

重大事故等発生時に原子炉格納容器の設計圧力及び温度に近い状態が継続する場合等に備えて、機能喪失した設備の保守を実施するための放射線量低減及び放射性物質を含んだ汚染水が発生した際の汚染水の処理等の事態収束活動を円滑に実施するため、平時から必要な協力活動体制を継続して構築する。

(6) 大規模損壊発生時の体制

大規模損壊発生時の体制については、「5.2.1.2(2) 大規模損壊発生時の体制」にしたがって実施することとしている。5.2.1.2(2)を以下に再掲する。

a. 原子炉施設において重大事故等及び大規模損壊（大規模な火災の発生含む。）のような原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合に、事故原因の除去並びに原子力災害の拡大防止及び緩和その他の必要な活動を迅速かつ円滑に実施するため、所長（原子力防災管理者）は、通常原子力防災組織の体制を基本とする原子力防災組織を設置し、発電所に緊急時対策本部の体制（警戒体制、原子力防災体制）を整える。

(a) 所長（原子力防災管理者）は、重大事故等及び大規模損壊の対策を実施する実施組織、その支援組織の役割分担並びに責任者、指揮命令系統及び通報連絡を行う組織等を手順書等に定め、効果的な重大事故等及び大規模損壊の対策を実施し得る体制を整備する。

(b) 3号炉及び4号炉同時被災時は、号炉ごとに情報収集や事故対策の検討等を行い、情報の混乱や指揮命令が遅れることのないよう原子力防災体制を整備する。

b. 所長（原子力防災管理者）は、発電所対策本部の本部長として原子力防災組織の統括管理を行い、責任を持って、原子力防災の活動指針の決定を行う。

(a) 本部長の下に副本部長を設置し、副本部長は本部長を補佐する。

(b) 本部長不在時は、あらかじめ定められた順位にしたがい、副

本部長あるいは本部付の副原子力防災管理者が本部長の代行者となる。

(c) 3号炉及び4号炉同時被災時は、副本部長あるいは本部付の副原子力防災管理者の中から、本部長がユニット指揮者を指名し、当該号炉に特化して情報収集や事故対策の検討等を行うことにより、情報の混乱や指揮命令が遅れることのないようにする。

c. 発電所対策本部は、本店対策本部との連絡、情報の収集、状況把握等を行う情報班、事故状況評価、放射能影響範囲の推定を行う安全管理班、放射線、放射能の状況把握等を行う放射線管理班、事故状況把握、拡大防止措置を行う発電班等、8つの班で構成し、各班にはそれぞれ責任者である班長（管理職）を配置する。

(a) 3号炉及び4号炉同時被災時には、各班の班長と副班長を号炉ごとに配置し、任務の対応が遅れることがないようにする。

(b) 各班の班員構成は、通常運転中の発電所体制下での運転や部品交換等の日常保守点検活動等の実務経験が、災害対策本部での事故対応や復旧活動等に活かせるよう、専門性及び経験を考慮したものとする。

d. 重大事故等及び大規模損壊のような原子力災害が発生した場合にも、速やかに対応を行うため、3号炉及び4号炉の原子炉容器に燃料が装荷されている場合における時間外、休日（夜間）においても発電所内に消火活動要員7名を含む重大事故等対策要員58名（3号炉及び4号炉のうち1つの原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は51名、3号炉及び4号炉の原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は44名）を確保し、大規模損壊の発生により中央制御室（運転員（当直員）を含む。）が機能しない場合においても、対応できるよう体制を整備する。

なお、上記とは別に1号炉及び2号炉の対応を行う1号炉及び2号炉の運転員4名を確保する。

ただし、緊急時対策所建屋内に緊急時対策所を設置するまでは、

重大事故等及び大規模損壊のような原子力災害が発生した場合にも、速やかに対応を行うため、3号炉及び4号炉の原子炉容器に燃料が装荷されている場合における時間外、休日（夜間）においても発電所内に消火活動要員7名を含む重大事故等対策要員60名（3号炉及び4号炉のうち1つの原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は53名、3号炉及び4号炉の原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は46名）を確保し、大規模損壊の発生により中央制御室（運転員（当直員）を含む。）が機能しない場合においても、対応できるよう体制を整備する。

なお、上記とは別に1号炉及び2号炉の対応を行う1号炉及び2号炉の運転員4名を確保する。

さらに、発電所構内に常時確保する対応要員により当面の間は事故対応を行えるよう体制を整える。

e. 大規模損壊発生時において、重大事故等対策要員として非常召集が期待される社員寮、社宅等の要員の非常召集ルートは複数ルートを確認し、その中から適応可能なルートを選択し発電所へ非常召集する。

なお、発電所周辺（社員寮、社宅等）から非常召集される召集要員は、集合場所に集合し、発電所の状況等の確認を行い、発電所への移動を開始する。

f. 時間外、休日（夜間）において、大規模な自然災害が発生した場合には、上記のアクセスルートにより社員寮、社宅等からの召集要員に期待できると想定されるが、万一召集までに時間を要する場合であっても、発電所構内に常時確保する対応要員により当面の間は事故対応を行えるよう体制を整える。

(7) 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については、「5.2.1.2(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

ての基本的な考え方」にしたがって実施することとしている。

5.2.1.2(3)を以下に再掲する。

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、対応要員を確保するとともに指揮命令系統を確立できるよう、大規模損壊時に対応するための体制を基本的な考え方に基づき整備する。

- a. 大規模損壊への対応要員を常時確保するため、時間外、休日（夜間）における副原子力防災管理者を含む常駐者は、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実施する。なお、建物の損壊等により対応要員が被災するような状況においても、構内に勤務している他の要員を重大事故等対策要員の役務に割り当てる等の措置を講じる。
- 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. 大規模損壊等により炉心が損傷した場合において、原子炉格納容器の除熱機能が喪失し、復旧の見込みがなく、さらに原子炉格納容器圧力が限界圧力付近まで上昇している場合又は原子炉格納容器の破損の有無を判断基準として、最低限必要な要員以外のその他の要員をPR館等で屋内待機させるか発電所外へ一時避難させるかを判断する。

プルーム放出時、最低限必要な要員は緊急時対策所にとどまり、プルーム通過後、活動を再開する。その他の要員は発電所外へ一時避難し、その後、交代要員として発電所へ再度非常召集する。
- 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、発電所対策本部の火災対応の指揮命令系統の下、消火活動要員は消火活

動を実施する。また、発電所対策本部長が、事故対応を実施及び継続するために、放水砲等による泡消火の実施が必要と判断した場合は、重大事故等対策要員を火災対応の指揮命令系統の下で消火活動に従事させる。

なお、発電所対策本部の体制が整った後は、発電所対策本部長の判断により、自衛消防組織を設置し、自衛消防隊による消火活動を実施する。

(8) 本店対策本部体制の確立

本店対策本部体制の確立については、「5.2.1.2(5)a. 本店対策本部体制の確立」にしたがって実施することとしている。5.2.1.2(5)a. を以下に再掲する。

- a. 原子炉施設において大規模損壊が発生した場合の本店からの支援を実施するため、社長を本店の本部長とする本店対策本部が速やかに確立できるよう体制を整備する。
- b. 社長（本店対策本部長）は、原子力事業所災害対策支援拠点の設置が必要と判断した場合、あらかじめ選定しておいた施設の候補の中から放射性物質の影響等を勘案した上で適切な拠点を選定し、本店対策本部要員及びその他必要な要員を派遣するとともに、原子力事業所災害対策支援拠点に必要な資機材等の輸送を、陸路を原則として実施する。

社長は、原子力緊急事態宣言が発出された場合、又はそのおそれがある場合は、原則として、中之島から若狭へ移動し、原子力災害の指揮を執ることとしている。

- c. 原子力災害と非常災害（一般災害）の複合災害発生時においては、状況に応じて両者を統合した原子力緊急時対策・非常災害対策統合本部（以下「統合本部」という。）を設置する。

統合本部を設置した場合は、統合本部の本部長は本店対策本部長とする。本部長は必要に応じて原子力災害を除く災害対応の指揮を本部長が指名する者に代行させる。

(9) 支援に係る事項

支援に係る事項については、「5.1.3 支援に係る事項」にしたがって実施することとしている。5.1.3 を以下に再掲する。

重大事故等に対して事故収束対応を実施するため、発電所内であらかじめ用意された重大事故等対処設備、予備品及び燃料等の手段により、重大事故等対策を実施し、事故発生後 7 日間は継続して事故収束対応を維持できるようにする。重大事故等の対応に必要な水源については、淡水源に加え最終的に海水に切り替えることにより水源が枯渇することがないようにする。

また、プラントメーカー、建設会社、協力会社及びその他の関係機関とは平時から必要な連絡体制を整備する等、協力関係を構築するとともにあらかじめ重大事故等発生時に備え協議、合意の上、外部からの支援計画を定め、要員の支援及び燃料の供給等の契約を締結する。事故発生後、当社原子力防災組織が発足し協力体制が整い次第、プラントメーカー及び建設会社からは設備の設計根拠、機器の詳細な情報、事故収束手段及び復旧対策等の提供、協力会社からは、事象進展予測及び放射線影響予測等の評価結果の情報提供、並びに事故収束及び復旧対策活動に必要な要員の支援、燃料供給会社からは燃料の供給を受けられるように支援計画を定める。

資機材の輸送に関しては、専用の輸送車両を常備し、運送会社及びヘリコプター運航会社と契約を締結し、迅速な物資輸送を可能とするとともに中長期的な物資輸送にも対応できるように支援計画を定める。

原子力災害における原子力事業者間協力協定に基づき他の原子力事業者からは、要員の派遣、資機材の貸与、環境放射線モニタリングの支援を受けられるほか、原子力緊急事態支援組織からは、被ばく低減のための遠隔操作可能なロボット等の資機材、資機材操作の支援及び提供資機材を活用した事故収束活動に係る助言を受けることができるように支援計画を定める。

さらに、発電所外に保有している重大事故等対処設備と同種の設備（電源車、ポンプ等）、予備品及び燃料等について支援を受ける

ことによって、発電所内に配備している重大事故等対処設備に不具合があった場合の代替手段及び燃料の確保を行い、継続的な重大事故等対策を実施できるように事故発生後 6 日間までに支援を受けられる体制を整備する。

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

(10) 外部支援体制の確立

外部支援体制の確立については、「5.2.1.2(5)b. 外部支援体制の確立」にしたがって実施することとしている。5.2.1.2(5)b.を以下に再掲する。

- a. 他の原子力事業者及び原子力緊急事態支援組織へ必要に応じて応援要請し、技術的な支援が受けられる体制を整備する。

協力会社より現場作業や資機材輸送等に係る要員の派遣を要請できる体制、プラントメーカー及び建設会社による技術的支援を受けられる体制を整備しており、事象発生後、当社原子力防災組織の発足時点から支援を受けることとする。さらに、燃料供給会社と優先供給に係る覚書を締結し、事故収束対応に必要な燃料を調達できる体制の整備を考慮しており、当該事象発生から速やかに必要な作業支援が受けられるよう体制を整える。

(11) 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

大規模損壊に備えた資機材の配備に関する基本的な考え方については、「5.2.1.3(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」にしたがって実施することとしている。5.2.1.3(2)を以下に再掲する。

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

炉周辺建屋及び制御建屋から 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. 地震及び津波の大規模な自然災害による変圧器火災、又は故意による大型航空機の衝突に対して大規模な航空機燃料火災の発生時において、必要な消火活動を実施するために着用する防護具、消火剤等の資機材及び消火設備を配備する。
- c. 炉心損傷及び原子炉格納容器破損による高線量の環境下において事故対応するために着用するマスク、高線量対応防護服及び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. 大規模損壊の発生時において、指揮者と現場間、発電所外等との連絡に必要な通信手段を確保するため、多様な通信手段を複数整備する。

また、通常の通信手段が使用不能な場合を想定した通信手段として、携行型通話装置、トランシーバー、衛星電話（携帯）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とともに、消火活動専用の通信設備としてトランシーバー、衛星電話（携帯）を配備する。

第 5.1.1 表 重大事故等対策における手順書の概要(1/19)

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	
方針目的	<p>運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉（以下「原子炉」という。）を停止させるための設計基準事故対処設備が機能喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、手動による原子炉緊急停止、原子炉出力抑制（自動）、原子炉出力抑制（手動）により原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）の健全性を維持する手順等を整備する。また、原子炉の出力抑制を図った後にほう酸水注入により原子炉を未臨界に移行する手順等を整備する。</p>
対応手順等	<p>原子炉緊急停止</p> <p>運転時の異常な過渡変化時において原子炉の運転を緊急停止することができない事象（以下「A T W S」という。）が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合、中央制御室から手動にて原子炉トリップスイッチ（中央盤手動操作）により、原子炉を緊急停止する。</p>
	<p>原子炉出力抑制（自動）</p> <p>A T W S が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合、A T W S 緩和設備の自動作動による主蒸気隔離弁の閉により、1次冷却材温度が上昇し減速材温度係数の負の反応度帰還効果により、原子炉出力が低下していることを確認する。また、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の動作により1次冷却材圧力が所定の圧力以上に上昇していないこと、格納容器内の圧力及び温度の上昇がないこと、又は格納容器内の圧力及び温度の上昇がわずかであること、並びに補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の動作により1次冷却材温度が所定の温度以上に上昇していないことにより、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器の健全性が維持されていることを確認する。</p>
	<p>原子炉出力抑制（手動）</p> <p>A T W S 緩和設備が自動作動しない場合で、かつ中央制御室から原子炉トリップスイッチ（中央盤手動操作）による原子炉緊急停止ができない場合、中央制御室からの手動操作によりタービン手動トリップ操作、主蒸気隔離弁の閉操作及び補助給水ポンプの起動を行うことで、1次冷却材温度が上昇していることを確認するとともに減速材温度係数の負の反応度帰還効果により、原子炉出力が低下していることを確認する。また、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の動作により1次冷却材圧力が所定の圧力以上に上昇していないことを確認するとともに、格納容器内の圧力及び温度の上昇がないこと、又は格納容器内の圧力及び温度の上昇がわずかであること、並びに補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の動作により1次冷却材温度が所定の温度以上に上昇していないことにより、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器の健全性が維持されていることを確認する。</p>

対応手順等	機能喪失時 フロントライン系	<p>ほう酸水注入</p> <p>A T W S が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合、原子炉の出力抑制を図った後、原子炉を未臨界状態とするために化学体積制御設備のほう酸ポンプ、緊急ほう酸注入ライン補給弁及び充てんポンプによりほう酸タンク水を原子炉へ注入するとともに、希釈による反応度添加の可能性を除去するためにほう酸希釈ラインを隔離する。</p> <p>ほう酸ポンプの故障等により緊急ほう酸注入ラインが使用できない場合は、代替手段として充てんポンプの入口ラインを体積制御タンクから燃料取替用水ピットに切り替え、燃料取替用水ピットのほう酸水を原子炉へ注入し原子炉を未臨界状態へ移行させる。充てんポンプの故障等により充てんラインが使用できない場合は、1次冷却材圧力が高圧注入ポンプ注入圧力未満であれば、高圧注入ポンプを使用して燃料取替用水ピットのほう酸水を原子炉へ注入する。</p> <p>ほう酸水注入は燃料取替ほう素濃度になるまで継続する。なお、ほう酸水注入を行っている間に制御棒の全挿入に成功した場合は、プラントを高温停止に維持し、引き続き低温停止に移行させるために必要となるほう素濃度を目標にほう酸水注入を継続する。</p>
配慮すべき事項	優先順位	<p>A T W S が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合（A T W S 緩和設備の作動状況確認を含む。）は、中央制御室から速やかな操作が可能である原子炉トリップスイッチ（中央盤手動操作）により手動にて原子炉の緊急停止操作を行う。蒸気発生器水位低信号によりA T W S 緩和設備が作動した場合においても、中央制御室から原子炉トリップスイッチ（中央盤手動操作）により手動にて原子炉の緊急停止を行い、その後、A T W S 緩和設備の作動状況の確認を行う。</p> <p>中央制御室から原子炉トリップスイッチにより原子炉が緊急停止できない場合で、かつA T W S 緩和設備が作動しない場合は、手動による原子炉出力抑制を行う。</p> <p>原子炉トリップに失敗し、原子炉の出力抑制を図った後は、原子炉を未臨界状態とするために化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備によりほう酸水注入を行う。</p>

第 5.1.1 表 重大事故等対策における手順書の概要(2/19)

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

対応手順等	サポート系機能喪失時	補助給水ポンプの機能回復	<p>常設直流電源系統喪失時、タービン動補助給水ポンプの起動ができない場合において、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水が必要な場合、現場で専用工具（油供給用）を用いてタービン動補助給水ポンプ軸受へ給油し、タービン動補助給水ポンプ起動弁を開操作及び専用工具（蒸気加減弁操作用）を用いて、タービン動補助給水ポンプ蒸気加減弁を押し上げることにより、タービン動補助給水ポンプを起動し、復水ピット水を蒸気発生器へ注水する。</p> <p>空冷式非常用発電装置により非常用母線が回復し、タービン動補助給水ポンプの起動ができない場合、電動補助給水ポンプを起動し、復水ピット水を蒸気発生器へ注水する。</p> <p>なお、空冷式非常用発電装置の燃料消費量削減の観点から、タービン動補助給水ポンプを使用できる間は、電動補助給水ポンプは起動せず後備の設備として待機させる。</p> <p>補助給水ポンプは、復水ピットからNo. 3淡水タンクへの切替え又は復水ピットへの補給により水源を確保し、再循環運転、余熱除去系又は使用可能であれば多様性拡張設備であるポンプ車を用いた蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードによる原子炉の冷却が可能となるまでの期間、運転を継続する。</p>
		主蒸気逃がし弁の機能回復	<p>主蒸気逃がし弁の駆動源が喪失した場合は、蒸気発生器への注水を確認し現場で手動により主蒸気逃がし弁を開操作し、蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。</p>

対応手順等	監視及び制御		<p>原子炉を冷却するために1次冷却系及び2次冷却系の保有水を加圧器水位計、蒸気発生器水位計により監視する。また、これらの計測機器が機能喪失又は計測範囲（把握能力）を超えた場合、当該パラメータの値を推定する。</p> <p>蒸気発生器2次側による炉心冷却のために起動した補助給水ポンプの動作状況を蒸気発生器補助給水流量計、復水ピット水位計、蒸気発生器水位計により確認する。</p> <p>燃料取替用水ピット水等を恒設代替低圧注水ポンプ等により原子炉へ注水する場合は、流量を調整し加圧器水位を制御する。</p> <p>蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う場合は、補助給水流量を調整し、蒸気発生器水位を制御する。</p>	
配慮すべき事項			優先順位	<p>フロントライン系</p> <p>蒸気発生器2次側による炉心冷却による原子炉の冷却を優先し、蒸気発生器の除熱機能が喪失した場合は、1次冷却系のフィードアンドブリードを行う。</p>
			優先順位	<p>サポート系</p> <p>補助給水の機能が回復すれば、蒸気発生器への注水を確認し主蒸気逃がし弁を現場にて手動により開操作する。補助給水の機能が回復していない場合に、主蒸気逃がし弁の開操作により蒸気放出を実施すると蒸気発生器の保有水の減少が早まるため、補助給水ポンプの起動操作による蒸気発生器への注水を優先して実施する。</p>
			復旧に係る手順等	<p>全交流動力電源が喪失した場合は、十分な期間の運転を継続するために電動補助給水ポンプが健全であれば空冷式非常用発電装置等による非常用母線への給電を確認し起動する。</p> <p>電動補助給水ポンプ起動後は、長期的な冷却に際し、十分な水源を確保する。給電の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p>

配慮すべき事項	主蒸気逃がし弁 操作時の留意事項	<p>主蒸気逃がし弁による蒸気放出を行う場合、蒸気発生器伝熱管の破損がないことを確認後実施する。</p> <p>蒸気発生器伝熱管破損は放射線モニタ等で確認するが、全交流動力電源が喪失した場合は、放射線モニタが使用できないため、蒸気発生器水位及び主蒸気圧力により、蒸気発生器伝熱管の破損がないことを確認する。</p> <p>蒸気発生器伝熱管破損の兆候が見られた場合に、当該蒸気発生器に接続された主蒸気逃がし弁の操作は行わない。</p>
	主蒸気逃がし弁 操作時の環境条件	<p>蒸気発生器伝熱管破損又は主蒸気、主給水配管破断等により現場の環境が悪化した場合において、現場での主蒸気逃がし弁操作を行う必要がある場合、初動対応としては現場にて確実に主蒸気逃がし弁を開操作し、以降は運転員等の負担軽減を図るとともに現場の環境が悪化した場合でも対応が可能となるため、使用可能であれば多様性拡張設備である窒素ポンベ（主蒸気逃がし弁作動用）により駆動源を確保し中央制御室からの遠隔操作を行う。なお、状況に応じて放射線防護具を着用し、線量計を携帯する。</p>
	全交流動力電源喪失 及び補助給水失敗時 の留意事項	<p>全交流動力電源が喪失し、補助給水による蒸気発生器への注水機能が回復しない場合、高圧熔融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損を防止するため加圧器逃がし弁の開操作準備を行う。加圧器逃がし弁の開操作準備の手順は「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」にて整備する。</p>
	タービン駆動蒸気補助給水の確保	<p>全交流動力電源喪失時において1次冷却系の減温、減圧を行う場合、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気確保のため主蒸気逃がし弁及びタービン動補助給水流量調節弁前弁の開度を調整し、1次冷却材圧力が1次冷却材ポンプ封水戻りライン逃がし弁吹き止まり圧力まで低下すれば、その状態を保持する。</p>

配慮すべき事項	ア 1次冷却系のフィードアンドブリードの判断基準について	<p>蒸気発生器水位計（広域）は、常温、常圧の状態における水位を指示するように校正されている。そのため、高温状態においては、実水位と異なる指示値を示す。</p> <p>1次冷却系のフィードアンドブリードを開始するすべての蒸気発生器の除熱を期待できない水位とは、上記の校正誤差に余裕を持たせた水位とする。</p>
	作業性	<p>タービン動補助給水ポンプ軸受への給油は、現場において専用工具（油供給用）を用いて単純な操作で給油できる。タービン動補助給水ポンプ起動弁についても手動ハンドルにより容易に操作できる。タービン動補助給水ポンプ蒸気加減弁は、現場において専用工具（蒸気加減弁開操作用）を用いて弁を押し上げる単純な操作であり容易に操作できる。専用工具については速やかに操作ができるよう操作場所近傍に配備する。</p>

第 5.1.1 表 重大事故等対策における手順書の概要(3/19)

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			
方針目的	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉（以下「原子炉」という。）の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）の破損を防止するため、1次冷却系のフィードアンドブリード、蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水、蒸気放出）により原子炉を減圧する手順等を整備する。</p> <p>また、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧熔融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損を防止するため、1次冷却系を減圧する手順等を整備する。</p> <p>さらに、蒸気発生器伝熱管破損又はインターフェイスシステム L O C A 発生時において、炉心の著しい損傷を防止するため、1次冷却系を減圧する手順等を整備する。</p>		
対応手順等	フロントライン系機能喪失時	1次冷却系のフィードアンドブリード	<p>補助給水ポンプの故障等による蒸気発生器への注水機能の喪失によって蒸気発生器水位が低下し、すべての蒸気発生器が除熱を期待できない水位になり、蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた1次冷却系の減圧機能が喪失した場合、加圧器逃がし弁を用いた1次冷却系のフィードアンドブリードにより1次冷却系を減圧する。燃料取替用水ピット水を高圧注入ポンプにより原子炉へ注水し、原子炉の冷却を確保してから加圧器逃がし弁を開操作する。燃料取替用水ピット水位及び格納容器再循環サンプル水位を確認し、再循環切替水位になれば中央制御室で再循環運転になったことを確認する。</p> <p>蒸気発生器2次側による原子炉の冷却機能が回復した場合は、蒸気発生器2次側による炉心冷却を開始し、蓄圧タンク出口弁を閉操作後、1次冷却系のフィードアンドブリードを停止する。その後、余熱除去系が健全である場合、余熱除去系による原子炉の冷却操作により低温停止とする。余熱除去系が使用できない場合は、使用可能であれば多様性拡張設備であるポンプ車により海水を注水し蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードを行い、低温停止とする。</p> <p>蒸気発生器2次側による原子炉の冷却機能が回復しない場合は、余熱除去系による原子炉の冷却を開始し、蓄圧タンク出口弁を閉操作後、1次冷却系のフィードアンドブリードを停止する。その後、余熱除去系による原子炉の冷却により低温停止とする。余熱除去系が使用できない場合は、余熱除去系又は蒸気発生器2次側による原子炉の冷却機能が使用可能となるまで再循環運転による1次冷却系のフィードアンドブリードを継続する。</p>

対応手順等	フロントライン系機能喪失時	蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）	<p>加圧器逃がし弁による1次冷却系の減圧機能が喪失した場合、蒸気発生器2次側による炉心冷却により1次冷却系の減圧を行うため、補助給水ポンプの自動起動を確認し、復水ピット水が蒸気発生器へ注水されていることを確認する。この時、補助給水ポンプが運転していなければ、中央制御室から補助給水ポンプを起動し蒸気発生器へ注水する。</p> <p>なお、補助給水ポンプの優先順位は、外部電源又はディーゼル発電機が健全であれば電動補助給水ポンプを優先し、代替電源（交流）からの給電時は燃料消費量削減の観点からタービン動補助給水ポンプを優先して使用する。</p>
		蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）	<p>加圧器逃がし弁による1次冷却系の減圧機能が喪失した場合、蒸気発生器への注水及び主蒸気逃がし弁の開を確認し、蒸気発生器2次側による炉心冷却により1次冷却系の減圧が行われていることを確認する。主蒸気逃がし弁が開いていなければ中央制御室にて開操作する。</p>

対応手順等	サポ-ト系機能喪失時	補助給水ポンプの機能回復	<p>タービン動補助給水ポンプ非常用油ポンプの機能が喪失し、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水が必要な場合、現場で専用工具（油供給用）を用いてタービン動補助給水ポンプ軸受へ給油し、タービン動補助給水ポンプ起動弁の開操作及び専用工具（蒸気加減弁操作用）を用いてタービン動補助給水ポンプ蒸気加減弁を押し上げることにより、タービン動補助給水ポンプを起動し、復水ピット水を蒸気発生器へ注水する。</p> <p>全交流動力電源が喪失した場合は、空冷式非常用発電装置により非常用母線を回復させ、電動補助給水ポンプを起動する。</p> <p>補助給水ポンプは、復水ピットからNo. 3淡水タンクへの切替え又は復水ピットへの補給により水源を確保し、再循環運転、余熱除去系又は使用可能であれば多様性拡張設備であるポンプ車を用いた蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードによる原子炉の冷却が可能となるまでの期間、運転を継続する。</p>
		弁の機能回復	<p>主蒸気逃がし弁の駆動源が喪失した場合、蒸気発生器への注水を確認し現場で手動により主蒸気逃がし弁を開操作することで、蒸気発生器2次側による炉心冷却により1次冷却系の減圧を行う。</p> <p>全交流動力電源喪失時において、加圧器逃がし弁の機能を回復させるため、窒素ポンベ（代替制御用空気供給用）から空気配管に窒素を供給し、中央制御室から加圧器逃がし弁を開操作し、1次冷却系の減圧を行う。</p> <p>また、窒素ポンベ（代替制御用空気供給用）による加圧器逃がし弁の機能回復が不能時は、可搬式空気圧縮機（代替制御用空気供給用）を空気配管に接続し、中央制御室からの操作による1次冷却系の減圧を行う。</p> <p>常設直流電源系統喪失時において、加圧器逃がし弁の開操作が必要である場合は、加圧器逃がし弁の機能を回復させるため、可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）により直流電源を供給し、中央制御室からの操作による1次冷却系の減圧を行う。常設蓄電池が機能喪失した場合又は24時間以内に交流動力電源が復旧する見込みがない場合は、空冷式非常用発電装置及び可搬式整流器により直流電源を供給し、中央制御室から開操作し1次冷却系の減圧を行う。</p>

対応手順等	高圧溶融物放出及び 格納容器内雰囲気 直接加熱防止	<p>炉心損傷時、1次冷却材圧力が 2.0MPa [gage] 以上である場合、高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損を防止するため、加圧器逃がし弁により1次冷却系を減圧する。</p>
	蒸気発生器伝熱管破損	<p>蒸気発生器伝熱管破損が発生した場合、原子炉の自動停止及び非常用炉心冷却設備作動信号による高圧注入系、低圧注入系、電動補助給水ポンプ等の動作を確認する。</p> <p>破損側蒸気発生器を1次冷却材圧力、主蒸気圧力、蒸気発生器水位、高感度型主蒸気管モニタ等の指示値から判断し、破損側蒸気発生器を隔離する。</p> <p>破損側蒸気発生器の隔離完了後に破損側蒸気発生器の圧力の低下が継続し破損側蒸気発生器の隔離失敗と判断した場合、健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁による冷却、減圧操作と加圧器逃がし弁による減圧操作で1次冷却系を減圧することにより1次冷却材の蒸気発生器2次側への漏えいを抑制する。</p> <p>1次冷却系を減圧後、高圧注入ポンプによる安全注入から充てんポンプによる原子炉への注水に切り替え、余熱除去系により原子炉を冷却する。</p>
	インターフェイスシステムLOCA	<p>インターフェイスシステムLOCAが発生した場合、原子炉の自動停止及び非常用炉心冷却設備作動信号による高圧注入系、低圧注入系、電動補助給水ポンプ等の動作を確認する。</p> <p>1次冷却材圧力、加圧器水位の低下、余熱除去ポンプ出口圧力上昇等によりインターフェイスシステムLOCAの発生を判断し、格納容器外への1次冷却材の漏えいを停止するため破損箇所を早期に発見し隔離する。</p> <p>破損箇所を隔離できない場合、主蒸気逃がし弁による冷却、減圧操作と加圧器逃がし弁による1次冷却系を減圧することにより1次冷却材の格納容器外への漏えいを抑制する。</p> <p>低温停止に移行するに当たり、余熱除去系による原子炉の冷却が困難な場合、使用可能であれば多様性拡張設備であるポンプ車により海水を注水し蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードにより原子炉を冷却する。</p>

配慮すべき事項	優先順位	系機能喪失時 フロントライン	蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた1次冷却系の減圧を優先し、蒸気発生器の除熱機能が喪失した場合は、高圧注入ポンプによる原子炉への注水と加圧器逃がし弁の開操作による1次冷却系のフィードアンドブリードを行う。
		機能喪失時 サポート系	補助給水の機能が回復すれば、主蒸気逃がし弁を現場にて手動により開操作する。補助給水の機能が回復していない場合に、主蒸気逃がし弁の開操作による蒸気放出を実施すると蒸気発生器の保有水の減少が早まるため、補助給水ポンプの起動操作による蒸気発生器への注水を優先して実施する。
	復旧に係る 手順等	常設直流電源系統喪失時、可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）により加圧器逃がし弁へ給電することで、中央制御室から遠隔操作を行う。常設直流電源系統喪失時の代替電源確保等に関する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。	
	主蒸気逃がし弁操作時の 留意事項	主蒸気逃がし弁による蒸気放出を行う場合、蒸気発生器伝熱管の破損がないことを確認後実施する。 蒸気発生器伝熱管破損は放射線モニタ等で確認するが、全交流動力電源が喪失した場合は、放射線モニタが使用できないため、蒸気発生器水位及び主蒸気圧力により、蒸気発生器伝熱管の破損がないことを確認する。 蒸気発生器伝熱管破損の兆候が見られた場合に、当該蒸気発生器に接続された主蒸気逃がし弁の操作は行わない。	
	全交流動力電源 喪失及び補助給 水失敗時の留意 事項	全交流動力電源が喪失し、補助給水による蒸気発生器への注水機能が回復しない場合、高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損を防止するため加圧器逃がし弁の開操作準備を行う。	
	環境 条件	蒸気発生器伝熱管破損又は主蒸気、主給水配管破断等により現場の環境が悪化した場合において、現場での主蒸気逃がし弁操作を行う必要がある場合、初動対応としては現場にて確実に主蒸気逃がし弁を開操作し、以降は運転員等の負担軽減を図るとともに現場の環境が悪化した場合でも対応が可能となるため、使用可能であれば多様性拡張設備である窒素ポンベ（主蒸気逃がし弁作動用）により駆動源を確保し中央制御室からの遠隔操作を行う。なお、状況に応じて放射線防護具を着用し、線量計を携帯する。 加圧器逃がし弁を確実に動作させるために、窒素ポンベ（代替制御用空気供給用）の設定圧力は、有効性評価における原子炉容器破損前の格納容器圧力を考慮した上で余裕を持たせた値に設定する。	

配慮すべき事項	時の漏えい箇所について	インターフェイスシステムLOCAの漏えい箇所の特定は、原子炉周辺建屋内の各部屋が分離されているため、漏水検知器、監視カメラ、火災報知器等により行う。
	時の内部溢水の影響について	遠隔駆動機構による操作場所及び操作場所への通路部を、インターフェイスシステムLOCAにより漏えいが発生する機器の影響を受けない建屋とし、溢水影響がないようにする。
	タービン動補助給水の確保	全交流動力電源喪失時において1次冷却系の減温、減圧を行う場合、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気確保のため主蒸気逃がし弁及びタービン動補助給水流量調節弁前弁の開度を調整し、1次冷却材圧力が1次冷却材ポンプ封水戻りライン逃がし弁吹き止まり圧力まで低下すれば、その状態を保持する。
	1次冷却系のフィードバックの判断	蒸気発生器水位計（広域）は、常温、常圧の状態における水位を指示するように校正されている。そのため、高温状態においては、実水位と異なる指示値を示す。 1次冷却系のフィードアンドブリードを開始する、すべての蒸気発生器の除熱を期待できない水位とは、上記の校正誤差に余裕を持たせた水位とする。
	作業性	タービン動補助給水ポンプ軸受への給油は、現場において専用工具（油供給用）を用いて単純な操作で給油できる。タービン動補助給水ポンプ起動弁についても手動ハンドルにより容易に操作できる。タービン動補助給水ポンプ蒸気加減弁は、現場において専用工具（蒸気加減弁開操作用）を用いて弁を押し上げる単純な操作で、専用工具については速やかに操作ができるよう操作場所近傍に配備する。 インターフェイスシステムLOCA発生時、現場での隔離操作は、アクセスルート及び操作場所の環境性等を考慮して、遠隔駆動機構により行う。

第 5.1.1 表 重大事故等対策における手順書の概要(4/19)

<p>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</p>			
<p>方針目的</p>	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉（以下「原子炉」という。）の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）の破損を防止するため、1次冷却材喪失事象が発生している場合は炉心注水、代替炉心注水、再循環運転、代替再循環運転により、1次冷却材喪失事象が発生していない場合は蒸気発生器2次側による炉心冷却により、運転停止中の場合は炉心注水、代替炉心注水、再循環運転、代替再循環運転、蒸気発生器2次側による炉心冷却により原子炉を冷却する手順等を整備する。</p> <p>また、1次冷却材喪失事象後、炉心が溶融し、溶融デブリが原子炉圧力容器内に残存した場合において、格納容器の破損を防止するため、格納容器水張りにより原子炉を冷却する手順等を整備する。</p>		
<p>対応手順等</p>	<p>1次冷却材喪失事象が発生している場合</p>	<p>フロントライン系機能喪失時</p>	<p>炉心注水／代替炉心注水</p> <p>非常用炉心冷却設備である高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの故障等により燃料取替用水ピット水を原子炉へ注水する機能が喪失した場合、以下の手順により燃料取替用水ピット水等を原子炉へ注水する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ A、B 充てんポンプにより燃料取替用水ピット水を原子炉へ注水する。燃料取替用水ピットが使用できない場合は、復水ピット水を使用する。 ・ A 格納容器スプレイポンプ（R H R S - C S S 連絡ライン使用）により燃料取替用水ピット水を原子炉へ注水する。 ・ 恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水ピット水を原子炉に注水する。燃料取替用水ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。 ・ 可搬式代替低圧注水ポンプにより海水を原子炉へ注水する。 <p>炉心注水、代替炉心注水に使用する補機の優先順位は、早期に運転が可能な充てんポンプ、その次に準備時間の短いA格納容器スプレイポンプ（R H R S - C S S 連絡ライン使用）を優先し、次に恒設代替低圧注水ポンプを使用する。可搬式代替低圧注水ポンプは使用準備に時間を要することから、あらかじめ可搬式代替低圧注水ポンプ等の準備を開始するとともに、使用可能であれば多様性拡張設備である電動消火ポンプ等による代替注水手段を使用する。可搬式代替低圧注水ポンプ等の使用準備が完了し多様性拡張設備を含む他の注水手段がなければこれを使用する。</p>

<p>対応手順等</p>	<p>1次冷却材喪失事象が発生している場合</p>	<p>フロントライン系機能喪失時</p>	<p>再循環運転／代替再循環運転</p>	<p>非常用炉心冷却設備である余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により格納容器再循環サンプル水を原子炉へ注水する機能が喪失した場合に、以下の手順により格納容器再循環サンプル水を原子炉へ注水する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧注入ポンプにより格納容器再循環サンプル水を原子炉へ注水する。 ・ A格納容器スプレイポンプ（RHR S - C S S 連絡ライン使用）により格納容器再循環サンプル水を原子炉へ注水する。 <p>高圧注入ポンプによる高圧再循環運転だけでも十分な冷却効果があるが、低圧再循環運転による冷却効果を補うため、あわせてA格納容器スプレイポンプ（RHR S - C S S 連絡ライン使用）による代替再循環運転により原子炉を冷却する。</p> <p>また、高圧注入ポンプ格納容器再循環サンプル側入口格納容器隔離弁の故障により高圧及び低圧再循環運転が不能であれば、A格納容器スプレイポンプ（RHR S - C S S 連絡ライン使用）による代替再循環運転により原子炉を冷却する。</p> <p>再循環運転中に格納容器再循環サンプルスクリーン閉塞の兆候が見られた場合は、炉心の著しい損傷を防止するために余熱除去ポンプ1台運転とし流量を低下させ再循環運転を継続する。再循環運転できない場合は、燃料取替用水ピットを水源とし高圧注入ポンプ1台により原子炉への注水を行う。燃料取替用水ピットへの補給に成功している場合は、高圧注入ポンプ若しくは充てんポンプによる炉心注水又は恒設代替低圧注水ポンプ等による代替炉心注水により原子炉への注水を行う。</p> <p>また、格納容器の圧力上昇緩和のため、主蒸気逃がし弁を開操作し蒸気発生器2次側による炉心冷却及び原子炉補機冷却水を使用し格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却により格納容器内の冷却を行う。</p> <p>原子炉への注水は、格納容器内水位が格納容器内の重要機器及び重要計器が水没しない高さとなれば停止する。</p>
--------------	---------------------------	----------------------	----------------------	--

対応手順等	1次冷却材喪失事象が発生している場合	サポート系機能喪失時	代替炉心注水	<p>全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に原子炉への注水機能が喪失し、1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合、以下の手順により燃料取替用水ピット水等を原子炉へ注水する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・空冷式非常用発電装置より受電した恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水ピット水を原子炉へ注水する。燃料取替用水ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。 ・B充てんポンプ（自己冷却）により燃料取替用水ピット水を原子炉へ注水する。燃料取替用水ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。 ・可搬式代替低圧注水ポンプにより海水を原子炉へ注水する。 <p>代替炉心注水に使用する補機の優先順位は、注水流量が大きく、準備時間の短い恒設代替低圧注水ポンプを優先する。次にB充てんポンプ（自己冷却）を使用する。可搬式代替低圧注水ポンプは使用準備に時間を要することから、あらかじめ可搬式代替低圧注水ポンプ等の準備を開始するとともに、使用可能であれば多様性拡張設備であるA格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS-CSS連絡ライン使用）等を使用する。可搬式代替低圧注水ポンプ等の使用準備が完了し多様性拡張設備を含む他の注水手段がなければこれを使用する。</p>
			代替再循環運転	<p>全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失が同時に発生した場合、大容量ポンプによる代替補機冷却水の確保及び代替再循環運転をするために必要な格納容器再循環サンプの水位が確保されていることを確認する。また、空冷式非常用発電装置より受電したB高圧注入ポンプ（海水冷却）を用いた高圧代替再循環運転による代替再循環運転を行うとともに、大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却により格納容器内を冷却する。</p> <p>原子炉補機冷却機能喪失時に代替再循環運転に使用する機器の優先順位は、多様性拡張設備であるが準備時間の短いA余熱除去ポンプ（空調用冷水）を優先し、次にB高圧注入ポンプ（海水冷却）を使用する。</p>

対応手順等	1次冷却材喪失事象が発生している場合	溶融デブリが原子炉容器に残存する場合	格納容器水張り	<p>炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合、格納容器圧力と温度又は格納容器再循環ユニット出入口の温度差の変化により格納容器内が過熱状態であり原子炉容器内に溶融デブリが残存していると判断した場合、格納容器の破損を防止するため格納容器内自然対流冷却を確認するとともに、格納容器スプレイポンプにより燃料取替用水ピット水を格納容器内へ注水する。</p> <p>格納容器スプレイポンプが使用できない場合は、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水ピット水を格納容器内へ注水する。燃料取替用水ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用し、次に可搬式代替低圧注水ポンプにより海水を格納容器へ注水する。</p> <p>なお、格納容器への注水量は、残存デブリを冷却して格納容器内の重要機器及び重要計器が水没しない高さまでとする。</p>
	1次冷却材喪失事象が発生していない場合	フロントライン系機能喪失時 サポート系機能喪失時	蒸気発生器2次側による炉心冷却	<p>余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプにより復水ピット水を蒸気発生器へ注水する。蒸気発生器への注水が確保されている場合は、中央制御室にて主蒸気逃がし弁を開操作し、蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。</p> <p>全交流動力電源喪失等により、中央制御室から主蒸気逃がし弁を操作できない場合は、現場で手動により主蒸気逃がし弁を開操作し、蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。</p> <p>主蒸気逃がし弁による2次系冷却の効果がなくなり、余熱除去系が使用できない場合において低温停止へ移行する場合は、使用可能であれば多様性拡張設備であるポンプ車により海水を注水し蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードを行う。</p>

<p>対応手順等</p>	<p>運転停止中の場合</p>	<p>フロントライン系機能喪失時</p>	<p>炉心注水／代替炉心注水</p>	<p>余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、以下の手順により燃料取替用水ピット水等を原子炉へ注水する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 充てんポンプにより燃料取替用水ピット水を原子炉へ注水する。燃料取替用水ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。 ・ 高圧注入ポンプにより燃料取替用水ピット水を原子炉へ注水する。 ・ 蓄圧タンク水を原子炉へ注水する。 ・ A格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）により燃料取替用水ピット水を原子炉へ注水する。 ・ 恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水ピット水を原子炉へ注水する。燃料取替用水ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。 ・ 可搬式代替低圧注水ポンプにより海水を原子炉へ注水する。 <p>炉心注水、代替炉心注水に使用する補機の優先順位は、中央制御室で操作可能である充てんポンプによる原子炉への注水を優先する。次に高圧注入ポンプを使用する。充てんポンプ及び高圧注入ポンプが使用できない場合は、蓄圧タンクを使用する。</p> <p>上記による原子炉への注水不能の場合は、準備時間の短いA格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）を使用し、次に恒設代替低圧注水ポンプを使用する。可搬式代替低圧注水ポンプは使用準備に時間を要することから、あらかじめ可搬式代替低圧注水ポンプ等の準備を開始するとともに、使用可能であれば多様性拡張設備である電動消火ポンプ等による代替注水手段を使用する。可搬式代替低圧注水ポンプ等の使用準備が完了し多様性拡張設備を含む他の注水手段がなければこれを使用する。</p>
--------------	-----------------	----------------------	--------------------	--

対応手順等	運転停止中の場合	フロントライン系機能喪失時	再循環運転／代替再循環運転	<p>余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、炉心注水又は代替炉心注水により燃料取替用水ピット水等を原子炉へ注水後、格納容器再循環サンプに水源を切り替えて、以下の手順により格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注水する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧注入ポンプにより格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注水する。 ・ A格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）により格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注水する。 <p>再循環運転／代替再循環運転に使用する補機の優先順位は、中央制御室で操作可能である高圧注入ポンプを使用する。</p> <p>高圧注入ポンプによる高圧再循環運転だけでも十分な冷却効果はあるが、余熱除去ポンプによる冷却効果を補うため、あわせてA格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）による代替再循環運転により原子炉を冷却する。</p>
			蒸気発生器2次側による炉心冷却	<p>余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合でかつ1次冷却系に開口部がない場合は、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプにより復水ピット水を蒸気発生器へ注水する。蒸気発生器への注水が確保されている場合は、中央制御室にて主蒸気逃がし弁を開操作し、蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。</p> <p>主蒸気逃がし弁による2次系冷却の効果がなくなり、余熱除去系が使用できない場合において低温停止へ移行する場合は、使用可能であれば多様性拡張設備であるポンプ車により海水を注水し蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードを行う。</p>

<p>対応手順等</p>	<p>運転停止中の場合</p>	<p>サポート系機能喪失時</p>	<p>代替炉心注水</p>	<p>全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により崩壊熱除去機能が喪失した場合、以下の手順により燃料取替用水ピット水等を原子炉へ注水する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・蓄圧タンク水を原子炉へ注水する。 ・空冷式非常用発電装置より受電した恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水ピット水を原子炉へ注水する。燃料取替用水ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。 ・B充てんポンプ（自己冷却）により燃料取替用水ピット水を原子炉へ注水する。燃料取替用水ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。 ・可搬式代替低圧注水ポンプにより海水を原子炉へ注水する。 <p>代替炉心注水に使用する補機の優先順位は、使用可能であれば多様性拡張設備であるが、電源回復しない場合でも注水が可能な燃料取替用水ピットからの重力注水を優先する。空冷式非常用発電装置から受電後は、準備時間が短い蓄圧タンクを使用する。並行して継続的に原子炉に注水するために恒設代替低圧注水ポンプを準備し、準備が整えば使用する。次にB充てんポンプ（自己冷却）を使用する。可搬式代替低圧注水ポンプは使用準備に時間を要することから、あらかじめ可搬式代替低圧注水ポンプ等の準備を開始するとともに、使用可能であれば多様性拡張設備であるA格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（R H R S - C S S 連絡ライン使用）等による代替炉心注水手段を使用する。可搬式代替低圧注水ポンプ等の使用準備が完了し多様性拡張設備を含む他の注水手段がなければこれを使用する。</p>
--------------	-----------------	-------------------	---------------	---

対応手順等	運転停止中の場合	サポート系機能喪失時	代替再循環運転	<p>全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時は、大容量ポンプにより代替補機冷却水が確保され、空冷式非常用発電装置より受電したB高圧注入ポンプ（海水冷却）を用いた高圧代替再循環運転による代替再循環運転を行うとともに、大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却により格納容器内を冷却する。</p> <p>原子炉補機冷却機能喪失時に代替再循環運転に使用する機器の優先順位は、使用可能であれば多様性拡張設備であるが準備時間の短いA余熱除去ポンプ（空調用冷水）を優先し、次にB高圧注入ポンプ（海水冷却）を使用する。</p>
			蒸気発生器2次側による炉心冷却	<p>全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に1次冷却系に開口部がない場合、タービン動補助給水ポンプ又は電動補助給水ポンプにより復水ピット水を蒸気発生器へ注水する。蒸気発生器への注水が確保された場合は、現場にて主蒸気逃がし弁を手動で開操作し、蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。</p> <p>主蒸気逃がし弁による2次系冷却の効果がなくなり、余熱除去系が使用できない場合において、低温停止へ移行する場合は、使用可能であれば多様性拡張設備であるポンプ車により海水を注水し蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードを行う。</p>
配慮すべき事項	1次冷却材喪失事象が発生している場合	優先順位	フロントライン系機能喪失時	<p>非常用炉心冷却設備である高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの故障等により燃料取替用水ピット水を原子炉へ注水する機能が喪失した場合、炉心注水、代替炉心注水により原子炉へ注水し、格納容器再循環サンプが再循環可能水位となれば、再循環運転、代替再循環運転を実施し、原子炉を冷却する。</p>

配慮すべき事項	1次冷却材喪失事象が発生している場合	優先順位	サポート系機能喪失時	<p>全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により原子炉への注水機能が喪失した場合、代替炉心注水により原子炉へ注水し、格納容器再循環サンプが再循環可能水位となれば、代替再循環運転を実施し、原子炉を冷却する。</p>
		格納容器隔離弁の閉止	<p>全交流動力電源喪失時、RCPシール部へのシール水注水機能及びサーマルバリア冷却機能が喪失することにより、RCPシール部から1次冷却材が漏れいするおそれがあるため、1次冷却材ポンプシール戻り隔離弁等を閉操作する。</p> <p>隔離は、空冷式非常用発電装置より電源を確保すれば、中央制御室にて1次冷却材ポンプシール戻り隔離弁を閉操作し、非常用炉心冷却設備作動信号が発信した場合は、動作する格納容器隔離弁の閉を確認する。なお、隔離弁等の電源が回復していない場合は、現場にて閉操作する。</p>	
		恒設代替低圧注水ポンプの注水先について	<p>フロントライン系機能喪失時又は全交流動力電源喪失時若しくは原子炉補機冷却機能喪失時に、燃料取替用水ピット水を原子炉へ注水する機能が喪失した場合、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水ピット水を原子炉へ注水する。</p> <p>注水先の切替えが必要な場合、以下の手順により注水先を原子炉へ切り替え、代替炉心注水を行う。</p> <p>炉心損傷前に恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイを実施していた場合に、代替炉心注水が必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を格納容器から原子炉へ切り替え、代替炉心注水を行う。なお、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を実施している場合に、炉心損傷と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を原子炉から格納容器へ切り替える。また、全交流動力電源喪失と1次冷却材喪失事象が重畳した場合は、その後、B充てんポンプ（自己冷却）により代替炉心注水を行う。</p>	

