプの損傷に伴う隔離事象

上記起因事象については，いずれも運転時の内部事象，地震及び津波レベル 1 P R Aにて考慮していることから，追加すべき新しい事故シーケンスではない。

よって，竜巻を起因とする有意な頻度又は影響のある事故シーケンスは新たに生じないと判断した。

設計基準を超える凍結事象に対する事故シーケンス抽出

1. 起因事象の特定

(1) 構築物、系統及び機器（以下「設備等」という。）の損傷・機能喪失モードの抽出

凍結事象により設備等に発生する可能性のある事象について、国外の評価事例や国内で発生したトラブル事例も参照し、以下のとおり、損傷・機能喪失モードを抽出した。

- ①屋外タンク及び配管内流体の凍結
- ②ヒートシンク（海水）の凍結
- ③着氷による送受電設備の相間短絡

(2) 評価対象設備の選定

(1)項で抽出した各損傷・機能喪失モードに対し、影響を受ける可能性のある設備等のうち、プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。

具体的には、以下に示す屋外設置の設備等を評価対象設備として選定した。

- ①屋外タンク及び配管内流体の凍結
 - ・ディーゼル燃料貯蔵タンク及びディーゼル発電機燃料移送系配管（以下「燃料貯蔵タンク等」という。）
 - ・復水貯蔵タンク及び附属配管（以下「復水貯蔵タンク等」という。）
- ②ヒートシンク（海水）の凍結
 - ・取水設備（海水）
- ③着氷による送受電設備の相間短絡
 - ・送受電設備

(3) 起因事象になり得るシナリオの選定

(1)項で抽出した各損傷・機能喪失モードに対して、(2)項で選定した評価対象設備への影響を検討のうえ、発生可能性のあるシナリオを選定した。

①屋外タンク及び配管内流体の凍結

○燃料貯蔵タンク等

低温によって燃料貯蔵タンク等の軽油が凍結した場合に、下記③の外部電源喪失の同時発生を想定した場合、ディーゼル発電機デイトンクの燃料枯渇により、全交流動力電源喪失に至るシナリオ。

○復水貯蔵タンク等

低温によって復水貯蔵タンク等の保有水が凍結した場合、復水輸送系の喪失により手動停止に至るシナリオ。

②ヒートシンク（海水）の凍結

○取水設備（海水）

低温によって島根原子力発電所周辺の海水が凍結することは起こり得ないと考えられるため、この損傷・機能喪失モードは考慮しない。

③着氷による送受電設備の相間短絡

○送受電設備

送電線や碍子への着氷によって、相間短絡を起こし、外部電源喪失に至るシナリオ。

(4) 起回事象の特定

(3)項で選定した各シナリオについて、想定を超える凍結事象に対しての裕度評価（起回事象発生可能性評価）を実施し、事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起回事象の特定を行った。

①屋外タンク及び配管内流体の凍結

○燃料貯蔵タンク等の凍結

ディーゼル発電機の燃料として使用している軽油は低温時の使用環境を考慮した油種としており、また、屋外の燃料移送系配管には保温材を取り付けていることから、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスとはなりえないと考えられるため、考慮すべき起回事象としては選定不要であると判断した。

○復水貯蔵タンク等の凍結

復水貯蔵タンクは凍結しない一定以上の温度に加温しており、また、屋外の附属配管には保温材を取り付けていることから、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスとはなりえないと考えられるため、考慮すべき起回事象としては選定不要であると判断した。

②ヒートシンク（海水）の凍結

○取水設備（海水）

上記(3)②のとおり、この損傷・機能喪失モードは考慮しないため、起回事象として選定しない。

③着氷による送受電設備の相間短絡

○送受電設備

着氷に対して設計上の配慮はなされているものの、設計基準を超える凍結事象に対して発生を否定できないため、送受電設備の損傷に伴う外部電源喪失については考慮すべき起因事象として選定する。

2. 事故シーケンスの特定

1. にて設計基準を超える低温事象に対し発生可能性のある起因事象として外部電源喪失を特定したが、運転時の内部事象、地震及び津波レベル1 P R Aにて考慮していることから、追加すべき新しい事故シーケンスではない。

よって、凍結事象を起因とする有意な頻度又は影響のある事故シーケンスは新たに生じないと判断した。

設計基準を超える積雪事象に対する事故シーケンス抽出

1. 起因事象の特定

(1) 構築物，系統及び機器（以下「設備等」という。）の損傷・機能喪失モードの抽出

積雪事象により設備等に発生する可能性のある事象について，国外の評価事例や国内で発生したトラブル事例も参照し，以下のとおり，損傷・機能喪失モードを抽出した。

- ①建物天井や屋外設備に対する荷重
- ②送受電設備の屋外設備への着氷
- ③空調給気口等の閉塞
- ④積雪によるアクセス性や作業性の悪化

(2) 評価対象設備の選定

(1)項で抽出した各損傷・機能喪失モードに対し，影響を受ける可能性のある設備等のうち，プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。

具体的には，以下に示す建物及び屋外設置（屋外に面した設備を含む。）の設備等を評価対象設備として選定した。

①建物天井や屋外設備に対する荷重

<建物>

- ・原子炉建物
- ・タービン建物
- ・廃棄物処理建物
- ・制御室建物

<屋外設備>

- ・送受電設備のうち変圧器
- ・復水貯蔵タンク
- ・ディーゼル発電機燃焼用給気口
- ・原子炉補機海水ポンプ
- ・高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ
- ・タービン補機海水ポンプ
- ・循環水ポンプ

②送受電設備の屋外設備への着氷

- ・送受電設備

③空調給気口等の閉塞

- ・中央制御室換気系
- ・ディーゼル発電機燃焼用給気口
- ・原子炉補機海水ポンプのモータ冷却口
- ・高圧炉心スプレイ補機海水ポンプのモータ冷却口
- ・タービン補機海水ポンプのモータ冷却口
- ・循環水ポンプのモータ冷却口

④積雪によるアクセス性や作業性の悪化

－（アクセスルート）

(3) 起因事象になり得るシナリオの選定

(1)項で抽出した各損傷・機能喪失モードに対して、(2)項で選定した評価対象設備への影響を検討のうえ、発生可能性のあるシナリオを選定した。

①建物天井や屋外設備に対する荷重

建物及び屋外設備に対する積雪荷重により発生可能性のあるシナリオは以下のとおり。

<建物>

○原子炉建物

原子炉建物屋上が積雪荷重により崩落した場合に、建物最上階に設置している原子炉補機冷却系サージタンクが機能喪失することで、原子炉補機冷却系が喪失し、補機冷却系喪失に至るシナリオ。

原子炉建物屋上が積雪荷重により崩落した場合に、建物最上階に設置している原子炉建物給排気隔離弁の機能喪失による手動停止に至るシナリオ。

○タービン建物

タービン建物屋上が積雪荷重により崩落した場合に、建物最上階に設置しているタービンや発電機に影響が及び、非隔離事象に至るシナリオ。

タービン建物屋上が積雪荷重により崩落した場合に、建物最上階に設置しているタービン補機冷却系サージタンクが機能喪失することで、タービン・サポート系故障に至るシナリオ。

○廃棄物処理建物

廃棄物処理建物屋上が積雪荷重により崩壊した場合に、建物最上階に設置している気体廃棄物処理設備が機能喪失し、手動停止に至るシナリオ。

○制御室建物

制御室建物屋上が積雪荷重により崩落した場合に、建物最上階に設

置している中央制御室が機能喪失し、計装・制御系機能喪失に至るシナリオ。

<屋外設備>

○送受電設備のうち変圧器

変圧器が積雪荷重により損傷した場合に、外部電源喪失に至るシナリオ。

○復水貯蔵タンク

復水貯蔵タンク天板が積雪荷重により崩落し、保有水が喪失した場合、復水輸送系の喪失により手動停止に至るシナリオ。

○ディーゼル発電機燃焼用給気口

ディーゼル発電機の燃焼用給気口が積雪荷重により損傷しディーゼル発電機が機能喪失した場合に、上記の外部電源喪失の同時発生を想定した場合、全交流動力電源喪失に至るシナリオ。

○原子炉補機海水ポンプ

原子炉補機海水ポンプが積雪荷重により損傷した場合に、原子炉補機冷却系が喪失し、補機冷却系喪失に至るシナリオ。

○高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ

高圧炉心スプレイ補機海水ポンプが積雪荷重により損傷した場合に、高圧炉心スプレイ系が機能喪失することによる手動停止に至るシナリオ。

○タービン補機海水ポンプ

タービン補機海水ポンプが積雪荷重により損傷した場合に、タービン補機海水系が機能喪失することでタービン・サポート系故障に至るシナリオ。

○循環水ポンプ

循環水ポンプが積雪荷重により損傷した場合に、復水器真空度低により隔離事象に至るシナリオ。

②送受電設備の屋外設備への着氷

○送受電設備

送電線や碍子へ雪が着氷（着氷雪）することによって、相間短絡を起こし外部電源喪失に至るシナリオ。

③空調給気口等の閉塞

○中央制御室換気系

積雪によって中央制御室換気系の給排気口が閉塞した場合は、外気遮断による系統隔離運転が可能な設計となっているため、考慮すべきシナリオとしては抽出不要とする。

○ディーゼル発電機燃焼用給気口

積雪によるディーゼル発電機の燃焼用給気フィルタの目詰まり又は燃焼用給気口の閉塞によって、ディーゼル発電機の機能が喪失した場合に、上記②の外部電源喪失の同時発生を想定した場合、全交流動力電源喪失に至るシナリオ。

○原子炉補機海水ポンプのモータ冷却口

積雪によって、原子炉補機海水ポンプのモータ冷却口が閉塞した場合、原子炉補機冷却系の機能喪失による補機冷却系喪失に至るシナリオ。

○高圧炉心スプレイ補機海水ポンプのモータ冷却口

積雪によって、高圧炉心スプレイ補機海水ポンプのモータ冷却口が閉塞した場合、高圧炉心スプレイ系が機能喪失することによる手動停止に至るシナリオ。

○タービン補機海水ポンプのモータ冷却口

積雪によって、タービン補機海水ポンプのモータ冷却口が閉塞した場合、タービン補機海水系が機能喪失することによるタービン・サポート系故障に至るシナリオ。

○循環水ポンプのモータ冷却口

積雪によって、循環水ポンプのモータ冷却口が閉塞した場合、復水器真空度低により隔離事象に至るシナリオ。

④積雪によるアクセス性や作業性の悪化

積雪により屋外現場へのアクセス性や屋外での作業性に影響を及ぼす可能性があるものの、設計基準事故対処設備のみで対応可能なシナリオであれば基本的に屋外での現場対応はなく、仮にアクセス性や屋外での作業性へ影響が及んだ場合であっても構内の道路又はアクセスルートについては、除雪を行うことから問題はない。

そのため上記①～③の影響評価の結果として、可搬型重大事故等対処設備の接続といった屋外での作業が必要になるケースが確認された場合に、別途、詳細検討するものとする。

(4) 起回事象の特定

(3) 項で選定した各シナリオについて、想定を超える積雪事象に対しての裕度評価（起回事象発生可能性評価）を実施し、事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起回事象の特定を行った。

①建物天井や屋外設備に対する荷重により発生可能性のあるシナリオ

○建物及び屋外設備

積雪荷重が各建物天井や屋外設備の許容荷重を上回った場合には、

(3)項で選定した各シナリオが発生する可能性はあるが、積雪は事前の予測が十分に可能であり、また積雪事象の進展速度を踏まえると除雪管理が可能であることから、発生可能性は非常に稀であり、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスの要因とはなりえないと考えられるため、考慮すべき起因事象としては選定不要であると判断した。

②送受電設備の屋外設備への着氷

○送受電設備

着氷に対して設計上の配慮はなされているものの、設計基準を超える積雪事象に対して発生を否定できないため、送受電設備の損傷に伴う外部電源喪失については考慮すべき起因事象として選定する。

③空調給気口等の閉塞

○中央制御室換気系，ディーゼル発電機燃焼用給気口，原子炉補機海水ポンプのモータ冷却口，高圧炉心スプレイ補機海水ポンプのモータ冷却口，タービン補機海水ポンプのモータ冷却口及び循環水ポンプのモータ冷却口

中央制御室換気系，ディーゼル発電機燃焼用給気口，原子炉補機海水ポンプのモータ冷却口，高圧炉心スプレイ補機海水ポンプのモータ冷却口，タービン補機海水ポンプのモータ冷却口又は循環水ポンプのモータ冷却口が閉塞した場合には、(3)項で選定した各シナリオが発生する可能性はあるが、積雪は事前の予測が十分に可能であり、また積雪事象の進展速度を踏まえると除雪管理が可能であることから、発生可能性は非常に稀であり、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスの要因にはなりえないと考えられるため、考慮すべき起因事象としては選定不要であると判断した。

2. 事故シーケンスの特定

1. にて設計基準を超える積雪事象に対し発生可能性のある起因事象として外部電源喪失を特定したが、運転時の内部事象，地震及び津波レベル1 P R Aにて考慮していることから、追加すべき新しい事故シーケンスではない。

よって、積雪事象を起因とする有意な頻度又は影響のある事故シーケンスは新たに生じないと判断した。

設計基準を超える落雷事象に対する事故シーケンス抽出

1. 起因事象の特定

(1) 構築物，系統及び機器（以下「設備等」という。）の損傷・機能喪失モードの抽出

落雷事象により設備等に発生する可能性のある事象について，国外の評価事例や国内で発生したトラブル事例も参照し，以下のとおり，損傷・機能喪失モードを抽出した。

- ①屋内外計測制御設備に発生するノイズ
- ②直撃雷による設備損傷
- ③誘導雷サージによる電気盤内の回路損傷

(2) 評価対象設備の選定

(1)項で抽出した各損傷・機能喪失モードに対し，影響を受ける可能性のある設備等のうち，プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定した。

- ①屋内外計測制御設備に発生するノイズ
 - ・計測制御設備

- ②直撃雷による設備損傷
 - ・送受電設備
 - ・原子炉補機海水ポンプ
 - ・高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ
 - ・タービン補機海水ポンプ
 - ・循環水ポンプ

- ③誘導雷サージによる電気盤内の回路損傷
 - ・計測制御設備

(3) 起因事象になり得るシナリオの選定

(1)項で抽出した各損傷・機能喪失モードに対して，(2)項で選定した評価対象設備への影響を検討のうえ，発生可能性のあるシナリオを選定した。

- ①屋内外計測制御設備に発生するノイズ
 - 計測制御設備

ノイズにより安全保護系が誤動作した場合，隔離事象又は原子炉保護系誤動作等に至るシナリオ。

ノイズにより安全保護系以外の計測制御設備が誤動作した場合、非隔離事象、全給水喪失又は水位低下事象に至るシナリオ。

②直撃雷による設備損傷

○送受電設備

送受電設備への直撃雷により、当該設備が機能喪失し、外部電源喪失に至るシナリオ。

○原子炉補機海水ポンプ

原子炉補機海水ポンプへの直撃雷により、当該設備が機能喪失し、補機冷却系喪失に至るシナリオ。

○高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ

高圧炉心スプレイ補機海水ポンプへの直撃雷により、当該設備が機能喪失し、手動停止に至るシナリオ。

○タービン補機海水ポンプ

タービン補機海水ポンプへの直撃雷により、当該設備が機能喪失し、タービン・サポート系故障に至るシナリオ。

○循環水ポンプ

循環水ポンプへの直撃雷により、当該設備が機能喪失し、復水器真空度喪失により隔離事象に至るシナリオ。

③誘導雷サージによる電気盤内の回路損傷

○計測制御設備

建物避雷設備等から誘導雷サージが建物内に侵入し、電気盤内の制御回路が損傷し、計装・制御系喪失に至るシナリオ。

(4) 起因事象の特定

(3)項で選定した各シナリオについて、想定を超える落雷事象に対しての裕度評価（起因事象発生可能性評価）を実施し、事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起因事象の特定を行った。

①屋内外計測制御設備に発生するノイズ

○計測制御設備

落雷によって安全保護系に発生するノイズの影響により誤動作する可能性は否定できず、隔離事象又は原子炉保護系誤動作等に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。

また、落雷によって安全保護系以外の計測制御設備に発生するノイズの影響により誤作動する可能性は否定できず、非隔離事象、全給水喪失又は水位低下事象に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。

なお、上記事象以外の誤動作（ポンプの誤起動等）については、設備の機能喪失には至らず、かつ復旧についても容易であることから、起回事象としては特定しない。

②直撃雷による設備損傷

○送受電設備

送電線、開閉所は架空地線で落雷の確率低減対策を実施しているが、受雷を否定できないため、送受電設備の損傷に伴う外部電源喪失に至るシナリオは考えられるため、起回事象として特定する。

○原子炉補機海水ポンプ

原子炉補機海水ポンプは、避雷設備の効果を期待できるが、海水ポンプモータ部に関しては落雷によって機能喪失する可能性を否定できない。また、区分分離が実施された複数の系統に期待できるが、同時に機能喪失することを保守的に考慮し、補機冷却系喪失に至るシナリオは考えられるため起回事象として特定する。

○高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ

高圧炉心スプレイ補機海水ポンプは、避雷設備の効果を期待できるが、海水ポンプモータ部に関しては落雷によって機能喪失する可能性を否定できないことから、手動停止に至るシナリオは考えられるため起回事象として特定する。

○タービン補機海水ポンプ

タービン補機海水ポンプは、避雷設備の効果を期待できるが、海水ポンプモータ部に関しては落雷によって機能喪失する可能性を否定できないことから、タービン・サポート系故障に至るシナリオは考えられるため起回事象として特定する。

○循環水ポンプ

循環水ポンプモータ部に関しては、落雷によって機能喪失する可能性を否定できないため、循環水ポンプの機能喪失に伴う復水器真空度喪失による隔離事象に至るシナリオは考えられるため起回事象として特定する。

③誘導雷サージによる電気盤内の回路損傷

○計測制御設備

落雷による誘導雷サージを接地網へ効果的に導くことが出来ない場合には、電気盤内の絶縁耐力が低い制御回路が損傷し、発電用原子炉施設の安全保護系機能が喪失する。しかしながら、安全保護系の制御回路はシールドケーブルを使用し、基本的に建物内に布設しているため、有意なサージの侵入はないこと、また屋外との取合いがある制御回路についても、避雷器や絶縁トランスによるサージ対策が講じられ

ており、制御回路が影響を受けるような誘導雷サージの侵入はないことから、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスとはなりえないと考えられるため、考慮すべき起因事象としては特定不要であると判断される。

なお、安全保護系以外の計測制御設備は、誘導雷サージの影響により損傷し、安全保護系以外の計装・制御系喪失により制御不能に至る可能性を否定できない。制御不能となった場合は、非隔離事象、全給水喪失又は水位低下事象に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。

2. 事故シーケンスの特定

1. にて設計基準を超える落雷事象に対し発生可能性のある起因事象として以下を特定した。

- ・安全保護系に発生するノイズの影響に伴う隔離事象又は原子炉保護系誤動作等
- ・安全保護回路以外の計測制御設備に発生するノイズの影響に伴う非隔離事象、全給水喪失又は水位低下事象
- ・送受電設備の機能喪失による外部電源喪失
- ・原子炉補機海水ポンプの機能喪失による補機冷却系喪失
- ・高圧炉心スプレイ・ポンプの機能喪失による手動停止
- ・タービン補機海水ポンプの機能喪失によるタービン・サポート系故障
- ・循環水ポンプの機能喪失による隔離事象
- ・安全保護回路以外の計測制御設備の損傷に伴う非隔離事象、全給水喪失又は水位低下事象

上記起因事象については、いずれも運転時の内部事象、地震及び津波レベル1 P R Aにて考慮していることから、追加すべき新しい事故シーケンスではない。

よって、落雷事象を起因とする有意な頻度又は影響のある事故シーケンスは新たに生じないと判断した。

設計基準を超える火山事象に対する事故シーケンス抽出

1. 起因事象の特定

(1) 構築物、系統及び機器（以下「設備等」という。）の損傷・機能喪失モードの抽出

火山事象のうち、火砕流や火山弾といった原子力発電所の火山影響評価ガイド（制定 平成25年6月19日 原規技発第13061910号 原子力規制委員会決定）（以下「影響評価ガイド」という。）において設計対応不可能とされている事象については、影響評価ガイドに基づく立地評価にて原子力発電所の運用期間中に影響を及ぼす可能性がないと判断されている。よって、個々の火山事象への設計対応及び運転対応の妥当性について評価を行うため抽出した降下火砕物を対象に原子力発電所への影響を検討するものとする。

降下火砕物により設備等に発生する可能性のある事象について、影響評価ガイドも参照し、以下のとおり、損傷・機能喪失モードを抽出した。

- ①降下火砕物の堆積荷重による荷重
- ②降下火砕物による取水口及び海水系の閉塞
- ③降下火砕物による空調給気口等の閉塞及び屋外設備の摩耗
- ④降下火砕物に付着している腐食成分による化学的影響
- ⑤降下火砕物の送受電設備への付着による相間短絡
- ⑥降下火砕物によるアクセス性や作業性の悪化

(2) 評価対象設備の選定

(1)項で抽出した各損傷・機能喪失モードに対し、影響を受ける可能性のある設備等のうち、プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定した。

①降下火砕物の堆積荷重による荷重

<建物>

- ・原子炉建物
- ・タービン建物
- ・廃棄物処理建物
- ・制御室建物

<屋外設備>

- ・送受電設備のうち変圧器
- ・復水貯蔵タンク
- ・ディーゼル発電機燃焼用給気口
- ・原子炉補機海水ポンプ

- ・ 高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ
- ・ タービン補機海水ポンプ
- ・ 循環水ポンプ

②降下火砕物による取水口及び海水系の閉塞

- ・ 取水口
- ・ 原子炉補機海水ポンプ
- ・ 高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ
- ・ タービン補機海水ポンプ
- ・ 循環水ポンプ

③降下火砕物による空調給気口等の閉塞及び屋外設備の摩耗

- ・ ディーゼル発電機燃焼用給気口
- ・ 中央制御室換気系
- ・ 原子炉補機海水ポンプのモータ冷却口
- ・ 高圧炉心スプレイ補機海水ポンプのモータ冷却口
- ・ タービン補機海水ポンプのモータ冷却口
- ・ 循環水ポンプのモータ冷却口
- ・ ディーゼル燃料移送ポンプ

④降下火砕物に付着している腐食成分による化学的影響

- ・ 原子炉補機海水ポンプ等の屋外設備

⑤降下火砕物の送受電設備への付着による相間短絡

- ・ 送受電設備

⑥降下火砕物によるアクセス性や作業性の悪化

- － (アクセスルート)

(3) 起因事象になり得るシナリオの選定

(1)項で抽出した各損傷・機能喪失モードに対して、(2)項で選定した評価対象設備への影響を検討のうえ、発生可能性のあるシナリオを選定した。

①降下火砕物による建物天井や屋外設備に対する堆積荷重

建物及び屋外設備に対する降下火砕物堆積荷重により発生可能性のあるシナリオは以下のとおり。

<建物>

○原子炉建物

原子炉建物屋上が降下火砕物による堆積荷重により崩落した場合に、建物最上階に設置している原子炉補機冷却系サージタンクが損傷する

ことで、原子炉補機冷却系が喪失し、補機冷却系喪失に至るシナリオ。

原子炉建物屋上が降下火砕物による堆積荷重により崩落した場合に、建物最上階に設置している原子炉建物給排気隔離弁の機能喪失により手動停止に至るシナリオ。

○タービン建物

タービン建物屋上が降下火砕物による堆積荷重により崩落した場合に、建物最上階に設置しているタービンや発電機に影響が及び、非隔離事象に至るシナリオ。

また、タービン補機冷却系サージタンクが機能喪失することで、タービン・サポート系故障に至るシナリオ。

○廃棄物処理建物

廃棄物処理建物屋上が降下火砕物による堆積荷重により崩壊した場合に、建物最上階に設置している気体廃棄物処理設備が機能喪失し、手動停止に至るシナリオ。

○制御室建物

制御室建物屋上が降下火砕物による堆積荷重により崩落した場合に、建物最上階に設置している中央制御室が機能喪失し、計装・制御系機能喪失に至るシナリオ。

<屋外設備>

○送受電設備のうち変圧器

変圧器が降下火砕物による堆積荷重により損傷した場合に、外部電源喪失に至るシナリオ。

○復水貯蔵タンク

復水貯蔵タンク天板が降下火砕物による堆積荷重により崩落し、保有水が喪失した場合、復水輸送系の喪失により手動停止に至るシナリオ。

○ディーゼル発電機燃焼用給気口

ディーゼル発電機の燃焼用給気口が降下火砕物による堆積荷重によって損傷し、ディーゼル発電機が機能喪失した場合に、上記の外部電源喪失の同時発生を想定した場合、全交流動力電源喪失に至るシナリオ。

○原子炉補機海水ポンプ

原子炉補機海水ポンプが降下火砕物による堆積荷重により損傷した場合に、原子炉補機冷却系が喪失し、補機冷却系喪失に至るシナリオ。

○高圧炉心スプレー補機海水ポンプ

高圧炉心スプレー補機海水ポンプが降下火砕物による堆積荷重により損傷した場合に、高圧炉心スプレー系が機能喪失し、手動停止に至るシナリオ。

○タービン補機海水ポンプ

タービン補機海水ポンプが降下火砕物による堆積荷重により損傷した場合に、タービン補機海水系が機能喪失し、タービン・サポート系故障に至るシナリオ。

○循環水ポンプ

循環水ポンプが降下火砕物による堆積荷重により損傷した場合に、復水器真空度低により隔離事象に至るシナリオ。

②降下火砕物による取水口及び海水系の閉塞

○取水口

海水中への降下火砕物による取水口への影響については、定量的な裕度評価は困難であるが、降下火砕物に対する取水量や取水設備構造等を考慮すると、取水口閉塞の発生は考えにくく、考慮するシナリオとしては抽出不要と考えられる。

○原子炉補機海水ポンプ、高圧炉心スプレー補機海水ポンプ、タービン補機海水ポンプ及び循環水ポンプ

海水系については、海水中の降下火砕物が高濃度な場合には、熱交換器の伝熱管、海水ポンプ軸受の閉塞による異常摩耗や海水ストレーナの閉塞により、原子炉補機海水ポンプが機能喪失し補機冷却系喪失に至るシナリオ、高圧炉心スプレー補機海水ポンプが機能喪失し手動停止に至るシナリオ、タービン補機海水ポンプが機能喪失しタービン・サポート系故障に至るシナリオ及び循環水ポンプが機能喪失し隔離事象に至るシナリオ。

③降下火砕物による空調給気口等の閉塞及び屋外設備の摩耗

○ディーゼル発電機燃焼用給気口

降下火砕物によるディーゼル発電機の給気フィルタの目詰まり又は燃焼用給気口の閉塞によって、ディーゼル発電機の機能が喪失した場合に、下記⑤の外部電源喪失の同時発生を想定した場合、全交流動力電源喪失に至るシナリオ。

○中央制御室換気系

降下火砕物によって中央制御室換気系の給排気口が閉塞した場合は、外気遮断による系統隔離運転が可能な設計となっているため、考慮すべきシナリオとして選定は不要である。また、降下火砕物の吸い込みにより給気口が閉塞した場合でも、フィルタの取替え及び清掃が可能であることから考慮すべきシナリオとして選定は不要である。

○原子炉補機海水ポンプ、高圧炉心スプレー補機海水ポンプ、タービン補機海水ポンプ及び循環水ポンプのモータ冷却口の閉塞

降下火砕物の吸い込み又は冷却口への堆積により、海水ポンプモー

タの冷却口が閉塞した場合、原子炉補機海水ポンプが機能喪失し補機冷却系喪失に至るシナリオ、高圧炉心スプレイ補機海水ポンプが機能喪失し手動停止に至るシナリオ、タービン補機海水ポンプが機能喪失しタービン・サポート系故障に至るシナリオ又は循環水ポンプが機能喪失し隔離事象に至るシナリオ。

○ディーゼル燃料移送ポンプ

降下火砕物による軸受摩耗により、ディーゼル燃料移送ポンプが損傷し、ディーゼル発電設備が燃料枯渇により機能喪失した場合に、下記⑤の外部電源喪失の同時発生を想定した場合、全交流動力電源喪失に至るシナリオ。

④降下火砕物に付着している腐食成分による化学的影響

○原子炉補機海水ポンプ等の屋外設備

降下火砕物が屋外設備に付着することによる腐食については、屋外設備表面に塗装が施されており腐食の抑制効果が考えられること、腐食の進展速度の遅さを考慮し、適切な保守管理が可能であるため考慮するシナリオとしては抽出不要とする。

⑤降下火砕物の送受電設備への付着による相間短絡

○送受電設備

降下火砕物が送電線や碍子へ付着し、霧や降雨の水分を吸収することによって、相間短絡を起こし外部電源喪失に至るシナリオ。

⑥降下火砕物によるアクセス性や作業性の悪化

降下火砕物により屋外現場へのアクセス性や屋外での作業性に影響を及ぼす可能性があるものの、設計基準事故対処設備のみで対応可能なシナリオであれば基本的に屋外での現場対応はなく、仮にアクセス性や屋外での作業性へ影響が及んだ場合であっても構内の道路又はアクセスルートについては、除灰を行うことから問題はない。

そのため上記①～⑤の影響評価の結果として、可搬型重大事故等対処設備の接続といった屋外での作業が必要になるケースが確認された場合に、別途、詳細検討するものとする。

(4) 起因事象の特定

(3) 項で選定した各シナリオについて、想定を超える火山事象に対しての裕度評価（起因事象発生可能性評価）を実施し、事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起因事象の特定を行った。

①降下火砕物による建物天井や屋外設備に対する堆積荷重により発生可能

性のあるシナリオ

○ 建物及び屋外設備

降下火砕物による堆積荷重が各建物天井や屋外設備の許容荷重を上回った場合には、(3)項で選定した各シナリオが発生する可能性はあるが、火山事象は事前の予測が十分に可能であり、また降灰事象の進展速度を踏まえると除灰管理が可能であることから、発生可能性は非常に稀であり、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスの要因にはなりえないと考えられるため、考慮すべき起因事象としては選定不要であると判断した。

②降下火砕物による取水口及び海水系の閉塞

○原子炉補機海水ポンプ， 高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ， タービン補機海水ポンプ及び循環水ポンプ

海水中の降下火砕物による海水系への影響については、降下火砕物の性質である硬度を考慮すると、海水中の降下火砕物によって熱交換器の伝熱管、海水ポンプ軸受の閉塞による異常摩耗は進展しにくく、また、降灰事象の進展速度を踏まえると、海水ストレータの差圧が上昇した場合は切替えて清掃することによって機能喪失することは考えにくいため、考慮すべき起因事象として選定不要であると判断した。

③降下火砕物による空調給気口等の閉塞及び屋外設備の摩耗

○ディーゼル発電機燃焼用給気口

降下火砕物の吸い込み又は給気口への堆積によりディーゼル発電機の給気フィルタが閉塞した場合には、(3)項で選定したシナリオが発生する可能性はあるが、火山事象は事前の予測が十分に可能であり、また降灰事象の進展速度を踏まえると除灰管理又はフィルタ交換が可能であることから、発生可能性は非常に稀であり、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスの要因にはなりえないと考えられるため、考慮すべき起因事象としては選定不要であると判断した。

また、モータ冷却口が閉塞した場合には、(3)項で選定したシナリオが発生する可能性はあるが、火山事象は事前の予測が十分に可能であり、また降灰事象の進展速度を踏まえると除灰管理が可能であることから、発生可能性は非常に稀であり、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスの要因にはなりえないと考えられるため、考慮すべき起因事象としては選定不要であると判断した。

④降下火砕物に付着している腐食成分による化学的影響

上記(3)④のとおり、この損傷・機能喪失モードは考慮しないため、想定するシナリオはない。

⑤降下火砕物の送受電設備への付着による相間短絡

○送受電設備

降下火砕物の影響を受ける可能性がある送受電設備は、発電所内外の広範囲にわたるため、全域における管理が困難なことを踏まえると設備等の不具合による機能喪失の可能性を否定できないため、外部電源喪失については考慮すべき起因事象として選定する。

2. 事故シーケンスの特定

1. にて設計基準を超える火山事象に対し発生可能性のある起因事象として外部電源喪失を特定したが、運転時の内部事象、地震及び津波レベル1 P R Aにて考慮していることから、追加すべき新しい事故シーケンスではない。

よって、火山の影響を起因とする有意な頻度又は影響のある事故シーケンスは新たに生じないと判断した。

設計基準を超える地滑り・土石流事象のうち土石流に対する事故シーケンス抽出

1. 起因事象の特定

(1) 構築物，系統及び機器（以下「設備等」という。）の損傷・機能喪失モードの抽出

地滑り・土石流事象のうち土石流により設備等に発生する可能性のある事象について，国外の評価事例，国内で発生したトラブル事例も参照し，以下のとおり，損傷・機能喪失モードを抽出した。

- ①土砂の荷重による建物や設備等の損傷
- ②土砂の堆積によるアクセス性や作業性の悪化

(2) 評価対象設備の選定

(1)項で抽出した各損傷・機能喪失モードに対し，影響を受ける可能性のある設備等のうち，プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定した。

①土砂の荷重による建物や設備等の損傷

<建物>

- ・原子炉建物
- ・廃棄物処理建物

<屋外設備>

- ・送受電設備

②土砂の堆積によるアクセス性や作業性の悪化

－（アクセスルート）

(3) 起因事象になり得るシナリオの選定

(1)項で抽出した各損傷・機能喪失モードに対して，(2)項で選定した評価対象設備への影響を検討のうえ，発生可能性のあるシナリオを選定した。

①土砂の荷重による建物や設備等の損傷

建物及び屋内外設備に対する土砂荷重により発生可能性のあるシナリオは以下のとおり。

<建物>

○原子炉建物，廃棄物処理建物

土石流が斜面に到達した場合は，更に土石流の堆積区間が広がり，各建物に影響を及ぼす可能性があるが，別紙に示す設計基準を超える土石流を想定しても，原子炉建物周辺の斜面まで最も近い土石流危険

区域③においても、当該斜面まで平坦な距離は50m以上あることから各建物に土石流は到達しないと考えられるため、シナリオの選定は不要である。

<屋外設備>

○送受電設備

送受電設備が土砂の荷重により損傷した場合に、外部電源喪失に至るシナリオ。

②土砂の堆積によるアクセス性や作業性の悪化

土石流に伴う土砂の堆積により屋外現場へのアクセス性や屋外での作業性に影響を及ぼす可能性があるものの、土石流による影響範囲は限定的であり、影響範囲外の設備及びアクセスルート等を使用した対応が可能であることから問題はない。

(4) 起回事象の特定

(3)項で選定した各シナリオについて、設計基準を超える土石流に対しての裕度評価（起回事象発生可能性評価）を実施し、事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起回事象の特定を行った。

①土砂の荷重による建物や設備等の損傷

<屋外設備>

○送受電設備

土砂の荷重に対して送受電設備の損傷を否定できないため、送受電設備の損傷に伴う外部電源喪失は考慮すべき起回事象として選定する。

2. 事故シーケンスの特定

1. にて設計基準を超える土石流に対し発生可能性のある起回事象として以下のとおり選定した。

・送受電設備の損傷に伴う外部電源喪失

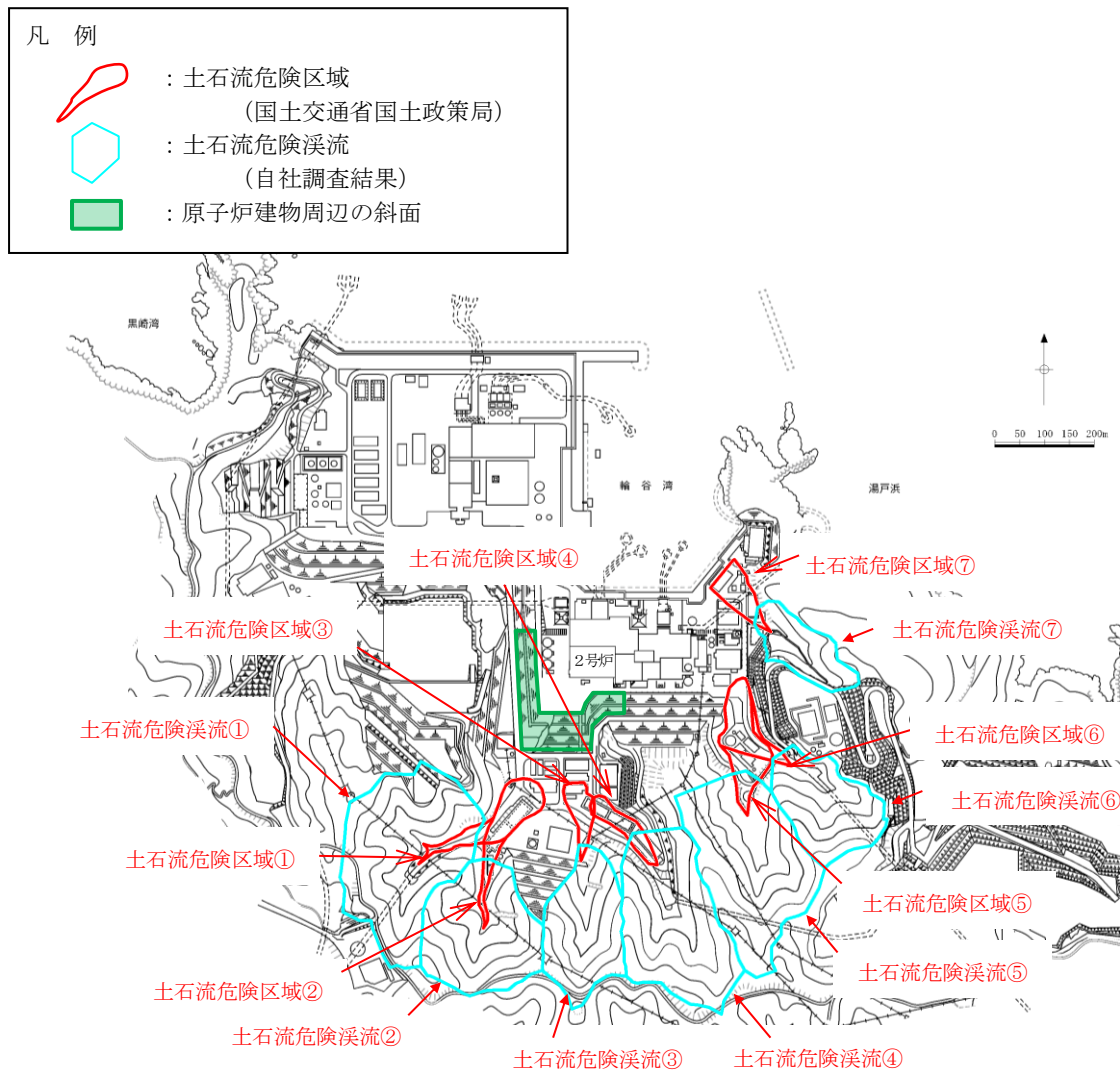
上記起回事象については、いずれも運転時の内部事象、地震及び津波レベル1 P R Aにて考慮していることから、追加すべき新しい事故シーケンスではない。

よって、土石流を起因とする有意な頻度又は影響のある事故シーケンスは新たに生じないと判断した。

土石流の規模について

1. 土石流危険区域

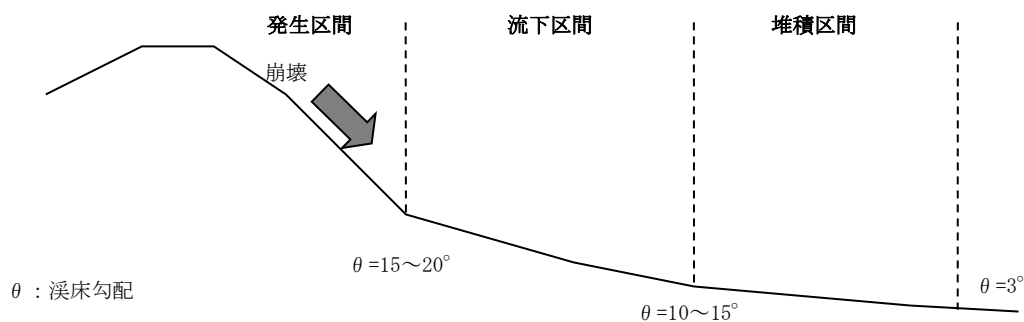
島根原子力発電所周辺の土石流危険区域は第1図のとおり。



第1図 島根原子力発電所周辺における土石流危険区域
及び土石流危険溪流位置図

2. 溪床勾配について

土石流は、発生区間、流下区間及び堆積区間が溪床勾配によってほぼ明確に分類できることが知られている。第2図に溪床勾配の区分を示す。



第2図 溪床勾配の区分

3. 設計基準を超える土石流について

2. のとおり，土石流による影響範囲は溪床勾配に依存するものの，大規模損壊では，設計基準を超える土石流として，土石流の影響範囲が第1図の土石流危険区域から下流に更に10m程度拡大することを想定する。

設計基準を超える森林火災事象に対する事故シーケンス抽出

1. 起因事象の特定

(1) 構築物，系統及び機器（以下「設備等」という。）の損傷・機能喪失モードの抽出

森林火災により設備等に発生する可能性のある事象について，国外の評価事例，国内で発生したトラブル事例も参照し，以下のとおり，損傷・機能喪失モードを抽出した。

- ① 輻射熱による建物や設備等への影響
- ② ばい煙による設備等の閉塞

(2) 評価対象設備の選定

(1) 項で抽出した各損傷・機能喪失モードに対し，影響を受ける可能性のある設備等のうち，プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定した。

① 輻射熱による建物や設備等への影響

< 建物 >

- ・ 原子炉建物
- ・ タービン建物
- ・ 廃棄物処理建物
- ・ 制御室建物

< 屋外設備 >

- ・ 送受電設備
- ・ 復水貯蔵タンク
- ・ 排気筒（非常用ガス処理系排気管を含む。）
- ・ 原子炉補機海水ポンプ
- ・ 高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ
- ・ タービン補機海水ポンプ
- ・ 循環水ポンプ

② ばい煙による設備等の閉塞

- ・ ディーゼル発電機燃焼用給気口
- ・ 換気空調設備
- ・ 中央制御室換気系
- ・ 原子炉補機海水ポンプのモータ冷却口
- ・ 高圧炉心スプレイ補機海水ポンプのモータ冷却口

- ・タービン補機海水ポンプのモータ冷却口
- ・循環水ポンプのモータ冷却口

(3) 起因事象になり得るシナリオの選定

(1)項で抽出した各損傷・機能喪失モードに対して、(2)項で選定した評価対象設備への影響を検討のうえ、発生可能性のあるシナリオを選定した。

① 輻射熱による建物や設備等への影響

<建物>

○原子炉建物，タービン建物，廃棄物処理建物及び制御室建物

森林火災の輻射熱による建物への影響について、想定し得る最大の火災影響評価において、防火帯外縁（火炎側）から十分な離隔距離があることを考慮すると、建物の許容温度を下回り、建物が損傷することはない。また、森林火災の輻射熱による建物影響について、24時間駐在している自衛消防隊による早期の消火活動も可能であり、森林火災に対する影響緩和策を講じることができることから、シナリオの選定は不要である。

<屋外設備>

○送受電設備

森林火災の輻射熱により送受電設備が損傷した場合、外部電源喪失に至るシナリオ。

なお、森林火災の輻射熱による送受電設備への影響について、想定し得る最大の火災影響評価において、防火帯外縁（火炎側）から十分な離隔距離があることを考慮すると、防火帯内の送受電設備が損傷することはない。また、森林火災の輻射熱による影響について、24時間駐在している自衛消防隊による早期の消火活動も可能であり、森林火災に対する影響緩和策を講じることができる。

○復水貯蔵タンク

森林火災の輻射熱による復水貯蔵タンクへの影響について、防火帯外縁（火炎側）から十分な離隔距離があることを考慮すると、復水貯蔵タンクが受ける輻射強度は低いため、復水貯蔵タンクが損傷することはない。また、森林火災の輻射熱による影響について、24時間駐在している自衛消防隊による早期の消火活動も可能であり、森林火災に対する影響緩和策を講じることができることから、シナリオの選定は不要である。