配慮すべき事項	1次冷却材喪失事象が発生している場合	残存デブリ冷却時	恒設代替低圧注水ポンプの注水先について	<p>炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合に、溶融炉心は原子炉容器を破損し格納容器下部に落下するが、格納容器スプレイ又は代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティに注水することで溶融炉心を冷却する。</p> <p>注水先の切替えが必要な場合、以下の手順により注水先を格納容器へ切り替え、代替格納容器スプレイを行う。</p> <p>炉心の著しい損傷、溶融発生時に、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水（落下遅延・防止）を実施していた場合に、代替格納容器スプレイが必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を原子炉から格納容器へ切り替え、代替格納容器スプレイを行う。</p>
		1次冷却材圧力監視		<p>原子炉容器内に溶融デブリが残存していると判断した場合、格納容器水張り操作を実施する際は1次冷却材圧力を監視する。1次冷却材圧力が格納容器圧力より高い場合は、溶融デブリの冷却が阻害される場合があるため、加圧器逃がし弁を開操作し原子炉容器内と格納容器内を均圧させる。</p>
		残存デブリ冷却時の注水量について		<p>格納容器への注水量は、原子炉格納容器水位計、格納容器スプレイ流量計、A格納容器スプレイ積算流量計、AM用消火水積算流量計、恒設代替低圧注水積算流量計及び燃料取替用水ピット水位の収支により注水量を把握する。</p> <p>残存デブリの影響を防止するための格納容器への注水量は、残存デブリを冷却して格納容器内の重要機器及び重要計器が水没しない高さまでとする。</p>
		再循環運転後の炉心損傷後について		<p>炉心が損傷した場合において、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却に加え格納容器スプレイポンプによる再循環運転を行う場合は、格納容器圧力及び格納容器内高レンジエリアモニタ等により、格納容器圧力の推移及び周辺放射線量の影響を監視し、再循環運転を実施した場合の格納容器圧力低減効果、ポンプ及び配管の周辺線量上昇による被ばく等の影響を評価し、実施可否を検討する。</p>

配慮すべき事項	1次冷却材喪失事象が発生している場合	再循環不能時の格納容器内の冷却		<p>代替再循環運転により格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注水できない場合、高圧注入ポンプ格納容器再循環サンプ側入口格納容器隔離弁の開操作不能により再循環運転に移行できない場合又は格納容器再循環サンプスクリーンが閉塞した場合は、高圧注入ポンプ等により燃料取替用水ピット水を原子炉に注水するとともに、格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により格納容器内を冷却する。格納容器内自然対流冷却ができない場合は、代替格納容器スプレイを実施する。</p>
		優先順位		<p>運転停止中に余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合でかつ1次冷却系に開口部がない場合は、蒸気発生器2次側による炉心冷却を優先する。</p> <p>蒸気発生器2次側による炉心冷却ができない場合は、炉心注水又は代替炉心注水による炉心冷却を行い、格納容器再循環サンプが再循環可能水位となれば、代替再循環運転を実施し、原子炉を冷却する。</p>
		フロントライン系機能喪失時	サポート系機能喪失時	<p>全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により崩壊熱除去機能が喪失した場合でかつ1次冷却系に開口部がない場合は、蒸気発生器2次側による炉心冷却を実施する。</p> <p>蒸気発生器2次側による炉心冷却ができない場合は、代替炉心注水による炉心冷却を行い、格納容器再循環サンプが再循環可能水位となれば、代替再循環運転を実施し、原子炉を冷却する。</p>
		格納容器内からの退避		<p>運転停止中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去系による崩壊熱除去機能が喪失した場合又は1次冷却材が流出した場合に、燃料取替用水ピットの保有水を充てんポンプ等にて原子炉へ注水して開放中の加圧器安全弁から格納容器内へ蒸散させることにより原子炉を冷却する。この場合は、格納容器内の雰囲気悪化から格納容器内の作業員を守るために作業員を退避させる。</p> <p>また、運転停止中に1次冷却材の希釈事象が発生し、中性子源領域中性子束が上昇した場合は、臨界になる可能性があるため格納容器内の作業員を守るために作業員を退避させる。</p>

配慮すべき事項	復 手 順 に 等 係 る	全交流動力電源が喪失した場合、設計基準事故対処設備を代替電源（交流）からの給電により起動し十分な期間の運転を継続させる。
	作 業 性	B 充てんポンプ（自己冷却）の補機冷却水確保に係るディスタンスピース取替えについては、速やかに作業ができるよう作業場所近傍に使用工具を配備する。 可搬式代替低圧注水ポンプによる原子炉への注水にかかる可搬型ホース等の接続については速やかに作業ができるよう可搬式代替低圧注水ポンプの保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。
配慮すべき事項	電 源 確 保	空冷式非常用発電装置により恒設代替低圧注水ポンプへ給電する。全交流動力電源喪失時は、代替電源（交流）により B 充てんポンプ（自己冷却）及び蓄圧タンク出口弁へ給電する。給電の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
	燃 料 補 給	電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）への重油の補給は、定格負荷運転時における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯蔵タンク、重油タンク及びタンクローリーを用いて実施する。その後の補給は、定格負荷運転時における給油間隔を目安に実施する。 電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）への燃料補給に関する手順は「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 5.1.1 表 重大事故等対策における手順書の概要(5/19)

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等		
方針目的	<p>設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却、格納容器内自然対流冷却、代替補機冷却、大容量ポンプによる代替補機冷却により最終ヒートシンクへ熱を輸送する手順等を整備する。</p>	
対応手順等	蒸気発生器 2 次側による炉心冷却	<p>海水ポンプ又は原子炉補機冷却水ポンプの故障等により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプにより復水ピット水を蒸気発生器へ注水する。蒸気発生器への注水が確保されれば、主蒸気逃がし弁を現場で手動により開操作することで、蒸気発生器 2 次側による原子炉の冷却を行う。</p> <p>補助給水ポンプについては、電動補助給水ポンプを優先して使用し、電動補助給水ポンプが使用できなければ、タービン動補助給水ポンプを使用する。</p>
	格納容器内自然対流冷却	<p>海水ポンプ又は原子炉補機冷却水ポンプの故障等により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した状態において、1 次冷却材喪失事象が発生した場合、大容量ポンプを配置、接続し、A、D 格納容器再循環ユニット冷却状態監視のための可搬型温度計測装置を取付け後、A、D 格納容器再循環ユニットに海水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。海水通水後、可搬型温度計測装置等により A、D 格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差、格納容器圧力及び温度の低下等により、格納容器が冷却状態であることを確認する。</p>
	代替補機冷却	<p>海水ポンプ又は原子炉補機冷却水ポンプの故障等により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、大容量ポンプにより B 高圧注入ポンプに補機冷却水（海水）を通水し、機能回復を図る。</p>

対応手順等	サポート系機能喪失時	蒸気発生器2次側による炉心冷却	<p>全交流動力電源が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、タービン動補助給水ポンプ又は空冷式非常用発電装置から受電した電動補助給水ポンプにより復水ピット水を蒸気発生器へ注水する。蒸気発生器への注水が確保されれば、主蒸気逃がし弁を現場にて手動により開操作することで、蒸気発生器2次側による原子炉の冷却を行う。</p> <p>補助給水ポンプについては、空冷式非常用発電装置の燃料消費量削減の観点から、タービン動補助給水ポンプを使用できる間は、電動補助給水ポンプは起動せず後備の設備として待機させる。</p>
		格納容器内自然対流冷却	<p>全交流動力電源が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、大容量ポンプを配置、接続し、A、D格納容器再循環ユニット冷却状態監視のための可搬型温度計測装置を取付け後、A、D格納容器再循環ユニットに海水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。海水通水後、可搬型温度計測装置等によりA、D格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差、格納容器圧力及び温度の低下等により、格納容器が冷却状態であることを確認する。</p>
		大容量ポンプによる代替補機冷却	<p>全交流動力電源が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、大容量ポンプによりB高圧注入ポンプに補機冷却水（海水）を通水し、機能回復を図る。</p>

配慮すべき事項	作業性	<p>大容量ポンプによる格納容器内自然対流冷却に係る可搬型ホース等の接続については速やかに作業ができるように大容量ポンプの保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。また、原子炉補機冷却水系と海水系を接続するディスタンスピース取替えについても速やかに作業ができるよう、作業場所近傍に使用工具を配備する。</p>
	主蒸気逃がし弁現場操作時の環境条件	<p>蒸気発生器伝熱管破損又は主蒸気、主給水配管破断等により現場の環境が悪化した場合において、現場での主蒸気逃がし弁操作を行う必要がある場合、初動対応としては現場にて確実に主蒸気逃がし弁を開操作し、以降は運転員等の負担軽減を図るとともに現場の環境が悪化した場合でも対応が可能となるため、使用可能であれば多様性拡張設備である窒素ポンベ（主蒸気逃がし弁作動用）により駆動源を確保し、中央制御室からの遠隔操作を行う。なお、状況に応じて放射線防護具を着用し、線量計を携帯する。</p>
	電源確保	<p>全交流動力電源喪失時は、空冷式非常用発電装置により電動補助給水ポンプへ給電する。給電の手順は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p>
	燃料補給	<p>大容量ポンプへの重油の補給は、定格負荷運転時における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯蔵タンク、重油タンク及びタンクローリーを用いて実施する。その後の補給は、定格負荷運転時における給油間隔を目安に実施する。燃料補給の手順は「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。</p>

第 5.1.1 表 重大事故等対策における手順書の概要(6/19)

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等			
方針目的	<p>設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、格納容器内自然対流冷却、代替格納容器スプレイにより格納容器圧力及び温度を低下させる手順等を整備する。また、炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器の破損を防止するため、格納容器内自然対流冷却、代替格納容器スプレイにより格納容器圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる手順等を整備する。</p>		
対応手順等	炉心損傷前	フロントライン系機能喪失時	<p>格納容器内自然対流冷却</p> <p>格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器内の冷却機能が喪失し、格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値以上かつ格納容器スプレイポンプによる格納容器へのスプレイができない場合、又は格納容器スプレイ再循環運転時に格納容器スプレイポンプによる格納容器へのスプレイができない場合、原子炉補機冷却水系の沸騰を防止するため、原子炉補機冷却水サージタンクを窒素ボンベ（原子炉補機冷却水サージタンク加圧用）により加圧し、A、D格納容器再循環ユニット冷却状態監視のための可搬型温度計測装置を取付け後、A、D格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。原子炉補機冷却水通水後、可搬型温度計測装置等によりA、D格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差、格納容器圧力及び温度の低下等により、格納容器が冷却状態であることを確認する。</p>
			<p>代替格納容器スプレイ</p> <p>格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器内の冷却機能が喪失し、格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値以上かつ格納容器スプレイポンプによる格納容器へのスプレイができない場合、格納容器圧力が最高使用圧力以上かつ格納容器スプレイポンプによる格納容器へのスプレイができない場合及び格納容器内自然対流冷却により格納容器圧力が低下しない場合、代替炉心注水に使用していないことを確認して恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水ピット水を格納容器へスプレイする。燃料取替用水ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。</p>

対応手順等	炉心損傷前	サポート系機能喪失時	代替格納容器スプレイ	<p>全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に格納容器内の冷却機能が喪失した場合に、1次冷却材喪失事象が発生し、格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値以上かつ格納容器へのスプレイができない場合、格納容器圧力が最高使用圧力以上かつ格納容器へのスプレイができない場合及び格納容器内自然対流冷却により格納容器圧力が低下しない場合、代替炉心注水に使用していないことを確認して空冷式非常用発電装置から受電した恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水ピット水を格納容器へスプレイする。燃料取替用水ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。</p>
			格納容器内自然対流冷却	<p>全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に格納容器内の冷却機能が喪失した場合、大容量ポンプを配置、接続し、A、D格納容器再循環ユニット冷却状態監視のための可搬型温度計測装置を取付け後、A、D格納容器再循環ユニットに海水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。海水通水後、可搬型温度計測装置等によりA、D格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差、格納容器圧力及び温度の低下等により、格納容器が冷却状態であることを確認する。</p>
	炉心損傷後	フロントライン系機能喪失時	格納容器内自然対流冷却	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合に格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器内の冷却機能が喪失し、格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値以上かつ格納容器スプレイポンプによる格納容器へのスプレイができない場合、原子炉補機冷却水系の沸騰を防止するため、原子炉補機冷却水サージタンクを窒素ボンベ（原子炉補機冷却水サージタンク加圧用）により加圧し、A、D格納容器再循環ユニット冷却状態監視のための可搬型温度計測装置を取付け後、A、D格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。原子炉補機冷却水通水後、可搬型温度計測装置等によりA、D格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差、格納容器圧力及び温度の低下等により、格納容器が冷却状態であることを確認する。</p>

対応手順等	炉心損傷後	フロントライン系機能喪失時	代替格納容器スプレイ	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合に、格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器内の冷却機能が喪失した場合、以下の手順により格納容器へスプレイする。</p> <ul style="list-style-type: none"> 格納容器圧力が最高使用圧力以上かつ格納容器へのスプレイができない場合及び格納容器内自然対流冷却により格納容器圧力が低下しない場合、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水ピット水を格納容器へスプレイする。燃料取替用水ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。 恒設代替低圧注水ポンプ及びその他の多様性拡張設備による代替格納容器スプレイが実施できない場合、あらかじめ準備している可搬式代替低圧注水ポンプにより海水を格納容器へスプレイする。
		サポート系機能喪失時	代替格納容器スプレイ	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合に、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失し、格納容器内の冷却機能が喪失した場合、以下の手順により格納容器へスプレイする。</p> <ul style="list-style-type: none"> 格納容器圧力が最高使用圧力以上となった場合、空冷式非常用発電装置により受電した恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水ピット水を格納容器へスプレイする。燃料取替用水ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。 恒設代替低圧注水ポンプ及びその他の多様性拡張設備による代替格納容器スプレイが実施できない場合、あらかじめ準備している可搬式代替低圧注水ポンプにより海水を格納容器へスプレイする。
			格納容器内自然対流冷却	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合に、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失が発生し、格納容器内の冷却機能が喪失した場合、大容量ポンプを配置、接続し、A、D格納容器再循環ユニット冷却状態監視のための可搬型温度計測装置を取付け後、A、D格納容器再循環ユニットに海水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。海水通水後、可搬型温度計測装置等によりA、D格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差、格納容器圧力及び温度の低下等により、格納容器が冷却状態であることを確認する。</p>

配慮すべき事項	優先順位	<p>炉心損傷前及び炉心損傷後のフロントライン系機能喪失時は、継続的な冷却実施の観点及び格納容器内の重要機器の水没を未然に防止する観点から、代替格納容器スプレイよりも格納容器内自然対流冷却を優先する。ただし、サポート系機能喪失時の格納容器内自然対流冷却では大容量ポンプを使用するため準備に時間を要することから、使用を開始するまでの間に格納容器圧力が最高使用圧力以上となる場合は代替格納容器スプレイを使用する。</p>
	炉心損傷前 恒設代替低圧注水ポンプの注水先について	<p>フロントライン系機能喪失時又はサポート系機能喪失時に、格納容器内の冷却機能が喪失した場合、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水ピット水を格納容器へスプレイする。</p> <p>炉心損傷前に恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイを実施していた場合に、代替炉心注水が必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を格納容器から原子炉へ切り替える。</p>
	炉心損傷後 恒設代替低圧注水ポンプの注水先について	<p>フロントライン系機能喪失時又はサポート系機能喪失時に、格納容器内の冷却機能が喪失した場合、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水ピット水を格納容器へスプレイする。</p> <p>注水先の切替えが必要な場合、以下の手順により注水先を格納容器へ切り替え、代替格納容器スプレイを行う。</p> <p>炉心損傷後に恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水（落下遅延・防止）を実施していた場合に、代替格納容器スプレイが必要と判断すれば恒設代替低圧注水ポンプの注水先を原子炉から格納容器へ切り替え、代替格納容器スプレイを行う。</p>

配慮すべき事項	格納容器内冷却	水素濃度	<p>炉心損傷後の格納容器減圧操作については、格納容器圧力が最高使用圧力から 50kPa 低下したことを確認すれば停止する手順とすることで、大規模な水素燃焼の発生を防止する。また、水素濃度は、可搬型格納容器水素ガス濃度計で計測される水素濃度（ドライ）により継続的に監視を行う運用とし、測定による水素濃度が 8vol%（ドライ）未満であれば減圧を継続する。</p>
		注水量の管理	<p>格納容器内の冷却及び溶融デブリが原子炉容器に残存する場合の冷却を目的とした格納容器へのスプレーを行う場合は、格納容器内への注水量の制限があることから、格納容器へスプレーを行っている際に、格納容器内の重要機器及び重要計器が水没しない高さになれば代替格納容器スプレーを停止し、格納容器内自然対流冷却のみの冷却とする。</p>
	放射性物質濃度低減		<p>炉心損傷後において、代替格納容器スプレー手段を用いて格納容器へスプレーすることにより、格納容器内の圧力及び温度を低下させるとともに粒子状の放射性物質の除去により放射性物質の濃度を低減する。格納容器再循環ユニットによる冷却で対応している場合において、格納容器圧力が十分低下しない等により放射性物質濃度低減が必要な場合は、代替格納容器スプレーを同時に実施することにより、格納容器内冷却と放射性物質濃度の低下を図る。</p>
	作業性		<p>大容量ポンプによる格納容器内自然対流冷却に係る可搬型ホース等の接続については速やかに作業ができるように大容量ポンプの保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。また、原子炉補機冷却水系と海水系を接続するディスタンスピース取替えについても速やかに作業ができるよう、作業場所近傍に使用工具を配備する。</p>

配 慮 す べ き 事 項	電 源 確 保	<p>空冷式非常用発電装置により恒設代替低圧注水ポンプに給電する。給電の手順は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p>
	燃 料 補 給	<p>大容量ポンプ、電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）への重油の補給は、定格負荷運転時における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯蔵タンク、重油タンク及びタンクローリーを用いて実施する。その後の補給は、定格負荷運転時における給油間隔を目安に実施する。重大事故等時 7 日間運転継続するために必要な燃料（重油）として「1.14 電源の確保に関する手順等」に示す燃料油貯蔵タンクの備蓄量（150kℓ以上（1基当たり）、4基）及び重油タンクの備蓄量（160kℓ以上（1基当たり）、4基）を管理する。</p> <p>送水車への軽油の補給は、定格負荷運転時における燃料補給作業着手時間となれば軽油ドラム缶を用いて実施する。その後の補給は、定格負荷運転時における給油間隔を目安に実施する。重大事故等時 7 日間運転継続するために必要な燃料（軽油）の備蓄量として 21,000ℓ以上を管理する。</p>

第 5.1.1 表 重大事故等対策における手順書の概要(7/19)

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	
方針 目的	炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）の破損を防止するため、格納容器スプレイ、格納容器内自然対流冷却、代替格納容器スプレイにより格納容器内の圧力及び温度を低下させる手順等を整備する。
対応手順等	<p>交流動力電源及び原子炉補機冷却機能 健全</p> <p>格納容器スプレイ</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値以上、かつ格納容器スプレイポンプが起動していない場合、格納容器スプレイポンプにより燃料取替用水ピット水を格納容器内へスプレイする。</p>
	<p>格納容器内自然対流冷却</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値以上、かつ格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器内の冷却機能が喪失した場合、原子炉補機冷却水系の沸騰を防止するため、原子炉補機冷却水サージタンクを窒素ボンベ（原子炉補機冷却水サージタンク加圧用）により加圧し、A、D格納容器再循環ユニット冷却状態監視のための可搬型温度計測装置を取付け後、A、D格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。原子炉補機冷却水通水後、可搬型温度計測装置等によりA、D格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差、格納容器圧力及び温度の低下等により、格納容器が冷却状態であることを確認する。</p>
	<p>代替格納容器スプレイ</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合、以下の手順により格納容器へスプレイする。</p> <ul style="list-style-type: none"> 格納容器圧力が最高使用圧力以上、かつ格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器へのスプレイができない場合及び格納容器内自然対流冷却により格納容器圧力が低下しない場合、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水ピット水を格納容器へスプレイする。燃料取替用水ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。 恒設代替低圧注水ポンプ及びその他の代替格納容器スプレイが実施できない場合、あらかじめ準備している可搬式代替低圧注水ポンプにより海水を格納容器へスプレイする。

対応手順等	全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失	<p>格納容器内 自然対流冷却</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に、格納容器内の圧力及び温度を低下させるために、大容量ポンプを配置、接続し、A、D格納容器再循環ユニット冷却状態監視のための可搬型温度計測装置を取付け後、A、D格納容器再循環ユニットに海水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。海水通水後、可搬型温度計測装置等によりA、D格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差、格納容器圧力及び温度の低下等により、格納容器が冷却状態であることを確認する。</p>
	代替格納容器スプレイ	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に、格納容器内の圧力及び温度を低下させるために、以下の手順により格納容器へスプレイする。</p> <ul style="list-style-type: none"> 格納容器圧力が最高使用圧力以上の場合、空冷式非常用発電装置により受電した恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水ピット水を格納容器へスプレイする。燃料取替用水ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。 恒設代替低圧注水ポンプ及びその他の代替格納容器スプレイが実施できない場合、あらかじめ準備している可搬式代替低圧注水ポンプにより海水を格納容器へスプレイする。
配慮すべき事項	原子炉補機冷却機能健全	<p>交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全な場合、格納容器の圧力及び温度を低下させる効果が最も大きい格納容器スプレイを優先する。次に、継続的な冷却及び格納容器内の重要機器の水没を未然に防止する観点から、格納容器内自然対流冷却を優先する。ただし、格納容器圧力が最高使用圧力以上となる場合は、代替格納容器スプレイを行う。</p>

配慮すべき事項	優先順位	原子炉補機冷却機能又は全交流動力電源又は喪失	<p>全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に、継続的な冷却及び格納容器内の重要機器の水没を未然に防止する観点から、大容量ポンプを用いた格納容器内自然対流冷却を優先する。ただし、格納容器内自然対流冷却は大容量ポンプの使用準備に時間を要することから、この間に格納容器圧力が最高使用圧力以上となる場合は、代替格納容器スプレイを行う。</p>
	注水先について	恒設代替低圧注水ポンプの	<p>交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全又は全交流動力電源喪失若しくは原子炉補機冷却機能喪失時に、格納容器内の冷却機能が喪失した場合、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水ピット水を格納容器へスプレイする。</p> <p>注水先の切替えが必要な場合、以下の手順により注水先を格納容器へ切り替え、代替格納容器スプレイを行う。</p> <p>炉心損傷後に恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水（落下遅延・防止）を実施していた場合に、代替格納容器スプレイが必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を原子炉から格納容器へ切り替え、代替格納容器スプレイを行う。</p>
	格納容器内冷却	水素濃度	<p>炉心損傷後の格納容器減圧操作については、格納容器圧力が最高使用圧力から50kPa低下したことを確認すれば停止する手順とすることで、大規模な水素燃焼の発生を防止する。また、水素濃度は、可搬型格納容器水素ガス濃度計で計測される水素濃度（ドライ）により継続的に監視を行う運用とし、測定による水素濃度が8vol%（ドライ）未満であれば減圧を継続する。</p>
	注水量の管理	注水量の管理	<p>格納容器内の冷却を目的とした格納容器スプレイを行う場合、格納容器内への注水量の制限があることから、格納容器へスプレイを行っている際に、格納容器の重要機器及び重要計器が水没しない高さになれば格納容器スプレイを停止し格納容器内自然対流冷却のみの冷却とする。</p>

配慮すべき事項	作業性	<p>大容量ポンプによる格納容器内自然対流冷却に係る可搬型ホース等の接続については速やかに作業ができるように大容量ポンプの保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。また、原子炉補機冷却水系と海水系を接続するディスタンスピース取替えについても速やかに作業ができるよう、作業場所近傍に使用工具を配備する。</p> <p>格納容器内自然対流冷却及び代替格納容器スプレイにおける現場への移動経路及び操作場所に高線量の区域はない。</p>
	電源確保	<p>空冷式非常用発電装置により恒設代替低圧注水ポンプへ給電する。給電の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p>
	燃料補給	<p>大容量ポンプへの重油の補給は、定格負荷運転時における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯蔵タンク、重油タンク及びタンクローリーを用いて実施する。その後の補給は、定格負荷運転時における給油間隔を目安に実施する。燃料補給の手順は「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。</p>

第 5.1.1 表 重大事故等対策における手順書の概要(8/19)

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				
方針目的	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）の破損を防止するため、格納容器スプレイ及び代替格納容器スプレイにより、溶融し格納容器の下部に落下した炉心を冷却することにより、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）の抑制及び溶融炉心が拡がり格納容器バウンダリへの接触を防止する手順等を整備する。</p> <p>また、溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、炉心注水及び代替炉心注水により、原子炉を冷却する手順等を整備する。</p>			
対応手順等	格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却	交流動力電源及び原子炉補機冷却機能 健全	格納容器スプレイ	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心を冠水するために十分な水位がない場合、格納容器スプレイポンプにより燃料取替用水ピット水を格納容器ヘスプレイする。溶融炉心を冠水するために十分な水位を確保し、維持する。</p>
		代替格納容器スプレイ	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器内への注水機能が喪失し、溶融炉心を冠水するために十分な水位がない場合、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水ピット水を格納容器ヘスプレイする。溶融炉心を冠水するために十分な水位が確保された場合は、恒設代替低圧注水ポンプを停止し、その後は水位を維持する。燃料取替用水ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。</p>	
	原子炉補機冷却機能 全交流動力電源又は喪失	代替格納容器スプレイ	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に、格納容器下部に落下した溶融炉心を冠水するために十分な水位がない場合、空冷式非常用発電装置により受電した恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水ピット水を格納容器ヘスプレイする。溶融炉心を冠水するために十分な水位が確保された場合は、恒設代替低圧注水ポンプを停止し、その後は水位を維持する。燃料取替用水ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。</p>	

対応手順等	溶融炉心の格納容器下部への落下遅延・防止	交流動力電源及び原子炉補機冷却機能 健全	炉心注水	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合、溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、以下の手順により燃料取替用水ピット水等を原子炉へ注水する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプにより高圧又は低圧注入ラインを使用して、燃料取替用水ピット水を原子炉へ注水する。 ・ A格納容器スプレイポンプ（R H R S - C S S 連絡ライン使用）の故障等により、原子炉への注水ができない場合、充てんポンプにより燃料取替用水ピット水を原子炉へ注水する。燃料取替用水ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。
			代替炉心注水	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合、溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、以下の手順により燃料取替用水ピット水等を原子炉へ注水する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの故障等により、原子炉への注水ができない場合に、A格納容器スプレイポンプ（R H R S - C S S 連絡ライン使用）により燃料取替用水ピット水を原子炉へ注水する。 ・ 充てんポンプの故障等により、原子炉への注水ができない場合に、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水ピット水を原子炉へ注水する。燃料取替用水ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。

<p>対応手順等</p>	<p>熔融炉心の格納容器下部への落下遅延・防止</p>	<p>全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失</p>	<p>代替炉心注水</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に、熔融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、以下の手順により燃料取替用水ピット水等を原子炉へ注水する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・空冷式非常用発電装置により受電した恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水ピット水を原子炉へ注水する。燃料取替用水ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。 ・B充てんポンプ（自己冷却）により燃料取替用水ピット水を原子炉へ注水する。燃料取替用水ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。 <p>代替炉心注水に使用する補機の優先順位は、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイを行っていないければ恒設代替低圧注水ポンプを優先する。次にB充てんポンプ（自己冷却）を使用する。</p>
<p>配慮すべき事項</p>	<p>優先順位</p>	<p>格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却</p>	<p>交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全な場合、格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却する手段の優先順位は、格納容器スプレイポンプを使用する格納容器スプレイを優先し、次に恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイを使用する。</p>
		<p>熔融炉心の格納容器下部への落下遅延・防止</p>	<p>交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全な場合、熔融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止する手段の優先順位は、中央制御室操作により早期に運転可能な高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプによる高圧又は低圧注入ラインを用いた原子炉への注水を優先する。次にA格納容器スプレイポンプ（RHR S-CSS連絡ライン使用）による代替炉心注水、充てんポンプによる炉心注水、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水とする。</p>
	<p>のキ原 水ヤ子 位ビ炉 監テ下 視ィ部</p>	<p>熔融炉心冷却のための原子炉下部キャビティ水位を監視するため、格納容器へのスプレイ時は原子炉下部キャビティ水位計により確認する。</p>	

配慮すべき事項	代替格納容器スプレイ	恒設代替低圧注水ポンプの注水先について	<p>交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全又は全交流動力電源若しくは原子炉補機冷却機能喪失時に炉心の著しい損傷が発生した場合、格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却するために、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水ピット水を格納容器へスプレイする。</p> <p>注水先の切替えが必要な場合、以下の手順により注水先を格納容器へ切り替え、代替格納容器スプレイを行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・炉心損傷前に恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を実施していた場合に、炉心損傷を判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を原子炉から格納容器へ切り替え、代替格納容器スプレイを行う。 ・炉心損傷後に恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水（落下遅延・防止）を実施していた場合に、代替格納容器スプレイが必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を原子炉から格納容器へ切り替え、代替格納容器スプレイを行う。
	熔融炉心の格納容器下部への落下遅延・防止	恒設代替低圧注水ポンプの注水先について	<p>交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全又は全交流動力電源若しくは原子炉補機冷却機能喪失時に炉心の著しい損傷が発生した場合、熔融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水ピット水を原子炉へ注水する。なお、炉心損傷後に恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水（落下遅延・防止）を実施していた場合に、代替格納容器スプレイが必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を原子炉から格納容器へ切り替える。</p>
	作業性		<p>B 充てんポンプ（自己冷却）の補機冷却水確保に係るディスタンスピース取替えについては、速やかに作業ができるように作業場所近傍に使用工具を配備する。</p>
	電源確保		<p>空冷式非常用発電装置により恒設代替低圧注水ポンプに給電する。全交流動力電源喪失時は、代替電源（交流）により B 充てんポンプ（自己冷却）へ給電する。給電の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p>

第 5.1.1 表 重大事故等対策における手順書の概要(9/19)

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		
方針目的	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合に、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解による水素が、原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）内に放出された場合においても水素爆発による格納容器の破損を防止するために必要な水素濃度低減及び水素濃度監視を行う手順等を整備する。</p>	
対応手順等	<p>静的触媒式水素再結合装置</p>	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合、格納容器内の水素濃度を低減させるために設置している静的触媒式水素再結合装置の動作状況を、静的触媒式水素再結合装置温度監視装置の温度指示の上昇により確認する。常設直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、静的触媒式水素再結合装置温度監視装置の指示値を確認する。</p>
	<p>水素濃度低減 原子炉格納容器水素燃焼装置</p>	<p>非常用炉心冷却設備作動信号が発信した場合、原子炉格納容器水素燃焼装置の自動起動を確認する。全交流動力電源が喪失した場合は、代替電源設備である空冷式非常用発電装置からの給電後、速やかに原子炉格納容器水素燃焼装置を起動する。また、原子炉格納容器水素燃焼装置の動作状況を、原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置の温度指示の上昇により確認する。常設直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置の指示値を確認する。</p>

<p>対応手順等</p>	<p>水素濃度監視</p>	<p>可搬型格納容器水素ガス濃度計</p> <p>炉心出口温度が 350℃ 以上又は格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の指示が $1 \times 10^5 \text{mSv/h}$ 以上に到達した場合、可搬型格納容器水素ガス濃度計の系統構成を行い、可搬型格納容器水素ガス試料圧縮装置を起動し、可搬型格納容器水素ガス濃度計を起動後、格納容器内の水素濃度を確認する。</p> <p>全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時は、空冷式非常用発電装置からの給電操作及び可搬型格納容器水素ガス濃度計の系統構成を行い、格納容器水素ガス試料冷却器用可搬型冷却水ポンプ及び可搬型格納容器水素ガス試料圧縮装置を起動し、可搬型格納容器水素ガス濃度計を起動後、格納容器内の水素濃度を確認する。常設直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、格納容器内水素濃度を確認する。</p>
<p>配慮すべき事項</p>	<p>電源確保</p>	<p>全交流動力電源又は常設直流電源が喪失した場合、代替電源設備により水素濃度低減に使用する設備及び水素濃度監視に使用する設備に給電する。代替電源設備により給電する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p>

第 5.1.1 表 重大事故等対策における手順書の概要(10/19)

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		
方針目的	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素が原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）内に放出され、格納容器から格納容器周囲のアニュラス部に漏えいした場合にも、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するため、アニュラス部の水素排出及び水素濃度監視を行う手順等を整備する。</p>	
対応手順等	水素排出	<p>非常用炉心冷却設備作動信号が発信した場合に、アニュラス空気浄化ファンを運転し、アニュラス部の水素を含むガスがアニュラス部からアニュラス空気浄化フィルタユニットを通して屋外へ排出されていることを、アニュラス圧力の低下にて確認する。</p> <p>全交流動力電源又は常設直流電源が喪失した場合は、アニュラス空気浄化系の弁に窒素ポンベ（代替制御用空気供給用）から代替制御用空気を供給するための系統構成を行い、代替電源設備から給電した後、アニュラス空気浄化ファンを運転する。また、窒素ポンベ（代替制御用空気供給用）から代替制御用空気の供給が不能の場合は、可搬式空気圧縮機（代替制御用空気供給用）から代替制御用空気を供給するための系統構成を行い、代替電源設備から給電した後、アニュラス空気浄化ファンを運転する。</p>
	水素濃度監視	<p>炉心の損傷を判断した場合、アニュラス部の水素濃度を、アニュラス水素濃度計により測定し監視する。</p> <p>全交流動力電源喪失時は、空冷式非常用発電装置から給電されていることを確認後、アニュラス部の水素濃度を確認する。また、常設直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、アニュラス部の水素濃度を確認する。</p>
配慮すべき事項	電源確保	<p>全交流動力電源又は常設直流電源が喪失した場合、代替電源設備によりアニュラス空気浄化設備及び水素濃度監視に使用する設備に給電する。給電する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p>

第 5.1.1 表 重大事故等対策における手順書の概要(11/19)

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等	
方針目的	<p>使用済燃料貯蔵槽（以下「使用済燃料ピット」という。）の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料ピットからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が低下した場合、使用済燃料ピット内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するため使用済燃料ピットへの注水、使用済燃料ピットの監視を行う手順等を整備する。</p> <p>使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が異常に低下した場合、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止し、放射性物質の放出を低減するため使用済燃料ピットへのスプレイ、原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）への放水、使用済燃料ピットの監視を行う手順等を整備する。</p>
対応手順等	<p>海水から使用済燃料ピットへの注水</p> <p>使用済燃料ピットの冷却機能若しくは注水機能が喪失又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生し、計画外に使用済燃料ピットポンプの全台停止等により冷却機能が喪失した場合若しくは使用済燃料ピット温度が 50℃を超える場合、又は使用済燃料ピット水位が計画外に E.L. +33.06m 以下まで低下している場合であって、かつ燃料取替用水ピット及びNo. 3 淡水タンクの機能が喪失した場合又は燃料取替用水ピット及びNo. 3 淡水タンクからの注水を実施しても水位低下が継続する場合、送水車により海水を使用済燃料ピットへ注水する。</p> <p>使用済燃料ピットへの注水に使用する補機の優先順位は、注水までの所要時間が短い多様性拡張設備である燃料取替用水ピット等を優先する。送水車は、使用準備に時間を要することから、あらかじめ送水車等の運搬、設置及び接続を行い、燃料取替用水ピット等の注水手段がなければ使用する。</p>

	使用済燃料ピット及び放水へのスプレイ	<p>使用済燃料ピットから大量の水の漏えいが発生し使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端（E.L. +31.79m）以下まで低下し、かつ水位低下が継続する場合、以下の手段により、使用済燃料ピットへスプレイ又は原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）へ放水する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・送水車及びスプレイヘッドにより海水を使用済燃料ピットへスプレイする。 ・原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）の損壊又は使用済燃料ピット区域エリアモニタの指示上昇により原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）に近づけない場合、大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲により海水を原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）へ放水する。
対応手順等	使用済燃料ピットの監視	<p>使用済燃料ピットの冷却機能若しくは注水機能が喪失又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時、又は使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時、常設設備である使用済燃料ピット水位（AM用）、使用済燃料ピット温度（AM用）及び使用済燃料ピット監視カメラにより使用済燃料ピットの監視を行う。また、計画外に使用済燃料ピットポンプの全台停止等により冷却機能が喪失した場合若しくは使用済燃料ピット温度が 50℃を超える場合、又は使用済燃料ピット水位が計画外に E.L. +33.06m 以下まで低下している場合、可搬型設備である可搬式使用済燃料ピット水位、可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタ及び使用済燃料ピット監視カメラ冷却装置の運搬、設置及び接続を行い、使用済燃料ピットの監視を行う。</p> <p>使用済燃料ピットの監視は、常設設備により行うが、計器の計測範囲を超えた場合は、可搬型設備の計器を用いることで変動する可能性のある範囲を各計器がオーバーラップして監視する。直流電源が喪失している場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、可搬型設備の指示を確認する。</p> <p>可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタは、複数の設置場所での線量率の相関（減衰率）関係を評価し、各設置場所間での関係性を把握し、指示値の傾向を確認することで使用済燃料ピット区域の空間線量率を推定する。</p> <p>使用済燃料ピット監視カメラ冷却装置は、使用済燃料ピット監視カメラの耐環境性向上のため、空気を供給し冷却を行う。</p>

配慮すべき事項	作業性	<p>海水から使用済燃料ピットへの注水にかかる可搬型ホース等の取付けについては速やかに作業ができるように送水車の保管場所に可搬型ホース等を配備する。</p> <p>送水車による使用済燃料ピットへのスプレイにかかる可搬型ホース等の取付けについては速やかに作業ができるように送水車の保管場所に可搬型ホース等を配備する。</p>
	電源確保	<p>全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合に、使用済燃料ピットの状態を監視するため、代替電源設備により使用済燃料ピット監視計器へ給電する。給電の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p>
	燃料補給	<p>送水車への軽油の補給は、定格負荷運転時における燃料補給作業着手時間となれば軽油ドラム缶を用いて実施する。その後の補給は、定格負荷運転時における給油間隔を目安に実施する。</p> <p>大容量ポンプ（放水砲用）への重油の補給は、定格負荷運転時における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯蔵タンク、重油タンク及びタンクローリーを用いて実施する。その後の補給は、定格負荷運転時における給油間隔を目安に実施する。</p> <p>送水車及び大容量ポンプ（放水砲用）への燃料補給に関する手順は「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。</p>

第 5.1.1 表 重大事故等対策における手順書の概要(12/19)

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		
方針目的	<p>炉心の著しい損傷、原子炉格納容器及びアニュラス部の損傷又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、大気への拡散抑制、海洋への拡散抑制により工場等外（以下「発電所外」という。）への放射性物質の拡散を抑制する手順等を整備する。</p> <p>また、原子炉格納容器周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合に、航空機燃料火災への泡消火により、火災に対応する手順等を整備する。</p>	
対応手順等	原子炉格納容器及びアニュラス部の著しい損傷、	<p>炉心出口温度が 350℃ 以上かつ格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）が $1 \times 10^5 \text{ mSv/h}$ 以上となり、原子炉格納容器へのスプレーが確認できない場合、大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲により原子炉格納容器及びアニュラス部へ海水を放水する。</p>
	拡散抑制	<p>原子炉格納容器及びアニュラス部への放水等により放射性物質を含む汚染水が発生する場合、発電所から海洋に流出する 4 箇所（取水路側 2 箇所、放水路側 2 箇所）にシルトフェンスを設置する。</p> <p>大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲による原子炉格納容器及びアニュラス部への放水等により、放射性物質を含む汚染水の発生を想定して、放射性物質を含む汚染水は雨水等の排水流路を通して海へ流れるため、排水路に多様性拡張設備である放射性物質吸着剤を設置する。放射性物質吸着剤は、放水路側シルトフェンスの内側に優先的に設置する。次に取水路側シルトフェンス内側、側溝の順に設置する。側溝については、放水路ピット付近から設置する。なお、放水の状況に応じてその設置量を決定する。</p>

対応手順等	貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷	大気への拡散抑制	<p>使用済燃料貯蔵槽（以下「使用済燃料ピット」という。）水位が使用済燃料ピット出口配管下端（E.L.+31.79m）以下まで低下し、かつ水位低下が継続し、建屋内部の損壊等により原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）に立ち入ることができない場合において、使用済燃料ピット区域エリアモニタの指示値の著しい上昇及び原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）の著しい損壊がなく、原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）近傍に近づける場合、送水車及びスプレイヘッドにより海水を原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）に放水する。</p> <p>使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端（E.L.+31.79m）以下まで低下し、かつ水位低下が継続し、使用済燃料ピット区域エリアモニタの指示値上昇、又は原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）の著しい損壊により原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）近傍に近づけない場合、送水車及びスプレイヘッドよりも射程距離が長い大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲により海水を原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）に放水する。</p>
		海洋への拡散抑制	<p>原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）への放水等により放射性物質を含む汚染水が発生する場合、発電所から海洋に流出する4箇所（取水路側2箇所、放水路側2箇所）にシルトフェンスを設置する。</p> <p>送水車及びスプレイヘッド又は大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲による原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）への放水等により、放射性物質を含む汚染水の発生を想定して、放射性物質を含む汚染水は雨水等の排水流路を通して海へ流れるため、排水路に多様性拡張設備である放射性物質吸着剤を設置する。放射性物質吸着剤は、放水路側シルトフェンスの内側に優先的に設置する。次に取水路側シルトフェンス内側、側溝の順に設置する。側溝については、放水路ピット付近から設置する。なお、放水の状況に応じてその設置量を決定する。</p>
	航空機燃料火災への泡消火	<p>原子炉格納容器周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合、大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲を用いて、海水を泡混合器で泡消火剤と混合しながら放水することで航空機燃料火災へ泡消火を実施する。</p> <p>大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲の準備が完了するまで、多様性拡張設備である化学消防自動車及び小型動力ポンプ付水槽車又は化学消防自動車、小型動力ポンプ付水槽車及び中型放水銃あるいは送水車（消火用）及び中型放水銃により、アクセスルートの確保、要員の安全確保、航空機燃料の飛散による延焼拡大防止のために泡消火を実施する。</p>	

配慮すべき事項	操作性	<p>放水砲による放水については噴射ノズルを調整することで、放水形状を直線状又は噴霧状に調整でき、放水形状は、直線状とするとより遠くまで放水できるが、噴霧状とすると、直線状よりも放射性物質の抑制効果があることからなるべく噴霧状を使用する。</p> <p>原子炉格納容器及びアニュラス部の損壊箇所が確認できる場合は、放水砲の噴射位置を原子炉格納容器及びアニュラス部の損壊箇所に調整するが、確認できない場合は原子炉格納容器頂部へ調整する。</p> <p>放水砲は、最も効果的な方角から原子炉格納容器及びアニュラス部又は原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）に向けて放水する。</p> <p>スプレイヘッドによる原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）への放水については、原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）の損壊箇所が確認できる場合は、スプレイヘッドの噴射位置を原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）の損壊部に調整する。</p> <p>大容量ポンプ（放水砲用）及び送水車への燃料補給に関する手順は「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。</p>
	作業性	<p>大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲による大気への拡散抑制又は航空機燃料火災への泡消火に係る可搬型ホース取付け等については、速やかに作業ができるように大容量ポンプ（放水砲用）の保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。</p> <p>送水車及びスプレイヘッドによる大気への拡散抑制に係る可搬型ホース取付け等については、速やかに作業ができるように送水車の保管場所に可搬型ホース等を配備する。</p>
	燃料補給	<p>大容量ポンプ（放水砲用）への重油の補給は、定格負荷運転時における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯蔵タンク、重油タンク及びタンクローリーを用いて実施する。</p> <p>また、送水車への軽油の補給は、定格負荷運転時における燃料補給作業着手時間となれば軽油ドラム缶を用いて実施する。その後の補給は、定格負荷運転時における補給間隔を目安に実施する。大容量ポンプ（放水砲用）及び送水車への燃料補給に関する手順は「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。</p>

第 5.1.1 表 重大事故等対策における手順書の概要(13/19)

1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等		
方針目的	<p>設計基準事故の収束に必要な水源である燃料取替用水ピット、復水ピット等とは別に重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源として、淡水源及び海水等を確保する。</p> <p>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、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）のための代替手段及び復水ピットへの供給、炉心注水及び原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）スプレイのための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給、格納容器再循環サンプを水源とした再循環運転、使用済燃料貯蔵槽（以下「使用済燃料ピット」という。）への水の供給、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の使用済燃料ピット又は原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）へのスプレイ及び放水並びに炉心の著しい損傷及び格納容器破損時の格納容器及びアニュラス部への放水のための水の供給について手順等を整備する。</p>	
対応手順等	蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）の代替手段及び復水ピットへの供給	<p>できない場合の代替手段</p> <p>重大事故等の発生により、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）手段の水源となる復水ピットの枯渇、破損等により機能が喪失した場合、使用可能であれば多様性拡張設備であるが短時間で実施可能な No. 3 淡水タンクへの水源切替を優先して実施する。すべての水源が使用不可能で蒸気発生器水位が低下した場合は、燃料取替用水ピット水を高圧注入ポンプにより原子炉に注水する操作と、加圧器逃がし弁の開操作により格納容器内部へ 1 次冷却材を放出する操作を組み合わせた 1 次冷却系のフィードアンドブリードにより原子炉を冷却する。</p>
	復水ピットへの供給	<p>重大事故等の発生時において、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）中に復水ピットの水位が低下し補給が必要な場合、送水車により海水を水源として復水ピットへ補給する。</p> <p>復水ピットへの補給の優先順位は、あらかじめ送水車の使用準備を開始し、使用可能であれば多様性拡張設備であるが短時間で使用可能な No. 3 淡水タンク等を優先して使用する。他の多様性拡張設備による淡水の補給手段が使用できない場合は、送水車の準備が整えば海水を使用する。</p>

対応手順等	炉心注水のための代替手段及び 燃料取替用水ピットへの供給	燃料取替用水ピットへの供給が できない場合の代替手段	<p>重大事故等の発生により、炉心注水の水源となる燃料取替用水ピットの枯渇、破損等が発生し水源として使用不可能な場合、以下の手段により、原子炉に注水する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・復水ピットを水源とし充てんポンプ又は恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水により原子炉へ注水する。 ・燃料取替用水ピットから復水ピットへの水源切替えができない場合、あらかじめ可搬式代替低圧注水ポンプ等の準備を開始し、他の多様性拡張設備による淡水の供給手段が使用できない場合は、海水を水源とし可搬式代替低圧注水ポンプにより原子炉へ注水する。
		燃料取替用水ピット への補給	<p>重大事故等の発生時において、炉心注水中に燃料取替用水ピットの水位が低下し補給が必要な場合、復水ピットから燃料取替用水ピットへ補給する。</p> <p>燃料取替用水ピットへの補給の優先順位は、あらかじめ復水ピットから燃料取替用水ピットへの補給準備を開始し、使用可能であれば多様性拡張設備であるがほう酸水であり早期に使用可能な1次系純水タンク及びほう酸タンク等を優先して使用し、準備が整えば復水ピットを使用する。</p>
	格納容器スプレイのための代替手段及び 燃料取替用水ピットへの供給	燃料取替用水ピットへの供給 ができない場合の代替手段	<p>重大事故等の発生により、格納容器スプレイの水源となる燃料取替用水ピットの枯渇、破損等が発生し水源として使用不可能な場合、以下の手段により格納容器へスプレイする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・復水ピットを水源として恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイにより格納容器へスプレイする。 ・あらかじめ準備した可搬式代替低圧注水ポンプの準備が整い、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイが実施できない場合は、海水を水源とし可搬式代替低圧注水ポンプにより格納容器へスプレイする。
		燃料取替用水ピット への補給	<p>重大事故等の発生時において、格納容器スプレイ中に燃料取替用水ピットの水位が低下し補給が必要な場合、復水ピットから燃料取替用水ピットへ補給する。</p> <p>燃料取替用水ピットへの補給の優先順位は、あらかじめ復水ピットから燃料取替用水ピットへの補給準備を開始し、使用可能であれば多様性拡張設備であるがほう酸水であり早期に使用可能な1次系純水タンク及びほう酸タンク等を優先して使用し、準備が整えば復水ピットを使用する。</p>

対応手順等	格納容器再循環サンプルとしての再循環運転	<p>重大事故等の発生による格納容器再循環サンプルを水源とした再循環運転において、余熱除去ポンプの故障等により、再循環運転による原子炉への注水機能が喪失した場合、以下の手順により格納容器再循環サンプル水を原子炉へ注水する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧注入ポンプによる再循環運転により原子炉へ注水する。 ・ A格納容器スプレイポンプ（RHR S-CSSS連絡ライン使用）及びA格納容器スプレイ冷却器による代替再循環運転により原子炉へ注水する。 ・ 全交流動力電源が喪失し、原子炉冷却機能が喪失した場合は、大容量ポンプによる代替補機冷却により冷却水を確保し、B高圧注入ポンプ（海水冷却）による代替再循環運転により原子炉へ注水する。
	使用済燃料ピットへの水の供給	<p>使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料ピットに接続する配管が破損し、使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合、海水を水源として送水車により使用済燃料ピットへ注水する。</p> <p>使用済燃料ピットへの注水の優先順位は、あらかじめ送水車の使用準備を開始し、使用可能であれば多様性拡張設備であるが短時間で実施可能なNo. 3淡水タンク等を優先して使用する。他の多様性拡張設備による淡水の補給手段が使用できない場合は、送水車の準備が整えば海水を使用する。</p>
	又は原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）へのスプレイ及び放水	<p>重大事故等の発生により、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい等が発生し、使用済燃料ピットの機能が喪失した場合に、使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端以下で水位低下が継続する場合、以下の手順により使用済燃料ピット又は原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）へスプレイ及び放水する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 送水車及びスプレイヘッドにより海水を使用済燃料ピットへスプレイ又は原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）へ放水する。 ・ 原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）の損壊又は使用済燃料ピット区域エリアモニタの指示値上昇により原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）に近づけないう場合は、大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲により、原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）へ海水を放水する。なお、海水を使用する際、取水箇所は取水路及び放水路ピットから取水箇所を選定し使用する。

	<p>炉心格納容器への放射線による格納容器破損及び格納容器破損による放射線格納容器破損の防止</p>	<p>重大事故等が発生し、炉心出口温度が 350℃以上かつ格納容器高レンジエリアモニタ（高レンジ）が 1×10^5 mSv/h 以上となり、格納容器へのスプレイが確認できない場合、大容量ポンプ（放水砲用）、放水砲により海水を格納容器及びアンユラス部へ放水する。</p>
<p>配慮すべき事項</p>	<p>作業ルート確保</p>	<p>構内のアクセス状況を考慮して可搬型ホースを敷設し、移送ルートを確保する。</p>
	<p>切替性</p>	<p>当初選択した水源からの送水準備が完了後、引き続き次の水源からの送水準備を開始することで、水源が枯渇しないように、最終的には海水から取水することで水の供給が中断することなく、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を確保する。 淡水又は海水を復水ピットへ補給することにより、継続的な蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）を成立させるため、復水ピットの保有水量を 1,035 m³以上に管理する。 淡水を燃料取替用水ピットへ補給すること及び可搬式代替低圧注水ポンプによる海水注水により、継続的な炉心注水及び代替炉心注水を成立させるため、燃料取替用水ピットの保有水量を 1,860 m³以上に管理する。</p>
	<p>成立性</p>	<p>海水取水時は、可搬型ホース先端にストレーナを付け、水面より低く着底しない位置に設置することで、漂流物を吸い込むことなく水を供給する。</p>
	<p>作業性</p>	<p>燃料取替用水ピット出口ラインの通水用ディスタンスピース取替えについては速やかに作業ができるよう作業場所近傍に使用工具を配備する。</p>
	<p>燃料補給</p>	<p>電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）、大容量ポンプへの重油の補給は、定格負荷運転時における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯蔵タンク、重油タンク及びタンクローリーを用いて実施する。その後の補給は、定格負荷運転時における給油間隔を目安に実施する。 電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）への燃料補給に関する手順は「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。 送水車への軽油の補給は、定格負荷運転時における燃料補給作業着手時間となれば軽油ドラム缶を用いて実施する。その後の補給は、定格負荷運転時における給油間隔を目安に実施する。送水車への燃料補給に関する手順は「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。</p>

第 5.1.1 表 重大事故等対策における手順書の概要(14/19)

1.14 電源の確保に関する手順等	
方針目的	<p>電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するため代替電源（交流）、代替電源（直流）、代替所内電気設備から給電するための手順等を整備する。</p>
対応手順等	<p>代替電源（交流）の給電</p> <p>全交流動力電源が喪失した場合は、以下の手段により非常用高圧母線へ代替電源（交流）から給電し、電圧計により受電確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 空冷式非常用発電装置から受電準備を行った後、空冷式非常用発電装置により給電する。 ・ 他号炉のディーゼル発電機が非常用高圧母線の電圧にて健全であることを確認した場合、号機間電力融通恒設ケーブルを使用し、給電する。あらかじめ敷設した号機間電力融通恒設ケーブルが使用できない場合は、配備している号機間電力融通予備ケーブルを使用し給電する。 ・ 電源車から受電準備を行った後、電源車を起動し給電する。 <p>代替電源（交流）の給電手順の優先順位は、空冷式非常用発電装置、号機間電力融通恒設ケーブル、電源車、号機間電力融通予備ケーブルの順で使用する。</p>
	<p>代替電源（直流）の給電</p> <p>全交流動力電源が喪失した場合は、蓄電池（安全防護系用）により非常用直流母線へ給電する。あわせて、全交流動力電源喪失発生後 1 時間を目安に中央制御室で不要直流負荷の切り離しを行い、8 時間以降に現場にてさらに不要直流負荷の切り離しを行う。</p> <p>また、蓄電池（安全防護系用）の電圧が低下する前までに、蓄電池（3 系統目）からの直流給電を実施する。</p> <p>蓄電池（安全防護系用）及び蓄電池（3 系統目）の電圧が低下する前までに、代替電源（交流）及び可搬式整流器により非常用直流母線へ給電する。</p>
	<p>代替所内電気設備による電源給電</p> <p>所内電気設備が共通要因で機能を失った場合、少なくとも 1 系統は機能の維持及び人の接近性を確保するために、空冷式非常用発電装置から代替所内電気設備変圧器、代替所内電気設備分電盤及び可搬式整流器により、原子炉を安定状態に収束させるために必要な機器へ給電する。</p>

配慮すべき事項	負荷容量	<p>空冷式非常用発電装置の必要最大負荷は、想定される事故シナジェンスのうち最大負荷となる、「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」及び「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」の場合である。空冷式非常用発電装置は必要最大負荷以上の電力を確保することで、原子炉を安定状態に収束するための電力を供給する。さらに、空冷式非常用発電装置の電源裕度及びプラント設備状況（被災状況、定期検査中等）に応じたその他使用可能な設備に供給する。</p> <p>号機間電力融通は、ケーブルの送電容量を考慮した負荷の範囲内で給電する。</p> <p>電源車は、プラント監視機能等を維持するために必要な最低限度の負荷に給電する。</p>
	悪影響防止	<p>号機間電力融通ケーブルは、通常運転中は、遮断器及びケーブルにより系統から分離し、重大事故等時のみ接続する。</p> <p>空冷式非常用発電装置や電源車、号機間電力融通恒設ケーブル又は号機間電力融通予備ケーブルを使用した号機間融通により電力を供給する際、中央制御室で受電後の補機の自動起動を防止するため、補機の操作スイッチを「引断」又は「切」にする。</p> <p>受電後の蓄電池の充電による水素発生防止のため、蓄電池（安全防護系用）を用いた場合には、蓄電池室排気ファンの起動により、蓄電池室の換気を行う。蓄電池（3系統目）を用いた場合には、蓄電池室（3系統目用）の換気を行う。</p>
	成立性	<p>所内直流電源設備から給電されている24時間以内に、常設代替電源（交流）である空冷式非常用発電装置により、十分な余裕を持って非常用直流母線に繋ぎ込み給電する。また、可搬型代替電源設備（交流）である電源車についても24時間以内に十分な余裕を持って給電する。</p>
	作業性	<p>暗闇でもヘッドライト、携行型照明等を携行していることから操作対象遮断器の識別が可能である。</p>
	燃料補給	<p>空冷式非常用発電装置、電源車又はディーゼル発電機への給油は、負荷運転における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯蔵タンク、重油タンク及びタンクローリーを用いて実施する。その後の給油は、負荷運転時の給油間隔を目安に実施する。重大事故等時7日間運転継続するために必要な燃料（重油）として、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順書等」及び「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等（代替緊急時対策所）」に示す燃料（重油）も含め、燃料油貯蔵タンクの備蓄量（150kl（1基当たり）、4基）及び重油タンク（160kl（1基当たり）、4基）を管理する。</p>

第 5.1.1 表 重大事故等対策における手順書の概要(15/19)

1.15 事故時の計装に関する手順等		
方針目的	<p>重大事故等が発生し、計測機器の故障等により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合に、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するため、計器の故障時の対応、計器の計測範囲を超えた場合への対応、計器電源の喪失時の対応、計測結果を記録する手順等を整備する。</p>	
対応手順等	監視機能の喪失	計器故障時のパラメータ推定
		<p>パラメータ選定で選定した重要な監視パラメータ（原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量等）又は有効な監視パラメータを計測する計器が故障により、計測することが困難となった場合、以下の手段により当該パラメータを推定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 発電用原子炉施設の状態を把握するために必要とする重要な監視パラメータについて、他チャンネル又は他ループの計器がある場合は、当該計器により当該パラメータを計測する。 ・ パラメータ選定にて選定した重要代替パラメータ（他チャンネル及び他ループの重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を除く。）の値を用いて以下の方法で推定する。 <ul style="list-style-type: none"> ○ 同一物理量で推定（温度、圧力、水位、流量、放射線量） ○ 水位を注水源若しくは注入先の水位変化又は注水量から推定 ○ 流量を注水先又は注水源の水位変化を監視することにより推定 ○ 除熱状態を温度、圧力等の傾向監視により推定 ○ 1次系からの漏えいを水位、圧力等の傾向監視することにより推定 ○ 圧力と温度を水の飽和状態の関係から推定 ○ ほう素濃度と炉心の未臨界性から推定 ○ 装置の動作特性により推定 ○ あらかじめ評価したパラメータの相関関係により推定

	監視機能の喪失	計器故障時のパラメータ推定	<p>計器故障時、当該パラメータの他チャンネル又は他ループの計器がある場合、他チャンネルの計器による計測を優先し、次に他ループの計器により計測する。</p> <p>重要代替パラメータ（他チャンネル及び他ループの重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器除く。）の値により推定を行う際に、推定に使用する計器が複数ある場合、より直接的なパラメータ、検出器の種類及び使用環境条件を考慮するとともに、計測される値の確からしさを判断の上で使用するパラメータの優先順位を定める。</p>
対応手順等	監視機能の喪失	計器の計測範囲を超えた場合のパラメータの推定	<p>原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータのうち、パラメータの値が計器の計測範囲を超えるものは、原子炉圧力容器内の温度と水位である。</p> <p>原子炉圧力容器内の温度及び水位の値が計器の計測範囲を超えた場合、原子炉施設の状態を推定するための手段は、以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力容器内の温度のパラメータである1次冷却材温度が計測範囲を超えた場合、可搬型計測器を接続し、検出器の抵抗を計測し、換算表を用いて温度へ変換する。多様性拡張設備である炉心出口温度が健全である場合は、炉心出口温度による計測を優先する。 ・原子炉圧力容器内の水位のパラメータである加圧器水位が低下して計測範囲以下となった場合は、原子炉水位で計測する。

対応手順等	計器電源の喪失	計器電源の喪失時の対応	<p>直流電源が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合、特に重要なパラメータを計測又は監視を行う手段は、以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・全交流動力電源喪失時により計測に必要な計器電源が喪失した場合、空冷式非常用発電装置、蓄電池（安全防護系用）、蓄電池（3系統目）、電源車及び可搬式整流器等の運転により、計器へ給電する。 ・代替電源の供給ができない場合は、特に重要なパラメータとして、パラメータ選定で選定した重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータを計測する計器については、温度、圧力、水位及び流量に係るものについては、可搬型計測器を接続し計測する。ただし、可搬型計測器を用いずに直接確認できるものは現場で確認する。 <p>また、可搬型計測器の計測値を工学値に換算する換算表を準備する。</p> <p>可搬型計測器による計測においては、計測の選定を行う際の考え方として、同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は、いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測又は監視する。同一の物理量について、複数のパラメータがある場合は、いずれか1つの適切なパラメータを選定し、計測又は監視する。</p>
	記録		<p>パラメータ選定で選定した重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータ（原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率等）は、安全パラメータ表示システム（SPDS）、SPDS表示装置及び可搬型温度計測装置により計測結果を記録する。ただし、複数の計測結果を使用し計算により推定する監視パラメータ（計測結果を含む。）の値や現場操作時のみ監視する現場の指示値は記録用紙に記録する。</p> <p>安全パラメータ表示システム（SPDS）、SPDS表示装置及び可搬型温度計測装置に記録された監視パラメータの計測結果は、記録容量を超える前に定期的にメディア（記録媒体）に保存する。</p>

配慮すべき事項	パラメータの選定	<p> 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態を監視する主要パラメータは、事象の判別を行う運転手順書の判断基準、炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書の適用条件、炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書の適用条件及び技術的能力に係る審査基準 1.1～1.10、1.13、1.14 のパラメータより選定する。 </p> <p> 選定した主要パラメータ（パラメータの分類：原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量、原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度、放射線量率、未臨界の維持又は監視、最終ヒートシンクの確保、格納容器バイパスの監視、水源の確保及びアニュラス内の水素濃度）は、以下のとおり分類する。 </p> <ul style="list-style-type: none"> <p>・ 重要な監視パラメータ : 主要パラメータのうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器で計測するパラメータをいう。</p> <p>・ 有効な監視パラメータ : 主要パラメータのうち、多様性拡張設備の計器で計測されるが、計測することが困難となった場合でも重大事故等対処設備の計器で計測される代替パラメータを有するものをいう。</p> <p>・ 補助的な監視パラメータ : 原子炉施設の状況や重大事故等対処設備の運転状態等を補助的に監視するパラメータをいう。</p> <p> さらに、次のとおり重要代替パラメータを選定する。 </p> <ul style="list-style-type: none"> <p>・ 重要代替パラメータ : 重要な監視パラメータの代替パラメータのうち、重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器（当該重要な監視パラメータの他チャンネル及び他ループの重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器含む。）並びに有効な監視パラメータの代替パラメータを計測する重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器により計測されるパラメータをいう。</p>
---------	----------	--

配慮すべき事項	把握 原子炉施設の状況	<p>設計基準を超える状態における原子炉施設の状況を把握する能力として、重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータを計測する計器の計測範囲並びに計器の個数を明確化した運転手順書を整備する。</p>
	確からしさの考慮	<p>圧力のパラメータと温度のパラメータを水の飽和状態の関係から推定する場合は、水が飽和状態にないとパラメータに不確かさが生じるため、計器が故障するまでの原子炉施設の状況及び事象進展状況を踏まえ、複数の関連パラメータを確認し、有効な情報を得た上で推定する。</p> <p>原子炉格納容器内の水素濃度を装置の動作特性を用いて推定する場合は、間接的な情報により推定するため、不確かさが生じることを考慮する。</p> <p>アニュラス内の水素濃度を推定する場合は、パラメータの相関関係を用いて、間接的な情報により推定するため、不確かさが生じることを考慮する。</p> <p>なお、代替パラメータによる推定に当たっては、代替パラメータの誤差による影響を考慮する。</p>
	電源確保	<p>全交流動力電源及び直流電源喪失時は、空冷式非常用発電装置、蓄電池（安全防護系用）、蓄電池（3系統目）、電源車及び可搬式整流器等の運転により、計器へ給電する。</p> <p>給電の手順は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p>

第 5.1.1 表 重大事故等対策における手順書の概要(16/19)

1.16 原子炉制御室の居住性に関する手順等	
方針目的	<p>重大事故等が発生した場合において、運転員が中央制御室にとどまるために必要な対処設備及び資機材を活用した居住性の確保、汚染の持ち込み防止、放射性物質の濃度低減に係る手順等を整備する。</p>
対応手順等	<p style="text-align: center;">居住性の確保</p> <p>重大事故等が発生した場合において、中央制御室にとどまる運転員の被ばく線量を 7 日間で 100mSv を超えないよう、中央制御室遮蔽及び中央制御室空調装置の外気を遮断した状態で閉回路循環運転（以下「中央制御室換気系隔離モード」という。）により、環境に放出された放射性物質等による放射線被ばくから運転員等を防護するとともにマネジメント（マスク等）による放射線防護措置等にて被ばくを低減し、以下の手順等で中央制御室の居住性を確保する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 非常用炉心冷却設備作動信号発信又は中央制御室エリアモニタ指示上昇により中央制御室換気系隔離信号の発信を確認した場合、中央制御室空調装置が中央制御室換気系隔離モードで運転中であることを確認する。全交流動力電源喪失により、中央制御室空調装置が中央制御室換気系隔離モードにできない場合は、手動によるダンパの開操作により中央制御室換気系隔離モードの系統構成を行い、代替交流電源設備による給電後、中央制御室空調装置を運転する。 ・ 中央制御室空調装置が中央制御室換気系隔離モードとなった場合、中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を行い、酸素濃度又は二酸化炭素濃度が制限値を満足できない場合は、外気の取入れを実施する。 ・ 全交流動力電源喪失時に、中央制御室の照明が使用できない場合、可搬型照明（S A）の内蔵蓄電池による照明を確保し、代替交流電源設備による給電後、可搬型照明（S A）を可搬型照明用電源に接続し中央制御室の照明を引き続き確保する。照明確保の優先順位は、多様性拡張設備である中央制御室非常用照明を優先して使用し、中央制御室非常用照明が使用できない場合は可搬型照明（S A）を使用する。 ・ 炉心出口温度等により炉心損傷が予想される事態となった場合、炉心損傷の兆候が見られた場合又は発電所対策本部長が必要と判断した場合は、運転員等の内部被ばくを低減するため、当直課長の指示により全面マスクを着用する。 ・ 運転員等の被ばく低減及び被ばく線量の平準化のため、当直課長は発電所対策本部長等と協議の上、長期的な保安の観点から運転員の交代要員体制を整備する。また、運転員の交代に伴う移動時の放射線防護措置やチェンジングエリア等の各境界における汚染管理を行うことで被ばくの低減を図る。

対応手順等	汚染の持ち込み防止	<p>原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生した場合に、中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため、身体サーベイ及び防護具の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置する。なお、チェンジングエリアの区画を恒設化し、速やかに使用できるようにする。</p> <p>全交流動力電源喪失時にチェンジングエリア設置場所の照明が使用できない場合は可搬型照明（SA）の内蔵蓄電池による照明を確保し、代替交流電源設備により給電後、可搬型照明（SA）を電源に接続しチェンジングエリアの照明を引き続き確保する。照明確保の優先順位は、常設の多様性拡張設備であるチェンジングエリア非常用照明を優先して使用し、チェンジングエリア非常用照明が使用できない場合は可搬型照明（SA）を使用する。</p>
	放射性物質の濃度低減	<p>非常用炉心冷却設備作動信号が発信した場合に、アニュラス空気浄化ファンを運転し、原子炉格納容器から漏えいした空気がアニュラス部から放射性物質低減機能を有するアニュラス空気浄化フィルタユニットを通して屋外へ排出されていることを、アニュラス圧力の低下にて確認する。</p> <p>全交流動力電源又は常設直流電源が喪失した場合は、アニュラス空気浄化系の弁に窒素ポンベ（代替制御用空気供給用）から代替制御用空気を供給するための系統構成を行い、代替電源設備から給電した後、アニュラス空気浄化ファンを運転する。</p> <p>また、窒素ポンベ（代替制御用空気供給用）から代替制御用空気の供給が不能の場合は、可搬式空気圧縮機（代替制御用空気供給用）から代替制御用空気を供給するための系統構成を行い、代替電源設備から給電した後、アニュラス空気浄化ファンを運転する。</p>
配慮すべき事項	放射線管理	<p>チェンジングエリアでは、現場作業を行う運転員等の身体サーベイを行い、汚染が確認された場合、サーベイエリアに隣接した除染エリアにて除染を行う。除染により廃水が発生した場合は、ウエスに染み込ませることで放射性廃棄物として廃棄する。</p>
	電源確保	<p>全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備により中央制御室空調装置及び可搬型照明へ給電する。給電の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p> <p>全交流動力電源又は常設直流電源が喪失した場合、代替電源設備によりアニュラス空気浄化設備に給電する。給電の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p>

第 5.1.1 表 重大事故等対策における手順書の概要(17/19)

1.17 監視測定等に関する手順等	
方針目的	<p>重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するため、放射性物質の濃度及び放射線量を測定する手順等を整備する。また、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するため風向、風速その他の気象条件を測定する手順等を整備する。</p>
対応手順等	<p>放射線物質の濃度及び放射線量の測定</p> <p>通常時よりモニタリングステーション及びモニタリングポストにて放射線量を連続測定していることから、重大事故等時に設備が健全である場合は、多様性拡張設備であるモニタリングステーション及びモニタリングポストを優先し、機能が喪失した場合は、重大事故等対処設備である可搬式モニタリングポストにより放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備によりモニタリングステーション及びモニタリングポストへ給電する。給電の優先順位は、多様性拡張設備であるモニタリングステーション及びモニタリングポスト専用の無停電電源装置からの給電を優先し、代替交流電源設備による給電が開始されれば給電元を切り替える。</p> <p>原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象が発生した場合、発電所海側敷地境界方向を含む原子炉格納施設を囲む 8 方位の放射線量は、可搬式モニタリングポストにより監視し、及び測定し、並びにその測定結果を記録する。ただし、多様性拡張設備であるモニタリングステーション及びモニタリングポストが使用できる場合の当該 4 方位の測定については、モニタリングステーション及びモニタリングポストを優先して使用する。</p> <p>重大事故等時の放射性物質の濃度（空气中）は、可搬型放射線計測装置（可搬式ダストサンプラ、汚染サーベイメータ、Na I シンチレーションサーベイメータ）により監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。放射性物質の濃度（空气中）を測定する優先順位は、多様性拡張設備である移動式放射線測定装置（モニタ車）を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合、可搬型放射線計測装置（可搬式ダストサンプラ、汚染サーベイメータ、Na I シンチレーションサーベイメータ）を使用する。</p> <p>重大事故等時の発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）における、放射性物質の濃度（空气中、水中、土壌中）及び放射線量は、可搬型放射線計測装置（可搬式ダストサンプラ、汚染サーベイメータ、Na I シンチレーションサーベイメータ、Zn S シンチレーションサーベイメータ及びβ線サーベイメータ）及び電離箱サーベイメータにより監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。</p> <p>発電所の周辺海域については、小型船舶を用いた海上モニタリングを行う。</p>

対応手順等	風向、風速その他の気象条件の測定	<p>重大事故等時の風向、風速その他の気象条件は、可搬型気象観測装置により測定し、及びその結果を記録する。風向、風速その他気象条件を測定する優先順位は、多様性拡張設備である気象観測設備を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合、可搬式気象観測装置を使用する。</p>
配慮すべき事項	測定頻度	<p>重大事故等時の放射性物質の濃度及び放射線量の測定頻度については、モニタリングステーション及びモニタリングポストが使用できなくなった場合の放射線量の測定は、可搬式モニタリングポストにより連続測定を行う。放射性物質の濃度の測定（空气中、水中、土壌中）及び海上モニタリングは、1回/日以上を目安とするが、測定頻度は原子炉施設の状態及び放射性物質の放出状況を考慮し変更する。</p> <p>重大事故等時の風向、風速その他気象条件の測定は、連続測定を行う。</p>
	バックグラウンド低減対策	<p>重大事故等により放射性物質の放出のおそれがある場合、モニタリングステーション、モニタリングポスト及び可搬式モニタリングポストの検出器の養生を行う。放射性物質の放出により、モニタリングステーション、モニタリングポスト又は可搬式モニタリングポスト周辺の汚染を確認した場合、周辺の汚染レベルを確認し、測定設備の除染、周辺の土壌撤去、樹木の伐採等を行い、バックグラウンドレベルを低減する。</p> <p>重大事故等発生後の周辺汚染により放射性物質の濃度測定時のバックグラウンドが上昇し、可搬型放射線計測装置が測定不能となった場合、可搬型放射線計測装置の検出器周囲を遮蔽材で囲むこと等の対策によりバックグラウンドレベルを低減させて、放射性物質の濃度を測定する。</p>
	他の機関連との連携体制	<p>重大事故等時の敷地外でのモニタリングについては、国、地方公共団体と連携して策定されるモニタリング計画にしたがい、資機材及び要員の動員、放出源情報を提供するとともにモニタリングに協力する。</p>
	電源確保	<p>全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備によりモニタリングステーション及びモニタリングポストへ給電される。</p>

第 5.1.1 表 重大事故等対策における手順書の概要(18/19)

1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等	
方針目的	<p>緊急時対策所に関し、重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員が緊急時対策所にとどまり、重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡し、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する等の発電所対策本部としての機能を維持するために必要な居住性の確保、必要な指示及び通信連絡、必要な数の要員の収容、代替電源設備からの給電に係る手順等を整備する。</p>
居住性の確保	<p>重大事故等が発生した場合、緊急時対策所非常用空気浄化ファン及び緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニットによる放射性物質の侵入低減、空気供給装置による希ガス等の放射性物質の侵入防止等の放射線防護措置等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等の被ばく線量を 7 日間で 100mSv を超えないようにするため、以下の手順等により緊急時対策所の居住性を確保する。(以下、緊急時対策所非常用空気浄化ファン及び緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニットをまとめて、「緊急時対策所可搬型空気浄化装置」という。また、緊急時対策所可搬型空気浄化装置と空気供給装置をまとめて、「緊急時対策所換気設備」という。)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 緊急時対策所を立ち上げる場合、緊急時対策所可搬型空気浄化装置を緊急時対策所に接続し、起動するとともに、緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を開始し、測定結果に応じ、空気流入量を調整する。また、プルーム放出時の緊急時対策所換気設備切替えに備え、空気供給装置の系統構成等の準備を行う。 ・ 原子力災害対策特別措置法第 10 条事象が発生した場合、緊急時対策所内可搬型エリアモニタを緊急時対策所へ、緊急時対策所外可搬型エリアモニタを 3 号炉及び 4 号炉の原子炉格納容器と緊急時対策所の上に設置し、放射線量の測定を開始する。 ・ 緊急時対策所外可搬型エリアモニタ等の指示上昇や炉心損傷が生じる等、プルーム放出のおそれがあると判断した場合、パラメータの監視強化及び緊急時対策所換気設備切替えのための要員配置を行う。 ・ 原子炉格納容器からプルームが放出され、緊急時対策所外可搬型エリアモニタ又は緊急時対策所内可搬型エリアモニタの指示が上昇した場合、速やかに緊急時対策所における緊急時対策所換気設備を緊急時対策所可搬型空気浄化装置から空気供給装置へ切り替えるとともに、緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定結果に応じ、空気流入量を調整する。その後、緊急時対策所外可搬型エリアモニタ及び緊急時対策所内可搬型エリアモニタの指示が低下し、緊急時対策所周辺から希ガスの影響が減少したと判断した場合、緊急時対策所換気設備を空気供給装置から緊急時対策所可搬型空気浄化装置へ切り替える。

<p>必要な指示及び通信連絡</p>	<p>重大事故等が発生した場合、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等が、緊急時対策所の情報収集設備及び通信連絡設備により、必要なプラントパラメータ等を監視又は収集し、重大事故等に対処するために必要な情報を把握するとともに、重大事故等に対処するための対策の検討を行う。</p> <p>重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料を緊急時対策所に整備する。当該資料は常に最新となるよう通常時から維持、管理する。</p> <p>重大事故等が発生した場合、緊急時対策所の通信連絡設備により、発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う。</p> <p>全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備により緊急時対策所の情報収集設備及び通信連絡設備へ給電する。通信連絡に関わる手順等は、「1.19 通信連絡に関する手順等」にて整備する。</p>
<p>必要な数の要員の収容</p>	<p>緊急時対策所には、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含めた重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する。これらの要員を収容するため、以下の手順等により必要な資機材、飲料水、食料等を配備するとともに、維持、管理し、放射線管理等の運用を行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員や現場作業を行う要員等の対策要員の装備(線量計、マスク等)を配備し、維持、管理し、重大事故等時にはこれらを用いて十分な放射線管理を行う。 ・ 緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、身体サーベイ及び防護具の着替え等を行うためのチェンジングエリアを通常時から設置し、緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下になった場合に運用する。 ・ 外部からの支援なしに1週間活動するために必要な飲料水、食料等を備蓄し、維持、管理し、重大事故等が発生した場合は、緊急時対策所内の環境を確認した上で、飲食の管理を行う。
<p>代替電源(交流)の給電</p>	<p>非常用母線からの給電喪失時は、電源車(緊急時対策所用)を起動し緊急時対策所へ給電する。代替交流電源として電源車(緊急時対策所用)は、緊急時対策所立ち上げ時にケーブル接続を行う。</p> <p>緊急時対策所立ち上げ時には、待機側の電源車(緊急時対策所用)のケーブル接続も行う。故障等により電源車(緊急時対策所用)の切替えが必要になった場合には、速やかに待機側の電源車(緊急時対策所用)を起動し切り替える。</p>

配置	<p>重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員と現場作業を行う要員等との輻輳を避けるレイアウトとし、遮音された少人数の会議スペースも確保できるよう考慮する。また、要員の収容が適切に行えるようトイレ等を整備する。</p>
放射線管理	<p>チェンジングエリア内では現場作業を行う要員等の身体サーベイを行い、汚染が確認された場合、サーベイエリアに隣接した除染エリアにて除染を行う。汚染による廃水が発生した場合、ウエスに染み込ませることで放射性廃棄物として廃棄する。</p> <p>緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニットの性能の低下等、切替えが必要となった場合、緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニットを待機側へ切り替え、線量に応じ、交換又は保管を行う。</p> <p>現場作業を行う要員等が身体サーベイを待つ場合、周辺からの放射線影響を低減するため、遮蔽効果のある緊急時対策所内で待機する。</p>
電源確保	<p>全交流動力電源喪失時は、3号炉及び4号炉原子炉補助建屋に設置されている安全パラメータ表示システム（SPDS）及び安全パラメータ伝送システムについては、空冷式非常用発電装置により給電される。</p> <p>給電の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」及び「1.19 通信連絡に関する手順等」にて整備する。</p>
燃料補給	<p>電源車（緊急時対策所用）への給油は、定格負荷運転における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯蔵タンク又は重油タンク及びタンクローリーを用いて実施する。その後の補給は、定格負荷運転時の給油間隔を目安に実施する。重大事故等時7日間運転継続するために必要な燃料（重油）の備蓄量として、「1.14 電源の確保に関する手順等」に示す燃料油貯蔵タンク（150kl以上（1基当たり）、4基）及び重油タンク（160 kl以上（1基当たり）、4基）を管理する。</p>

第 5.1.1 表 重大事故等対策における手順書の概要(19/19)

1.19 通信連絡に関する手順等	
方針目的	<p>重大事故等が発生した場合において、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うため、発電所内の通信連絡設備、発電所外（社内外）との通信連絡設備により通信連絡を行う手順等を整備する。</p>
対応手順等	<p>発電所内との通信連絡</p> <p>重大事故等が発生した場合、通信設備（発電所内）により、運転員等及び緊急安全対策要員が、中央制御室、屋内外の作業場所、移動式放射能測定装置（モニタ車）、緊急時対策所との間で相互に通信連絡を行うために、衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）、トランシーバー及び携行型通話装置を使用する。 全交流動力電源喪失時は、代替電源設備（電池を含む。）により、これらの設備へ給電する。 通信連絡を行う場合の優先順位は、多様性拡張設備である運転指令設備、電力保安通信用電話設備（保安電話（固定）、保安電話（携帯））及び無線通話装置の使用を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合は、衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）、トランシーバー及び携行型通話装置を使用する。</p> <p>重大事故等が発生した場合、データ伝送設備（発電所内）により、緊急時対策所へ、重大事故等に対処するために必要なデータを伝送し、パラメータを共有するために、安全パラメータ表示システム（SPDS）及びSPDS表示装置を使用する。 直流電源喪失時等、可搬型の計測器にて、炉心損傷防止及び格納容器破損防止に必要なパラメータ等の特に重要なパラメータを計測し、その結果を通信設備（発電所内）により発電所内の必要な場所で共有する場合、現場と中央制御室との連絡には携行型通話装置を使用し、現場又は中央制御室と緊急時対策所との連絡には衛星電話（固定）及び衛星電話（携帯）を使用する。 全交流動力電源喪失時は、代替電源設備（電池を含む。）により、これらの設備へ給電する。 通信連絡を行う場合の優先順位は、多様性拡張設備である運転指令設備、電力保安通信用電話設備（保安電話（固定）、保安電話（携帯））及び無線通話装置の使用を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合は、衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）及び携行型通話装置を使用する。</p>

<p>対応手順等</p>	<p style="text-align: center;">発電所外（社内外）との通信連絡</p> <p>重大事故等が発生した場合、通信設備（発電所外）により、緊急時対策所の緊急安全対策要員が、緊急時対策所と原子力事業本部、本店、移動式放射能測定装置（モニタ車）、国、地方公共団体、その他関係機関等との間で通信連絡を行うために、衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）、衛星電話（可搬）、緊急時衛星通報システム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（TV会議システム、IP電話及びIP-FAX）を使用する。</p> <p>全交流動力電源喪失時は、代替電源設備（電池を含む。）により、これらの設備へ給電する。</p> <p>通信連絡を行う場合の優先順位は、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（TV会議システム、IP電話及びIP-FAX）及び緊急時衛星通報システム並びに多様性拡張設備である加入電話、加入ファクシミリ、携帯電話、電力保安通信用電話設備（保安電話（固定）、保安電話（携帯）及び衛星保安電話）、社内TV会議システム及び無線通話装置の使用を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合は、衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）及び衛星電話（可搬）を使用する。</p> <p>重大事故等が発生した場合、データ伝送設備（発電所外）により、国の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ、必要なデータを伝送し、パラメータを共有するために、安全パラメータ表示システム（SPDS）及び安全パラメータ伝送システムを使用する。</p> <p>直流電源喪失時等、可搬型の計測器にて、炉心損傷防止及び格納容器破損防止に必要なパラメータ等の特に重要なパラメータを計測し、その結果を通信設備（発電所外）により発電所外（社内外）の必要な場所で共有する場合、緊急時対策所と原子力事業本部、本店、国、地方公共団体等との連絡には衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）、衛星電話（可搬）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（TV会議システム、IP電話及びIP-FAX）を使用する。</p> <p>全交流動力電源喪失時は、代替電源設備（電池を含む。）により、これらの設備へ給電する。</p> <p>通信連絡を行う場合の優先順位は、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（TV会議システム、IP電話及びIP-FAX）並びに多様性拡張設備である加入電話、加入ファクシミリ、携帯電話、電力保安通信用電話設備（保安電話（固定）、保安電話（携帯）及び衛星保安電話）、社内TV会議システム及び無線通話装置の使用を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合は、衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）及び衛星電話（可搬）を使用する。</p>
--------------	--

<p>配慮すべき事項</p>	<p>電源確保</p>	<p>全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により、衛星電話（固定）、衛星電話（可搬）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（TV会議システム、IP電話及びIP-FAX）、緊急時衛星通報システム、安全パラメータ表示システム（SPDS）、安全パラメータ伝送システム及びSPDS表示装置へ給電する。</p> <p>給電の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」及び「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」にて整備する。</p>
----------------	-------------	---

第 5.1.2 表 重大事故等対策における操作の成立性(1/8)

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.1	—	—	—	—
1.2	タービン動補助給水ポンプ（現場手動操作）及びタービン動補助給水ポンプ起動弁（現場手動操作）によるタービン動補助給水ポンプの機能回復	運転員等 （中央制御室、現場）	5	45分
	主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による主蒸気逃がし弁の機能回復	1.3にて整備する。		
1.3	タービン動補助給水ポンプ（現場手動操作）及びタービン動補助給水ポンプ起動弁（現場手動操作）によるタービン動補助給水ポンプの機能回復	1.2にて整備する。		
	主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による主蒸気逃がし弁の機能回復	運転員等 （中央制御室、現場）	5	30分
	窒素ポンベ（代替制御用空気供給用）による加圧器逃がし弁の機能回復	運転員等 （中央制御室、現場）	2	55分
	可搬式空気圧縮機（代替制御用空気供給用）による加圧器逃がし弁の機能回復	運転員等 （中央制御室、現場）	2	55分
	可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）による加圧器逃がし弁の機能回復	運転員等 （中央制御室、現場） 緊急安全対策要員	2 2	75分
1.4	A格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）による代替炉心注水	運転員等 （中央制御室、現場）	2	20分
	恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水	運転員等 （中央制御室、現場）	4	30分
	可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水	運転員等 （中央制御室）	1	4.8時間
		緊急安全対策要員 （中央制御室、現場）	12	
	A格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）による代替再循環運転	運転員等 （中央制御室、現場）	2	15分
	B充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水	運転員等 （中央制御室、現場）	3	84分
		緊急安全対策要員	3	
	蓄圧タンクによる代替炉心注水	運転員等 （中央制御室、現場）	2	15分
主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による蒸気放出	1.3にて整備する。 （主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による主蒸気逃がし弁の機能回復と同様）			

第 5.1.2 表 重大事故等対策における操作の成立性(2/8)

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.5	主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による主蒸気逃がし弁の機能回復	1.3 にて整備する。		
	大容量ポンプを用いた A、D 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	1.7 にて整備する。		
	大容量ポンプによる補機冷却水（海水）通水	緊急安全対策要員 （中央制御室、現場）	20	9.2 時間
1.6	A、D 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	1.7 にて整備する。		
	恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	運転員等 （中央制御室、現場）	3	30 分
	大容量ポンプを用いた A、D 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	1.7 にて整備する。		
	可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	緊急安全対策要員 （中央制御室、現場）	12	4.8 時間
	電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）、大容量ポンプへの燃料補給	緊急安全対策要員	2	106 分
	送水車への燃料補給	緊急安全対策要員	2	110 分
1.7	A、D 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	運転員等 （中央制御室、現場）	2	60 分
		緊急安全対策要員	1	
	恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	1.6 にて整備する。		
	可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	1.6 にて整備する。		
大容量ポンプを用いた A、D 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	運転員等 （中央制御室）	1	8.2 時間	
	緊急安全対策要員 （中央制御室、現場）	20		

第 5.1.2 表 重大事故等対策における操作の成立性(3/8)

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.8	恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	運転員等 (中央制御室、現場)	3	30分
	可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	運転員等 (中央制御室)	1	4.8時間
		緊急安全対策要員 (中央制御室、現場)	12	
	A格納容器スプレイポンプ（RHR S-CSS連絡ライン使用）による代替炉心注水	1.4にて整備する。		
	恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水	1.4にて整備する。		
	可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水	1.4にて整備する。		
B充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水	1.4にて整備する。			
1.9	可搬型格納容器水素ガス濃度計	運転員等 (中央制御室、現場)	2	60分
1.10	水素排出（アニュラス空気浄化設備） 全交流動力電源又は常設直流電源が喪失した場合の操作手順 窒素ポンベ（代替制御用空気供給用）によるアニュラス空気浄化設備の運転	運転員等 (中央制御室、現場)	2	55分
	水素排出（アニュラス空気浄化設備） 全交流動力電源又は常設直流電源が喪失した場合の操作手順 可搬式空気圧縮機（代替制御用空気供給用）によるアニュラス空気浄化設備の運転	運転員等 (中央制御室、現場)	2	55分
1.11	海水から使用済燃料ピットへの注水	緊急安全対策要員	5	3.4時間
	送水車による使用済燃料ピットへのスプレイ	緊急安全対策要員	7	2.9時間
	大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲による原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）への放水	1.12にて整備する。 (大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲による大気への拡散抑制と同様)		
	可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視	緊急安全対策要員	4	2時間

第 5.1.2 表 重大事故等対策における操作の成立性(4/8)

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.12	大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲による大気への拡散抑制	緊急安全対策要員	12	3.7 時間
	シルトフェンスによる海洋への拡散抑制	緊急安全対策要員	12	4.2 時間
	送水車及びスプレイヘッドによる大気への拡散抑制	緊急安全対策要員	7	2.9 時間
	大容量ポンプ（放水砲用）、放水砲及び泡混合器による航空機燃料火災への泡消火	緊急安全対策要員	12	3.7 時間

第 5.1.2 表 重大事故等対策における操作の成立性(5/8)

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.13	海水を用いた復水ピットへの補給	緊急安全対策要員	5	4.1 時間
	燃料取替用水ピットから復水ピットへの水源切替 (炉心注水時)	運転員等 (中央制御室、現場)	3	2 時間
		緊急安全対策要員	3	
	燃料取替用水ピットから海水への水源切替 (炉心注水時)	1.4 にて整備する。 (可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水と同様)		
	燃料取替用水ピットから復水ピットへの水源切替 (格納容器スプレイ時)	運転員等 (中央制御室、現場)	2	2 時間
		緊急安全対策要員	3	
	燃料取替用水ピットから海水への水源切替 (格納容器スプレイ時)	1.6 にて整備する。 (可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイと同様)		
	復水ピットから燃料取替用水ピットへの補給	運転員等 (中央制御室、現場)	2	110 分
		緊急安全対策要員	3	
	A 格納容器スプレイポンプ (R H R S - C S S 連絡ライン使用) による代替再循環運転	1.4 にて整備する。		
	海水から使用済燃料ピットへの注水	1.11 にて整備する。		
送水車による使用済燃料ピット又は原子炉周辺建屋 (貯蔵槽内燃料体等) へのスプレイ	1.11、1.12 にて整備する。 (送水車による使用済燃料ピットへのスプレイ、送水車及びスプレイヘッドによる大気への拡散抑制と同様)			
大容量ポンプ (放水砲用) 及び放水砲による使用済燃料ピット又は原子炉周辺建屋 (貯蔵槽内燃料体等) への放水	1.11、1.12 にて整備する。 (大容量ポンプ (放水砲用) 及び放水砲による使用済燃料ピットへの放水、大容量ポンプ (放水砲用) 及び放水砲による大気への拡散抑制と同様)			
大容量ポンプ (放水砲用) 及び放水砲による格納容器及びアニュラス部への放水	1.12 にて整備する。			

第 5.1.2 表 重大事故等対策における操作の成立性(6/8)

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.14	空冷式非常用発電装置による代替電源（交流）からの給電	運転員等 （中央制御室、現場）	4	20分
	号機間電力融通恒設ケーブル（3号～4号）を使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電	運転員等 （中央制御室、現場）	2	75分
		緊急安全対策要員	2	
	電源車による代替電源（交流）からの給電	運転員等 （中央制御室、現場）	3	60分
		緊急安全対策要員	4	
	号機間電力融通予備ケーブル（3号～4号）を使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電	運転員等 （中央制御室、現場）	2	2.4時間
		緊急安全対策要員	6	
	蓄電池（安全防護系用）による代替電源（直流）からの給電	運転員等 （中央制御室、現場）	2	20分
	蓄電池（3系統目）による代替電源（直流）からの給電	運転員等 （中央制御室、現場）	2	15分
	可搬式整流器による代替電源（直流）からの給電	運転員等（現場）	1	110分
		緊急安全対策要員	2	
代替所内電気設備による交流及び直流の給電（空冷式非常用発電装置）	運転員等 （中央制御室、現場）	2	3.8時間	
	緊急安全対策要員	2		
空冷式非常用発電装置等への燃料（重油）補給	緊急安全対策要員	2	2.1時間	
電源車への燃料（重油）補給	緊急安全対策要員	2	2.1時間	
ディーゼル発電機への燃料（重油）補給	緊急安全対策要員	2	90分	

第 5.1.2 表 重大事故等対策における操作の成立性(7/8)

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.15	可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視	緊急安全対策要員	2	35 分
1.16	中央制御室空調装置の運転手順（全交流動力電源が喪失した場合）	運転員等 （中央制御室）	1	70 分
		緊急安全対策要員	2	
	アニュラス空気浄化設備の運転手順等（全交流動力電源又は常設直流電源が喪失した場合に窒素ポンペ(代替制御用空気供給用)によるアニュラス空気浄化設備の運転）	運転員等 （中央制御室、現場）	2	55 分
	アニュラス空気浄化設備の運転手順等（全交流動力電源又は常設直流電源が喪失した場合に可搬式空気圧縮機(代替制御用空気供給用)によるアニュラス空気浄化設備の運転）	運転員等 （中央制御室、現場）	2	55 分
1.17	可搬式モニタリングポストによる放射線量の代替測定	緊急安全対策要員	4	3.5 時間
	可搬式モニタリングポストによる原子炉格納施設を囲む 8 方位の放射線量の測定	緊急安全対策要員	4	2.3 時間 ^{*1}
	可搬型放射線計測装置による空気中の放射性物質の濃度の測定	緊急安全対策要員	2	75 分
	可搬型放射線計測装置による水中の放射性物質の濃度の測定	緊急安全対策要員	2	95 分
	可搬型放射線計測装置による土壌中の放射性物質の濃度の測定	緊急安全対策要員	2	60 分
	海上モニタリング測定	緊急安全対策要員	4	2 時間 ^{*2}
	モニタリングステーション、モニタリングポスト及び可搬式モニタリングポストのバックグラウンド低減対策	緊急安全対策要員	2	3 時間
	可搬式気象観測装置による気象観測項目の代替測定	緊急安全対策要員	6	2 時間

※1：可搬式モニタリングポストによる代替測定でカバーできない 4 方位に設置した場合に想定される作業時間。

※2：小型船舶が海面に着水するまでの時間を記載した。その後の一連の作業（1 箇所当たり）の所要時間は、約 100 分。

第 5.1.2 表 重大事故等対策における操作の成立性(8/8)

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.18	緊急時対策所可搬型空気浄化装置運転手順	緊急安全対策要員	1	34 分
	空気供給装置による空気供給準備手順	緊急安全対策要員	1	55 分
	緊急時対策所内可搬型エリアモニタ及び緊急時対策所外可搬型エリアモニタ設置手順	緊急安全対策要員	2	47 分
	空気供給装置への切替準備手順	緊急時対策本部要員	2	4 分
	空気供給装置への切替手順	緊急時対策本部要員	2	2 分
	緊急時対策所可搬型空気浄化装置への切替手順	緊急時対策本部要員	2	2 分
	緊急時対策所可搬型空気浄化装置の切替手順	緊急時対策本部要員	1	4 分
	電源車（緊急時対策所用）準備手順	緊急安全対策要員	2	24 分
	電源車（緊急時対策所用）起動手順	緊急時対策本部要員	1	5 分
		緊急安全対策要員	1	
	電源車（緊急時対策所用）の切替手順	緊急時対策本部要員	1	6 分
電源車（緊急時対策所用）燃料タンクへの燃料給油手順	緊急安全対策要員	3	2.3 時間	
1.19	—	—	—	—

第 5.2.1 表 自然災害 11 事象が原子炉施設へ与える影響の整理(1/4)

発電所の安全性に影響を与える可能性のある自然災害	設計基準を超える自然災害がプラントに与える影響評価	自然災害の想定規模と喪失する可能性のある安全機能	最終的なプラント状態
<p>①地震</p> <p>【影響評価に当たった際の考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋及び制御建屋内の機器については、設計基準地震動Ssを超える地震動に対して相応の裕度がある。 屋外の可搬型重大事故対処設備については、設計基準地震動Ssに対して転倒による破損は起こらない。また、設計基準地震動Ssを一定程度超えた場合においても、転倒に至るまでには相応の裕度がある。 大規模な地震により内部溢水が発生した場合における建屋内での溢水によるプラントへの影響は、水密化対策の高さを超える(浸水対策範囲を超える)津波事象が発生した場合と同様と考える。 大規模な地震により内部火災が発生した場合には、期待する消火設備が機能せず、建屋内の設計基準事故対処設備等の機能が喪失する可能性がある一方で、耐火障壁により分離している区画では、1 時間以上の耐火能力によって、設計基準事故対処設備等に期待できる可能性も考えられる。また、屋外に保管している可搬型重大事故対処設備による事故緩和対応に期待できる。 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、予兆無く発生する想定とする。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> 基準地震動を超える大規模な地震が発生すれば長期間の外部電源喪失が発生する可能性がある。また、設計基準事故対処設備は設計基準地震動Ssに対する十分な裕度があるものの、地震規模によっては、非常用所内電源が喪失し、全交流動力電源喪失(以下「SEO」という。)に至るとともに海水ポンプの損傷による原子炉補機冷却機能の喪失及び補助給水機能の喪失により最終ヒートシンク喪失(以下「LUHS(loss of normal access to the ultimate heat sink)」という。)に至る可能性がある。 中央制御室は堅牢な建屋内にあることから、運転員による操作機能の喪失は可能性として低い。また、地震の規模によってはプラントの監視機能・制御機能が喪失する可能性がある。 原子炉格納容器が破損することにより閉じ込め機能が喪失するとともに、建屋内の機器、配管が損傷して大規模な1次冷却材喪失事故(以下「LOCA」という。)が発生することにより非常用炉心冷却設備(以下「ECCS」という。)機能も喪失し、重大事故に至る可能性がある。 制御建屋損傷に伴う電気盤(メタクラ、パワーセンタ等)の損傷による非常用所内電源喪失と同時に海水ポンプ等の損傷による原子炉補機冷却機能喪失となり重大事故に至る可能性がある。 炉内構造物の損傷により1次冷却材の流れが阻害されて2次冷却系からの除熱機能喪失となり、重大事故に至る可能性がある。 複数の蒸気発生器の細管が破損することにより、大規模なLOCAが発生し、格納容器バイパスに至る可能性がある。 重大事故発生後、1次冷却系が高圧で維持され、かつ2次冷却系への給水がない場合には、温度誘因蒸気発生器伝熱管破損(TI-SGTR)に至る可能性がある。 斜面崩壊、地盤の陥没等によりアークスルー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>設計基準を超える自然災害がプラントに与える影響評価</p>	<p>【基準地震動を一定程度超える規模】</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源 非常用所内電源 設計基準事故対処設備(ECCSなど) 海水ポンプ 非常用ディーゼル発電機 安全保護系・原子炉制御系 原子炉建屋、原子炉格納容器 原子炉冷却材圧力バウンダリ 原子炉格納容器の閉じ込め機能 使用済燃料ピット損傷 <p>(内部溢水の評価については、津波に包含される。)</p>	<p>最終的なプラント状態</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失 原子炉補機冷却機能喪失 SBO+LUHSの同時発生 LOCAが発生した場合には、SBO+LUHSと相まって重大事故に至る可能性がある。 原子炉格納容器破損等により閉じ込め機能が喪失し、大規模損傷に至る可能性がある。 <p>(内部溢水の評価については、津波に包含される。)</p>

第 5.2.1 表 自然災害 11 事象が原子炉施設へ与える影響の整理(2/4)