○排気筒（非常用ガス処理系排気管を含む。）

森林火災の輻射熱による排気筒（非常用ガス処理系排気管を含む。）への影響について、防火帯外縁（火炎側）から十分な離隔距離があることを考慮すると、排気筒（非常用ガス処理系排気管を含む。）が受け

る輻射強度は低いため、排気筒（非常用ガス処理系排気管を含む。）が損傷することはない。また、森林火災の輻射熱による影響について、24時間駐在している自衛消防隊による早期の消火活動も可能であり、森林火災に対する影響緩和策を講じることができることから、シナリオの選定は不要である。

- 原子炉補機海水ポンプ，高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ，タービン補機海水ポンプ及び循環水ポンプ（以下「海水ポンプ」という。）

森林火災の輻射熱による海水ポンプへの影響について、想定し得る最大の火災影響評価において、防火帯外縁（火炎側）から十分な離隔距離があることを考慮すると、海水ポンプが受ける輻射強度は低いため、海水ポンプが損傷することはない。また、森林火災の輻射熱による影響について、24時間駐在している自衛消防隊による早期の消火活動も可能であり、森林火災に対する影響緩和策を講じることができることから、シナリオの選定は不要である。

②ばい煙による設備等の閉塞

- ディーゼル発電機燃焼用給気口

森林火災で発生するばい煙のディーゼル発電機燃焼用給気口への吸い込みにより給気口が閉塞した場合でも、フィルタの取替え及び清掃が可能であることから、シナリオの選定は不要である。

- 海水ポンプのモータ冷却口

海水ポンプモータ内部にばい煙粒子が侵入した場合でも、モータ内の通気経路の隙間は十分に大きく閉塞等の影響はないため、シナリオの選定は不要である。

- 換気空調設備

外気取入口にはフィルタを設置しているため、一定以上の粒径のばい煙を捕集するとともに、換気空調設備の停止により建物内へのばい煙の侵入を阻止することが可能であるため、シナリオの選定は不要である。

- 中央制御室換気系

外気取入口にはフィルタを設置しているため、一定以上の粒径のばい煙を捕集するとともに、給気隔離弁及び排気隔離弁を閉止し系統隔離運転モードとすることにより、長時間室内へのばい煙侵入を阻止することが可能であるため、シナリオの選定は不要である。

(4) 起因事象の特定

(3)項で選定した各シナリオについて、想定を超える森林火災事象に対しての裕度評価（起因事象発生可能性評価）を実施し、事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起因事象の特定を行った。

①輻射熱による建物や設備等への影響

<建物>

森林火災の輻射熱による各建物の損傷については、上記(3)①のとおり、考慮すべき起因事象として特定不要であると判断した。

<屋外設備>

森林火災の輻射熱により送受電設備が損傷する可能性が否定できず、送受電設備の損傷に伴う外部電源喪失に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。その他の屋外設備についての損傷のシナリオについては、上記(3)①のとおり、考慮すべき起因事象として特定不要であると判断した。

②ばい煙による設備等の閉塞

森林火災のばい煙等による設備等の閉塞については、上記(3)②のとおり、考慮すべき起因事象として特定不要であると判断した。

2. 事故シーケンスの特定

1. にて森林火災に対し発生可能性のある起因事象として外部電源喪失を特定したが、運転時の内部事象、地震及び津波レベル1 P R Aにて考慮していることから、追加すべき新しい事故シーケンスではない。

よって、森林火災を起因とする有意な頻度又は影響のある事故シーケンスは新たに生じないと判断した。

設計基準を超える自然現象の重畳に対する事故シーケンス抽出

1. 自然現象の重畳影響

自然現象の重畳評価においては、損傷・機能喪失モードに応じて、以下に示す影響を考慮する必要がある。

- I. 各自然現象から同じ影響がそれぞれ作用し、重ね合わさって増長するケース（例：積雪と降下火砕物による堆積荷重の重ね合わせ）
- II. ある自然現象の防護施設が他の自然現象によって機能喪失することにより、影響が増長するケース（例：地震により止水機能が喪失して浸水量が増加）
- III-1. 他の自然現象の作用により前提条件が変化し、影響が増長するケース（例：降水による降下火砕物密度の増加（降水時は、降下火砕物自体が発電所へ届きにくくなると考えられるため、堆積後の降水を想定））
- III-2. 他の自然現象の作用により影響が及ぶようになるケース（例：斜面に降下火砕物が堆積した後に大量の降水により滑り、プラント周辺まで降下火砕物を含んだ水が押し寄せる状態。単独事象としては想定していない。）

2. 自然現象の重畳によるシナリオの選定

添付資料 2.1.1 大規模損壊を発生させる可能性のある大規模な自然現象の抽出プロセスによって収集した自然現象 55 事象のうち、添付資料 2.1.1 の第 2 表に示す評価結果により、以下の観点から除外した事象については、重畳評価について考慮不要と判断し、地震、津波、竜巻、凍結、降雨、積雪、落雷、火山、生物学的事象、森林火災、地滑り等の 33 事象を重畳影響として評価する。

- 島根原子力発電所及びその周辺では発生しない（又は、発生が極めて稀）と判断した事象
 No.15：隕石，No.19：雪崩，No.22：カルスト，No.23：地下水による浸食，No.32：氷結（水面の凍結），No.34：氷壁，No.44：ハリケーン，No.47：陥没，No.51：土砂崩れ（山崩れ，崖崩れ），No.53：水蒸気・熱湯噴出，No.54：土壌の収縮又は膨張
- 単独事象での評価において設備等への影響がない（又は、非常に小さい）と判断した事象で、他の事象との重畳を考慮しても明らかに設備等への影響がないと判断した事象
 No.3：高温，No.9：もや，No.10：霜，No.11：干ばつ，No.12：塩害・塩雲，No.24：海岸浸食（水面下の浸食），No.25：湖又は河川の水位低下，No.26：湖又は河川の水位上昇，No.30：低水温（海水温低），No.40：濃霧，No.45：河川の迂回

重畳事象については、1. に示す I～III-1 の影響が考えられるものの、以下に示す理由から、単独事象での評価において抽出されたシナリオ以外のシナリオ

が生じることはなく、重畳影響Ⅲ－２についても該当するケースはなかった。

I. 各自然現象から同じ影響がそれぞれ作用し、重なり合わさって増長するケース

重畳により影響度合いが大きくなるのみであり、単独事象で設計基準を超える事象に対してシナリオの抽出を行っていることを踏まえると、新たなシナリオは生じない。

II. ある自然現象の防護施設が他の自然現象によって機能喪失することにより、影響が増長するケース

単独の自然現象に対するシナリオの選定において、設計基準を超える事象を評価対象としていることは、つまり設備耐力や防護対策に期待していないということであり、単独事象の評価において抽出された以外の新たなシナリオは生じない。

Ⅲ－１. 他の自然現象の作用により前提条件が変化し、影響が増長するケース
一方の自然現象の前提条件が、他方の自然現象により変化し、元の自然現象の影響度が大きくなったとしても、I. と同様、単独事象で設計基準を超える事象に対してシナリオ抽出を行っているため、新たなシナリオは生じない。

Ⅲ－２. 他の自然現象の作用により影響が及ぶようになるケース

単独事象では影響が及ばない評価であったのに対し、事象が重畳することにより影響が及ぶようになるものは、降下火砕物と降水の組合せのみであったが、屋外設備（送変電設備等）の損傷を想定しても、起因事象としては外部電源喪失であり、新しいシナリオは生じない。

3. 重畳影響評価のまとめ

事故シーケンスの抽出という観点においては、上述のとおり、自然現象が重畳することにより、単独事象の評価で特定されたシナリオに対し新たなものが生じることはなく、自然現象重畳により新たに追加すべき事故シーケンスは発生しないものと判断した。

第1表 自然現象の重畳確認結果 (5/8)

重畳事象	主事象	風(台風)			電巻			3	4	5	6	7		8	9	10
		荷重 (風圧)	荷重 (風速)	閉塞 (取水)	荷重 (風速)	荷重 (風圧)	荷重 (風速)	閉塞 (取水)	高温	低温	極端的な 気圧	降雨(豪雨)	積雪(豪雪)	ひょう	もや	霜
24 海抜浸食(水面下の浸食)	設備等の損傷・機能喪失モード															
25 湖又は河川の水位低下	冷却機能低下															
26 湖又は河川の水位上昇	冷却機能低下															
27 海水面低	冷却機能低下															
28 海水面高	冷却機能低下															
29 高水連(海水位高)	冷却機能低下															
30 低水連(海水位低)	冷却機能低下															
31 海床埋り	冷却機能低下															
32 氷結(水面の凍結)	閉塞(取水)															
33 氷晶	閉塞(取水)															
34 氷壁	閉塞(取水)															
35 水中の有機物質	冷却機能低下															
36 生物学的現象	閉塞(取水)															
37 津波	電気的影響															
38 太陽フレア、磁気嵐	閉塞(取水)															
39 洪水	閉塞(取水)															
40 濃霧	閉塞(取水)															
41 森林火災	閉塞(取水)															
42 草原火災	閉塞(取水)															
43 湖湖	閉塞(取水)															
44 カリケン	閉塞(取水)															
45 河川の迂回	閉塞(取水)															
46 静振	閉塞(取水)															
47 陸没	閉塞(取水)															
48 高潮	閉塞(取水)															
49 波浪	閉塞(取水)															
50 土石流	閉塞(取水)															
51 土砂崩れ(山崩れ、崖崩れ)	閉塞(取水)															
52 地滑り(液状化)	閉塞(取水)															
53 水蒸気、熱湯噴出	閉塞(取水)															
54 土壌の収縮又は膨張	閉塞(取水)															
55 毒ガス	閉塞(取水)															

【凡例】

斜線：以下の理由により、重畳影響考慮不要

・発電所及びその周辺では発生しない(又は、発生が極めて稀)と判断した事象

・単独事象での評価において設備等への影響がない(又は、非常に小さい)事象で、他の事象と重畳を考慮しても明らかに設備等への影響がないと判断した事象

I：各自然現象から同じ影響が重複した場合でも単純事象同士の影響評価により増長しない。

II：ある自然現象の防護施設がほかの自然現象によって機能喪失することにより、影響が増長するケース。

III-1：他の自然現象の作用により前提条件が変化し、影響が増長するケース。

III-2：他の自然現象の作用により影響が及ぶようになるケース。

第1表 自然現象の重畳確認結果 (6/8)

重畳事象	主事象	設備等の損傷・機能喪失モード	11 干ばつ		12 嵐雪、塩害		13 砂嵐		14 落雷		15 隕石			16 地面の隆起		17 動物		18 火山		19 雪崩		20 地滑り		21 地震		22 カルスト		23 地下水による浸食	
			希少な地下	高水	閉塞(空調)	電氣的影響(雷サージ)	電氣的影響(雷サージ)	電氣的影響(雷サージ)	電氣的影響(雷サージ)	電氣的影響(雷サージ)	電氣的影響(雷サージ)	電氣的影響(雷サージ)	電氣的影響(雷サージ)	電氣的影響(雷サージ)	電氣的影響(雷サージ)	電氣的影響(雷サージ)	電氣的影響(雷サージ)	電氣的影響(雷サージ)	電氣的影響(雷サージ)	電氣的影響(雷サージ)	電氣的影響(雷サージ)	電氣的影響(雷サージ)	電氣的影響(雷サージ)	電氣的影響(雷サージ)	電氣的影響(雷サージ)	電氣的影響(雷サージ)	電氣的影響(雷サージ)	電氣的影響(雷サージ)	電氣的影響(雷サージ)
24 海抜浸食(水面下の浸食)	冷却機能低下	(影響がない)																											
25 湖又は河川の水位低下	冷却機能低下	(影響がない)																											
26 湖又は河川の水位上昇	浸水	(影響がない)																											
27 海水面低	冷却機能低下	取水機能への影響																											
28 海水面高	冷却機能低下	建物及び屋外設備の損傷																											
29 高水連流(海水位高)	冷却機能低下	取水機能への影響																											
30 低水連流(海水位低)	冷却機能低下	(影響がない)																											
31 海床埋まり	浸水	建物及び屋外設備の損傷																											
32 氷結(水面の凍結)	閉塞(取水)	(発生しない)																											
33 氷晶	閉塞(取水)	建物及び屋外設備の損傷																											
34 氷壁	閉塞(取水)	(発生しない)																											
35 水中の有機物質	冷却機能低下	取水機能への影響																											
36 生物学的事象	閉塞(取水)	取水設備及び海水系の閉塞																											
37 津波	電氣的影響	電気がケーブル等の損傷																											
	荷重(衝突)	建物及び屋外設備の損傷																											
	浸水	設備等の損傷																											
38 太陽フレア、磁気嵐	閉塞(取水)	取水設備及び海水系の閉塞																											
39 洪水	浸水	送受信設備の損傷																											
40 濃霧	浸水	建物及び屋外設備の損傷																											
41 森林火災	熱影響	建物及び屋外設備の損傷																											
42 草原火災	熱影響	空調給気口等の閉塞																											
43 湖湖	閉塞(空調)	建物及び屋外設備の損傷																											
44 火山の噴出	閉塞(空調)	空調給気口等の閉塞																											
45 火山の噴出	浸水	設備等の損傷																											
46 静振	冷却機能低下	(発生しない)																											
47 陸没	冷却機能低下	(発生しない)																											
48 高潮	地盤安定性	取水機能への影響																											
49 波浪	浸水	設備等の損傷																											
50 土石流	浸水	設備等の損傷																											
51 土砂崩れ(山崩れ、崖崩れ)	荷重(衝突)	建物及び屋外設備の損傷																											
52 土砂崩れ(谷沢化)	荷重(衝突)	(発生しない)																											
53 水蒸気、熱湯噴出	地盤安定性	建物及び屋外設備の損傷																											
54 土壌の収縮又は膨張	浸水影響	(発生しない)																											
55 毒ガス	地盤安定性	人体への影響																											

【凡例】

斜線：以下の理由により、重畳影響考慮不要

・発生源及びその周辺では発生しない(又は、発生が極めて稀)と判断した事象

・単独事象での評価において設備等への影響がない(又は、非常に小さい)事象で、他の事象と重畳を考慮しても明らかに設備等への影響がないと判断した事象

Ⅰ：各自然現象が重畳した場合でも単独事象同士の影響評価により増長しない。

Ⅱ：ある自然現象の防護施設がほかの自然現象によって機能喪失することにより、影響が増長するケース。

Ⅲ-1：他の自然現象の作用により防護条件が変化し、影響が増長するケース。

Ⅲ-2：他の自然現象の作用により影響が及ぶようになるケース。

第1表 自然現象の重畳確認結果 (8/8)

重畳事象	設備等の損傷・機能喪失モード	主事象	41 森林火災		42 草原火災		43 満潮	44 ハリケーン	45 河川の迂回	46 静振	47 陸波	48 高潮	49 波浪	50 土石流	51 土砂崩れ	52 泥潮出	53 水蒸気、熱源噴出	54 土壌の収縮又は膨張	55 毒性ガス
			熱影響	閉塞(空調)	熱影響	閉塞(空調)													
24 海抜浸食(水面下の浸食)	冷却機能低下(影響がない)																		
25 湖又は河川の水位低下	冷却機能低下(影響がない)																		
26 湖又は河川の水位上昇	浸水																		
27 海水面低	冷却機能低下																		
28 海水面高	浸水																		
29 高水重(海水圧高)	冷却機能低下																		
30 低水重(海水圧低)	冷却機能低下																		
31 海床埋り	浸水																		
32 氷結(水面の凍結)	閉塞(取水)																		
33 氷晶	閉塞(取水)																		
34 氷壁	閉塞(取水)																		
35 水中の有機物質	冷却機能低下																		
36 生物学的現象	電気的影響																		
37 津波	浸水																		
38 土間フレア、磁気嵐	浸水																		
39 洪水	浸水																		
40 濃霧	浸水																		
41 森林火災	熱影響																		
42 草原火災	熱影響																		
43 満潮	閉塞(空調)																		
44 ハリケーン	浸水																		
45 河川の迂回	冷却機能低下																		
46 静振	浸水																		
47 陸波	冷却機能低下																		
48 高潮	浸水																		
49 波浪	浸水																		
50 土石流	浸水																		
51 土砂崩れ(山崩れ、崖崩れ)	荷重(衝突)																		
52 泥潮出(液状化)	荷重(衝突)																		
53 水蒸気、熱源噴出	浸水影響																		
54 土壌の収縮又は膨張	浸水影響																		
55 毒性ガス	浸水影響																		

【凡例】

斜線：以下の理由により、重畳影響考慮不要

・発電所及びその周辺では発生しない(又は、発生が極めて稀)と判断した事象

・単独事象での評価において設備等への影響がない(又は、非常に小さい)事象で、他の事象と重畳を考慮しても明らかに設備等への影響がないと判断した事象

Ⅰ：各自然現象が重複した場合でも単独事象同士の影響評価により増長しない。

Ⅱ：ある自然現象が同一影響を及ぼす作用し、重ね合わさることで増長するケース。

Ⅲ-1：他の自然現象の作用により前掲条件が変化し、影響が増長するケース。

Ⅲ-2：他の自然現象の作用により影響が及ぶようになるケース。

P R Aで選定しなかった事故シーケンス等への対応について

レベル1 P R Aにより抽出された事故シーケンスのうち、炉心損傷防止対策を講じることが困難な事故シーケンスは、以下のとおりである。

- a. E x c e s s i v e L O C A
- b. 計装・制御系喪失
- c. 格納容器バイパス
- d. 原子炉格納容器損傷
- e. 原子炉圧力容器損傷
- f. 原子炉建物損傷
- g. 制御室建物損傷
- h. 廃棄物処理建物損傷
- i. 直接炉心損傷に至る事象
- j. 全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋交流電源・補機冷却系喪失）
＋原子炉停止失敗
- k. 冷却材喪失（大破断 L O C A）＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗

以上の事故シーケンスのうち、a. ～ j. の10の事故シーケンスについては、外部事象による建物・原子炉格納容器等の大規模な損傷を想定していることから、原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できない場合も考えられる事故シーケンスであるが、これらの全炉心損傷頻度（以下「C D F」という。）への寄与割合が最大でも3.6%と小さい上、これらは事象進展の不確かさゆえに炉心損傷直結と整理しているものであり、より詳細かつ現実的な評価を実施した結果、損傷の程度によっては炉心損傷を回避でき、C D Fは現状よりも低下すると考えているシーケンスである。

万一、これらの事象に至った場合においても、重大事故等発生時の対策として配備する可搬型重大事故等対処設備及び当該設備による対応手順により、事故進展の緩和及び原子炉格納容器の破損防止を図ることに加えて、原子炉格納容器の健全性が損なわれるような事態に対しては、大規模損壊発生時の対策として整備する対応手順により原子炉格納容器の破損状態の緩和又は放射性物質の放出低減を図ることが可能と考えられる。

k. の事故シーケンスについては、国内外の先進的な対策を考慮した場合であっても炉心損傷防止対策を講じることが困難であるが、格納容器破損防止対策により原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できる事故シーケンスである。

また、レベル1.5 P R Aより炉心損傷後に格納容器バイパスに至るものとして、以下の格納容器破損モードを抽出している。

1. 格納容器隔離失敗

上記事象が発生した場合、大量の放射性物質の放出に至る可能性があるが、全格納容器破損頻度（以下「C F F」という。）への寄与割合は0.1%未満と極めて小さく、有意な頻度ではない。

万一、本事象に至った場合においても、熔融炉心冷却及び核分裂生成物を捕捉する観点での格納容器スプレイ等、可能な対応手順を実施するとともに、損傷の程度に応じて大規模損壊発生時の対策として整備する対応手順により、放射性物質の放出低減を図ることが可能と考えられる。

以上の事故シーケンス等への対応手順を第1表及び第2表に示す。

第1表 各事故シーケンスの扱い（1／8）

事故シーケンス グループ	事象の想定	CDF (/炉年)	対応手順
a. E x c e s s i v e L O C A	<p>大規模な地震では、原子炉格納容器内の原子炉冷却材圧力バウンダリにおいて、大破断LOCAを超える規模の損傷に伴う冷却材喪失（E x c e s s i v e L O C A）が発生する可能性がある。具体的には、主蒸気逃がし安全弁（以下「SRV」という。）の開放失敗による原子炉圧力上昇又は地震による直接的な荷重により、原子炉格納容器内の原子炉冷却材圧力バウンダリ配管が損傷に至るシナリオを想定している。</p> <p>なお、本事象の評価結果に大きく影響するSRV及び格納容器内配管のフラジリティ評価はかなり保守的な評価になっており、現実的なSRV及び格納容器内配管の耐性がPRAの結果に現れているものではないと考えている。現実的には、SRV及び格納容器内配管の一部が損傷してもE x c e s s i v e L O C Aには至ることなく、緩和系による事象収束に期待できると考えられる。このことから、本事象によって炉心損傷に至る頻度は十分に小さいと判断しており、本事象は有効性評価における新たな事故シーケンスグループとしては取り扱わないこととしている。</p>	4.2E-07	大規模損壊発生時の対応に含まれる。

第1表 各事故シーケンスの扱い（2／8）

事故シーケンス グループ	事象の想定	CDF (/炉年)	対応手順
b. 計装・制御系 喪失	<p>大規模な地震の発生により、計装・制御機能が喪失することでプラントの監視及び制御が不能な状態に陥る可能性がある。計装・制御機能が喪失した際のプラントへの影響を特定することは困難であることから、保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。ただし、制御盤又は計装ラックが倒壊するような復旧困難な損傷でない限り、事象収束措置が図られ、機能回復が見込めると考えられる。このため、現実的な事故シナリオとしては、一時的な機能喪失に留まる機器に対し、地震収束後に適切に対応することで影響緩和系による事象収束が期待できると考えられる。このことから、本事象によって炉心損傷に至る確率が十分小さいと判断し、有効性評価の事故シーケンスグループとしては取り扱わないこととしている。</p>	1.5E-07	大規模損壊発生時の対応に含まれる。

第1表 各事故シーケンスの扱い（3／8）

事故シーケンス グループ	事象の想定	CDF (/炉年)	対応手順
c. 格納容器バイパス	<p>大規模な地震では、原子炉格納容器外で配管破断等が発生し、原子炉格納容器をバイパスした原子炉冷却材の流出が発生する可能性がある。格納容器バイパス事象はインターフェイスシステムLOCAとバイパス破断に細分化され、バイパス破断は通常開の隔離弁に接続している配管が原子炉格納容器外で破損すると同時に隔離弁が閉失敗することで原子炉冷却材が流出する事象である。配管破断の程度や破断箇所の特 定、影響緩和措置の成立性等に応じた網羅的な事象進展の評価が困難なことから、保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。</p> <p>なお、損傷の程度や位置によっては、建物内で影響の及ぶ機器は限定的となることから、現実的なシナリオとしては、原子炉へ注水を継続することにより炉心損傷が回避できる可能性がある。損傷の程度によっては既存の有効性評価の事故シーケンスグループに含まれること、加えて本事故シーケンスにより炉心損傷に至る頻度はかなり稀な事象であるといえることから、新たな有効性評価の事故シーケンスグループとしては取り扱わないこととしている。</p>	3.5E-09	大規模損壊発生時の対応に含まれる。
d. 原子炉格納容器損傷	<p>大規模な地震では、原子炉格納容器の損傷が発生する可能性がある。この場合、損傷の規模や緩和機能の状態による事象収束可能性の評価が困難なことから、炉心損傷に直結する事象として抽出した。</p> <p>なお、本事象の評価結果に大きく影響するフラジリティ評価はかなり保守的な評価になっており、現実的な原子炉格納容器の耐性がPRAの結果に表れているものではないと考えている。このことから、本事象は有効性評価における新たな事故シーケンスグループとしては取り扱わないこととしている。</p>	3.4E-07	大規模損壊発生時の対応に含まれる。

第1表 各事故シーケンスの扱い（4／8）

事故シーケンス グループ	事象の想定	CDF (/炉年)	対応手順
e. 原子炉圧力容器 損傷	<p>大規模な地震では、原子炉圧力容器の損傷が発生する可能性がある。この場合、損傷の規模や緩和機能の状態による事象収束可能性の評価が困難なことから、炉心損傷に直結する事象として抽出した。</p> <p>なお、本事象の評価結果に大きく影響するフラジリティ評価はかなり保守的な評価になっており、現実的な原子炉圧力容器の耐性がPRAの結果に表れているものではないと考えている。このことから、本事象は有効性評価における新たな事故シーケンスグループとしては取り扱わないこととしている。</p>	1.7E-07	大規模損壊発生時の対応に含まれる。
f. 原子炉建物 損傷	<p>大規模な地震では、原子炉建物が損傷することで、建物内の原子炉格納容器、原子炉圧力容器等の機器及び構造物が大規模な損傷を受ける可能性がある。この場合、損傷の規模や緩和機能の状態による事象収束可能性の評価が困難なことから、保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。</p> <p>なお、本事象の評価結果に大きく影響するフラジリティ評価はかなり保守的な評価になっている。また、炉心損傷頻度は小規模な損傷の影響を含めた値であり、原子炉建物の損傷の規模によっては、ECCS等による原子炉冷却、格納容器冷却系等によって原子炉格納容器を冷却することにより、影響を緩和できる可能性があると考えられる。このことから、本事象は有効性評価における新たな事故シーケンスグループとしては取り扱わないこととしている。</p>	3.1E-08	大規模損壊発生時の対応に含まれる。

第1表 各事故シーケンスの扱い（5／8）

事故シーケンス グループ	事象の想定	CDF (/炉年)	対応手順
g. 制御室建物 損傷	<p>大規模な地震では、制御室建物が損傷することで、建物内の中央制御盤等が損傷を受ける可能性がある。この場合、損傷の規模や緩和機能の状態による事象収束可能性の評価が困難なことから、炉心損傷に直結する事象として抽出した。</p> <p>なお、本事象の評価結果に大きく影響するフラジリティ評価はかなり保守的な評価になっている。また、炉心損傷頻度は小規模な損傷の影響を含めた値であり、制御室建物の損傷の規模によっては、機能維持しているECCS等により原子炉への注水を継続することで、炉心損傷が回避できる可能性があると考えられる。このことから、本事象は有効性評価における新たな事故シーケンスグループとしては取り扱わないこととしている。</p>	1.4E-08	大規模損壊発生時の対応に含まれる。
h. 廃棄物処理建物 損傷	<p>大規模な地震では、廃棄物処理建物が損傷することで、建物内の補助盤室やバッテリー室等に設置された機器等が損傷を受ける可能性がある。この場合、損傷の規模や緩和機能の状態による事象収束可能性の評価が困難なことから、保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。</p> <p>なお、本事象の評価結果に大きく影響するフラジリティ評価はかなり保守的な評価になっている。また、炉心損傷頻度は小規模な損傷の影響を含めた値であり、廃棄物処理建物の損傷の規模によっては、機能維持しているECCS等により原子炉への注水を継続することで、炉心損傷が回避できる可能性があると考えられる。このことから、本事象は有効性評価における新たな事故シーケンスグループとしては取り扱わないこととしている。</p>	1.8E-10	大規模損壊発生時の対応に含まれる。

第1表 各事故シーケンスの扱い（6／8）

事故シーケンス グループ	事象の想定	CDF (/炉年)	対応手順
i. 直接炉心損傷 に至る事象	<p>大規模な津波によって建物内に浸水が発生した場合、計装・制御系、ECCS等の複数の緩和機能が広範にわたって機能喪失する可能性がある。この場合、損傷の規模や緩和機能の状態による事象収束可能性の評価が困難なことから、保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。</p> <p>なお、本事象の評価結果に大きく影響するフラジリティ評価はかなり保守的な評価になっている。また、炉心損傷頻度は小規模な損傷の影響を含めた値であり、浸水による屋内外の施設の損傷の規模によっては、機能維持している原子炉隔離時冷却系等により原子炉への注水を継続することで、炉心損傷が回避できる可能性があると考えられる。このことから、本事象は有効性評価における新たな事故シーケンスグループとしては取り扱わないこととしている。</p>	1.2E-07	大規模損壊発生時の対応に含まれる。

第1表 各事故シーケンスの扱い（7／8）

事故シーケンス グループ	事象の想定	CDF (/炉年)	対応手順
<p>j. 全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋交流電源・補機冷却系喪失）＋原子炉停止失敗</p>	<p>原子炉スクラムの失敗と全交流動力電源の喪失が重畳する事故シーケンスであり、地震レベル1 P R Aから抽出されている。制御棒による原子炉停止に期待できない場合の代替の原子炉停止手段としてはほう酸水注入系を設けているが、全交流動力電源の喪失によってほう酸水注入系が機能喪失に至ることから、炉心損傷を防ぐことができない。今回の調査では、原子炉停止機能について、ほう酸水注入系に期待できない場合のバックアップとなる対策は確認できなかったことから、この事故シーケンスを、国内外の先進的な対策を考慮しても、炉心損傷防止対策を講じることが困難な事故シーケンスとして整理した。</p> <p>ただし、原子炉停止失敗の原因となる炉内構造物等については地震要因による損傷は否定できないものの、地震発生から損傷に至るまでには時間差があると考えられる。そのため、その間に地震加速度大（水平140gal，鉛直70gal）によるスクラム信号発信及び制御棒挿入（75%挿入平均1.24秒）は余裕をもって完了している可能性が高い。</p> <p>また、制御棒が部分的に挿入失敗するようなケースでは、必ずしも臨界とはならないが、地震による制御棒駆動系の損傷は完全相関を仮定しているため、1本の制御棒でも挿入失敗した場合は保守的にスクラム失敗により炉心損傷するものとして評価している。</p> <p>以上より、本事故シーケンスによって炉心損傷に至る頻度は現状の評価結果よりも十分に小さいと判断されることから、本事象は有効性評価における新たな事故シーケンスグループとしては取り扱わないこととしている。</p>	<p>5. 2E-07</p>	<p>大規模損壊発生時の対応に含まれる。</p>

第1表 各事故シーケンスの扱い（8／8）

事故シーケンス グループ	事象の想定	CDF (/炉年)	対応手順
k. 冷却材喪失 （大破断L O C A）＋高圧 炉心冷却失敗 ＋低圧炉心冷 却失敗	原子炉圧力容器から多量の冷却材が短時間で失われていく事象であり，大破断L O C A後は数分以内に多量の注水を開始しなければ炉心損傷を防止することができない。今回の調査では，事象発生から極めて短時間に多量の注入が可能な対策（インターロックの追設等）は確認できなかったことから，この事故シーケンスを国内外の先進的な対策を考慮しても，炉心損傷防止対策を講じることが困難な事故シーケンスとして整理した。 （格納容器破損防止対策により原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できる）	3. 4E-14	手順を有効性評価で示すとおり，原子炉圧力容器への代替注水，格納容器代替スプレイ系による格納容器冷却，残留熱代替除去系，格納容器フィルタベント系等による格納容器除熱によって原子炉格納容器の破損及び放射性物質の異常な水準での敷地外への放出の防止を図る。

第2表 炉心損傷後に格納容器バイパスに至る格納容器破損モードの
対応の扱い

格納容器 破損モード	事象の想定	C F F (/炉年)	対応手順
1. 格納容器隔離 失敗	<p>炉心が損傷した時点で，原子炉格納容器の隔離に失敗しており，原子炉格納容器の閉じ込め機能を喪失している事象を想定している。</p> <p>なお，現状の運転管理として原子炉格納容器内の圧力を日常的に監視しているほか，格納容器圧力について1日1回記録を採取していることから，仮に今回想定したような大規模な漏えいが生じた場合，速やかに検知できる可能性が高いと考える。</p>	5.5E-11	大規模損壊発生時の対応に含まれる。

大規模損壊発生時の対応

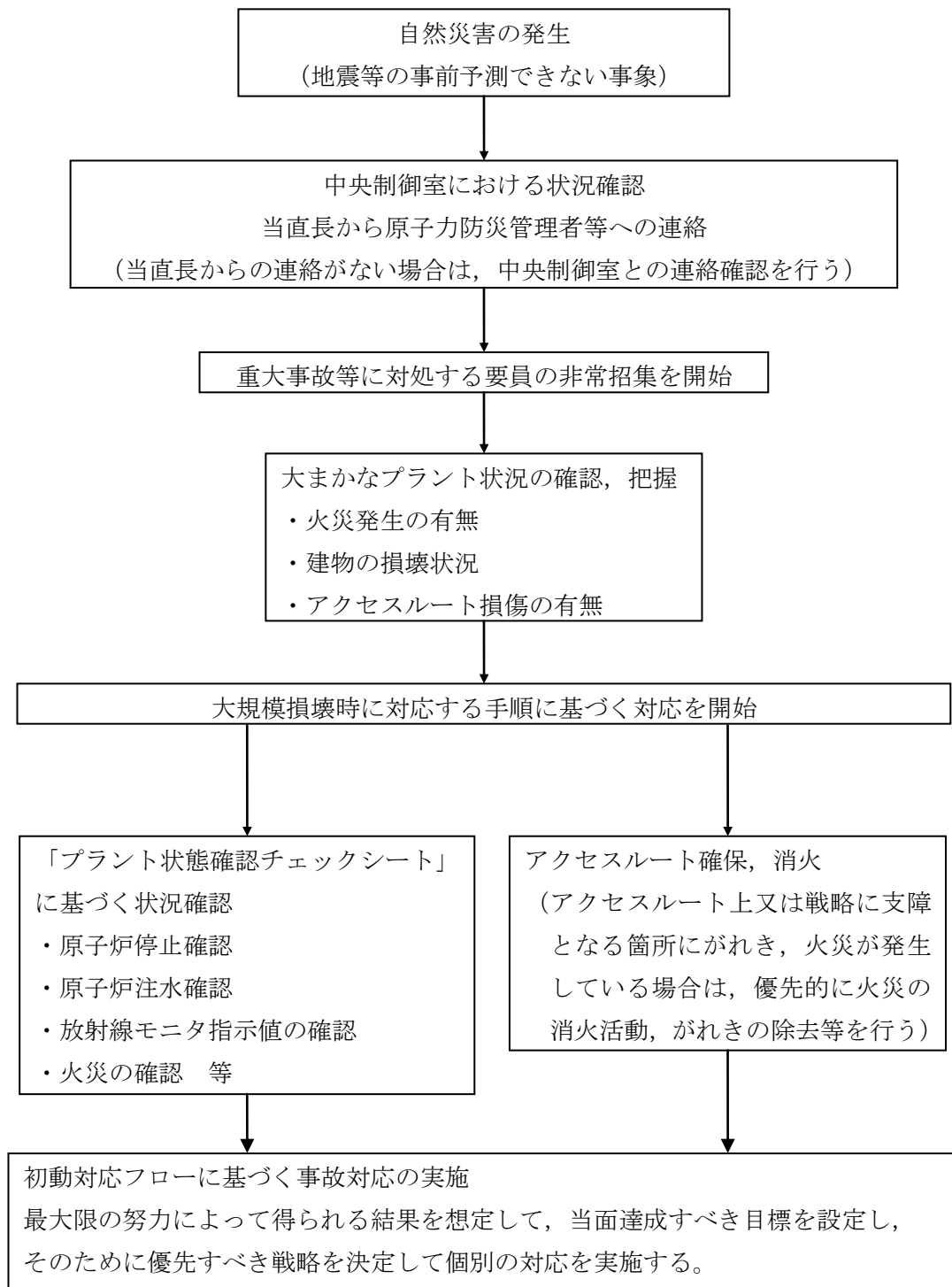
大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム発生時の対応概要

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による大規模損壊発生時には、プラントの監視及び制御機能の喪失や航空機墜落等による大規模火災等の発生が想定され、このような状況において、初動対応を行ううえで最も優先すべきはプラントの状況を把握することである。

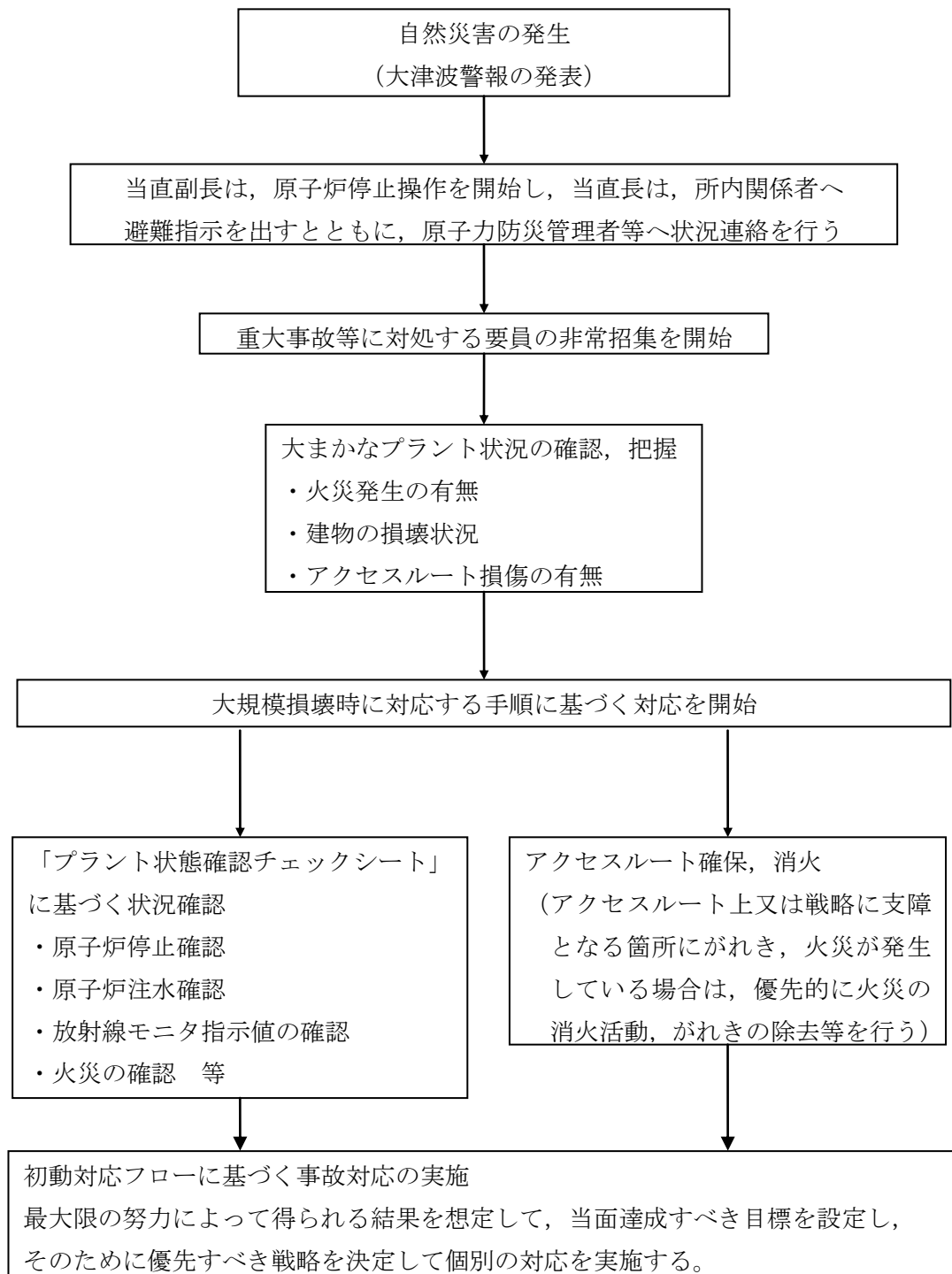
このため、事象が発生した場合、緊急時対策本部は、中央制御室の状況、大まかなプラント状況の確認、把握を可能な範囲で行った後、速やかに「プラント状態確認チェックシート」を用いて、具体的にプラント被災状況、対応可能要員の把握等を行う。

以下に、初期対応の概要、大規模損壊発生時対応フロー、プラント状態確認チェックシートを示す。

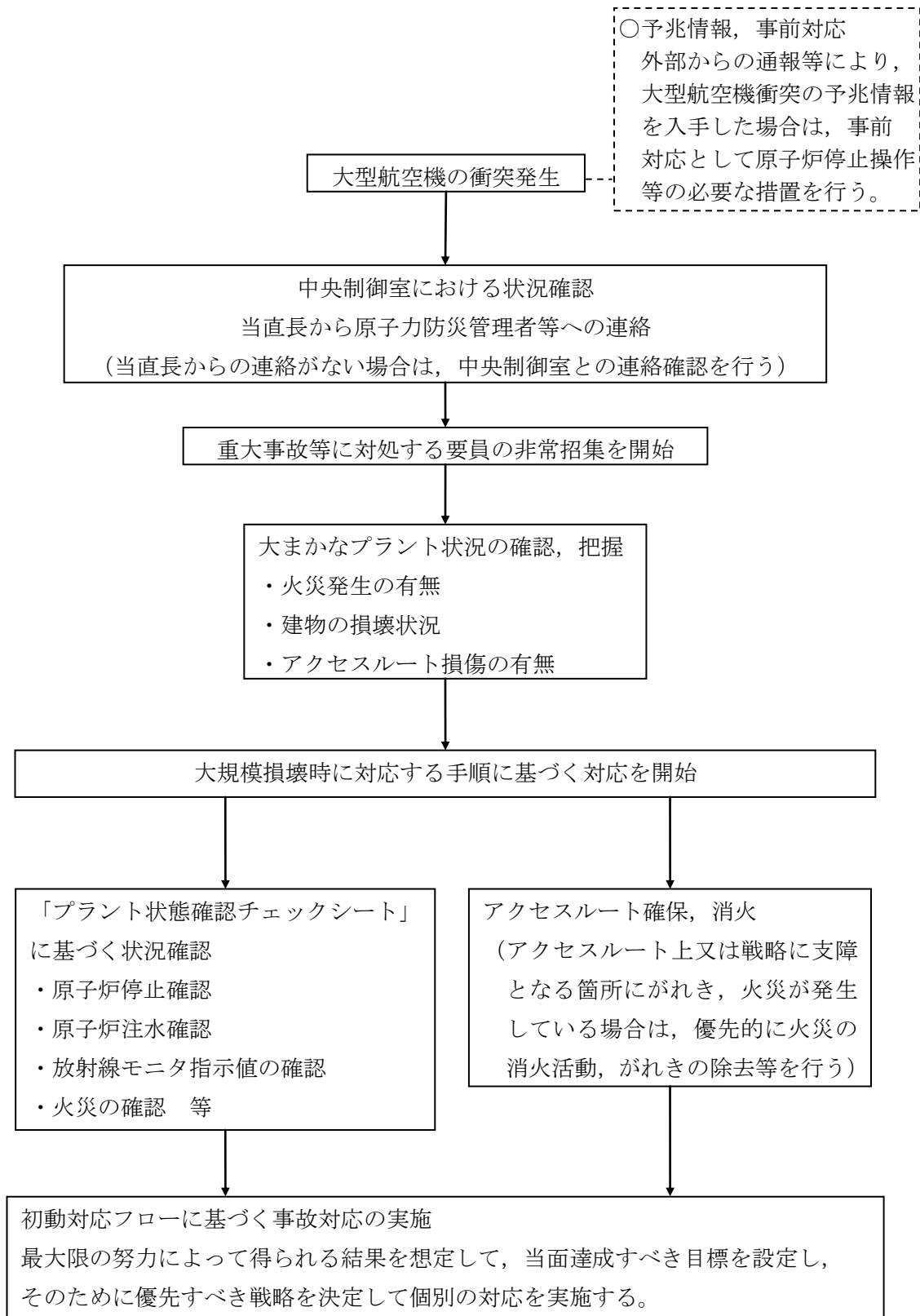
1. 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突時の対応概要
(1) 対応の全体フロー概略（地震等の事前予測できない事象の場合）