発電所の安全性に影響を与える可能性のある自然災害	設計基準を超える自然災害がプラントに与える影響評価	自然災害の想定規模と喪失する可能性のある安全機能	最終的なプラント状態
②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"> 原子炉建屋及び制御建屋内の機器に対しては、水密化を図っていることから、基準津波に対して十分な余裕がある。 津波の事前の予測については、原子炉施設近傍で津波が発生する可能性は低いものと判断されるが、襲来までの時間的余裕の少ない津波が発生することを想定する。 屋外の可搬型重大事故等対処設備については、高台に分散配置 (E.L.約+14m, +31m, +33m) していることから、基準津波に対して十分な余裕があり機能喪失する可能性は低い。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> 基準津波を超える津波によるプラントへの影響については、外部電源供給設備の損傷に伴う外部電源喪失、海水ポンプが水没することによる原子炉補機冷却機能の喪失、電気盤 (メタクラ、パワーセンタ等) が水没することによる非常用所内電源喪失、タービン動補給水ポンプの機能喪失による2次冷却系除熱機能の喪失及び直流電源の喪失によるプラントの監視機能・操作機能の喪失に至る可能性がある。 漂流物、変圧器火災等により、比較的標高が低い場所の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与える可能性がある。 	<p>【基準津波を一定程度超える津波の規模】</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源 非常用所内電源 設計基準事故対処設備 (ECC S、タービン動補給水ポンプ等の機能喪失) 海水ポンプ 非常用ディーゼル発電機 安全保護系・原子炉制御系 	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失 原子炉補機冷却機能喪失 2次冷却系からの除熱機能喪失 SBO+LUHSの同時発生 2次冷却系からの除熱機能喪失及び安全保護系・原子炉制御系機能の喪失により、大規模損傷 (原子炉格納容器過温破損) へ至る可能性がある。
③豪雪 (降雪)	<p>【影響評価に当たった際の考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> 積雪荷重 (積雪高さ 100cm) を考慮して設計されている。 事前予測、除雪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"> 設計を超える豪雪 (降雪) が発生した場合は、外部電源供給設備の損傷に伴う外部電源喪失に至る可能性がある。 	<p>【100cm を超える規模の積雪量】</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源 	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失
④火山 (火山活動・降灰)	<p>【影響評価に当たった際の考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> 降下火砕物については、敷地において想定される火砕物として層厚 25cm としている。 事前予測、除灰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"> 降下火砕物が発生した場合は、外部電源供給設備の損傷に伴う長期間の外部電源喪失に至る可能性がある。 火山の状態に異常 (顕著な変化) が生じた場合は、破局的噴火への発展性を評価するとともに、破局的噴火の準備段階である可能性が確認された場合は、原子炉停止、燃料体等の搬出等に向けた適切な対応を実施する。 	<p>【25cm を超える規模の降灰】</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源 	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失

第 5.2.1 表 自然災害 11 事象が原子炉施設へ与える影響の整理(3/4)

発電所の安全性に影響を与える可能性のある自然災害	設計基準を超える自然災害がプラントに与える影響評価	自然災害の想定規模と喪失する可能性のある安全機能	最終的なプラント状態
⑤ 暴風(台風)	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計風速は、敷地付近で観測された最大瞬間風速(51.9m/s)としている。 事前に予測し、飛散防止措置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"> 暴風(台風)による風荷重の影響については、竜巻に包含されるものと考えられる。ただし、影響は広範囲となり、断続的に長時間継続する可能性がある。 風速(51.9m/s)を超える暴風(台風)により、外部電源供給設備の損傷に伴う長期の外部電源喪失が想定される。 	<p>【51.9m/sを超える風速】</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源 (竜巻の評価に包含される。) 	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失
⑥ 竜巻	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> 竜巻防護施設及び同施設に波及的影響を及ぼし得る施設について、最大風速 100m/s の竜巻(設計竜巻の最大風速 92m/s に保守性を考慮)等から設定した設計竜巻荷重に対して、安全性を損なうおそれがないことを評価している。 可搬型重大事故等対処設備については、固縛等により相応の耐性を有していること、分散配置を行っていることから、同時にすべての設備が機能喪失する可能性は低い。 事前に予測し、飛散防止措置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"> 設計竜巻を超える竜巻によるプラントへの影響については、外部電源供給設備の機能喪失に伴う長期間の外部電源喪失、飛来物等により海水ポンプが損傷することによる原子炉補機冷却機能の喪失に至る可能性がある。 	<p>【最大風速 100m/s を超える竜巻】</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源 海水ポンプ 非常用ディーゼル発電機 屋外にある一部の可搬型重大事故等対処設備 	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失 SBO+LUHSの同時発生 SBO+LUHSに加え、代替電源設備である空冷式非常用発電装置が機能喪失、大容量ポンプ機能喪失及びRCPシールドLOCAが発生しているれば、重大事故シナリオから外れ、大規模損壊に至る可能性がある。
⑦ 凍結	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> 敷地付近で観測された最低気温は-10.9℃であり、屋外機器で凍結のおそれのあるものは保温等の凍結防止対策を適切な余裕を持って設定している。 事前に予測し、保温、電熱線ヒータによる加温等の凍結防止対策による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"> プラントの安全機能に影響を与えることはないものと判断する。 	<p>【設計値の-11℃を下回る低温】なし</p> <p>(事前に予測し、必要な安全措置を講じることから、屋外設備が機能喪失に至ることはないものと判断)</p>	<ul style="list-style-type: none"> 影響なし

第 5.2.1 表 自然災害 11 事象が原子炉施設へ与える影響の整理(4/4)

発電所の安全性に影響を与える可能性のある自然災害	設計基準を超える自然災害がプラントに与える影響評価	自然災害の想定規模と喪失する可能性のある安全機能	最終的なプラント状態
⑧森林火災	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> 森林火災が発生した場合にも原子炉施設への影響がないよう、評価上必要とされる幅の防火帯を確保している。 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、あらかじめ放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"> 森林火災が防火帯幅を超えて発生した場合、外部電源供給設備の機能喪失に伴う外部電源喪失に至る可能性がある。 	<p>【防火帯を越えるような森林火災】</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源 	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失
⑨生物学的事象	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> 安全施設は生物学的事象に対して、クラゲ等の発生を考慮し、原子炉補機冷却海水設備に対して、除塵機能を設けている。また、原子炉補機冷却海水系統等に影響を与える場合には、運転手順により原子炉を安全に停止できる運用としている。 ネズミ等の小動物が電気関係盤又は制御関係盤に侵入することによる短絡、地絡事象が想定されるが、各盤のケーブル貫通部などの開口部には小動物が侵入しない対策を施している。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準を超える生物学的事象が発生した場合、海水ポンプが機能喪失することによる原子炉補機冷却機能の喪失及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失に至る可能性がある。 	<p>【海水取水機能が喪失するような規模の海洋生物の来襲】</p> <ul style="list-style-type: none"> 海水ポンプ（非常用ディーゼル発電機の機能喪失）（海洋生物による影響） 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却機能喪失
⑩落雷	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> 落雷に対して、建築基準法等に基づき高さ 20m を超える原子炉格納施設等へ避雷設備を設置し、避雷体により接地網と接続する。接地網は、電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、落雷により安全施設の安全性を損なうおそれはない。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> 可搬型重大事故等対処設備については、分散配置を行っていることから、同時にすべての設備が機能喪失することはない。 設計想定以上の雷サージにより、誤信号の発信も想定される。 落雷により、外部電源供給設備の機能喪失に伴う外部電源喪失に至る可能性がある。 	<p>【設計想定以上の規模の雷サージ】</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源 安全保護系・原子炉制御系 	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失 ECCS 誤作動
⑪隕石	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋及び原子炉格納容器は、相当程度の構造強度を有する。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <p>大型航空機の衝突同様、プラントに与える影響が広範囲となる。</p>	<p>【広範囲に影響を及ぼす規模の隕石】</p> <ul style="list-style-type: none"> 大型航空機の衝突と同様 	<ul style="list-style-type: none"> 大型航空機の衝突と同様

第 5.2.2 表 自然災害の重畳事象が原子炉施設へ与える影響の整理

自然災害の重量	設計基準を超える自然災害がプラントに与える影響評価	喪失する可能性のある安全機能	最終的なプラント状態
<p>大規模な地震と大規模な津波の重量</p>	<p>設計基準を超える自然災害がプラントに与える影響評価</p> <p>【影響評価に当たった際の考慮事項及び設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> 大規模な地震発生時及び大規模な津波発生時のいずれの想定においても、設計基準事故対処設備、常設重大事故対処設備が機能喪失した場合には、高台に分散配置(E.L.約+14m,+31m,+33m)している可搬型重大事故対処設備による事故緩和措置が期待できる。 このため、向事象の重量が発生した場合においても、高台に分散配置(E.L.約+14m,+31m,+33m以上)している可搬型重大事故対処設備による事故緩和措置に期待できることから、プラントに及ぼす影響は、大規模な地震発生時の場合と同様になるものと判断される。 大規模な地震による影響に対する対策である重大事故対策(水源確保等)が、大規模な津波による影響によって遅れる可能性がある。 	<p>喪失する可能性のある安全機能</p> <p>【基準地震動及び基準津波を一定程度超える規模】</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源 非常用所内電源 設計基準事故対処設備(E.C.C.S、タービン動補助給水ポンプ等の機能喪失) 海水ポンプ 非常用ディーゼル発電機 安全保護系・原子炉制御系 原子炉建屋、原子炉格納容器 原子炉冷却材圧力バウンダリ 原子炉格納容器の閉じ込め機能 使用済燃料ヒート損傷 	<p>最終的なプラント状態</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失 原子炉補機冷却機能喪失 SBO+LUHSの同時発生 LOCAが発生した場合、SBO+LUHSと相まって重大事故に至る可能性がある。 原子炉格納容器破損等により閉じ込め機能が喪失し、大規模損壊に至る可能性がある。 2次冷却系からの除熱機能喪失及び安全保護系・原子炉制御系機能の喪失により、大規模損壊(原子炉格納容器過温破損)へ至る可能性がある。
<p>火山(降灰)と豪雪(降雪)との重量</p>	<p>【影響評価に当たった際の考慮事項及び設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> 火山(降灰)と豪雪(降雪)が重畳した場合においても、事前に予測し要員を確保して除雪及び除灰等の対策を講じることにより、プラントの安全性に影響を与える可能性は低いものと判断する。 火山(降灰)と豪雪(降雪)との重量による影響は、豪雪(降雪)での評価に含まれる。 	<p>喪失する可能性のある安全機能</p> <p>【25cmを超える規模の降灰及び100cmを超える規模の積雪量】</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源 	<p>最終的なプラント状態</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失

第5.2.2.1表 特定重大事故等対処施設を用いた大規模損壊時の対応に係る
発電所要員の力量管理について

要 員	必要な任務	力 量
緊急時対策本部要員 ・指揮者	<ul style="list-style-type: none"> 特定重大事故等対処施設を用いた災害対策活動の実施 	<ul style="list-style-type: none"> 特定重大事故等対処施設の各機能の知識（特定重大事故等対処施設が有する機能、使用時のプラント挙動を把握していること） 特定重大事故等対処施設を用いた対応操作（特定重大事故等対処施設を用いた対応開始の判断等を行い、指揮（指示、命令等）が行えること）
緊急時対策本部要員のうち必要な要員	<ul style="list-style-type: none"> 特定重大事故等対処施設を用いた災害対策活動の実施 	<ul style="list-style-type: none"> 特定重大事故等対処施設の各機能の知識（特定重大事故等対処施設が有する機能、使用時のプラント挙動を把握していること）
運転員（当直員）	<ul style="list-style-type: none"> プラント運転操作 	<ul style="list-style-type: none"> 特定重大事故等対処施設の各機能の知識（特定重大事故等対処施設が有する機能、使用時のプラント挙動を把握していること） 特定重大事故等対処施設を用いた対応操作（特定重大事故等対処施設を用いた対応開始の判断等を行い、指揮（指示、命令等）が行えること、又は運転操作が行えること）
特重施設要員	<ul style="list-style-type: none"> 発電所対策本部長からの指示にしたがった特定重大事故等対処施設を用いた対応操作 	<ul style="list-style-type: none"> 設備、系統の知識（操作手順を理解していること（操作スイッチの設置位置等を含む））

第 5.2.2.2 表 特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要 (1/11)

a. 特定重大事故等対処施設の準備操作の手順

--

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 5.2.2.2 表 特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要 (2/11)

b. 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作の手順

--

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 5.2.2.2 表 特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要 (3/11)

c. 炉内の溶融炉心の冷却の手順

--

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 5.2.2.2 表 特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要 (4/11)

d. 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却の手順

--

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 5.2.2.2 表 特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要 (5/11)

e. 格納容器内の冷却・減圧・放射性物質低減の手順

--

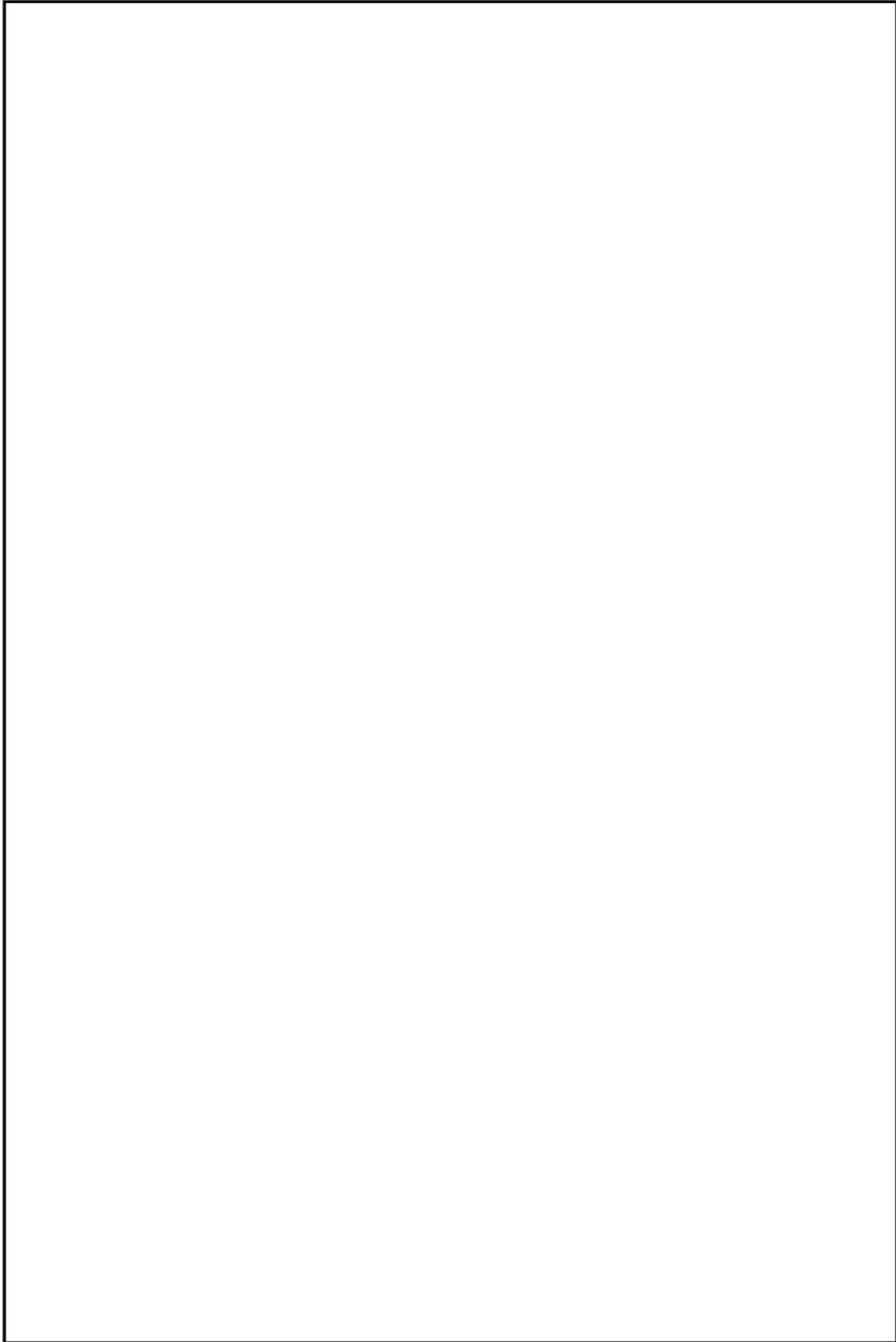
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 5.2.2.2 表 特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要 (6/11)

f. 原子炉格納容器の過圧破損防止の手順

--

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



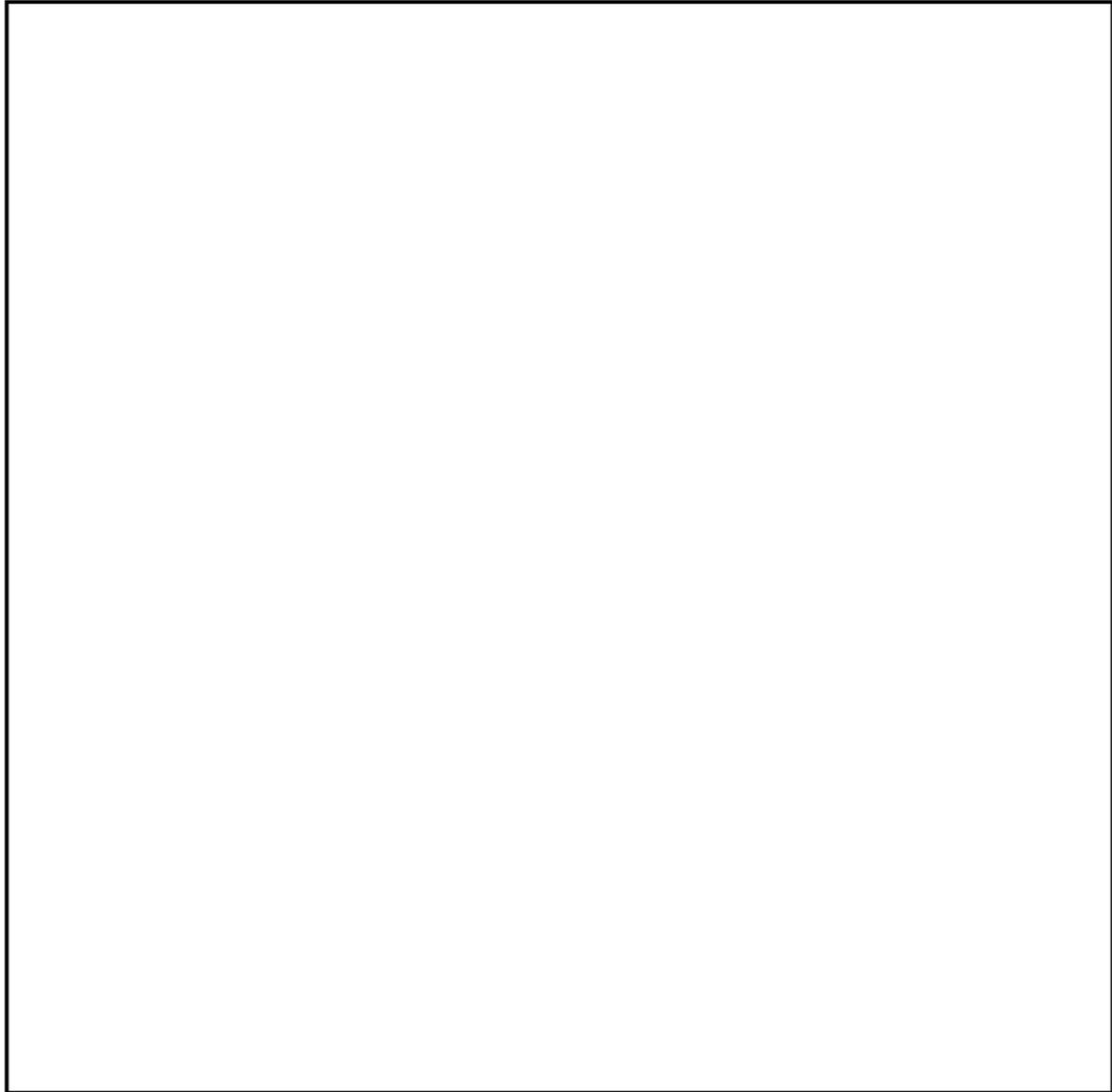
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 5.2.2.2 表 特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要 (7/11)

g. の居住性に関する手順

--

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 5.2.2.2 表 特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要 (8/11)

h. 電源設備の手順

--

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 5.2.2.2 表 特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要 (9/11)

i. 計装設備の手順

--

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 5.2.2.2 表 特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要 (10/11)

j. 通信連絡設備の手順

--

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 5.2.2.2 表 特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要 (11/11)

k. 原子炉格納容器を長期的に安定状態に維持するための手順

--

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 5.2.3 表 大規模損壊へ至る可能性のある大規模な自然災害

大規模自然災害	大規模損壊へ至るイベント	発生する可能性のある重大事故	発生する可能性のある設計基準事故
① 地震	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋・原子炉格納容器損壊 蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損) 制御建屋損傷 複数の信号系損傷 使用済燃料ピット損傷 	<ul style="list-style-type: none"> 大破断LOCA^{※1}を上回る規模のLOCA^{※1} 大破断LOCA^{※1}+低圧注入失敗 大破断LOCA^{※1}+蓄圧注入失敗 中破断LOCA^{※1}+蓄圧注入失敗 LOCA^{※1}+ECCS^{※2}失敗 原子炉補機冷却機能喪失+大破断LOCA^{※1}(格納容器過圧破損) SBO^{※3}+LOCA^{※1} SBO^{※3}+LUHS^{※4}(補助給水失敗) 過渡事象+補助給水失敗(炉内構造物損傷) 2次冷却系からの除熱機能喪失 SBO^{※3}(LOCA^{※1}なし) 	<ul style="list-style-type: none"> 大破断LOCA^{※1} 外部電源喪失
② 津波	<ul style="list-style-type: none"> 複数の信号系損傷 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却機能喪失(SBO^{※3})+補助給水失敗(DCH^{※5}) 原子炉補機冷却機能喪失(SBO^{※3})+RCPシールLOCA^{※1} 原子炉補機冷却機能喪失(SBO^{※3})(RCPシールLOCA^{※1}なし) 	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失
③ 豪雪(降雪)	なし	なし	外部電源喪失
④ 火山(火山活動・降灰)	なし	なし	外部電源喪失
⑤ 暴風(台風)	なし	なし	外部電源喪失
⑥ 凍結	なし	なし	なし
⑦ 竜巻	<ul style="list-style-type: none"> 竜巻により重大事故等対処設備が機能しない場合は、格納容器損壊に至る可能性あり 	<ul style="list-style-type: none"> SBO^{※3}+LUHS^{※4}(格納容器過温破損) SBO^{※3} 	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失
⑧ 森林火災	なし	なし	外部電源喪失
⑨ 生物学的事象	なし	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却機能喪失 	なし
⑩ 落雷	なし	なし	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失 ECCS^{※2}誤作動
⑪ 隕石	大型航空機の衝突と同様		

※1：1次冷却材喪失事故

※2：非常用炉心冷却設備

※3：全交流動力電源喪失

※4：最終ヒートシンク喪失

※5：格納容器雰囲気直接加熱

第 5.2.4 表 大規模損壊発生時の対応操作一覧(1/2)

対応操作		内 容	技術的能力 審査基準(解釈)の 該当項目
電源の確保	空冷式非常用発電装置による給電	・ 全交流動力電源が喪失した場合に、空冷式非常用発電装置を用いて必要な負荷に給電する。	・ 第 3 項,4 項 (1.14)
	号機間電力融通による給電	・ 全交流動力電源が喪失した場合に、号機間融通により必要な負荷に給電する。	
	電源車による給電	・ 全交流動力電源が喪失し、空冷式非常用発電装置等が使用できない場合に、電源車を用いて必要な負荷に給電する。	
	代替所内電源による給電	・ 所内電気設備が機能喪失した場合に、代替所内電気設備により必要な負荷に給電する。	
	可搬式整流器による給電	・ 直流電源が喪失している場合に、可搬型整流器を用いて必要な直流負荷に給電する。	
	可搬型計測器の取付け操作	・ 電源機能が喪失し、監視パラメータの計測が不能となった場合に、可搬型計測器を取付け必要なパラメータを測定する。	・ 第 3 項,4 項 (1.2),(1.15)
炉心損傷の緩和	蒸気発生器への注水操作	・ 直流電源が喪失した場合に、タービン動補助給水ポンプを手動操作により起動し蒸気発生器へ注水する。 ・ タービン動補助給水ポンプが使用不能な場合は、蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）等により蒸気発生器へ注水する。	・ 第 3 項,4 項 (1.2),(1.3) (1.4),(1.5)
	1 次冷却系統の冷却・減圧操作	・ 制御用空気が喪失した場合に、主蒸気逃がし弁及びタービン動補助給水ポンプ出口流量制御弁の現場ハンドルを手動操作することにより 1 次冷却系統を冷却・減圧する。 ・ 加圧器逃がし弁を代替駆動源（窒素ポンベ又は可搬式空気圧縮機及び可搬型バッテリー）により操作し、1 次冷却系統を減圧する。	・ 第 3 項,4 項 (1.2),(1.3) (1.5)
	原子炉への注水操作	・ 1 次冷却材喪失事故等発生時において、設計基準事故対処設備（ECCS 等）が機能喪失した場合を想定し、多様な炉心注水手段により、炉心へ冷却水を注水する。	・ 第 3 項,4 項 (1.4),(1.8)
原子炉格納容器の破損緩和	原子炉格納容器内雰囲気気の冷却・減圧操作	・ 炉心損傷発生時に、原子炉格納容器の破損を緩和するため、多様な手段により原子炉格納容器に注水し、損傷炉心を冠水させる。 ・ 設計基準事故対処設備（格納容器スプレイ）による原子炉格納容器の冷却が不能な場合に、多様な手段により原子炉格納容器へスプレイし、原子炉格納容器内雰囲気気を減圧する。 ・ 大容量ポンプにより海水を冷却水として原子炉格納容器再循環ユニットへ直接供給し、原子炉格納容器内雰囲気気を冷却する。	・ 第 3 項,4 項 (1.5),(1.6) (1.7),(1.8)
	水素爆発による原子炉格納容器破損防止操作	・ 炉心が損傷し、大量の水素が原子炉格納容器内に放出される可能性がある場合に、水素爆発を抑制するため原子炉格納容器水素燃焼装置を起動する。（長期的に発生する水素については静的触媒式水素再結合装置により低減） ・ 原子炉格納容器内の水素濃度を可搬型格納容器水素ガス濃度計により測定する。	・ 第 3 項,4 項 (1.9)
	原子炉建屋等の水素爆発防止操作	・ アニュラス部の水素濃度、放出放射エネルギーを低減するため、可搬式空気圧縮機によりアニュラス空気浄化系のダンパを開とし、アニュラス空気浄化設備を起動する。	・ 第 3 項,4 項 (1.10)

第 5.2.4 表 大規模損壊発生時の対応操作一覧(2/2)

対応操作		内 容	技術的能力 審査基準(解釈)の 該当項目
使用済燃料ピット水位確保及び燃料の損傷緩和	使用済燃料ピット漏えい時の注水操作	<ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失した場合に、多様な手段により使用済燃料ピットへ注水する。 使用済燃料ピットからの冷却水の漏えいを抑制する。 	第 3 項,4 項 (1.11)
	使用済燃料ピット漏えい時のスプレイ操作	<ul style="list-style-type: none"> 「使用済燃料ピット漏えい時の注水操作」による注水を実施しても使用済燃料ピットの水位が維持できない大量の漏えいが発生した場合に、送水車により使用済燃料ピットへスプレイし、燃料損傷を緩和し、臨界を防止する。 	
放射性物質の放出低減	敷地外への放射性物質の拡散防止操作	<ul style="list-style-type: none"> 炉心の著しい損傷、原子炉格納容器及びアニュラス部の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合に、敷地外への放射性物質の拡散を抑制するため、大容量ポンプ（放水砲用）、放水砲により、原子炉格納容器及びアニュラス部又は原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）の漏えい箇所へ放水する。また、放水による汚染水が海洋に流出し、拡散することを抑制するため、発電所から海洋へ流出する箇所シルトフェンスを設置する。 	第 3 項,4 項 (1.11),(1.12)
水源の確保	燃料取替用水ピットへの補給操作	<ul style="list-style-type: none"> 復水ピット、No. 2 淡水タンク、No. 3 淡水タンク等の多様な手段を取水源として、燃料取替用水ピットへ補給を行う。 	第 3 項,4 項 (1.13)
	復水ピットへの水補給操作	<ul style="list-style-type: none"> 復水ピット、使用済燃料ピットの水位が低下した場合、No. 2 淡水タンク、No. 3 淡水タンク、海水等により補給を行う。 	
大規模火災への対応	大容量ポンプ（放水砲用）による消火活動	<ul style="list-style-type: none"> 大規模な自然災害及び故意による大型航空機の衝突による火災が発生した場合に、大容量ポンプ（放水砲用）、放水砲及び泡消火設備により消火活動を実施する。なお、準備を実施している間は化学消防自動車等により、延焼防止、アクセスルートの消火活動を実施する。 	(2.1)
	化学消防自動車等による消火活動	<ul style="list-style-type: none"> 大規模な自然災害及び故意による大型航空機の衝突による火災が発生した場合に、化学消防自動車等により、延焼防止、アクセスルートの消火活動を実施する。 	(2.1)
その他	原子炉停止操作	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉の自動トリップ失敗時、A TWS 緩和設備が動作しない場合に、手動にて原子炉を停止させる。 	(1.1)
	アクセスルート確保	<ul style="list-style-type: none"> 大規模損壊発生時に予想される火災の消火活動、法面崩壊による土砂の撤去活動、建屋の損壊によるガレキ等の撤去活動について、事故対応に必要な箇所へのアクセスルートを確保するため優先的に実施する。 	第 1 項,2 項
	燃料補給	<ul style="list-style-type: none"> 可搬型重大事故等対処設備への補給を実施する。 	第 1 項

第 5.2.5 表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順 (1.2) (1/2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	整備する手順書	手順の分類
フロントライン系機能喪失時	電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ又は復水ピット ^{※2} 又は主蒸気逃がし弁	1次冷却系のフィードアンドブリード	高圧注入ポンプ ^{※3}	1次冷却系のフィードアンドブリードによる炉心冷却の手順 <u>大規模損壊時に対応する手順</u>	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書
			加圧器逃がし弁 ^{※3}		
			燃料取替用水ピット		
			格納容器再循環サンプ		
			格納容器再循環サンプスクリーン		
			余熱除去ポンプ ^{※3※4}		
	余熱除去冷却器 ^{※4}				
	電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ又は復水ピット ^{※2} 又は主蒸気逃がし弁	蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)	<u>B充てんポンプ(自己冷却)</u> ^{※7}	B充てんポンプ(自己冷却)を用いた代替炉心注水により原子炉を冷却する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書 SA所達 ^{※1}
			<u>窒素ポンプ(代替制御用空気供給用)</u> ^{※5}	充てんポンプ自己冷却配管接続の手順	
			<u>可搬式空気圧縮機(代替制御用空気供給用)</u> ^{※5}	加圧器逃がし弁機能回復の手順	
			<u>可搬型バッテリー(加圧器逃がし弁用)</u> ^{※5}	加圧器逃がし弁に電源を供給する手順	
				<u>大規模損壊時に対応する手順</u>	
電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ又は復水ピット ^{※2}	蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)	電動主給水ポンプ	蒸気発生器の除熱機能を維持又は代替する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書 <u>大規模損壊時に対応する手順</u>	
		脱気器タンク			
		<u>蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ(電動)</u> ^{※6}	蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプによる蒸気発生器への注水のための手順		
		復水ピット	蒸気発生器の除熱機能を維持又は代替する手順		
主蒸気逃がし弁	蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出)	タービンバイパス弁 ^{※5}	蒸気発生器の除熱機能を維持又は代替する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書 <u>大規模損壊時に対応する手順</u>	

◎下線は発電所対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

※1 : 「大飯発電所 重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」

※2 : 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。

※3 : ディーゼル発電機等により給電する。

※4 : 1次冷却系のフィードアンドブリード停止後の余熱除去運転による炉心冷却操作に使用する。

※5 : 手順は「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」にて整備する。

※6 : 蒸気発生器へ淡水又は海水を長時間注水する場合は蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。

※7 : 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 5.2.5 表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順 (1.2) (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	対応設備	整備する手順書	手順の分類	
サポート系機能喪失時	タービン動補助給水ポンプ 直流電源	補助給水ポンプの機能回復 ^{※2}	タービン動補助給水ポンプ (現場手動操作)	補助給水ポンプ機能回復の手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書	
			タービン動補助給水ポンプ起動弁 (現場手動操作)	大規模損壊時に対応する手順		
	電動補助給水ポンプ 全交流動力電源	補助給水ポンプの機能回復 ^{※2}	空冷式非常用発電装置 ^{※3}	全交流動力電源喪失時の対応手順	空冷式非常用発電装置燃料補給の手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書
			燃料油貯蔵タンク ^{※4}	大規模損壊時に対応する手順		
			重油タンク ^{※4}			
			タンクローリー ^{※4}			
	主蒸気逃がし弁 全交流動力電源 (制御用空気) 又は 直流電源	主蒸気逃がし弁の機能回復	主蒸気逃がし弁 (現場手動操作) ^{※5}	主蒸気逃がし弁機能回復の手順	大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書
			窒素ポンプ (主蒸気逃がし弁作動用) ^{※5}	主蒸気逃がし弁機能回復の手順 大容量ポンプによる 原子炉補機冷却水系通水の手順		
			大容量ポンプ ^{※6}			
	監視機能(事故時監視計器)の喪失	監視機能の回復	B 制御用空気圧縮機(海水冷却)	大規模損壊時に対応する手順	可搬型計測器による計測のための手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書
可搬型計測器 ^{※7}			大規模損壊時に対応する手順	大規模損壊所達 ^{※10}		
-	-	及び監視制御	加圧器水位計 ^{※8※9} 蒸気発生器水位計(広域) ^{※5※8} 蒸気発生器水位計(狭域) ^{※5※8} 蒸気発生器補助給水流量計 ^{※8} 復水ピット水位計 ^{※8}	全交流動力電源喪失時の対応手順 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書	

◎下線は発電所対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

- ※1 : 「大飯発電所 重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」
- ※2 : 蒸気発生器へ淡水又は海水を長時間注水する場合は蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。
- ※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 : 空冷式非常用発電装置の燃料補給に使用する。手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
- ※5 : 手順は「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」にて整備する。
- ※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。
- ※7 : 手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。
- ※8 : 直流電源喪失も含めた対応手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。
- ※9 : 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。
- ※10 : 「大飯発電所 大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」

第 5.2.6 表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順 (1.3)
(フロントライン系機能喪失時)

(1/4)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	整備する手順書	手順の分類
フロントライン系機能喪失時	電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ又は復水ビット ^{※2} 又は主蒸気逃がし弁	1次冷却系のフィードアンドブリード ^{※3}	加圧器逃がし弁 ^{※4}	1次冷却系のフィードアンドブリードによる炉心冷却の手順 B 充てんポンプ (自己冷却) を用いた代替炉心注水により原子炉を冷却する手順 充てんポンプ 自己冷却配管接続の手順 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書 炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書 SA 所達 ^{※1}
			高圧注入ポンプ ^{※4}		
			燃料取替用水ビット		
			格納容器再循環サンプ		
			格納容器再循環サンプスクリーン		
			余熱除去ポンプ ^{※4※5}		
	余熱除去冷却器 ^{※5}				
			B 充てんポンプ (自己冷却) ^{※6}		
	電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ又は復水ビット ^{※2}	2次側による炉心冷却 (注水) 蒸気発生器	電動主給水ポンプ	蒸気発生器の除熱機能を維持又は代替する手順 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書 炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書 SA 所達 ^{※1}
			脱気器タンク	蒸気発生器の除熱機能を維持又は代替する手順	
			蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ (電動) ^{※3}	蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプによる蒸気発生器への注水のための手順 大規模損壊時に対応する手順	
			復水ビット		
主蒸気逃がし弁	蒸気発生器2次側による炉心冷却 (蒸気放出)	タービンバイパス弁	蒸気発生器の除熱機能を維持又は代替する手順 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書	
加圧器逃がし弁	蒸気発生器2次側による炉心冷却 (注水)	電動補助給水ポンプ ^{※4}	蒸気発生器2次側による炉心冷却 (注水) の手順 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書	
		タービン動補助給水ポンプ			
		復水ビット			
		蒸気発生器			
	電動主給水ポンプ	蒸気発生器2次側による炉心冷却 (注水) の手順 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプによる蒸気発生器への注水のための手順 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書 SA 所達 ^{※1}		
	脱気器タンク				
	蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ (電動) ^{※3}				
	復水ビット				
蒸気発生器2次側による炉心冷却 (蒸気放出)	主蒸気逃がし弁	蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出)の手順 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書		
	タービンバイパス弁				
スプレイ補助加圧器		加圧器補助スプレイ弁	加圧器逃がし弁による1次冷却系減圧機能を維持又は代替する手順 大規模損壊時に対応する手順		

◎下線は発電所対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

※1 : 「大飯発電所 重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」

※2 : 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。

※3 : 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。

※4 : ディーゼル発電機等により給電する。

※5 : 1次冷却系のフィードアンドブリード停止後の余熱除去運転による炉心冷却操作に使用する。

※6 : 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 5.2.6 表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順 (1.3)
(サポート系機能喪失時)

(2/4)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	整備する手順書	手順の分類
サポート系機能喪失時	タービン動補助給水ポンプ 直流電源	補助給水ポンプの機能回復	タービン動補助給水ポンプ (現場手動操作) ^{※2}	補助給水ポンプ機能回復の手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書
			タービン動補助給水ポンプ 起動弁 (現場手動操作) ^{※2}		
	電動補助給水ポンプ 全交流動力電源		空冷式非常用発電装置 ^{※3}	空冷式非常用発電装置燃料補給の手順	
			燃料油貯蔵タンク ^{※4}	大規模損壊時に対応する手順	
			重油タンク ^{※4}		
			タンクローリー ^{※4}		
	主蒸気逃がし弁 全交流動力電源 (制御用空気) 又は 直流電源	主蒸気逃がし弁の機能回復	主蒸気逃がし弁 (現場手動操作)	主蒸気逃がし弁機能回復の手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書
			窒素ポンプ (主蒸気逃がし弁作動用)		
			大容量ポンプ ^{※5}	大容量ポンプによる 原子炉補機冷却水系通水の手順	
	加圧器逃がし弁 全交流動力電源 (制御用空気) 又は 直流電源	加圧器逃がし弁の機能回復	B 制御用空気圧縮機 (海水冷却)	大規模損壊時に対応する手順	
			窒素ポンプ (代替制御用空気供給用)	加圧器逃がし弁機能回復の手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書
			可搬式空気圧縮機 (代替制御用空気供給用)		
可搬型バッテリー (加圧器逃がし弁用)			加圧器逃がし弁に電源を供給する手順		
空冷式非常用発電装置 ^{※3}			空冷式非常用発電装置燃料補給の手順		
可搬式整流器 ^{※3}			大規模損壊時に対応する手順		
燃料油貯蔵タンク ^{※4}					
重油タンク ^{※4}					
タンクローリー ^{※4}	加圧器逃がし弁機能回復の手順				
大容量ポンプ ^{※5}		大容量ポンプによる 原子炉補機冷却水系通水の手順			
B 制御用空気圧縮機 (海水冷却)	大規模損壊時に対応する手順				

◎下線は発電所対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

※1 : 「大飯発電所 重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」

※2 : 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。

※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 : 空冷式非常用発電装置の燃料補給に使用する。手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※5 : 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 5.2.6 表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順 (1.3) (3/4)
 (高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱防止)

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	対応設備	整備する手順書	手順の分類
高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱防止	-	加圧器逃がし弁による1次冷却系の減圧	加圧器逃がし弁	加圧器逃がし弁により1次冷却系を減圧する手順 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書

◎下線は発電所対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

第 5.2.6 表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順 (1.3) (4/4)
 (蒸気発生器伝熱管破損、インターフェイスシステムLOCA)

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	対応設備	整備する手順書	手順の分類
蒸気発生器伝熱管破損	-	1次冷却系の減圧	主蒸気逃がし弁	蒸気発生器伝熱管損傷時の対応手順 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書
	加圧器逃がし弁				
インターフェイスシステムLOCA	-	主蒸気逃がし弁	インターフェイスシステムLOCA時の対応手順		
	加圧器逃がし弁	大規模損壊時に対応する手順			

◎下線は発電所対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

第5.2.7表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.4)
(運転中の1次冷却材喪失事象が発生している場合におけるフロントライン系機能喪失時)

(1/8)

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	対応設備	整備する手順書	手順の分類
1次冷却材喪失事象が発生している場合	フロントライン系機能喪失時	炉心注水 ④	A、B充てんポンプ ^{※8}	充てんポンプを用いた炉心注水により原子炉を冷却する手順 復水ピット出口配管接続の手順 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書 SA所達 ^{※1}
			燃料取替用水ピット		
			復水ピット		
			ほう酸ポンプ ^{※9}		
			ほう酸タンク		
			1次系補給水ポンプ ^{※8}		
		1次系純水タンク			
		代替炉心注水 ⑤	A格納容器スプレイポンプ ^{※8} (RHR-S-CSS連絡ライン使用)	A格納容器スプレイポンプを用いた代替炉心注水により原子炉を冷却する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書
			恒設代替低圧注水ポンプ		
			空冷式非常用発電装置 ^{※3}	恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替炉心注水により原子炉を冷却する手順	SA所達 ^{※1}
			燃料取替用水ピット		
			復水ピット	復水ピット出口配管接続の手順 空冷式非常用発電装置 燃料補給の手順	
			燃料油貯蔵タンク ^{※5}		
			重油タンク ^{※5}	大規模損壊時に対応する手順	
タンクローリー ^{※5}					
電動消火ポンプ	消火ポンプを用いた代替炉心注水により原子炉を冷却する手順		炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書		
ディーゼル消火ポンプ					
No. 2淡水タンク	大規模損壊時に対応する手順				
可搬式代替低圧注水ポンプ ^{※4}					
電源車(可搬式代替低圧注水ポンプ用)	可搬式代替低圧注水ポンプを用いた代替炉心注水により原子炉を冷却する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書			
仮設組立式水槽					
送水車	可搬式代替低圧注水ポンプによる炉心注水の手順	SA所達 ^{※1}			
燃料油貯蔵タンク ^{※6}					
重油タンク ^{※6}	大規模損壊時に対応する手順				
タンクローリー ^{※6}					
軽油ドラム缶 ^{※7}	大規模損壊時に対応する手順	大規模損壊所達 ^{※10}			
余熱除去ポンプ 又は 高圧注入ポンプ 又は 燃料取替用水ピット ^{※2}	再循環	高圧注入ポンプ ^{※8}	高圧注入ポンプを用いた再循環運転により原子炉を冷却する手順 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書	
		格納容器再循環サンブ			
		格納容器再循環サンブスクリーン			
余熱除去ポンプ 又は 余熱除去冷却器 又は 高圧注入ポンプ格納容器再循環サンブ側入口格納容器隔離弁	代替再循環	A格納容器スプレイポンプ ^{※8} (RHR-S-CSS連絡ライン使用)	A格納容器スプレイポンプを用いた代替再循環運転により原子炉を冷却する手順 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書	
		A格納容器スプレイ冷却器			
		A格納容器スプレイポンプ			
		再循環サンブ側入口格納容器隔離弁			
		格納容器再循環サンブ			
格納容器再循環サンブスクリーン					
格納容器再循環サンブスクリーン	炉心注水 ^{※8}	高圧注入ポンプ ^{※8}	高圧注入ポンプを用いた炉心注水により原子炉を冷却する手順 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書	
		④余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプ又は燃料取替用水ピット ^{※2} 機能喪失時の炉心注水に用いる設備と同様			
		注水 ^{※9}	⑤余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプ又は燃料取替用水ピット ^{※2} 機能喪失時の代替炉心注水に用いる設備と同様		

◎下線は発電所対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

※1：「大飯発電所 重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」

※2：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。

※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：可搬式代替低圧注水ポンプにより炉心注水する場合は海水を注水する。

※5：空冷式非常用発電装置の燃料補給に使用する。手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※6：電源車(可搬式代替低圧注水ポンプ用)の燃料補給に使用する。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。

※7：送水車の燃料補給に使用する貯蔵用のものである。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。

※8：ディーゼル発電機等により給電する。

※9：A、D格納容器再循環ユニットで格納容器冷却を行う。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。

※10：「大飯発電所 大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」

第5.2.7表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.4)
(運転中の1次冷却材喪失事象が発生している場合におけるサポート系機能喪失時) (2/8)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	整備する手順書	手順の分類					
1次冷却材喪失事象が発生している場合	全交流動力電源※2	代替炉心注水 (a)	恒設代替低圧注水ポンプ	恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替炉心注水により原子炉を冷却する手順 B充てんポンプ(自己冷却)を用いた代替炉心注水により原子炉を冷却する手順 充てんポンプ自己冷却配管接続の手順 復水ピット出口配管接続の手順 空冷式非常用発電装置燃料補給の手順 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書 S A所達※1					
			空冷式非常用発電装置※2							
			B充てんポンプ(自己冷却)							
			燃料取替用水ピット							
			復水ピット							
			燃料油貯蔵タンク※3							
			重油タンク※3							
			タンクローリー※3							
			A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)(RHRSCSS連絡ライン使用)			A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)を用いた代替炉心注水により原子炉を冷却する手順 格納容器スプレイポンプ自己冷却配管接続の手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書 S A所達※1			
			燃料取替用水ピット			大規模損壊時に対応する手順				
			ディーゼル消火ポンプ			消火ポンプを用いた代替炉心注水により原子炉を冷却する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書			
			No. 2淡水タンク			大規模損壊時に対応する手順				
			可搬式代替低圧注水ポンプ※4			可搬式代替低圧注水ポンプを用いた代替炉心注水により原子炉を冷却する手順 可搬式代替低圧注水ポンプによる炉心注水の手順 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書 S A所達※1			
			電源車(可搬式代替低圧注水ポンプ用)							
		仮設組立式水槽								
		送水車								
		燃料油貯蔵タンク※5								
		重油タンク※5								
		タンクローリー※5	大規模損壊時に対応する手順	大規模損壊所達※10						
		軽油ドラム缶※6								
		化学消防自動車	大規模損壊時に対応する手順	大規模損壊所達※10						
		代替再循環運転 (b)	B高圧注入ポンプ(海水冷却) 大容量ポンプ※9 格納容器再循環サンブ 格納容器再循環サンブスクリーン 空冷式非常用発電装置※2 燃料油貯蔵タンク※3※7 重油タンク※3※7 タンクローリー※3※7	B高圧注入ポンプ(海水冷却)を用いた代替再循環運転により原子炉を冷却する手順 大容量ポンプによる原子炉補機冷却水系通水の手順 空冷式非常用発電装置燃料補給の手順 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書 S A所達※1					
						④全交流動力電源喪失時の対応手段のうち代替炉心注水に用いる設備と同様				
						A余熱除去ポンプ(空調用冷水)※9	A余熱除去ポンプ(空調用冷水)を用いた代替炉心注水により原子炉を冷却する手順 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書		
						電動消火ポンプ	消火ポンプを用いた代替炉心注水により原子炉を冷却する手順 大規模損壊時に対応する手順			
						代替再循環運転 ※8	⑤全交流動力電源喪失時の対応手段のうち代替再循環運転に用いる設備と同様 A余熱除去ポンプ(空調用冷水)※9 格納容器再循環サンブ 格納容器再循環サンブスクリーン	A余熱除去ポンプ(空調用冷水)を用いた代替再循環運転により原子炉を冷却する手順 人規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書	
										④全交流動力電源喪失時の対応手段のうち代替炉心注水に用いる設備と同様
A余熱除去ポンプ(空調用冷水)※9	A余熱除去ポンプ(空調用冷水)を用いた代替炉心注水により原子炉を冷却する手順 大規模損壊時に対応する手順									炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書
電動消火ポンプ	消火ポンプを用いた代替炉心注水により原子炉を冷却する手順 大規模損壊時に対応する手順									

◎下線は発電所対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

※1：「大飯発電所 重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」

※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：空冷式非常用発電装置の燃料補給に使用する。手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4：可搬式代替低圧注水ポンプにより炉心注水する場合は海水を注水する。

※5：電源車(可搬式代替低圧注水ポンプ用)の燃料補給に使用する。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。

※6：送水車の燃料補給に使用する貯蔵用のものである。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。

※7：大容量ポンプの燃料補給に使用する。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。

※8：A、D格納容器再循環ユニットで格納容器冷却を行う。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。

※9：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。

※10：「大飯発電所 大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」

第 5.2.7 表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順 (1.4)
(溶融デブリが原子炉容器内に残存する場合) (3/8)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	整備する手順書	手順の分類		
1 次冷却材喪失事故が発生している場合 溶融デブリが原子炉容器に残存する場合	-	格納容器水張り (格納容器スプレイ、代替格納容器スプレイ) ※8	格納容器スプレイポンプ※2	格納容器スプレイポンプを用いた炉心冠水により溶融デブリを冷却する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書 SA所達※1		
			恒設代替低圧注水ポンプ				
			空冷式非常用発電装置※3	恒設代替低圧注水ポンプを用いた炉心冠水により溶融デブリを冷却する手順		大規模損壊時に対応する手順	
			燃料取替用水ピット				
			復水ピット	復水ピット出口配管接続の手順			
			燃料油貯蔵タンク※5	空冷式非常用発電装置燃料補給の手順			
			重油タンク※5				
			タンクローリー※5				
			電動消火ポンプ	消火ポンプを用いた炉心冠水により溶融デブリを冷却する手順			炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書
			ディーゼル消火ポンプ				
			No. 2 淡水タンク				
			可搬式代替低圧注水ポンプ※4	可搬式代替低圧注水ポンプを用いた炉心冠水により溶融デブリを冷却する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書 SA所達※1		
			電源車 (可搬式代替低圧注水ポンプ用)				
			仮設組立式水槽				
			送水車			可搬式代替低圧注水ポンプによる格納容器スプレイの手順	
			燃料油貯蔵タンク※6				
			重油タンク※6			大規模損壊時に対応する手順	
			タンクローリー※6				
			軽油ドラム缶※7				
			化学消防自動車			大規模損壊時に対応する手順	大規模損壊所達※9

◎下線は発電所対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

※1 : 「大飯発電所 重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」

※2 : ディーゼル発電機等により給電する。

※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 : 可搬式代替低圧注水ポンプにより炉心注水する場合は海水を注水する。

※5 : 空冷式非常用発電装置の燃料補給に使用する。手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※6 : 電源車(可搬式代替低圧注水ポンプ用)の燃料補給に使用する。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。

※7 : 送水車の燃料補給に使用する貯蔵用のものである。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。

※8 : A、D 格納容器再循環ユニットで格納容器冷却を行う。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。

※9 : 「大飯発電所 大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」

第 5.2.7 表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順 (1.4)
(運転中の 1 次冷却材喪失事象が発生していない場合) (4/8)