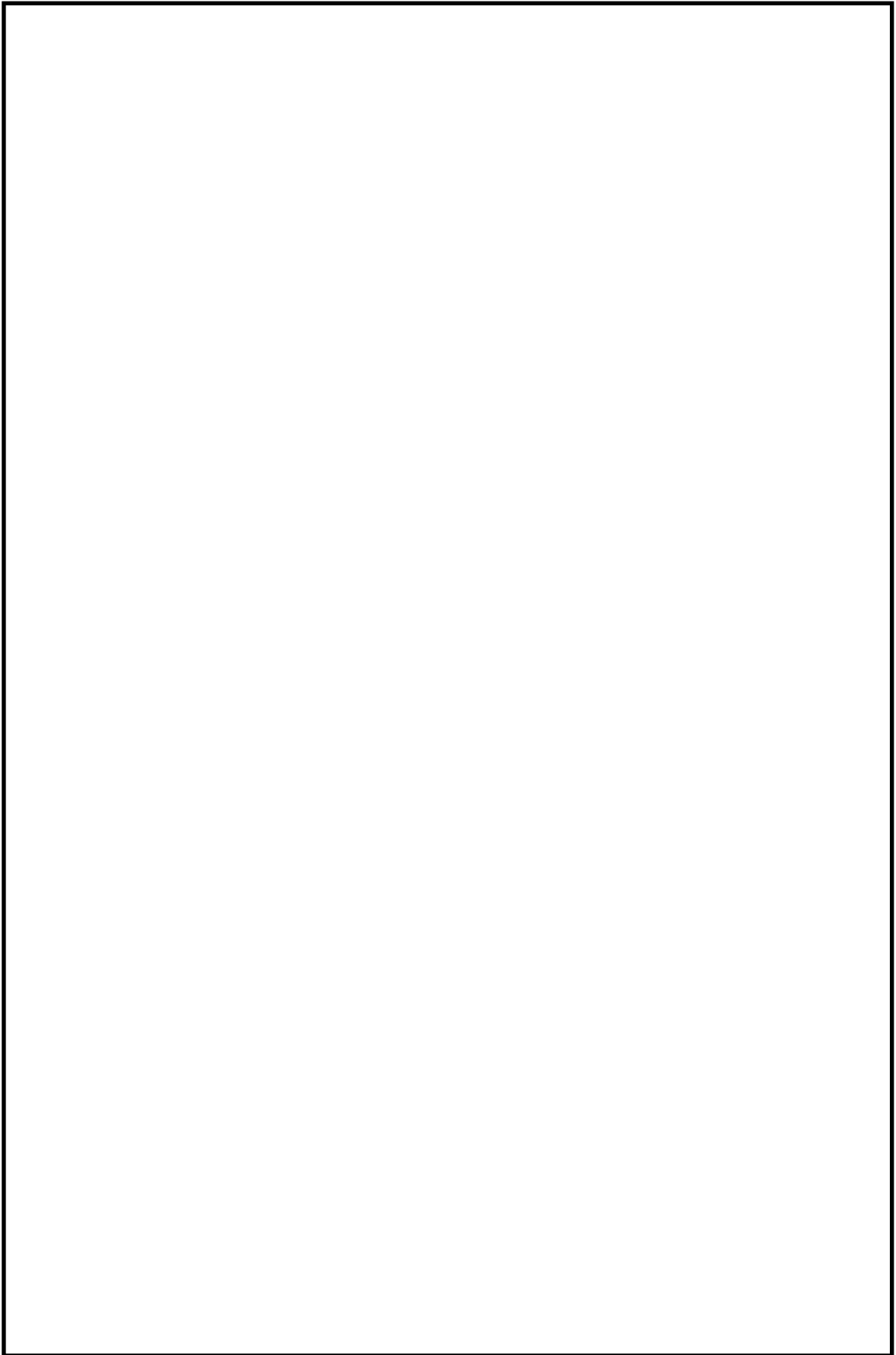
(2) 対応の全体フロー概略（大津波警報の発表（事前予測ができる事象）の場合）



(3) 対応の全体フロー概略（大型航空機の衝突の場合）



(4) 対応の全体フロー概略（テロリズムの発生の場合）

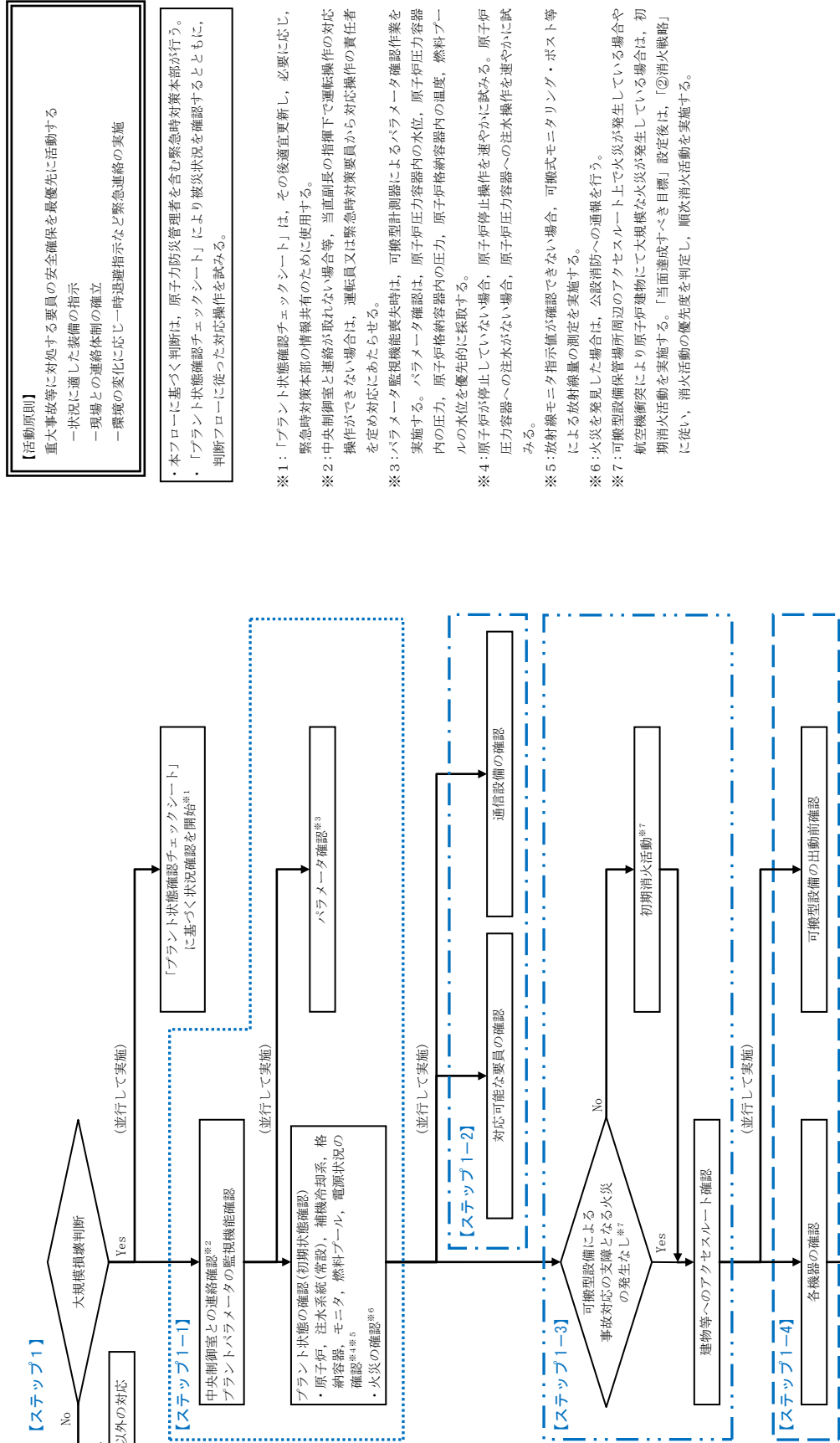


本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

2. 緊急時対策本部で使用する対応フロー

初動対応フロー

「緊急時対策本部対応手順書」に記載の内容



初動対応フロー(2/3)へ

初動対応フロー (1 / 3)

【活動原則】

- 重大事故等に対処する要員の安全確保を最優先に活動する
 - 状況に適した装備の指示
 - 現場との連絡体制の確立
 - 環境の変化に応じ一時退避指示など緊急連絡の実施

- ・本フローに基づく判断は、原子力防災管理者を含む緊急時対策本部が行う。
- ・「プラント状態確認チェックシート」により被災状況を確認するとともに、判断フローに従った対応操作を試みる。

※1:「プラント状態確認チェックシート」は、その後適宜更新し、必要に応じ、緊急時対策本部の情報共有のために使用する。

※2:中央制御室と連絡が取れない場合等、当直副長の指揮下で運転操作の対応操作ができない場合は、運転員又は緊急時対策要員から対応操作の責任者を定め対応にあたらせる。

※3:パラメータ監視機能喪失時は、可搬型計測器によるパラメータ確認作業を実施する。パラメータ確認は、原子炉圧力容器内の水位、原子炉圧力容器内の圧力、原子炉格納容器内の圧力、原子炉格納容器内の温度、燃料プールの水位を優先的に採取する。

※4:原子炉が停止していない場合、原子炉停止操作を速やかに試みる。原子炉圧力容器への注水がない場合、原子炉圧力容器への注水操作を速やかに試みる。

※5:放射線モニタ指示値が確認できない場合、可搬式モニタリング・ポスト等による放射線量の測定を実施する。

※6:火災を発見した場合は、公設消防への通報を行う。

※7:可搬型設備保管場所周辺のアクセスルート上で火災が発生している場合や航空機衝突により原子炉建物にて大規模な火災が発生している場合は、初期消火活動を実施する。「当面達成すべき目標」設定後は、「②消火戦略」に従い、消火活動の優先度を判定し、順次消火活動を実施する。

注)手順については、今後の訓練によって見直す可能性がある

初動対応フロー(1/3)より

(A)

初動対応フロー(3/3)より

(D)

【ステップ2】

緊急時対策本部は、プラント状況を把握し、環境への影響を最小限に抑えるための当面達成すべき目標を設定して優先すべき戦略を決定する。複数の目標を設定する場合は、それぞれの目標における時間余裕と対応措置実施までの所要時間及び対応可能要員数より、優先すべき目標を設定する。

表 当面達成すべき目標設定の考え方

当面達成すべき目標	プラント監視機能健全時 (I)：監視パラメータ	プラント状況	プラント監視機能喪失時 (外観から確認等)
「炉心損傷回避又は緩和」	原子炉圧力容器破損前に速やかな原子炉圧力容器への注水の見直しあり**	【原子炉圧力容器内の水位】 【原子炉圧力容器内の圧力】	原子炉建物が健全(外観)であり、周辺の放射線量が正常
	原子炉圧力容器が破損するまでの速やかな原子炉圧力容器への注水の実施が困難**	【原子炉圧力容器内の水位】 【原子炉圧力容器内の圧力】	・「炉心損傷回避又は緩和」を優先し、速やかな原子炉圧力容器内への注水が困難な場合は、「原子炉格納容器の破損回避又は緩和」を目標とする**
「燃料プール水位確保及び燃料体の損傷回避又は緩和」	燃料プール水位低下又は、燃料プール冷却機能喪失	【燃料プールの水位】	原子炉建物が健全(外観)であり、周辺の放射線量が正常であるが、燃料プール内燃料体の冷却状態の維持が確認できていない
	炉心損傷かつ原子炉格納容器破損	【原子炉圧力容器内の水位】 【原子炉格納容器内の放射線量率】 【原子炉格納容器内の圧力】 【原子炉格納容器内の温度】 【燃料プールの水位】	原子炉格納容器や燃料プールへの影響が懸念されるほどの原子炉建物が損傷(外観)又は、周辺の放射線量が上昇
「放射性物質拡散抑制」			

初動対応フロー(3/3)へ

(B)

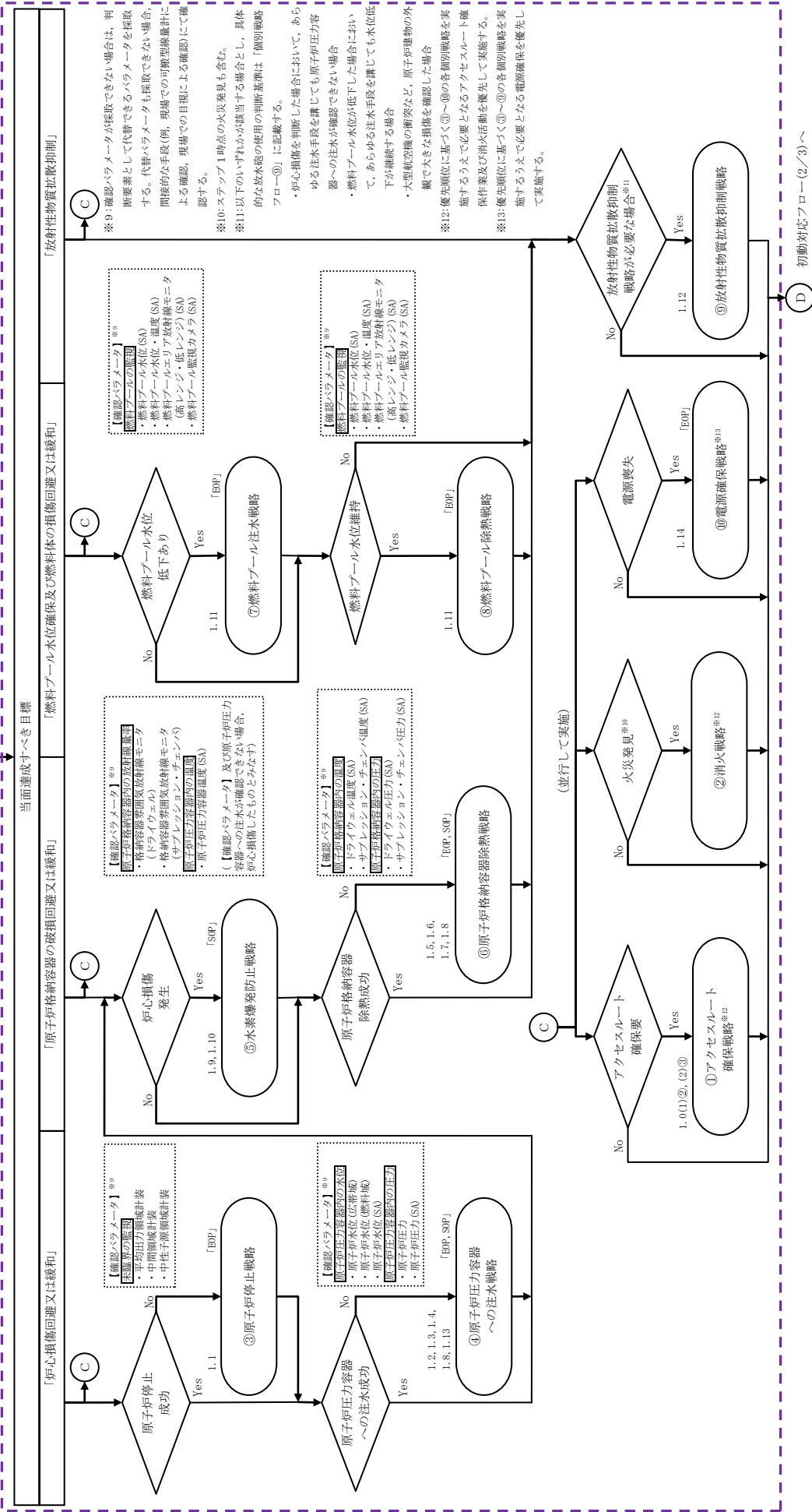
※8:炉心損傷や原子炉圧力容器破損等に至るまでの時間については、事故進展解析結果等も参考とする。プラントの被災状況等により、原子炉圧力容器への注水が速やかに実施できないおそれがある場合には、安全側に判断し、「原子炉格納容器の破損回避又は緩和」も当面達成すべき目標として設定する。

(注)手順については、今後の訓練によって見直す可能性がある

初動対応フロー (2 / 3)

「EOP」: 事故時操作要領書 (オペベース)
 「SOP」: 事故時操作要領書 (シビアアクシデント)

【ステップ3】



注) 手順については、今後の訓練によって見直す可能性がある

3. プラント状態確認チェックシートによる確認項目

プラント、体制等の状況を把握するために、チェックシートの各項目を確認する。

チェックシートは目標設定や戦略の検討等、緊急時対策本部の情報共有に利用する。

【注意事項】

1. チェックシートには、緊急時対策本部長（夜間・休日昼間については、指示者）の指示に基づき確認した情報又は各班が必要に応じて確認した情報を記載する。
2. 確認結果は、技術班（夜間・休日昼間については、連絡責任者）に報告する。
3. 技術班（夜間・休日昼間については、連絡責任者）は、報告された確認結果を取りまとめ、本部内に情報共有する。
4. 確認項目1.～3.項の確認を最優先に実施し、報告する。その後その他の確認項目の確認を行う。
5. 建物の損壊状況、周辺線量率等、周囲の状況に十分注意しながら確認を行い、確認が困難な場合には「不明」とする。
6. 動作可能及び使用可能は、外観、警報等で判断する。
7. プラント状態の確認は、複数名で実施する。

1. 中央制御室との連絡及びプラントパラメータの監視機能確認【ステップ1-1】

確認者：_____ 確認日時：_____年 月 日 時 分

番号	項目	状態	備考
1	1号及び2号中央制御室との連絡確認	連絡可能・連絡不可	対応可能： 名
2	3号中央制御室との連絡確認	連絡可能・連絡不可	対応可能： 名
3	中央制御室でのパラメータ確認	可能・不可	
4	緊急時対策所でのパラメータ確認	可能・不可	

2. プラント状態の確認（初期状態確認）【ステップ1-1】

確認者：_____ 確認日時：_____年 月 日 時 分

(1) 原子炉

番号	項目	状態	備考
1	原子炉停止 (停止日時： 月 日 時 分)	成功・失敗・不明	
2	原子炉注水	成功・失敗・不明	
3	原子炉水位	cm	
4	原子炉圧力	MPa	
5	主蒸気隔離弁	全開・全閉・一部開・不明	
6	ECCS作動要求	作動要求なし・作動要求あり ・不明	
7	原子炉圧力容器破損	破損なし・破損あり・不明	
8	原子炉圧力容器温度	℃	
9	格納容器内雰囲気モニタ指示 (D/W)	Sv/h	
10	格納容器内雰囲気モニタ指示 (トーラス)	Sv/h	

注) プラント状態確認チェックシートは、今後の訓練によって見直す可能性がある

(2) 注水系統 (常設)

番号	項目	状態	備考
1	復水・給水系 (CW/FW)	使用可能・使用不可・不明	
2	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	使用可能・使用不可・不明	
3	高压原子炉代替注水系 (HPAC)	使用可能・使用不可・不明	
4	高压炉心スプレイ系 (HPCS)	使用可能・使用不可・不明	
5	低压炉心スプレイ系 (LPCS)	使用可能・使用不可・不明	
6	A-残留熱除去系 (A-RHR)	使用可能・使用不可・不明	
7	B-残留熱除去系 (B-RHR)	使用可能・使用不可・不明	
8	C-残留熱除去系 (C-RHR)	使用可能・使用不可・不明	
9	制御棒駆動水圧系 (CRD)	使用可能・使用不可・不明	
10	復水輸送系 (CWT)	使用可能・使用不可・不明	
11	消火系 (FP)	使用可能・使用不可・不明	
12	ほう酸水注入系 (SLC)	使用可能・使用不可・不明	
13	低压原子炉代替注水系 (FLSR)	使用可能・使用不可・不明	
14	残留熱代替除去系 (RHAR)	使用可能・使用不可・不明	

(3) 補機冷却系

番号	項目	状態	備考
1	I-原子炉補機冷却系 (I-RCW)	使用可能・使用不可・不明	
2	I-原子炉補機海水系 (I-RSW)	使用可能・使用不可・不明	
3	II-原子炉補機冷却系 (II-RCW)	使用可能・使用不可・不明	
4	II-原子炉補機海水系 (II-RSW)	使用可能・使用不可・不明	
5	高压炉心スプレイ補機冷却系 (HPCW)	使用可能・使用不可・不明	
6	高压炉心スプレイ補機海水系 (HPSW)	使用可能・使用不可・不明	
7	タービン補機冷却系 (TCW)	使用可能・使用不可・不明	
8	タービン補機海水系 (TSW)	使用可能・使用不可・不明	

(4) 格納容器

番号	項目	状態	備考
1	格納容器圧力	kPa [abs]	
2	格納容器温度	℃	
3	格納容器破損	破損なし・破損あり・不明	

(5) モニタ

番号	項目	状態	備考
1	エリア放射線モニタ指示	上昇なし・上昇あり・不明	
2	プロセス放射線モニタ指示	上昇なし・上昇あり・不明	
3	モニタリング・ポスト指示	上昇なし・上昇あり・不明	

注) プラント状態確認チェックシートは、今後の訓練によって見直す可能性がある

(6) 燃料プール

番号	項目	状態	備考
1	燃料プール水位	通常水位・水位低下傾向・不明 m	
2	燃料プール温度	℃	
3	燃料プール冷却系 (FPC)	使用可能・使用不可・不明	
4	燃料プール補給水系 (FMW)	使用可能・使用不可・不明	
5	復水輸送系 (CWT)	使用可能・使用不可・不明	
6	補給水系 (MUW)	使用可能・使用不可・不明	
7	消火系 (FP)	使用可能・使用不可・不明	
8	A-残留熱除去系 (A-RHR)	使用可能・使用不可・不明	
9	B-残留熱除去系 (B-RHR)	使用可能・使用不可・不明	

(7) 電源

番号	項目	状態	備考
1	外部電源受電	受電中・停電中・使用不可・不明	
2	A-非常用ディーゼル発電機	運転中・待機中・冷却水なし ・使用不可・不明	
3	B-非常用ディーゼル発電機	運転中・待機中・冷却水なし ・使用不可・不明	
4	HPCS-ディーゼル発電機	運転中・待機中・冷却水なし ・使用不可・不明	
5	ガスタービン発電機 (2号用)	運転中・待機中・使用不可・不明	
6	ガスタービン発電機 (予備)	運転中・待機中・使用不可・不明	
7	電源融通	使用可能・使用不可・不明	

注) プラント状態確認チェックシートは、今後の訓練によって見直す可能性がある

3. プラント状態の確認（火災の確認）【ステップ1-1】

確認者： _____ 確認日時： _____ 年 月 日 時 分

番号	項目	状態	備考
1	航空機燃料等による火災	火災あり・火災なし・不明	発生場所： ・2号R/B ・2号T/B ・2号Rw/B ・2号C/B ・その他 ()
2	可搬型設備保管場所，接続口及び接続口までのアクセスルートに影響を与える火災	火災あり・火災なし・不明	発生場所： ・保管エリア () ・接続口周辺 () ・アクセスルート上 ()
3	上記以外の火災	火災あり・火災なし・不明	発生場所： () ()

4. 対応可能な要員の確認【ステップ1-2】

確認者： _____ 確認日時： _____ 年 月 日 時 分

番号	項目*	要員数	備考
重大事故等に対処する要員(初動対応要員)			
1	運転員(9名)	名	
2	指示者(1名)	名	
3	連絡責任者(1名)	名	
4	連絡担当者(3名)	名	
5	放射線管理要員(3名)	名	
6	アクセスルート確保要員(2名)	名	
7	給水確保要員(6名)	名	
8	送水確保要員(6名)	名	
9	電源確保要員(3名)	名	
10	燃料確保要員(4名)	名	
11	自衛消防隊長(1名)	名	
12	消防チーム(6名)	名	
13	運転補助要員(2名)	名	

※：カッコ内は発電所内での必要最低人数

注) プラント状態確認チェックシートは，今後の訓練によって見直す可能性がある

5. 通信設備の確認【ステップ1-2】

確認者： _____ 確認日時： _____ 年 月 日 時 分

番号	項目	状態	備考
1	所内通信連絡設備	使用可能・使用不可・不明	
2	電力保安通信用電話設備	使用可能・使用不可・不明	
3	衛星電話設備(固定型)	使用可能・使用不可・不明	
4	衛星電話設備(携帯型)	使用可能・使用不可・不明	
5	無線通信設備(固定型)	使用可能・使用不可・不明	
6	無線通信設備(携帯型)	使用可能・使用不可・不明	
7	安全パラメータ表示システム(S P D S)	使用可能・使用不可・不明	
8	局線加入電話設備	使用可能・使用不可・不明	
9	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備	使用可能・使用不可・不明	
10	テレビ会議システム(社内向)	使用可能・使用不可・不明	
11	専用電話設備	使用可能・使用不可・不明	
12	有線式通信設備	使用可能・使用不可・不明	

6. 建物等へのアクセスルート確認【ステップ1-3】

確認者： _____ 確認日時： _____ 年 月 日 時 分

番号	項目	状態*	備考
1	中央制御室へのアクセス	可能・不可・不明	
2	原子炉建物へのアクセス	可能・不可・不明	
3	タービン建物へのアクセス	可能・不可・不明	
4	廃棄物処理建物へのアクセス	可能・不可・不明	
5	第1保管エリア(EL50m)へのアクセス	可能・不可・不明	
6	第2保管エリア(EL44m)へのアクセス	可能・不可・不明	
7	第3保管エリア(EL13~33m)へのアクセス	可能・不可・不明	
8	第4保管エリア(EL8.5m)へのアクセス	可能・不可・不明	
9	原子炉建物南側接続口へのアクセス	可能・不可・不明	
10	原子炉建物西側接続口へのアクセス	可能・不可・不明	
11	廃棄物処理建物南側接続口へのアクセス	可能・不可・不明	
12	建物内接続口へのアクセス	可能・不可・不明	
13	GTG建物接続口へのアクセス	可能・不可・不明	
14	輪谷貯水槽(西1/西2)へのアクセス	可能・不可・不明	

※：建物の損壊状況も含め、事故対応への支障の有無の観点から確認する。

注) プラント状態確認チェックシートは、今後の訓練によって見直す可能性がある

7. 施設損壊状態の確認【ステップ1-3】

確認者： _____ 確認日時： _____ 年 月 日 時 分

番号	項目	状態	備考
1	原子炉建物	損傷あり・損傷なし・不明	
2	タービン建物	損傷あり・損傷なし・不明	
3	廃棄物処理建物	損傷あり・損傷なし・不明	
4	制御室建物	損傷あり・損傷なし・不明	

8. 各機器の確認（電源系統の確認）【ステップ1-4】

確認者： _____ 確認日時： _____ 年 月 日 時 分

番号	項目	状態	備考
1	2C-M/C	受電中・停電中・使用不可・不明	
2	2C-L/C	受電中・停電中・使用不可・不明	
3	C系C/C	受電中・停電中・使用不可・不明	
4	2A-計装C/C	受電中・停電中・使用不可・不明	
5	A-115V系直流盤	受電中・停電中・使用不可・不明	
6	A-原子炉中性子計装用母線	受電中・停電中・使用不可・不明	
7	A-非常用ディーゼル発電機	運転中・待機中・冷却水なし ・使用不可・不明	
8	A-燃料デイトンク	使用可能・使用不可・不明	
9	A-ディーゼル燃料移送ポンプ	使用可能・電源なし・使用不可 ・不明	
10	A-ディーゼル燃料貯蔵タンク	使用可能・使用不可・不明	
11	2D-M/C	受電中・停電中・使用不可・不明	
12	2D-L/C	受電中・停電中・使用不可・不明	
13	D系C/C	受電中・停電中・使用不可・不明	
14	2B-計装C/C	受電中・停電中・使用不可・不明	
15	B-115V系直流盤	受電中・停電中・使用不可・不明	
16	B-115V系直流盤(SA)	受電中・停電中・使用不可・不明	
17	B-原子炉中性子計装用母線	受電中・停電中・使用不可・不明	
18	230V系直流盤(RCIC)	受電中・停電中・使用不可・不明	
19	SA対策設備用分電盤(2)	受電中・停電中・使用不可・不明	
20	B-非常用ディーゼル発電機	運転中・待機中・冷却水なし ・使用不可・不明	
21	B-燃料デイトンク	使用可能・使用不可・不明	
22	B-ディーゼル燃料移送ポンプ	使用可能・電源なし・使用不可 ・不明	
23	B-ディーゼル燃料貯蔵タンク	使用可能・使用不可・不明	

注) プラント状態確認チェックシートは、今後の訓練によって見直す可能性がある

番号	項目	状態	備考
24	HPCS-M/C	受電中・停電中・使用不可・不明	
25	HPCS-C/C	受電中・停電中・使用不可・不明	
26	高圧炉心スプレイ系直流盤	受電中・停電中・使用不可・不明	
27	HPCS-ディーゼル発電機	運転中・待機中・冷却水なし ・使用不可・不明	
28	HPCS-燃料デイトンク	使用可能・使用不可・不明	
29	HPCS-ディーゼル燃料移送ポンプ	使用可能・電源なし・使用不可 ・不明	
30	HPCS-ディーゼル燃料貯蔵タンク	使用可能・使用不可・不明	
31	緊急用M/C	受電中・停電中・使用不可・不明	
32	SA-L/C	受電中・停電中・使用不可・不明	
33	SA1-C/C	受電中・停電中・使用不可・不明	
34	SA2-C/C	受電中・停電中・使用不可・不明	
35	メタクラ切替盤	受電中・停電中・使用不可・不明	
36	SA電源切替盤	受電中・停電中・使用不可・不明	
37	充電器電源切替盤	受電中・停電中・使用不可・不明	
38	ガスタービン発電機（2号用）	運転中・待機中・使用不可・不明	
39	ガスタービン発電機用サービスタンク （2号炉用）	使用可能・使用不可・不明	
40	ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ （2号炉用）	使用可能・電源なし・使用不可 ・不明	
41	ガスタービン発電機（予備）	運転中・待機中・使用不可・不明	
42	ガスタービン発電機用サービスタンク （予備）	使用可能・使用不可・不明	
43	ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ （予備）	使用可能・電源なし・使用不可 ・不明	
44	ガスタービン発電機用軽油タンク	使用可能・使用不可・不明	
45	2A-M/C	受電中・停電中・使用不可・不明	
46	2B-M/C	受電中・停電中・使用不可・不明	
47	230V系直流盤(常用)	受電中・停電中・使用不可・不明	
48	号炉間電力融通ケーブル	使用可能・使用不可・不明	
49	号炉間連絡ケーブル	使用可能・使用不可・不明	
50	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池(補助盤室)	使用可能・使用不可・不明	
51	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池(原子炉建物)	使用可能・使用不可・不明	

注) プラント状態確認チェックシートは、今後の訓練によって見直す可能性がある

9. 各機器の確認（常設設備の確認）【ステップ1-4】

確認者： _____ 確認日時： _____ 年 月 日 時 分

番号	項目	状態	備考
9.1 原子炉注水，原子炉格納容器除熱設備【常設設備】			
1	高压炉心スプレイ・ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・冷却水なし・使用不可・不明	
2	原子炉隔離時冷却ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	
3	高压原子炉代替注水ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	
4	A-ほう酸水注入ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	
5	B-ほう酸水注入ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	
6	原子炉浄化補助ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・冷却水なし・使用不可・不明	
7	A-制御棒駆動水圧ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・冷却水なし・使用不可・不明	
8	B-制御棒駆動水圧ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・冷却水なし・使用不可・不明	
9	低压炉心スプレイ・ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・冷却水なし・使用不可・不明	
10	A-残留熱除去ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・冷却水なし・使用不可・不明	
11	B-残留熱除去ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・冷却水なし・使用不可・不明	
12	C-残留熱除去ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・冷却水なし・使用不可・不明	
13	A-復水輸送ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	
14	B-復水輸送ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	
15	C-復水輸送ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	
16	A-消火ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	消火設備兼用
17	B-消火ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	消火設備兼用

注) プラント状態確認チェックシートは，今後の訓練によって見直す可能性がある

番号	項目	状態	備考
18	A－補助消火ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	消火設備兼用
19	B－補助消火ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	消火設備兼用
20	A－低圧原子炉代替注水ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	
21	B－低圧原子炉代替注水ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	
22	A－残留熱代替除去ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・冷却水なし・使用不可・不明	
23	B－残留熱代替除去ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・冷却水なし・使用不可・不明	
24	A－復水ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・冷却水なし・使用不可・不明	
25	B－復水ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・冷却水なし・使用不可・不明	
26	C－復水ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・冷却水なし・使用不可・不明	
27	A－復水昇圧ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・冷却水なし・使用不可・不明	
28	B－復水昇圧ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・冷却水なし・使用不可・不明	
29	C－復水昇圧ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・冷却水なし・使用不可・不明	
30	A－タービン駆動原子炉給水ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・冷却水なし・使用不可・不明	
31	B－タービン駆動原子炉給水ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・冷却水なし・使用不可・不明	
32	A－電動機駆動原子炉給水ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・冷却水なし・使用不可・不明	
33	B－電動機駆動原子炉給水ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・冷却水なし・使用不可・不明	
34	タービン・バイパス弁	使用可能・電源なし・使用不可 ・不明	
35	逃がし安全弁	使用可能・電源なし・使用不可 ・不明	

注) プラント状態確認チェックシートは、今後の訓練によって見直す可能性がある

番号	項目	状態	備考
36	逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備	使用可能・電源なし・使用不可 ・不明	
37	逃がし安全弁用窒素ガスポンプ	使用可能・使用不可・不明	
38	格納容器フィルタベント系	使用可能・電源なし・使用不可 ・不明	
39	耐圧強化ベントライン	使用可能・電源なし・使用不可 ・不明	
40	遠隔手動弁操作機構	使用可能・使用不可・不明	
41	ドライウエル冷却装置	運転中・待機中・電源なし ・冷却水なし・使用不可・不明	
42	サプレッション・プール水 pH制御系	使用可能・電源なし・使用不可 ・不明	
9.2 水素爆発防止設備【常設設備】			
1	A-可燃性ガス濃度制御系再結合装置	運転中・待機中・電源なし ・冷却水なし・使用不可・不明	
2	A-可燃性ガス濃度制御系再結合器ブロワ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	
3	B-可燃性ガス濃度制御系再結合装置	運転中・待機中・電源なし ・冷却水なし・使用不可・不明	
4	B-可燃性ガス濃度制御系再結合器ブロワ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	
5	静的触媒式水素処理装置	使用可能・使用不可・不明	
6	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル	使用可能・使用不可・不明	
7	窒素ガス制御系	使用可能・電源なし・使用不可 ・不明	

注) プラント状態確認チェックシートは、今後の訓練によって見直す可能性がある

番号	項目	状態	備考
9.3 補機冷却設備【常設設備】			
1	A-原子炉補機冷却水ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	
2	B-原子炉補機冷却水ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	
3	C-原子炉補機冷却水ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	
4	D-原子炉補機冷却水ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	
5	A-原子炉補機海水ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	
6	B-原子炉補機海水ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	
7	C-原子炉補機海水ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	
8	D-原子炉補機海水ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	
9	高圧炉心スプレィ補機冷却水ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	
10	高圧炉心スプレィ補機海水ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	
11	A-タービン補機冷却水ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	
12	B-タービン補機冷却水ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	
13	C-タービン補機冷却水ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	
14	A-タービン補機海水ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	
15	B-タービン補機海水ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	
16	C-タービン補機海水ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	

注) プラント状態確認チェックシートは、今後の訓練によって見直す可能性がある

番号	項目	状態	備考
9.4 燃料プール注水, 除熱設備【常設設備】			
1	A-燃料プール冷却ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・冷却水なし・使用不可・不明	
2	B-燃料プール冷却ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・冷却水なし・使用不可・不明	
3	燃料プール補給水ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	
4	燃料プール監視カメラ(SA)	使用可能・電源なし・冷却水なし ・使用不可・不明	
5	燃料プール監視カメラ用冷却設備	使用可能・使用不可・電源なし ・不明	
6	A-残留熱除去ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・冷却水なし・使用不可・不明	
7	B-残留熱除去ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・冷却水なし・使用不可・不明	
8	C-残留熱除去ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・冷却水なし・使用不可・不明	
9	A-復水輸送ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	
10	B-復水輸送ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	
11	C-復水輸送ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	
12	A-消火ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	消火設備兼用
13	B-消火ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	消火設備兼用
14	A-補助消火ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	消火設備兼用
15	B-補助消火ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	消火設備兼用
16	A-補給水ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	
17	B-補給水ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	
18	C-補給水ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	

注) プラント状態確認チェックシートは, 今後の訓練によって見直す可能性がある

番号	項目	状態	備考
9.5 可搬型設備接続口			
1	低圧原子炉代替注水系(可搬型)接続口	使用可能・使用不可・不明	使用可能な接続口: R/B南側・西側 ・建物内
2	格納容器代替スプレイ系(可搬型)接続口	使用可能・使用不可・不明	使用可能な接続口: R/B南側・西側 ・建物内
3	ペDESTAL代替注水系(可搬型)接続口	使用可能・使用不可・不明	使用可能な接続口: R/B南側・西側 ・建物内
4	燃料プールのスプレイ系(常設スプレイヘッド)接続口	使用可能・使用不可・不明	使用可能な接続口: R/B南側・西側
5	原子炉補機代替冷却系接続口	使用可能・使用不可・不明	使用可能な接続口: R/B南側・西側 ・建物内
6	高圧発電機車接続口	使用可能・使用不可・不明	使用可能な接続口: R/B南側・西側 ・GTG建物
7	直流給電車接続口	使用可能・使用不可・不明	使用可能な接続口: R/B南側・ Rw/B南側
8	原子炉ウエル代替注水系接続口	使用可能・使用不可・不明	使用可能な接続口: R/B南側・西側
9	窒素ガス代替注入系サプレッション・チェンバ側供給用接続口	使用可能・使用不可・不明	使用可能な接続口: R/B南側・建物内
10	窒素ガス代替注入系ドライウエル側供給用接続口	使用可能・使用不可・不明	使用可能な接続口: R/B南側・建物内
11	格納容器フィルタベント系窒素ガス供給用接続口	使用可能・使用不可・不明	使用可能な接続口: R/B南側・建物内
12	格納容器フィルタベント系スクラバ水補給用接続口	使用可能・使用不可・不明	使用可能な接続口: R/B南側
13	格納容器フィルタベント系水素濃度測定用接続口	使用可能・使用不可・不明	使用可能な接続口: R/B南側

注) プラント状態確認チェックシートは、今後の訓練によって見直す可能性がある

10. 保管場所（可搬型設備、資機材）等の確認【ステップ1-4】

確認者： _____ 確認日時： _____ 年 月 日 時 分

番号	項目	状態	備考
10.1 第1保管エリア(EL50m)			
1	第1ベントフィルタ出口水素濃度	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
2	高压発電機車	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
3	移動式代替熱交換設備	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
4	250A ホース	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 本
5	ホース運搬車	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
6	大型送水ポンプ車	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
7	300A ホース	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 本
8	大型ホース展張車(300A)	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
9	可搬式窒素供給装置	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
10	シルトフェンス	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 組
11	放射性物質吸着材	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 組
12	原子炉補機海水ポンプ電動機	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
13	ラフタークレーン	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
14	小型船舶	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 隻
15	ホイールローダ	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
16	タンクローリ	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
17	放水砲	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
18	泡消火薬剤容器運搬車	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
19	泡消火薬剤容器	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 個
20	直流給電車 115V	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
21	直流給電車 230V	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
22	大量送水車	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
23	大型ホース展張車(150A)	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
24	可搬式モニタリング・ポスト	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
25	可搬式気象観測装置	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
26	緊急時対策所用発電機	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
27	緊急時対策所空気浄化送風機	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
28	緊急時対策所空気浄化フィルタユニット	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
29	緊急時対策所正圧化装置（空気ポンベ）	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 式
30	化学消防自動車	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
31	泡消火薬剤運搬車	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
32	小型動力ポンプ付水槽車	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
33	小型放水砲	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台

注) プラント状態確認チェックシートは、今後の訓練によって見直す可能性がある

番号	項目	状態	備考
10.2 第2保管エリア(EL44m)			
1	大量送水車	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
2	中型ホース展張車(150A)	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
3	可搬型ストレーナ	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
10.3 第3保管エリア(EL13～33m)			
1	大量送水車	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
2	可搬型ストレーナ	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
3	中型ホース展張車(150A)	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
4	大型送水ポンプ車	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
5	ホイールローダ	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
6	タンクローリ	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
7	高圧発電機車	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
8	移動式代替熱交換設備	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
10.4 第4保管エリア(EL8.5m)			
1	第1ベントフィルタ出口水素濃度	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
2	高圧発電機車	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
3	移動式代替熱交換設備	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
4	250A ホース	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 本
5	ホース運搬車	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
6	大型送水ポンプ車	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
7	300A ホース	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 本
8	大型ホース展張車(300A)	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
9	可搬式窒素供給装置	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
10	放射性物質吸着材	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 組
11	放射性物質吸着材運搬車	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
12	シルトフェンス運搬車	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
13	シルトフェンス	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 組
14	タンクローリ	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
15	ホイールローダ	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
16	放水砲	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
17	化学消防自動車	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
18	泡消火薬剤容器運搬車	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
19	小型動力ポンプ付水槽車	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
20	小型放水砲	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
21	泡消火薬剤容器	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 個
22	大量送水車	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
23	大型ホース展張車(150A)	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台

注) プラント状態確認チェックシートは、今後の訓練によって見直す可能性がある

番号	項目	状態	備考
24	可搬型ストレーナ	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
25	小型船舶	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 隻
26	小型船舶運搬車	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
27	可搬式モニタリング・ポスト	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
28	モニタリング設備運搬車	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
29	可搬式気象観測装置	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
30	緊急時対策所用発電機	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
31	緊急時対策所空気浄化送風機	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
32	緊急時対策所空気浄化フィルタユニット	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
33	緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 式

11. 水源の確認【ステップ1-4】

確認者： _____ 確認日時： _____ 年 月 日 時 分

番号	項目	状態	備考
1	ほう酸水貯蔵タンク	使用可能・使用不可・不明	水位： m
2	ほう酸水注入系テストタンク	使用可能・使用不可・不明	水位： m
3	復水貯蔵タンク	使用可能・使用不可・不明	水位： m
4	サブプレッション・チェンバ	使用可能・使用不可・不明	水位： m
5	低圧原子炉代替注水槽	使用可能・使用不可・不明	水位： m
6	1号ろ過水タンク	使用可能・使用不可・不明	水位： m 消火用水源兼用
7	2号ろ過水タンク	使用可能・使用不可・不明	水位： m 消火用水源兼用
8	非常用ろ過水タンク	使用可能・使用不可・不明	水位： m 消火用水源兼用
9	純水タンク	使用可能・使用不可・不明	水位： m
10	輪谷貯水槽(西1)	使用可能・使用不可・不明	水位： m
11	輪谷貯水槽(西2)	使用可能・使用不可・不明	水位： m
12	輪谷貯水槽(東1)	使用可能・使用不可・不明	
13	輪谷貯水槽(東2)	使用可能・使用不可・不明	
14	非常用取水設備	使用可能・使用不可・不明	海水取水箇所
15	荷揚場	使用可能・使用不可・不明	海水取水箇所
16	2号炉放水槽	使用可能・使用不可・不明	海水取水箇所
17	1号炉取水槽	使用可能・使用不可・不明	海水取水箇所
18	3号炉取水管点検立坑	使用可能・使用不可・不明	海水取水箇所
19	補助消火水槽	使用可能・使用不可・不明	消火用水源兼用

注) プラント状態確認チェックシートは、今後の訓練によって見直す可能性がある

大規模損壊発生時に使用する対応手順書及び設備一覧について

大規模損壊発生時に初動対応フローから選択する個別戦略の決定に当たっては、要員及び設備を含めた残存する資源から必要な手順等を確認し、有効な戦略を迅速かつ確実に選定する必要がある。

第1表に個別戦略において必要な対応操作、対応操作に必要な設備とその容量、準備開始から必要となるまでの時間、必要な要員数をまとめた表を示す。

また、第1図に大規模損壊発生時の対応手順書体系図を示す。

第1表 個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧 (1 / 14)

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所,仕様等)	水源	備考	所要時間(目安)	必要人員(目安)
① アセスメント準備段階	「原子力災害対策手順書」 「ホイールローダによるがれき撤去」	(1.0) (2.1)	・ホイールローダ(保管場所: E L50m, E L13~33m, E L8.5m) 配備数: 3台(バケット容量: 約3.4m ³ /台)	—	被災状況・規模により所要時間は変動	約1.3km/h	緊急時対策要員2名
			・化学消防自動車(保管場所: E L50m, E L8.5m) 配備数: 2台(容量: 約2,800L/min/台, 吐出圧力: 約0.85MPa) ・小型動力ポンプ付水槽車(保管場所: E L50m, E L8.5m) 配備数: 2台(容量: 約2,800L/min/台, 吐出圧力: 約0.85MPa) ・小型放水砲(保管場所: E L50m, E L8.5m) 配備数: 2台 ・泡消火薬剤(3%) (保管場所: E L50m, E L8.5m) 配備数: 2組(容量: 約1,500L/組) ・泡消火薬剤(1%) (保管場所: E L50m, E L8.5m) 配備数: 4個(容量: 約1,000L/個) ・大型送水ポンプ車(保管場所: E L13~33m, E L8.5m) 配備数: 2台(容量: 約1,800m ³ /h/台, 吐出圧力: 約1.4MPa) ・放水砲(保管場所: E L50m, E L8.5m) 配備数: 2台 ・泡消火薬剤(1%) (保管場所: E L50m, E L8.5m) 配備数: 6個(容量: 約1,000L/個)	消火栓(ろ過タンク, 補助消火水槽) ろ過タンク 補助消火水槽 純水タンク 海水取水箇所(2号炉取水槽, 荷揚場, 2号炉放水槽, 1号炉取水槽, 3号炉取水管点検立坑)	化学消防自動車等による泡消火 小型放水砲等による泡消火	1時間10分~消火開始 1時間40分~消火開始	自衛消防隊7名
② 消火段階	「大型送水ポンプ車及び放水砲による航空機燃料火災への泡消火」	(1.12)	・ATWS 緩和設備(代替原子炉再循環ポンプトリップ機能) ・自動減圧起動阻止スイッチ ・代替自動減圧起動阻止スイッチ ・ほう酸水注入ポンプ 配備数: 2台(容量: 約10m ³ /h/台, 全揚程: 約870m) ・復水ポンプ 配備数: 3台(容量: 約2,700m ³ /h/台) ・復水昇圧ポンプ 配備数: 3台(容量: 約2,700m ³ /h/台) ・タービン駆動給水ポンプ 配備数: 2台(容量: 約2,900m ³ /h/台) ・電動機駆動給水ポンプ 配備数: 2台(容量: 約1,400m ³ /h/台) ・原子炉隔離時冷却ポンプ 配備数: 1台(容量: 約100m ³ /h, 全揚程: 約120m~約900m) ・高圧炉心スプレイ・ポンプ 配備数: 1台(容量: 約320m ³ /h~約1,050m ³ /h, 全揚程: 約890m~約260m)	ほう酸水貯蔵タンク 復水器 復水貯蔵タンク サブレーション・チェンバ 復水貯蔵タンク サブレーション・チェンバ	事故時操作要領書(徴候ベース) 「反応度制御」移行後の時間	2分以内 3分以内 6分以内 6分以内	中央制御室運転員2名
			「原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制」 「自動減圧, 代替自動減圧起動阻止による原子炉出力急上昇防止」 「ほう酸水注入系によるほう酸水注入操作」 「原子炉水位低下操作」	(1.1)	—	—	—
③ 原子炉停止段階 (1, 2)							

(注) 各手順, 各設備の保管場所・数量等については, 今後の訓練, 検討結果等によって見直す可能性がある。

第1表 個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧 (2/14)

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所,仕様等)	水源	備考	所要時間(目安)	必要人員(目安)	
③ 原子炉停止戦略 (2/2)	「制御棒手動挿入」	(1.1)	—	—	事故時操作要領書(徴候ベース) 「反応度制御」移行後の時間	7分以内	中央制御室運転員 2名	
	「代替制御棒手動挿入」		—	—		6分以内		
	「選択制御棒手動挿入」		—	—		7分以内		
	「手動スクラム」		—	—		16分以内		
	「原子炉保護系電源スイッチ切」		—	—		22分以内		
④ 原子炉圧力容器への注水戦略 (1/2)	「スクラムバイパスによる個別スクラム」	○事故時操作要領書(徴候ベース) 事故時操作要領書(シビアアクシデント), AM設備別操作要領書, 原子炉災害対策手順書	・原子炉保護系電源スイッチ	—	—	47分以内	現場運転員 2名	
	「スクラムバイパスによる原子炉減圧」		—	—		現場操作 37分以内		
④ 原子炉圧力容器への注水戦略 (1/2)	「高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水」	(1.2) (1.3) (1.4) (1.8)	・高圧炉心スプレイ・ポンプ 配備数: 1台(容量:約320m ³ /h~約1,050m ³ /h, 全揚程:約890m~約260m) ・高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ 配備数: 1台(容量:約240m ³ /h, 全揚程:約30m) ・高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ 配備数: 1台(容量:約340m ³ /h, 全揚程:約35m) ・高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器 配備数: 1基(伝熱容量:約2.67MW)	復水貯蔵タンク サブプレッション・チェンバ	—	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 1名	
	「復水・給水系による原子炉圧力容器への注水」		・復水ポンプ 配備数: 3台(容量:約2,700m ³ /h/台) ・復水昇圧ポンプ 配備数: 3台(容量:約2,700m ³ /h/台) ・電動機駆動原子炉給水ポンプ 配備数: 2台(容量:約1,400m ³ /h/台)	—	復水器	—	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 1名
	「原子炉隔離時冷却系(中央操作)による原子炉圧力容器への注水」		・原子炉隔離時冷却ポンプ 配備数: 1台(容量:約100m ³ /h, 全揚程:約120m~約900m)	復水貯蔵タンク サブプレッション・チェンバ	—	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 1名	
	「高圧原子炉代替注水系(中央操作)による原子炉圧力容器への注水」		・高圧原子炉代替注水ポンプ 配備数: 1台(容量:約75m ³ /h, 揚程:約918m)	サブプレッション・チェンバ	—	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 1名	
	「制御機駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水」		・制御機駆動水圧ポンプ 配備数: 2台(容量:約31m ³ /h/台~約54 m ³ /h/台, 揚程:約1,266m~約860m)	復水貯蔵タンク	—	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 1名	
	「ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水」		・ほう酸水注入ポンプ 配備数: 2台(容量:約10m ³ /h/台, 全揚程:約870m)	ほう酸水貯蔵タンク ほう酸水注入系テスタタンク 復水輸送系等	—	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 1名	
	「高圧原子炉代替注水系(現場操作)による原子炉圧力容器への注水」		・高圧原子炉代替注水ポンプ 配備数: 1台(容量:約75m ³ /h, 揚程:約918m)	サブプレッション・チェンバ	—	電源無の場合(現場操作) 1時間以内	中央制御室運転員 1名 現場運転員 2名	
	「原子炉隔離時冷却系(現場操作)による原子炉圧力容器への注水」		・原子炉隔離時冷却ポンプ 配備数: 1台(容量:約100m ³ /h, 全揚程:約120m~約900m)	ほう酸水貯蔵タンク 復水輸送系等	—	電源無の場合(現場操作) 1時間15分以内	中央制御室運転員 1名 現場運転員 2名	
	「逃がし安全弁による原子炉減圧」		・逃がし安全弁 配備数: 12個(うち自動減圧機能付き6個)	—	—	電源無の場合(現場操作) 35分以内	現場運転員 4名	
	「タービン・バイパス弁による原子炉減圧」		・タービン・バイパス弁 配備数: 6個	—	—	電源無の場合(現場操作) 1時間以内	現場運転員 4名	

(注)各手順、各設備の保管場所・数量等については、今後の訓練、検討結果等によって見直す可能性がある。

第1表 個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧 (5/14)

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所,仕様等)	水源	備考	所要時間(目安)	必要人員(目安)	
④-1 原子炉格納容器除熱戦略(炉心損傷前)(1/3)	○事故時操作要領書(微候ベニス), AM設備別操作要領書, 原子炉格納容器内へのスプレイ	「格納容器代替スプレイ系(常設)による原子炉格納容器内へのスプレイ」	・低圧原子炉代替注水ポンプ 配備数: 2台(容量: 約230m ³ /h/台, 揚程: 約190m)	低圧原子炉代替注水槽	非常用コントロールセンター切替盤が使用不可な場合	電源有の場合(現場操作) 30分以内	中央制御室運転員1名 現場運転員2名	
		「復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイ」	・復水輸送ポンプ 配備数: 3台(容量: 約85m ³ /h/台, 揚程: 約70m)	復水貯蔵タンク	A-残留熱除去系スプレイ配管使用	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員1名 現場運転員2名	
		「消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ」	・補助消火ポンプ 配備数: 2台(容量: 約72m ³ /h/台, 揚程: 約80m) ・消火ポンプ 配備数: 2台(容量: 約60m ³ /h/台, 揚程: 約60m)	補助消火水槽 ろ過水タンク	A-残留熱除去系スプレイ配管使用	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員1名	
		「格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイ」	・大量送水車(保管場所: E.L.44m, E.L.13~33m, E.L.8.5m) 配備数: 3台(容量: 約168m ³ /h/台, 吐出圧力: 約0.85MPa)	輪谷貯水槽(西1), 輪谷貯水槽(西2) 海水取水箇所(2号炉取水槽, 荷揚場, 2号炉放水槽, 1号炉取水槽, 3号炉取水管点検立坑)	非常用コントロールセンター切替盤が使用不可な場合	電源有の場合(現場操作) 25分以内	中央制御室運転員1名 現場運転員2名	
			(1.5) (1.6) (1.7)		-	電源無の場合 (現場弁操作等) 40分以内	中央制御室運転員1名 現場運転員2名	
		「ドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の代替除熱」	・ドライウエル弁却装置 配備数: 6台			格納容器代替スプレイ系(可搬型)接続口(南)又は格納容器代替スプレイ系(可搬型)接続口(西)を使用する場合	現場操作 2時間10分以内	緊急時対策要員12名
		「原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む)による除熱」	・原子炉補機海水ポンプ 配備数: 4台(容量: 約2,000m ³ /h/台, 全揚程: 約50m) ・原子炉補機冷却水ポンプ 配備数: 4台(容量: 約1,700m ³ /h/台, 全揚程: 約57m) ・原子炉補機冷却系熱交換器 配備数: 6基(熱交換器容量: 約10MW/基)	海水取水箇所(2号炉取水槽, 荷揚場, 2号炉放水槽, 1号炉取水槽, 3号炉取水管点検立坑)	-	格納容器代替スプレイ系(可搬型)接続口(建物内)を使用する場合	現場操作 3時間10分以内	中央制御室運転員1名 現場運転員2名
						-	電源有の場合 45分以内	中央制御室運転員1名 現場運転員2名
						-	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員1名

注)各手順, 各設備の保管場所・数量等については, 今後の訓練, 検討結果等によって見直す可能性がある。

第1表 個別戦略フローにおける対芯手順書等及び設備一覧(6/14)

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所,仕様等)	水源	備考	所要時間(目安)	必要人員(目安)	
① 原子炉格納容器除熱戦略(中心損傷前)	「原子炉補機代替冷却系による除熱」		<ul style="list-style-type: none"> 大型送水ポンプ車(保管場所: E L 50m, E L 13~33m, E L 8.5m) 配備数: 3台(容量: 約 1,800m³/h/台, 吐出圧力: 約 1.2MPa) 残留熱除去系熱交換器 配備数: 2台(伝熱容量: 約 9.1MW) 移動式代替熱交換設備(保管場所: E L 50m, E L 13~33m, E L 8.5m) 配備数: 3台(熱交換器容量: 約 23MW/台) 	海水取水箇所(2号炉取水槽, 荷揚場, 2号炉放水槽, 1号炉取水槽, 3号炉取水管点検立坑)	系統構成 移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車による除熱 原子炉建物南側接続口又は原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保 大型送水ポンプ車による除熱 原子炉建物内接続口を使用した補機冷却水確保	電源有の場合(現場操作) 1時間 40分以内 現場操作 7時間 20分以内 現場操作 7時間以内	中央制御室運転員 1名 現場運転員 2名 緊急時対策要員 15名 緊急時対策要員 6名	
			「大型送水ポンプ車による除熱」	<ul style="list-style-type: none"> 大型送水ポンプ車(保管場所: E L 50m, E L 13~33m, E L 8.5m) 配備数: 3台(容量: 約 1,800m³/h/台, 吐出圧力: 約 1.2MPa) 残留熱除去系熱交換器 配備数: 2台(伝熱容量: 約 9.1MW) 	海水取水箇所(2号炉取水槽, 荷揚場, 2号炉放水槽, 1号炉取水槽, 3号炉取水管点検立坑)	系統構成 大型送水ポンプ車による除熱	電源有の場合(現場操作) 1時間 20分以内 現場操作 7時間以内	中央制御室運転員 1名 現場運転員 4名 緊急時対策要員 6名
	「残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ」	(1.5) (1.6) (1.7)		<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去ポンプ 配備数: 2台(容量: 約 1,200m³/h/台, 全揚程: 約 100m) 残留熱除去系熱交換器 配備数: 2台(伝熱容量: 約 9.1MW) 	サブプレッジョン・チェンバ	—	中央制御室操作	中央制御室運転員 1名
				「残留熱除去系電源復旧後のサブプレッジョン・プール水の除熱」	<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去ポンプ 配備数: 2台(容量: 約 1,200m³/h/台, 全揚程: 約 100m) 残留熱除去系熱交換器 配備数: 2台(伝熱容量: 約 9.1MW) 	サブプレッジョン・チェンバ	—	中央制御室操作
	「残留熱代替冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」			<ul style="list-style-type: none"> 残留熱代替除去ポンプ 配備数: 2台(容量: 約 150m³/h/台, 揚程: 約 70m) 残留熱除去系熱交換器 配備数: 1台(伝熱容量: 約 9.1MW) 移動式代替熱交換設備(保管場所: E L 50m, E L 13~33m, E L 8.5m) 配備数: 3台(熱交換器容量: 約 23MW/台) 大型送水ポンプ車(保管場所: E L 50m, E L 13~33m, E L 8.5m) 配備数: 3台(容量: 約 1,800m³/h/台, 吐出圧力: 約 1.2MPa) 	サブプレッジョン・チェンバ	—	電源有の場合(現場操作) 1時間 5分以内 現場操作 1時間 40分以内	中央制御室運転員 1名 現場運転員 2名
				「残留熱代替冷却系による補機冷却水確保」	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機代替冷却系の系統構成 	原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保 原子炉建物南側接続口又は原子炉建物西側接続口を使用した場合	現場操作 7時間 20分以内	中央制御室運転員 1名 現場運転員 2名
				海水取水箇所(2号炉取水槽, 荷揚場, 2号炉放水槽, 1号炉取水槽, 3号炉取水管点検立坑)	原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保 原子炉建物南側接続口又は原子炉建物西側接続口を使用した場合 原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保 原子炉建物内接続口を使用した場合	現場操作 7時間 20分以内	緊急時対策要員 15名	

(注)各手順,各設備の保管場所・数量等については,今後の訓練,検討結果等によって見直す可能性がある。

第1表 個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧 (7/14)

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所,仕様等)	水源	備考	所要時間(目安)	必要人員(目安)
④ 1 原子炉格納容器除熱戦略(炉心積働原則(3/3))	「格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」	(1.5) (1.6) (1.7)	<ul style="list-style-type: none"> 第1ベントフィルタスクラップ容器 配備数:4基(設計流量:約9.8kg/s) 第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器 配備数:1基 遠隔手動弁操作機構 圧力開放板 配備数:1個 可搬式窒素供給装置(保管場所: E L 50m, E L 8.5m) 配備数:2台(容量:約100m³/h[noirma])/台 大量送水車(保管場所: E L 44m, E L 13~33m, E L 8.5m) 配備数:3台(容量:約168m³/h/台,吐出圧力:約0.85MPa) 	-	<p>非常用コントロールセンター切替機が使用不可な場合 格納容器ベント準備完了まで</p> <p>中央操作</p> <p>非常用コントロールセンター切替機が使用不可な場合 格納容器ベント基準到達から格納容器ベント開始まで</p> <p>現場操作</p> <p>第1ベントフィルタスクラップ容器 水位調整(水張り)</p>	<p>電源有の場合(現場操作) 45分以内</p> <p>電源有の場合 10分以内</p> <p>電源無の場合(現場操作) 2時間50分以内</p> <p>現場操作 2時間10分以内</p>	<p>中央制御室運転員1名 現場運転員2名 緊急時対策要員2名</p> <p>中央制御室運転員1名 現場運転員2名 緊急時対策要員2名</p> <p>中央制御室運転員1名 現場運転員2名 緊急時対策要員12名</p>
	「耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱」	(1.5) (1.6) (1.7)	<ul style="list-style-type: none"> 遠隔手動弁操作機構 可搬式窒素供給装置(保管場所: E L 50m, E L 8.5m) 配備数:2台(容量:約100m³/h[noirma])/台 	-	<p>可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換 窒素供給ライン接続口又は窒素供給ライン接続口(建物内)(原子炉建物付属棟西側扉)を使用した場合</p> <p>可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換 窒素供給ライン接続口(建物内)(タービン建物北側扉)を使用した場合</p> <p>格納容器ベント準備完了まで</p> <p>格納容器ベント基準到達から格納容器ベント開始まで</p> <p>現場操作</p>	<p>電源有の場合 中央制御室操作</p> <p>電源有の場合 中央制御室操作</p> <p>電源無の場合(現場操作) 2時間30分以内</p> <p>現場操作 2時間以内</p> <p>現場操作 6時間40分以内</p>	<p>中央制御室運転員1名 緊急時対策要員4名</p> <p>中央制御室運転員1名 緊急時対策要員4名</p> <p>中央制御室運転員1名 現場運転員4名</p>

(注)各手順、各設備の保管場所・数量等については、今後の訓練、検討結果等によって見直す可能性がある。

第1表 個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧 (8/14)

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所,仕様等)	水源	備考	所要時間(目安)	必要人員(目安)	
④ 1 2 原子炉格納容器除熱戦略(炉心損傷後)(1/3)	○事故時操作要領書(シビアアクシデント), AM設備別操作要領書, 原子炉格納容器下部への注水	技術的能力に係る審査基準の該当項目	「ベデスタル代替注水系(常設)による原子炉格納容器下部への注水」	低圧原子炉代替注水槽	非常用コントロールセンター切替盤が使用不可な場合 原子炉格納容器下部水位確保の場合 原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水の場合	電源有の場合(現場操作) 30分以内 電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員1名 現場運転員2名	
			「復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水」	復水貯蔵タンク	—	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員1名	
			「消火系による原子炉格納容器下部への注水」	補助消火水槽 ろ過水タンク	—	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員1名	
			「ベデスタル代替注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水」	輸谷貯水槽(西1), 輸谷貯水槽(西2) 海水取水箇所(2号炉取水槽, 荷揚場, 2号炉放水槽, 1号炉取水槽, 3号炉取水管点検立坑)	輸谷貯水槽(西1), 輸谷貯水槽(西2) 海水取水箇所(2号炉取水槽, 荷揚場, 2号炉放水槽, 1号炉取水槽, 3号炉取水管点検立坑)	非常用コントロールセンター切替盤が使用不可な場合 ベデスタル代替注水系(可搬型)接続 口(南)又はベデスタル代替注水系(可搬型)接続口(西)を使用する場合 ベデスタル代替注水系(可搬型)接続口(建物内)を使用する場合	電源有の場合(現場操作) 25分以内 現場操作 2時間10分以内 現場操作 3時間10分以内	中央制御室運転員1名 現場運転員2名 緊急時対策要員12名
			「原子炉ウエル代替注水系による原子炉ウエルへの注水」	輸谷貯水槽(西1), 輸谷貯水槽(西2) 海水取水箇所(2号炉取水槽, 荷揚場, 2号炉放水槽, 1号炉取水槽, 3号炉取水管点検立坑)	輸谷貯水槽(西1), 輸谷貯水槽(西2) 海水取水箇所(2号炉取水槽, 荷揚場, 2号炉放水槽, 1号炉取水槽, 3号炉取水管点検立坑)	—	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員1名
			「格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水」	格納容器代替スプレイ系(可搬型)接続口(南)又は格納容器代替スプレイ系(可搬型)接続口(西)を使用する場合 格納容器代替スプレイ系(可搬型)接続口(建物内)を使用する場合	—	—	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員1名
			「原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)による除熱」	—	—	—	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員1名
			「原子炉補機代替冷却系による除熱」	—	—	—	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員1名
			「大型送水車(保管場所: E L13~33m, E L8.5m)配備数: 3台(容量: 約168m ³ /h/台, 吐出圧力: 約0.85MPa)	—	—	—	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員1名
			「移動式代替熱交換設備(保管場所: E L50m, E L13~33m, E L8.5m)配備数: 3台(熱交換器容量: 約230MW/基)	—	—	—	電源有の場合(現場操作) 1時間40分以内 現場操作 7時間20分以内 現場操作 7時間以内	中央制御室運転員1名 現場運転員2名 緊急時対策要員15名 緊急時対策要員6名

(注)各手順, 各設備の保管場所・数量等については, 今後の訓練, 検討結果等によって見直す可能性がある。

第1表 個別戦略フローにおける対芯手順書等及び設備一覧(9/14)

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所,仕様等)	水源	備考	所要時間(目安)	必要人員(目安)	
⑥-2 原子炉格納容器除熱運転(心損復後)(2/3)	「大型送水ポンプ車による除熱」		「残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ」	海水取水箇所(2号炉取水槽, 荷揚場, 2号炉放水槽, 1号炉放水槽, 3号炉取水管点検立坑)	系統構成 大型送水ポンプ車による除熱	電源有の場合(現場操作) 1時間20分以内 現場操作 7時間以内	中央制御室運転員1名 現場運転員4名 緊急時対策要員6名	
			「残留熱除去系電源復旧後のサブプレッショングループ」	サブプレッジョン・チェンバ	—	中央制御室操作	中央制御室運転員1名	
	「残留熱除去系電源復旧後のサブプレッショナル水の除熱」		「残留熱除去ポンプ」	配備数: 2台(容量: 約1,200m ³ /h/台, 全揚程: 約100m) 「残留熱除去系熱交換器」 配備数: 2台(伝熱容量: 約9.1MW)	サブプレッジョン・チェンバ	—	中央制御室操作	中央制御室運転員1名
			「残留熱除去ポンプ」	配備数: 2台(容量: 約1,200m ³ /h/台, 全揚程: 約100m) 「残留熱除去系熱交換器」 配備数: 2台(伝熱容量: 約9.1MW)	サブプレッジョン・チェンバ	—	中央制御室操作	中央制御室運転員1名
	「格納容器代替除熱系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」		「格納容器代替除熱系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」	配備数: 2台(容量: 約150m ³ /h/台, 揚程: 約70m) 「残留熱除去系熱交換器」 配備数: 1台(伝熱容量: 約9.1MW) 「移動式代替熱交換設備(保管場所: E L 50m, E L 13~33m, E L 8.5m)」 配備数: 3台(熱交換器容量: 約23MW/台) 「大型送水ポンプ車(保管場所: E L 50m, E L 13~33m, E L 8.5m)」 配備数: 3台(容量: 約1,800m ³ /h/台, 吐出圧力: 約1.2MPa)	サブプレッジョン・チェンバ	原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合 原子炉格納容器へのスプレイを実施する場合	電源有の場合(現場操作) 1時間5分以内 電源有の場合(現場操作) 45分以内	中央制御室運転員1名 現場運転員2名
			「復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイ」	—	原子炉補機代替冷却系の系統構成 原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保	現場操作 1時間40分以内	中央制御室運転員1名 現場運転員2名	
	「格納容器代替スプレイ系(常設)による原子炉格納容器内へのスプレイ」		「格納容器代替スプレイ系(常設)による原子炉格納容器内へのスプレイ」	低圧原子炉代替注水ポンプ 配備数: 2台(容量: 約230m ³ /h/台, 揚程: 約190m) 「復水輸送ポンプ」 配備数: 3台(容量: 約85m ³ /h/台, 揚程: 約70m)	海水取水箇所(2号炉取水槽, 荷揚場, 2号炉放水槽, 1号炉放水槽, 3号炉取水管点検立坑)	原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保 原子炉建物南側接続口又は原子炉建物西側接続口を使用した場合 原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保 原子炉建物内接続口を使用した場合	現場操作 7時間20分以内 現場操作 7時間以内	緊急時対策要員15名 緊急時対策要員6名
			「消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ」	補助消火ポンプ 配備数: 2台(容量: 約72m ³ /h/台, 揚程: 約80m) 消火ポンプ 配備数: 2台(容量: 約60m ³ /h/台, 揚程: 約60m)	復水貯蔵タンク 補助消火水槽 ろ過水タンク	非常用コントロールセンター切替盤が使用不可な場合 A-残留熱除去系スプレイ配管使用 B-残留熱除去系スプレイ配管使用	電源有の場合(現場操作) 30分以内 電源有の場合 中央制御室操作 電源有の場合 (現場弁操作等) 30分以内	中央制御室運転員1名 現場運転員2名 中央制御室運転員1名 現場運転員2名
	「消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ」		「消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ」	補助消火ポンプ 配備数: 2台(容量: 約72m ³ /h/台, 揚程: 約80m) 消火ポンプ 配備数: 2台(容量: 約60m ³ /h/台, 揚程: 約60m)	復水貯蔵タンク 補助消火水槽 ろ過水タンク	A-残留熱除去系スプレイ配管使用 B-残留熱除去系スプレイ配管使用	電源有の場合 中央制御室操作 電源有の場合 (現場弁操作等) 30分以内	中央制御室運転員1名 現場運転員2名
			「消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ」	補助消火ポンプ 配備数: 2台(容量: 約72m ³ /h/台, 揚程: 約80m) 消火ポンプ 配備数: 2台(容量: 約60m ³ /h/台, 揚程: 約60m)	復水貯蔵タンク 補助消火水槽 ろ過水タンク	A-残留熱除去系スプレイ配管使用 B-残留熱除去系スプレイ配管使用	電源有の場合 中央制御室操作 電源有の場合 (現場弁操作等) 30分以内	中央制御室運転員1名 現場運転員2名

(注)各手順、各設備の保管場所・数量等については、今後の訓練、検討結果等によって見直す可能性がある。

第1表 個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧 (10/14)

個別戦略	手順書等	技術的能力に依る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所,仕様等)	水源	備考	所要時間(目安)	必要人員(目安)
④-2 原子炉格納容器除熱装置(炉心損傷後)(3/3)	「格納容器代替スプレイス(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイス」	技術的能力に依る審査基準の該当項目	<ul style="list-style-type: none"> 大量送水車(保管場所: E L 44m, E L 13~33m, E L 8.5m) 配備数: 3台(容量: 約168m³/h/台, 吐出圧力: 約0.85MPa) 	輪谷貯水槽(西1), 輪谷貯水槽(西2) 海水取水箇所(2号炉取水槽, 荷揚場) 2号炉放水槽, 1号炉取水槽, 3号炉取水管点検立坑	非常用コントロールセンター切替盤が使用不可な場合	電源有の場合(現場操作) 25分以内	中央制御室運転員1名 現場運転員2名
					電源無の場合(現場弁操作等) 40分以内 現場操作 2時間10分以内 現場操作 3時間10分以内	中央制御室運転員1名 現場運転員2名 緊急時対策要員12名	
④-2 原子炉格納容器除熱装置(炉心損傷後)(3/3)	「ドライウエルク冷却系による原子炉格納容器内の代替除熱」	(1.5) (1.6) (1.7) (1.8) (1.10)	<ul style="list-style-type: none"> ドライウエルク冷却装置 配備数: 6台 第1ベントフィルタスクラバ容器 配備数: 4基(設計流量: 約9.8kg/s) 第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器 配備数: 1基 遠隔手動弁操作機構 圧力開放板 配備数: 1個 可搬式窒素供給装置(保管場所: E L 50m, E L 8.5m) 配備数: 2台(容量: 約100m³/h[norma]) /台 大量送水車(保管場所: E L 44m, E L 13~33m, E L 8.5m) 配備数: 3台(容量: 約168m³/h/台, 吐出圧力: 約0.85MPa) 	-	中央操作 中央制御室運転員1名 現場運転員2名 緊急時対策要員2名	電源有の場合(現場操作) 45分以内	中央制御室運転員1名 現場運転員2名
					非常用コントロールセンター切替盤が使用不可な場合 格納容器ベント準備完了まで 中央操作 非常用コントロールセンター切替盤が使用不可な場合 格納容器ベント基礎到達から格納容器ベント開始まで 現場操作 電源有の場合 10分以内 現場操作 電源無の場合(現場操作) 2時間50分以内	電源有の場合(現場操作) 2時間10分以内 現場操作 2時間10分以内 現場操作 2時間以内 現場操作 6時間40分以内	中央制御室運転員1名 現場運転員2名 緊急時対策要員2名 中央制御室運転員1名 緊急時対策要員12名 中央制御室運転員1名 緊急時対策要員4名

(注) 各手順、各設備の保管場所・数量等については、今後の訓練、検討結果等によって見直す可能性がある。

第1表 個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧 (11/14)

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所,仕様等)	水源	備考	所要時間(目安)	必要人員(目安)			
⑦ 燃料プール注水戦略	○事故時操作要領書(微候ベース),原子力災害対策手順書の 「燃料プール補給水系による燃料プールへの注水」 「復水輸送系による燃料プールへの注水」 「消火系による燃料プールへの注水」 「燃料プールのスプレイズ系(可搬型スプレイズ)による燃料プールへの注水又はスプレイズ」 「放水砲による放水」 「サイフォンブレイク機能による漏えい抑制」 「燃料プール漏えい緩和」	(1.11)	燃料プール補給水ポンプ 配備数:1台(容量:約30m ³ /h,揚程:約70m)	復水貯蔵タンク	—	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員1名			
			復水輸送ポンプ 配備数:3台(容量:約85m ³ /h/台,揚程:約70m)	復水貯蔵タンク	—	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員1名			
			補助消火ポンプ 配備数:2台(容量:約72m ³ /h/台,揚程:約80m)	補助消火水槽 ろ過タンク	消火栓を使用した場合 40分以内	中央制御室運転員4名 現場運転員2名				
			消火ポンプ 配備数:2台(容量:約60m ³ /h/台,揚程:約60m)	—	復水輸送ラインを使用した場合	中央制御室運転員1名				
			大量送水車(保管場所: E L 44m, E L 13~33m, E L 8.5m) 配備数:3台(容量:約168m ³ /h/台,吐出圧力:約0.85MPa)	輪谷貯水槽(西1), 輪谷貯水槽(西2) 海水取水箇所(2号炉取水槽, 荷揚場, 2号炉放水槽, 1号炉取水槽, 3号炉取 水管点検立坑)	—	中央制御室運転員1名 緊急時対策要員12名				
			大量送水車(保管場所: E L 44m, E L 13~33m, E L 8.5m) 配備数:3台(容量:約168m ³ /h/台,吐出圧力:約0.85MPa)	輪谷貯水槽(西1), 輪谷貯水槽(西2) 海水取水箇所(2号炉取水槽, 荷揚場, 2号炉放水槽, 1号炉取水槽, 3号炉取 水管点検立坑)	—	中央制御室運転員1名 緊急時対策要員12名				
			可搬型スプレイズ(保管場所:原子炉建物1階又は2階) 配備数:3台	—	—	—				
			大型送水ポンプ車(保管場所: E L 13~33m, E L 8.5m) 配備数:2台(容量:約1,800m ³ /h/台,吐出圧力:約1.4MPa)	海水取水箇所(2号炉取水槽, 荷揚場, 2号炉放水槽, 1号炉取水槽, 3号炉取 水管点検立坑)	—	緊急時対策要員12名				
			放水砲(保管場所: E L 50m, E L 8.5m) 配備数:2台	—	—	—				
			サイフォンブレイク機能	—	—(操作不要)	—				
			シー材 接着剤 ステンレス銅板 吊り降ろロープ	—	—	中央制御室運転員1名 緊急時対策要員3名				
			⑧ 燃料プール除熱戦略	○事故時操作要領書(微候ベース),原子力災害対策手順書の 「燃料プール冷却系による除熱」	(1.11)	燃料プール冷却ポンプ 配備数:2台(容量:約200m ³ /h/台,全揚程:約88m)	—	—	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員1名
燃料プール冷却系熱交換器 配備数:2基(伝熱容量:約1.9MW/基)	—	—				—	—			
大型送水ポンプ車(保管場所: E L 13~33m, E L 8.5m) 配備数:2台(容量:約1,800m ³ /h/台,吐出圧力:約1.4MPa)	海水取水箇所(2号炉取水槽, 荷揚場, 2号炉放水槽, 1号炉取水槽, 3号炉取 水管点検立坑)	—				緊急時対策要員12名				
放水砲(保管場所: E L 50m, E L 8.5m) 配備数:2台	—	—				—				
放射性物質吸着材(保管場所: E L 50m, E L 8.5m) 配備数:4組	—	—				緊急時対策要員5名				
シルトフェンス(2号炉放水接合槽用)(保管場所: E L 50m, E L 8.5m) 配備数:約40m	—	—				緊急時対策要員7名				
シルトフェンス(輪谷湾用)(保管場所: E L 50m, E L 8.5m) 配備数:約680m	—	2号炉放水接合槽への1重目の シルトフェンス設置の場合				緊急時対策要員7名				
小型船舶(保管場所: E L 50m, E L 8.5m) 配備数:2隻	—	輪谷湾への1重目の シルトフェンスの設置の場合				緊急時対策要員7名				
⑨ 放射性物質拡散抑制戦略	○原子力災害対策手順書の 「大型送水ポンプ車及び放水砲による大気への 放射性物質の拡散抑制」 「放射性物質吸着材による海洋への放射性物質 の拡散抑制」 「シルトフェンスによる海洋への放射性物質の 拡散抑制」	(1.12)				大型送水ポンプ車(保管場所: E L 13~33m, E L 8.5m) 配備数:2台(容量:約1,800m ³ /h/台,吐出圧力:約1.4MPa)	海水取水箇所(2号炉取水槽, 荷揚場, 2号炉放水槽, 1号炉取水槽, 3号炉取 水管点検立坑)	—	現場操作 4時間30分以内	緊急時対策要員12名
						放水砲(保管場所: E L 50m, E L 8.5m) 配備数:2台	—	—	—	—
						放射性物質吸着材(保管場所: E L 50m, E L 8.5m) 配備数:4組	—	—	現場操作 4時間20分以内	緊急時対策要員5名
						シルトフェンス(2号炉放水接合槽用)(保管場所: E L 50m, E L 8.5m) 配備数:約40m	—	—	現場操作 3時間以内	緊急時対策要員7名
			シルトフェンス(輪谷湾用)(保管場所: E L 50m, E L 8.5m) 配備数:約680m	—	2号炉放水接合槽への1重目の シルトフェンス設置の場合	現場操作 24時間以内	緊急時対策要員7名			
			小型船舶(保管場所: E L 50m, E L 8.5m) 配備数:2隻	—	輪谷湾への1重目の シルトフェンスの設置の場合	現場操作 24時間以内	緊急時対策要員7名			

注)各手順,各設備の保管場所・数量等については,今後の訓練,検討結果等によって見直す可能性がある。

第1表 個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧 (12/14)

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所,仕様等)	水源	備考	所要時間(目安)	必要人員(目安)	
⑩ 電源確保戦略 (1/2)	○事故時操作要領書(微候ベース), AM設備別操作要領書, 原子力災害対策手順書		<ul style="list-style-type: none"> ガスタービン発電機 <ul style="list-style-type: none"> 配備数: 2台 (容量: 約 6,000kVA/台, 電圧: 6.9kV) ガスタービン発電機用サービスタンク <ul style="list-style-type: none"> 配備数: 2基 (容量: 約 7.9m³/基) ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ <ul style="list-style-type: none"> 配備数: 2台 (容量: 約 4.0m³/h/台, 吐出圧力: 約 0.5MPa) ガスタービン発電機用軽油タンク <ul style="list-style-type: none"> 配備数: 1基 (容量: 約 560m³/基) M/C C系 M/C D系 緊急用メタクラ 	-	M/C D系受電の場合 (中央制御室からの起動) M/C C系受電の場合 (中央制御室からの起動) M/C D系受電の場合 (現場からの起動) M/C C系受電の場合 (現場からの起動)	40分以内 1時間10分以内 1時間5分以内 1時間10分以内	中央制御室運転員1名 現場運転員2名 中央制御室運転員1名 現場運転員2名 緊急時対策要員2名	
	「ガスタービン発電機によるSAロードセンタ及びSAコントロール受電」		<ul style="list-style-type: none"> ガスタービン発電機 <ul style="list-style-type: none"> 配備数: 2台 (容量: 約 6,000kVA/台, 電圧: 6.9kV) ガスタービン発電機用サービスタンク <ul style="list-style-type: none"> 配備数: 2基 (容量: 約 7.9m³/基) ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ <ul style="list-style-type: none"> 配備数: 2台 (容量: 約 4.0m³/h/台, 吐出圧力: 約 0.5MPa) ガスタービン発電機用軽油タンク <ul style="list-style-type: none"> 配備数: 1基 (容量: 約 560m³/基) SAロードセンタ 	-	中央制御室からの起動	10分以内	中央制御室運転員1名	
	「高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機によるM/C C系及びVM/C D系受電」	(1, 14)	<ul style="list-style-type: none"> 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 <ul style="list-style-type: none"> 配備数: 1台 (容量: 約 4,000kVA, 電圧: 6.9kV) 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料タンク <ul style="list-style-type: none"> 配備数: 1基 (容量: 約 9m³/基) 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ <ul style="list-style-type: none"> 配備数: 1台 (容量: 約 4.0m³/h, 吐出圧力: 約 0.54MPa) 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク <ul style="list-style-type: none"> 配備数: 1基 (容量: 約 170m³/基) 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ <ul style="list-style-type: none"> 配備数: 1台 (容量: 約 240m³/h, 全揚程: 約 30m) 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク <ul style="list-style-type: none"> 配備数: 1台 (容量: 約 340m³/h, 全揚程: 約 35m) M/C C系 M/C D系 号炉間電力融通ケーブル(常設) 号炉間電力融通ケーブル(可搬型) 	-	現場からの起動	1時間20分以内	中央制御室運転員1名 現場運転員2名	
	「号炉間電力融通ケーブル(常設)を使用したM/C C系又はM/C D系受電」					-	1時間35分以内	中央制御室運転員1名 現場運転員2名
	「号炉間電力融通ケーブル(可搬型)を使用したM/C C系又はM/C D系受電」					-	4時間25分以内	中央制御室運転員1名 現場運転員2名 緊急時対策要員3名
	「高圧発電機車によるM/C C系又はM/C D系受電」			<ul style="list-style-type: none"> 高圧発電機車(保管場所: E L.50m, E L.13~33m, E L.8.5m) <ul style="list-style-type: none"> 配備数: 7台 (容量: 約 500kVA/台, 電圧: 6.6kV) M/C C系 M/C D系 緊急用メタクラ 		原子炉建物西側の高圧発電機車接続 プラグ取納箱に接続する場合 原子炉建物南側の高圧発電機車接続 プラグ取納箱に接続する場合 ガスタービン発電機建物 (緊急用メタクラ)の緊急用メタクラ 接続プラグ盤に接続する場合	現場操作 4時間35分以内 現場操作 4時間35分以内 現場操作 4時間40分以内	中央制御室運転員1名 現場運転員2名 緊急時対策要員3名

(注) 各手順, 各設備の保管場所・数量等については, 今後の訓練, 検討結果等によって見直し可能性がある。

第1表 個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧 (13/14)

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所,仕様等)	水源	備考	所要時間(目安)	必要人員(目安)
⑩ 電源確保戦略(2/2)	「高圧発電機車によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電」 「所内常設蓄電式直流電源設備による給電」		<ul style="list-style-type: none"> 高圧発電機車(保管場所: E L 50m, E L 13~33m, E L 8.5m) 配備数: 7台(容量: 約500kVA/台, 電圧: 6.6kV) M/C C系 M/C D系 緊急用メタクラ SAロードセンタ 	-	原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続する場合 原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続する場合 ガスタービン発電機建物(緊急用メタクラ)の緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続する場合	現場操作 4時間 35分以内 現場操作 4時間 35分以内 現場操作 4時間 40分以内	中央制御室運転員1名 緊急時対策要員3名
			<ul style="list-style-type: none"> B-115V系蓄電池 B1-115V系蓄電池(SA) SA用115V系蓄電池 230V系蓄電池(RCIC) B-115V系充電器 B1-115V系充電器(SA) SA用115V系充電器 230V系充電器(RCIC) 	-	B-115V系蓄電池, B1-115V系蓄電池(SA)及びSA用115V系蓄電池による給電 B-115V系蓄電池からB1-115V系蓄電池(SA)受電切替え完了及び不要負荷切離し操作完了まで A-115V系充電器, 中央制御室監視計器C系受電完了まで B-115V系充電器, B1-115V系充電器(SA), SA用115V系充電器, 230V系充電器(RCIC)及び中央制御室監視計器D系受電完了まで	(操作不要) 30分以内 20分以内 20分以内	現場運転員2名 中央制御室運転員1名 現場運転員2名
			<ul style="list-style-type: none"> 高圧発電機車(保管場所: E L 50m, E L 13~33m, E L 8.5m) 配備数: 7台(容量: 約500kVA/台, 電圧: 6.6kV) B1-115V系充電器 SA用115V系充電器(常用) 230V系充電器(常用) 	-	原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続の場合 原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続の場合 ガスタービン発電機建物(緊急用メタクラ)の緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続する場合	現場操作 5時間 10分以内 現場操作 5時間 10分以内 現場操作 5時間 50分以内	中央制御室運転員1名 現場運転員2名 緊急時対策要員3名
「可搬型直流直流電源設備による給電」		<ul style="list-style-type: none"> 高圧発電機車(保管場所: E L 50m, E L 13~33m, E L 8.5m) 配備数: 7台(容量: 約500kVA/台, 電圧: 6.6kV) B1-115V系充電器 SA用115V系充電器 230V系充電器(常用) 	-	廃棄物処理建物南側の直流給電車接続プラグ収納箱に接続の場合 (B-115V系直流器及び230V系直流器(RCIC))	現場操作 4時間 15分以内	現場運転員2名 緊急時対策要員3名	
	「直流給電車による直流盤への給電」		<ul style="list-style-type: none"> 高圧発電機車(保管場所: E L 50m, E L 13~33m, E L 8.5m) 配備数: 7台(容量: 約500kVA/台, 電圧: 6.6kV) 直流給電車115V(保管場所: E L 50m) 配備数: 1台 直流給電車230V(保管場所: E L 50m) 配備数: 1台 	-	原子炉建物南側の直流給電車接続プラグ収納箱に接続の場合(B-115V系直流器(SA)及び230V系直流器(常用))	現場操作 4時間 15分以内	現場運転員2名 緊急時対策要員3名
	「号炉間連絡ケーブルを使用したA-115V系直流盤又はB-115V系直流器受電」		<ul style="list-style-type: none"> 号炉間連絡ケーブル 	-	-	現場操作 55分以内	現場運転員2名

(注)各手順、各設備の保管場所・数量等については、今後の訓練、検討結果等によって見直す可能性がある。

第1表 個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧 (14/14)