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	対応設備	整備する手順書	手順の分類		
1 次冷却材喪失事象が発生していない場合	フロントライン系機能喪失時 余熱除去ポンプ 又は 余熱除去冷却器	炉心冷却 (注水) 蒸気発生器 2 次側による	電動補助給水ポンプ ^{※3}	蒸気発生器 2 次側による炉心冷却 (注水) の手順 大規模損壊時に対応する手順	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書		
			タービン動補助給水ポンプ				
			復水ビット				
			蒸気発生器				
			電動主給水ポンプ				
			脱気器タンク				
			蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ (電動) ^{※4}			蒸気発生器 2 次側による炉心冷却 (注水) の手順 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプによる蒸気発生器への注水のための手順 大規模損壊時に対応する手順	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書 S A 所達 ^{※1}
			復水ビット				
		(蒸気放出) による炉心冷却 (蒸気放出)	主蒸気逃がし弁	蒸気発生器 2 次側による炉心冷却 (蒸気放出) の手順 大規模損壊時に対応する手順	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書		
			タービンバイパス弁				
		2 次側のフィード (蒸気発生器) アンドブリード	ポンプ車 ^{※6}	ポンプ車を用いた蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリードにより原子炉を冷却する手順 ポンプ車による蒸気発生器への注水の手順 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書 S A 所達 ^{※1}		
			送水車				
サポート系機能喪失時	全交流動力電源 ^{※2}	炉心冷却 (注水) 蒸気発生器 2 次側による	電動補助給水ポンプ	蒸気発生器 2 次側による炉心冷却 (注水) の手順 空冷式非常用発電装置燃料補給の手順 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプによる蒸気発生器への注水のための手順 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書 S A 所達 ^{※1}		
			空冷式非常用発電装置 ^{※2}				
			タービン動補助給水ポンプ				
			復水ビット				
			蒸気発生器				
			燃料油貯蔵タンク ^{※7}				
			重油タンク ^{※7}				
			タンクローリー ^{※7}				
		蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ (電動) ^{※4}	主蒸気逃がし弁機能回復の手順 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書			
		復水ビット					
		(蒸気放出) による炉心冷却 (蒸気放出)	主蒸気逃がし弁 (現場手動操作) ^{※5}	主蒸気逃がし弁機能回復の手順 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書		
2 次側のフィード (蒸気発生器) アンドブリード	ポンプ車 ^{※6}	ポンプ車を用いた蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリードにより原子炉を冷却する手順 ポンプ車による蒸気発生器への注水の手順 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書 S A 所達 ^{※1}				
	送水車						

◎下線は発電所対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

- ※ 1 : 「大飯発電所 重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」
- ※ 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 : ディーゼル発電機等により給電する。
- ※ 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。
- ※ 5 : 手順は「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」にて整備する。
- ※ 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。
- ※ 7 : 空冷式非常用発電装置の燃料補給に使用する。手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第 5.2.7 表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順 (1.4)
(運転停止中のフロントライン系機能喪失時 1/2) (5/8)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	整備する手順書	手順の分類
運転停止中の場合	余熱除去ポンプ 又は 余熱除去冷却器	炉心注水	A、B 充てんポンプ ^{※2}	充てんポンプを用いた炉心注水により 原子炉を冷却する手順	炉心の著しい損傷 及び格納容器破損 を防止する運転 手順書 S A 所達 ^{※1}
			高压注入ポンプ ^{※2}		
			燃料取替用水ピット	高压注入ポンプを用いた炉心注水により 原子炉を冷却する手順	
			復水ピット		
			蓄圧タンク	蓄圧タンクを用いた炉心注水により 原子炉を冷却する手順	
			ほう酸ポンプ ^{※2}		
			ほう酸タンク	復水ピット出口配管接続の手順 <u>大規模損壊時に対応する手順</u>	
			1 次系補給水ポンプ ^{※2}		
			1 次系純水タンク		
		代替炉心注水	燃料取替用水ピット (重力注水)	燃料取替用水ピット (重力注水) を用いた 代替炉心注水により原子炉を冷却する手順	炉心の著しい損傷 及び格納容器破損 を防止する運転 手順書 <u>大規模損壊時に対応する手順</u>
			A 格納容器スプレイポンプ ^{※2} (R H R S - C S S 連絡ライン使用)	A 格納容器スプレイポンプを用いた 代替炉心注水により原子炉を冷却する手順	
			恒設代替低圧注水ポンプ	恒設代替低圧注水ポンプを用いた 代替炉心注水により原子炉を冷却する手順	炉心の著しい損傷 及び格納容器破損 を防止する運転 手順書 S A 所達 ^{※1}
			空冷式非常用発電装置 ^{※3}		
			燃料取替用水ピット	復水ピット出口配管接続の手順	
			復水ピット		
			燃料油貯蔵タンク ^{※4}	空冷式非常用発電装置燃料補給の手順 <u>大規模損壊時に対応する手順</u>	
			重油タンク ^{※4}		
			タンクローリー ^{※4}	消火ポンプを用いた代替炉心注水 により原子炉を冷却する手順 <u>大規模損壊時に対応する手順</u>	炉心の著しい損傷 及び格納容器破損 を防止する運転 手順書
			電動消火ポンプ		
			ディーゼル消火ポンプ		
			No. 2 淡水タンク	可搬式代替低圧注水ポンプを用いた代替炉心 注水により原子炉を冷却する手順 可搬式代替低圧注水ポンプによる炉心注水の 手順 <u>大規模損壊時に対応する手順</u>	炉心の著しい損傷 及び格納容器破損 を防止する運転 手順書 S A 所達 ^{※1}
			可搬式代替低圧注水ポンプ ^{※5}		
			電源車 (可搬式代替低圧注水ポンプ用)		
			仮設組立式水槽		
			送水車		
			燃料油貯蔵タンク ^{※6}		
			重油タンク ^{※6}		
		タンクローリー ^{※6}			
		軽油ドラム缶 ^{※7}			
		化学消防自動車	<u>大規模損壊時に対応する手順</u>		
		再循環 運転	高压注入ポンプ ^{※2}	高压注入ポンプを用いた 再循環運転により原子炉を 冷却する手順	炉心の著しい損傷 及び格納容器破損 を防止する運転 手順書
			格納容器再循環サンブ		
			格納容器再循環サンブスクリーン		
代替再循環 運転	A 格納容器スプレイポンプ ^{※2} (R H R S - C S S 連絡ライン使用)	A 格納容器スプレイポンプを用いた 代替再循環運転により原子炉を冷却する手順 <u>大規模損壊時に対応する手順</u>	炉心の著しい損傷 及び格納容器破損 を防止する運転 手順書		
	A 格納容器スプレイ冷却器				
	格納容器再循環サンブ				
	格納容器再循環サンブスクリーン				

◎下線は発電所対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

※ 1 : 「大飯発電所 重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」

※ 2 : ディーゼル発電機等により給電する。

※ 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 : 空冷式非常用発電装置の燃料補給に使用する。手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※ 5 : 可搬式代替低圧注水ポンプにより炉心注水する場合は海水を注水する。

※ 6 : 電源車(可搬式代替低圧注水ポンプ用)の燃料補給に使用する。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。

※ 7 : 送水車の燃料補給に使用する貯蔵用のものである。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。

※ 8 : 「大飯発電所 大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」

第 5.2.7 表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順 (1.4)
(運転停止中のフロントライン系機能喪失時 2/2) (6/8)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	整備する手順書	手順の分類		
運転停止中の場合 フロントライン系機能喪失時	余熱除去ポンプ 又は 余熱除去冷却器	蒸気発生器 2 次側による 炉心冷却 (注水)	電動補助給水ポンプ ^{※2}	蒸気発生器 2 次側による炉心冷却 (注水) の手順 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷 及び格納容器破損 を防止する運転 手順書		
			タービン動補助給水ポンプ				
			復水ピット				
			蒸気発生器				
			電動主給水ポンプ				
			脱気器タンク				
		蒸気発生器 2 次側 による炉心冷却 (蒸気放出)	蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ (電動) ^{※3}	蒸気発生器 2 次側による炉心冷却 (注水) の手順	蒸気発生器 2 次側による炉心冷却 (注水) の手順 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプに よる蒸気発生器への注水のための手順 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷 及び格納容器破損 を防止する運転 手順書 S A 所達 ^{※1}	
			復水ピット				
			主蒸気逃がし弁	蒸気発生器 2 次側による炉心冷却 (蒸気放出) の手順			故障及び 設計基準事故に 対処する 運転手順書
			タービンバイパス弁	大規模損壊時に対応する手順			
蒸気発生器 2 次側のフ ィードアンドブリード	ポンプ車 ^{※4}	ポンプ車を用いた蒸気発生器 2 次側の フィードアンドブリードにより原子炉を 冷却する手順	ポンプ車による蒸気発生器への注水の手順 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷 及び格納容器破損 を防止する運転 手順書 S A 所達 ^{※1}			
	送水車						

◎下線は発電所対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

※ 1 : 「大飯発電所 重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」

※ 2 : ディーゼル発電機等により給電する。

※ 3 : 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。

※ 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 5.2.7 表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順 (1.4)
(運転停止中のサポート系機能喪失時 1/2)

(7/8)

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	対応設備	整備する手順書	手順の分類
サポート系機能喪失時 運転停止中の場合	全交流動力電源 ※2	代替炉心注水 ④	燃料取替用水ピット (重力注水)	燃料取替用水ピット (重力注水) を用いた代替炉心注水により原子炉を冷却する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書
			蓄圧タンク	蓄圧タンクを用いた代替炉心注水により原子炉を冷却する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書
			恒設代替低圧注水ポンプ		
			空冷式非常用発電装置※2	B 充てんポンプ (自己冷却) を用いた代替炉心注水により原子炉を冷却する手順	S A 所達※1
			B 充てんポンプ (自己冷却)		
			燃料取替用水ピット	充てんポンプ自己冷却配管接続の手順	S A 所達※1
			復水ピット		
			燃料油貯蔵タンク※3	空冷式非常用発電装置燃料補給の手順	S A 所達※1
			重油タンク※3		
			タンクローリー※3	大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書
			A 格納容器スプレイポンプ (自己冷却) (RHR S-CSS 連絡ライン使用)		
			燃料取替用水ピット	格納容器スプレイポンプ自己冷却配管接続の手順	S A 所達※1
			ディーゼル消火ポンプ	消火ポンプを用いた代替炉心注水により原子炉を冷却する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書
			No. 2 淡水タンク	大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書
		可搬式代替低圧注水ポンプ※4	可搬式代替低圧注水ポンプを用いた代替炉心注水により原子炉を冷却する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書	
		電源車 (可搬式代替低圧注水ポンプ用)			
		仮設組立式水槽	可搬式代替低圧注水ポンプによる炉心注水の手順	S A 所達※1	
		送水車			
		燃料油貯蔵タンク※5	大規模損壊時に対応する手順	大規模損壊所達※9	
		重油タンク※5			
		タンクローリー※5	大規模損壊時に対応する手順	大規模損壊所達※9	
		軽油ドラム缶※6			
		化学消防自動車	大規模損壊時に対応する手順	大規模損壊所達※9	
		代替再循環運転 ⑤	B 高圧注入ポンプ (海水冷却)	B 高圧注入ポンプ (海水冷却) を用いた代替再循環運転により原子炉を冷却する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書
			大容量ポンプ※7		
			格納容器再循環サンブ	大容量ポンプによる原子炉補機冷却水系通水の手順	S A 所達※1
			格納容器再循環サンブスクリーン		
空冷式非常用発電装置※2	空冷式非常用発電装置燃料補給の手順		S A 所達※1		
燃料油貯蔵タンク※3※8					
重油タンク※3※9	大規模損壊時に対応する手順		大規模損壊所達※9		
タンクローリー※3※9					

◎下線は発電所対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

※1 : 「大飯発電所 重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」

※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 : 空冷式非常用発電装置の燃料補給に使用する。手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4 : 可搬式代替低圧注水ポンプにより炉心注水する場合は海水を注水する。

※5 : 電源車(可搬式代替低圧注水ポンプ用)の燃料補給に使用する。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。

※6 : 送水車の燃料補給に使用する貯蔵用のものである。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。

※7 : 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。

※8 : 大容量ポンプの燃料補給に使用する。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。

※9 : 「大飯発電所 大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」

第 5.2.7 表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順 (1.4)
(運転停止中のサポート系機能喪失時 2/2) (8/8)

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	対応設備	整備する手順書	手順の分類
サポート系機能喪失時 運転停止中の場合	全交流動力電源 ※2	蒸気発生器2次側による 炉心冷却(注水)	電動補助給水ポンプ	蒸気発生器2次側による炉心冷却 (注水)の手順 空冷式非常用発電装置燃料補給の手順 <u>大規模損壊時に対応する手順</u>	炉心の著しい損傷 及び格納容器破損を 防止する運転手順書 SA所達※1
			空冷式非常用発電装置※2		
			タービン補助給水ポンプ		
			復水ピット		
			蒸気発生器		
			燃料油貯蔵タンク※3		
			重油タンク※3		
			タンクローリー※3		
		蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ (電動)※4	蒸気発生器2次側による炉心冷却 (注水)の手順 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプに よる蒸気発生器への注水のための手順 <u>大規模損壊時に対応する手順</u>	炉心の著しい損傷 及び格納容器破損を 防止する運転手順書 SA所達※1	
		復水ピット			
		2次側による 蒸気発生器 (蒸気放出)	主蒸気逃がし弁(現場手動操作)※5	主蒸気逃がし弁機能回復の手順 <u>大規模損壊時に対応する手順</u>	炉心の著しい損傷 及び格納容器破損を 防止する運転手順書
		2次側のフィード アンドブリード	ポンプ車※6	ポンプ車を用いた蒸気発生器2次側の フィードアンドブリードにより 原子炉を冷却する手順 ポンプ車による 蒸気発生器への注水の手順 <u>大規模損壊時に対応する手順</u>	炉心の著しい損傷 及び格納容器破損を 防止する運転手順書 SA所達※1
			送水車		
		原子炉補機 冷却水系	代替炉心注水	㉔全交流動力電源喪失時の対応手段のうち代替炉心注水に用いる設備と同様	
A余熱除去ポンプ (空調用冷水)※6	A余熱除去ポンプ(空調用冷水)を用いた 代替炉心注水により原子炉を冷却する手順 <u>大規模損壊時に対応する手順</u>			炉心の著しい損傷 及び格納容器破損を 防止する運転手順書	
電動消火ポンプ	消火ポンプを用いた代替炉心注水により 原子炉を冷却する手順 <u>大規模損壊時に対応する手順</u>				
代替再循環運転	㉕全交流動力電源喪失時の対応手段のうち代替再循環運転に用いる設備と同様				
	A余熱除去ポンプ(空調用冷水)※6 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン		A余熱除去ポンプ(空調用冷水)を用いた 代替再循環により原子炉を冷却する手順 <u>大規模損壊時に対応する手順</u>	炉心の著しい損傷 及び格納容器破損を 防止する運転手順書	

◎下線は発電所対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

※1 : 「大飯発電所 重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」

※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 : 空冷式非常用発電装置の燃料補給に使用する。手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※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。

※5 : 手順は「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」にて整備する。

※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 5.2.8 表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順 (1.5)
(フロントライン系機能喪失時) (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	対応設備	整備する手順書	手順の分類		
フロントライン系機能喪失時	海水ポンプ 又は 原子炉補機 冷却水ポンプ	蒸気発生器2次側による 炉心冷却(注水)	電動補助給水ポンプ ^{※2}	蒸気発生器2次側による炉心冷却 (注水)の手順 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷 及び格納容器破損を 防止する運転手順書		
			タービン動補助給水ポンプ				
			復水ピット				
			蒸気発生器				
			電動主給水ポンプ				
			脱気器タンク				
		蒸気発生器2次側 による炉心冷却 (蒸気放出)	蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ (電動) ^{※3}	蒸気発生器2次側による炉心冷却 (注水)の手順 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプによる 蒸気発生器への注水のための手順 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷 及び格納容器破損を 防止する運転手順書 SA所達 ^{※1}		
			復水ピット				
			所内用空気圧縮機			主蒸気逃がし弁機能回復の手順 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷 及び格納容器破損を 防止する運転手順書
			タービンバイパス弁				
			主蒸気逃がし弁(現場手動操作) ^{※4}				
			窒素ポンプ (主蒸気逃がし弁作動用) ^{※4}				
	蒸気発生器2次側の フィード アンドブリード	ポンプ車 ^{※8}	ポンプ車を用いた蒸気発生器2次側 のフィードアンドブリードにより 原子炉を冷却する手順 ポンプ車による蒸気発生器への注水の手順 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷 及び格納容器破損を 防止する運転手順書 SA所達 ^{※1}			
		送水車					
	自然対流冷却 格納容器内	A、D格納容器再循環ユニット ^{※5}	格納容器再循環ユニットを用いた 格納容器内自然対流冷却の手順 大容量ポンプによる 原子炉補機冷却水系通水の手順 可搬型温度計測装置設置の手順 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷 及び格納容器破損を 防止する運転手順書 SA所達 ^{※1}			
		大容量ポンプ					
		可搬型温度計測装置 (格納容器再循環ユニット入口温度/ 出口温度(SA)用) ^{※5}					
		燃料油貯蔵タンク ^{※6}					
重油タンク ^{※6}							
タンクローリー ^{※6}							
代替補機冷却	大容量ポンプ	大容量ポンプを用いた 原子炉補機冷却水系通水による 原子炉冷却等の手順 大容量ポンプによる 原子炉補機冷却水系通水の手順 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷 及び格納容器破損を 防止する運転手順書 SA所達 ^{※1}				
	燃料油貯蔵タンク ^{※6}						
	重油タンク ^{※6}						
	タンクローリー ^{※6}						
	B高圧注入ポンプ(海水冷却) ^{※2※7}						
	B制御用空気圧縮機 (海水冷却) ^{※2※3※4}						
空調用冷水ポンプ (A余熱除去ポンプ冷却用) ^{※2※7}	空調用冷水ポンプによるA余熱除去ポンプ 代替補機冷却により原子炉を冷却する手順 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷 及び格納容器破損を 防止する運転手順書					
海水ポンプ	代替補機冷却 による 大容量ポンプ	大容量ポンプ	大容量ポンプを用いた 海水系通水による原子炉冷却の手順 大容量ポンプによる海水系通水の手順 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷 及び格納容器破損を 防止する運転手順書 SA所達 ^{※1}			
		余熱除去ポンプ ^{※2}					
		原子炉補機冷却水ポンプ ^{※2}					
		原子炉補機冷却水冷却器					

◎下線は発電所対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。
 ※1 : 「大飯発電所 重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」
 ※2 : ディーゼル発電機等により給電する。
 ※3 : 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。
 ※4 : 手順は「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」にて整備する。
 ※5 : 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。
 ※6 : 大容量ポンプの燃料補給に使用する。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。
 ※7 : 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。
 ※8 : 蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード時は、主蒸気ドレンラインを使用する。

第 5.2.8 表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順 (1.5)
(サポート系機能喪失時)

(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	対応設備	整備する手順書	手順の分類	
サポート系機能喪失時	全交流動力電源 ※2	蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)	電動補助給水ポンプ	蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)の手順 空冷式非常用発電装置燃料補給の手順 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書 SA所達※1	
			空冷式非常用発電装置※2			
			タービン動補助給水ポンプ			
			復水ピット			
			蒸気発生器			
			燃料油貯蔵タンク※4			
			重油タンク※4			
			タンクローリー※4			
			蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ(電動)※3			蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)の手順 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプによる蒸気発生器への注水のための手順 大規模損壊時に対応する手順
		復水ピット				
		(蒸気放出)による炉心冷却	主蒸気逃がし弁(現場手動操作)※5	主蒸気逃がし弁機能回復の手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書	
			窒素ポンプ(主蒸気逃がし弁作動用)※5	大規模損壊時に対応する手順		
			B制御用空気圧縮機(海水冷却)※3※5	主蒸気逃がし弁機能回復の手順 大容量ポンプによる原子炉補機冷却水系通水の手順		炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書 SA所達※1
			大容量ポンプ	大規模損壊時に対応する手順		
		蒸気発生器2次側のフイードアンド	ポンプ車※9	ポンプ車を用いた蒸気発生器2次側のフイードアンドブリードにより原子炉を冷却する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書 SA所達※1	
			送水車	ポンプ車による蒸気発生器への注水の手順 大規模損壊時に対応する手順		
		格納容器内自然対流冷却	A、D格納容器再循環ユニット※7	格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却の手順 大容量ポンプによる原子炉補機冷却水系通水の手順 可搬型温度計測装置設置の手順 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書 SA所達※1	
			大容量ポンプ			
			可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度(SA)用)※7			
			燃料油貯蔵タンク※6			
			重油タンク※6			
			タンクローリー※6			
		大容量ポンプによる代替補機冷却	大容量ポンプ	大容量ポンプを用いた原子炉補機冷却水系通水による原子炉冷却等の手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書 SA所達※1	
			B高圧注入ポンプ(海水冷却)※8			
空冷式非常用発電装置※2						
燃料油貯蔵タンク※4※6	大容量ポンプによる原子炉補機冷却水系通水の手順					
重油タンク※4※6						
タンクローリー※4※6						
B制御用空気圧縮機(海水冷却)※3※5	空冷式非常用発電装置燃料補給の手順		大規模損壊時に対応する手順			
余熱除去ポンプ	大容量ポンプを用いた海水系通水による原子炉冷却の手順			炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書 SA所達※1		
原子炉補機冷却水ポンプ	大容量ポンプによる海水系通水の手順					
原子炉補機冷却水冷却器	大規模損壊時に対応する手順					

◎下線は発電所対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

- ※1 : 「大飯発電所 重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」
- ※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「1.2 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。
- ※4 : 空冷式非常用発電装置の燃料補給に使用する。手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
- ※5 : 手順は「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」にて整備する。
- ※6 : 大容量ポンプの燃料補給に使用する。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。
- ※7 : 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。
- ※8 : 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。
- ※9 : 蒸気発生器2次側のフイードアンドブリード時は、主蒸気ドレンラインを使用する。

第 5.2.9 表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順 (1.6)
(炉心損傷前のフロントライン系機能喪失時) (1/4)

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	対応設備	整備する手順書	手順の分類
フロントライン系機能喪失時	格納容器スプレイポンプ 又は 格納容器スプレイ冷却器 又は 格納容器スプレイポンプ 再循環サンプ側 入口格納容器隔離弁	格納容器内自然対流冷却	A、D格納容器再循環ユニット ^{※7}	格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却の手順 可搬型温度計測装置設置の手順 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書 SA所達 ^{※1}
			A、B原子炉補機冷却水ポンプ ^{※3※7}		
			A原子炉補機冷却水冷却器 ^{※7}		
			原子炉補機冷却水サージタンク ^{※7}		
			窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク加圧用） ^{※7}		
			海水ポンプ ^{※3※7}		
			可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度（SA）用） ^{※7}		
			液化窒素供給設備 ^{※7}		
	格納容器スプレイポンプ 又は 燃料取替用水ピット ^{※2}	代替格納容器スプレイ	恒設代替低圧注水ポンプ	恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイの手順 復水ピット出口配管接続の手順 空冷式非常用発電装置 燃料補給の手順 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書 SA所達 ^{※1}
			空冷式非常用発電装置 ^{※4}		
			燃料取替用水ピット		
			復水ピット		
			燃料油貯蔵タンク ^{※5}	消火ポンプを用いた代替格納容器スプレイの手順 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書
			重油タンク ^{※5}		
			タンクローリー ^{※5}		
			電動消火ポンプ		
			ディーゼル消火ポンプ	可搬式代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイの手順 可搬式代替低圧注水ポンプによる格納容器スプレイ準備の手順 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書 SA所達 ^{※1}
			No. 2 淡水タンク		
			可搬式代替低圧注水ポンプ ^{※6}		
			電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）		
仮設組立式水槽	大規模損壊時に対応する手順	大規模損壊所達 ^{※8}			
送水車					
化学消防自動車	大規模損壊時に対応する手順	大規模損壊所達 ^{※8}			

◎下線は発電所対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

- ※1：「大飯発電所 重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」
- ※2：燃料取替用水ピットの破損、枯渇時の手順は「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。
- ※3：ディーゼル発電機等により給電する。
- ※4：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
- ※5：空冷式非常用発電装置の燃料補給に使用する。手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
- ※6：可搬式代替低圧注水ポンプにより格納容器にスプレイする場合は海水をスプレイする。
- ※7：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。
- ※8：「大飯発電所 大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」

第 5.2.9 表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順 (1.6)
(炉心損傷前のサポート系機能喪失時) (2/4)

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	対応設備	整備する手順書	手順の分類	
サポート系機能喪失時	全交流動力電源 ^{※2} 又は 原子炉補機冷却水設備	代替格納容器スプレイ	恒設代替低圧注水ポンプ	恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイの手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書 SA所達 ^{※1}	
			空冷式非常用発電装置 ^{※2}			
			燃料取替用水ピット	復水ピット出口配管接続の手順		
			復水ピット			
			燃料油貯蔵タンク ^{※3}	空冷式非常用発電装置燃料補給の手順		
			重油タンク ^{※3}			
			タンクローリー ^{※3}			
			ディーゼル消火ポンプ	消火ポンプを用いた代替格納容器スプレイの手順		炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書
			N o. 2 淡水タンク	大規模損壊時に対応する手順		
			A格納容器スプレイポンプ (自己冷却)	A格納容器スプレイポンプ (自己冷却) を用いた代替格納容器スプレイの手順		炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書 SA所達 ^{※1}
		燃料取替用水ピット	格納容器スプレイポンプ自己冷却配管接続の手順 大規模損壊時に対応する手順			
		可搬式代替低圧注水ポンプ ^{※4}	可搬式代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイの手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書		
		電源車 (可搬式代替低圧注水ポンプ用)				
		仮設組立式水槽	可搬式代替低圧注水ポンプによる格納容器スプレイ準備の手順	SA所達 ^{※1}		
		送水車	大規模損壊時に対応する手順			
		化学消防自動車	大規模損壊時に対応する手順	大規模損壊所達 ^{※7}		
		自然対流冷却格納容器内	A、D格納容器再循環ユニット ^{※5}	格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却の手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書 SA所達 ^{※1}	
			可搬型温度計測装置 (格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度 (SA) 用) ^{※5}			
			大容量ポンプ ^{※5}	大容量ポンプによる原子炉補機冷却水系通水の手順		
			燃料油貯蔵タンク ^{※6}	可搬型温度計測装置設置の手順		
重油タンク ^{※6}	大規模損壊時に対応する手順					
タンクローリー ^{※6}						

◎下線は発電所対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。
また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

- ※ 1 : 「大飯発電所 重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」
- ※ 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 : 空冷式非常用発電装置の燃料補給に使用する。手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
- ※ 4 : 可搬式代替低圧注水ポンプにより格納容器にスプレイする場合は海水をスプレイする。
- ※ 5 : 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。
- ※ 6 : 大容量ポンプの燃料補給に使用する。
- ※ 7 : 「大飯発電所 大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」

第 5.2.9 表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順 (1.6) (3/4)
(炉心損傷後のフロントライン系機能喪失時)

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	対応設備	整備する手順書	手順の分類		
フロントライン系機能喪失時	格納容器 スプレイポンプ 又は 燃料取替用水ピット ※2	格納容器内自然対流冷却	A、D格納容器再循環ユニット※3	格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却の手順 可搬型温度計測装置設置の手順 <u>大規模損壊時に対応する手順</u>	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書 S A所達※1		
			可搬型温度計測装置 (格納容器再循環ユニット入口温度 / 出口温度 (S A) 用) ※3				
			A、B原子炉補機冷却水ポンプ ※3※4				
			A原子炉補機冷却水冷却器※3				
			原子炉補機冷却水サージタンク※3				
			窒素ポンベ (原子炉補機冷却水サージタンク加圧用) ※3				
			海水ポンプ※3※4				
		液化窒素供給設備※3					
		代替格納容器スプレイ	恒設代替低圧注水ポンプ	恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイの手順		炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書 S A所達※1	
			空冷式非常用発電装置※5	復水ピット出口配管接続の手順			
			燃料取替用水ピット	空冷式非常用発電装置燃料補給の手順			
			復水ピット	<u>大規模損壊時に対応する手順</u>			
			可搬式代替低圧注水ポンプ※6	可搬式代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイの手順 可搬式代替低圧注水ポンプによる格納容器スプレイ準備の手順 <u>大規模損壊時に対応する手順</u>			炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書 S A所達※1
			電源車 (可搬式代替低圧注水ポンプ用)				
	仮設組立式水槽						
	送水車						
	燃料油貯蔵タンク ※7※8						
	重油タンク ※7※8	消火ポンプを用いた代替格納容器スプレイの手順 <u>大規模損壊時に対応する手順</u>	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書				
	タンクローリー ※7※8						
	軽油ドラム缶 ※9						
	電動消火ポンプ						
ディーゼル消火ポンプ	<u>大規模損壊時に対応する手順</u>	大規模損壊所達※10					
N o. 2 淡水タンク							
化学消防自動車	<u>大規模損壊時に対応する手順</u>						

◎下線は発電所対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

※1 : 「大飯発電所 重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」

※2 : 燃料取替用水ピットの破損、枯渇時の手順は「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。

※3 : 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。

※4 : ディーゼル発電機等により給電する。

※5 : 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※6 : 可搬式代替低圧注水ポンプにより格納容器にスプレイする場合は海水をスプレイする。

※7 : 空冷式非常用発電装置の燃料補給に使用する。手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※8 : 電源車(可搬式代替低圧注水ポンプ用)の燃料補給に使用する。

※9 : 送水車の燃料補給に使用する貯蔵用のものである。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。

※10 : 「大飯発電所 大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」

第 5.2.9 表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順 (1.6)
(炉心損傷後のサポート系機能喪失時) (4/4)

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	対応設備	整備する手順書	手順の分類
サポート系機能喪失時	全交流動力電源 ^{※2} 又は 原子炉補機冷却水設備	代替格納容器スプレイ	恒設代替低圧注水ポンプ	恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイの手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に 対処する 運転手順書 SA 所達 ^{※1}
			空冷式非常用発電装置 ^{※2}	復水ピット出口配管接続の手順	
			燃料取替用水ピット	空冷式非常用発電装置燃料補給の手順	
			復水ピット	大規模損壊時に対応する手順	
			可搬式代替低圧注水ポンプ ^{※3}	可搬式代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイの手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に 対処する 運転手順書 SA 所達 ^{※1}
			電源車 (可搬式代替低圧注水ポンプ用)		
			仮設組立式水槽		
			送水車		
			燃料油貯蔵タンク ^{※4※5}		
			重油タンク ^{※4※5}		
			タンクローリー ^{※4※5}	大規模損壊時に対応する手順	
			軽油ドラム缶 ^{※6}		
		ディーゼル消火ポンプ	消火ポンプを用いた代替格納容器スプレイの手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に 対処する 運転手順書	
		No. 2 淡水タンク	大規模損壊時に対応する手順		
		A格納容器スプレイポンプ (自己冷却)	A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)を用いた代替格納容器スプレイの手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に 対処する 運転手順書 SA 所達 ^{※1}	
		燃料取替用水ピット	格納容器スプレイポンプ 自己冷却配管接続の手順		
		よう素除去薬品タンク	大規模損壊時に対応する手順		
		化学消防自動車	大規模損壊時に対応する手順		
		A、D格納容器再循環ユニット ^{※7}	格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却の手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に 対処する 運転手順書	
		可搬型温度計測装置 (格納容器再循環ユニット入口温度/ 出口温度(SA)用) ^{※7}	大規模損壊時に対応する手順		
		大容量ポンプ ^{※7}	格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却の手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に 対処する 運転手順書 SA 所達 ^{※1}	
		燃料油貯蔵タンク ^{※8}	大容量ポンプによる 原子炉補機冷却水系通水の手順		
		重油タンク ^{※8}	可搬型温度計測装置設置の手順		
		タンクローリー ^{※8}	大規模損壊時に対応する手順		
自然対流冷却 格納容器内					

◎下線は発電所対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

※1 : 「大飯発電所 重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」

※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 : 可搬式代替低圧注水ポンプにより格納容器にスプレイする場合は海水をスプレイする。

※4 : 空冷式非常用発電装置の燃料補給に使用する。手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※5 : 電源車(可搬式代替低圧注水ポンプ用)の燃料補給に使用する。

※6 : 送水車の燃料補給に使用する貯蔵用のものである。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。

※7 : 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。

※8 : 大容量ポンプの燃料補給に使用する。

※9 : 「大飯発電所 大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」

第 5.2.10 表 重大事故等及び大規模損壊対応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	対応設備	整備する手順書	手順の分類
交流動力電源及び原子炉補機冷却機能 健全	—	格納容器 スプレイ	格納容器スプレイポンプ ^{※2}	格納容器スプレイポンプを用いた格納容器スプレイの手順 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書
			燃料取替用水ビット		
		格納容器内自然対流冷却	A、D格納容器再循環ユニット	格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却の手順 可搬型温度計測装置設置の手順 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書 S A 所達 ^{※1}
			可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（S A）用）		
			A、B原子炉補機冷却水ポンプ ^{※2}		
			A原子炉補機冷却水冷却器		
			原子炉補機冷却水サージタンク		
			窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク加圧用）		
			海水ポンプ ^{※2}		
		液化窒素供給設備			
		代替格納容器スプレイ	恒設代替低圧注水ポンプ ^{※3}	恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイの手順 復水ビット出口配管接続の手順 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書 S A 所達 ^{※1}
			空冷式非常用発電装置 ^{※4}		
			燃料取替用水ビット	大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書 S A 所達 ^{※1}
			復水ビット		
			可搬式代替低圧注水ポンプ ^{※3}		
			電源車 （可搬式代替低圧注水ポンプ用）	可搬式代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイの手順 可搬式代替低圧注水ポンプによる格納容器スプレイの手順 空冷式非常用発電装置燃料補給の手順 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書 S A 所達 ^{※1}
			仮設組立式水槽		
			送水車	大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書 S A 所達 ^{※1}
			燃料油貯蔵タンク ^{※5 ※6}		
			重油タンク ^{※5 ※6}		
タンクローリー ^{※5 ※6}					
軽油ドラム缶 ^{※7}	消火ポンプを用いた代替格納容器スプレイの手順 大規模損壊時に対応する手順		炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書		
電動消火ポンプ ^{※3}					
ディーゼル消火ポンプ ^{※3}					
N o. 2 淡水タンク	大規模損壊時に対応する手順	大規模損壊所達 ^{※8}			
化学消防自動車					

◎下線は発電所対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

※1：「大飯発電所 重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」

※2：ディーゼル発電機等により給電する。

※3：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。

※4：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※5：空冷式非常用発電装置の燃料補給に使用する。手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※6：電源車(可搬式代替低圧注水ポンプ用)の燃料補給に使用する。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。

※7：送水車の燃料補給に使用する貯蔵用のものである。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。

※8：「大飯発電所 大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」

第 5.2.10 表 重大事故等及び大規模損壊対応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	対応設備	整備する手順書	手順の分類
全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失	—	自然対流冷却 格納容器内	<u>A、D格納容器再循環ユニット</u>	格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却の手順 大容量ポンプによる原子炉補機冷却水系通水の手順 可搬型温度計測装置設置の手順 <u>大規模損壊時に対応する手順</u>	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書 S A所達 ^{※1}
			<u>可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度（S A）用）</u>		
			<u>大容量ポンプ</u>		
			<u>燃料油貯蔵タンク^{※2}</u>		
			<u>重油タンク^{※2}</u>		
			<u>タンクローリー^{※2}</u>		
		代替格納容器スプレイ	<u>恒設代替低圧注水ポンプ^{※3}</u>	恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイの手順 復水ビット出口配管接続の手順 <u>大規模損壊時に対応する手順</u>	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書 S A所達 ^{※1}
			<u>空冷式非常用発電装置^{※4}</u>		
			<u>燃料取替用水ビット</u>		
			<u>復水ビット</u>		
			<u>可搬式代替低圧注水ポンプ^{※3}</u>	可搬式代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイの手順 可搬式代替低圧注水ポンプによる格納容器スプレイの手順 空冷式非常用発電装置燃料補給の手順 <u>大規模損壊時に対応する手順</u>	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書 S A所達 ^{※1}
			<u>電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）</u>		
			<u>仮設組立式水槽</u>		
			<u>送水車</u>		
			<u>燃料油貯蔵タンク^{※5※6}</u>		
			<u>重油タンク^{※5※6}</u>		
			<u>タンクローリー^{※5※6}</u>		
			<u>軽油ドラム缶^{※7}</u>		
			<u>ディーゼル消火ポンプ^{※3}</u>	消火ポンプを用いた代替格納容器スプレイの手順 <u>大規模損壊時に対応する手順</u>	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書
			<u>No. 2 淡水タンク</u>		
<u>A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）^{※3}</u>	A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）を用いた代替格納容器スプレイの手順 格納容器スプレイポンプ自己冷却配管接続の手順 <u>大規模損壊時に対応する手順</u>	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書 S A所達 ^{※1}			
<u>燃料取替用水ビット</u>					
<u>化学消防自動車</u>			<u>大規模損壊時に対応する手順</u>	大規模損壊所達 ^{※8}	

◎下線は発電所対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

※1：「大飯発電所 重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」

※2：大容量ポンプの燃料補給に使用する。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「1.6 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。

※4：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※5：空冷式非常用発電装置の燃料補給に使用する。手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※6：電源車(可搬式代替低圧注水ポンプ用)の燃料補給に使用する。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。

※7：送水車の燃料補給に使用する貯蔵用のものである。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

※8：「大飯発電所 大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」

第 5.2.11 表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順 (1.8)
(原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却) (1/2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	整備する手順書	手順の分類	
交流動力電源及び原子炉補機冷却機能 健全	—	格納容器スプレイ	格納容器スプレイポンプ ^{※2}	格納容器スプレイポンプを用いた格納容器スプレイの手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に 対処する運転手順書	
			燃料取替用水ピット	大規模損壊時に対応する手順		
		代替格納容器スプレイ	恒設代替低圧注水ポンプ	恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイの手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に 対処する運転手順書 SA所達 ^{※1}	
			空冷式非常用発電装置 ^{※3}	復水ピット出口配管接続の手順		
			燃料取替用水ピット			
			復水ピット	空冷式非常用発電装置 燃料補給の手順		
			燃料油貯蔵タンク ^{※4}			
			重油タンク ^{※4}	大規模損壊時に対応する手順		
			タンクローリー ^{※4}			
			電動消火ポンプ	消火ポンプを用いた代替格納容器スプレイの手順		炉心の著しい損傷が発生した場合に 対処する運転手順書
			ディーゼル消火ポンプ			
			No. 2 淡水タンク	大規模損壊時に対応する手順		
			可搬式代替低圧注水ポンプ ^{※5}	可搬式代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイの手順		炉心の著しい損傷が発生した場合に 対処する運転手順書
			電源車 (可搬式代替低圧注水ポンプ用)	可搬式代替低圧注水ポンプによる格納容器スプレイの手順		
			仮設組立式水槽	大規模損壊時に対応する手順		SA所達 ^{※1}
			送水車			
化学消防自動車	大規模損壊時に対応する手順	大規模損壊所達 ^{※6}				
全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能 喪失	—	代替格納容器スプレイ	恒設代替低圧注水ポンプ	恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイの手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に 対処する運転手順書 SA所達 ^{※1}	
			空冷式非常用発電装置 ^{※3}	復水ピット出口配管接続の手順		
			燃料取替用水ピット			
			復水ピット	空冷式非常用発電装置 燃料補給の手順		
			燃料油貯蔵タンク ^{※4}			
			重油タンク ^{※4}	大規模損壊時に対応する手順		
			タンクローリー ^{※4}			
			ディーゼル消火ポンプ	消火ポンプを用いた代替格納容器スプレイの手順		炉心の著しい損傷が発生した場合に 対処する運転手順書
			No. 2 淡水タンク			
			△格納容器スプレイポンプ (自己冷却)	A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)を用いた代替格納容器スプレイの手順		炉心の著しい損傷が発生した場合に 対処する運転手順書
			燃料取替用水ピット	格納容器スプレイポンプ自己冷却配管接続の手順 大規模損壊時に対応する手順		
			可搬式代替低圧注水ポンプ ^{※5}	可搬式代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイの手順		炉心の著しい損傷が発生した場合に 対処する運転手順書
			電源車 (可搬式代替低圧注水ポンプ用)	可搬式代替低圧注水ポンプによる格納容器スプレイの手順		
			仮設組立式水槽	大規模損壊時に対応する手順		SA所達 ^{※1}
		送水車				
		化学消防自動車	大規模損壊時に対応する手順	大規模損壊所達 ^{※6}		

◎下線は発電所対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

※1 : 「大飯発電所 重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」

※2 : ディーゼル発電機等により給電する。

※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 : 空冷式非常用発電装置の燃料補給に使用する。手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※5 : 可搬式代替低圧注水ポンプにより格納容器にスプレイする場合は海水をスプレイする。

※6 : 「大飯発電所 大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」

第 5.2.11 表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順 (1.8)
(溶融炉心の格納容器下部への落下遅延・防止)

(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	対応設備	整備する手順書	手順の分類
交流動力電源及び原子炉補機冷却機能 健全	—	炉心注水	高圧注入ポンプ ^{※2}	高圧注入ポンプを用いた炉心注水により原子炉を冷却する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する 運転手順書 S A 所達 ^{※1}
			余熱除去ポンプ ^{※2}	余熱除去ポンプを用いた炉心注水により原子炉を冷却する手順	
			充てんポンプ ^{※2}	充てんポンプを用いた炉心注水により原子炉を冷却する手順	
			燃料取替用水ピット	復水ピット出口配管接続の手順	
			復水ピット	大規模損壊時に対応する手順	
		代替炉心注水	A 格納容器スプレイポンプ ^{※2※5} (RHR S-CSS 連絡ライン使用)	A 格納容器スプレイポンプを用いた代替炉心注水により原子炉を冷却する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する 運転手順書 S A 所達 ^{※1}
			恒設代替低圧注水ポンプ ^{※5}	恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替炉心注水により原子炉を冷却する手順	
			空冷式非常用発電装置 ^{※3}	空冷式非常用発電装置燃料補給の手順	
			燃料取替用水ピット	復水ピット出口配管接続の手順	
			復水ピット	大規模損壊時に対応する手順	
			燃料油貯蔵タンク ^{※4}		
			重油タンク ^{※4}		
			タンクローリー ^{※4}		
			電動消火ポンプ ^{※5}	消火ポンプを用いた代替炉心注水により原子炉を冷却する手順	
			ディーゼル消火ポンプ ^{※5}	可搬式代替低圧注水ポンプを用いた代替炉心注水により原子炉を冷却する手順	
			N o. 2 淡水タンク	可搬式代替低圧注水ポンプによる炉心注水の手順	
			可搬式代替低圧注水ポンプ ^{※5}	大規模損壊時に対応する手順	
			電源車 (可搬式代替低圧注水ポンプ用)		
			仮設組立式水槽		
			送水車		
化学消防自動車	大規模損壊時に対応する手順	大規模損壊所達 ^{※6}			
全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能 喪失	—	代替炉心注水	恒設代替低圧注水ポンプ ^{※5}	恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替炉心注水により原子炉を冷却する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する 運転手順書 S A 所達 ^{※1}
			空冷式非常用発電装置 ^{※3}	B 充てんポンプ (自己冷却) を用いた代替炉心注水により原子炉を冷却する手順	
			B 充てんポンプ (自己冷却) ^{※5}	充てんポンプ自己冷却配管接続の手順	
			燃料取替用水ピット	復水ピット出口配管接続の手順	
			復水ピット	空冷式非常用発電装置燃料補給の手順	
			燃料油貯蔵タンク ^{※4}		
			重油タンク ^{※4}		
			タンクローリー ^{※4}		
			A 格納容器スプレイポンプ (自己冷却) (RHR S-CSS 連絡ライン使用) ^{※5}	A 格納容器スプレイポンプ (自己冷却) を用いた代替炉心注水により原子炉を冷却する手順	
			燃料取替用水ピット	消火ポンプを用いた代替炉心注水により原子炉を冷却する手順	
			ディーゼル消火ポンプ ^{※5}	可搬式代替低圧注水ポンプを用いた代替炉心注水により原子炉を冷却する手順	
			N o. 2 淡水タンク	格納容器スプレイポンプ自己冷却配管接続の手順	
			可搬式代替低圧注水ポンプ ^{※5}	可搬式代替低圧注水ポンプによる炉心注水の手順	
			電源車 (可搬式代替低圧注水ポンプ用)		
			仮設組立式水槽		
		送水車	大規模損壊時に対応する手順		
		化学消防自動車	大規模損壊時に対応する手順	大規模損壊所達 ^{※6}	

◎下線は発電所対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

※1 : 「大飯発電所 重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」

※2 : ディーゼル発電機等により給電する。

※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 : 空冷式非常用発電装置の燃料補給に使用する。手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※5 : 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。

※6 : 「大飯発電所 大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」

第 5.2.12 表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順 (1.9)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	整備する手順書	手順の分類		
-	-	水素濃度低減	静的触媒式水素再結合装置	原子炉格納容器水素燃焼装置の起動を確認する手順	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書		
			静的触媒式水素再結合装置 温度監視装置 ^{※2※3}				
			原子炉格納容器水素燃焼装置 ^{※2※3}	全交流動力電源喪失時の原子炉格納容器水素燃焼装置起動手順		炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書	
			原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置 ^{※2※3}				
			空冷式非常用発電装置 ^{※3}	水素濃度監視及び低減の手順			炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書
			燃料油貯蔵タンク ^{※4}	空冷式非常用発電装置燃料補給の手順			
			重油タンク ^{※4}				
			タンクローリー ^{※4}	大規模損壊時に対応する手順			
		水素濃度監視	可搬型格納容器水素ガス濃度計 ^{※2※3}	水素濃度監視及び低減の手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書		
			格納容器水素ガス試料冷却器用 可搬型冷却水ポンプ ^{※2※3}				
			大容量ポンプ ^{※5}			大容量ポンプによる 原子炉補機冷却水系通水の手順	
			可搬型格納容器水素ガス試料圧縮装置 ^{※2※3}				
			格納容器水素ガス試料冷却器			空冷式非常用発電装置燃料補給の手順	
			格納容器水素ガス試料湿分離器				
			空冷式非常用発電装置 ^{※3}			大規模損壊時に対応する手順	
			燃料油貯蔵タンク ^{※4※6}				
			重油タンク ^{※4※6}				
			タンクローリー ^{※4※6}				
			窒素ポンプ (代替制御用空気供給用)			大規模損壊時に対応する手順	
			可搬式空気圧縮機 (代替制御用空気供給用)				
ガスクロマトグラフ	水素濃度監視及び低減の手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書					
格納容器雰囲気ガス試料圧縮装置 ^{※2}	格納容器内の水素濃度を測定する手順		S A所達 ^{※1}				
			大規模損壊時に対応する手順				

◎下線は発電所対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

- ※1 : 「大飯発電所 重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」
- ※2 : ディーゼル発電機等により給電する。
- ※3 : 代替電源設備からの給電に関する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
- ※4 : 空冷式非常用発電装置の燃料補給に使用する。手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
- ※5 : 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。
- ※6 : 大容量ポンプの燃料補給に使用する。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 5.2.13 表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順 (1.10)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	整備する手順書	手順の分類	
-	-	水素排出	アニュラス空気浄化ファン ^{※2※3}	アニュラス空気浄化設備の自動起動を確認する手順	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書	
			アニュラス空気浄化フィルタユニット			
			窒素ポンペ (代替制御用空気供給用)	全交流動力電源が喪失した場合のアニュラス空気浄化設備起動のための手順		炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書
			可搬式空気圧縮機 (代替制御用空気供給用)			
			空冷式非常用発電装置 ^{※3}	水素濃度監視及び低減の手順		炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書
			燃料油貯蔵タンク ^{※4}			
			重油タンク ^{※4}	空冷式非常用発電装置燃料補給の手順		S A 所達 ^{※1}
			タンクローリー ^{※4}			
		水素濃度監視	アニュラス水素濃度計	アニュラス空気浄化設備の自動起動を確認する手順	故障及び設計基準事故に対処する運転手順書	
			空冷式非常用発電装置 ^{※3}			
			燃料油貯蔵タンク ^{※4}	全交流動力電源が喪失した場合のアニュラス空気浄化設備起動のための手順		炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書
			重油タンク ^{※4}			
			タンクローリー ^{※4}	水素濃度監視及び低減の手順		炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書
			排気筒高レンジガスモニタ			
			格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)	大容量ポンプによる原子炉補機冷却水系通水の手順		S A 所達 ^{※1}
			可搬型格納容器水素ガス濃度計 ^{※2※5}			
			格納容器水素ガス試料冷却器用 可搬型冷却水ポンプ ^{※2※5}	アニュラス部水素濃度推定の手順		
			大容量ポンプ ^{※5}			
			可搬型格納容器水素ガス試料圧縮装置 ^{※2※5}	空冷式非常用発電装置燃料補給の手順		
			格納容器水素ガス試料冷却器			
格納容器水素ガス試料湿分離器	大規模損壊時に対応する手順					
窒素ポンペ (代替制御用空気供給用)						
可搬式空気圧縮機 (代替制御用空気供給用)						

◎下線は発電所対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

- ※1 : 「大飯発電所 重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」
- ※2 : ディーゼル発電機等により給電する。
- ※3 : 代替電源設備からの給電に関する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
- ※4 : 空冷式非常用発電装置の燃料補給に使用する。手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
- ※5 : 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。
- ※6 : 手順は「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」にて整備する。

第 5.2.14 表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順 (1.11)
 (使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時
 使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時)