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所,仕様等)	水源	備考	所要時間(目安)	必要人員(目安)
水 源 保 障	○原子力災害対策手順書						
	「大量送水車による補給」		<ul style="list-style-type: none"> ・ 大型送水車(保管場所: E L44m, E L13~33m, E L8.5m) 配備数: 3台(容量: 約168m³/h/台, 吐出圧力: 約0.85MPa) 	輪谷貯水槽(西1), 輪谷貯水槽(東2) 純水タンク 1号ろ過水タンク 2号ろ過水タンク 非常用ろ過水タンク	低圧原子炉代替注水槽又は復水貯蔵タンクへの補給 低圧原子炉代替注水槽への補給 復水貯蔵タンクへの補給	現場操作 2時間10分以内 現場操作 1時間50分以内 現場操作 1時間30分以内	中央制御室運転員1名 緊急時対策要員12名
	「大量送水車又は大型送水ポンプ車による補給」	(1.13)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 大型送水ポンプ車(保管場所: E L50m, E L13~33m, E L8.5m) 配備数: 3台(容量: 約1,800m³/h/台, 吐出圧力: 約1.4MPa) ・ 大型送水車(保管場所: E L44m, E L13~33m, E L8.5m) 配備数: 3台(容量: 約168m³/h/台, 吐出圧力: 約0.85MPa) 	輪谷貯水槽(東2) 海水取水箇所(2号炉取水槽, 荷揚場, 2号炉放水槽, 1号炉取水槽, 3号炉取水管点検立坑)	大量送水車による輪谷貯水槽(西1)又は輪谷貯水槽(西2)への補給 大型送水ポンプ車による輪谷貯水槽(西1)又は輪谷貯水槽(西2)への補給 大型送水車による復水貯蔵タンクへの補給	現場操作 2時間30分以内 現場操作 3時間40分以内 現場操作 2時間10分以内 現場操作 3時間50分以内	緊急時対策要員12名 中央制御室運転員1名 緊急時対策要員12名
	「大量送水車及び大型送水ポンプ車又は大量送水車(2台)による補給」		<ul style="list-style-type: none"> ・ 大型送水ポンプ車(保管場所: E L50m, E L13~33m, E L8.5m) 配備数: 3台(容量: 約1,800m³/h/台, 吐出圧力: 約1.4MPa) ・ 大型送水車(保管場所: E L50m, E L44m, E L13~33m, E L8.5m) 配備数: 5台(容量: 約168m³/h/台, 吐出圧力: 約0.85MPa) 	海水取水箇所(2号炉取水槽, 荷揚場, 2号炉放水槽, 1号炉取水槽, 3号炉取水管点検立坑)	低圧原子炉代替注水槽への補給	現場操作 2時間10分以内	中央制御室運転員1名 緊急時対策要員12名
燃 料 補 給	○原子力災害対策手順書						
	「ガスタービン発電機用軽油タンク又は非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等からタンクローリへの補給」	(1.14)	<ul style="list-style-type: none"> ・ タンクローリ(保管場所: E L13~33m, E L8.5m) 配備数: 2台(容量: 約3.0m³/台) ・ ガスタービン発電機用軽油タンク 配備数: 1基(容量: 約560m³/基) ・ 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク 配備数: 2基(容量: 約170m³/基) ・ 高圧炉心スプレイスタージェン発電機燃料貯蔵タンク 配備数: 3基(容量: 約100m³/基) ・ タンクローリ(保管場所: E L13~33m, E L8.5m) 配備数: 1基(容量: 約170m³/基) 	ガスタービン発電機用軽油タンクから補給の場合(タンクローリ1台当たり) 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイスタージェン発電機燃料貯蔵タンクから補給の場合(タンクローリ1台当たり)	1時間50分以内 2時間30分以内	緊急時対策要員2名	
	「タンクローリから各機器等への給油」		<ul style="list-style-type: none"> ・ タンクローリ(保管場所: E L13~33m, E L8.5m) 配備数: 2台(容量: 約3.0m³/台) 	タンクローリ1台当たり	30分以内	緊急時対策要員2名	

(注)各手順, 各設備の保管場所・数量等については, 今後の訓練, 検討結果等によって見直す可能性がある。

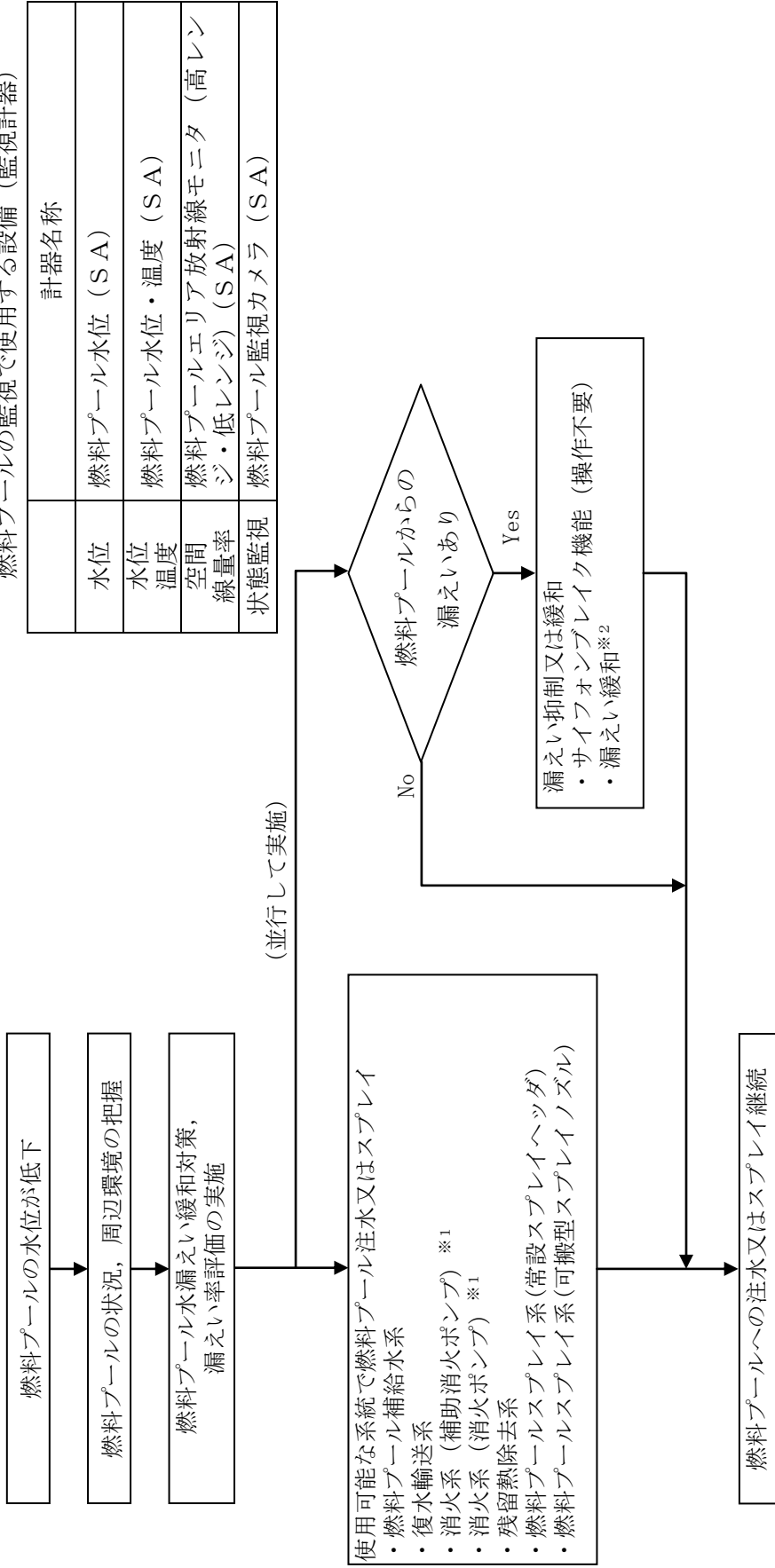
燃料プール大規模漏えい時の対応について

1. 燃料プールにおける事故対応

燃料プールに大規模な漏えいが発生した場合における、燃料プールの優先順位に従った事故対応例について以下に示す。

- (1) 燃料プールからの漏えいが発生した場合は、中央制御室から操作が可能であり、速やかな操作が可能である燃料プール補給水系、復水輸送系、消火系又は残留熱除去系による燃料プールへの注水を行う。なお、消火系による燃料プールへの注水は、消火系による消火を必要とする火災が発生していないことが確認できた場合に実施する。
- (2) (1)による燃料プールへの注水が行えない場合、大量送水車による燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）を使用した燃料プールへの注水又はスプレイを行う。
- (3) (2)による燃料プールへの注水又はスプレイが行えない場合、燃料プールへのアクセスが可能であれば、大量送水車による燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）を使用した燃料プールへの注水又はスプレイを行う。
- (4) 燃料プールからの漏えいが発生している場合は、(2)又は(3)の燃料プールへの注水又はスプレイと並行して、燃料プールの漏えいを緩和するため、あらかじめ準備している漏えい緩和のための資機材を用いた手段により、燃料プール内側からの漏えい緩和を行う。
- (5) (1)～(4)の操作による建物内部からの燃料プールへの注水又はスプレイにより燃料プールの水位上昇が確認できない場合において、大型航空機が原子炉建物に衝突する等して原子炉建物が損傷し開口部がある場合には、大型送水ポンプ車、放水砲等を用いて、開口部に対して建物外部からの燃料プールへの放水を行う。

2. 重大事故等を想定した燃料プールの監視対応フロー



※1 : 消火系による注水は, 重大事故等へ対処するために消火が必要な火災が発生していない場合に実施する
 ※2 : 資機材等による漏えい緩和措置が有効な場合は実施する

第1図 燃料プールの監視対応フロー

3. 燃料プールへのスプレイ手順の妥当性について

(1) 燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価

島根2号炉の燃料プールでは、ボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに燃料が貯蔵されている。

燃料プールには、通常は限られた体数の新燃料と使用済燃料が貯蔵されるが、臨界設計については新燃料及びいかなる燃焼度の燃料を貯蔵しても十分安全側の評価を得るように、炉心装荷時の無限増倍率として1.30（ウラン燃料の場合）、1.23（MOX燃料の場合）を仮定している。また、プール水温、ラック製造公差、ボロン添加率及びラックセル内燃料配置それぞれについて最も結果が厳しくなる状態で評価している。未臨界性評価の基本計算条件を第1表に、ラック形状が確保された状態を前提とした計算体系を第2図に示す。

仮に燃料プール水が沸騰や喪失した状態及び燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）又は燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）が作動する状態を想定し、プールの水密度が減少した場合を考えると、ラックセル内で中性子を減速する効果が減少し、実効増倍率を低下させる効果がある。一方、ラックセル間では水及びラックセルによる中性子を吸収する効果が減少するため、隣接ラックへの中性子の流れ込みが強くなり、実効増倍率を増加させる効果が生じる。

低水密度状態を想定した場合の燃料プールの実効増倍率は上述の2つの効果のバランスにより決定されるため、ラックの材質・ピッチの組合せによっては通常の冠水状態と比較して臨界評価結果が厳しくなる可能性がある。

そこで、島根2号炉の燃料プールにおいて水密度を一様に $1.0\sim 0.0\text{g/cm}^3$ と変化させて実効増倍率を計算したところ、中性子の強吸収体であるラックセル中のボロンの効果により、実効増倍率を増加させる効果がある隣接ラックへの中性子の流れ込みが抑制されることから、水密度の減少に伴い実効増倍率は単調に減少する結果が得られた。このため、水密度が減少する事象が生じた場合でも未臨界は維持されることを確認した。解析結果を第3-1図及び第3-2図に示す。なお、ボロンは供用期間中に中性子を吸収し、中性子の吸収体としての効果が低下することが考えられるが、仮に供用期間を60年としても効果の低下はごくわずかである。このため、水密度が減少する事象が生じた場合でも未臨界は維持されることとなる。

なお、解析には米国オークリッジ国立研究所（ORNL）により米国原子力規制委員会（NRC）の原子力関連許認可評価用に作成されたモンテカルロ法に基づく3次元多群輸送計算コードであり、米国内及び日本国内の臨界安全評価に広く使用されているSCALEシステムを用いた。

第1表 未臨界性評価の基本計算条件

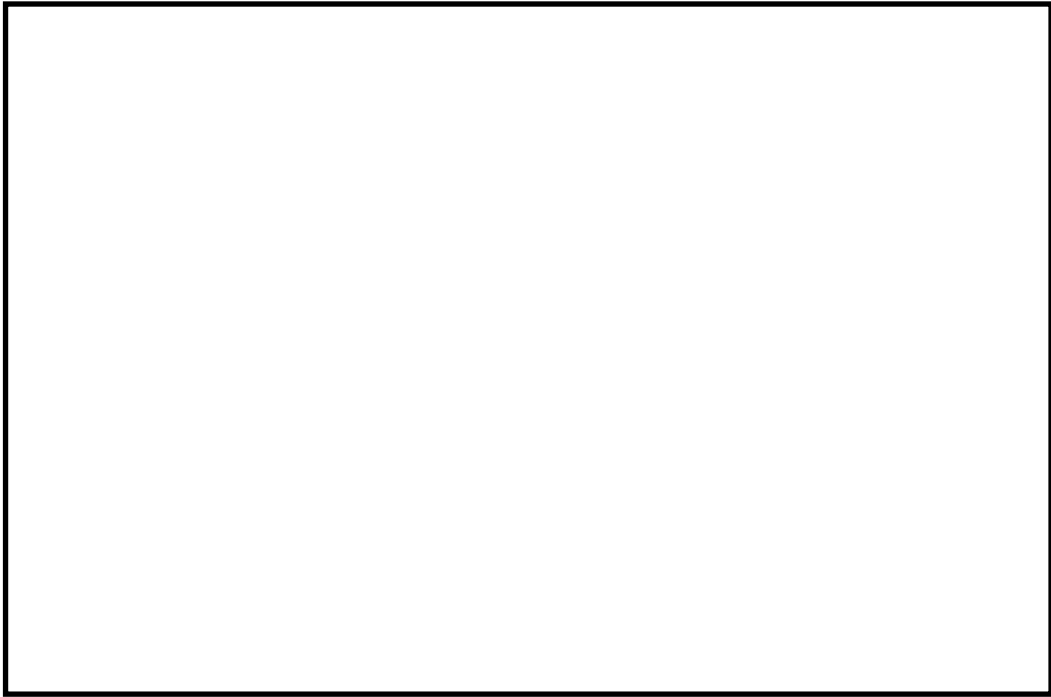
	項目	仕様	
		ウラン燃料	MOX燃料
燃料仕様	燃料種類	9×9燃料 (A型)	MOX燃料
	濃縮度	²³⁵ U濃縮度 □ wt% ^{※1}	核分裂性Pu富化度 □ wt% ^{※2} ²³⁵ U濃縮度 □ wt%
	ペレット密度	理論密度の97%	理論密度の95%
	ペレット直径	0.96cm	1.04cm
	被覆管外径	1.12cm	1.23cm
	被覆管厚さ	0.71mm	0.86mm
使用済燃料 貯蔵ラック	ラックタイプ	たて置ラック式	
	ラックピッチ	□ mm	
	材料	ボロン添加ステンレス鋼	
	ボロン濃度	□ wt% ^{※3}	
	板厚	□ mm	
	内のり	□ mm	

※1 未臨界性評価用燃料集合体 ($k_{\infty}=1.30$ 未燃焼組成, Gdなし)

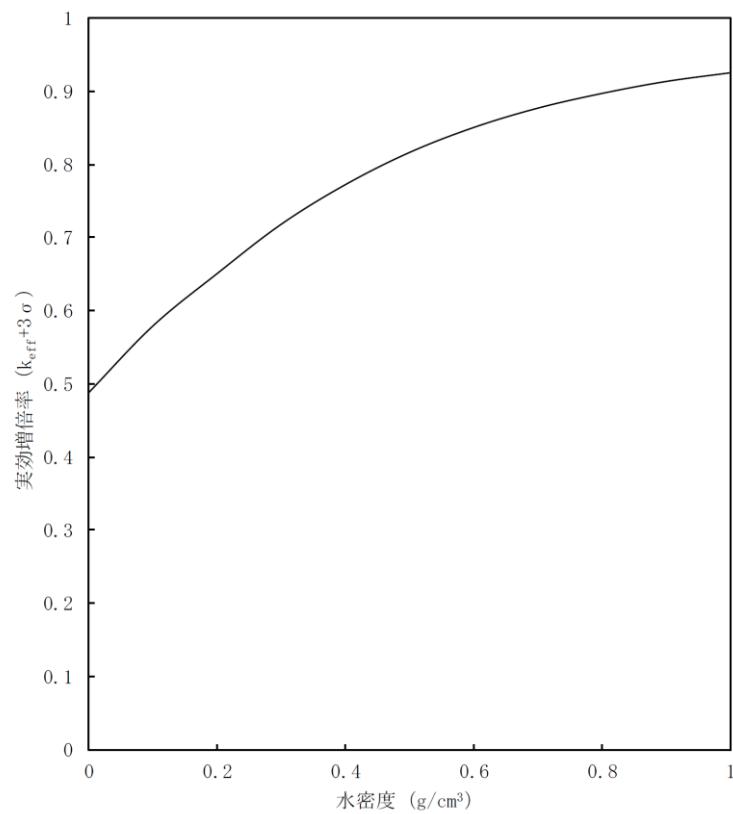
※2 未臨界性評価用燃料集合体 ($k_{\infty}=1.23$ 未燃焼組成, Gdなし)

※3 ボロン濃度の解析使用値は、製造公差下限値とする。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

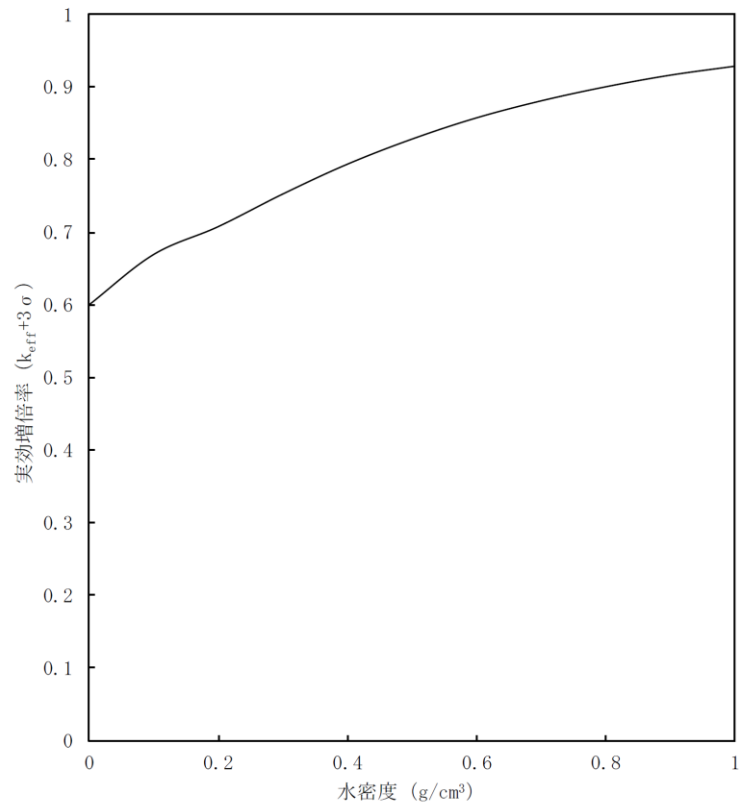


第2図 使用済燃料貯蔵ラックの計算体系



第3図(1) 実効増倍率の水密度依存性 (ウラン燃料)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

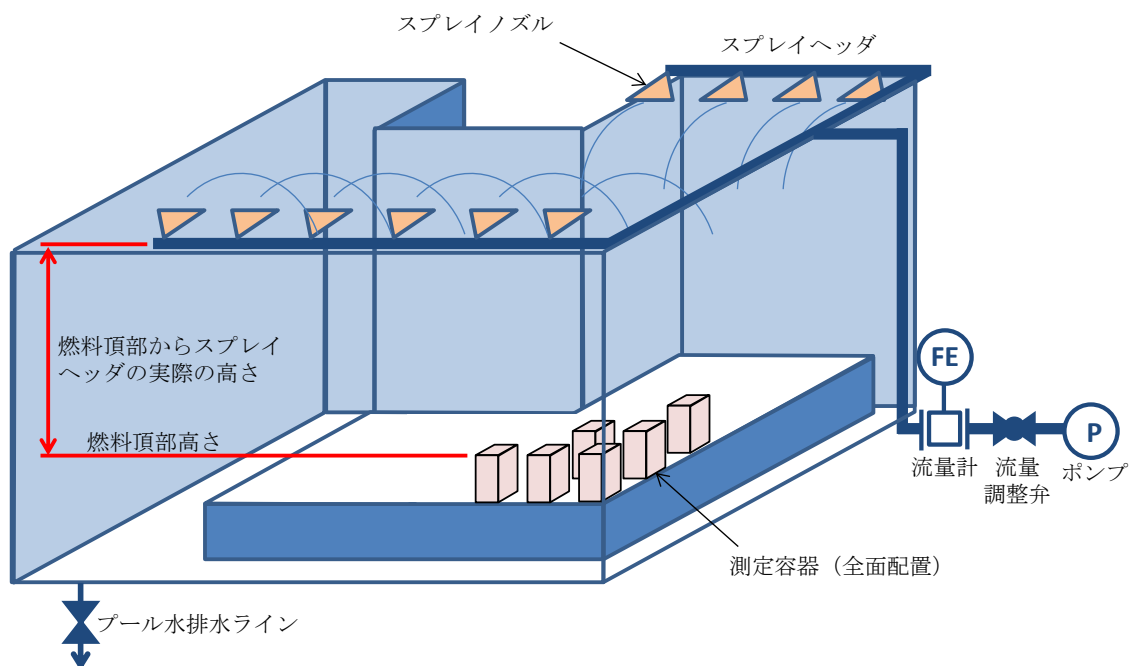


第3図(2) 実効増倍率の水密度依存性 (MOX燃料)

4. 必要スプレイ流量

(1) 測定方法

試験設備は、基準としてスプレイ流量測定容器の頂部を燃料頂部の高さとして仮定し、実機寸法を模擬して第4図のようにポンプ、流量計、流量調整弁、スプレイヘッダ、スプレイノズルを設置した。また、足場とブルーシートにより燃料プール壁面を模擬することで、実機燃料プールと同様のスプレイ状態で試験可能な考慮を実施した。



第4図 試験設備概要図

(2) 測定条件

- ・スプレイ時間：10分
- ・測定容器開口面積：167 mm×167 mm

(3) 判定基準

第2表 単位面積当たりの必要スプレイ流量

	単位面積当たりの必要スプレイ流量	必要スプレイ範囲
高温燃料域		2炉心以上の燃料
低温燃料域		すべての燃料

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(4) 測定結果

① スpray状態の確認

試験のSpray状態について、Spray前の状況を第5図、Spray時の状況を第6図に示す。

第6図のSpray時の状況から、Sprayヘッダの複数のノズルからのSpray水は互いに衝突等による干渉がなく燃料域上部に均質に広がることを確認できる。



第5図 Spray前の状況



第6図 Spray時の試験状況 (Spray量 : 120m³/h)

② 必要スプレイ流量の測定結果

実証試験結果を第3表に示す。

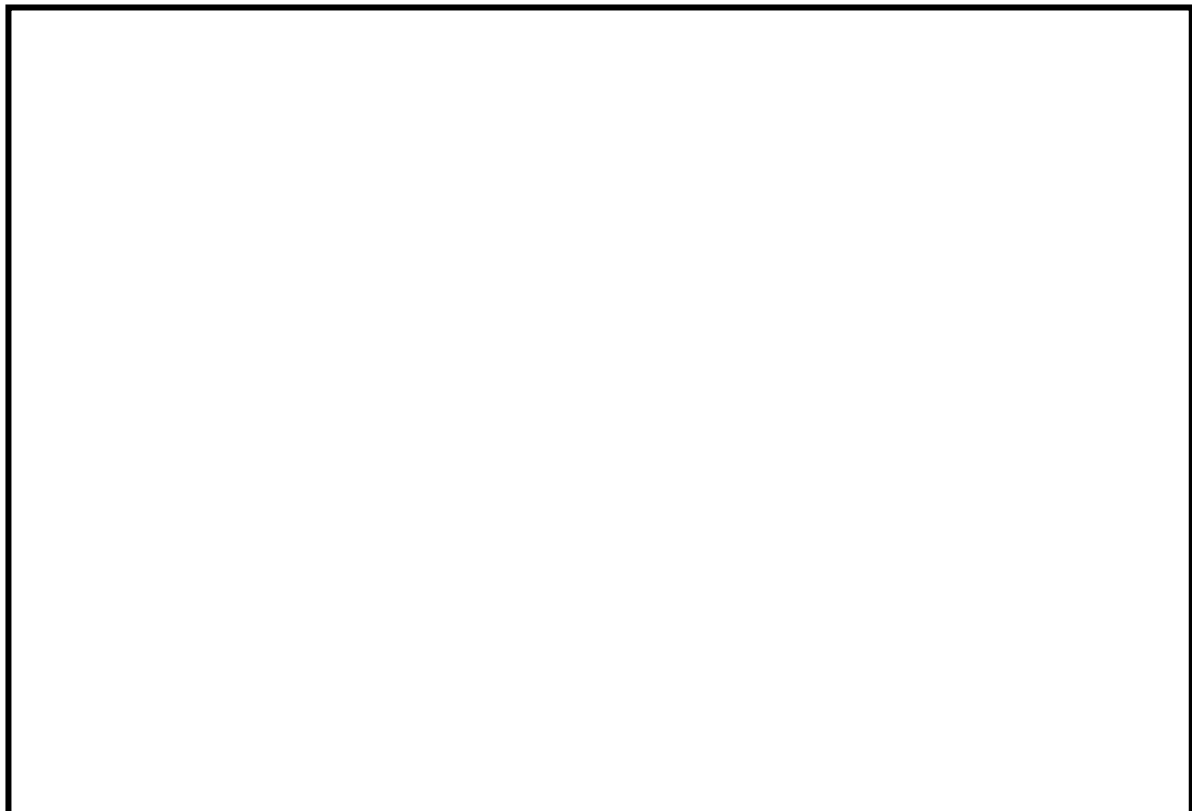
単位面積当たりの必要スプレイ流量を満足する高温燃料域を2炉心以上確保し、すべてのエリアに対し低温燃料域の単位面積当たりの必要スプレイ流量を満足することが可能である。

また、必要スプレイ流量は、下記の範囲で上記単位面積当たりのスプレイ量を満足するスプレイ分布を一定に保つことが可能である。なお、スプレイ分布と燃料配置図を第7図に示す。

- ・スプレイ流量：2,000L/min (120m³/h)

第3表 スプレイ実証試験結果

	単位面積当たりのスプレイ流量	スプレイ範囲
高温燃料域		3.65 炉心分
低温燃料域		全燃料ラック



第7図 燃料プールスプレイ系(常設スプレイヘッド)
のスプレイ分布図及び燃料配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

放水砲の設置場所及び使用方法等について

1. 放水砲による具体的なプラント事故対応

(1) 放水砲による放射性物質の拡散抑制，航空機燃料火災の消火活動の具体的な対応例

① 放水砲の使用の判断

次のいずれかに該当する場合又はそのおそれがある場合は，放水砲を使用する。

- ・原子炉格納容器へあらゆる注水手段を講じても注水できず，原子炉格納容器の破損のおそれがあると判断した場合
- ・原子炉格納容器からの異常漏えいにより，格納容器フィルタベント系で原子炉格納容器の減圧及び除熱をしているものの，原子炉建物内の水素濃度が低下しないことにより，原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル強制開放装置の操作にて原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル（原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置使用後においては，原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置）を開放する場合
- ・燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールのスプレイができない場合
- ・プラントの異常により，モニタリング・ポストの指示がオーダーレベルで上昇した場合
- ・航空機燃料火災が発生した場合

② 放水砲の設置位置の判断

放水砲の設置位置として，放射性物質の拡散抑制の場合はあらかじめ設置位置候補を複数想定しているが，現場からの情報（風向き，損傷位置（高さ，方位））等を勘案し，緊急時対策本部が総合的に判断して，適切な位置からの放水を緊急時対策要員へ指示する。

また，消火活動の場合は，火災の状況（アクセスルート含む。）等を勘案し，設置位置を確保したうえで，適切な位置から放水する。

③ 放水砲の設置位置と原子炉建物（原子炉格納容器又は燃料プール）への放水可能性

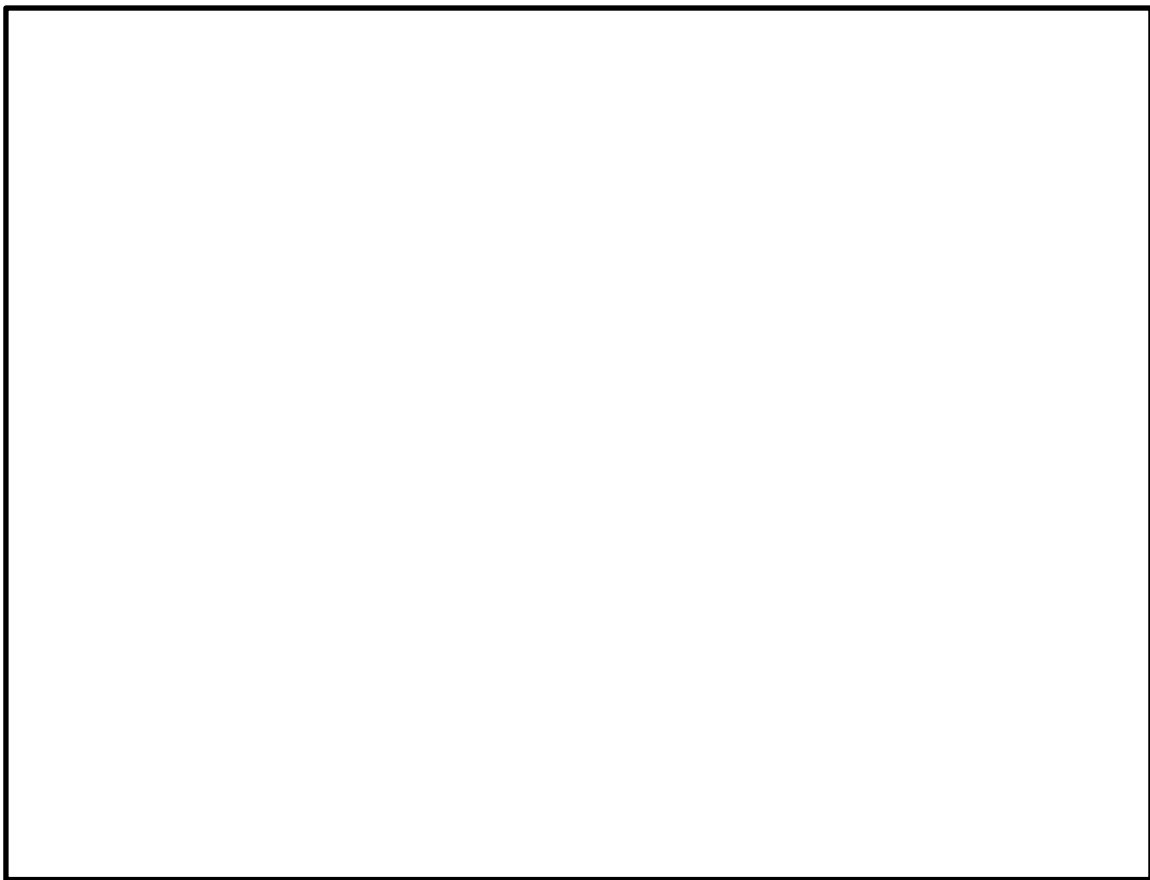
前述のとおり，放水砲は状況に応じて適切な場所に設置する。原子炉建物から約 99m の範囲内に放水砲を仰角 55° 以上（泡消火放水の場合は，原子炉建物から約 61m の範囲内に放水砲を仰角 65° 以上）で設置すれば，原子炉建物 4 階（燃料取替階）屋上（屋根トラス）まで放水することができることから，原子炉格納容器又は燃料プールへの放水は十分に可能である。

また、海水取水箇所については複数箇所を想定するとともに、ホースの敷設ルートについては、そのときの被害状況や火災の状況を勘案して柔軟な対応ができるよう複数のアクセスルートを確保し、複数のアクセスルートを想定した手順及び設備構成とする。

なお、大気への放射性物質の拡散抑制の場合は、放射性物質を含む汚染水が雨水排水の流路等を通して海へ流れることを想定し、放射性物質吸着材及びシルトフェンスを設置することにより汚染水の海洋への放射性物質の拡散抑制を行う。

2. 放水砲の設置位置について

(1) 海水放水（放射性物質拡散抑制）の場合



第1図 射程と射高の関係（海水放水（放射性物質拡散抑制）の場合）



本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(2) 泡消火放水（航空機燃料火災）の場合

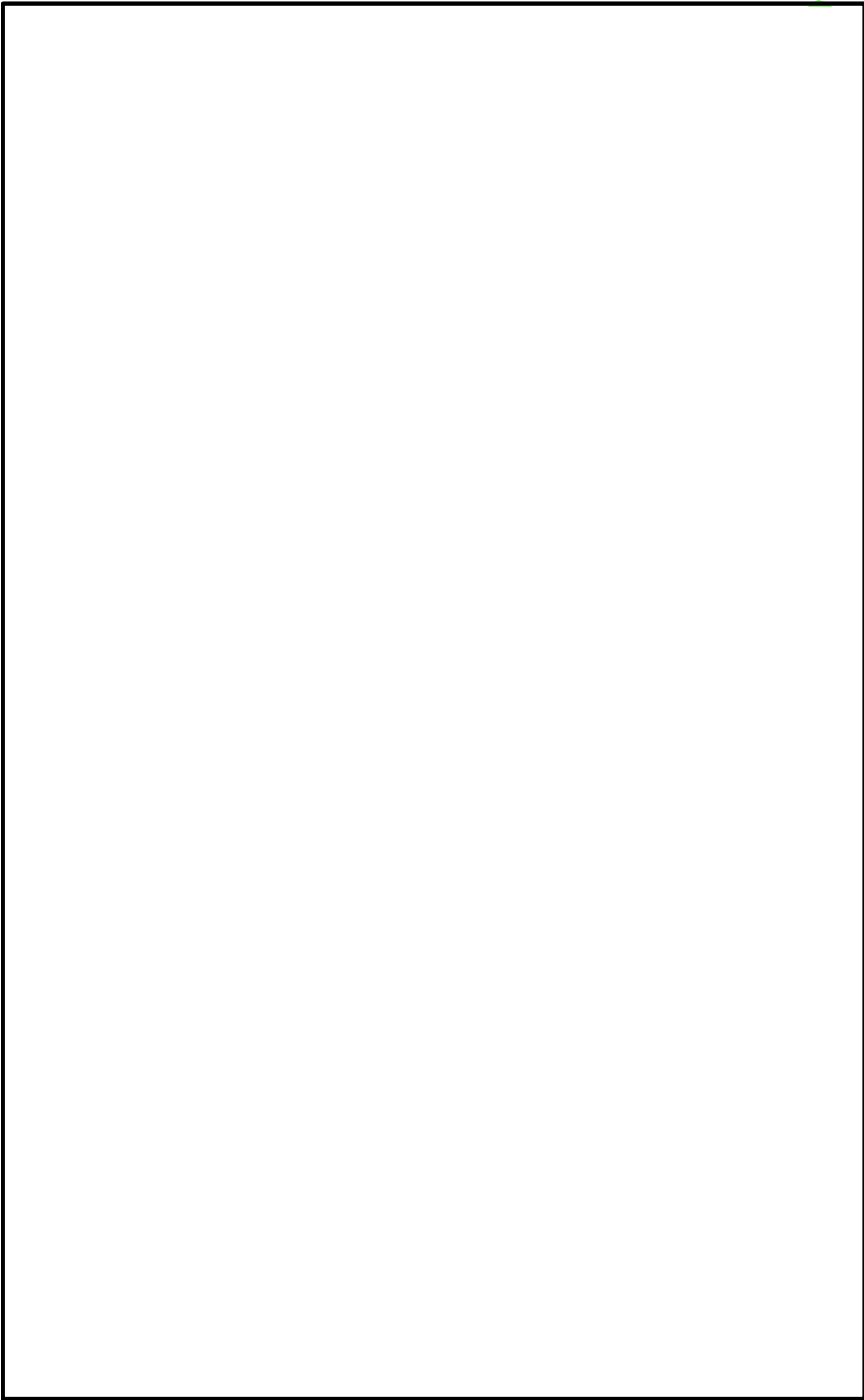


第2図 射程と射高の関係（泡消火放水（航空機燃料火災）の場合）



本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

第3図 放水砲設置位置



本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

3. 放水砲の放射方法について

放射性プルーム放出時には、放水砲で放水した水により、放射性プルームに含まれる微粒子状の放射性物質が除去されることが期待できる。

放水砲の放射方法としては、直状放射から噴霧放射への切替えが可能であり、噴霧放射は直状放射に比べ射程距離が短くなるものの、より細かい水滴径が期待できるため、高い放射性物質の除去効果が期待できる。

したがって、プルーム放出時の放水砲の放射方法としては、以下のとおりとする。

- ・原子炉建物（原子炉格納容器又は燃料プール）の破損箇所が確認できる場合、原子炉建物破損箇所に向けて放水し、噴射ノズルを調整することにより噴霧放射で破損箇所を最大限覆うことができるように放射する。
- ・原子炉建物（原子炉格納容器又は燃料プール）の破損箇所や放射性物質の放出箇所が確認できない場合、原子炉建物の中央に向けて放水する。

なお、直状放射でしか届かない場合においても、到達点では霧状になっていることから（第4図参照）、放射性物質の除去に期待できる。



第4図 直状放射による放水

外部事象に対する対応操作の適合性について

航空機衝突に対する各対応操作の通用性の評価
 ○：衝突箇所に對して多重性を有している設備に期待する手順
 地震に対する各対応操作の通用性の評価
 ○：基準地震動 Ss に對して一定程度裕度を有する設備に期待する手順
 津波に対する各対応操作の通用性の評価
 ○：基準津波に對して一定程度裕度を有する設備に期待する手順

△：衝突箇所によって使用可能である設備に期待する手順
 ×：損傷する可能性が高い設備に期待する手順
 △：基準地震動 Ss を満足する設備に期待する手順
 ×：基準地震動 Ss を満足しない設備に期待する手順
 △：基準津波を満足する設備に期待する手順
 ×：基準津波を満足しない設備に期待する手順

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所、仕様等)	水源	備考	所要時間(目安)	必要人員(目安)	航空機衝突	地震	津波	手順成立のために必要な手順
① アクセスルート確保戦略	○原子力災害対策手順書 「ホイールローダによるがれき撤去」	(1.0) (2.1)	・ホイールローダ(保管場所: E L 50m, E L 13~33m, E L 8.5m) 配備数: 3台(バケット容量: 約 3.4m ³ /台)	—	被災状況・規模により所要時間は変動	約 1.3km/h	緊急時対策要員 2名	○	○	○	—
	○原子力災害対策手順書 「化学消防自動車等による泡消火」	(1.12)	・化学消防自動車(保管場所: E L 50m, E L 8.5m) 配備数: 2台(容量: 約 2,800L/min/台, 吐出圧力: 約 0.85MPa) ・小型動力ポンプ付水槽車(保管場所: E L 50m, E L 8.5m) 配備数: 2台(容量: 約 2,800L/min/台, 吐出圧力: 約 0.85MPa) ・小型放水砲(保管場所: E L 50m, E L 8.5m) 配備数: 2台 ・泡消火薬剤(3%) (保管場所: E L 50m, E L 8.5m) 配備数: 2組(容量: 約 1,500L/組) ・泡消火薬剤(1%) (保管場所: E L 50m, E L 8.5m) 配備数: 4個(容量: 約 1,000L/個) ・大型送水ポンプ車(保管場所: E L 13~33m, E L 8.5m) 配備数: 2台(容量: 約 1,800m ³ /h/台, 吐出圧力: 約 1.4MPa) ・放水砲(保管場所: E L 50m, E L 8.5m) 配備数: 2台 ・泡消火薬剤(1%) (保管場所: E L 50m, E L 8.5m) 配備数: 6個(容量: 約 1,000L/個)	消火栓(過水タンク, 補助消火水槽) 過水タンク 補助消火水槽 純水タンク 海水取水箇所(2号炉取水槽, 荷揚場, 2号炉放水槽, 1号炉取水槽, 3号炉取水管点検立坑)	化学消防自動車等による泡消火 1時間 10分~消火開始 小型放水砲等による泡消火 1時間 40分~消火開始	自衛消防隊 7名 緊急時対策要員 12名	○ ○ ○	○ ○ ○	○ ○ ○	—	—
② 消火戦略	○事故時操作要領書(微候ベース) 「原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制」	(1.1)	・ATWS 緩和設備(代替原子炉再循環ポンプトリップ機能)	—	事故時操作要領書(微候ベース) 「反応度制御」移行後の時間	2分以内	中央制御室運転員 2名	△	○	○	—
	「自動減圧, 代替自動減圧起動阻止による原子炉出力急上昇防止」		・自動減圧起動阻止スイッチ ・代替自動減圧起動阻止スイッチ	—		3分以内		△	○	○	—
	「ほう酸水注入系によるほう酸水注入操作」		・ほう酸水注入ポンプ 配備数: 2台(容量: 約 10m ³ /h/台, 全揚程: 約 870m)	ほう酸水貯蔵タンク		6分以内		△	○	○	—

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所、仕様等)	水源	備考	所要時間(目安)	必要人員(目安)	航空機衝突	地震	津波	手前成立のために必要な手順		
③ 原子炉停止戦略	「原子炉水位低下操作」		<ul style="list-style-type: none"> ・復水ポンプ 配備数: 3台(容量: 約 2,700m³/h/台) ・復水昇圧ポンプ 配備数: 3台(容量: 約 2,700m³/h/台) ・タービン駆動給水ポンプ 配備数: 2台(容量: 約 2,900m³/h/台) ・電動機駆動給水ポンプ 配備数: 2台(容量: 約 1,400m³/h/台) ・原子炉隔離時冷却ポンプ 配備数: 1台(容量: 約 100m³/h, 全揚程: 約 120m~約 900m) 	復水器	事故時操作要領書(徴候ベース) 「反応度制御」移行後の時間	6分以内	中央制御室運転員 2名	△	×	△	-		
			<ul style="list-style-type: none"> ・高圧炉心スプレイ・ポンプ 配備数: 1台(容量: 約 320m³/h~約 1,050m³/h, 全揚程: 約 890m~約 260m) 	復水貯蔵タンク サブレーション・チエンバ			7分以内		△	×	○		
	「制御棒手動挿入」 「代替制御棒手動挿入」 「選択制御棒手動挿入」 「手動スクラム」 「原子炉保護系電源スイッチ切」 「スクラムテストスイッチによる個別スクラム」 「スクラムバイロケット弁用制御空気の排出」		(1.1)	-	-	事故時操作要領書(徴候ベース) 「反応度制御」移行後の時間	7分以内	中央制御室運転員 2名	△	○	○	-	
				-	-		6分以内		△	○	○	-	
				-	-		7分以内		△	○	○	○	-
				-	-		16分以内		△	○	○	○	-
				-	-		22分以内		△	○	○	○	-
				-	-		47分以内		△	○	×	○	○
	④ 原子炉圧力容器への注水戦略	「復水・給水系による原子炉圧力容器への注水」		<ul style="list-style-type: none"> ・高圧炉心スプレイ・ポンプ 配備数: 1台(容量: 約 320m³/h~約 1,050m³/h, 全揚程: 約 890m~約 260m) ・高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ 配備数: 1台(容量: 約 240m³/h, 全揚程: 約 30m) ・高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ 配備数: 1台(容量: 約 340m³/h, 全揚程: 約 35m) ・高圧炉心スプレイ補機冷却熱交換器 配備数: 1基(圧熱容量: 約 2.67MW) 	復水貯蔵タンク サブレーション・チエンバ	-	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 1名	△	○	○	・電源確保	
				<ul style="list-style-type: none"> ・復水ポンプ 配備数: 3台(容量: 約 2,700m³/h/台) ・復水昇圧ポンプ 配備数: 3台(容量: 約 2,700m³/h/台) ・電動機駆動原子炉給水ポンプ 配備数: 2台(容量: 約 1,400m³/h/台) ・原子炉隔離時冷却ポンプ 配備数: 1台(容量: 約 100m³/h, 全揚程: 約 120m~約 900m) 	復水器	-	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 1名		△	×	△	・電源確保
「原子炉隔離時冷却系(中央操作)による原子炉圧力容器への注水」 「高圧原子炉代替注水系(中央操作)による原子炉圧力容器への注水」 「制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水」				<ul style="list-style-type: none"> ・高圧原子炉代替注水ポンプ 配備数: 1台(容量: 約 75m³/h, 揚程: 約 918m) ・制御棒駆動水圧ポンプ 配備数: 2台(容量: 約 31m³/h/台~約 54m³/h/台, 揚程: 約 1,266m~約 860m) 	復水貯蔵タンク サブレーション・チエンバ	-	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 1名	△	○	△	・電源確保	
				<ul style="list-style-type: none"> ・高圧原子炉代替注水ポンプ 配備数: 1台(容量: 約 75m³/h, 揚程: 約 918m) 	サブレーション・チエンバ	-	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 1名		△	○	△	・電源確保
				<ul style="list-style-type: none"> ・制御棒駆動水圧ポンプ 配備数: 2台(容量: 約 31m³/h/台~約 54m³/h/台, 揚程: 約 1,266m~約 860m) 	復水貯蔵タンク	-	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 1名		△	×	○	・電源確保
				<ul style="list-style-type: none"> ・制御棒駆動水圧ポンプ 配備数: 2台(容量: 約 31m³/h/台~約 54m³/h/台, 揚程: 約 1,266m~約 860m) 	復水貯蔵タンク	-	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 1名		△	×	○	・電源確保