(1/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設の冷却設備又は注水設備	対応手段	対応設備	整備する手順書	手順の分類
使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時 使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時	使用済燃料ピットポンプ、 使用済燃料ピット冷却器 又は 燃料取替用水ピット、 燃料取替用水ポンプ、 No. 3 淡水タンク	燃料取替用水ピットから使用済燃料ピットへの注水	燃料取替用水ピット 燃料取替用水ポンプ	使用済燃料ピットの故障時の対応手順 大規模損壊時に対応する手順	故障及び設計基準事故に対処する 運転手順書
		No. 3 淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水	No. 3 淡水タンク		
		No. 2 淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水	No. 2 淡水タンク	No. 2 淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水 (屋内消火栓) No. 2 淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水 (屋外消火栓) 大規模損壊時に対応する手順	S A 所達 ^{※1}
		ポンプ車による No. 3 淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水	No. 3 淡水タンク ポンプ車	ポンプ車による No. 3 淡水タンクから 使用済燃料ピットへの注水手順 大規模損壊時に対応する手順	
		ポンプ車による No. 2 淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水	No. 2 淡水タンク ポンプ車	ポンプ車による No. 2 淡水タンクから 使用済燃料ピットへの注水手順 大規模損壊時に対応する手順	
		1 次系純水タンクから使用済燃料ピットへの注水	1 次系純水タンク 1 次系補給水ポンプ	1 次系純水タンクから 使用済燃料ピットへの注水手順 大規模損壊時に対応する手順	
		海水から使用済燃料ピットへの注水	送水車 軽油ドラム缶 ^{※2}	海水から 使用済燃料ピットへの注水手順 大規模損壊時に対応する手順	

◎下線は発電所対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

※1 : 「大飯発電所 重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」

※2 : 送水車の燃料補給に使用する貯蔵用のものである。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 5.2.14 表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順 (1.11)
(使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時) (2/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設の冷却設備又は注水設備	対応手段	対応設備	整備する手順書	手順の分類
使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時	-	送水車による使用済燃料ピットへのスプレイ	送水車	送水車を用いた使用済燃料ピットへのスプレイのための手順 <u>大規模損壊時に対応する手順</u>	SA所達 ^{※1}
			スプレイヘッド		
			軽油ドラム缶 ^{※3}		
		送水車による使用済燃料ピットへのスプレイ (外部)	送水車	<u>大規模損壊時に対応する手順</u>	大規模損壊所達 ^{※4}
			スプレイヘッド		
			軽油ドラム缶 ^{※3}		
		化学消防自動車による使用済燃料ピットへのスプレイ	化学消防自動車	<u>大規模損壊時に対応する手順</u>	大規模損壊所達 ^{※4}
		大容量ポンプ (放水砲用) 及び放水砲による原子炉周辺建屋 (貯蔵槽内燃料体等) への放水	大容量ポンプ (放水砲用)	原子炉周辺建屋への放水砲・シルトフェンスによる放射性物質拡散抑制手順 <u>大規模損壊時に対応する手順</u>	SA所達 ^{※1}
			放水砲		
			燃料油貯蔵タンク ^{※2}		
重油タンク ^{※2}					
使用済燃料ピットからの漏えい緩和	タンクローリー ^{※2}	使用済燃料ピット破損状況確認、漏えい抑制のための手順 <u>大規模損壊時に対応する手順</u>	SA所達 ^{※1}		
	ゴムシート				
	銅板				
	防水テープ				
	吸水性ポリマー				
	補修材				
ロープ (吊り降ろし用)					

◎下線は発電所対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

※1 : 「大飯発電所 重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」

※2 : 大容量ポンプ (放水砲用) の燃料補給に使用する。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 : 送水車の燃料補給に使用する貯蔵用のものである。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。

※4 : 「大飯発電所 大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」

第 5.2.14 表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順 (1.11)
(重大事故等時の使用済燃料ピットの監視) (3/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設の冷却設備又は注水設備	対応手段	対応設備	整備する手順書	手順の分類	
重大事故等時における使用済燃料ピットの監視	-	使用済燃料ピットの監視	使用済燃料ピット水位 (AM用)※ ²	使用済燃料ピット 状況確認のための手順 大規模損壊時に対応する手順	SA 所達※ ¹	
			可搬式使用済燃料ピット水位※ ²			
			使用済燃料ピット温度 (AM用)※ ²			
			可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタ※ ²			
			使用済燃料ピット監視カメラ※ ²			
			使用済燃料ピット監視カメラ冷却装置※ ²			
			使用済燃料ピット水位			
			使用済燃料ピット温度			
			使用済燃料ピット区域エリアモニタ			
			携帯型水温計			
			携帯型水位計			
			携帯型水位、水温計			
			代替電源設備からの給電の確保			空冷式非常用発電装置※ ²
		燃料油貯蔵タンク※ ³		空冷式非常用発電装置燃料補給の手順		
		重油タンク※ ³				
		タンクローリー※ ³				

◎下線は発電所対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

※¹ : 「大飯発電所 重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」

※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 : 空冷式非常用発電装置の燃料補給に使用する。手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第 5.2.15 表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順 (1.12) (1/2)

分類	想定する 重大事故等対象設備	対応 手段	対応設備	整備する手順書	手順の分類
原子炉格納容器及びアンニュラス部の破損 炉心の著しい損傷	—	大気への拡散抑制	<u>恒設代替低圧注水ポンプ</u>	恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイの手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書 S A所達 ^{*1}
			<u>空冷式非常用発電装置</u> ^{*2}	復水ピット出口配管接続の手順	
			<u>燃料取替用水ピット</u>	空冷式非常用発電装置燃料補給の手順	
			<u>復水ピット</u>	<u>大規模損壊時に対応する手順</u>	
			<u>A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)</u>	A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)を用いた代替格納容器スプレイの手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書 S A所達 ^{*1}
			<u>燃料取替用水ピット</u>	格納容器スプレイポンプ自己冷却配管接続の手順	
			<u>空冷式非常用発電装置</u> ^{*2}	<u>大規模損壊時に対応する手順</u>	
			<u>電動消火ポンプ</u>	消火ポンプを用いた代替格納容器スプレイの手順	
			<u>ディーゼル消火ポンプ</u>	<u>大規模損壊時に対応する手順</u>	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書 S A所達 ^{*1}
			<u>No. 2 淡水タンク</u>		
		<u>可搬式代替低圧注水ポンプ</u> ^{*4}	可搬式代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイの手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書 S A所達 ^{*1}	
		<u>電源車(可搬式代替低圧注水ポンプ用)</u>	可搬式代替低圧注水ポンプによる格納容器スプレイ準備の手順		
		<u>仮設組立式水槽</u>	<u>大規模損壊時に対応する手順</u>		
		<u>送水車</u>			
		<u>化学消防自動車</u>	<u>大規模損壊時に対応する手順</u>	大規模損壊所達 ^{*6}	
		<u>大容量ポンプ(放水砲用)</u>	放水砲・シルトフェンスによる放射性物質拡散抑制手順 <u>大規模損壊時に対応する手順</u>	S A所達 ^{*1}	
		<u>放水砲</u>			
		<u>燃料油貯蔵タンク</u> ^{*5}			
		<u>重油タンク</u> ^{*5}			
		<u>タンクローリー</u> ^{*5}			
<u>シルトフェンス</u>					
<u>放射線物質吸着剤</u>					
拡散抑制	海洋への				

◎下線は発電所対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

※1 : 「大飯発電所 重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」

※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 : ディーゼル発電機等により給電する。

※4 : 可搬式代替低圧注水ポンプにより格納容器にスプレイする場合は海水をスプレイする。

※5 : 大容量ポンプ(放水砲用)の燃料補給に使用する。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。

※6 : 「大飯発電所 大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」

第 5.2.15 表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順 (1.12) (2/2)

分類	想定する 重大事故等対象設備	対応手段	対応設備	整備する手順書	手順の分類	
貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷	-	大気への拡散抑制	送水車	原子炉周辺建屋への スプレイヘッドによる 放射性物質拡散抑制手順	S A 所達 ^{*1}	
			スプレイヘッド			
			軽油ドラム缶 ^{*3}	大規模損壊時に対応する手順		
			大容量ポンプ (放水砲用)			
			放水砲	原子炉周辺建屋への 放水砲・シルトフェンスによる 放射性物質拡散抑制手順		
			燃料油貯蔵タンク ^{*2}			
			重油タンク ^{*2}			
			タンクローリー ^{*2}			
		海洋への 拡散抑制	シルトフェンス	大規模損壊時に対応する手順		
			放射性物質吸着剤			
原子炉格納容器周辺における航空機 衝突による航空機燃料火災	-	初期対応における泡消火 及び延焼防止措置	化学消防自動車	初期消火に関する手順	S A 所達 ^{*1}	
			小型動力ポンプ付水槽車			
			泡消火剤等搬送車			
			送水車 (消火用) ^{*4}			
			中型放水銃			
			泡原液搬送車			
		航空機燃料火災への 泡消火	大容量ポンプ (放水砲用)	放水砲による放射性物質拡散抑制手順	大規模損壊時に対応する手順	S A 所達 ^{*1}
			放水砲			
			泡混合器			
			燃料油貯蔵タンク ^{*2}			
重油タンク ^{*2}						
タンクローリー ^{*2}						

◎下線は発電所対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

※ 1 : 「大飯発電所 重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」

※ 2 : 大容量ポンプ (放水砲用) の燃料補給に使用する。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 : 送水車の燃料補給に使用する貯蔵用のものである。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。

※ 4 : 送水車 (消火用) は、泡消火及び延焼防止処置に使用するものである。

第 5.2.16 表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順 (1.13) (1/7)

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	対応設備	整備する手順書	手順の分類	
蒸気発生器 2 次側による炉心冷却 (注水) のための代替手段及び復水ピットへの供給	復水ピット (枯渇又は破損)	復水ピットから N o . 3 淡水タンクへの水源切替	N o . 3 淡水タンク 電動補助給水ポンプ ^{※3} タービン動補助給水ポンプ	蒸気発生器 2 次側による炉心冷却のための水源を確保する手順 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書	
		A、B 2 次系純水タンクから N o . 3 淡水タンクへの補給	A、B 2 次系純水タンク 純水ポンプ			
		復水ピットから脱気器タンクへの水源切替 ^{※4}	脱気器タンク 電動主給水ポンプ			
		1 次冷却系のフイードアンドブリード ^{※4}	燃料取替用水ピット			燃料取替用水ピット
			高圧注入ポンプ ^{※3}			高圧注入ポンプ ^{※3}
			加圧器逃がし弁			加圧器逃がし弁
			B 充てんポンプ (自己冷却) ^{※3}			B 充てんポンプ (自己冷却) ^{※3}
			窒素ポンプ (代替制御用空気供給用) ^{※4}			窒素ポンプ (代替制御用空気供給用) ^{※4}
			可搬式空気圧縮機 (代替制御用空気供給用) ^{※4}			可搬式空気圧縮機 (代替制御用空気供給用) ^{※4}
		復水ピット (枯渇)	N o . 3 淡水タンクから復水ピットへの補給			N o . 3 淡水タンク
	N o . 2 淡水タンクから復水ピットへの補給		N o . 2 淡水タンク	N o . 2 淡水タンクから復水ピットへの補給のための手順 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書	
	海水を用いた復水ピットへの補給		送水車	送水車	海水を用いた復水ピットへの補給のための手順 大規模損壊時に対応する手順	S A 所達 ^{※1}
			軽油ドラム缶 ^{※2}	軽油ドラム缶 ^{※2}		
	消火水バックアップタンクから復水ピットへの補給		消火水バックアップタンク	消火水バックアップタンク	消火水バックアップタンクを用いた復水ピットへの補給のための手順 大規模損壊時に対応する手順	大規模損壊所達 ^{※5}
			送水車	送水車		

◎下線は発電所対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

※ 1 : 「大飯発電所 重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」

※ 2 : 送水車の燃料補給に使用する貯蔵用のものである。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 : ディーゼル発電機等により給電する。

※ 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。

※ 5 : 「大飯発電所 大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」

第 5.2.16 表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順 (1.13) (2/7)

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	対応設備	整備する手順書	手順の分類	
炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給	燃料取替用水ピット (枯渇又は破損)	燃料取替用水ピットから1次系純水タンク及び1号酸タンクへの水源切替	1次系純水タンク	原子炉圧力容器への注水のための水源を確保するための手順 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書	
			1次系補給水ポンプ※3			
			ほう酸タンク			
			ほう酸ポンプ※3			
		燃料取替用水ピットからNo. 2 淡水タンクへの水源切替※4	No. 2 淡水タンク	原子炉圧力容器への注水のための水源を確保するための手順	大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書
			電動消火ポンプ			
			ディーゼル消火ポンプ			
			復水ピット			
		燃料取替用水ピットから復水ピットへの水源切替	恒設代替低圧注水ポンプ	原子炉圧力容器への注水のための水源を確保するための手順 復水ピット出口配管接続の手順 空冷式非常用発電装置燃料補給の手順 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書	
			充てんポンプ※3			
			空冷式非常用発電装置※2			
			燃料油貯蔵タンク※2			
	重油タンク※2					
	タンクローリー※2					
	燃料取替用水ピットから海水への水源切替※4	可搬式代替低圧注水ポンプ	原子炉圧力容器への注水のための水源を確保するための手順 可搬式代替低圧注水ポンプを用いた代替炉心注水により原子炉を冷却する手順 大規模損壊時に対応する手順	S A所達※1		
		電源車 (可搬式代替低圧注水ポンプ用)				
		仮設組立式水槽				
		送水車				
		燃料油貯蔵タンク※5				
		重油タンク※5				
	燃料取替用水ピットから消火水バックアップタンクへの水源切替	消火水バックアップタンク	原子炉圧力容器への注水のための水源を確保するための手順 可搬式代替低圧注水ポンプによる炉心注水の手順 大規模損壊時に対応する手順 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書 S A所達※1 大規模損壊所達※7		
		可搬式代替低圧注水ポンプ※4				
		電源車 (可搬式代替低圧注水ポンプ用) ※4				
		仮設組立式水槽				
送水車						
化学消防自動車						
燃料取替用水ピット (枯渇) (㊸)	1次系純水タンク及びほう酸タンクから燃料取替用水ピットへの補給	1次系純水タンク	原子炉圧力容器への注水のための水源を確保するための手順 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書		
		1次系補給水ポンプ※3				
		ほう酸タンク				
		ほう酸ポンプ※3				
	1次系純水タンクから燃料取替用水ピットへの補給	1次系純水タンク	原子炉圧力容器への注水のための水源を確保するための手順 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書		
		1次系補給水ポンプ※3				
		加圧器逃がしタンク				
		格納容器冷却材ドレンポンプ				
	No. 3 淡水タンクから使用済燃料ピットを経由した燃料取替用水ピットへの補給	1次系純水タンク	原子炉圧力容器への注水のための水源を確保するための手順 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書		
		1次系補給水ポンプ※3				
	No. 2 淡水タンクから燃料取替用水ピットへの補給	No. 3 淡水タンク	No. 2 淡水タンクから燃料取替用水ピットへの補給のための手順 大規模損壊時に対応する手順	S A所達※1		
		使用済燃料ピットポンプ※3				
復水ピットから燃料取替用水ピットへの補給	No. 2 淡水タンク	原子炉圧力容器への注水のための水源を確保するための手順 復水ピット出口配管接続の手順 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書 S A所達※1			
	復水ピット					

◎下線は発電所対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。
また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。
※1 : 「大飯発電所 重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」
※2 : 空冷式非常用発電装置からの給電手順及び燃料補給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3 : ディーゼル発電機等により給電する。
※4 : 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。
※5 : 電源車 (可搬式代替低圧注水ポンプ用) の燃料補給に使用する。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。
※6 : 送水車の燃料補給に使用する貯蔵用のものである。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。
※7 : 「大飯発電所 大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」

第 5.2.16 表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順 (1.13) (3/7)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	整備する手順書	手順の分類
格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給	燃料取替用水ピット (枯渇又は破損)	燃料取替用水ピットから No. 2 淡水タンクへの水源切替 ^{※3}	No. 2 淡水タンク	格納容器注水のための水源を確保する手順 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書
			電動消火ポンプ		
			ディーゼル消火ポンプ		
		燃料取替用水ピットから復水ピットへの水源切替	復水ピット	格納容器注水のための水源を確保する手順 復水ピット出口配管接続の手順 空冷式非常用発電装置燃料補給の手順 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書
			恒設代替低圧注水ポンプ		
			空冷式非常用発電装置 ^{※2}		
			燃料油貯蔵タンク ^{※2}		
			重油タンク ^{※2} タンクローリー ^{※2}		
		燃料取替用水ピットから海水への水源切替 ^{※3}	可搬式代替低圧注水ポンプ	格納容器注水のための水源を確保する手順 可搬式代替低圧注水ポンプによる格納容器スプレイの手順 大規模損壊時に対応する手順	S A 所達 ^{※1}
			電源車 (可搬式代替低圧注水ポンプ用)		
			仮設組立式水槽		
			送水車		
	燃料油貯蔵タンク ^{※4}				
	重油タンク ^{※4} タンクローリー ^{※4}				
	軽油ドラム缶 ^{※5} 化学消防自動車				
	燃料取替用水ピットから消火水バックアップタンクへの水源切替	消火水バックアップタンク	格納容器注水のための水源を確保する手順 可搬式代替低圧注水ポンプによる格納容器スプレイの手順 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書 S A 所達 ^{※1}	
		可搬式代替低圧注水ポンプ ^{※3}			
		電源車 (可搬式代替低圧注水ポンプ用) ^{※3}			
		仮設組立式水槽			
		送水車 化学消防自動車			
燃料取替用水ピット (枯渇)	④炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給の燃料取替用水ピットの枯渇時に対応する手段に用いる設備と同様				大規模損壊所達 ^{※6}

◎下線は発電所対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

- ※1 : 「大飯発電所 重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」
- ※2 : 空冷式非常用発電装置からの給電手順及び燃料補給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
- ※3 : 手順は「1.6 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。
- ※4 : 電源車(可搬式代替低圧注水ポンプ用)の燃料補給に使用する。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。
- ※5 : 送水車の燃料補給に使用する貯蔵用のものである。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。
- ※6 : 「大飯発電所 大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」

第 5.2.16 表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順 (1.13) (4/7)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	整備する手順書	手順の分類
格納容器再循環サンプを水源とした再循環運転	余熱除去ポンプ 又は 余熱除去冷却器	再循環 運転	格納容器再循環サンプ	高圧注入ポンプを用いた再循環運転により原子炉を冷却する手順 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書
			格納容器再循環サンプスクリーン		
			高圧注入ポンプ ^{※5}		
	余熱除去ポンプ 又は 余熱除去冷却器及び 高圧注入ポンプ	代替再循環 運転 ^{※2}	格納容器再循環サンプ	A 格納容器スプレイポンプを用いた代替再循環運転により原子炉を冷却する手順 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書
			格納容器再循環サンプスクリーン		
			A 格納容器スプレイポンプ (RHR S-C S 連絡ライン使用) ^{※5}		
			A 格納容器スプレイ冷却器		
	全交流動力電源 又は 原子炉補機冷却水系	代替再循環 運転 ^{※2}	格納容器再循環サンプ	B 高圧注入ポンプ (海水冷却) を用いた代替再循環運転により原子炉を冷却する手順 大容量ポンプによる原子炉補機冷却水系通水の手順 空冷式非常用発電装置燃料補給の手順 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書 S A 所達 ^{※1}
			格納容器再循環サンプスクリーン		
			B 高圧注入ポンプ (海水冷却)		
			空冷式非常用発電装置 ^{※3}		
			大容量ポンプ		
			燃料油貯蔵タンク ^{※3※4}		
			重油タンク ^{※3※4}		
			タンクローリー ^{※3※4}		
格納容器再循環サンプ	A 余熱除去ポンプ (空調用冷水) を用いた代替再循環運転により原子炉を冷却する手順 大規模損壊時に対応する手順				
格納容器再循環サンプスクリーン					
A 余熱除去ポンプ (空調用冷水)					

◎下線は発電所対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

※1 : 「大飯発電所 重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」

※2 : 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。

※3 : 空冷式非常用発電装置からの給電手順及び燃料補給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4 : 大容量ポンプの燃料補給に使用する。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。

※5 : ディーゼル発電機等により給電する。

第 5.2.16 表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順 (1.13) (5/7)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	整備する手順書	手順の分類
使用済燃料ピットへの水の供給	燃料取替用水ピット (枯渇又は破損)	No. 3 淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水 ^{※3}	No. 3 淡水タンク	使用済燃料ピットの故障時の対応手順 <u>大規模損壊時に対応する手順</u>	故障及び設計基準事故に 対処する 運転手順書
		No. 2 淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水 ^{※3}	No. 2 淡水タンク	No. 2 淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水 (屋内消火栓) No. 2 淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水 (屋外消火栓) <u>大規模損壊時に対応する手順</u>	
		ポンプ車による No. 3 淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水 ^{※3}	No. 3 淡水タンク ポンプ車	ポンプ車による No. 3 淡水タンクから 使用済燃料ピットへの注水手順 <u>大規模損壊時に対応する手順</u>	SA 所達 ^{※1}
		ポンプ車による No. 2 淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水 ^{※3}	No. 2 淡水タンク ポンプ車	ポンプ車による No. 2 淡水タンクから 使用済燃料ピットへの注水手順 <u>大規模損壊時に対応する手順</u>	
		1 次系純水タンクから使用済燃料ピットへの注水 ^{※3}	1 次系純水タンク 1 次系補給水ポンプ ^{※4}	1 次系純水タンクから 使用済燃料ピットへの注水手順 <u>大規模損壊時に対応する手順</u>	
		海水から使用済燃料ピットへの注水 ^{※3}	送水車 軽油ドラム缶 ^{※2}	送水車による使用済燃料ピットへの注水手順 <u>大規模損壊時に対応する手順</u>	
		消火水バックアップタンクから使用済燃料ピットへの注水	消火水バックアップタンク ポンプ車	消火水バックアップタンクから使用済燃料ピットへの注水手順 <u>大規模損壊時に対応する手順</u>	
			大規模損壊所達 ^{※5}		

◎下線は発電所対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

※1 : 「大飯発電所 重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」

※2 : 送水車の燃料補給に使用する貯蔵用のものである。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「1.11 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。

※4 : ディーゼル発電機等により給電する。

※5 : 「大飯発電所 大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」

第 5.2.16 表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順 (1.13) (6/7)

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	対応設備	整備する手順書	手順の分類
使用済燃料ピット又は原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）へのスプレイ及び放水	-	送水車による使用済燃料ピット又は原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）へのスプレイ※4※5	送水車	送水車を用いた使用済燃料ピットへのスプレイのための手順 大規模損壊時に対応する手順	SA所達※1
			スプレイヘッダ		
			軽油ドラム缶※3		
		化学消防自動車による使用済燃料ピットへのスプレイ	化学消防自動車	大規模損壊時に対応する手順	大規模損壊所達※6
-	-	大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲による原子炉周辺建屋（貯蔵槽内燃料体等）への放水※4※5	大容量ポンプ（放水砲用）	原子炉周辺建屋への放水砲・シルトフェンスによる放射性物質拡散抑制手順 大規模損壊時に対応する手順	SA所達※1
			放水砲		
			燃料油貯蔵タンク※2		
			重油タンク※2 タンクローリー※2		

◎下線は発電所対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

- ※1：「大飯発電所 重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」
- ※2：大容量ポンプへの燃料補給に使用する。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：送水車の燃料補給に使用する貯蔵用のものである。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。
- ※4：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。
- ※5：手順は「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」にて整備する。
- ※6：「大飯発電所 大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」

第 5.2.16 表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順 (1.13) (7/7)

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	対応設備	整備する手順書	手順の分類
格納容器及びアニュラス部への放水	-	大容量ポンプ（放水砲用）及び放水砲による格納容器及びアニュラス部への放水※3	大容量ポンプ（放水砲用） 放水砲 燃料油貯蔵タンク※2 重油タンク※2 タンクローリー※2	放水砲・シルトフェンスによる放射性物質拡散抑制手順 大規模損壊時に対応する手順	SA所達※1

◎下線は発電所対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

- ※1：「大飯発電所 重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」
- ※2：大容量ポンプの燃料補給に使用する。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「1.12 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」にて整備する。

第 5.2.17 表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順 (1.14) (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	対応設備	整備する手順書	手順の分類
交流電源喪失	ディーゼル発電機 (全交流動力電源)	代替電源 (交流) からの給電 (㉔)	空冷式非常用発電装置	空冷式非常用発電装置による電源の復旧手順 空冷式非常用発電装置燃料補給の手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書 SA所達 ^{*1}
			燃料油貯蔵タンク ^{*2}		
			重油タンク ^{*2}		
			タンクローリー ^{*2}	大規模損壊時に対応する手順	
			号機間電力融通恒設ケーブル (3号～4号)	恒設ケーブルを用いた号機間融通による電源の復旧手順 (3号～4号)	S A所達 ^{*1}
			ディーゼル発電機 (他号炉) ^{*3}	大規模損壊時に対応する手順	
			電源車	電源車による電源復旧手順 大規模損壊時に対応する手順	
			号機間電力融通予備ケーブル (3号～4号)	予備ケーブルを用いた号機間融通による電源の復旧手順 大規模損壊時に対応する手順	
			77kV送電線	77kV送電線による電源復旧の手順 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書
			No. 2 予備変圧器 2 次側恒設ケーブル	No. 2 予備変圧器 2 次側恒設ケーブルを用いた号機間融通による電源の復旧手順 (3号～4号) 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書
No. 1 予備変圧器 2 次側恒設ケーブル	No. 1 予備変圧器 2 次側恒設ケーブルを用いた号機間融通による電源の復旧手順 (3号～4号) 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書			
号機間電力融通恒設ケーブル (1, 2号～3, 4号) ^{*4}	恒設ケーブルを用いた号機間融通による電源の復旧手順 (1, 2号～3, 4号) 大規模損壊時に対応する手順	SA所達 ^{*1}			

◎下線は発電所対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

※1 : 「大飯発電所 重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」

※2 : 空冷式非常用発電装置、電源車及びディーゼル発電機の燃料補給に使用する。

※3 : 他号炉とは、3号炉に対しては4号炉、4号炉に対しては3号炉を指す。

※4 : 号機間電力融通 (1, 2号～3, 4号) は、供給元を1号炉又は2号炉とし、給電先を3号炉又は4号炉、3号炉及び4号炉とする。

第 5.2.17 表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順 (1.14) (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	対応設備	整備する手順書	手順の分類
直流電源喪失	ディーゼル発電機 (全交流動力電源)	代替電源 (直流) からの給電	蓄電池 (安全防護系用)	蓄電池による電源の復旧手順 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書
	ディーゼル発電機 (全交流動力電源) 及び蓄電池 (安全防護系用) (枯渇)		可搬式整流器	可搬式整流器を用いた直流電源復旧の手順 大規模損壊時に対応する手順	SA所達 ^{*1}
④交流電源喪失時に代替電源 (交流) の給電により対応する手段に用いる設備と同様					

◎下線は発電所対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

※1 : 「大飯発電所 重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」

第 5.2.17 表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順 (1.14) (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	対応設備	整備する手順書	手順の分類
所内電気設備機能喪失	所内電気設備	による 代替所内電気設備 (交流、直流) 給電	<u>空冷式非常用発電装置</u>	空冷式非常用発電装置による電源の復旧手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書 S A 所達 ^{※1}
			<u>燃料油貯蔵タンク^{※2}</u>	空冷式非常用発電装置燃料補給の手順 <u>大規模損壊時に対応する手順</u>	
			<u>重油タンク^{※2}</u>		
			<u>タンクローリー^{※2}</u>		
			<u>代替所内電気設備分電盤</u>	代替所内電気設備による電源供給手順 <u>大規模損壊時に対応する手順</u>	S A 所達 ^{※1}
			<u>代替所内電気設備変圧器</u>		
			<u>可搬式整流器</u>		
<u>電源車</u>					

◎下線は発電所対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

※1 : 「大飯発電所 重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」

※2 : 空冷式非常用発電装置、電源車及びディーゼル発電機の燃料補給に使用する。

第5.2.18表 大規模損壊時の対応に係る発電所要員の力量管理について

要 員	必要な任務	力 量
緊急時対策本部要員 (各班の班長以上)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 発電所における災害対策活動の実施 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 設備、系統の知識（事故状況の把握や処置判断ができること） ・ 事故時の対応操作（処置判断等を行い、指揮（指示、命令等）が行えること）
緊急時対策本部要員 (上記以外の要員)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 発電所における災害対策活動の実施（班長指示による） ・ 班長の補佐 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 設備、系統の知識（事故状況の把握や処置判断ができること） ・ 事故時の対応操作（班長の補佐や通報連絡等の任務が行えること）
運転員（当直員含む） 運転支援要員	<ul style="list-style-type: none"> ・ 災害状況の把握 ・ 事故拡大防止に必要な運転上の措置 ・ 事故対応時の個別作業 〔主蒸気逃がし弁操作（手動）、補助給水流量調整（手動）等〕他 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 設備、系統の知識（事故状況の把握や処置判断、操作手順を理解していること） ・ 事故時の対応操作（処置判断等を行い、指揮（指示、命令等）が行えること、又は運転操作が行えること）
緊急安全対策要員 (給水要員他)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 事故対応時の個別作業 〔電源確保作業、可搬式代替低圧注水ポンプ起動準備作業、復水ピットへの補給作業、使用済燃料ピットへの注水作業等〕他 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 設備、系統の知識（操作手順を理解していること（設備、資機材の設置位置等を含む）） ・ 事故時の対応操作（故障対応操作ができること）

① 外部事象の収集

大規模損壊を発生させる可能性のある外部事象を抽出するに当たり、まずは、プラント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 74 事象を収集



② 海外文献等を参考とした外部事象の選定基準の検討

- 海外文献や国内で検討されている評価手法を参考に以下の選定基準を検討
- ・ 基準 1 : 当該原子炉施設に影響を与えるほど接近した場所に発生しない事象
 - ・ 基準 2 : ハザード事象の進展・襲来が遅く、事前にそのリスクを予知・検知することでハザードを排除できる事象
 - ・ 基準 3 : 当該原子炉施設的设计上、考慮された事象と比較して、設備等への影響度が同等もしくはそれ以下、又は、プラントの安全性が損なわれることがない事象
 - ・ 基準 4 : 影響が他の事象に含まれる事象
 - ・ 基準 5 : 発生頻度が他の事象と比較して非常に低い事象
 - ・ 基準 6 : 自然現象に該当しない事象*



③ プラントの安全性に影響を与える可能性のある自然災害の選定

②の選定基準に基づくスクリーニングにより、以下の 11 事象をプラントの安全性に影響を与える可能性のある外部事象として選定

- | | |
|--------------|---------|
| ①地震 | ⑦凍結 |
| ②津波 | ⑧森林火災 |
| ③豪雪（降雪） | ⑨生物学的事象 |
| ④暴風（台風） | ⑩落雷 |
| ⑤竜巻 | ⑪隕石 |
| ⑥火山（火山活動・降灰） | |



④ 自然災害 11 事象の規模の想定

③の自然災害 11 事象について、プラントの安全性に影響を与えるような規模として、設計基準等を超える規模を想定する。



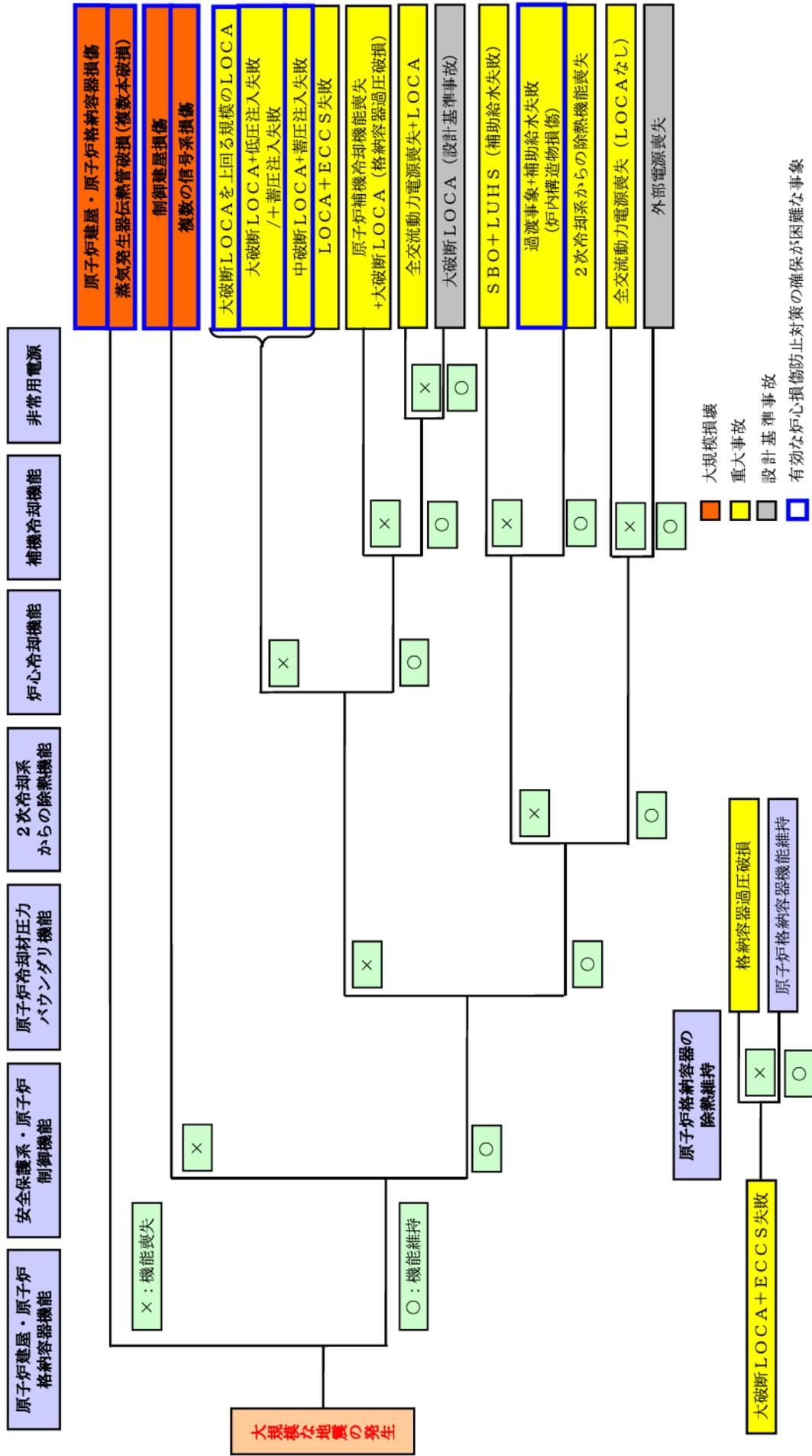
⑤ 大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害の検討

④の想定規模を踏まえて、自然災害 11 事象が与えるプラントへの影響等について個別に整理し、大規模損壊へ至る可能性のある自然災害を検討する。

※ 21 事象が該当するが、これらは「故意による大型航空機の衝突」に含まれる又は適切な管理により防護できるものと考えられる。

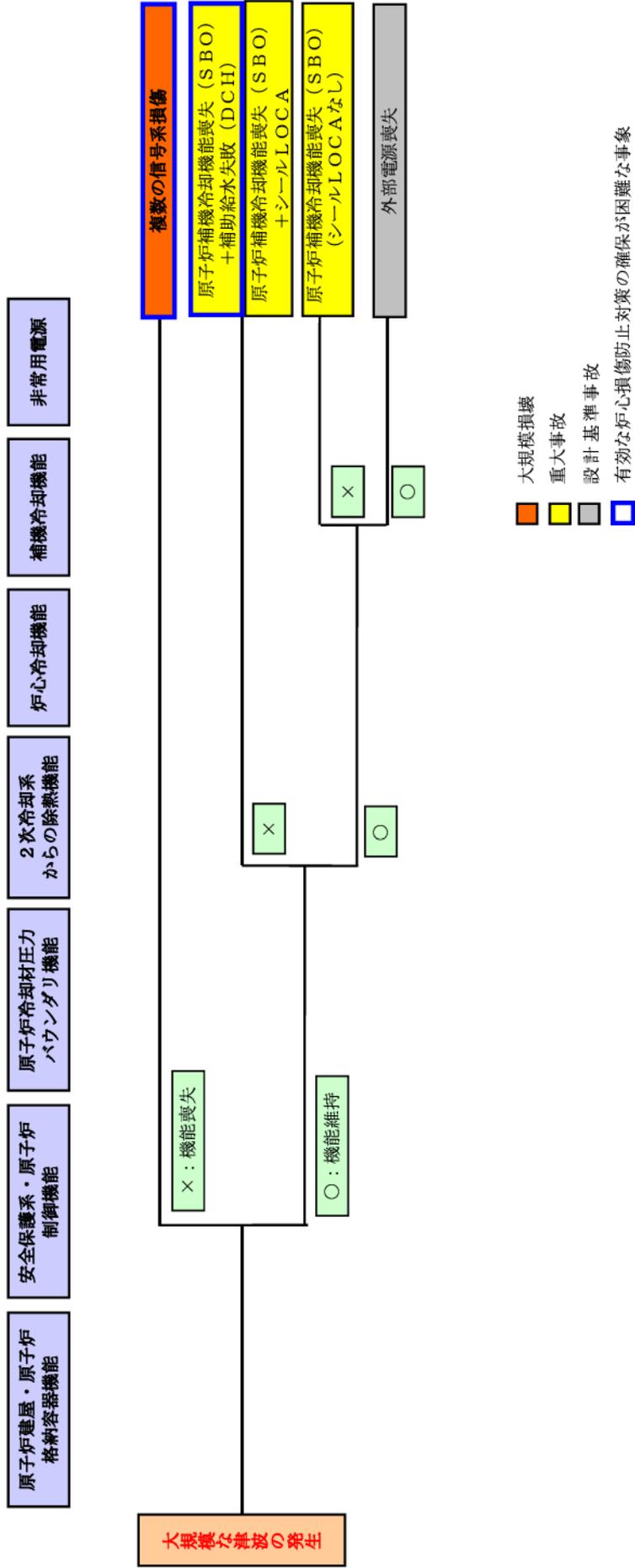
第 5.2.1 図 大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害の検討プロセスの概要

地震

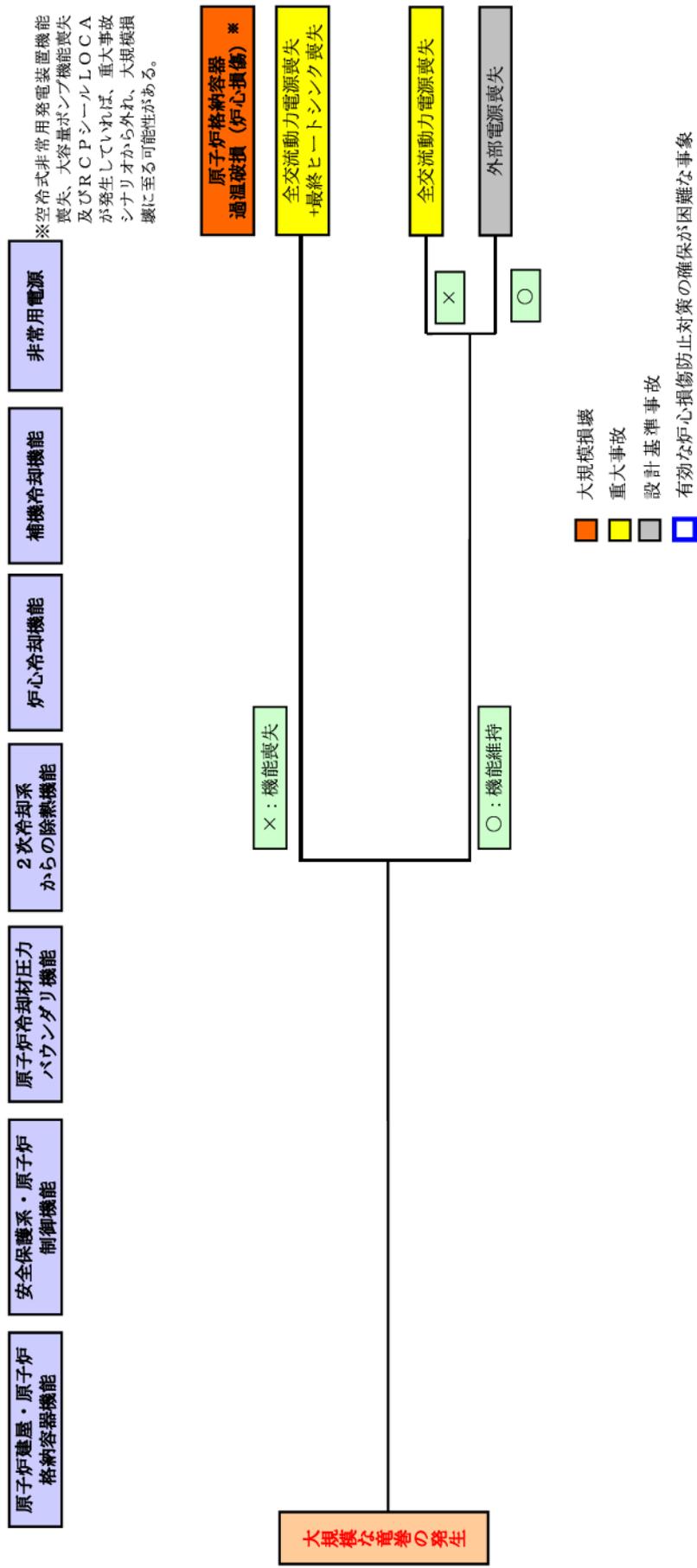


第5.2.2 図 大規模な自然災害により生じうるプラントの状況 (1 / 7)

津波

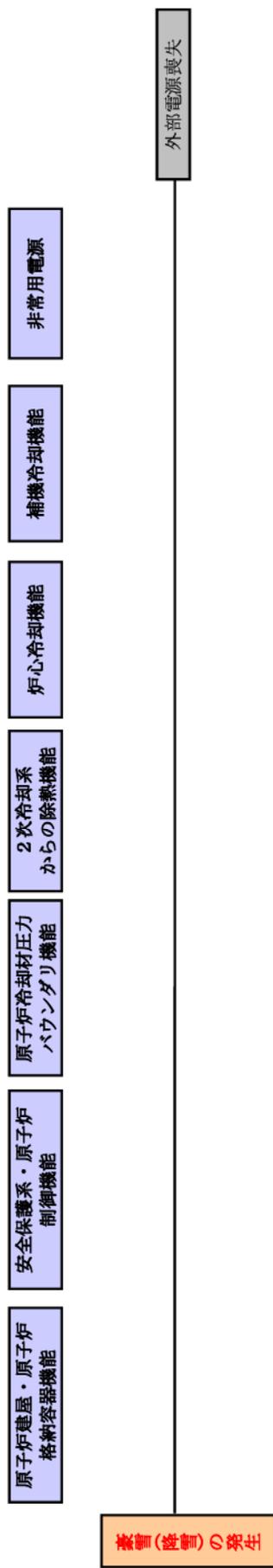


第5.2.2 図 大規模な自然災害により生じうるプラントの状況 (2 / 7)

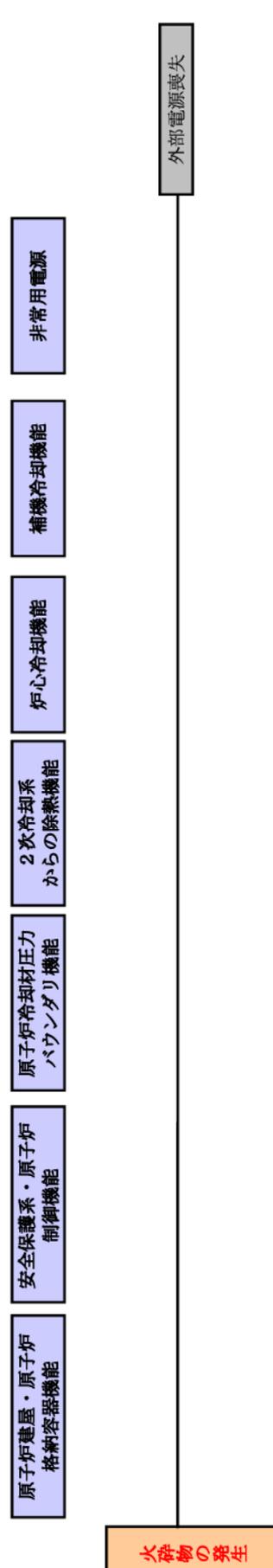


第5.2.2 図 大規模な自然災害により生じうるプラントの状況 (3 / 7)

豪雪 (降雪)

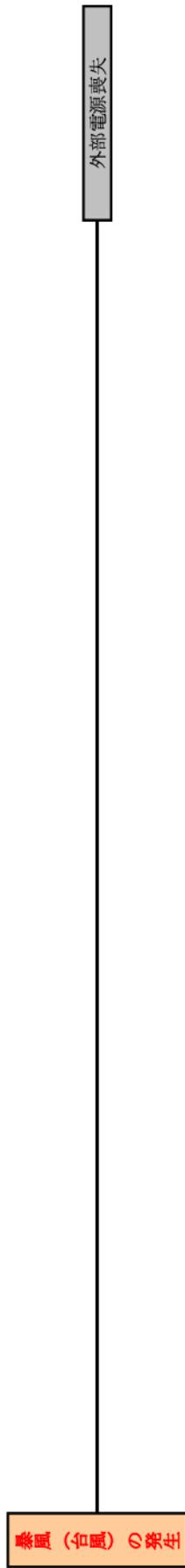


火山 (降灰)

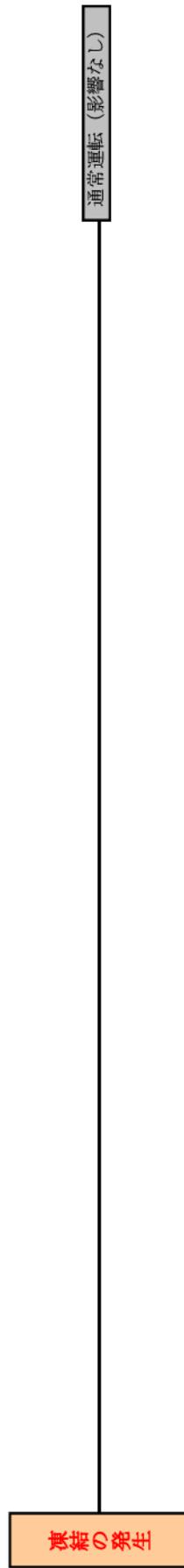


第 5.2.2 図 大規模な自然災害により生じうるプラントの状況 (4 / 7)

暴風 (台風)

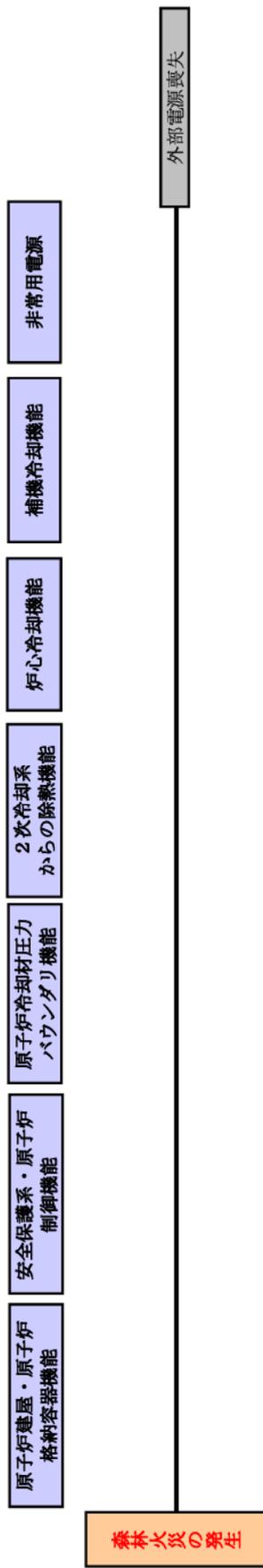


凍結

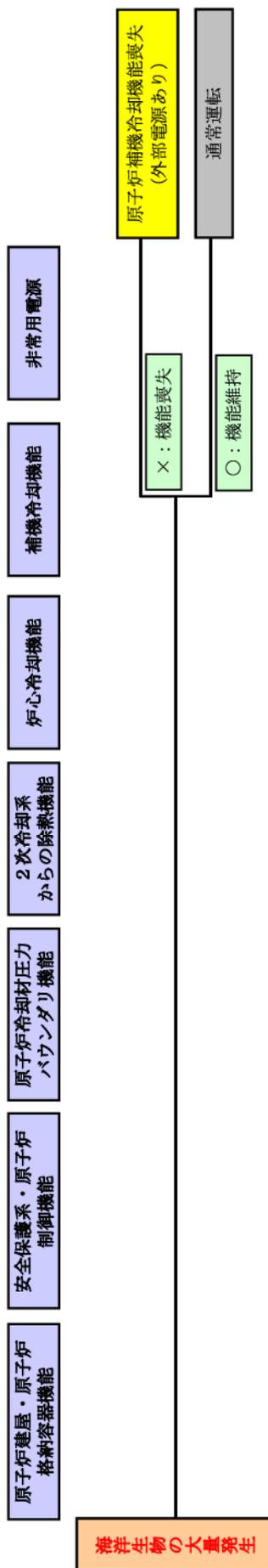


第 5.2.2 図 大規模な自然災害により生じうるプラントの状況 (5 / 7)

森林火災

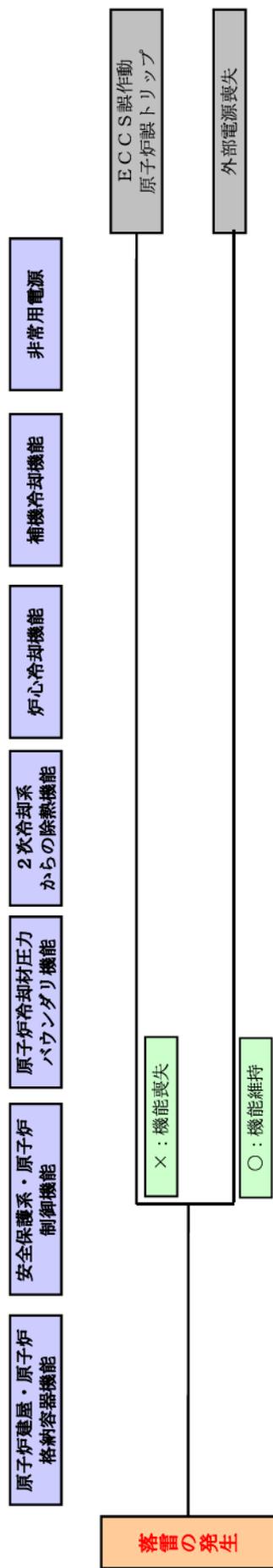


生物学的事象

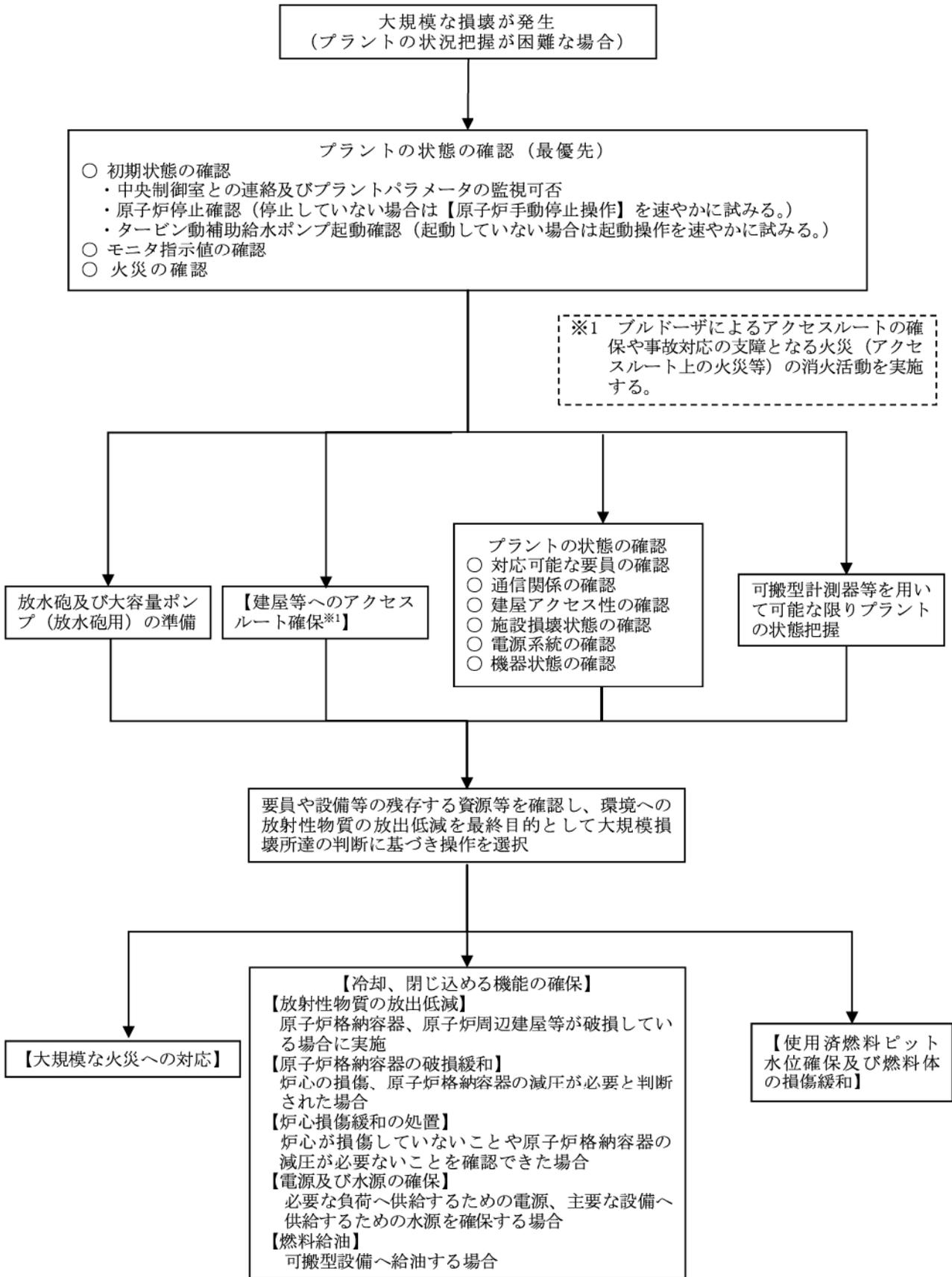


第 5.2.2 図 大規模な自然災害により生じうるプラントの状況 (6 / 7)

落雷



第5.2.2図 大規模な自然災害により生じうるプラントの状況 (7/7)



第5.2.3図 大規模損壊発生時の対応全体フロー (状況把握が困難な場合)

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

6.1 概要

本原子炉施設において、「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」、「運転中の原子炉における重大事故」、「使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故」及び「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」（以下「重大事故等」という。）が発生した場合にも、炉心や燃料体の著しい損傷の防止あるいは原子炉格納容器の破損及び発電所外への放射性物質の異常な水準の放出の防止に講じることとしている措置（以下「重大事故等対策」という。）が有効であることを示すため、以下のとおり、評価対象とする事故シーケンスを整理し、対応する評価項目を設定した上で、計算プログラムを用いた解析等を踏まえて、設備、手順及び体制の有効性を評価する。

6.1.1 評価対象の整理及び評価項目の設定

本原子炉施設を対象とした確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）の知見等を踏まえ、重大事故等に対処するための措置が基本的に同じである事故シーケンスのグループ化を行い、措置の有効性を確認するための代表的な事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス等」という。）を選定して、対応する措置の有効性評価を行う。

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

具体的には「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」による。

6.1.2 評価に当たって考慮する事項

有効性評価は、「「追補 1 5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」の追補」で講じている措置のうち、「添付書類八「1.11.10.1 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（平成 25 年 6 月 19 日制定）」に対する適合」で重大事故等対処設備としている設備を用いたものを対象とするが、手順及び体制としてはその他の措置との関係を

含めて必要となる水源、燃料及び電源の資源や要員を整理した上で、安全機能の喪失に対する仮定、外部電源に対する仮定、単一故障に対する仮定及び運転員等の操作時間に対する仮定等を考慮して、原則として事故が収束し、「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」については原子炉が安定停止状態に、「運転中の原子炉における重大事故」については原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に、「使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故」については使用済燃料ピットの水位が回復し、水位及び温度が安定した状態に、「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」については原子炉が安定状態（以下「原子炉等が安定停止状態等」という。）に導かれる時点までを対象とする。

具体的には「6.3 評価に当たって考慮する事項」による。

6.1.3 有効性評価に使用する計算プログラム

有効性評価において使用する計算プログラム（以下「解析コード」という。）は、事故シーケンスの特徴に応じて、評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象や措置に係る運転員等の判断や操作時間に有意な影響を与える現象（以下「重要現象」という。）がモデル化されており、実験等を基に検証され、適用範囲を含めてその不確かさが把握されているものを選定して使用する。

具体的には「6.4 有効性評価に使用する計算プログラム」に示す解析コードを使用する。

6.1.4 有効性評価における解析の条件設定

有効性評価における解析の条件設定については、「6.3 評価に当たって考慮する事項」による仮定等を考慮するとともに、事象進展の不確かさを考慮して、設計値等の現実的な条件を基本としつつ、原則、有効性を確認するための評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とする。また、解析コードや解析条件の不確かさが大きい場合には、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する。

具体的には「6.5 有効性評価における解析の条件設定の方針」による。

6.1.5 解析の実施

有効性評価における解析は、評価項目となるパラメータの推移のほか、事象進展の状況を把握する上で必要なパラメータの推移について解析を実施し、事象進展が適切に解析されていることを確認し、その結果を明示する。

なお、事象進展の特徴や厳しさ等を踏まえ、解析以外の方法で原子炉等が安定停止状態等に導かれ、評価項目を満足することが合理的に説明できる場合はこの限りではない。

6.1.6 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認し、それらの影響を踏まえても、措置の実現性に問題なく、評価項目を満足することを感度解析等により確認する。

具体的には「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」による。

6.1.7 必要な要員及び資源の評価

必要な要員及び資源については、発電所内の原子炉施設で重大事故等が同時期に発生することを想定して整備することから、それぞれの観点から最も厳しい重大事故等を考慮しても、少なくとも外部支援がないものとして所内単独での措置を7日間継続して実施できることを確認する。

具体的には「6.8 必要な要員及び資源の評価方針」による。

6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定

重大事故等対策の有効性を確認するため、重大事故等のそれぞれについて、以下のとおり、事故シーケンスのグループ化、重要事故シーケンス等の選定及び有効性を確認するための評価項目の設定を行う。

炉心損傷防止対策及び運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスグループ並びに格納容器破損防止対策の有効性を確認する格納容器破損モード（以下「事故シーケンスグループ等」という。）の選定に当たっては、アクシデントマネジメント策や緊急安全対策等を考慮しない仮想的なプラント状態を評価対象として実施したPRAの結果を活用する。

「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に対しては、原子炉施設内部の原因によって引き起こされる起因事象（以下「内部事象」という。）レベル1PRAに加えて、PRAが適用可能な外部事象として地震、津波それぞれのレベル1PRAを活用する。「運転中の原子炉における重大事故」に対しては、内部事象レベル1.5PRAを活用する。「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に対しては、停止時レベル1PRAを活用する。

PRAを実施した結果、本原子炉施設の運転中の炉心損傷頻度は 10^{-5} ／炉年程度、格納容器破損頻度は 10^{-5} ／炉年程度、運転停止中の炉心損傷頻度は 10^{-4} ／炉年程度である。

また、PRAが適用可能でない外部事象については、定性的な検討から発生する事故シーケンスの分析を行い、新たに追加すべき事故シーケンスグループ等がないことを確認した。

事故シーケンスグループ等の選定の考え方については、「追補 2.1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」に示す。

なお、有効性評価における重要事故シーケンスと「技術的能力審査基準」、「設置許可基準規則」及び「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（以下「技術基準規則」という。）」との関連を第6.2.1表に示す。

6.2.1 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

6.2.1.1 事故シーケンスのグループ化と重要事故シーケンスの選定

「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」については、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対して原子炉施設の安全性を損なうことがないように設計することが求められる構築物、系統及び機器がその安全機能を喪失した場合であって、炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故シーケンスを、本原子炉施設を対象としたPRAの結果を踏まえ事故シーケンスグループにグループ化し、事故シーケンスグループごとに重要事故シーケンスを選定して評価を行う。

(1) 事故シーケンスの抽出

内部事象レベル1 PRAにおいては、各起因事象の発生から炉心損傷に至ることを防止するための緩和手段等の成功及び失敗の組合せを網羅的に分析し、炉心損傷に至る事故シーケンスをイベントツリーから抽出する。複数の緩和機能が喪失する場合、事象発生後に要求される安全機能の時系列に着目し、炉心損傷の直接要因となる安全機能が喪失する事故シーケンスに整理する。第 6.2.1 図に内部事象PRAにおけるイベントツリーを示す。

地震PRA及び津波PRAにおいては、建屋、構築物、大型機器等の大規模な損傷が発生し、直接的に炉心損傷に至る事故シーケンスや、地震や津波により複数の機器等が同時に損傷し炉心損傷に至る事故シーケンスについても取り扱う。具体的には、地震PRA及び津波PRAでは、内部事象PRAで想定していない複数機器、複数機能の同時喪失を伴う事象の発生を想定しており、発生する可能性のある起因事象をプラントへ与える影響度の高いものから起因事象階層イベントツリーで整理し、複合的な事象発生 of 組合せを含めた事故シーケンスを抽出する。第 6.2.2 図に地震PRA階層イベントツリー、第 6.2.3 図に津波PRA階層イベントツリーを示す。

地震PRAでは、建屋の損傷や原子炉容器等の大型静的機器の損傷、電気盤の損傷に伴う複数機能の同時喪失（複数の信号系損傷）

等、緩和設備に期待できない事象も抽出しており、これらは直接炉心損傷に至る事象として取り扱う。

また、津波 P R A では、津波襲来時の到達水位に応じて複数の機器が同時に機能喪失することを想定しており、同一フロアに設置されている複数の電気設備が機能を喪失する事象は、緩和設備に期待できない直接炉心損傷に至る事象として取り扱う。

なお、1次冷却材管の破断による原子炉冷却材喪失（以下「L O C A」という。）を想定する場合の配管の破断規模については、非常用炉心冷却設備（以下「E C C S」という。）の特徴を踏まえた P R A 上の取扱いにしたがい、以下のとおり分類する。

a. 大破断 L O C A

1次冷却材管の両端破断のように、事象初期に急激な1次冷却系の減圧を生じるもので、蓄圧注入系及び低圧注入系により炉心冷却が可能となる規模の L O C A である。

b. 中破断 L O C A

大破断 L O C A と比較して破断口が小さく、1次冷却系の減圧が比較的緩やかで、蓄圧注入系及び高圧注入系により炉心冷却が可能となる規模の L O C A である。

c. 小破断 L O C A

中破断 L O C A よりもさらに破断口が小さく、高圧注入系による1次冷却材の補填と、2次冷却系による崩壊熱除去が可能となる規模の L O C A である。

d. E x c e s s L O C A

大破断 L O C A を上回る規模の L O C A であり、E C C S 注水の成否にかかわらず炉心損傷に至る。

(2) 事故シーケンスのグループ化

P R A の知見を活用して抽出した事故シーケンスを、重大事故等に対処するための措置が基本的に同じとなるよう、炉心損傷に至る主要因の観点から以下の事故シーケンスグループに分類する。

a. 2次冷却系からの除熱機能喪失

- b. 全交流動力電源喪失
- c. 原子炉補機冷却機能喪失
- d. 原子炉格納容器の除熱機能喪失
- e. 原子炉停止機能喪失
- f. E C C S 注水機能喪失
- g. E C C S 再循環機能喪失
- h. 格納容器バイパス

また、地震及び津波特有の事象で、以下に示す 5 つの事故シーケンスは、事象発生時に原子炉施設に及ぼす影響が大きな幅を有し、建屋や機器の損傷程度や組合せを特定することは困難であるため、上記の事故シーケンスグループと直接的に対応しないものとして抽出している。

- ・ 蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）
- ・ 原子炉建屋損傷
- ・ 原子炉格納容器損傷
- ・ 制御建屋損傷
- ・ 複数の信号系損傷

これら地震及び津波特有の事象による炉心損傷頻度は、本原子炉施設の全炉心損傷頻度に対して極めて小さい寄与であり、仮にこれら事象が発生したとしても影響を緩和する対策を整備していることから、頻度及び影響の観点から総合的に検討した結果、有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループとして新たに追加する必要はない。

なお、これら地震及び津波特有の事故シーケンスへの対応に際しては、発生する事象の程度や組合せに応じて炉心損傷防止対策や格納容器破損防止対策を柔軟に活用するとともに、建屋全体が崩壊し内部の安全系機器、配管のすべてが機能を喪失するような深刻な事故の場合には、可搬型のポンプ、電源、放水砲等を活用した大規模損壊対策による影響緩和を図る。

(3) 重要事故シーケンスの選定

事故シーケンスグループごとに、有効性評価の対象とする重要事故シーケンスを選定する。同じ事故シーケンスグループに複数の事故シーケンスが含まれる場合には、共通要因故障、系統間の機能の依存性、炉心損傷防止対策の実施に対する時間余裕、炉心損傷防止に必要な設備容量等の観点で、より厳しい事故シーケンスを選定する。

a. 2次冷却系からの除熱機能喪失

1次冷却材の温度及び圧力上昇が早く、フィードアンドブリード開始までの時間余裕が短くかつ要求される設備容量の観点で厳しくなる「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。

b. 全交流動力電源喪失

全交流動力電源喪失に係る事故シーケンスは「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故」のみである。

ただし、共通要因故障、系統間依存性の観点から、従属的に発生する「原子炉補機冷却機能喪失」の重畳を考慮する。また、原子炉補機冷却機能喪失時に生じるRCPシール部からの漏えいの有無による影響を確認するため、「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」及び「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。

c. 原子炉補機冷却機能喪失

1次冷却材の流出量が多く、要求される設備容量の観点で厳しい「原子炉補機冷却機能喪失時にRCPシールLOCAが発生する事故」を選定する。

ただし、「原子炉補機冷却機能喪失時にRCPシールLOCAが発生する事故」は、「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故」に従属して発生するため、事象進展は同じであることから、「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原

子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。

d. 原子炉格納容器の除熱機能喪失

破断口径の大きさによる原子炉格納容器内への1次冷却材の流出流量が多いことから、原子炉格納容器内の除熱時に要求される設備容量の観点で厳しく、また、事象初期から格納容器スプレイによる原子炉格納容器内の除熱が期待できず、原子炉格納容器圧力及び温度上昇の事象進展が早いことから、運転員等操作の時間余裕の観点で厳しい「大破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。

e. 原子炉停止機能喪失

原子炉停止機能喪失に係る事故シーケンスは、「原子炉トリップが必要な起因事象が発生した場合に原子炉トリップ機能が喪失する事故」のみである。

起因事象発生時に原子炉自動停止に失敗し、ATWS緩和設備の作動に期待する事象のうち、より多くの機能を期待する必要がある、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性確保の観点で厳しくなる「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」及び圧力評価が厳しい「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。

f. ECCS注水機能喪失

破断口径の大きさによる1次冷却材の流出流量が多く、時間余裕及び要求される設備容量の観点で厳しい「中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。

g. ECCS再循環機能喪失

破断による1次冷却材の流出量が多くなるとともに、再循環切替までの時間が短いことで、再循環切替が失敗する時点での崩壊熱が大きく、炉心冷却時に要求される設備容量及び運転員等操作

の観点で厳しくなる「大破断 L O C A 時に高圧再循環機能及び低圧再循環機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。

h. 格納容器バイパス

格納容器バイパス時の漏えい経路の違いを考慮して、「インターフェイスシステム L O C A」及び「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」のそれぞれを重要事故シーケンスとして選定する。

なお、国内外の先進的な対策を考慮した場合であっても、すべての条件に対応できるような炉心損傷防止対策を講ずることが困難な以下の事故シーケンスについては、格納容器破損防止対策により原子炉格納容器の機能に期待できることを確認しており、これらを除く事故シーケンスを対象に、重要事故シーケンスの選定を実施している。

- ・ 原子炉補機冷却機能喪失時に補助給水機能が喪失する事故
- ・ 1次系流路の閉塞により2次系除熱機能が喪失する事故
- ・ 大破断 L O C A 時に低圧注入機能が喪失する事故
- ・ 大破断 L O C A 時に蓄圧注入機能が喪失する事故
- ・ 中破断 L O C A 時に蓄圧注入機能が喪失する事故
- ・ E x c e s s L O C A

各事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンス及び重要事故シーケンスについて整理した結果を第 6.2.2 表に示す。

6.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定

「6.2.1.1 事故シーケンスのグループ化と重要事故シーケンスの選定」に挙げた事故シーケンスグループについては、炉心の著しい損傷を防止するための対策に対して有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。

- (1) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。具体的には燃料被覆管の最

高温度が 1,200℃以下であること及び燃料被覆管の酸化量は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの 15%以下であること。

(2) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が、最高使用圧力である 17.16MPa[gage]の 1.2 倍の圧力 20.59MPa[gage]を下回ること。

(3) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が、最高使用圧力 0.39MPa[gage]又は限界圧力を下回る圧力である最高使用圧力の 2 倍の 0.78MPa[gage]を下回ること。

(4) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が、最高使用温度 144℃又は限界温度を下回る温度である 200℃を下回ること。

(3)及び(4)に示す原子炉格納容器バウンダリの健全性に対する有効性を確認するための評価項目の各事故シーケンスグループでの適用については、原則、最高使用圧力及び最高使用温度を下回ることとするが、事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」においては、評価上、最高使用圧力を起点とする操作があることから、最高使用圧力の 2 倍の 0.78MPa[gage]及び 200℃を下回ることとする。

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

具体的には、「追補 2.Ⅱ 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価」に構造健全性等の確認結果を示す。

6.2.2 運転中の原子炉における重大事故

6.2.2.1 格納容器破損モードの選定と評価事故シーケンスの選定

「運転中の原子炉における重大事故」については、著しい炉心損傷の発生後、原子炉格納容器が破損に至る可能性があるとして想定する格納容器破損モードを、本原子炉施設を対象とした P R A の結果を踏まえ、格納容器破損モードごとに評価事故シーケンスを選定して評価を行う。

(1) 格納容器破損モードの抽出

内部事象レベル1.5 PRAにおいては、事故の進展に伴い生じる原子炉格納容器の健全性に影響を与える負荷の分析から、格納容器破損モードの抽出を行う。

具体的には、事故の進展を炉心損傷前、原子炉容器破損前、原子炉容器破損直後、原子炉容器破損以降の長期の各プラント状態に分類して、それぞれの状態で発生する負荷を抽出し、事故進展中に実施される緩和手段等から第6.2.4図に示す格納容器イベントツリーを作成し、格納容器破損モードを抽出して整理する。

(2) 格納容器破損モードの選定

格納容器イベントツリーにより抽出した格納容器破損モードを、事象進展の類似性から以下の格納容器破損モードに分類する。

- a. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）
- b. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）
- c. 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
- d. 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用
- e. 水素燃焼
- f. 熔融炉心・コンクリート相互作用

また、上記に分類されない格納容器破損モードとして、以下の格納容器破損モードを抽出している。

- ・原子炉容器内での水蒸気爆発（ α モード）
- ・格納容器隔離失敗（ β モード）
- ・水蒸気蓄積による格納容器先行破損（ θ モード）
- ・インターフェイスシステムLOCA（ ν モード）
- ・蒸気発生器伝熱管破損（ g モード）

これらの格納容器破損モードについては、発生する可能性が極めて低いことや、炉心損傷防止対策によりその発生を回避でき有意な影響をもたらすものではないことから、有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードとして新たに追加する必要はない。

なお、蒸気発生器伝熱管破損（ g モード）については、炉心損傷

後の限定的な条件下で発生する破損モード（温度誘因蒸気発生器伝熱管破損（T I - S G T R））があるが、発生する可能性は極めて低く、万が一発生した場合においても、可搬型のポンプ、電源、放水砲等を活用した大規模損壊対策による影響緩和を図る。

また、原子炉格納容器が小さく、原子炉下部のペデスタルに開口部があるBWRマークI型の原子炉格納容器に特有の事象として格納容器直接接触（シェルアタック）があるが、PWRでは原子炉格納容器が大きく、熔融炉心が壁面に流れる構造ではないため、発生の可能性がないと考えられることから、評価対象として想定する格納容器破損モードとはしていない。

(3) 評価事故シーケンスの選定

格納容器破損モードごとに、有効性評価の対象とする評価事故シーケンスを選定する。具体的には、格納容器破損モードごとに、当該破損モードに至る可能性のある最も厳しいプラント損傷状態（以下「PDS」という。）に属する事故シーケンスの中から、当該破損モードの観点で厳しい事故シーケンスを選定する。PDSの分類記号についての説明を第6.2.3表に示す。なお、E x c e s s L O C Aにおいても、大破断L O C Aで整備した格納容器破損防止対策が有効である。

a. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）

破断口径が大きく原子炉格納容器内へ短時間で大量の冷却材が放出され、原子炉格納容器内への注水がなく圧力上昇が抑制されないPDSである「A E D」に属する事故シーケンスのうち、中破断L O C Aに比べ破断口径が大きく原子炉格納容器圧力上昇の観点で厳しくなる大破断L O C Aを起因とした「大破断L O C A時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」を評価事故シーケンスとして選定する。

なお、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却

の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

b. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）

原子炉容器破損時に1次冷却材圧力が高圧で熔融炉心が原子炉格納容器内に分散し、熔融炉心の表面積が大きくなり熔融炉心から原子炉格納容器雰囲気への伝熱が大きく、補助給水及び原子炉格納容器内への注水がなく温度上昇が抑制されないPDSである「TED」に属する事故シーケンスのうち、1次冷却材圧力が高圧で、原子炉容器が破損した際に熔融炉心が原子炉格納容器内に分散する割合が多く、また、熔融炉心からの加熱により放出ガスが高温になる全交流動力電源喪失を起因とし、時間余裕及び要求される設備容量の観点から厳しくなる補助給水機能喪失を考慮した「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」を評価事故シーケンスとして選定する。

なお、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

c. 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

1次冷却材圧力が高圧で維持され、原子炉格納容器内への注水がなく高圧熔融物放出時の格納容器雰囲気直接加熱が抑制されないPDSである「TED」に属する事故シーケンスのうち、1次冷却材圧力が高圧で、原子炉容器が破損した際に熔融炉心が原子炉格納容器内に分散する割合が多くなる全交流動力電源喪失を起因とし、時間余裕及び要求される設備容量の観点から厳しくなる補助給水機能喪失を考慮した「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」を評価事故シーケンスとして選定する。

なお、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプ

による代替格納容器スプレイ、並びに大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

d. 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

破断口径が大きく、原子炉格納容器内へ短時間で大量の冷却材が放出されることで原子炉容器破損時の溶融炉心の崩壊熱が大きく、原子炉格納容器内が冷却されないPDSである「AEW」に属する事故シーケンスのうち、中破断LOCAに比べ破断口径が大きく原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が高い大破断LOCAを起因とし、さらに炉心損傷を早める観点から高圧注入機能及び低圧注入機能の喪失を、原子炉下部キャビティ水のサブクール度が小さくなる観点から格納容器スプレイ再循環機能の喪失を想定した「大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」を評価事故シーケンスとして選定する。

また、本評価事故シーケンスにおける原子炉格納容器への注水としては、原子炉下部キャビティに溜まる水のサブクール度が相対的に小さい方が、冷却水から蒸気が急激に生成し事象が厳しくなるため、格納容器スプレイポンプによる注水は想定せず、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイによる注水を想定する。恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイは、格納容器スプレイポンプより開始時間が遅く、流量も小さいため、原子炉下部キャビティ水のサブクール度は小さくなり、事象を厳しく評価することとなる。

なお、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

e. 水素燃焼

破断口径が大きく原子炉格納容器内へ短時間で大量の冷却材が放出されることで事故進展に伴う水素発生速度が大きく、格納容器スプレイによる水蒸気の凝縮により、原子炉格納容器内の水素濃度が高くなるPDSである「AEI」に属する事故シーケンスのうち、中破断LOCAに比べ破断口径が大きく、事故進展が早くなり、初期から水素放出が開始され、かつ水素放出速度が大きくなる大破断LOCAを起因とし、事象初期の大容量の炉心注水に期待できない低圧注入機能の喪失を想定し、さらに炉心損傷を早め、時間余裕及び設備容量の観点から厳しくなるように高圧注入機能の喪失も考慮した「大破断LOCA時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故」を評価事故シーケンスとして選定する。

f. 溶融炉心・コンクリート相互作用

破断口径が大きく原子炉格納容器内へ短時間で大量の冷却材が放出されることで原子炉容器破損時の溶融炉心の崩壊熱が大きく、原子炉格納容器内への注水がなく原子炉下部キャビティへ落下する溶融炉心が冷却されないPDSである「AED」に属する事故シーケンスのうち、中破断LOCAに比べ破断口径が大きく事故進展が早くなり原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が高い大破断LOCAを起因とした「大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」を評価事故シーケンスとして選定する。

なお、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

格納容器破損モード及び評価事故シーケンスについて整理した結果を第6.2.3表に示す。

6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定

「6.2.2.1 格納容器破損モードの選定と評価事故シーケンスの選定」に挙げた格納容器破損モードについては、格納容器破損防止対策に対して有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。なお、格納容器直接接触（シェルアタック）については、BWRマーク I 型の原子炉格納容器特有の事象であり、PWRでは原子炉格納容器が大きく、熔融炉心が壁面に流れる構造ではないため、発生の可能性がないと考えられることから、本格納容器破損モードに係る評価項目（原子炉格納容器の床上に落下した熔融炉心が床面を拡がり原子炉格納容器バウンダリと直接接触しないこと及び熔融炉心が適切に冷却されること）については、評価項目として設定しない。

- (1) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が、限界圧力を下回る圧力である最高使用圧力 $0.39\text{MPa}[\text{gage}]$ の 2 倍の圧力 $0.78\text{MPa}[\text{gage}]$ を下回ること。
- (2) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が、限界温度を下回る温度である 200°C を下回ること。
- (3) 放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。
- (4) 原子炉圧力容器の破損までに、原子炉冷却材圧力は $2.0\text{MPa}[\text{gage}]$ 以下に低減されていること。
- (5) 急速な原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって、原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと。
- (6) 原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること。具体的には、原子炉格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して $13\text{vol}\%$ 以下であること。
- (7) 可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、(1)の要件を満足すること。
- (8) 熔融炉心による侵食によって、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び熔融炉心が適切に冷却されること。

6.2.3 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故

6.2.3.1 想定事故

「使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故」については、本原子炉施設において、使用済燃料ピット内に貯蔵されている燃料の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する以下の事故の評価を行う。

(1) 想定事故 1

使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故

(2) 想定事故 2

サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故

6.2.3.2 有効性を確認するための評価項目の設定

「6.2.3.1 想定事故」に挙げた想定事故については、使用済燃料ピットにおける燃料損傷を防止するための対策に対して有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。

- (1) 燃料有効長頂部が冠水していること。
- (2) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。
- (3) 未臨界が維持されていること。

6.2.4 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

6.2.4.1 事故シーケンスのグループ化と重要事故シーケンスの選定

運転停止中の原子炉は、主発電機の解列から並列までの期間とし、この期間中はプラント状態が様々に変化する。このため、プラントの運転状態、1次冷却系の開放状態、1次冷却系保有水量、崩壊熱及び保守点検状況等に応じた緩和設備の状態等に応じて、プラントの状態を適切に区分したうえで、「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」については、運転停止中の原子炉において、

燃料の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故シーケンスを、本原子炉施設を対象としたPRAの結果を踏まえ事故シーケンスグループにグループ化し、事故シーケンスグループごとに重要事故シーケンスを選定して評価を行う。

(1) 運転停止中事故シーケンスの抽出

停止時レベル1 PRAにおいては、各起因事象の発生から燃料損傷に至ることを防止するための緩和手段の組合せ等を第 6.2.5 図に示すイベントツリーで分析し、燃料損傷に至る事故シーケンスを抽出する。

(2) 運転停止中事故シーケンスのグループ化

運転停止中事故シーケンスのグループ化に当たっては、重大事故等に対処するための措置が基本的に同じとなるよう、燃料損傷に至る主要因の観点から事故シーケンスを以下のように分類している。

- a. 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）
- b. 全交流動力電源喪失
- c. 原子炉冷却材の流出
- d. 反応度の誤投入

(3) 重要事故シーケンスの選定

運転停止中事故シーケンスグループごとに、有効性評価の対象とする重要事故シーケンスを選定する。同じ運転停止中事故シーケンスグループに複数の事故シーケンスが含まれる場合には、燃料損傷防止対策の実施に対する時間余裕、燃料損傷回避に必要な設備容量等の観点で、より厳しいシーケンスを選定する。

- a. 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）

要求される設備容量の観点から、炉心崩壊熱が高く、1次冷却系保有水量が少ない「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」を、重要事故シーケンスとして選定する。

なお、蓄圧注入及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水の

有効性を確認する観点から、充てん注入機能及び高圧注入機能の喪失の重畳を考慮する。

b. 全交流動力電源喪失

全交流動力電源喪失に係る事故シーケンスは「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故」のみである。

全交流動力電源喪失の発生に伴い従属的に発生する原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮し、蓄圧タンク及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水開始までの時間余裕が短く、かつ、要求される設備容量の観点から、炉心崩壊熱が高く、1次冷却系保有水量が少ない「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。

c. 原子炉冷却材の流出

1次冷却材の流出流量が多く、1次冷却系保有水の確保の観点から、炉心崩壊熱が高く、1次冷却系保有水量が少ない「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」を、重要事故シーケンスとして選定する。

d. 反応度の誤投入

反応度の誤投入に係る事故シーケンスは「反応度の誤投入事故」のみである。

定期検査中、原子炉起動前までは純水注水による希釈が生じない措置を講じることから、臨界到達までの時間余裕を厳しく評価する観点で「原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。

各運転停止中事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンス及び重要事故シーケンスについて整理した結果を第 6.2.4 表に示す。

6.2.4.2 有効性を確認するための評価項目の設定

「6.2.4.1 事故シーケンスのグループ化と重要事故シーケンスの選定」に挙げた事故シーケンスグループについては、運転停止中の原子炉における燃料の著しい損傷を防止するための対策に対して有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。

- (1) 燃料有効長頂部が冠水していること。
- (2) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。
- (3) 未臨界を確保すること（ただし、通常の運転操作における臨界、又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く。）。

6.3 評価に当たって考慮する事項

6.3.1 有効性評価において考慮する措置

グループ化した事故シーケンスごとに、関連する措置を「「追補1 5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」の追補」及び「添付書類八「1.11.10.1 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（平成25年6月19日制定）」に対する適合」との関係を含めて整理して評価を行う。評価に当たっては、「「追補1 5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」の追補」で講じることとした措置のうち、「添付書類八「1.11.10.1 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（平成25年6月19日制定）」に対する適合」で重大事故等対策として用いたものを対象とするが、手順及び体制としてはその他の措置との関係も含めて必要となる水源、燃料及び電源の資源や要員を整理し、資源及び要員の確保に関する評価を行う。なお、「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」における一つの事故シーケンスグループにおいて複数の対策があり、それぞれで重要事故シーケンスを選定していない場合には、代表性、包絡性を整理し、解析を行い、「運転中の原子炉における重大事故」における一つの格納容器破損モードにおいて複数の対策がある場合は、各々の対策において解析を行う。

6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定

グループ化した事故シーケンスごとに、PRAの結果を踏まえ、起回事象の発生に加えて想定する共通要因故障又は系統間の機能依存性を考慮した従属故障等の安全機能の喪失を考慮する。また、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しない。

6.3.3 外部電源に対する仮定

外部電源有無の双方について考慮するが、基本的には常用系機器の機能喪失、工学的安全施設の作動遅れ及び運転員等操作への影響を考慮し

て外部電源がない場合を想定する。ただし、外部電源を考慮した方が有効性を確認するための評価項目に対して評価結果の余裕が小さくなるような場合は、外部電源がある場合を想定する。

6.3.4 単一故障に対する仮定

重大事故等は設計基準事故対処設備が多重の機能喪失を起こすことを想定しており、さらに、重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備に対して多様性を考慮して設置していることから、重大事故等対処設備の単一故障は仮定しない。

6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定

事故に対処するために必要な運転員の手動操作については、原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として、確実な実施のための時間余裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮する。

- (1) 中央制御室での警報発信等を起点として中央制御室で実施する操作については、警報等の発信時点から 10 分後に開始する。
- (2) (1)の操作に引き続き中央制御室で実施する操作については、(1)の操作から 1 分後に開始する。
- (3) 中央制御室で監視するパラメータが、操作開始条件に達したことを起点として中央制御室で実施する操作については、操作開始条件到達から 10 分後に開始する。
- (4) 中央制御室で監視するパラメータが、操作開始条件に達したことを起点として現場で実施する操作については、操作開始条件到達から 30 分後に開始する。
- (5) その他、個別の運転員等の操作に必要な時間を考慮して操作を開始する。

なお、運転員等は手順書にしたがい、各操作条件を満たせば順次操作を実施するが、有効性評価における解析の条件設定においては、操作現場までのアクセスルートの状況、操作現場の状況等を踏まえ、訓練実績

等に基づき上記の運転員等操作時間を設定する。

6.3.6 考慮する範囲

有効性評価を行うに当たっては、異常状態の発生前の状態として、通常運転範囲及び運転期間の全域について考慮し、サイクル期間中の炉心燃焼度変化、燃料交換等による長期的な変動及び運転中予想される運転状態を考慮する。また、有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉等が安定停止状態等に導かれるまでを対象とするが、有効性評価における解析としては、原子炉等が安定停止状態等に導かれることが合理的に推定可能な時点までとし、外部支援がないものとして7日間の対策成立性を評価する。

6.4 有効性評価に使用する計算プログラム⁽¹⁾

有効性評価に使用する解析コードは、事故シーケンスの特徴に応じて、重要現象がモデル化されており、実験等を基に検証され、適用範囲を含めてその不確かさが把握されているものとして、以下に示す解析コードを使用する。また、重要事故シーケンス等に対して適用する解析コードについて、事故シーケンスグループ等との対応を第 6.4.1 表から第 6.4.3 表に示す。

6.4.1 M-R E L A P 5⁽¹⁾

6.4.1.1 概要

制御系、熱水力、熱構造材、原子炉動特性等の計算機能を有し、原子炉の事故時の熱流動解析を行う上で汎用性の高い解析コードである。

熱流動解析では、1次冷却系及び2次冷却系を複数のボリューム及びボリュームを接続するジャンクションで表し、気液各相の質量、運動量及びエネルギー保存式を独立に解き、各ボリュームの冷却材の圧力、温度、密度及びジャンクションの流量を各相について計算する。原子炉の解析においては、炉心出力変化、1次冷却材ポンプ、配管や機器からの冷却材の流出、原子炉トリップ、制御保護設備、非常用炉心冷却設備の状態等の諸量の模擬を行う。

また、同時に実行される燃料棒熱解析では、炉心部を大別して高温燃料棒、高温集合体領域及び平均集合体領域に区別し、各々の領域で燃料棒熱解析を行う。各領域では燃料ペレット及び燃料被覆管を半径方向及び軸方向に分割し、熱流動計算側から計算ステップごとに得られる圧力、温度、気液割合、流量等のパラメータを用いて熱発生、熱伝導及び壁面熱伝達を解き、評価項目となるパラメータと照合すべき燃料被覆管最高温度、ジルコニウム-水反応量を評価する。

本解析コードは、米国エネルギー省及びアイダホ国立研究所により開発された R E L A P 5 - 3 D を基に、PWR プラントの中小破断 L O C A 解析に適用するため、米国 N R C の連邦規則である、10 CFR 50 Appendix K “ECCS Evaluation Models” にて要求される保守的

なモデル（M o o d y 臨界流モデル等）を付加した解析コードである。

6.4.1.2 重要現象のモデル化

事故シーケンスの特徴に応じて、炉心、1次冷却系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象がモデル化されている。具体的には、以下のとおりである。

(1) 炉心

重要現象として、崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流がモデル化されている。

(2) 1次冷却系

重要現象として、冷却材流量変化（自然循環時）、冷却材放出（臨界流・差圧流）、沸騰・凝縮・ボイド率変化、気液分離・対向流、圧力損失、E C C S 強制注入及びE C C S 蓄圧タンク注入がモデル化されている。

(3) 加圧器

重要現象として、気液熱非平衡、水位変化及び冷却材放出（臨界流・差圧流）がモデル化されている。

(4) 蒸気発生器

重要現象として、1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出（臨界流・差圧流）、2次側水位変化・ドライアウト及び2次側給水（主給水・補助給水）がモデル化されている。

6.4.1.3 妥当性確認及び不確かさの把握

事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当性確認を実施している。具体的には、ORNL/THTF、ROSA/LSTF SB-CL-18、ROSA/LSTF SB-CL-39、PKL/F1.1、Marviken、LOFT L9-3、LOFT L6-1 の試験解析等により確認している。また、入力条件により不確かさを考慮しているものを除いて、妥当性確認により、その不確かさを把握している。具体的には、第 6.4.4 表に示すとおりである。

6.4.2 SPARKLE - 2⁽¹⁾

6.4.2.1 概要

M-RELAP5の炉心部分を1点炉近似動特性モデルから3次元動特性モデルに変更し、炉内熱流動に対しても3次元二相流動解析を採用した解析コードであり、M-RELAP5、3次元炉心動特性計算コードCOSMO-K及び3次元炉心熱流動特性コードMIDACの三つの要素コードを動的に結合し、1次冷却系全体の熱流動と3次元炉心動特性との相互作用が評価可能な詳細なプラント過渡特性解析コードである。

結合計算の流れとしては、炉心過渡計算のため、炉心境界条件として1次冷却材圧力、炉心入口エンタルピー、炉心入口流量及び炉心入口ほう素濃度がM-RELAP5からCOSMO-K及びMIDACに受け渡される。炉心過渡計算では、M-RELAP5から受け渡された炉心境界条件とCOSMO-Kから受け渡される3次元出力分布に基づき、MIDACにて熱流束、燃料棒内温度、炉心冷却材密度/温度及びほう素濃度の3次元分布を計算し、その後、MIDACから受け渡された燃料実効温度、炉心冷却材密度/温度及びほう素濃度を用いて、COSMO-Kにて中性子動特性計算により炉心出力及び炉心出力分布を計算する。

炉心過渡計算が終了すると、MIDACで計算された熱流束分布がM-RELAP5に返され、炉心部を含む1次冷却系全体の熱流動を計算する。

6.4.2.2 重要現象のモデル化

事故シーケンスの特徴に応じて、炉心、加圧器及び蒸気発生器における重要現象がモデル化されている。具体的には、以下のとおりである。

(1) 炉心

核については、重要現象として、中性子動特性（核分裂出力）、ドップラ反応度帰還効果、減速材反応度帰還効果及び崩壊熱がモデル

化されている。

燃料については、重要現象として、燃料棒内温度変化がモデル化されている。

熱流動については、重要現象として、沸騰・ボイド率変化がモデル化されている。

(2) 加圧器

重要現象として、気液熱非平衡、水位変化及び冷却材放出（臨界流・差圧流）がモデル化されている。

(3) 蒸気発生器

重要現象として、1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出（臨界流・差圧流）、2次側水位変化・ドライアウト及び2次側給水（主給水・補助給水）がモデル化されている。

6.4.2.3 検証、妥当性確認及び不確かさの把握

事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの検証、妥当性確認を実施している。具体的には、TWIGL ベンチマーク、LMW ベンチマーク、SPERT-III E-core 実験解析、NUPEC 管群ボイド試験解析、LOFT L9-3、LOFT L6-1 の試験解析等により確認している。また、入力条件により不確かさを考慮しているものを除いて、検証、妥当性確認により、その不確かさを把握している。具体的には、第6.4.5表に示すとおりである。

6.4.3 MAA P⁽¹⁾

6.4.3.1 概要

重大事故等の事象進展の各段階を網羅し、原子炉、1次冷却系、原子炉格納容器内で起こると考えられる重要な事故時の物理現象をモデル化するとともに、工学的安全設備や炉心損傷防止対策あるいは格納容器破損防止対策で想定する各種の機器についてのモデルを備えている。また、核分裂生成物に関する物理現象をモデル化しており、事故時に炉心溶融に伴って1次冷却系や原子炉格納容器に放出される核分

裂生成物の挙動についても取り扱うことが可能である。このように、広範囲の物理現象を取り扱うことが可能な総合解析コードであり、重大事故時等に想定される種々の事故シーケンスについて、起因事象から安定した状態、あるいは過圧、過温により原子炉格納容器健全性が失われる状態まで計算が可能であることが特徴である。

熱水力モデルでは、質量及びエネルギー保存則を解く一方、運動量方程式を準静的な取扱いとしているため、流体慣性が重要となる現象、例えばL O C A直後の炉心の流動等、短期間に発生する現象を精緻に取り扱うような場合には適していないものの、系内の質量及びエネルギーの収支を適切に取り扱っており、長期的な原子炉及び原子炉格納容器の応答の評価には適用性を有する。

6.4.3.2 重要現象のモデル化

事故シーケンスの特徴に応じて、炉心、1次冷却系、加圧器、蒸気発生器、原子炉格納容器、炉心損傷後の原子炉容器及び原子炉格納容器における重要現象がモデル化されている。具体的には、以下のとおりである。

(1) 炉心

核については、重要現象として崩壊熱がモデル化されている。

燃料については、重要現象として、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形がモデル化されている。

熱流動については、重要現象として、沸騰・ボイド率変化及び気液分離（炉心水位）・対向流がモデル化されている。

(2) 1次冷却系

重要現象として、気液分離・対向流、構造材との熱伝達、E C C S強制注入及びE C C S蓄圧タンク注入がモデル化されている。

(3) 加圧器

重要現象として、冷却材放出（臨界流・差圧流）がモデル化されている。

(4) 蒸気発生器

重要現象として、1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出（臨界流・差圧流）、2次側水位変化・ドライアウトがモデル化されている。

(5) 原子炉格納容器

重要現象として、区画間の流動（蒸気、非凝縮性ガス）、区画間の流動（液体）、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、スプレイ冷却、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却及び水素濃度変化がモデル化されている。

(6) 炉心損傷後の原子炉容器

重要現象として、リロケーション、原子炉容器内溶融燃料－冷却材相互作用（以下「原子炉容器内FCI」という。）（溶融炉心細粒化）、原子炉容器内FCI（デブリ粒子熱伝達）、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達、原子炉容器破損・溶融及び1次系内核分裂生成物挙動（以下「1次冷却系内FP挙動」という。）がモデル化されている。

(7) 炉心損傷後の原子炉格納容器

重要現象として、原子炉容器外溶融燃料－冷却材相互作用（以下「原子炉容器外FCI」という。）（溶融炉心細粒化）、原子炉容器外FCI（デブリ粒子熱伝達）、原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱、溶融炉心とコンクリートの伝熱、コンクリート分解・非凝縮性ガス発生及び原子炉格納容器内核分裂生成物挙動（以下「原子炉格納容器内FP挙動」という。）がモデル化されている。

6.4.3.3 妥当性確認及び不確かさの把握

事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当性確認を実施している。具体的には、TMI 事故解析、MB-2 実験解析、HDR 実験解析、CSTF 実験解析、ACE 実験解析、SURC 実験解析、PHEBUS-FP 実験解析、ABCOVE 実験解析、感度解析により確認している。また、入力条件により不確かさを考慮しているものを除いて、

妥当性確認等によりその不確かさを把握している。具体的には、第 6.4.6 表に示すとおりである。

6.4.4 GOTHIC⁽¹⁾

6.4.4.1 概要

原子炉格納容器の熱流動解析を主目的に開発された汎用熱流動解析コードであり、質量、エネルギー及び運動量の 3 保存則を気相、液相及び液滴相の各流体場に適用し、状態方程式、熱伝導方程式、各種構成式及び相関式等を解くことにより、流体、構造材の相互作用、機器の動作を考慮した過渡解析が可能である。

原子炉格納容器内の区画間・区画内の流動を適切に模擬するため、原子炉格納容器を適切にノード分割する。流動計算で取り扱われる流体は各種ガス組成及び蒸気を含む気相、液相及び液滴相となり、これら各相に対して質量、エネルギー、運動量の保存式を各種の構成式及び相関式とあわせて数値的に解き、原子炉格納容器内の流動を模擬する。

6.4.4.2 重要現象のモデル化

事故シーケンスの特徴に応じて、原子炉格納容器における重要現象がモデル化されている。具体的には、以下のとおりである。

(1) 原子炉格納容器

重要現象として区画間・区画内の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、スプレイ冷却及び水素処理がモデル化されている。

6.4.4.3 妥当性確認及び不確かさの把握

事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当性確認を実施している。具体的には、NUPEC 試験 TestM-7-1、NUPEC 試験 TestM-4-3、熱伝達試験との比較等による妥当性確認により、その不確かさを把握している。具体的には、第 6.4.7 表に示すとおりである。

6.4.5 C O C O⁽¹⁾⁽²⁾⁽³⁾⁽⁴⁾

6.4.5.1 概要

原子炉格納容器内圧解析コードC O C Oは、原子炉冷却材喪失事故時の原子炉格納容器内の圧力、温度変化の評価を主目的に開発され、原子炉格納容器内を気相系と液相系に大別し、各系内では状態は一樣とし、各々の系について質量及びエネルギー保存則を解く。

気相部の蒸気については過熱及び飽和状態、液相部の水については飽和及び未飽和状態を模擬することができ、どの状態にあるかは圧力、流体温度を内蔵された蒸気表に照らして蒸気及び水の状態を判別して、対応した状態方程式を用いる。また、格納容器スプレイ設備等の減圧系のみならず、原子炉格納容器内構造物との間の熱の授受もモデルとして組み込まれている。

6.4.5.2 重要現象のモデル化

事故シーケンスの特徴に応じて、原子炉格納容器における重要現象がモデル化されている。具体的には、以下のとおりである。

(1) 原子炉格納容器

重要現象として構造材との熱伝達及び内部熱伝導がモデル化されている。

6.4.5.3 妥当性確認及び不確かさの把握

事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当性確認を実施している。具体的には、CVTR Test-3 試験解析による妥当性確認により、その不確かさを把握している。具体的には、第 6.4.8 表に示すとおりである。

6.5 有効性評価における解析の条件設定の方針

6.5.1 解析条件設定の考え方

有効性評価における解析の条件設定については、事象進展の不確かさを考慮して、設計値等の現実的な条件を基本としつつ、原則、有効性を確認するための評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とする。この際、「6.4 有効性評価に使用する計算プログラム」において把握した解析コードの持つ重要現象に対する不確かさや解析条件の不確かさによって、さらに本原子炉施設の有効性評価の評価項目となるパラメータ及び運転員等操作時間に対する余裕が小さくなる可能性がある場合は、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する。ただし、「6.5.2 共通解析条件」に示す解析条件については共通の条件として設定する。

なお、初期条件とは異常状態が発生する前の原子炉施設の状態、事故条件とは重大事故等の発生原因となる機器の故障又は安全機能の喪失の状態、機器条件とは重大事故等を収束させる際に使用する重大事故等対処設備の状態、操作条件とは運転員等が重大事故等対処設備を操作可能となる状態のことをいう。

また、有効性評価においては発電所内の原子炉施設で重大事故等が同時に発生することも想定しているが、3号炉と4号炉は同一の評価条件であることから、3号炉及び4号炉共通の条件として記載する。

6.5.2 共通解析条件

操作条件については、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示すとおり個別に解析条件を設定するが、以下に示す解析条件は、各重要事故シーケンス等においてその影響が大きく変わらないことから共通の条件として設定する。なお、解析条件の不確かさの影響については、グループ化した事故シーケンスごとに確認する。

6.5.2.1 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

(1) 初期条件

a. 初期定常運転条件

解析では、炉心熱出力の初期値として、定格値(3,411MWt)に正の定常誤差（定格値の+2%）を考慮した値を用いる。また、1次冷却材平均温度の初期値として、定格値（307.1℃）に正の定常誤差（+2.2℃）を考慮した値を用いる。また、1次冷却材圧力の初期値として、定格値(15.41MPa[gage])に正の定常誤差（+0.21MPa）を考慮した値を用いる。