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所、仕様等)	水源	備考	所要時間(目安)	必要人員(目安)	航空機衝突	地震	津波	手順成立のために必要な手順	
④原子炉圧力容器への注水戦略	「ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水」	(1.2) (1.3) (1.4) (1.8)	・ほう酸水注入ポンプ 配備数: 2台(容量: 約10m ³ /h/台, 全揚程: 約870m)	ほう酸水貯蔵タンク ほう酸水注入系 テストタンク 復水輸送系等	— ほう酸水貯蔵タンク補給 ほう酸水注入系テストタンク補給	電源有の場合 中央制御室操作 (現場操作) 1時間以内 電源有の場合 (現場操作) 1時間15分以内	中央制御室運転員 1名 中央制御室運転員 1名 現場運転員2名	△ △ △	○ ○ ×	○ ○ ○	— — ・電源確保	
	「高圧原子炉代替注水系(現場操作)による原子炉圧力容器への注水」		・高圧原子炉代替注水ポンプ 配備数: 1台(容量: 約75m ³ /h, 揚程: 約918m)	サブプレッジョン・チエンバ	—	—	電源無の場合 (現場操作) 35分以内	現場運転員4名	△	○	○	—
	「原子炉隔離時冷却ポンプによる原子炉圧力容器への注水」		・原子炉隔離時冷却ポンプ 配備数: 1台(容量: 約100m ³ /h, 全揚程: 120m~約900m)	復水貯蔵タンク サブプレッジョン・チエンバ	—	—	電源無の場合 (現場操作) 1時間以内	現場運転員4名	△	○	○	—
	「逃がし安全弁による原子炉減圧」		・逃がし安全弁 配備数: 12個(うち自動減圧機能付き6個)	—	—	—	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 1名	△	○	○	・電源確保
	「タービン・バイパス弁による原子炉減圧」		・タービン・バイパス弁 配備数: 6個	—	—	—	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 1名	△	×	○	—
	「主蒸気逃がし安全弁用蓄電池(補助蒸室)接続による原子炉減圧」		・主蒸気逃がし安全弁用蓄電池(補助蒸室) 配備数: 4個 ・SRV用電源切替盤	—	—	—	現場操作 1時間20分以内	中央制御室運転員 1名 現場運転員2名 緊急時対策要員2名	△	○	○	—
	「主蒸気逃がし安全弁用蓄電池(原子炉建物)接続による原子炉減圧」		・主蒸気逃がし安全弁用蓄電池(原子炉建物) 配備数: 1個	—	—	—	現場操作 1時間30分以内	現場運転員2名 緊急時対策要員2名	△	○	○	—
	「窒素ガス代替供給設備による原子炉減圧」		・逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備	—	—	—	現場操作 1時間10分以内	現場運転員2名 緊急時対策要員2名	△	○	○	—
	「逃がし安全弁窒素ガス供給系による逃がし安全弁駆動源確保」		・逃がし安全弁窒素ガスポンプ 配備数: 30個(容量: 約47L/個, 充填圧力: 約15MPa)	—	—	—	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 1名	△	○	○	—
	「低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水」		・低圧炉心スプレイ・ポンプ 配備数: 1台(容量: 約1,050m ³ /h, 揚程: 約190m)	—	サブプレッジョン・チエンバ	—	現場操作 25分以内	中央制御室運転員 1名 現場運転員2名	△	○	○	・電源確保
	「残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉圧力容器への注水」		・残留熱除去ポンプ 配備数: 3台(容量: 約1,200m ³ /h/台, 揚程: 約100m)	—	サブプレッジョン・チエンバ	—	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 1名	△	○	○	・電源確保
	「低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水」		・低圧原子炉代替注水ポンプ 配備数: 2台(容量: 約230m ³ /h/台, 揚程: 約190m)	—	低圧原子炉代替注水槽	非常用コントロールセンター切替盤が使用不可な場合	電源有の場合 (現場操作) 20分以内	中央制御室運転員 1名 現場運転員2名	△	○	○	・電源確保

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所、仕様等)	水源	備考	所要時間(目安)	必要人員(目安)	航空機衝突	地震	津波	手順成立のために必要な手順
① 原子炉圧力容器への注水戦略	「復水輸送系による原子炉圧力容器への注水」	(1.2) (1.3) (1.4) (1.8)	・復水輸送ポンプ 配備数: 3台(容量: 約 85m ³ /h/台, 揚程: 約 70m)	復水貯蔵タンク	A-残留熱除去系注入配管使用 B, C-残留熱除去系注入配管使用	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 1名	△	×	○	・電源確保
	「消火系による原子炉圧力容器への注水」		・補助消火ポンプ 配備数: 2台(容量: 約 72m ³ /h/台, 揚程: 約 80m) ・消火ポンプ 配備数: 2台(容量: 約 60m ³ /h/台, 揚程: 約 60m)	補助消火水槽 ろ過水タンク	A-残留熱除去系注入配管使用 B, C-残留熱除去系注入配管使用	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 1名	△	×	○	・電源確保
② 原子炉圧力容器への注水戦略	「低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水」	(1.2) (1.3) (1.4) (1.8)	・大量送水車(保管場所: E.L.44m, E.L.13~33m, E.L.8.5m) 配備数: 3台(容量: 約 165m ³ /h/台, 吐出圧力: 約 0.85MPa)	輪谷貯水槽(西1) 輪谷貯水槽(西2) 海水取水箇所(2号炉取水槽, 荷揚場, 2号炉放水槽, 1号炉取水槽, 3号炉取水管点検立坑)	A, B-残留熱除去系注入配管使用 非常用コンロトルセルタ切替盤が使用不可な場合 A-残留熱除去系注入配管使用	電源有の場合 (現場操作) 25分以内	中央制御室運転員 1名 現場運転員 2名	○	○	○	・電源確保
						B-残留熱除去系注入配管使用 低圧原子炉代替注水系(可搬型)接続口(南)又は低圧原子炉代替注水系(可搬型)接続口(西)を使用する場合	電源無の場合 (現場操作) 50分以内	中央制御室運転員 1名 現場運転員 2名	○	○	○
						電源無の場合 (現場操作) 40分以内	中央制御室運転員 1名 現場運転員 2名	○	○	○	・水源確保 ・燃料補給
						現場操作 2時間10分以内	緊急時対策要員 12名	○	○	○	
						現場操作 3時間10分以内		○	○	○	

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所,仕様等)	水源	備考	所要時間(目安)	必要人員(目安)	航空機衝突	地震	津波	手順成立のために必要な手順
			○事故時操作要領書(シビアアクシデント),AM設備別操作要領書,原子力災害対策手順書								
	「格納容器水素濃度(SA)及び格納容器酸素濃度(SA)による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視」		<ul style="list-style-type: none"> 格納容器水素濃度(SA) 配備数:1個(計測範囲:0~100vol%) 格納容器酸素濃度(SA) 配備数:1個(計測範囲:0~25vol%) 	-	-	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 1名	△	○	○	-
	「格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視」		<ul style="list-style-type: none"> 格納容器水素濃度(B系) 配備数:1個(計測範囲:0~5vol%/0~100vol%) 格納容器酸素濃度(B系) 配備数:1個(計測範囲:0~5vol%/0~25vol%) 	-	-	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 1名	△	○	○	-
	「可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御」		<ul style="list-style-type: none"> 可燃性ガス濃度制御系再結合装置ブロー 配備数:2台(容量:約255m³/h[normal]/台) 可燃性ガス濃度制御系再結合装置 配備数:2個 	-	-	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 1名	△	○	○	-
	「可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給」		<ul style="list-style-type: none"> 可搬式窒素供給装置(保管場所:E L.50m, E L.8.5m) 配備数:2台(容量:約100m³/h[normal]/台) 	-	窒素供給ライン接続口又は窒素供給ライン接続口(建物内)(原子炉建物付風棟西側扉)を使用した場合 窒素供給ライン接続口(建物内)(タービン建物北側扉)を使用した場合	現場操作 2時間以内 現場操作 6時間40分以内 電源有の場合 中央制御室操作	緊急時対策要員2名 中央制御室運転員 1名	○ ○ △	○ ○ ○	○ ○ ○	- - -
	「原子炉建物内の水素濃度監視」		<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建物水素濃度 配備数:7個(計測範囲:0~10vol%/0~20vol%) 	-	-	(操作不要)	-	△	○	○	-
	「静的触媒式水素処理装置による水素濃度抑制」	(1.9) (1.10)	<ul style="list-style-type: none"> 静的触媒式水素処理装置 配備数:18個 	-	-	電源有の場合 (現場操作) 55分以内 電源無の場合 (現場弁操作等) 2時間50分以内 現場操作 2時間10分以内	中央制御室運転員 1名 現場運転員2名 緊急時対策要員2名 中央制御室運転員 1名 現場運転員2名 緊急時対策要員2名 12名	△ △ △ △	○ ○ ○ ○	○ ○ ○ ○	- - - ・電源確保
	「原子炉建物燃料取扱普階ブローアアウトバネル開放による水素ガスの排出」		<ul style="list-style-type: none"> 第1ペンタフィルタスクラパ容器 配備数:4基(設計流量:約9.8kg/s) 第1ペンタフィルタスクラパ容器 配備数:1基 連隔手動弁操作機構 圧力開放板 配備数:1個 可搬式窒素供給装置(保管場所:E L.50m, E L.8.5m) 配備数:2台(容量:約100m³/h[normal]/台) 大量送水車(保管場所:E L.44m, E L.13~33m, E L.8.5m) 配備数:3台(容量:約168m³/h/台,吐出圧力:約0.85MPa) 	輪谷貯水槽(西1) 輪谷貯水槽(西2)	中央操作 非常用コントロールセンター切替機能が使用不可な場合 現場操作 第1ペンタフィルタスクラパ容器水位調整(水張り) 可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタスクラパの窒素ガス置換 窒素供給ライン接続口又は窒素供給ライン接続口(建物内)(原子炉建物付風棟西側扉)を使用した場合 可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタスクラパの窒素ガス置換 窒素供給ライン接続口(建物内)(タービン建物北側扉)を使用した場合	現場操作 2時間以内 現場操作 6時間40分以内	中央制御室運転員 1名 緊急時対策要員4名	△ △ △	○ ○ ×	○ ○ △	- - -
	「原子炉建物燃料取扱普階ブローアアウトバネル開放による水素ガスの排出」		<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建物燃料取扱普階ブローアアウトバネル 配備数:1個 	-	-	現場操作 1時間30分以内	中央制御室運転員 1名 緊急時対策要員3名	△	○	○	・放射性物質拡散抑制 ・燃料補給
	「原子炉建物燃料取扱普階ブローアアウトバネル開放による水素ガスの排出」		<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建物燃料取扱普階ブローアアウトバネル閉止装置 配備数:1個 	-	原子炉建物燃料取扱普階ブローアアウトバネル閉止装置の状態の場合	現場操作 2時間以内	中央制御室運転員 1名 緊急時対策要員2名	△	○	○	・放射性物質拡散抑制 ・燃料補給

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所,仕様等)	水源	備考	所要時間(目安)	必要人員(目安)	航空機衝突	地震	津波	手順成立のために必要な手順
	○事故時操作要領書(微候ベース), AM設備別操作要領書, 原子力災害対策手順書										
	「格納容器代替スプレイ系(常設)による原子炉格納容器内へのスプレイ」		<ul style="list-style-type: none"> 低圧原子炉代替注水ポンプ 配備数: 2台(容量: 約 230m³/h/台, 揚程: 約 190m) 復水輸送ポンプ 配備数: 3台(容量: 約 85m³/h/台, 揚程: 約 70m) 	低圧原子炉代替注水槽	非常用コントロールセンター切替盤が使用不可な場合	電源有の場合(現場操作) 30分以内	中央制御室運転員 1名 現場運転員 2名	△	○	○	<ul style="list-style-type: none"> 電源確保 水源確保
	「復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイ」		<ul style="list-style-type: none"> 補助消火ポンプ 配備数: 2台(容量: 約 72m³/h/台, 揚程: 約 80m) 消火ポンプ 配備数: 2台(容量: 約 60m³/h/台, 揚程: 約 60m) 	復水貯蔵タンク	A-残留熱除去系スプレイ配管使用 B-残留熱除去系スプレイ配管使用	電源有の場合(現場弁操作等) 30分以内	中央制御室運転員 1名 現場運転員 2名	△	×	○	<ul style="list-style-type: none"> 電源確保
	「消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ」		<ul style="list-style-type: none"> 補助消火ポンプ 配備数: 2台(容量: 約 72m³/h/台, 揚程: 約 80m) 消火ポンプ 配備数: 2台(容量: 約 60m³/h/台, 揚程: 約 60m) 	補助消火水槽 ろ過水タンク	A-残留熱除去系スプレイ配管使用 B-残留熱除去系スプレイ配管使用	電源有の場合(現場弁操作等) 30分以内	中央制御室運転員 1名 現場運転員 2名	×	×	○	<ul style="list-style-type: none"> 電源確保
	「格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイ」	(1.5) (1.6) (1.7)	<ul style="list-style-type: none"> 大量送水車(保管場所: E.L.44m, E.L.13~33m, E.L.8.5m) 配備数: 3台(容量: 約 165m³/h/台, 吐出圧力: 約 0.85MPa) 	輪谷貯水槽(西1) 輪谷貯水槽(西2) 海水取水箇所(2号) 炉取水槽, 荷揚場, 2号炉放水槽, 1号 炉取水槽, 3号炉取 水管点検立坑	非常用コントロールセンター切替盤が使用不可な場合	電源有の場合(現場操作) 25分以内 電源無の場合(現場弁操作等) 40分以内	中央制御室運転員 1名 現場運転員 2名 中央制御室運転員 1名 現場運転員 2名	○	○	○	<ul style="list-style-type: none"> 電源確保
	「ドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の代替除熱」		<ul style="list-style-type: none"> ドライウエル冷却装置 配備数: 6台 	-	格納容器代替スプレイ系(可搬型)接続口(南)又は格納容器代替スプレイ系(可搬型)接続口(西)を使用する場合 格納容器代替スプレイ系(可搬型)接続口(建物内)を使用する場合	現場操作 2時間10分以内 現場操作 3時間10分以内	緊急時対策要員 12名	○	○	○	<ul style="list-style-type: none"> 水源確保 燃料補給
	「原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む)」による除熱」		<ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機海水ポンプ 配備数: 4台(容量: 約 2,000m³/h/台, 全揚程: 約 50m) 原子炉補機冷却水ポンプ 配備数: 4台(容量: 約 1,700m³/h/台, 全揚程: 約 57m) 原子炉補機冷却系熱交換器 配備数: 6基(熱交換器容量: 約 10MW/基) 	海水取水箇所(2号) 炉取水槽, 荷揚場, 2号炉放水槽, 1号 炉取水槽, 3号炉取 水管点検立坑	-	電源有の場合 45分以内	中央制御室運転員 1名 現場運転員 2名	△	×	○	<ul style="list-style-type: none"> 電源確保

④ 1 原子炉格納容器除熱戦略(心損防止)

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所、仕様等)	水源	備考	所要時間(目安)	必要人員(目安)	航空機衝突	地震	津波	手順成立のために必要な手順		
⑥-1 原子炉格納容器除熱戦略(炉心損傷前)	「原子炉補機代替冷却系による除熱」		<ul style="list-style-type: none"> 大型送水ポンプ車(保管場所: E L 50m, E L 13~33m, E L 8.5m) 配備数: 3台(容量: 約 1,800m³/h/台, 吐出圧力: 約 1.2MPa) 残留熱除去系熱交換器 配備数: 2台(伝熱容量: 約 9.1MW) 移動式代替熱交換設備(保管場所: E L 50m, E L 13~33m, E L 8.5m) 配備数: 3台(熱交換器容量: 約 23MW/台) 	海水取水箇所(2号炉取水槽, 荷揚場, 2号炉放水槽, 1号炉取水槽, 3号炉取水管点検立坑)	移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車による除熱 原子炉建物南側接続口又は原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保	電源有の場合(現場操作) 1時間40分以内	中央制御室運転員 1名 現場運転員 2名	△	○	△	—		
			<ul style="list-style-type: none"> 大型送水ポンプ車(保管場所: E L 50m, E L 13~33m, E L 8.5m) 配備数: 3台(容量: 約 1,800m³/h/台, 吐出圧力: 約 1.2MPa) 残留熱除去系熱交換器 配備数: 2台(伝熱容量: 約 9.1MW) 	海水取水箇所(2号炉取水槽, 荷揚場, 2号炉放水槽, 1号炉取水槽, 3号炉取水管点検立坑)	大型送水ポンプ車による除熱 原子炉建物内接続口を使用した補機冷却水確保	現場操作 7時間以内	緊急時対策要員 6名	△	○	△	○	△	<ul style="list-style-type: none"> 電源確保 燃料補給
			<ul style="list-style-type: none"> 大型送水ポンプ車(保管場所: E L 50m, E L 13~33m, E L 8.5m) 配備数: 3台(容量: 約 1,800m³/h/台, 吐出圧力: 約 1.2MPa) 残留熱除去系熱交換器 配備数: 2台(伝熱容量: 約 9.1MW) 	海水取水箇所(2号炉取水槽, 荷揚場, 2号炉放水槽, 1号炉取水槽, 3号炉取水管点検立坑)	大型送水ポンプ車による除熱	現場操作 7時間以内	緊急時対策要員 6名	△	○	△	○	△	<ul style="list-style-type: none"> 電源確保 燃料補給
	「大型送水ポンプ車による除熱」		(1.5) (1.6) (1.7)	<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去ポンプ 配備数: 2台(容量: 約 1,200m³/h/台, 全揚程: 約 100m) 残留熱除去系熱交換器 配備数: 2台(伝熱容量: 約 9.1MW) 	サブレーション・エンバ	—	電源有の場合(現場操作) 1時間20分以内	中央制御室運転員 1名 現場運転員 4名	△	○	△	—	
				<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去ポンプ 配備数: 2台(容量: 約 1,200m³/h/台, 全揚程: 約 100m) 残留熱除去系熱交換器 配備数: 2台(伝熱容量: 約 9.1MW) 	サブレーション・エンバ	—	中央制御室操作	中央制御室運転員 1名	△	○	○	○	<ul style="list-style-type: none"> 電源確保
				<ul style="list-style-type: none"> 残留熱代替冷却系 配備数: 2台(容量: 約 150m³/h/台, 揚程: 約 70m) 残留熱除去系熱交換器 配備数: 1台(伝熱容量: 約 9.1MW) 移動式代替熱交換設備(保管場所: E L 50m, E L 13~33m, E L 8.5m) 配備数: 3台(熱交換器容量: 約 23MW/台) 大型送水ポンプ車(保管場所: E L 50m, E L 13~33m, E L 8.5m) 配備数: 3台(容量: 約 1,800m³/h/台, 吐出圧力: 約 1.2MPa) 	サブレーション・エンバ	原子炉補機代替冷却系の構成 原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保 原子炉建物南側接続口又は原子炉建物西側接続口を使用した場合	電源有の場合(現場操作) 1時間5分以内 現場操作 1時間40分以内 現場操作 7時間20分以内	中央制御室運転員 1名 現場運転員 2名 中央制御室運転員 1名 現場運転員 2名 緊急時対策要員 15名	△ ○ ○	○ ○ ○	○ ○ ○	○ ○ ○	<ul style="list-style-type: none"> 電源確保 燃料補給
	「残留熱除去系電源復旧後のサブレーション・プールの除熱」			<ul style="list-style-type: none"> 残留熱代替冷却系 配備数: 2台(容量: 約 1,200m³/h/台, 全揚程: 約 100m) 残留熱除去系熱交換器 配備数: 2台(伝熱容量: 約 9.1MW) 	サブレーション・エンバ	—	中央制御室操作	中央制御室運転員 1名	△	○	○	<ul style="list-style-type: none"> 電源確保 	
	「残留熱代替冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」			<ul style="list-style-type: none"> 残留熱代替冷却系 配備数: 2台(容量: 約 1,200m³/h/台, 全揚程: 約 100m) 残留熱除去系熱交換器 配備数: 2台(伝熱容量: 約 9.1MW) 	サブレーション・エンバ	—	中央制御室操作	中央制御室運転員 1名	△	○	○	<ul style="list-style-type: none"> 電源確保 	

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所、仕様等)	水源	備考	所要時間(目安)	必要人員(目安)	航空機衝突	地震	津波	手順成立のために必要な手順		
④ 1 原子炉格納容器熱載略(炉心損傷時)	「格納容器フィルタタレント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」	(1.5) (1.6) (1.7)	<ul style="list-style-type: none"> ・第1ベントフィルタタレント系クラバ容器 ・配備数: 4基(設計流量: 約9.8kg/s) ・第1ベントフィルタタレント系クラバ容器 ・配備数: 1基 ・遠隔手動弁操作機構 ・圧力開放板 ・配備数: 1個 ・可搬式窒素供給装置(保管場所: E.L.50m, E.L.8.5m) ・配備数: 2台(容量: 約100m³/h[normal])/台 ・大量送水車(保管場所: E.L.44m, E.L.13~33m, E.L.8.5m) ・配備数: 3台(容量: 約168m³/h/台, 吐出圧力: 約0.85MPa) 		<p>中央操作 非常用コントロールセンター切替が使用不可な場合 格納容器ベント準備完了まで</p> <p>中央操作 非常用コントロールセンター切替が使用不可な場合 格納容器ベント基準到達から 格納容器ベント開始まで</p> <p>現場操作</p>	<p>電源有の場合 (現場操作) 45分以内</p> <p>電源有の場合 10分以内</p> <p>電源無の場合 (現場操作) 2時間50分以内</p> <p>現場操作 2時間10分以内</p> <p>現場操作 2時間以内</p> <p>現場操作 6時間40分以内</p>	<p>中央制御室運転員 1名 現場運転員2名 緊急時対策要員2名</p> <p>中央制御室運転員 1名</p> <p>中央制御室運転員 1名 現場運転員2名 緊急時対策要員2名</p> <p>中央制御室運転員 1名 緊急時対策要員 12名</p> <p>中央制御室運転員 1名 緊急時対策要員4名</p>	△	○	○	○	○	○
				<p>輪谷貯水槽(西1) 輪谷貯水槽(西2)</p> <p>可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタタレント系の窒素ガス置換 窒素供給ライン接続口又は窒素供給ライン接続口(建物内) (原子炉建物付風極西側扉)を使用した場合</p> <p>可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタタレント系の窒素ガス置換 窒素供給ライン接続口(建物内) (タービン建物北側扉)を使用した場合</p>	<p>輪谷貯水槽(西1) 輪谷貯水槽(西2)</p> <p>可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタタレント系の窒素ガス置換 窒素供給ライン接続口又は窒素供給ライン接続口(建物内) (原子炉建物付風極西側扉)を使用した場合</p> <p>可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタタレント系の窒素ガス置換 窒素供給ライン接続口(建物内) (タービン建物北側扉)を使用した場合</p>	<p>中央制御室運転員 1名 現場運転員2名 緊急時対策要員2名</p> <p>中央制御室運転員 1名</p> <p>中央制御室運転員 1名 現場運転員2名 緊急時対策要員2名</p> <p>中央制御室運転員 1名 緊急時対策要員 12名</p> <p>中央制御室運転員 1名 緊急時対策要員4名</p>	△	○	○	○	○	○	○

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所、仕様等)	水源	備考	所要時間(目安)	必要人員(目安)	航空機衝突	地震	津波	手順成立のために必要な手順	
⑥ 1 原子炉格納容器熱除熱設備(炉心損傷後)	「耐圧強化ベントトライインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱」	(1.5) (1.6) (1.7)	<ul style="list-style-type: none"> 遠隔手動弁操作機構 可搬式窒素供給装置(保管場所:E.L.50m, E.L.8.5m) 配備数:2台(容量:約100m³/h[normal])/台 	-	格納容器ベント準備完了まで	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 1名	△	○	○		
					格納容器ベント基準到達から 格納容器ベント開始まで	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 1名	△	○	○	・電源確保	
					現場操作	電源無の場合 (現場操作) 2時間30分以内	中央制御室運転員 1名 現場運転員4名	△	○	○		
					可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換 窒素供給ライン接続口又は窒素供給ライン接続口(建物内) (原子炉建物付風車西側扉)を使用した場合	現場操作 2時間以内	中央制御室運転員 1名 緊急時対策要員4名	○	○	○	-	
					可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換 窒素供給ライン接続口(建物内) (タービン建物北側扉)を使用した場合	現場操作 6時間40分以内		△	×	△	-	

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所,仕様等)	水源	備考	所要時間(目安)	必要人員(目安)	航空機衝突	地震	津波	手順成立のために必要な手順	
⑥ 2 原子炉格納容器熱蒸気供給(炉心損傷後)	○事故時操作要領書(シビアアクシデント), AM設備別操作要領書, 原子力災害対策手順書 「ベデスタル代替注水系(常設)」による原子炉格納容器下部への注水 「復水輸送系」による原子炉格納容器下部への注水 「消火系」による原子炉格納容器下部への注水 「消火系」による原子炉格納容器下部への注水 「ベデスタル代替注水系(可搬型)」による原子炉格納容器下部への注水	<ul style="list-style-type: none"> ・ 復水輸送ポンプ 配備数: 2台(容量: 約 230m³/h/台, 揚程: 約 190m) ・ 復水輸送ポンプ 配備数: 3台(容量: 約 85m³/h/台, 揚程: 約 70m) ・ 補助消火ポンプ 配備数: 2台(容量: 約 72m³/h/台, 揚程: 約 80m) ・ 消火ポンプ 配備数: 2台(容量: 約 60m³/h/台, 揚程: 約 60m) ・ 大量送水車(保管場所: E.L.44m, E.L.13~33m, E.L.8.5m) 配備数: 3台(容量: 約 165m³/h/台, 吐出圧力: 約 0.85MPa) ・ 大量送水車(保管場所: E.L.44m, E.L.13~33m, E.L.8.5m) 配備数: 3台(容量: 約 165m³/h/台, 吐出圧力: 約 0.85MPa) ・ 大量送水車(保管場所: E.L.44m, E.L.13~33m, E.L.8.5m) 配備数: 3台(容量: 約 165m³/h/台, 吐出圧力: 約 0.85MPa) 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 低田原子炉代替注水ポンプ 配備数: 2台(容量: 約 230m³/h/台, 揚程: 約 190m) 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 低田原子炉代替注水槽 	非常用コントロールセンタ切替盤が使用不可な場合 原子炉格納容器下部水位確保の場合 原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水の場合	電源有の場合(現場操作) 30分以内 電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 1名 現場運転員 2名 中央制御室運転員 1名	△	○	○	<ul style="list-style-type: none"> ・ 電源確保 ・ 水源確保 	
			<ul style="list-style-type: none"> ・ 復水輸送ポンプ 配備数: 3台(容量: 約 85m³/h/台, 揚程: 約 70m) 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 復水貯蔵タンク 	—	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 1名	△	○	×	○	<ul style="list-style-type: none"> ・ 電源確保
			<ul style="list-style-type: none"> ・ 補助消火ポンプ 配備数: 2台(容量: 約 72m³/h/台, 揚程: 約 80m) ・ 消火ポンプ 配備数: 2台(容量: 約 60m³/h/台, 揚程: 約 60m) 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 補助消火水槽 ・ 過水タンク 	—	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 1名	△	○	×	○	<ul style="list-style-type: none"> ・ 電源確保
			<ul style="list-style-type: none"> ・ 大量送水車(保管場所: E.L.44m, E.L.13~33m, E.L.8.5m) 配備数: 3台(容量: 約 165m³/h/台, 吐出圧力: 約 0.85MPa) 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 輪谷貯水槽(西1) ・ 輪谷貯水槽(西2) ・ 海水取水箇所(2号) ・ 炉取水槽, 荷揚場, 2号炉放水槽, 1号炉放水槽, 3号炉取水管点検立坑 	(1.5) (1.6) (1.7) (1.8) (1.10)	非常用コントロールセンタ切替盤が使用不可な場合 ベデスタル代替注水系(可搬型)接続口(南)又はベデスタル代替注水系(可搬型)接続口(西)を使用する場合 ベデスタル代替注水系(可搬型)接続口(建物内)を使用する場合	電源有の場合(現場操作) 25分以内 現場操作 2時間10分以内 現場操作 3時間10分以内	中央制御室運転員 1名 現場運転員 2名 緊急時対策要員 12名	○	○	○	<ul style="list-style-type: none"> ・ 電源確保 ・ 燃料補給
			<ul style="list-style-type: none"> ・ 大量送水車(保管場所: E.L.44m, E.L.13~33m, E.L.8.5m) 配備数: 3台(容量: 約 165m³/h/台, 吐出圧力: 約 0.85MPa) 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 輪谷貯水槽(西1) ・ 輪谷貯水槽(西2) ・ 海水取水箇所(2号) ・ 炉取水槽, 荷揚場, 2号炉放水槽, 1号炉放水槽, 3号炉取水管点検立坑 		—	現場操作 2時間10分以内	中央制御室運転員 1名 緊急時対策要員 12名	○	○	○	<ul style="list-style-type: none"> ・ 電源確保 ・ 燃料補給
			<ul style="list-style-type: none"> ・ 大量送水車(保管場所: E.L.44m, E.L.13~33m, E.L.8.5m) 配備数: 3台(容量: 約 165m³/h/台, 吐出圧力: 約 0.85MPa) 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 輪谷貯水槽(西1) ・ 輪谷貯水槽(西2) ・ 海水取水箇所(2号) ・ 炉取水槽, 荷揚場, 2号炉放水槽, 1号炉放水槽, 3号炉取水管点検立坑 		—	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 1名	○	○	○	<ul style="list-style-type: none"> ・ 電源確保 ・ 燃料補給
			<ul style="list-style-type: none"> ・ 大量送水車(保管場所: E.L.44m, E.L.13~33m, E.L.8.5m) 配備数: 3台(容量: 約 165m³/h/台, 吐出圧力: 約 0.85MPa) 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 輪谷貯水槽(西1) ・ 輪谷貯水槽(西2) ・ 海水取水箇所(2号) ・ 炉取水槽, 荷揚場, 2号炉放水槽, 1号炉放水槽, 3号炉取水管点検立坑 		格納容器代替注水系(可搬型)接続口(南)又は格納容器代替注水系(可搬型)接続口(西)を使用する場合 格納容器代替注水系(可搬型)接続口(建物内)を使用する場合	現場操作 2時間10分以内 現場操作 3時間10分以内	緊急時対策要員 12名	○	○	○	<ul style="list-style-type: none"> ・ 電源確保 ・ 燃料補給

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所、仕様等)	水源	備考	所要時間(目安)	必要人員(目安)	航空機衝突	地震	津波	手順成立のために必要な手順
④-2 原子炉格納容器除熱戦略(炉心損傷後)	「原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)による除熱」	(1.5) (1.6) (1.7) (1.8) (1.10)	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機海水ポンプ 配備数: 4台(容量: 約 2,000m³/h/台, 全揚程: 約 50m) 原子炉補機冷却水ポンプ 配備数: 4台(容量: 約 1,700m³/h/台, 全揚程: 約 57m) 原子炉補機冷却系熱交換器 配備数: 6基(熱交換器容量: 約 10MW/基) 	海水取水箇所(2号炉取水槽, 荷揚場, 2号炉放水槽, 1号炉取水槽, 3号炉取水管点検立坑)	—	電源の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 1名	△	○	○	・電源確保
	「原子炉補機代替冷却系による除熱」		<ul style="list-style-type: none"> 大型送水ポンプ車(保管場所: E L 50m, E L 13~33m, E L 8.5m) 配備数: 3台(容量: 約 1,800m³/h/台, 吐出圧力: 約 1.2MPa) 残留熱除去系熱交換器 配備数: 2台(伝熱容量: 約 9.1MW) 移動式代替熱交換設備(保管場所: E L 50m, E L 13~33m, E L 8.5m) 配備数: 3台(熱交換器容量: 約 23MW/台) 	海水取水箇所(2号炉取水槽, 荷揚場, 2号炉放水槽, 1号炉取水槽, 3号炉取水管点検立坑)	移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車による除熱 原子炉建物南側接続口又は原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保	電源の場合 (現場操作) 1時間40分以内	中央制御室運転員 1名 現場運転員2名	△	○	△	—
	「大型送水ポンプ車による除熱」		<ul style="list-style-type: none"> 大型送水ポンプ車(保管場所: E L 50m, E L 13~33m, E L 8.5m) 配備数: 3台(容量: 約 1,800m³/h/台, 吐出圧力: 約 1.2MPa) 残留熱除去系熱交換器 配備数: 2台(伝熱容量: 約 9.1MW) 	海水取水箇所(2号炉取水槽, 荷揚場, 2号炉放水槽, 1号炉取水槽, 3号炉取水管点検立坑)	大型送水ポンプ車による除熱 原子炉建物内接続口を使用した補機冷却水確保	現場操作 7時間以内	緊急時対策要員6名	△	○	△	・電源確保 ・燃料補給
	「残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ」		<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去ポンプ 配備数: 2台(容量: 約 1,200m³/h/台, 全揚程: 約 100m) 残留熱除去系熱交換器 配備数: 2台(伝熱容量: 約 9.1MW) 	サブレーション・チエンバ	—	中央制御室操作	中央制御室運転員 1名	△	○	○	・電源確保
	「残留熱除去系電源復旧後のサブレーション・プールの除熱」		<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去ポンプ 配備数: 2台(容量: 約 1,200m³/h/台, 全揚程: 約 100m) 残留熱除去系熱交換器 配備数: 2台(伝熱容量: 約 9.1MW) 	サブレーション・チエンバ	—	中央制御室操作	中央制御室運転員 1名	△	○	○	・電源確保

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所、仕様等)	水源	備考	所要時間(目安)	必要人員(目安)	航空機衝突	地震	津波	手順成立のために必要な手順	
④ 2 原子炉格納容器除熱戦略(炉心損傷後)	「残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」		<ul style="list-style-type: none"> ・残留熱代替除去ポンプ 配備数: 2台(容量: 約150m³/h/台、揚程: 約70m) ・残留熱除去系熱交換器 配備数: 1台(伝熱容量: 約9.1MW) ・移動式代替熱交換設備(保管場所: E L.50m, E L.13~33m, E L.8.5m) ・熱交換器容量: 約23MW/台 ・大型送水ポンプ車(保管場所: E L.50m, E L.13~33m, E L.8.5m) ・配備数: 3台(容量: 約1,800m³/h/台、吐出圧力: 約1.2MPa) 	サブレーション・チエンバ	原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合 原子炉格納容器へのスプレイを実施する場合	電源有の場合(現場操作) 1時間5分以内 電源有の場合(現場操作) 45分以内	中央制御室運転員1名 現場運転員2名	△	○	○	・電源確保	
			—	原子炉補機代替冷却系の系統構成	現場操作 1時間40分以内	中央制御室運転員1名 現場運転員2名	○	○	—			
			海水取水箇所(2号炉取水槽、荷揚場、2号炉放水槽、1号炉取水槽、3号炉取水管点検立坑)	原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保 原子炉建物南側接続口又は原子炉建物西側接続口を使用した場合 原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保 原子炉建物内接続口を使用した場合	現場操作 7時間20分以内 現場操作 7時間以内	緊急時対策要員15名 緊急時対策要員6名	○	○	・電源確保 ・燃料補給			
	「格納容器代替スプレイ系(常設)による原子炉格納容器内へのスプレイ」	(1.5) (1.6) (1.7) (1.8) (1.10)		<ul style="list-style-type: none"> ・低圧原子炉代替注水ポンプ 配備数: 2台(容量: 約230m³/h/台、揚程: 約190m) 	低圧原子炉代替注水槽	非常用コントロールセンター切替盤が使用不可な場合	電源有の場合(現場操作) 30分以内	中央制御室運転員1名 現場運転員2名	△	○	○	・電源確保 ・水源確保
				<ul style="list-style-type: none"> ・復水輸送ポンプ 配備数: 3台(容量: 約85m³/h/台、揚程: 約70m) 	復水貯蔵タンク	A-残留熱除去系スプレイ配管使用 B-残留熱除去系スプレイ配管使用	電源有の場合(現場操作) 中央制御室操作 30分以内	中央制御室運転員1名 中央制御室運転員1名 現場運転員2名	△	×	○	・電源確保
				<ul style="list-style-type: none"> ・補助消火ポンプ 配備数: 2台(容量: 約72m³/h/台、揚程: 約80m) ・消火ポンプ 配備数: 2台(容量: 約60m³/h/台、揚程: 約60m) 	補助消火水槽 ろ過水タンク	A-残留熱除去系スプレイ配管使用 B-残留熱除去系スプレイ配管使用	電源有の場合(現場操作) 中央制御室操作 30分以内	中央制御室運転員1名 中央制御室運転員1名 現場運転員2名	△	×	○	・電源確保
	「格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイ」			<ul style="list-style-type: none"> ・大量送水車(保管場所: E L.44m, E L.13~33m, E L.8.5m) ・配備数: 3台(容量: 約168m³/h/台、吐出圧力: 約0.85MPa) 	輪谷貯水槽(西1) 輪谷貯水槽(西2) 海水取水箇所(2号炉取水槽、荷揚場、2号炉放水槽、1号炉取水槽、3号炉取水管点検立坑)	非常用コントロールセンター切替盤が使用不可な場合	電源有の場合(現場操作) 25分以内 電源無の場合(現場昇操作等) 40分以内	中央制御室運転員1名 現場運転員2名 中央制御室運転員1名 現場運転員2名	○	○	○	・電源確保
				—	格納容器代替スプレイ系(可搬型)接続口(南)又は格納容器代替スプレイ系(可搬型)接続口(西)を使用する場合	現場操作 2時間10分以内 現場操作 3時間10分以内	緊急時対策要員12名	○	○	○	・水源確保 ・燃料補給	
				—	格納容器代替スプレイ系(可搬型)接続口(建物内)を使用する場合	現場操作 45分以内	中央制御室運転員1名 現場運転員2名	△	×	○	・電源確保	
	「ドライウェル冷却系による原子炉格納容器内の代替除熱」			<ul style="list-style-type: none"> ・ドライウェル冷却装置 配備数: 6台 	—	—	電源有の場合 45分以内	中央制御室運転員1名 現場運転員2名	△	×	○	・電源確保

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所、仕様等)	水源	備考	所要時間(目安)	必要人員(目安)	航空機衝突	地震	津波	手順成立のために必要な手順							
⑥ 2 原子炉格納容器熱除熱(微小ベース)原子炉格納容器熱除熱(微小ベース)原子炉格納容器熱除熱(微小ベース)	「格納容器フィルタメント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」	(1.5) (1.6) (1.7) (1.8) (1.10)	<ul style="list-style-type: none"> 第1ベントフィルタタスククラバ容器 配備数:4基(設計流量:約9.8kg/s) 第1ベントフィルタタスクゼオライト容器 配備数:1基 遠隔手動弁操作機構 圧力開放板 配備数:1個 可搬式窒素供給装置(保管場所:E.L.50m, E.L.8.5m) 配備数:2台(容量:約100m³/h[normal]/台) 大量送水車(保管場所:E.L.44m, E.L.13~33m, E.L.8.5m) 配備数:3台(容量:約168m³/h/台,吐出圧力:約0.85MPa) 	—	中央操作 非常用コントロールセンター切替機能が使用不可な場合 格納容器ベント準備完了まで 中央操作 非常用コントロールセンター切替機能が使用不可な場合 格納容器ベント基準到達から 格納容器ベント開始まで 現場操作	電源有の場合 (現場操作) 45分以内 電源有の場合 10分以内 電源無の場合 (現場操作) 2時間50分以内 現場操作 2時間10分以内	中央制御室運転員 1名 現場運転員2名 緊急時対策要員2名 中央制御室運転員 1名 緊急時対策要員 12名	△	○	○	—							
												輪谷貯水槽(西1) 輪谷貯水槽(西2)	第1ベントフィルタタスククラバ容器への水位調整(水張り) 可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタメント系の窒素ガス置換 窒素供給ライン接続口又は窒素供給ライン接続口(建物内)(原子炉建物付属棟西側扉)を使用した場合 可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタメント系の窒素ガス置換 窒素供給ライン接続口(建物内)(タービン建物北側扉)を使用した場合	現場操作 2時間以内 現場操作 6時間40分以内	中央制御室運転員 1名 緊急時対策要員4名	○	△	—
⑦ 燃料プール注水戦略	「事故時操作要領書(微焼ベース)燃料プールへの注水」 「燃料プール補給水系による燃料プールへの注水」 「復水輸送系による燃料プールへの注水」 「消火系による燃料プールへの注水」	(1.11)	<ul style="list-style-type: none"> 燃料プール補給水ポンプ 配備数:1台(容量:約30m³/h,揚程:約70m) 復水輸送ポンプ 配備数:3台(容量:約85m³/h/台,揚程:約70m) 補助消火ポンプ 配備数:2台(容量:約72m³/h/台,揚程:約80m) 消火ポンプ 配備数:2台(容量:約60m³/h/台,揚程:約60m) 	復水貯蔵タンク 復水貯蔵タンク 補助消火水槽 ろ過水タンク	—	電源有の場合 中央制御室操作 電源有の場合 中央制御室操作 電源有の場合 (現場操作) 40分以内 電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 1名 中央制御室運転員 1名 中央制御室運転員 1名 現場運転員2名 中央制御室運転員 1名	△	×	○	○	—						
													—	—	—	—	—	—
													—	—	—	—	—	—

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所、仕様等)	水源	備考	所要時間(目安)	必要人員(目安)	航空機衝突	地震	津波	手順成立のために必要な手順
	「燃料プールのスプレイ系(常設スプレイヘッド)による燃料プールへの注水又はスプレイ」		<ul style="list-style-type: none"> 大量送水車(保管場所: E.L.44m, E.L.13~33m, E.L.8.5m) 配備数: 3台(容量: 約165m³/h/台, 吐出圧力: 約0.85MPa) 	輪谷貯水槽(西1) 輪谷貯水槽(西2) 海水取水箇所(2号) 炉取水槽, 荷揚場, 2号炉放水槽, 1号 炉取水槽, 3号炉取 水管点検立坑)	-	現場操作 2時間10分以内	中央制御室運転員 1名 緊急時対策要員 12名	○	○	○	<ul style="list-style-type: none"> 水源確保 燃料補給
	「燃料プールのスプレイ系(可搬型スプレイノズル)による燃料プールへの注水又はスプレイ」		<ul style="list-style-type: none"> 大量送水車(保管場所: E.L.44m, E.L.13~33m, E.L.8.5m) 配備数: 3台(容量: 約165m³/h/台, 吐出圧力: 約0.85MPa) 可搬型スプレイノズル(保管場所: 原子炉建物1階又は2階) 配備数: 3台 	輪谷貯水槽(西1) 輪谷貯水槽(西2) 海水取水箇所(2号) 炉取水槽, 荷揚場, 2号炉放水槽, 1号 炉取水槽, 3号炉取 水管点検立坑)	-	現場操作 2時間50分以内	中央制御室運転員 1名 緊急時対策要員 12名	△	○	○	<ul style="list-style-type: none"> 水源確保 燃料補給
	「放水砲による放水」	(1.11)	<ul style="list-style-type: none"> 大型送水ポンプ車(保管場所: E.L.13~33m, E.L.8.5m) 配備数: 2台(容量: 約1,800m³/h/台, 吐出圧力: 約1.4MPa) 放水砲(保管場所: E.L.50m, E.L.8.5m) 配備数: 2台 	海水取水箇所(2号) 炉取水槽, 荷揚場, 2号炉放水槽, 1号 炉取水槽, 3号炉取 水管点検立坑)	-	現場操作 4時間30分以内	緊急時対策要員 12名	○	○	○	<ul style="list-style-type: none"> 燃料補給
	「サイフォンブレイク機能による漏えい抑制」		<ul style="list-style-type: none"> サイフォンブレイク機能 	-	-	(操作不要)	-	-	-	-	-
	「燃料プール漏えい緩和」		<ul style="list-style-type: none"> シーリング材 接着剤 ステンレス鋼板 吊り降ろしロープ 	-	-	1時間30分以内	中央制御室運転員 1名 緊急時対策要員3名	△	○	○	-

⑦ 燃料プール注水戦略

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所,仕様等)	水源	備考	所要時間(目安)	必要人員(目安)	航空機衝突	地震	津波	手順成立のために必要な手順
④ 燃料プールの除熱戦略	○事故時操作要領書(機殻ベース)、「原子力災害対策手順書」 「燃料プール冷却系の復旧による除熱」	(1.11)	<ul style="list-style-type: none"> 燃料プール冷却ポンプ 配備数:2台(容量:約200m³/h/台,全揚程:約88m) 燃料プール冷却系熱交換器 配備数:2基(伝熱容量:約1.9MW/基) 	-	-	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 1名	△	○	○	・電源確保
	○原子力災害対策手順書		<ul style="list-style-type: none"> 大型送水ポンプ車(保管場所:E.L.13~33m, E.L.8.5m) 配備数:2台(容量:約1,800m³/h/台,吐出圧力:約1.4MPa) 放水砲(保管場所:E.L.50m, E.L.8.5m) 配備数:2台 	海水取水箇所(2号炉取水槽,荷揚場,2号炉放水槽,1号炉取水槽,3号炉取水管点検立坑)	-	現場操作 4時間30分以内	緊急時対策要員 12名	○	○	○	・燃料補給
④ 放射性物質拡散抑制戦略	「放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制」	(1.12)	<ul style="list-style-type: none"> 放射性物質吸着材(保管場所:E.L.50m, E.L.8.5m) 配備数:4組 	-	-	現場操作 4時間20分以内	緊急時対策要員5名	○	○	△	-
	「シルトフェンセスによる海洋への放射性物質の拡散抑制」		<ul style="list-style-type: none"> シルトフェンセス(2号炉放水接合槽用)(保管場所:E.L.50m, E.L.8.5m) 配備数:約40m シルトフェンセス(輪谷湾用)(保管場所:E.L.50m, E.L.8.5m) 配備数:約680m 小型船舶(保管場所:E.L.50m, E.L.8.5m) 配備数:2隻 	2号炉放水接合槽への1重目のシルトフェンセス設置の場合	輪谷湾への1重目のシルトフェンセス設置の場合	現場操作 3時間以内	緊急時対策要員7名	○	○	△	-

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所,仕様等)	水源	備考	所要時間(目安)	必要人員(目安)	航空機衝突	地震	津波	手順成立のために必要な手順
	「高圧発電機車によるSAロードセントラ及びSAコントロールセントラ受電」		<ul style="list-style-type: none"> 高圧発電機車(保管場所:E L 50m, E L 13~33m, E L 8.5m) 配備数: 7台(容量:約500kVA/台, 電圧:6.6kV) M/C C系 M/C D系 緊急用メタクラ SAロードセントラ 		<p>原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続する場合</p> <p>原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続する場合</p> <p>ガスタービン発電機建物(緊急用メタクラ)の緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続する場合</p>	<p>現場操作 4時間 35分以内</p> <p>現場操作 4時間 35分以内</p> <p>現場操作 4時間 40分以内</p>	<p>中央制御室運転員 1名</p> <p>緊急時対策要員 3名</p>	○	○	○	燃料補給
	「所内常設蓄電式直流電源設備による給電」		<ul style="list-style-type: none"> B-115V系蓄電池 B1-115V系蓄電池(SA) SA用115V系蓄電池 230V系蓄電池(RCIC) B-115V系充電器盤 B1-115V系充電器盤(SA) SA用115V系充電器盤 230V系充電器盤(RCIC) 		<p>B-115V系蓄電池, B1-115V系蓄電池(SA)及びSA用115V系蓄電池による給電</p> <p>B-115V系蓄電池からB1-115V系蓄電池(SA)受電切替え完了及び不要負荷切離し操作完了まで</p> <p>A-115V系充電器盤, 中央制御室監視計器C系受電完了まで</p> <p>B-115V系充電器盤, B1-115V系充電器盤(SA), SA用115V系充電器盤, 230V系充電器盤(RCIC)及び中央制御室監視計器D系受電完了まで</p>	<p>—</p> <p>(操作不要)</p> <p>30分以内</p> <p>20分以内</p> <p>20分以内</p>	<p>現場運転員 2名</p> <p>中央制御室運転員 1名</p> <p>現場運転員 2名</p>	△	○	△	—
	「可搬型直流電源設備による給電」	(1.14)	<ul style="list-style-type: none"> 高圧発電機車(保管場所:E L 50m, E L 13~33m, E L 8.5m) 配備数: 7台(容量:約500kVA/台, 電圧:6.6kV) B1-115V系充電器盤(SA) SA用115V系充電器盤 230V系充電器盤(常用) 		<p>原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続の場合</p> <p>原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続の場合</p> <p>ガスタービン発電機建物(緊急用メタクラ)の緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続する場合</p>	<p>現場操作 5時間 10分以内</p> <p>現場操作 5時間 10分以内</p> <p>現場操作 5時間 50分以内</p>	<p>中央制御室運転員 1名</p> <p>現場運転員 2名</p> <p>緊急時対策要員 3名</p>	△	○	△	燃料補給
	「直流給電車による直流盤への給電」		<ul style="list-style-type: none"> 高圧発電機車(保管場所:E L 50m, E L 13~33m, E L 8.5m) 配備数: 7台(容量:約500kVA/台, 電圧:6.6kV) 直流給電車 115V(保管場所: E L 50m) 配備数: 1台 直流給電車 230V(保管場所: E L 50m) 配備数: 1台 		<p>廃棄物処理建物南側の直流給電車接続プラグ収納箱に接続の場合(B-115V系直流盤及び230V系直流盤(RCIC))</p> <p>原子炉建物南側の直流給電車接続プラグ収納箱に接続の場合(B-115V系直流盤(SA)及び230V系直流盤(常用))</p>	<p>現場操作 4時間 15分以内</p> <p>現場操作 4時間 15分以内</p>	<p>現場運転員 2名</p> <p>緊急時対策要員 3名</p>	○	○	△	燃料補給
	「号炉間連絡ケーブルを使用したA-115V系直流盤又はB-115V系直流盤受電」		<ul style="list-style-type: none"> 号炉間連絡ケーブル 		—	現場操作 55分以内	現場運転員 2名	△	×	○	—

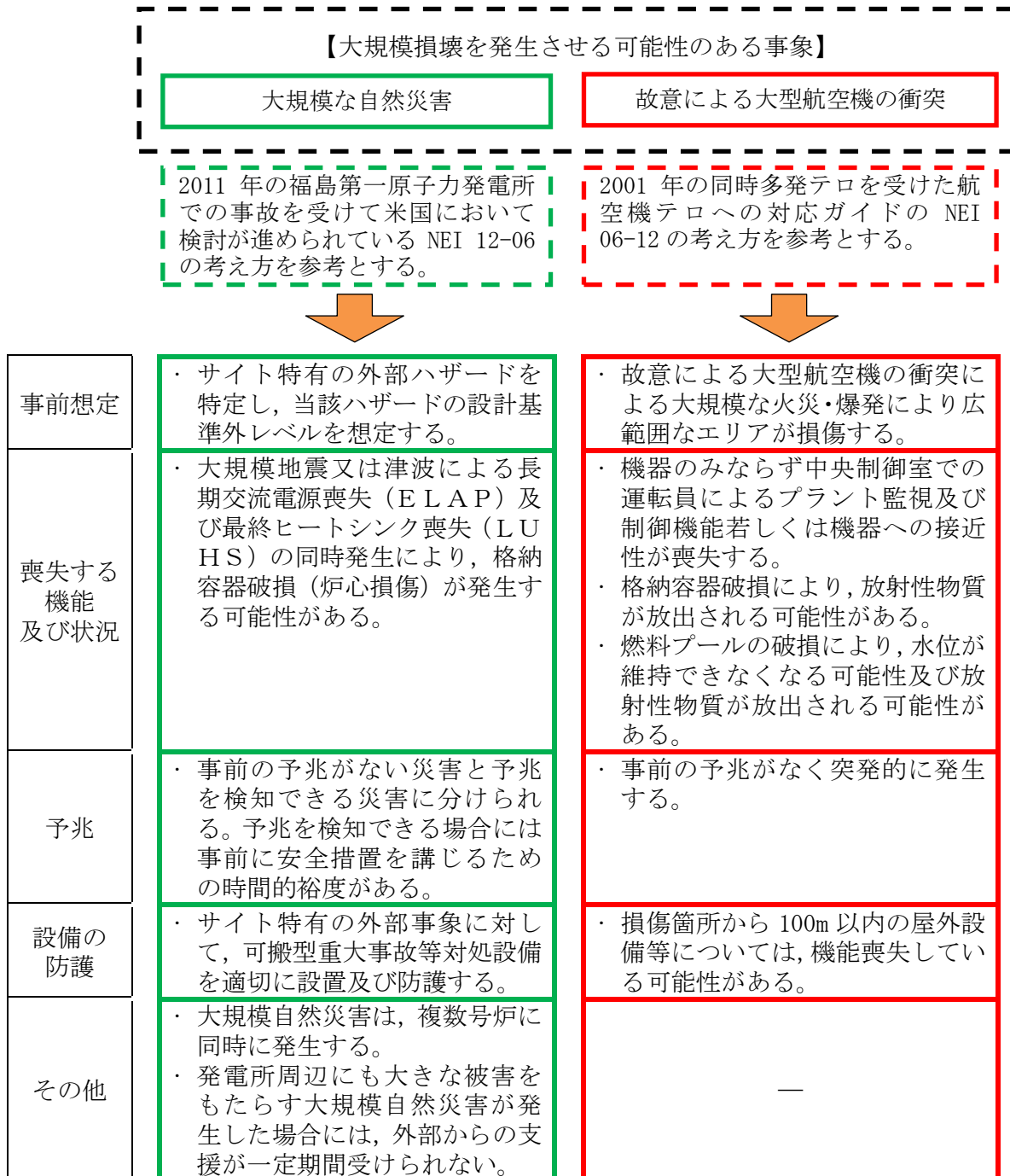
⑩ 電源種別戦略

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所、仕様等)	水源	備考	所要時間(目安)	必要人員(目安)	航空機衝突	地震	津波	手順成立のために必要な手順
	○原子力災害対策手順書 「大量送水車による補給」		<ul style="list-style-type: none"> 大量送水車(保管場所: E.L.44m, E.L.13~33m, E.L.8.5m) 配備数: 3台(容量: 約165m³/h/台, 吐出圧力: 約0.85MPa) 	輪谷貯水槽(西1) 輪谷貯水槽(西2) 純水タンク 1号ろ過水タンク 2号ろ過水タンク 非常用ろ過水タンク	低圧原子炉代替注水槽又は復水貯蔵タンクへの補給 低圧原子炉代替注水槽への補給 復水貯蔵タンクへの補給 輪谷貯水槽(西1)又は輪谷貯水槽(西2)への補給	現場操作 2時間10分以内 現場操作 1時間50分以内 現場操作 1時間30分以内 現場操作 1時間20分以内	中央制御室運転員 1名 緊急時対策要員 12名 中央制御室運転員 1名 緊急時対策要員 12名 緊急時対策要員6名	○	○	○	燃料補給
水源確保	「大量送水車又は大型送水ポンプ車による補給」	(1.13)	<ul style="list-style-type: none"> 大型送水ポンプ車(保管場所: E.L.50m, E.L.13~33m, E.L.8.5m) 配備数: 3台(容量: 約1,800m³/h/台, 吐出圧力: 約1.4MPa) 大量送水車(保管場所: E.L.44m, E.L.13~33m, E.L.8.5m) 配備数: 3台(容量: 約165m³/h/台, 吐出圧力: 約0.85MPa) 	海水取水箇所(2号) 炉取水槽, 荷揚場, 2号炉放水槽, 1号 炉取水槽, 3号炉取 水管点検立坑	大量送水車による輪谷貯水槽(西1)又は輪谷貯水槽(西2)への補給 大型送水ポンプ車による輪谷貯水槽(西1)又は輪谷貯水槽(西2)への補給 大量送水車による復水貯蔵タンクへの補給 大型送水ポンプ車による復水貯蔵タンクへの補給	現場操作 2時間30分以内 現場操作 3時間40分以内 現場操作 2時間10分以内 現場操作 3時間50分以内	緊急時対策要員 12名 中央制御室運転員 1名 緊急時対策要員 12名	○	○	△	燃料補給
	「大量送水車及び大型送水ポンプ車又は大量送水車(2台)による補給」		<ul style="list-style-type: none"> 大型送水ポンプ車(保管場所: E.L.50m, E.L.13~33m, E.L.8.5m) 配備数: 3台(容量: 約1,800m³/h/台, 吐出圧力: 約1.4MPa) 大量送水車(保管場所: E.L.50m, E.L.44m, E.L.13~33m, E.L.8.5m) 配備数: 5台(容量: 約165m³/h/台, 吐出圧力: 約0.85MPa) 	海水取水箇所(2号) 炉取水槽, 荷揚場, 2号炉放水槽, 1号 炉取水槽, 3号炉取 水管点検立坑	低圧原子炉代替注水槽への補給	現場操作 2時間10分以内	中央制御室運転員 1名 緊急時対策要員 12名	○	○	△	燃料補給
燃料補給	○原子力災害対策手順書 「ガスタービン発電機用軽油タンク又は非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等からタンクローリへの補給」	(1.14)	<ul style="list-style-type: none"> タンクローリ(保管場所: E.L.13~33m, E.L.8.5m) 配備数: 2台(容量: 約3.0m³/台) ガスタービン発電機用軽油タンク 配備数: 1基(容量: 約560m³/基) 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク 配備数: 2基(容量: 約170m³/基) 配備数: 3基(容量: 約100m³/基) 高圧炉心スプレイスディーゼル発電機燃料貯蔵タンク 配備数: 1基(容量: 約170m³/基) タンクローリ(保管場所: E.L.13~33m, E.L.8.5m) 配備数: 2台(容量: 約3.0m³/台) 	-	ガスタービン発電機用軽油タンクから補給の場合 (タンクローリ1台当たり) 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイスディーゼル発電機燃料貯蔵タンクから補給の場合 (タンクローリ1台当たり)	1時間50分以内 2時間30分以内 30分以内	緊急時対策要員2名 緊急時対策要員2名	○	○	○	-
	「タンクローリから各機器等への給油」		<ul style="list-style-type: none"> タンクローリ(保管場所: E.L.13~33m, E.L.8.5m) 配備数: 2台(容量: 約3.0m³/台) 	-	タンクローリ1台当たり	30分以内	緊急時対策要員2名	○	○	○	-

米国ガイド (NEI 06-12 及び NEI 12-06) で参考とした事項について

大規模な自然災害及び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大規模損壊についての前提条件を設定するに当たり、米国における大規模自然災害への対応ガイド (NEI 12-06) 及び航空機テロへの対応ガイド (NEI 06-12) も参考にしている。

これらガイドラインは以下のような内容である。



大規模損壊発生時に必要な可搬型重大事故等対処設備等の
配備及び防護の状況について

大規模損壊を発生させる可能性のある大規模な自然災害（地震，津波）及び故意による大型航空機の衝突が発生した場合に備えた重大事故等対処設備等の配備及び防護について，対応状況を第1表に示す。

なお，これらの対応については，2.1.2.3（1）に示す「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必要な設備の配備及び当該設備の防護の基本的な考え方」に基づく。

第1表 大規模損壊発生時の可搬型重大事故等対処設備等の配備
及び防護の状況（1 / 2）

○大規模地震

災害に対する考慮事項		対応状況
機器の防護・ 機能確保	機器の保管場所等の 考慮（耐震性のある地 盤での保管，機器の耐 震性等）	<ul style="list-style-type: none"> 基準地震動を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，液状化及び揺すり込みによる不等沈下，地盤支持力の不足及び地下構造物の損壊等の影響を受けない場所に保管する。 保管場所周辺に損壊により影響を及ぼすおそれのある建物，鉄塔，タンク等の構造物がないことを確認している。
機器の配備	機器の輸送手段の確保（輸送経路の障害の考慮）	<ul style="list-style-type: none"> 可搬型重大事故等対処設備のアクセスルートについては，不等沈下による段差を考慮し，ホイールローダを配備している。 大規模な燃料火災が発生した場合には，原子炉建物から100m以上離れた場所に配置している化学消防自動車等の泡消火設備により消火活動を行い，アクセスルートを確認する。
	機器の接続箇所への アクセス性の確保	<ul style="list-style-type: none"> 恒設ライン等への接続箇所を複数箇所設置しており，これらの接続箇所は分散して配置している。 各々の接続箇所までのアクセスルートは，それぞれ別ルートで確保されている。

○大規模な津波

災害に対する考慮事項		対応状況
機器の防護・ 機能確保	機器の保管場所等の 考慮（津波よりも高い 位置の保管）	<ul style="list-style-type: none"> 2セットある可搬型重大事故等対処設備のうち少なくとも1セットは，基準津波を超える津波に対して裕度を有する高台に保管する。
機器の配備	機器の輸送手段の確保（輸送経路の障害の考慮）	<ul style="list-style-type: none"> 可搬型重大事故等対処設備のアクセスルートについては，津波によるがれき等を考慮し，ホイールローダを配備している。
	機器の接続箇所への アクセス性の確保	<ul style="list-style-type: none"> 恒設ライン等への接続箇所を複数箇所設置しており，これらの接続箇所は分散して配置している。 一時的にアクセス不能となる可能性があるが，津波が引いた後にはアクセス可能となる。 各々の接続箇所までのアクセスルートは，それぞれ別ルートで確保されている。

第1表 大規模損壊発生時の可搬型重大事故等対処設備等の配備
及び防護の状況（2 / 2）

○故意による大型航空機の衝突

災害に対する考慮事項		対応状況
機器の防護・ 機能確保	機器の保管場所等の 考慮（頑健性のある構 造物内での保管，原子 炉建物からの100m離 隔）	<ul style="list-style-type: none"> 屋外に保管する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同時に機能損失させないように，原子炉建物，タービン建物及び廃棄物処理建物から100m以上の離隔距離を確保するとともに，当該可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備から100m以上の隔離距離を確保したうえで，分散して保管する。
機器の配備	機器の輸送手段の確 保（輸送経路の障害の 考慮）	<ul style="list-style-type: none"> 可搬型重大事故等対処設備のアクセスルートについては，複数のルートが確保されている。また，アクセスルートでがれきが発生した場合においても，原子炉建物から100m以上離隔された場所に配備しているホイールローダにより，がれきを撤去することでアクセスルートを確保する。 大規模な燃料火災が発生した場合には，原子炉建物から100m以上離れた場所に配置している化学消防自動車等の泡消火設備により消火活動を行い，アクセスルートを確保する。
	機器の接続箇所への アクセス性の確保	<ul style="list-style-type: none"> 恒設ライン等への接続箇所を複数箇所設置しており，これらの接続箇所は分散して配置している。 各々の接続箇所までのアクセスルートは，それぞれ別ルートで確保されている。

重大事故等と大規模損壊対応に係る体制整備等の考え方

重大事故等と大規模損壊との対応内容を整理し、その相違部分を踏まえた体制の整備等の考え方を以下に取りまとめた。

1. 重大事故等への対応

重大事故等の発生に対して、炉心の著しい損傷防止あるいは原子炉格納容器の破損防止、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷防止及び原子炉運転停止中における燃料体の著しい損傷防止を目的に発電所の体制及び発電所を支援するための体制を整備している。重大事故等時に組織として適切な対応を行うためには、事故対応に必要な重大事故等対処設備の取扱いと手順の策定が重要である。そこで重大事故等対処設備に係る事項について、切替えの容易性及びアクセスルートの確保を図り、復旧作業に係る事項について、予備品等の確保及び保管場所等の整備を行っている。また、支援に係る事項、教育及び訓練の実施並びに手順の整備に係る事項を、通常業務の組織体制における実務経験を活かした体制で対応できるよう整備している。

2. 大規模損壊への対応

大規模損壊に至る可能性のある事象は、基準地震動 S_s 及び基準津波等の設計基準又は観測記録を超えるような規模の自然災害並びに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しており、計装・制御系の喪失、大規模な L O C A、原子炉格納容器の損傷等のプラントが受ける影響並びに中央制御室の機能喪失（運転員を含む。）、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）における参集要員の遅延、大規模な火災の発生等の被害の程度が、重大事故等に比べて広範囲で不確定なものとなる。

このことから、発電所施設の被害状況等の把握を迅速に行うとともに、得られた情報及び残存する資源等の活用により、「炉心の著しい損傷の緩和」、「原子炉格納容器の破損緩和」、「燃料プールの水位確保及び燃料体の著しい損傷の緩和」又は「発電所外への放射性物質の放出低減」を目的とした効果的な対応を速やかかつ臨機応変に選択し実行することで事象進展の抑制及び緩和措置を図る。

3. 重大事故等と大規模損壊への対応の違い

2. 項に示すとおり、大規模損壊時は重大事故等に比べてその被害範囲が広範囲で不確定なものであり、重大事故等のように損傷箇所がある程度限定された想定に基づく事故対応とは異なる。そのため、発電所施設の被害状況等の把握を迅速に行うとともに、得られた情報及び残存する資源等の活用により、効果

的な対応を速やか、かつ臨機応変に選択し実行する。

大規模損壊発生時は、共通要因で機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を活用した手順等で対応することにより、炉心損傷緩和、原子炉格納容器破損緩和等の措置を図る。

4. 対応の違いを踏まえた大規模損壊対応に係る体制の整備の考え方

3. 項で示した対応の違いはあるものの、被害状況等の把握を迅速に行うとともに、得られた情報、残存する資源等の活用に対応するには、通常業務の組織体制における実務経験を活かすことができる重大事故等に対応するための体制が最も有効に機能すると評価できる。運用面においても重大事故等に対応するための体制で引き続き対応することは、迅速な対応を求められる大規模損壊対応に適している。

このように、大規模損壊対応に係る体制の整備として重大事故等に対応するための体制で臨むことは有効である。

ただし、中央制御室（運転員を含む。）の機能喪失及び重大事故等の対応で期待する重大事故等対処設備の一部が使用できない等の大規模損壊時の特徴的な状況においても、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）も含めて流動性を持って柔軟に対応できるよう体制を整備する。

このため、大規模損壊発生時の体制は第1図から第3図に示す重大事故等対応のための体制を基本としつつ、大規模損壊対応のために必要な体制、要員、教育及び訓練、外部からの支援等に関して、以下のとおり差異内容を考慮すべき事項として評価し、付加分を整備、充実内容として整備する。

なお、下記事項における技術的能力1.0と2.1に関する考え方の相違点について項目ごとに別紙に整理する。

(1) 体制の整備

a. 大規模損壊として考慮すべき事項

- ・夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）における参集要員の参集遅延
- ・中央制御室（運転員を含む。）の機能喪失

b. 整備、充実内容

- ・夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）においては、指示者（副原子力防災管理者）が指揮を執る。指示者（副原子力防災管理者）がその職務を遂行できない場合には、連絡責任者が代行する。
- ・夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において、大規模な自然災害が発生した場合には、要員参集までに時間を要する可能性があるが、発電所構内に常時確保する重大事故等に対処する要員により、参集要員が参集するまでの当面の間は、事故対応が行えるよう体制を整備する。
- ・中央制御室（運転員を含む。）が機能しない場合においても、重大事故等に対処する要員にて対応が可能な体制を整備する。

(2) 要員の配置

- a. 大規模損壊として考慮すべき事項
 - ・中央制御室（運転員を含む。）の機能喪失
- b. 整備，充実内容
 - ・夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）における指示者（副原子力防災管理者）を含む重大事故等に対処する要員は，分散して待機する。

(3) 教育及び訓練

- a. 大規模損壊として考慮すべき事項
 - ・通常の指揮命令系統が機能しない場合への対応
 - ・初動で対応する要員を最大限に活用する観点から，臨機応変な配置変更に対応できる知識及び技能を習得するなど，流動性を持って柔軟に対応可能にすること
- b. 整備，充実内容
 - ・原子力防災管理者及び副原子力防災管理者に対し，通常の指揮命令系統が機能しない場合及び残存する資源等を最大限に活用しなければならない事態を想定した個別の教育及び訓練を実施する。
 - ・大規模損壊時に対応する手順，資機材の取扱い等を習得するための教育を定期的実施する。
 - ・緊急時対策要員については，役割に応じて付与される力量に加え，被災又は想定より多い要員が必要となった場合において，優先順位の高い緩和措置の実施に遅れが生じることがないように，本来の役割以外の教育及び訓練の充実を図る。

具体的には，大規模損壊発生時，まずアクセスルート確保作業を行ったうえで，原子炉注水又は放水砲の対応が想定されるため，それらの活動を担当する復旧班員については流動性を持って活動できるよう教育・訓練を実施する。

- ・協力会社社員については，それぞれの活動に必要な力量を付与できるよう，業務委託契約に基づいた教育・訓練を実施する。
- ・大規模損壊発生時に対応する組織とそれを支援する組織の実効性等を確認するための総合的な訓練を定期的にかつ継続的に実施する。

（第1表，第2表，第3表参照）

(4) 手順

- a. 大規模損壊として考慮すべき事項
 - ・大規模な火災の発生
 - ・重大事故等に比べて広範囲で不確定な被害
 - ・重大事故等時では有効に機能しない設備等が大規模損壊のような状況下では有効に機能する場合も考えられるため，事象進展の抑制及び緩和に資す

るための設備等の活用

b. 整備，充実内容

- ・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として，故意による大型航空機の衝突による航空機燃料火災を想定し，技術的能力1.12で整備する化学消防自動車，小型動力ポンプ付水槽車等による初期消火の手順に加え，大型送水ポンプ車及び放水砲を活用した手順を整備する。
- ・大規模損壊対応に特化した手順として，現場での可搬型計測器によるパラメータ監視手順等を整備する。

(5) 緊急時対策総本部体制の確立

- ・大規模損壊発生時における緊急時対策総本部の設置による発電所への支援体制は，技術的能力1.0で整備する支援体制と同様である。

(6) 外部支援体制の確立

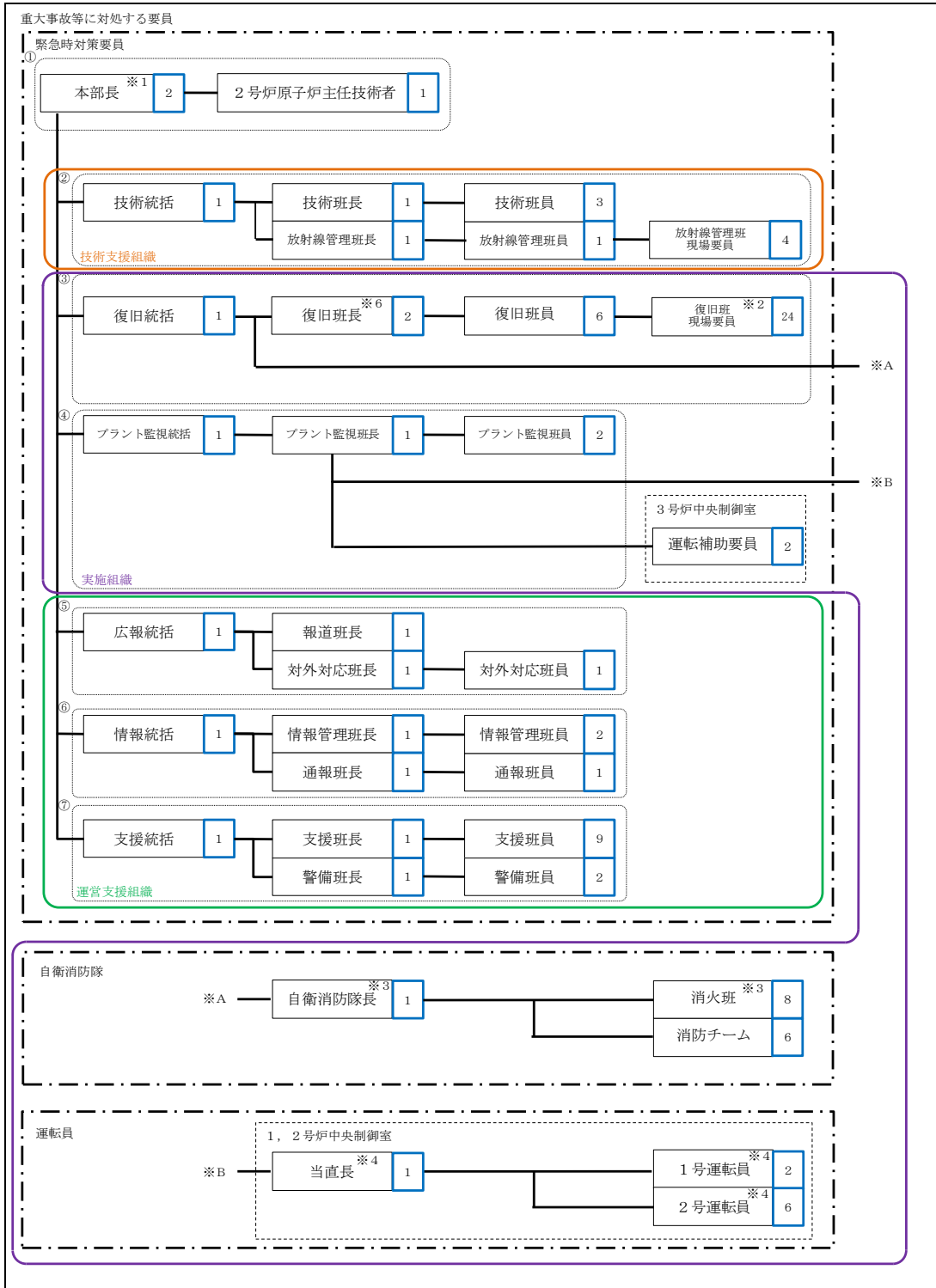
- ・大規模損壊発生時における外部支援体制は，技術的能力1.0で整備する外部支援体制と同様である。

(7) 可搬型重大事故等対処設備の保管場所とアクセスルート

- ・大規模損壊発生時において可搬型重大事故等対処設備は，同等の機能を有する設計基準事故対処設備及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。

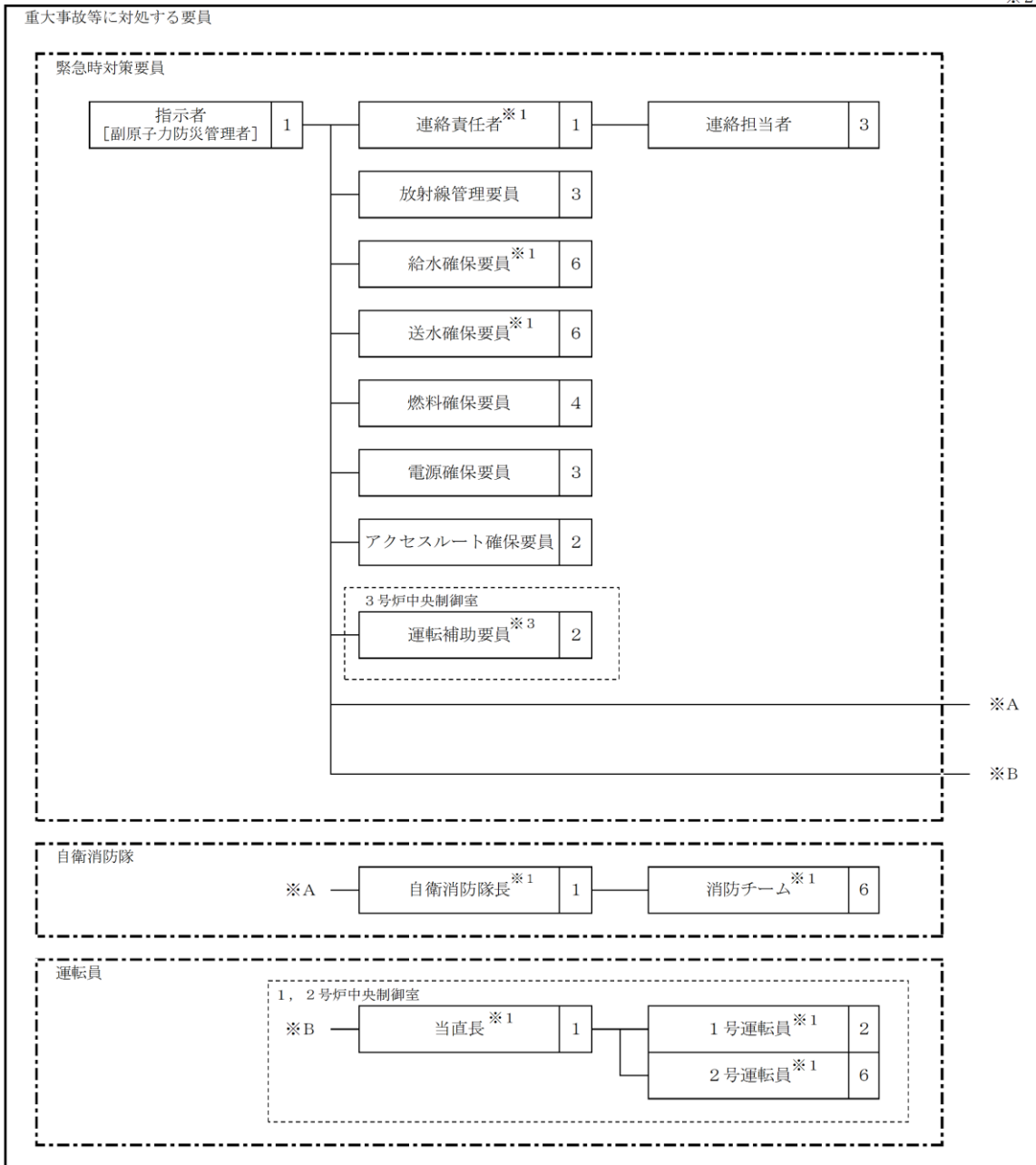
(8) 資機材の配備

- ・大規模損壊発生時の対応に必要な資機材については，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及び外部支援が受けられない状況を想定し配備する。



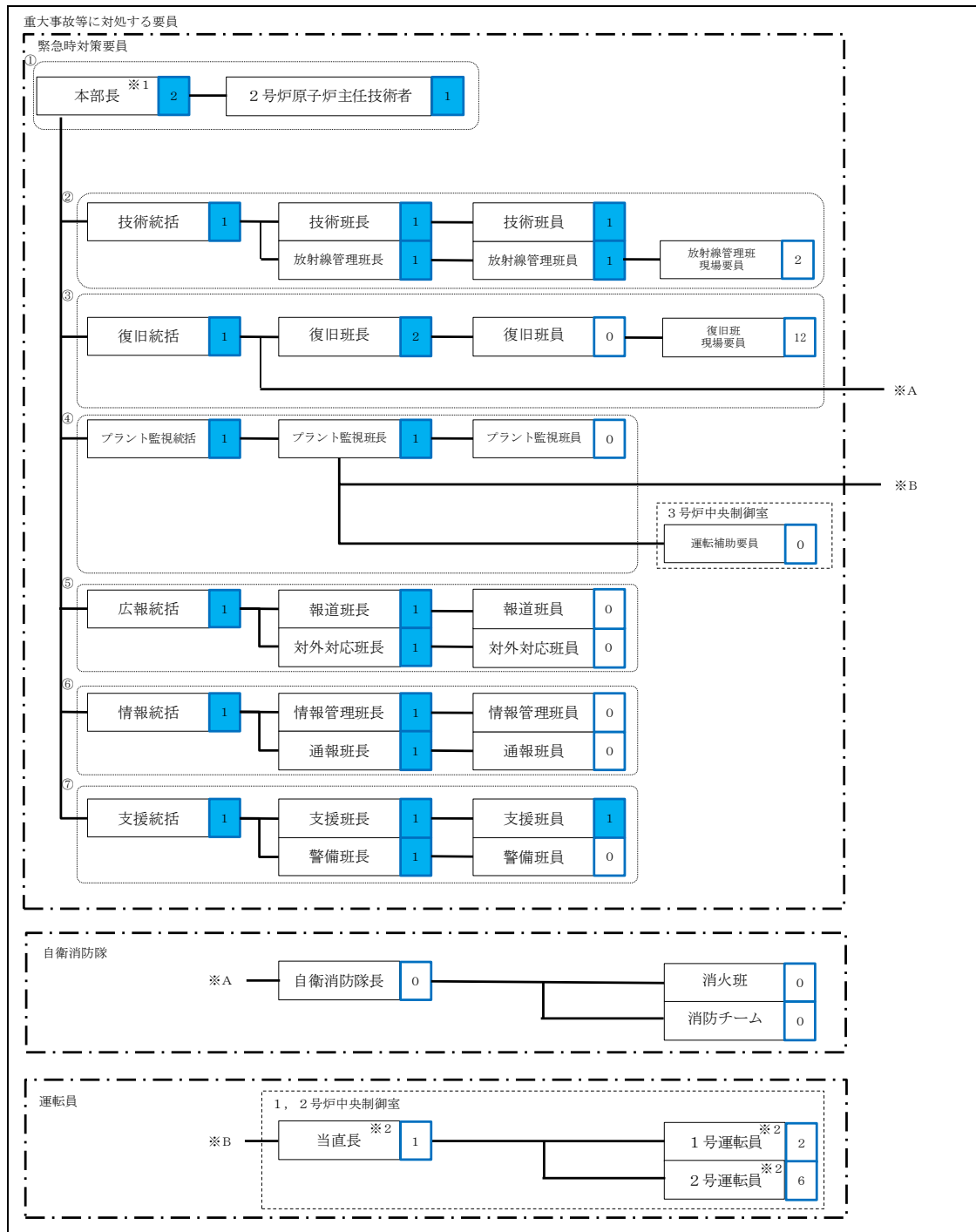
- ※1 本部長含む。
- ※2 役割に応じたチームを編成する。
- ※3 火災発生時以外は復旧班員として活動を行う。
- ※4 火災発生時は自衛消防隊として活動を行う。
- ※5 1, 2号炉含め本体制にて対応するが、1号炉については必要な措置を講じるまでに時間的余裕があるため、2号炉対応を優先する。
- ※6 復旧班長2名のうち1名が、1号復旧対応を実施する際に、必要な指示を実施する。
- は人数を示す
- ①：意思決定・指揮
- ②：情報収集・計画立案
- ③：復旧対応
- ④：プラント監視対応
- ⑤：対外対応
- ⑥：情報管理
- ⑦：ロジスティック・リソース管理

第1図 緊急時対策本部体制



- ※1 火災発生時は自衛消防隊として活動を行う。
- ※2 1, 2号炉含め本体制にて対応するが、1号炉については必要な措置を講じるまでに時間的余裕があるため、2号炉対応を優先する。
- ※3 故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生により、1, 2号炉中央制御室（運転員を含む。）が機能しない場合に活動を期待する要員。

第2図 緊急時対策本部体制
(夜間及び休日 (平日の勤務時間帯以外))



※1 本部員含む。
 ※2 プルーム通過時、中央制御室待避室に当直長1名及び2号運転員4名がとどまり、1号運転員2名と2号運転員2名は、緊急時対策所に待避する。
 ※3 1, 2号炉含め本体制にて対応するが、1号炉については必要な措置を講じるまでに時間的余裕があるため、2号炉対応を優先する。
 □ は人数を示す
 ■ は交替要員あり

①：意思決定・指揮
 ②：情報収集・計画立案
 ③：復旧対応
 ④：プラント監視対応
 ⑤：対外対応
 ⑥：情報管理
 ⑦：ロジスティック・リソース管理

第3図 緊急時対策本部体制
(プルーム通過時)

第1表 大規模損壊対応に関する教育及び訓練

教育訓練名	目的	内容	対象者	時間・頻度
大規模損壊対応教育 (指揮, 状況判断)	大規模損壊時に通常の指揮命令系統が機能しない場合及び残存する資源等を最大限に活用しなければならない事態を想定した対応の習得	・大型航空機の衝突により中央制御室(運転員を含む。)が喪失した場合の初動対応の指揮, 状況判断 ・残存する資源・設備が限定される場合の対応の優先順位	原子力防災管理者, 副原子力防災管理者	1回/年以上
大規模損壊対応訓練 (中央制御室喪失時の代替措置)	大規模損壊時に中央制御室が喪失した場合に、運転補助要員により実施する現場操作に係る技術の習得	・可搬型計測器による現場でのパラメータ計測及び監視 ・中央制御室損傷時の通信連絡 ・高圧原子炉代替注水系の現場起動操作 ・低圧原子炉代替注水系(可搬型)による発電用原子炉への冷却の系統構成 ・格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器内のスプレイの系統構成	運転補助要員	1回/年以上
大規模損壊対応訓練 (各班の活動, 連携)	大規模損壊発生時に対応する組織とそれを支援する組織の実効性等の確認	・各班の活動 ・各班の連携 ・緊急時対策本部の意思決定 ・緊急時対策本部との連携 ・通常の指揮命令系統が機能しない場合の対応(要員の損耗の考慮)	重大事故等に対処する 要員	1回/年以上

※教育訓練に使用する教育及び訓練の名称, 頻度等は, 今後の検討等により変更となる可能性がある。

第2表 復旧班に対する知識及び技能の流動性

		対応可能とする現場作業				
		給水確保 作業	送水確保 作業	電源確保 作業	燃料確保 作業	アクセスルート 確保作業
給水確保要員	6名	◎	○	○	○	○*
送水確保要員	6名	○	◎	—	—	—
電源確保要員	3名	—	—	◎	○	—
燃料確保要員	4名	—	—	○	◎	—
アクセスルート 確保要員	2名	○	○	○	○	◎

【凡例】◎：主たる業務, ○：その他付与する業務, —：対象外

※ 給水確保要員のうちの少なくとも1名は, がれき撤去作業(重機作業)の力量を有する要員を割り当てる。

第3表 協力会社社員の活動範囲

	消火活動	給水確保 作業	燃料確保 作業	電源確保 作業	アクセスルート 確保作業	放射線管理 作業
自衛消防隊	○	—	—	—	—	—
給水確保要員	○	○	○	○	○	—
燃料確保要員	—	—	○	○	—	—
電源確保要員	—	—	○	○	—	—
アクセスルート 確保要員	—	○	○	○	○	—
放射線管理要員	—	—	—	—	—	○

技術的能力1.0と技術的能力2.1の体制整備に関する
考え方の相違点について（1 / 2）

項目	技術的能力1.0	技術的能力2.1
体制の整備 (要員の配置)	<ul style="list-style-type: none"> 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 実施組織について、必要な役割の分担を行い重大事故等対策が円滑に実施できる体制を整備 緊急時対策本部における指揮命令系統の明確化 	<p>重大事故等に対応するための体制を基本とし、更に以下の事項を考慮することで体制の充実を図る</p> <ul style="list-style-type: none"> 夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において、大規模な自然災害が発生した場合には、要員参集までに時間を要する可能性があるが、発電所構内に常時確保する重大事故等に対処する要員により、事故対応が行えるよう体制を整備 中央制御室（運転員を含む。）が機能しない場合においても、緊急時対策要員にて対応が可能な体制を整備
教育及び訓練	<ul style="list-style-type: none"> 運転員、実施組織、支援組織に対して必要な教育及び訓練を計画的に実施 年1回の実施頻度では力量維持が困難と判断される教育及び訓練については、年2回以上に見直す 要員の各役割に応じて、重大事故等時のプラントの挙動に関する知識の向上を図るとともに、定期的に知識ベースの理解向上に資する教育の実施 悪条件（高線量下、夜間、悪天候（降雨、降雪、強風等）及び照明機能低下等）を想定した要素訓練の実施 	<p>重大事故等対策にて実施する教育及び訓練に以下の事項を加えることで教育及び訓練の充実を図る</p> <ul style="list-style-type: none"> 大規模損壊時に対応する手順及び資機材の取扱い等を習得するための教育及び訓練を実施 緊急時対策要員が流動性を持って対応できるよう教育及び訓練を計画的に実施 原子力防災管理者及び副原子力防災管理者に対し、通常の指揮命令系統が機能しない場合及び残存する資源等を最大限に活用しなければならぬ事態を想定した個別の教育及び訓練の実施 大規模損壊発生時に対応する組織とそれを支援する組織の実効性等を確認するための定期的な総合訓練を継続的に実施
手順	<ul style="list-style-type: none"> 技術的能力1.1～1.19で整備した手順等により、炉心損傷防止、原子炉格納容器破損防止等に対応 	<ul style="list-style-type: none"> 技術的能力1.2～1.14で整備した手順に加え、大規模損壊への対応で整備した手順等により炉心損傷緩和、原子炉格納容器破損緩和等に対応
緊急時対策総本部体制	<ul style="list-style-type: none"> 発電所への本社の支援体制として緊急時対策総本部の設置 	<ul style="list-style-type: none"> 大規模損壊発生時の本社の支援体制は、技術的能力1.0と同様

技術的能力1.0と技術的能力2.1の体制整備に関する
考え方の相違点について（2 / 2）

項目	技術的能力1.0	技術的能力2.1
外部支援	<ul style="list-style-type: none"> ・プラントメーカー及び協力会社等から重大事故等時の現場操作対応等を実施する人員の派遣や事故収束に向けた対策立案等の技術支援や人員の派遣等について、必要な支援が受けられる体制を整備 ・原子力事業所災害対策支援拠点の整備 	<ul style="list-style-type: none"> ・技術的能力1.0での原子力災害発生時における外部支援体制と同様 ・技術的能力1.0と同様に、原災法第十条に基づく通報の判断基準に該当する事象が発生された場合に、原子力事業所災害対策支援拠点を整備
可搬型重大事故等対処設備の保管場所とアクセスルート	<ul style="list-style-type: none"> ・想定される12事象の自然現象及び8事象の人為事象のうち、保管場所とアクセスルートに大きな影響を及ぼす可能性があるものとして地震を考慮 	<ul style="list-style-type: none"> ・保管場所とアクセスルートに大きな影響を及ぼす可能性があるものとして、大規模地震、大規模津波、及び故意による大型航空機の衝突を考慮
資機材の配備	<ul style="list-style-type: none"> ・事象発生後7日間は、外部からの支援がなくても継続した事故対応が維持できるよう必要数量を発電所内に確保 	<ul style="list-style-type: none"> ・配備する資機材については、大規模損壊発生時における活動を考慮しても対応要員数等から技術的能力1.0で整備する数量で対応可能 ・保管場所についても分散していることから技術的能力1.0での整備事項と同様

大規模損壊の発生に備えて配備する資機材について

大規模損壊発生時に想定される以下の a.～d. の環境下等において、緊急時対策要員が事故対応を行うために必要な資機材を第 1 表に示すとおり配備している。

e. の資機材については、緊急時対策所，1，2号炉中央制御室，3号炉中央制御室において、必要数を配備することとしており、詳細を第 2 表に示す。

f. の資機材については、詳細を第 3 表に，g の資機材については，詳細を第 4 表，第 1 図及び第 2 図に示す。

- a. 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。
- b. 地震及び津波のような大規模な自然災害による油タンク火災，又は故意による大型航空機の衝突に伴う大規模な航空機燃料火災の発生に備え，必要な消火活動を実施するために着用する防護具，消火薬剤等の資機材及び大型送水ポンプ車，放水砲等の消火設備を配備する。
- c. 炉心損傷及び原子炉格納容器の破損による高線量の環境下において，事故対応のために着用する全面マスク，高線量対応防護服，個人線量計等の必要な資機材を配備する。
- d. 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。
- e. 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。
- f. 大規模損壊発生時において，指揮者と現場間，発電所外等との連絡に必要な通信連絡設備を確保するため，多様な複数の通信連絡設備を整備する。また，通常の通信連絡設備が使用不能な場合を想定した通信連絡設備として，衛星電話設備，無線通信設備，有線式通信設備及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。
- g. 大規模損壊に特化した手順に使用する資機材を配備する。

第1表 重大事故等及び大規模損壊の発生に備えた資機材リスト

品目	保管場所	規定類
a. 全交流動力電源喪失発生時の環境で対応するために必要な照明機能を有する資機材		
ヘッドライト	1, 2号炉中央制御室, 免震重要棟, 第1チェックポイント, 3号炉中央制御室	緊急時の措置要領
懐中電灯	1, 2号炉中央制御室, 第2チェックポイント, 緊急時対策所, 免震重要棟, 第1チェックポイント, 3号炉中央制御室	
LEDライト (ランタンタイプ)	緊急時対策所, 1, 2号炉中央制御室	
LEDライト (三脚タイプ)	1, 2号炉中央制御室前通路	
LEDライト (フロアタイプ)	第2チェックポイント	
b. 大規模火災時に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		
耐熱服	化学消防自動車積載 2号炉廃棄物処理建物通路 (チェックポイント付近)	火災防護計画
防火服	消防用資機材置場 管理事務所 2号炉廃棄物処理建物通路 (チェックポイント付近及び補助盤室付近)	
セルフエアーセット	化学消防自動車積載 消防用資機材置場 管理事務所 2号炉廃棄物処理建物通路 (チェックポイント付近及び補助盤室付近)	
泡消火薬剤	第1保管エリア, 第4保管エリア	
c. 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, 線量計等の資機材		
第2表に記載。		緊急時の措置要領
d. 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		
第2表に記載。		緊急時の措置要領

第2表 外部支援が受けられないことを想定した事故対応を行うための防護具，線量計及び食料等の資機材（1／11）

(1) 緊急時対策所に保管する放射線管理用資機材及びチェンジングエリア用資機材等

a. 防護具及び除染資材（被ばく管理・除染管理）

品名	配備数※	考え方
汚染防護服	1,155着	110名（1号及び2号炉対応の緊急時対策要員77名＋自衛消防隊15名＋運転員9名＋余裕，以下同様）×7日×1.5倍
靴下	1,155足	110名×7日×1.5倍
帽子	1,155着	110名×7日×1.5倍
綿手袋	1,155双	110名×7日×1.5倍
ゴム手袋	2,310双	110名×7日×1.5倍×2重（内側，外側）
ろ過式呼吸用保護具（以下内訳）	495個	110名×3日（除染による再使用を考慮）×1.5倍
電動ファン付き全面マスク	30個	30名（1号及び2号炉対応の現場復旧班要員24名＋放射線管理班要員4名＋余裕）
全面マスク	465個	495個－30個
チャコールフィルタ（以下内訳）	1,155組	110名×7日×1.5倍
電動ファン付き全面マスク用	210組	30名×7日
全面マスク用	945組	1,155組－210組
被水防護服	578着	110名×7日×1.5倍×50%（年間降水日数を考慮）
作業用長靴	30足	30名（1号及び2号炉対応の現場復旧班要員24名＋放射線管理班要員4名＋余裕）
高線量対応防護服（タングステンベスト）	12着	12名（プルーム通過直後に対応する現場復旧班要員12名）

※予備を含む（今後，訓練等で見直しを行う）

第2表 外部支援が受けられないことを想定した事故対応を行うための防護具、線量計及び食料等の資機材（2/11）

b. 計測器（被ばく管理・汚染管理）

品名	配備数※	考え方
個人線量計 （電子式線量計）	110台	110名（1号及び2号炉対応の緊急時対策要員77名＋自衛消防隊15名＋運転員9名＋余裕）
個人線量計 （ガラスバッジ）	110個	110名（1号及び2号炉対応の緊急時対策要員77名＋自衛消防隊15名＋運転員9名＋余裕）
GM汚染サーベイ・メータ	4台	緊急時対策所内モニタリング用1台＋チェンジングエリア用2台＋予備1台
電離箱サーベイ・メータ	5台	緊急時対策所内モニタリング用1台＋屋外モニタリング用3台＋予備1台
可搬式エリア放射線モニタ	2台	緊急時対策所の居住性（線量率）を確認するための重大事故等対処設備として1台＋予備1台（緊急時対策本部に1台設置する。設置のタイミングは、チェンジングエリア設営判断と同時（「原子力災害対策特別措置法」第十条第一項に該当する事象又は「原子力災害対策特別措置法」第十五条第一項に該当する事象））
ダストサンプラ	2台	室内のモニタリング用1台＋予備1台

※予備を含む（今後、訓練等で見直しを行う）

c. 薬品防護具類（緊急時対策所）

品名	配備数※	考え方
化学防護服	40セット	装備品一式を1セットとして配備する。 40名（1号及び2号炉対応の現場復旧班要員24名＋放射線管理班要員4名＋余裕）
化学防護手袋		
化学防護長靴		
全面マスク		
チャコールフィルタ		

※今後、訓練等で見直しを行う

第2表 外部支援が受けられないことを想定した事故対応を行うための防護具，線量計及び食料等の資機材（3/11）

d. チェンジングエリア用資機材

品名	配備数 ^{※1}	根拠
養生シート	5巻 ^{※2}	チェンジングエリアの設営及び運用に必要な数量
バリア	5個 ^{※3}	
粘着マット	4枚 ^{※4}	
装備回収箱	8個 ^{※5}	
ヘルメット掛け	1式	
ポリ袋	300枚 ^{※6}	
テープ	24巻 ^{※7}	
ウエス	1箱 ^{※8}	
ウェットティッシュ	5個 ^{※9}	
はさみ	1個	
マジック	2本	
簡易テント	1台 ^{※10}	
簡易シャワー	1台	
簡易タンク	1台	
トレイ	1個	
バケツ	2個	
ベルトパーテーション	3本 ^{※11}	
可搬式空気浄化装置	1台	

※1 今後，訓練等で見直しを行う

※2 約130m²（床，壁の養生面積（エリア全面張替え1回分））×2（補修張替え等）
 $\div 90\text{m}^2/\text{巻} \times 1.5\text{倍} \approx 5\text{巻}$ （養生シート損傷，汚染時等）

※3 5個（各エリア間設置箇所数）

※4 2枚（設置箇所数）×2（汚染時の交換用）=4枚

※5 8個（設置箇所数）

※6 8枚（設置箇所）×3枚/日（1日交換回数）×7日×1.5倍=252枚→300枚

※7 約230m（養生エリアの外周距離（エリア全面張替え1回分））×2（補修張替え等）
 $\div 30\text{m}/\text{巻} \times 1.5\text{倍} = 23\text{巻} \rightarrow 24\text{巻}$ （養生シート損傷，汚染時等）

※8 1,200枚/箱（除染等）

※9 120枚/個（除染等）

※10 960mm×960mm×1,600mm（除染エリア設置）

※11 3本（設置箇所数）

第2表 外部支援が受けられないことを想定した事故対応を行うための防護具，線量計及び食料等の資機材（4／11）

e. 飲食料等

品名	配備数※	考え方
食料	2,310 食	110名（1号及び2号炉対応の緊急時対策要員77名＋自衛消防隊15名＋運転員9名＋余裕，以下同様）×7日×3食
飲料水 （1.5リットル）	1,540 本	110名×7日×2本（1.5リットル/本）
簡易トイレ	1 式	プルーム通過中に緊急時対策所から退出する必要がないよう，簡易トイレを配備する。
安定よう素剤	880 錠	110名×8錠（初日2錠＋2日目以降1錠/日×6日）

※予備を含む（今後，訓練等で見直しを行う）

f. その他資機材

品名	配備数	考え方
酸素濃度計	2 台	予備を含む
二酸化炭素濃度計	2 台	予備を含む
一般テレビ （回線，機器）	1 式	報道や気象情報等を入手するため
社内パソコン （回線，機器）	1 式	社内情報共有に必要な資料，書類等を作成するため

第2表 外部支援が受けられないことを想定した事故対応を行うための防護具，線量計及び食料等の資機材（5／11）

(2) 緊急時対策所に配備する原子力災害対策活動で使用する資料

資料名
1. 島根原子力発電所サイト周辺地図 ① 島根原子力発電所周辺地図（1／25,000） ② 島根原子力発電所周辺地図（1／50,000）
2. 島根原子力発電所サイト周辺航空写真パネル
3. 島根原子力発電所周辺環境モニタリング関係データ ① 空間線量モニタリング配置図 ② 環境試料サンプリング位置図 ③ 環境モニタリング測定データ
4. 島根原子力発電所周辺人口関連データ ① 方位別人口分布図 ② 集落の人口分布図 ③ 市町村人口表
5. 島根原子力発電所原子炉設置（変更）許可申請書
6. 島根原子力発電所系統図及び配置図（各ユニット） ① 系統図 ② プラント配置図
7. 島根原子力発電所防災関係規程類 ① 原子炉施設保安規定 ② 原子力事業者防災業務計画 ③ 異常事象発生時の対応要領
8. 島根原子力発電所気象観測データ ① 統計処理データ ② 毎時観測データ
9. 島根原子力発電所主要系統模式図（各ユニット）
10. 島根原子力発電所プラント主要設備概要（各ユニット）
11. プラント関係プロセス及びエリア放射線計測配置図（各ユニット）
12. 原子炉安全保護系ロジック一覧表（各ユニット）
13. 事故時操作要領書

第2表 外部支援が受けられないことを想定した事故対応を行うための防護具，線量計及び食料等の資機材（6／11）

(3) 1, 2号炉中央制御室に保管する放射線管理用資機材及びチェンジングエリア用資機材等

a. 防護具及び除染用資機材（被ばく管理・除染管理）

品名	配備数※	考え方
汚染防護服	210着	10名（運転員9名＋余裕，以下同様） ×2交替×7日×1.5倍
靴下	210足	10名×2交替×7日×1.5倍
帽子	210着	10名×2交替×7日×1.5倍
綿手袋	210双	10名×2交替×7日×1.5倍
ゴム手袋	420双	10名×2交替×7日×1.5倍×2重 （内側，外側）
ろ過式呼吸用保護具 （以下内訳）	90個	10名×2交替×3日（除染による再使用を考慮）×1.5倍
電動ファン付き 全面マスク	10個	10名
全面マスク	80個	90個－10個
チャコールフィルタ （以下内訳）	210組	10名×2交替×7日×1.5倍
電動ファン付き 全面マスク用	70組	10名×7日
全面マスク用	140組	210組－70組
被水防護服	105着	10名×2交替×7日×1.5倍×50% （年間降水日数を考慮）
作業用長靴	10足	10名
セルフエアーセット	4台	初期対応用3台＋予備1台
酸素呼吸器	3台	インターフェイスシステムLOCA等対応 用2台＋予備1台

※予備を含む（今後，訓練等で見直しを行う）

第2表 外部支援が受けられないことを想定した事故対応を行うための防護具、線量計及び食料等の資機材（7/11）

b. 計測器（被ばく管理・汚染管理）

品名	配備数※	考え方
個人線量計 （電子式線量計）	10台	10名（運転員9名＋余裕）
個人線量計 （ガラスバッジ）	10個	10名（運転員9名＋余裕）
GM汚染サーベイ・メータ	3台	中央制御室内外モニタリング用1台 ＋チェンジングエリア用1台＋予備 1台
電離箱サーベイ・メータ	2台	中央制御室内外モニタリング用1台 ＋予備1台
可搬式エリア放射線モニタ	3台	中央制御室内用1台＋チェンジング エリア用1台＋予備1台（設置のタ イミングは、チェンジングエリア設 営判断と同時（「原子力災害特別措 置法」第十条第一項に該当する事象 又は「原子力災害対策特別措置法」 第十五条第一項に該当する事象））
ダストサンプラ	2台	室内のモニタリング用1台＋予備1 台

※予備を含む（今後、訓練等で見直しを行う）

c. 薬品防護具類（1，2号炉中央制御室）

品名	配備数※	考え方
化学防護服	10セット	装備品一式を1セットとして配備す る。 10名（運転員9名＋余裕）
化学防護手袋		
化学防護長靴		
全面マスク		
チャコールフィルタ		

※今後、訓練等で見直しを行う

第2表 外部支援が受けられないことを想定した事故対応を行うための防護具，線量計及び食料等の資機材（8／11）

d. チェンジングエリア用資機材

品名	配備数 ^{※1}	根拠
チェンジングエリア区画資材	1式	チェンジングエリア 設営及び運用に必要な数量
養生シート	2巻 ^{※2}	
バリア	4個 ^{※3}	
粘着マット	4枚 ^{※4}	
装備回収箱	6個 ^{※5}	
ヘルメット掛け	1式	
ポリ袋	200枚 ^{※6}	
テープ	12巻 ^{※7}	
ウエス	1箱 ^{※8}	
ウェットティッシュ	5個 ^{※9}	
はさみ	1個	
マジック	2本	
簡易テント	1台 ^{※10}	
簡易シャワー	1台	
簡易タンク	1台	
トレイ	1個	
バケツ	2個	
可搬式空気浄化装置	1台	
チェンジングエリア用照明	2個	

※1 今後，訓練等で見直しを行う。

※2 約35m²（床，壁の養生面積）×3（エリア全面張替え1回分+補修張替え等）
÷90m²/巻×1.5倍≒2巻（養生シート損傷，汚染時等）

※3 4個（各エリア間設置箇所数）

※4 2枚（設置箇所数）×2（汚染時の交換用）=4枚

※5 6個（設置箇所数）

※6 6枚（設置箇所）×3枚/日（1日交換回数）×7日×1.5倍=189枚→200枚

※7 約80m（養生エリアの外周距離）×3（エリア全面張替え1回分+補修張替え等）
÷30m/巻×1.5倍=12巻（養生シート損傷，汚染時等）

※8 1,200枚/箱（除染等）

※9 120枚/個（除染等）

※10 960mm×960mm×1,600mm（除染エリア設置）

第2表 外部支援が受けられないことを想定した事故対応を行うための防護具，線量計及び食料等の資機材（9／11）

e. 飲食料等

品名	配備数*	考え方
食料	210 食	10 名（運転員 9 名＋余裕，以下同様）× 7 日× 3 食
飲料水（1.5 リットル）	140 本	10 名× 7 日× 2 本
簡易トイレ	1 式	—
安定よう素剤	160 錠	10 名× 8 錠（初日 2 錠＋ 2 日目以降 1 錠/日× 6 日）× 2 交替

※予備を含む（今後，訓練等で見直しを行う）

f. その他資機材

品名	配備数*	考え方
酸素濃度計	3 台	中央制御室 1 台＋中央制御室待避室 1 台＋予備 1 台
二酸化炭素濃度計	3 台	中央制御室 1 台＋中央制御室待避室 1 台＋予備 1 台
LEDライト （三脚タイプ）	3 個	中央制御室主盤エリア 2 個＋予備 1 個
LEDライト （ランタンタイプ）	12 個	中央制御室執務室机 6 個＋中央制御室待避室 2 個＋予備 4 個
ヘッドライト	11 個	運転員分 9 個＋予備 2 個
懐中電灯	11 個	運転員分 9 個＋予備 2 個

※予備を含む（今後，訓練等で見直しを行う）

第2表 外部支援が受けられないことを想定した事故対応を行うための防護具，線量計及び食料等の資機材（10/11）

(4) 3号炉中央制御室に保管する放射線管理用資機材等

a. 防護具及び除染用資機材（被ばく管理・除染管理）

品名	配備数※	考え方
汚染防護服	3着	3名（運転補助要員2名＋余裕，以下同様）
靴下	3足	3名
帽子	3着	3名
綿手袋	3双	3名
ゴム手袋	6双	3名×2重（内側，外側）
全面マスク	3個	3名
チャコールフィルタ	3組	3名
被水防護服	3着	3名
作業用長靴	3足	3名
セルフエアーセット	3台	初期対応用2台＋予備1台
酸素呼吸器	3台	2台＋予備1台

※予備を含む（今後，訓練等で見直しを行う）

第2表 外部支援が受けられないことを想定した事故対応を行うための防護具，線量計及び食料等の資機材（11/11）

b. 計測器（被ばく管理）

品名	配備数※	考え方
個人線量計 （電子式線量計）	3台	3名（運転補助要員2名＋余裕）
個人線量計 （ガラスバッジ）	3個	3名（運転補助要員2名＋余裕）

※予備を含む（今後，訓練等で見直しを行う）

c. 薬品防護具類（3号炉中央制御室）

品名	配備数※	考え方
化学防護服	3セット	装備品一式を1セットとして配備する。 3名（運転補助要員2名＋余裕）
化学防護手袋		
化学防護長靴		
全面マスク		
チャコールフィルタ		

※今後，訓練等で見直しを行う

d. その他資機材

品名	配備数※	考え方
ヘッドライト	3個	運転補助要員分2個＋予備1個
懐中電灯	3個	運転補助要員分2個＋予備1個

※予備を含む（今後，訓練等で見直しを行う）

第3表 通信連絡設備の確保 (1 / 3)

通信種別	主要施設	通信連絡の場所 ^{※1}	台数・保管場所
発電所内	有線式通信設備	有線式通信機 ^{※2} 有線式通信設備用中継コード ^{※2}	10台 ・ 廃棄物処理建物 (中央制御室付近) : 10台 6台 ・ 廃棄物処理建物 (中央制御室付近) : 6台
	所内通信連絡設備 (警報装置を含む。)	ハンドセットステーション	約 190 台 ・ 緊急時対策所 : 2 台 ・ 1, 2 号炉中央制御室 : 14 台 ・ 3 号炉中央制御室 : 10 台 ・ 原子炉建物他 : 約 160 台 ・ 屋外 : 8 台
		スピーカ	約 310 台 ・ 緊急時対策所 : 2 台 ・ 1, 2 号炉中央制御室 : 4 台 ・ 3 号炉中央制御室 : 4 台 ・ 原子炉建物他 : 約 290 台 ・ 屋外 : 8 台
	無線通信設備	無線通信設備 (固定型) ^{※2} 無線通信設備 (携帯型) ^{※2}	7 台 ・ 緊急時対策所 : 5 台 ・ 1, 2 号炉中央制御室 : 2 台 (中央制御室待避室用を含む。) 63 台 ・ 緊急時対策所 : 62 台 ・ 3 号炉中央制御室 : 1 台

※1 現場 (屋内) : 制御室建物, 原子炉建物, タービン建物, 廃棄物処理建物

※2 重大事故等対応設備

第3表 通信連絡設備の確保 (2 / 3)

通信種別	主要施設	通信連絡の場所※1	台数・保管場所	
発電所内	固定電話機	<ul style="list-style-type: none"> 緊急時対策所－中央制御室 中央制御室－現場 (屋内) 	約 220 台 ・緊急時対策所 : 10 台 ・1, 2 号炉中央制御室 : 7 台 ・管理事務所・原子炉建物他 : 約 200 台	
	電力保安通信用 電話設備	<ul style="list-style-type: none"> 緊急時対策所－中央制御室 緊急時対策所－現場 (屋外) 中央制御室－現場 (屋内) 現場 (屋外)－現場 (屋外) 	約 540 台 ・緊急時対策所 : 32 台 ・1, 2 号炉中央制御室 : 10 台 ・発電所員他配備分 : 約 500 台 (運転補助要員分を含む。)	
	F A X	<ul style="list-style-type: none"> 緊急時対策所－中央制御室 	2 台 ・緊急時対策所 : 1 台 ・1, 2 号炉中央制御室 : 1 台	
	衛星電話設備 (固定型) ※2	<ul style="list-style-type: none"> 緊急時対策所－中央制御室 緊急時対策所－現場 (屋外) 緊急時対策所－現場 (屋内) 現場 (屋外)－現場 (屋外) 	7 台 ・緊急時対策所 : 5 台 ・1, 2 号炉中央制御室 : 2 台 (中央制御室待避室用を含む。)	
	衛星電話設備 (携帯型) ※2		27 台 ・緊急時対策所 : 10 台 ・3 号炉中央制御室 : 1 台 ・構外参集拠点 : 15 台 (緑ヶ丘施設, 宮内社宅・寮, 佐太前寮) ・支援拠点 : 1 台	
	安全パラメータ表示 システム (SPDS)	SPDS データ収集サーバ※2	<ul style="list-style-type: none"> 計算機室 	1 式 ・計算機室
		SPDS 伝送サーバ※2	<ul style="list-style-type: none"> 緊急時対策所 	1 式 ・緊急時対策所
		SPDS データ表示装置※2	<ul style="list-style-type: none"> 緊急時対策所 	1 式 ・緊急時対策所

※1 現場 (屋内) : 制御室建物, 原子炉建物, タービン建物, 廃棄物処理建物

※2 重大事故等対処設備

第3表 通信連絡設備の確保 (3 / 3)

通信種別	主要施設		通信連絡の場所※1	台数・保管場所
発電所外	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備	テレビ会議システム (有線系, 衛星系) ※2	・緊急時対策所-発電所外	1式 ・緊急時対策所
		I P - 電話機 (有線系, 衛星系) ※2		6台 ・緊急時対策所: 4台 (有線系), 2台 (衛星系)
		I P - F A X (有線系, 衛星系) ※2		3台 ・緊急時対策所: 2台 (有線系), 1台 (衛星系)
	専用電話設備 (ホットライン)	6台 ・1, 2号炉中央制御室: 2台 ・緊急時対策所: 4台		
	局線加入電話設備	固定電話機		1台 ・緊急時対策所: 1台
	テレビ会議システム (社内向)	F A X		1台 ・緊急時対策所: 1台
	衛星電話設備 (社内向)	テレビ会議システム (社内向)		1式 ・緊急時対策所
	データ伝送設備	衛星社内電話機 衛星テレビ会議システム (社内向) S P D S 伝送サーバ※2		1台 ・緊急時対策所: 1台 1式 ・緊急時対策所 1式 ・緊急時対策所

※1 現場 (屋内): 制御室建物, 原子炉建物, タービン建物, 廃棄物処理建物

※2 重大事故等対策設備

第4表 大規模損壊に特化した手順に使用する資機材

品目	保管場所	保管数 ^{※1}	規定類 ^{※2}
可搬型計測器 (ハンディキャリ ブレータ)	3号炉中央制御室	6	緊急時の措置要領
	緊急時対策所	30 ^{※3}	
計装ケーブル	原子炉建物	3 ^{※4}	
衛星電話用端末	原子炉建物	3	
衛星電話設備用 中継コード	原子炉建物	3 ^{※6}	
有線式通信機 ^{※5}	免震重要棟	6	
有線式通信設備用 中継コード ^{※5}	免震重要棟	15 ^{※7}	

※1 今後、訓練等で見直しを行う。

※2 記載する社内規定類については今後の運用を踏まえた検討により変更となる可能性がある。

※3 重大事故等対策用に配備する可搬型計測器（予備）と兼用。

※4 200m巻（1台当たり）：2台，予備1台（実際の敷設長さ約170m×2（計器2つつ分敷設））。

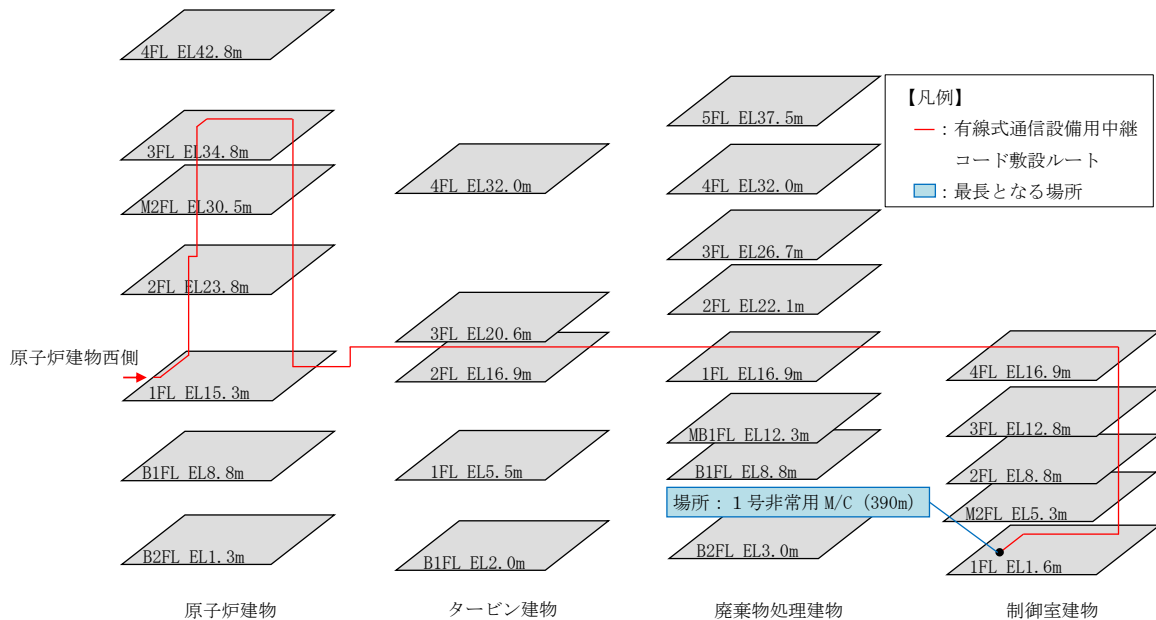
※5 中央制御室の機能喪失時は，緊急時対策所近傍の免震重要棟に保管している有線式通信機（5台，予備1台）及び有線式通信設備用中継コード（200m巻（1台当たり）），14台，予備1台）を使用し，緊急時対策所から現場（屋内）まで有線式通信設備用中継コードを敷設して通信連絡を行う。

※6 200m巻（1台当たり）：2台，予備1台（実際の敷設長さ約320m）。

※7 200m巻（1台当たり）：14台，予備1台（実際の敷設長さ 屋外1140m（6台），屋内最長390m（8台：2台×班数が最大となる原子炉補機代替冷却系による除熱手順の4班））。

(注) 屋外は緊急時対策所から原子炉建物西側の入口までの敷設長が 1,140mであり、これを満足する有線式通信設備用中継コード6台(200m/台)を緊急時対策所近傍の免震重要棟に保管する。

第1図 有線式通信設備用中継コード屋外敷設ルート図



(注1) 屋内は、原子炉建物西側の入口から最長となる制御室建物1階までの390mを、班数が最大となる原子炉補機代替冷却による除熱手順の4班がそれぞれ敷設するとした場合、これを満足する有線式通信設備用中継コード8台(2台×4班, 200m/台)を緊急時対策所近傍の免震重要棟に保管する。

敷設長さは、大規模損壊時を想定し、技術的能力における操作うち、最長距離である制御室建物1階1号炉非常用電気室で行う「号炉間電力融通電気設備による給電」(自主対策設備)に基づき算出した。

(注2) 有線式通信設備用中継コード以外の資機材としては、有線式通信機を保管する。作業班用に4台(各班1台)、緊急時対策所に1台の合計5台を緊急時対策所近傍の免震重要棟に保管する。

(注3) 重大事故等時において、重大事故等対処設備による対応を行う場合は、専用接続端子を使用することにより、水密扉を開放状態にすることなく対応することが可能である。一方、大規模損壊時においては、専用接続端子が機能喪失している可能性があること、及び、自主対策設備による対応を行う場合があることから、有線式通信設備用中継コードの敷設ルート上の水密扉は、漏えい検知器や周囲の溢水の状況等により水密扉の開放可否を判断し、開放が可能と判断した場合には、水密扉を開放して有線式通信設備用中継コードを敷設する。なお、水密扉の開放が困難であると判断した場合には、他ルートの使用又は他の個別戦略による対応を検討する。

第2図 有線式通信設備用中継コード屋内敷設ルート図

(「号炉間電力融通電気設備による給電」(自主対策設備)による例)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

設計基準対象施設に係る要求事項に対する大規模損壊での対応状況

外部からの衝撃による損傷の防止	
実用発電用原子炉及びその附属施設的位置、構造及び設備の基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則
<p>第六条 安全施設（兼用キヤスクを除く。）は、想定される自然現象（地震及び津波を除く。次項において同じ。）が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならぬ。</p> <p>2 重要安全施設は、当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生ずる応力を適切に考慮したものでなければならぬ。</p>	<p>第七条 設計基準対象施設（兼用キヤスクを除く。）が想定される自然現象（地震及び津波を除く。）によりその安全性を損なうおそれがある場合は、防護措置、基礎地盤の改良その他の適切な措置を講じなければならない。</p>
<p>「外部からの衝撃による損傷の防止」の大規模損壊での対応状況</p> <p>添付資料2.1.1 第2表参照。</p>	

外部からの衝撃による損傷の防止

3 安全施設（兼用キヤスクを除く。）は、工場等内又はその周辺において想定される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。以下「人為による事象」という。）に対して安全機能を損なわないものでなければならぬ。

2 周辺監視区域に隣接する地域に事業所、鉄道、道路その他の外部からの衝撃が発生するおそれがある要因がある場合には、事業所における火災又は爆発事故、危険物を搭載した車両、船舶又は航空機の事故その他の敷地及び敷地周辺の状況から想定される事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。以下「人為による事象」という。）により発電用原子炉施設（兼用キヤスクを除く。）の安全性が損なわれないよう、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。

3 航空機の墜落により発電用原子炉施設（兼用キヤスクを除く。）の安全性を損なうおそれがある場合は、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。

「外部からの衝撃による損傷の防止」の大規模損壊での対応状況

本文2.1.2.1(2)参照。

火災による損傷の防止	
実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則
<p>第八条 設計基準対象施設は、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の発生を防止すること。かつ、早期に火災発生を感知する設備（以下「火災感知設備」という。）及び消火を行う設備（以下「消火設備」といい、安全施設に属するものに限る。）並びに火災の影響を軽減する機能を有するものでなければならぬ。</p>	<p>第十一条 設計基準対象施設が火災によりその安全性が損なわれないよう、次に掲げる措置を講じなければならない。</p> <p>一 火災の発生を防止するため、次の措置を講ずること。</p> <p>イ 発火性又は引火性の物質を内包する系統の漏えい防止その他の措置を講ずること。</p> <p>ロ 安全施設（設置許可基準規則第二条第二項第八号に規定する安全施設をいう。以下同じ。）には、不燃性材料又は難燃性材料を使用すること。ただし、次に掲げる場合は、この限りでない。</p> <p>（１）安全施設に使用する材料が、不燃性材料又は難燃性材料と同等以上の性能を有するもの（以下「代替材料」という。）である場合</p> <p>（２）安全施設の機能を確保するために必要な代替材料の使用が技術上困難な場合であつて、安全施設における火災に起因して他の安全施設において火災が発生することを防止するための措置が講じられている場合</p> <p>ハ 避雷設備その他の自然現象による火災発生を防止するための設備を施設すること。</p>

火災による損傷の防止

- ニ 水素の供給設備その他の水素が内部に存在する可能性がある設備にあっては、水素の燃焼が起きた場合においても発電用原子炉施設の安全性を損なわないよう施設すること。
- ホ 放射線分解により発生し、蓄積した水素の急速な燃焼によって、発電用原子炉施設の安全性を損なうおそれがある場合には、水素の蓄積を防止する措置を講ずること。
- 二 火災の感知及び消火のため、次に掲げるところにより、早期に火災発生を感知する設備（以下「火災感知設備」という。）及び早期に消火を行う設備（以下「消火設備」という。）を施設すること。
 - イ 火災と同時に発生すると想定される自然現象により、その機能が損なわれることがないこと。
 - ロ 消火設備にあっては、その損壊、誤作動又は誤操作が起きた場合においても発電用原子炉施設の安全性が損なわれることがないこと。
- 三 火災の影響を軽減するため、耐火性能を有する壁の設置その他の延焼を防止するための措置その他の発電用原子炉施設の火災により発電用原子炉を停止する機能が損なわれることがないようにするための措置を講ずること。

火災による損傷の防止

第四十一条 重大事故等対処施設は、火災により重大事故等に対処するために必要な機能を損なうおそれがないよう、火災の発生を防止することができ、かつ、火災感知設備及び消火設備を有するものでなければならぬ。

第五十二条 重大事故等対処施設が火災によりその重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれないよう、次に掲げる措置を講じなければならない。

- 一 火災の発生を防止するため、次の措置を講ずること。
- イ 発火性又は引火性の物質の物質を内包する系統の漏えい防止その他の措置を講ずること。
- ロ 重大事故等対処施設には、不燃性材料又は難燃性材料を使用すること。ただし、次に掲げる場合は、この限りでない。
 - (1) 重大事故等対処施設に使用する材料が、代替材料である場合
 - (2) 重大事故等対処施設の機能を確保するために必要な代替材料の使用が技術上困難な場合であつて、重大事故等対処施設における火災に起因して他の重大事故等対処施設において火災が発生することを防止するための措置が講じられている場合
- ハ 避雷設備その他の自然現象による火災発生を防止するための設備を施設すること。
- ニ 水素の供給設備その他の水素が内部に存在する可能性がある設備にあつては、水素の燃焼が起きた場合においても重大事故等対処施設の重大事故等に対処するために必要な機能を損なわないよう施設すること。

火災による損傷の防止	
	<p>ホ 放射線分解により発生し、蓄積した水素の急速な燃焼によって、重大事故等対処施設の重大事故等に対処するために必要な機能を損なうおそれがある場合には、水素の蓄積を防止する措置を講ずること。</p> <p>ニ 火災の感知及び消火のため、火災と同時に発生すると想定される自然現象により、火災感知設備及び消火設備の機能が損なわれることがないように施設すること。</p>
<p>火災による損傷防止のうち「影響の低減」の大規模損壊での対応状況</p> <p>本文2.1.2.1(3)b.(a) i 参照。</p>	

<p style="text-align: center;">溢水による損傷の防止等</p>	
<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>
<p>第九条 安全施設は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわなければならない。</p>	<p>第十二条 設計基準対象施設が発電用原子炉施設内における溢水の発生によりその安全性を損なうおそれがある場合は、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。</p>
<p>「溢水による損傷の防止等」（内部溢水）の大規模損壊での対応状況</p>	
<p>津波のシナリオにおいて、原子炉建物内が浸水するシナリオを想定していることから、津波のシナリオに代表できる。</p>	
<p>2 設計基準対象施設は、発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その他の設備から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしないものでなければならない。</p>	<p>2 設計基準対象施設が発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その他の設備から放射性物質を含む液体があふれ出るおそれがある場合は、当該液体が管理区域外へ漏えいすることを防止するために必要な措置を講じなければならない。</p>
<p>設計基準対象施設の要求であり、大規模損壊では対象外である。</p>	

安全施設	設計基準対象施設
<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則</p> <p>第十二条</p> <p>5 安全施設は、蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により、安全性を損なわないものでなければならぬ。</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p> <p>第十五条</p> <p>4 設計基準対象施設に属する設備であつて、蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により損傷を受け、発電用原子炉施設の安全性を損なうことが想定されるものには、防護施設の設置その他の損傷防止措置を講じなければならぬ。</p>
<p>「安全施設及び設計基準対象施設の機能」（内部飛来物）の大規模損壊での対応状況</p> <p>飛来物衝突影響については、大型航空機の衝突のシナリオに代表できる。</p>	

大規模損壊発生時における放射線防護に係る対応について

大規模損壊発生時、作業者は、個人線量計を装着し、緊急作業従事者は緊急作業に係る線量限度（100mSv 又は 250mSv）※、緊急作業従事者でない者は通常の線量限度（50mSv/年，100mSv/5年）を超えないように確認を行う。また、放射性物質の放出後、放射性物質濃度の高い場所で作業を行う場合は、全面マスク等の放射線防護具類を装着する。

※ 原子力災害対策特別措置法第十条事象の一部及び第十五条事象に該当する事象が発生する前は100mSv、発生した後は250mSvが、緊急作業従事者全員に適用される。

なお、プラントの状況把握が困難な大規模損壊初動対応においては、緊急時対策本部が、プラント状況（炉心損傷の可能性、原子炉格納容器の破損、燃料プールからの漏えいの有無等）を考慮し、大気に放出された放射性物質が大規模損壊対応に影響を与える可能性がある場合、放射線防護具類の着用を指示する。

以下に、大規模損壊対応及び消火活動対応に必要な装備品について整理する。

1. 大規模損壊対応時に着用する装備品について

第1表 プラント対応時の装備品

名称		着用基準	
		炉心損傷の徴候等あり	炉心損傷の徴候等なし
個人 線量計	ガラスバッジ	現場作業を行っていない間も含めて必ず着用	同左
	電子式線量計	必ず着用	同左
綿手袋，ゴム手袋		必ず着用	管理区域内で身体汚染のおそれがある場合に着用
汚染防護服		必ず着用	管理区域内で身体汚染のおそれがある場合に着用
被水防護服，作業用長靴		湿潤作業を行う場合に着用	管理区域内で身体汚染のおそれがある湿潤作業を行う場合に着用
高線量対応防護服 (タンゲステンベスト)		移動を伴わない高線量下での作業を行う場合に着用	同左
全面マスク等 (全面マスク又は電動ファン付き全面マスク)		必ず着用	管理区域内で内部被ばくのおそれがある場合に着用
セルフエアーセット		酸欠等のおそれがある場合に着用	同左
酸素呼吸器		高湿度環境下での作業，酸欠等のおそれがある場合に着用	同左

第2表 火災対応時の装備品

名称		着用基準	
		炉心損傷の徴候等あり	炉心損傷の徴候等なし
個人 線量計	ガラスバッジ	現場作業を行っていない間も含めて着用	同左
	電子式線量計	必ず着用	同左
全面マスク等 (全面マスク又は電動ファン付き全面マスク)		着用(セルフエアーセット着用時除く。)	管理区域内で内部被ばくのおそれがある場合に着用
セルフエアーセット		内部被ばく, 酸欠等のおそれがある場合に着用	同左
防火服		火災近くでの作業を行う場合着用	同左

第3表 緊急作業に係る線量限度

	緊急作業に係る線量限度
実効線量	100mSv 又は 250mSv (緊急作業従事者に選定された者)

(女子については、妊娠する可能性がないと診断された者に限る。)

2. 放射線防護具等の携行について

大規模損壊対応において、作業者は、各箇所へ配備されている装備品一式を携行し、緊急時対策本部の指示により必要な放射線防護具類の着用を行う。

なお、個人線量計については、被ばく管理のため必ず着用し、各対応を行う。

(1) 配備箇所

- ・ 1, 2号炉中央制御室
- ・ 3号炉中央制御室
- ・ 緊急時対策所

(2) 携行品一式

- ・ 放射線防護具：全面マスク, チャコールフィルタ, 汚染防護服, 綿手袋, 帽子, 靴下, ゴム手袋, その他資機材

3. 火災対応時の装備品について

大規模損壊時の消火活動の装備品については、管理事務所, 又は2号炉廃棄物処理建物通路(チェックポイント付近)等に配備している防火服, セルフエアーセット等の必要な装備品を着用し消火対応を行う。

(1) 装備品

- ・ 個人線量計
- ・ 全面マスク等又はセルフエアーセット
- ・ 防火服

4. 大規模損壊対応時の留意事項

作業者は、個人線量計を着用するとともに、適時、線量を確認し、自身の被ばく状況を把握する。

作業者は、被ばく管理のため、消火活動時の滞在箇所、滞在時間、被ばく線量等の情報を確認・記録する。

予期せぬ放射線量の上昇が確認された場合は、その場を一時的に離れ、緊急時対策本部の指示により対応する。