なお、事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」においては、出力抑制について減速材温度の反応度帰還効果に期待しており、反応度帰還効果を小さくするため、サイクル寿命初期の炉心運用を包絡する正側の設定としていることから、炉心熱出力、1次冷却材平均温度及び1次冷却材圧力の初期値として定格値を用いる。

b. 1次冷却材流量

1次冷却材全流量は熱設計流量を用いる。

c. 炉心及び燃料

炉心及び燃料に関する解析条件の設定を以下に示す。なお、燃料ペレット／燃料被覆管径等の炉心及び燃料形状に関する条件は設計値を用いる。

(a) 炉心崩壊熱⁽⁵⁾

炉心崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線を使用する。また、使用する炉心崩壊熱はウラン燃料の装荷を考慮して炉心運用を包絡するよう設定し、燃料被覆管温度等に関連する、炉心の露出状況を確認する必要がある事象においては、第6.5.1図に示す局所的な影響を考慮した高温点評価用崩壊熱を用い、1次冷却材圧力等のプラント全体に関連する炉心平均挙動を評価する事象においては、第6.5.2図に示す炉心の平均的な崩壊熱を表す炉心平均評価用崩壊熱を用いる。

(b) 炉心バイパス流量

熱除去に寄与しない炉心バイパス流量割合は設計値として 5.5%を用いる。

(c) 核的パラメータ

即発中性子寿命、遅発中性子割合、減速材密度係数、ドップラ係数等の核的パラメータは、原則としてウラン燃料の装荷を考慮した炉心運用を包絡する値を用いる。なお、事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」における減速材反応度帰還効果は、ウラン燃料の装荷を考慮した炉心運用を包絡する減速材温度係数の初期値を設定し、ドップラ反応度帰還効果は、ウラン燃料を装荷した平衡炉心の特性を考慮する。

d. 加圧器

加圧器保有水量の初期値は、全出力運転状態における保有水量に基づき 60%体積とする。

e. 蒸気発生器

蒸気発生器伝熱管施栓率は 10%を考慮する。また、蒸気発生器 2次側水位は設計値として 44%（狭域水位スパン）を、水量は 1基当たり 50tを用いる。

f. 原子炉格納容器

(a) 自由体積

原子炉格納容器自由体積は、設計値に余裕を考慮した小さい値として 72,900m³を用いる。

(b) ヒートシンク

原子炉格納容器のヒートシンクは、設計値に余裕を考慮した小さい値を用いる。

(c) 初期温度及び初期圧力

原子炉格納容器の初期温度及び初期圧力は、設計値として 49℃及び 9.8kPa[gage]を用いる。

g. 主要機器の形状

主要機器の形状に関する条件は、以下の値を用いる。

- ・原子炉容器、加圧器、蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、1

次冷却材管及び原子炉格納容器は設計値を用いる。

(2) 事故条件

a. 原子炉冷却材喪失時の破断位置

1次冷却材管の破断によるLOCAを想定する場合の配管の破断位置について、炉心損傷防止対策の有効性評価においては、炉心の再冠水が遅れること、破断ループに接続されたECCSの注水効果に期待できないこと等を踏まえ、設計基準事故と同様に低温側とする。

なお、事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」については、蒸気発生器2次側保有水の保有する熱量が、原子炉格納容器内に放出されることによる長期的な原子炉格納容器圧力の上昇の早さの観点も踏まえて低温側とする。

(3) 重大事故等対策に関連する機器条件

a. 炉心及び燃料

トリップ時の制御棒クラスタ落下による反応度の添加は、第1.2.1図に示すものを使用する。制御棒クラスタ落下開始から全ストロークの85%落下までの時間を2.2秒とする。

b. 安全保護系の設定点の作動限界値及び応答時間

原子炉トリップ限界値及び応答時間として以下の値を用いる。

過大温度 ΔT 高

1次冷却材平均温度等の関数（第1.2.3図参照）

（応答時間 6.0 秒）

原子炉圧力低

12.73MPa[gage]（応答時間 2.0 秒）

1次冷却材ポンプ回転数低

92.6%（定格回転数に対して）（応答時間 0.6 秒）

蒸気発生器水位低

蒸気発生器狭域水位 11%（応答時間 2.0 秒）

また、工学的安全施設作動信号のうち、非常用炉心冷却設備作動信号の作動限界値及び応答時間として以下の値を用いる。

原子炉圧力低

12.04MPa[gage] (応答時間 0 秒、2.0 秒)

なお、非常用炉心冷却設備作動信号「原子炉圧力低」の応答時間については、事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」では非常用炉心冷却設備の作動による炉心注水がより早くなることで原子炉格納容器に放出されるエネルギー増による原子炉格納容器の圧力及び温度を厳しくする観点、並びに「E C C S 再循環機能喪失」では非常用炉心冷却設備の作動が早くなることで崩壊熱がより高い時点で再循環切替失敗し、炉心水位の低下を早め代替再循環への切替操作時間を厳しくする観点を踏まえ 0 秒とし、その他の事故シーケンスグループは 2.0 秒とする。

c. 原子炉制御設備

原子炉制御設備は、外乱を小さくする方向に働くことから作動しないものとする。ただし、1 次冷却系及び 2 次冷却系の主要弁である加圧器逃がし弁、主蒸気逃がし弁は過渡事象の様相に対する寄与が大きいことから、自動動作するものとする。

なお、事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」のうち「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」においては、加圧器圧力制御系、加圧器水位制御系及び給水制御系は、1 次冷却材の 2 次冷却系への流出を厳しくする観点から自動動作するものとする。

d. 1 次冷却系及び 2 次冷却系主要弁

加圧器逃がし弁、主蒸気逃がし弁、加圧器安全弁及び主蒸気安全弁の容量は以下の値を使用する。また、加圧器安全弁及び主蒸気安全弁の動作圧力については設計値に余裕を考慮した高い値を使用する。

- (a) 加圧器逃がし弁容量 : 95t/h (1 個当たり)
- (b) 加圧器安全弁容量 : 190t/h (1 個当たり)
- (c) 主蒸気逃がし弁容量 : 定格主蒸気流量 (ループ当たり)
の 10%

(d) 主蒸気安全弁容量 : 定格主蒸気流量 (ループ当たり)
の 100%

e. 1 次冷却材ポンプ⁽⁶⁾

1 次冷却材ポンプ回転数等の 1 次冷却材ポンプ仕様に関する条件は設計値を用いる。

f. 格納容器再循環ユニット

格納容器再循環ユニットは 2 基動作し、1 基当たり設計値より小さい除熱特性 (100°C～約 168°C、約 4.1MW～約 11.2MW) で原子炉格納容器を除熱するものとする。

g. 燃料取替用水ピット

燃料取替用水ピットの水量は、設計値として 1,860m³ を用いる。

6.5.2.2 運転中の原子炉における重大事故

(1) 初期条件

「6.5.2.1(1) 初期条件」に同じ。なお、格納容器破損モード「水素燃焼」については、原子炉格納容器内に分散し配置した重大事故等対処施設の有効性を評価する観点から、原子炉格納容器のヒートシンク及び初期圧力は、以下の値を用いる。

- ・原子炉格納容器のヒートシンクは、設計値に余裕を考慮した大きい値を用いる。
- ・原子炉格納容器の初期圧力は、0kPa[gage]を用いる。

(2) 事故条件

a. 原子炉冷却材喪失時の破断位置

1 次冷却材管の破断による L O C A を想定する場合の配管の破断位置について、格納容器破損防止対策の有効性評価においては、E C C S 注水に期待していないこと、また、蓄圧タンクからの注水のみでは炉心冠水を維持できないことを踏まえ、早期に炉心からの蒸気が系外に放出される高温側とする。

(3) 重大事故等対策に関連する機器条件

「6.5.2.1(3) 重大事故等対策に関連する機器条件」に同じ。

6.5.2.3 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故

(1) 初期条件

a. 使用済燃料ピット崩壊熱

原子炉停止後に取り出された全炉心分の燃料及び以前から貯蔵されている使用済燃料が、使用済燃料ピットの熱負荷が最大となるような組合せで貯蔵される場合を想定して、使用済燃料ピットの熱負荷は 11.674MW を用いる。

b. 事象発生前使用済燃料ピット水温

使用済燃料ピット水温の実測値に基づき、標準的な温度として 40℃ を用いる。

c. 使用済燃料ピットに隣接するピットの状態

燃料取り出し直後の使用済燃料ピットの状態を想定しており、燃料を取り出す際には原子炉補助建屋チャンネルと A エリアの間に設置されているゲートを取り外すことから、A エリア、B エリア、原子炉補助建屋チャンネル及び燃料検査ピットは接続状態とする。なお、水温が 100℃ まで上昇する時間の評価は、温度条件が厳しくなるように A エリアのみの水量を考慮する。

d. 主要機器の形状

使用済燃料ピット等の主要機器の形状に関する条件は設計値を用いる。

(2) 重大事故等対策に関連する機器条件

a. 放射線の遮蔽が維持できる使用済燃料ピット水位

使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の遮蔽設計基準値(0.15mSv/h)となる、燃料頂部から 4.38m とする。

6.5.2.4 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

(1) 初期条件（事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」を除く。）

a. 炉心崩壊熱⁽⁵⁾

炉心崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線を使用する。

また、使用する炉心崩壊熱はウラン燃料の装荷を考慮して設定し、第 6.5.1 図に示す局所的な影響を考慮した高温点評価用崩壊熱を用いる。

b. 原子炉停止後の時間

燃料取り出し前のミッドループ運転中の事故を想定し、そのうち、炉心露出の観点から炉心崩壊熱と 1 次冷却系保有水量の最も厳しい組合せとなる 1 次冷却材水抜き完了時に事故が発生するものとする。したがって、定期検査工程上、原子炉停止から 1 次冷却材水抜き完了までの時間として考えられる最短時間に余裕をみた時間として、原子炉停止後の時間は 72 時間とする。

c. 1 次冷却材圧力

ミッドループ運転中は、1 次冷却系は大気開放状態としていることから、1 次冷却材圧力の初期値は大気圧とする。

d. 1 次冷却材高温側温度

ミッドループ運転時の運転モード（モード 5）の上限値として、1 次冷却材高温側温度の初期値は 93℃とする。

e. 1 次冷却材水位

プラント系統構成上の制約から定めているミッドループ運転中の水位として、1 次冷却材の初期水位は、原子炉容器出入口配管の中心高さを 200mm 上回る高さとする。

f. 1 次冷却系開口部

ミッドループ運転中に確保している蒸気放出経路として、1 次冷却系開口部は、加圧器安全弁が 3 個取り外されているものとする。

g. 主要機器の形状

主要機器の形状に関する条件は、以下の値を用いる。

- ・原子炉容器、加圧器、蒸気発生器、1 次冷却材ポンプ、1 次冷却材管及び原子炉格納容器は設計値を用いる。

6.6 解析の実施方針

有効性評価における解析は、評価項目となるパラメータの推移のほか、事象進展の状況を把握する上で必要なパラメータの推移について解析を実施し、事象進展が適切に解析されていることを確認する。また、発電所内の原子炉施設で重大事故等が同時期に発生することも想定し、評価項目となるパラメータに対し厳しくなる原子炉施設の結果を明示する。

なお、事象進展の特徴や厳しさ等を踏まえ、解析以外の方法で原子炉等が安定停止状態等に導かれ、評価項目を満足することが合理的に説明できる場合は解析以外の方法で評価を行う。

6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を評価するものとする。ここで、要員の配置による他の操作に与える影響とは、解析コード及び解析条件の不確かさの影響に伴う運転員等操作時間の変動が要員配置の観点で作業成立性に与える影響のことである。

不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。

6.7.1 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

重要現象として評価指標及び運転操作に対する影響が大きい又は中程度と考えられる物理現象を選定⁽¹⁾し、そのうち第 6.7.1 表から第 6.7.3 表に示す物理現象を有効性評価において評価項目となるパラメータに有意な影響を与えると整理している。解析コードの不確かさは、選定している重要事故シーケンス等における上記の物理現象に対する不確かさを考慮し、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。

6.7.2 解析条件の不確かさの影響評価

解析条件のうち、初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさについて、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。また、解析条件である操作条件の不確かさとして、上記の解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響及び解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作開始時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響

及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。

6.7.3 操作時間余裕の把握

解析上考慮する運転員等操作の各々について、その遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認する。

6.8 必要な要員及び資源の評価方針

6.8.1 必要な要員の評価

発電所内の原子炉施設で重大事故等が同時期に発生することを想定した、最も厳しい重大事故等対策時において、時間外、休日（夜間）における要員の確保の観点から、重大事故等対策要員（運転員、緊急時対策本部要員及び緊急安全対策要員で構成）を配置し、必要な体制を整備している。

「追補 1 5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」の追補」で整備している体制にて、対処可能であることを確認するとともに、必要な作業が所要時間内に実施できることを確認する。

6.8.2 必要な資源の評価

発電所内の原子炉施設で重大事故等が同時期に発生することを想定した最も厳しい重大事故等対策時において、必要となる水源、燃料及び電源の資源の確保の観点から、必要水量、燃料消費量及び電源負荷を確認するとともに、7日間継続してこれらの資源が供給可能であることを評価する。また、有効性評価において考慮されていない機器についても、使用した場合を想定して、各資源について7日間継続して資源の供給が可能であることを確認する。

6.9 参考文献

- (1) 「三菱PWR 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」
MHI-NES-1064 改1
三菱重工業、平成28年
- (2) 「三菱PWR非常用炉心冷却系性能評価解析方法（大破断時）」
MAPI-1035 改8
三菱重工業、平成11年
- (3) 「三菱PWR非常用炉心冷却系性能評価感度解析」
MAPI-1063 改2
三菱重工業、平成2年
- (4) 「三菱PWR原子炉格納容器内圧評価解析方法」
MHI-NES-1016
三菱重工業、平成12年
- (5) 「PWRの安全解析用崩壊熱について」
MHI-NES-1010 改4
三菱重工業、平成25年
- (6) 「WOG2000 REACTOR COOLANT PUMP SEAL LEAKAGE MODEL FOR WESTINGHOUSE PWRS」
WCAP-15603 1-A
Westinghouse、2003年

第 6.2.1 表 有効性評価における重要事故シナリオにおける重要事故シナリオ/設置許可基準/技術的能力審査基準/設置許可基準規則との関連

事故シナリオグループ等	技術的能力審査基準																L16 59条 714条
	設置許可基準規則/技術的能力審査基準	L11 44条 59条	L12 45条 60条	L13 46条 61条	L14 47条 62条	L15 48条 63条	L16 49条 64条	L17 50条 65条	L18 51条 66条	L19 52条 67条	L20 53条 68条	L21 54条 69条	L22 55条 70条	L23 56条 71条	L24 57条 72条	L25 58条 73条	
重要事故シナリオ等	2 次冷却系からの除熱機能喪失	主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故	-	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●
	全交流動力電源喪失	外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCCSが喪失する事故	-	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●
	原子炉補機冷却機能喪失	外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故	-	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●
	原子炉格納容器の除熱機能喪失	外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCCSが喪失する事故	-	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●
	原子炉停止機能喪失	大破断LOCA時に原子炉トリップ機能が喪失する事故	●	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	ECCS注水機能喪失	中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故	-	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●
	ECCS再循環機能喪失	大破断LOCA時に高圧再循環機能が及び低圧再循環機能が喪失する事故	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	格納容器バイパス	インターフェイスシステムALOCA	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	空圧知圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)	大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	空圧知圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)	外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
運転中の原子炉における重大事故	高圧溶融物放出/格納容器外部気相蒸発	外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	水素燃焼	大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	溶融炉心・コンクリート相互作用	大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	想定事故1	使用済燃料ビレットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ビレット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	想定事故2	サイフォン現象等により使用済燃料ビレット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ビレットの水位が低下する事故	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	別置燃料取扱設備喪失(全機除熱機能喪失)	燃料取出前のミッドループ運転中に全機除熱機能が喪失する事故	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	全交流動力電源喪失	燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	原子炉冷却材の流出	燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	反応度の顕投入	原子炉運転時に、化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ冷却水が流入する事故	●	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-

第 6.2.2 表 重要事故シークエンスの選定 (運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故) (1/2)

事故シークエンス グループ	事故シークエンス	最も厳しい事故シークエンス	重要事故シークエンス*
2次冷却系からの 除熱機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> 小破断LOCA時に補助給水機能が喪失する事故 主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故 過渡事象時に補助給水機能が喪失する事故 手動停止時に補助給水機能が喪失する事故 外部電源喪失時に補助給水機能が喪失する事故 2次冷却系の破断時に補助給水機能が喪失する事故 2次冷却系の破断時に主蒸気隔離機能が喪失する事故 蒸気発生器伝熱管破損時に補助給水機能が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> 主給水流量喪失時に補助給水機能 能が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> 主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失 する事故
全交流動力電源 喪失	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失時に非常用所内交 流電源が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失時に非常用所内交流電源が 喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及び RCPシールLOCAが発生する事故 外部電源喪失時に非常用所内交流電源が 喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する 事故
原子炉補機冷却 機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却機能喪失時にRCPシールLOCAが発生する事 故 原子炉補機冷却機能喪失時に加圧器逃がし弁又は加圧器安全弁L OCAが発生する事故 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却機能喪失時にR CPシールLOCAが発生する 事故 	<ul style="list-style-type: none"> (従属的に発生する原子炉補機冷却機能喪 失の重量を考慮) 外部電源喪失時に非常用所内交流電源が 喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及び RCPシールLOCAが発生する事故
原子炉格納容器の 除熱機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> 大破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機 能が喪失する事故 大破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ再循環 機能が喪失する事故 中破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 中破断LOCA時に格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 小破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 小破断LOCA時に格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> 大破断LOCA時に低圧再循環 機能及び格納容器スプレイ注入 機能が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> 大破断LOCA時に低圧再循環機能及び 格納容器スプレイ注入機能が喪失する事 故

※：() は、選定した事故シークエンスと重要事故シークエンスの相違理由を示す。

第 6.2.2.2 表 重要事故シークエンスの選定（運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故）（2 / 2）

事故シークエンス グループ	事故シークエンス	最も厳しい事故シークエンス	重要事故シークエンス*
原子炉停止機能 喪失	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉トリップが必要ない原因事象が発生した場合に原子炉トリップ機能が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉トリップが必要ない原因事象が発生した場合に原子炉トリップ機能が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> 主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故 負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故 <p>（1次冷却材圧力・温度の観点で厳しい起因事象を選定）</p>
ECS注水機能 喪失	<ul style="list-style-type: none"> 中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故 小破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> 中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> 中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故
ECS再循環機能 喪失	<ul style="list-style-type: none"> 大破断LOCA時に高圧再循環機能が喪失する事故 中破断LOCA時に高圧再循環機能が喪失する事故 小破断LOCA時に高圧再循環機能が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> 大破断LOCA時に高圧再循環機能が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> 大破断LOCA時に高圧再循環機能が喪失する事故
格納容器バイパス	<ul style="list-style-type: none"> インターフェイシスシステムLOCA 蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故 	<ul style="list-style-type: none"> インターフェイシスシステムLOCA 蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故 	<ul style="list-style-type: none"> インターフェイシスシステムLOCA 蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故

※：（ ） は、選定した事故シークエンスと重要事故シークエンスの相違理由を示す。

第 6.2.3 表 評価事故シナリオの選定 (運転中の原子炉における重大事故) (1 / 4)

格納容器破損モード	該当する PDS	最も厳しい PDS	最も厳しい PDS の考え方
雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)	<ul style="list-style-type: none"> SED • SLW • TED • SEW • TEW • AED • AEW 	AED	<ul style="list-style-type: none"> 破断口径の大きい大中破断 LOCA (A**) が、原子炉格納容器内の圧力上昇及び事象進展について厳しい。 原子炉格納容器内に水の持ち込みのない (**D) が、ECCS又は格納容器スプレイによる原子炉格納容器内への注水がある (**W) に比べ、原子炉格納容器内の圧力上昇について厳しい。
雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損)	<ul style="list-style-type: none"> SED • SLW • TED • SEW • TEW • AED • AEW 	TED	<p>以上より、AEDが最も厳しいPDSとなる。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器内に水の持ち込みのない (**D) が、原子炉格納容器内の温度上昇について厳しい。 原子炉容器破損時に高圧で溶融炉心が原子炉格納容器内に分散し、溶融炉心の表面積が大きくなり溶融炉心から原子炉格納容器雰囲気への伝熱が大きくなる小破断 LOCA (S**), 過渡事象 (T**) が、原子炉格納容器内の温度上昇について厳しい。 補助給水による冷却がない (T**) が、原子炉格納容器内の温度上昇について厳しい。
高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	<ul style="list-style-type: none"> SED • SEI • TEI • SLI • TED • SLW • TEW • SEW 	TED	<p>以上より、TEDが最も厳しいPDSとなる。</p> <ul style="list-style-type: none"> 1次冷却材の圧力が高く維持される過渡事象 (T**) が、減圧の観点から厳しい。 原子炉格納容器内に水の持ち込みのない (**D) が、高圧溶融物放出時の原子炉格納容器雰囲気直接加熱の観点で最も厳しい。
原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	<ul style="list-style-type: none"> • AEI • SLI • AEW • SLW • SEI • SEW 	AEW	<p>以上より、TEDが最も厳しいPDSとなる。</p> <ul style="list-style-type: none"> 事象進展が早く原子炉容器破損時の崩壊熱が高い大破断 LOCA (A**) が、溶融炉心がより高温となる観点から厳しい。 原子炉格納容器内の冷却がない (**W) が、冷却水から蒸気が急激に生成する観点で厳しい。
水素燃焼	<ul style="list-style-type: none"> • TEI • TEW • SED • SEW • AEI • AEW • SEI • SLW • SLI • AED • TED 	AEI	<p>以上より、AEWが最も一番厳しいPDSとなる。</p> <ul style="list-style-type: none"> 水蒸気が凝縮され水素濃度が高くなる、原子炉格納容器が除熱される状態 (**I) の PDS が厳しい。 炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量を、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応するものとする ことを前提とすると、各PDSで炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量の差はなくなるため、事象進展が早く水素放出速度が大きい大破断 LOCA (A**) が厳しい。
溶融炉心・コンクリート相互作用	<ul style="list-style-type: none"> • TEI • AED • TED • SLI • SED • SLW • TEW • AEW • AEI • SEW • SEI 	AED	<p>以上より、AEIが最も厳しいPDSとなる。</p> <ul style="list-style-type: none"> 事象進展が早い大破断 LOCA (A**) が、原子炉容器破損時の崩壊熱が高く厳しい。 1次冷却材圧力が低く、溶融炉心の分散の可能性がない大破断 LOCA (A**) が、原子炉下部キャビティへ落下する溶融炉心の量を多くするため厳しい。 原子炉格納容器内に水の持ち込みのない (**D) が、溶融炉心を冷却せずMCCIを抑制しない観点で厳しい。

PDS : プラント損傷状態

第 6.2.3 表

評価事故シナリオの選定 (運転中の原子炉における重大事故) (2 / 4)

補足：PDS の分類記号

事故のタイプと 1 次冷却材圧力		炉心損傷時期		原子炉格納容器事故進展 (原子炉格納容器破損時期、熔融炉心の冷却手段)	
分類記号	状態の説明	分類記号	状態の説明	分類記号	状態の説明
A	1 次冷却系の破断口径が大きく、低圧状態で炉心損傷に至るもの。 (起因事象：大中破断 LOCA)	E	事故発生から短時間で炉心損傷に至るもの。	D	ECCS や格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水がなく、熔融炉心の冷却が達成できない可能性があるもの。原子炉格納容器内除熱が行われていない状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器破損に至る可能性があるもの。
S	1 次冷却系の破断口径が小さく、中圧状態で炉心損傷に至るもの。 (起因事象：小破断 LOCA)	L	事故発生から長時間で炉心損傷に至るもの。	W	ECCS や格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、熔融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内除熱が行われていない状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器破損に至る可能性があるもの。
T	過渡事象が起因となり、高圧状態で炉心損傷に至るもの。 (起因事象：過渡事象)			I	ECCS や格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、熔融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内除熱が行われていない状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器破損に至る可能性があるもの。
G	格納容器バイパスで中圧状態のもの。(起因事象：蒸気発生器伝熱管破損)			C	ECCS や格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、熔融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内除熱が行われていない状態で、原子炉格納容器破損後に炉心損傷に至る可能性があるもの。
V	格納容器バイパスで低圧状態のもの。(起因事象：インターフェイシスステム LOCA)				

第 6.2.3 表 評価事故シナリオの選定 (運転中の原子炉における重大事故) (3/4)

格納容器 破損モード	最も厳しい PDS	事故シナリオ	最も厳しい事故シナリオ	評価事故シナリオ※1
雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)	AED	<ul style="list-style-type: none"> 大破断 LOCA 時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 中破断 LOCA 時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故 手動停止時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 過渡事象時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 主給水流量喪失時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 原子炉補機冷却機能喪失時に補助給水機能が喪失する事故 過渡事象時に原子炉トリップに失敗し格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 2次冷却系の破断時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 外部電源喪失時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 2次冷却系の破断時に主蒸気隔離機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> 大破断 LOCA 時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> 大破断 LOCA 時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故※2 外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故※2 (時間余裕及び要求される設備容量の観点から厳しくなる補助給水系の機能喪失を考慮する。)
高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱	TED	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故 手動停止時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 過渡事象時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 主給水流量喪失時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 原子炉補機冷却機能喪失時に補助給水機能が喪失する事故 過渡事象時に原子炉トリップに失敗し格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 2次冷却系の破断時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 外部電源喪失時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 2次冷却系の破断時に主蒸気隔離機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故※2 (時間余裕及び要求される設備容量の観点から厳しくなる補助給水系の機能喪失を考慮する。)

※1: () は、選定した事故シナリオと評価事故シナリオの相連理由を示す。

※2: 恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮する。

第 6.2.3 表 評価事故シナリオの選定 (運転中の原子炉における重大事故) (4/4)

格納容器 破損モード	最も厳しい PDS	事故シナリオ	最も厳しい事故シナリオ	評価事故シナリオ※1
原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	AEW	<p>事故シナリオ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大破断LOCA時に高圧再循環機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に高圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に高圧再循環機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に低圧注入機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に低圧注入機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に高圧再循環機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に高圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に高圧再循環機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に高圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故 	<p>最も厳しい事故シナリオ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大破断LOCA時に低圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 	<p>評価事故シナリオ※1</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故※2 (炉心損傷を早める観点から高圧注入機能の喪失を考慮する。)
水素燃焼	AEI	<ul style="list-style-type: none"> ・大破断LOCA時に高圧再循環機能及び低圧再循環機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に低圧注入機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に高圧再循環機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・大破断LOCA時に低圧注入機能が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・大破断LOCA時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故 (事象進展が厳しくなるよう高圧注入系の注入失敗を考慮する。)
溶融炉心・コクレーション相互作用	AED	<ul style="list-style-type: none"> ・中破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故※3

※1：() は、選定した事故シナリオと評価事故シナリオの相連理由を示す。

※2：原子炉下部キャビティ水のサブクール度を小さくするため、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮し、代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイによる注水を想定する。

※3：恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮する。

第 6.2.4 表 重要事故シナリオの選定 (運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)

事故シナリオグループ	事故シナリオ	最も厳しい事故シナリオ	重要事故シナリオ
崩壊熱除去機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・ 余熱除去機能が喪失する事故 ・ 外部電源喪失時に余熱除去系による冷却に失敗する事故 ・ 原子炉補機冷却機能が喪失する事故 ・ 外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 余熱除去機能が喪失する事故 ・ 外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故^{※1}
全交流動力電源喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・ 外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故^{※1※2}
原子炉冷却材流出	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故 ・ 水位維持に失敗する事故 ・ オーパーバードレンとなる事故 ・ 反応度の誤投入事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故^{※1}
反応度の誤投入	<ul style="list-style-type: none"> ・ 反応度の誤投入事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 反応度の誤投入事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故^{※3}

※1：崩壊熱が高く、1次冷却系保有水量が少ない燃料取出前のミッドループ運転中を想定する。

※2：全交流動力電源喪失に伴い従属的に発生する原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮する。

※3：原子炉起動前までは純水注水による希釈が生じない措置を講じることから、原子炉起動時を想定する。

第 6.4.1 表 有効性評価に使用する解析コード一覧表
 - 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

解析コード名	適用事故シーケンスグループ
M-RELAP5	<ul style="list-style-type: none"> ・ 2次冷却系からの除熱機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失 ・ 原子炉補機冷却機能喪失 ・ ECCS注水機能喪失 ・ 格納容器バイパス
SPARKLE-2	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉停止機能喪失
MAAP	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉格納容器の除熱機能喪失 ・ ECCS再循環機能喪失
COCO	<ul style="list-style-type: none"> ・ 全交流動力電源喪失 ・ 原子炉補機冷却機能喪失

第 6.4.2 表 有効性評価に使用する解析コード一覧表
 - 運転中の原子炉における重大事故

解析コード名	適用格納容器破損モード
MAAP	<ul style="list-style-type: none"> ・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) ・ 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱 ・ 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 ・ 水素燃焼 ・ 溶融炉心・コンクリート相互作用
GOTHIC	<ul style="list-style-type: none"> ・ 水素燃焼

第 6.4.3 表 有効性評価に使用する解析コード一覧表
 - 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

解析コード名	適用事故シーケンスグループ
M-RELAP5	<ul style="list-style-type: none"> ・ 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失） ・ 全交流動力電源喪失 ・ 原子炉冷却材の流出

第 6.4.4 表 M-R E L A P 5 における重要現象の不確かさ等 (1 / 2)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
炉心	崩壊熱	崩壊熱モデル	入力値に含まれる。
	燃料棒表面熱伝達	燃料棒表面熱伝達モデル	ORNL/THTF の試験解析より、熱伝達の不確かさが 0%～-40% の範囲であり、保守的なモデルを使用していることを確認した。
	燃料被覆管酸化	ジルコニウム-水反応モデル	ORNL での実験に基づく式を使用しており、不確かさは 95%信頼区間の上限である。
	沸騰・ボイド率変化 気液分離 (水位変化)・対向流	ボイドモデル 流動様式	ORNL/THTF の試験解析より、炉心水位の不確かさが 0m～-0.3m であることを確認した。また、ROSA/LSTF SB-CL-18 の試験解析より、コードでは、炉心水位低下を数百秒早く評価する可能性があることを確認した。 Winfrith/THEETIS の試験結果より、大気圧程度の低圧条件における炉心水位の不確かさは、最大でも±0.4m 程度であることを確認した。
	冷却材流量変化 (自然循環時) 圧力損失	壁面熱伝達モデル 運動量保存則	PKL の試験解析より、自然循環流量を約 20%過大評価することを確認した。
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	破断流モデル	Marviken の試験解析より、サブクール臨界流量の不確かさが±10%、二相臨界流量の不確かさが-10%～+50%であることを確認した。
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	2 流体モデル 壁面熱伝達モデル	ROSA/LSTF、PKL の試験解析より、2 次冷却系強制冷却時の 1 次冷却材圧力の不確かさが 0MPa～+0.5MPa であることを確認した。
	気液分離・対向流	流動様式	凝縮量又は熱伝達の不確かさについて、1 次冷却材圧力で定量化し、ROSA/LSTF、PKL の試験解析より、1 次冷却材圧力の不確かさが 0MPa～+0.5MPa であることを確認した。
	ECCS 強制注入	ポンプ特性モデル	入力値に含まれる。
	ECCS 蓄圧タンク注入	蓄圧タンクの非凝縮性ガス	入力値に含まれる。
加圧器	気液熱非平衡 水位変化	2 流体モデル	LOFT L6-1 試験解析、LOFT L9-3 試験解析より、加圧時の 1 次冷却材温度の不確かさが±2℃、1 次冷却材圧力の不確かさが±0.2MPa であることを確認した。
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	臨界流モデル	

第 6.4.4 表 M-R E L A P 5 における重要現象の不確かさ等 (2 / 2)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
蒸気発生器	1 次側・2 次側の熱伝達	壁面熱伝達モデル	ROSA/LSTF、PKL の試験解析より、2 次冷却系強制冷却での減圧時の 1 次冷却材圧力の不確かさが $0\text{MPa} \sim +0.5\text{MPa}$ であることを確認した。
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	臨界流モデル	LOFT L6-1 試験解析、LOFT L9-3 試験解析より、加圧時の 1 次冷却材温度の不確かさが $\pm 2^\circ\text{C}$ 、1 次冷却材圧力の不確かさが $\pm 0.2\text{MPa}$ であることを確認した。
	2 次側水位変化・ドライアウト	2 流体モデル	LOFT L6-1 試験解析、LOFT L9-3 試験解析より、ドライアウト特性を適切に模擬すること、及び 1 次冷却材温度の不確かさが $\pm 2^\circ\text{C}$ 、1 次冷却材圧力の不確かさが $\pm 0.2\text{MPa}$ であることを確認した。
	2 次側給水 (主給水・補助給水)	ポンプ特性モデル	入力値に含まれる。

第 6.4.5 表 SPARKLE-2 における重要現象の不確かさ等

分類	重要現象		解析モデル	不確かさ
	中性子動特性 (核分裂出力)			
炉心 (核)	ドップラ反応度帰還効果	3次元動特性モデル 核定数フィードバックモデル	ドップラ反応度帰還効果の不確かさに含める。 モンテカルロコードとの比較及び SPERT-III E-core 実験解析より、ドップラ反応度帰還効果の不確かさとして従来から安全解析等に用いられてきた±10%が矛盾しないことを確認した。 モンテカルロコードとの比較及び減速材温度係数測定検査との比較より、減速材温度係数の不確かさとして±3.6pcm/°Cであることを確認した。	
	減速材反応度帰還効果			
	崩壊熱			
炉心 (燃料)	燃料棒内温度変化	崩壊熱モデル	入力値に含まれる。	
炉心 (熱流動)	沸騰・ボイド率変化	非定常熱伝導方程式	ドップラ反応度帰還効果の不確かさに含める。	
	気液熱非平衡	二相圧力損失モデル サブクールボイドモデル 気液相対速度	NUPEC 管群ボイド試験解析より、予測値と測定値の差の標準偏差は 4%であり、2σを考慮すると沸騰・ボイド率の不確かさとして±8%であることを確認した。	
	水位変化	2 流体モデル		
加圧器	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	二相/サブクール臨界流モデル	LOFT L6-1 試験解析、LOFT L9-3 試験解析より、1 次冷却材温度の不確かさとして±2°C、1 次冷却材圧力の不確かさとして±0.2MPaであることを確認した。	
	1 次側・2 次側の熱伝達	伝熱管熱伝達モデル		
	2 次側水位変化・ドライアウト	2 流体モデル		
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	臨界流モデル	入力値に含まれる。	
蒸気 発生器	2 次側給水 (主給水・補助給水)	ポンプ特性モデル	入力値に含まれる。	

第 6.4.6 表 MAA P における重要現象の不確かさ等 (1 / 5)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	
炉心 (核)	崩壊熱	炉心モデル (原子炉出力及び崩壊熱)	入力値に含まれる。 TMI 事故解析における炉心ヒートアップ時の水素発生、炉心領域での溶融進展状態について、TMI 事故分析結果と一致することを確認。 炉心ヒートアップ速度 (燃料被覆管酸化が促進される場合) が早まることを想定し、仮想的な厳しい振り幅ではあるが、ジルコニウム-水反応速度の係数を 2 倍とした感度解析により影響を確認 (代表 4 ループプラントを例とした。) ・ SBO、LOCA シーンケンスとともに、運転員操作の起点となる炉心溶融の開始時刻には影響は小さい。 ・ 下部プレナムへのリロケーションの開始時刻は、SBO シーンケンスでは約 14 分早まる。LOCA シーンケンスでは約 30 秒早まる。	
	炉心 (燃料)	燃料棒内温度変化		炉心モデル (炉心熱水力モデル) 溶融炉心挙動モデル (炉心ヒートアップ)
		燃料棒表面熱伝達		
		燃料被覆管酸化		
		燃料被覆管変形		
炉心 (熱流動)	沸騰・ボイド率変化 気液分離 (炉心水位)・対向流	炉心モデル (炉心水位計算モデル)	「ECCS 再循環機能喪失」では、M-RELAP5 よりも炉心露出を遅めに予測する傾向があり、これを不確かさとして取り扱う。M-RELAP5 は炉心露出予測について保守的な傾向となることを確認。 ECCS 再循環切替失敗直前の炉心領域とダウンカマの保有水量、ECCS 再循環切替失敗後の崩壊熱による冷却材蒸散に伴う炉心水位低下の速度、炉心部のボイド率予測については、M-RELAP5 と同等な結果が得られていることを確認。 高温側配管領域の保有水量を M-RELAP5 より多めに評価することを確認。これにより原子炉格納容器圧力を低めに評価するが、両コードの格納容器への放出エネルギーから見積もられる格納容器圧力の差はわずかであり M-RELAP5 で MAA P の計算結果を境界条件に用いることの影響は軽微であることを確認。また、M-RELAP5 は炉心露出予測について保守的な傾向となることを確認。	
	気液分離・対向流	1 次冷却系モデル (1 次冷却系の熱水力モデル)		
1 次冷却系	構造材との熱伝達	1 次冷却系モデル (1 次冷却系破損モデル)	—	

第 6.4.6 表 MAA P における重要現象の不確かさ等 (2 / 5)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
1 次冷却系	ECCS 強制注入	安全系モデル (ECCS)	入力値に含まれる。
	ECCS 蓄圧タンク注入	安全系モデル (蓄圧タンク)	注入特性の不確かさは入力値に含まれる。 感度解析により流動抵抗 (圧力損失) の感度が小さいことを確認。
加圧器	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	1 次冷却系モデル (加圧器モデル)	TMI 事故解析より、Henry-Fauske モデルを用いた加圧器逃がし弁からの放出流量を適正に評価することを確認。
	1 次側・2 次側の熱伝達		MB-2 実験解析より、1 次冷却系から 2 次冷却系への熱伝達を適正に評価することを確認した。ただし、2 次冷却系からの液相放出がある場合、伝熱量を過大評価する傾向を確認。
蒸気発生器	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	蒸気発生器モデル	MB-2 実験解析より、蒸気放出の場合、放出量を適正に評価することを確認した。液相放出の場合、過大評価する傾向を確認。
	2 次側水位変化・ドライアウト		MB-2 実験解析より、ダウンカマ水位、伝熱部コラプス水位をほぼ適正に評価することを確認した。液相放出がある場合、伝熱部コラプス水位を低めに評価する傾向を確認。
原子炉格納容器	区画間の流動 (蒸気、非凝縮性ガス)		HDR 実験解析及び CSTF 実験解析の結果より以下を確認。 ・原子炉格納容器雰囲気温度：十数°C 高めに評価 ・原子炉格納容器圧力：1 割程度高めに評価 ・非凝縮性ガス濃度：適正に評価 なお、HDR 実験は、縦長格納容器と高い位置での水蒸気注入という特徴があり、国内 PWR の場合、上記の不確かさは小さくなる方向と判断される。
		原子炉格納容器モデル (原子炉格納容器の熱水力モデル)	
		安全系モデル (格納容器スプレイ)	入力値に含まれる。
	スプレイ冷却		TMI 事故解析における水素発生期間と水素発生量について、TMI 事故分析結果と一致することを確認。
	水素濃度変化	原子炉格納容器モデル (水素発生)	格納容器再循環ユニットの除熱性能に関する不確かさは入力値に含まれる。 水素が存在し、ドライ換算 13vol% の場合、原子炉格納容器圧力を 0.016 MPa、温度を 2°C の範囲で高めに評価することを確認 (代表 3 ループプラントの場合)。

第 6.4.6 表 MAA P における重要現象の不確かさ等 (3 / 5)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
	リロケーション	溶融炉心挙動モデル (リロケーション)	TMI 事故解析における炉心損傷挙動について、TMI 事故分析結果と一致することを確認した。 リロケーションの進展が早まることを想定し、炉心崩壊に至る温度を下げた場合の感度解析により影響を確認 (代表 4 ループプラントを例とした)。 ・下部プレナムへのリロケーション後の原子炉容器の破損時刻は、SBO シーンケンスの場合約 26 分、LOCA シーンケンスの場合約 3 分、それぞれ早まる。ただし、仮想的な厳しい条件を設定した場合の結果である。
原子炉 容器 (炉心 損傷 後)	原子炉容器内 FCI (溶融炉心 細粒化、デブリ粒子熱伝達)	溶融炉心挙動モデル (下部プレナムでの 溶融炉心挙動)	原子炉容器内 FCI に影響する項目として「デブリジェット径 (炉心部の下部クラストの破損口径)」、「Ricou-Spalding のイベント レインメント係数」及び「デブリ粒子の径」をパラメータとして感度解析を行い、いずれについても、1 次冷却材圧力の過渡的な変化に対して影響はあるものの、原子炉容器破損時点での 1 次冷却材圧力に対する感度は小さいことを確認。
	下部プレナムでの溶融炉心の熱 伝達	溶融炉心挙動モデル (下部プレナムでの 溶融炉心挙動)	TMI 事故解析における下部ヘッドの温度挙動について TMI 事故分析結果と一致することを確認した。 下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に関する項目として「溶融炉心と上面水プールとの熱伝達」をパラメータとして感度解析を行い、原子炉容器破損割合及び破損時刻に対して感度が小さいことを確認した。また、「溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達」をパラメータとして感度解析を行い、1 次冷却材圧力及び原子炉容器破損時刻に対して感度が小さいことを確認 (代表 4 ループプラントを例とした)。
	原子炉容器破損・溶融	溶融炉心挙動モデル (原子炉容器破損モデル)	原子炉容器破損に影響する項目として「計装用案内管溶接部の破損判定に用いる最大歪み (しきい値)」をパラメータとした場合の感度解析を行い、原子炉容器破損時間が 5 分早まることを確認。ただし、仮想的な厳しい条件を与えたケースであり、実機解析への影響は小さいと判断される。

第 6.4.6 表 MAA P における重要現象の不確かさ等 (4 / 5)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
原子炉格納容器(炉心損傷後)	原子炉容器外 F C I (溶融炉心細粒化、デブリ粒子熱伝達)	溶融炉心挙動モデル (原子炉下部キヤビティでの溶融炉心挙動)	<p>原子炉容器外 F C I 現象に関する項目として「原子炉下部キヤビティ水深」、「Ricou-Spalding のエントレインメント係数」、「デブリ粒子の径」及び「原子炉容器破損口径」に関して、格納容器破損防止の「原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用」の事象をベースに感度解析を行い、原子炉容器外 F C I により生じる圧力スパイクへの感度が小さいことを確認。</p> <p>M C C I 現象への影響の観点で、「原子炉下部キヤビティ水深」及び「Ricou-Spalding のエントレインメント係数」に関して、格納容器破損防止の「溶融炉心・コンクリート相互作用」の事象をベースに感度解析を行い、M C C I によるコンクリート侵食量への感度が小さいことを確認。</p>
	原子炉下部キヤビティ床面での溶融炉心の拡がり	溶融炉心挙動モデル (原子炉下部キヤビティでの溶融炉心挙動)	M C C I 現象への影響の観点で、格納容器破損防止の「溶融炉心・コンクリート相互作用」の事象をベースに感度解析を行い、「原子炉下部キヤビティ水深」及び「Ricou-Spalding のエントレインメント係数」及び「水—溶融炉心間の熱伝達係数」に関して、M C C I によるコンクリート侵食量への感度が小さいことを確認。「溶融炉心の拡がり面積」に関して、原子炉下部キヤビティ床面積の約 1/10 を初期値とし、落下量に応じて拡がり面積が拡大する条件を設定した場合に、コンクリート侵食深さは約 18cm となることを確認。これらのパラメータについてコンクリート侵食に對して厳しい条件を重ね合わせた場合、コンクリート侵食量は約 19cm であり、継続的な侵食が生じないことを確認。M C C I によって発生する水素を加えても、最終的な原子炉格納容器内の水素濃度は 6vol%程度 (ドライ条件換算) であり、水素処理装置 (P A R 及びイグナイタ) による処理が可能レベルであることを確認。
	溶融炉心と原子炉下部キヤビティ水の伝熱		
	溶融炉心とコンク리트の伝熱		
	コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生		ACE 及び SURC 実験解析より、溶融炉心堆積状態が既知である場合の溶融炉心とコンク리트の伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動について妥当に評価できることを確認。

第6.4.6表 M A A Pにおける重要現象の不確かさ等 (5 / 5)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
原子炉 容器 (炉心 損傷 後)	1次系内F P ※1 挙動	F P ※1 挙動モデル	PHEBUS-FP 実験解析により、ギャップ放出のタイミングについては適切に評価されるが、燃料被覆管温度を高め評価し、燃料破損後のF P ※1 放出開始のタイミングも早く評価する結果となつたが、実験の小規模な炉心体系の模擬によるものであり、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなくと考えられることを確認。 ABCOVE 実験解析により、原子炉格納容器内のエアロゾル沈着挙動をほぼ適正に評価できることを確認。 炉心溶融検知に影響する項目として「炉心からのF P ※1 放出速度」を低減させた場合の感度解析を行い、原子炉格納容器上部区画の希ガス量への影響は小さいことを確認。
原子炉 格納 容器 (炉心 損傷 後)	原子炉格納容器内F P ※1 挙動		

※1 : Fission Product (核分裂生成物)

第 6.4.7 表 G O T H I C における重要現象の不確かさ等

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
原子炉 格納 容器	区画間・区画内の流動	保存式、流動を模擬する 構成式及び相関式 非凝縮性ガスの輸送モデル ノーディングスキーム	NUPEC 試験 TestM7-1 の試験解析により、ヘリウム濃度のコー ド予測性から、モデルの不確かさが各区画の水素濃度予測に与え る影響は約 2.4%と推定。
	構造材との熱伝達及び 内部熱伝導	多相流モデル 熱伝達モデル 熱伝導モデル	区画間・区画内の流動と同じ。 流動に影響する凝縮熱伝達モデルについて±40%程度。 不確かさはない。
	スプレイ冷却	多相流モデル 界面積モデル 界面伝達モデル	区画間・区画内の流動と同じ。
	水素処理	P A R 特性モデル	実規模試験に基づき、製造元が供給する水素処理に係る性能評価 式を使用（組込誤差約 0.3%）。 THAI 試験再現性より、水素処理量を少なく予測する傾向とな る。
		イグナイタによる 水素燃焼モデル	コード開発元により検証されている解析解との比較により、圧力 で 0.5%、温度で 1%の不確かさがあることを確認。

第 6.4.8 表 COCOにおける重要現象の不確かさ等

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
原子炉 格納 容器	構造材との熱伝達及び 内部熱伝導	ヒートシンク熱伝達モデル ヒートシンク内熱伝導モデル	CVTR Test-3 試験解析より、熱伝達モデルとして修正内田の式を適用することで、原子炉格納容器圧力についてはピーク圧力を約 1.6 倍高く、原子炉格納容器雰囲気温度については約 20°C 高めに評価することを確認。

第6.7.1表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧
(運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故) (1/3)

分類	評価事象 物理現象	評価指標	2次冷却系からの除熱機能喪失	全交流動力電源喪失	原子炉補機冷却機能喪失	原子炉格納容器の除熱機能喪失	原子炉停止機能喪失	ECCS注水機能喪失	ECCS再循環機能喪失	格納容器バイパスインターフェイスLOCA	格納容器バイパス蒸気発生器伝熱管破損
			燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	1次冷却材圧力、燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、漏えい量
炉心(核)	核分裂出力(中性子動特性)		-	-	-	-	○	-	-	-	-
	出力分布変化		-	-	-	-	-	-	-	-	-
	反応度帰還効果		-	-	-	-	○	-	-	-	-
	制御棒効果		-	-	-	-	-	-	-	-	-
炉心(燃料)	崩壊熱※1	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	燃料棒内温度変化	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	限界熱流束(CHF※2)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	燃料被覆管酸化	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-
	燃料被覆管変形	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
炉心(熱流動)	3次元熱流動	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	沸騰・ポイド率変化	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	気液分離(水位変化)・対向流	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	気液熱非平衡	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
圧力損失	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
ほう素濃度変化	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象(重要現象)

-：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

注) ※1：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

※2：Critical Heat Flux

第6.7.1表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧
(運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故) (2/3)

分類	評価事象	物理現象		評価指標		評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象							
		2次冷却系からの除熱機能喪失	全交流動力電源喪失	原子炉冷却機失	原子炉補機容器の除熱機能喪失	原子炉停止機能喪失	ECCS注水機能喪失	ECCS注循環機能喪失	ECCS再エントラフシステムLOCA	格納容器バイパス蒸気発生器伝熱管破損			
1次冷却系	冷却材流量変化(強制循環時)	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	1次冷却材圧力、燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量
	冷却材流量変化(自然循環時)	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	1次冷却材圧力、燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量
	冷却材放出(臨界流・差圧流)	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	1次冷却材圧力、燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	1次冷却材圧力、燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量
	気液分離・対向流	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	1次冷却材圧力、燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量
	気液熱非平衡	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	1次冷却材圧力、燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量
	圧力損失	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	1次冷却材圧力、燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量
	構造材との熱伝達	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	1次冷却材圧力、燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量
	ほう素濃度変化	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	1次冷却材圧力、燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量
	ECCS強制注入※1	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	1次冷却材圧力、燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量
加圧器	ECCS蓄圧タンク注入※1	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	1次冷却材圧力、燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量
	気液熱非平衡	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	1次冷却材圧力、燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量
	水位変化	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	1次冷却材圧力、燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象(重要現象)

ー：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

注) ※1：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

第6.7.1表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧
(運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故) (3/3)

分類	評価事象	物理現象		評価指標		重要現象							
		2次冷却系からの除熱機能喪失	全交流動力電源喪失	原子炉補機冷却機能喪失	原子炉格納容器の除熱機能喪失	原子炉停止機能喪失	ECCS注水機能喪失	ECCS再循環機能喪失	格納容器バイパスインターフェイスLOCA	蒸気発生器伝熱管破損			
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達 冷却材放出 (臨界流・差圧流) ※1	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	1次冷却材圧力、燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量
		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
		-	○	○	-	○	○	-	-	○	○	-	○
		○	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-
原子炉格納容器	区画間・区画内の流動 気液界面の熱伝達 構造材との熱伝達及び内部熱伝導 スプレイ冷却※1 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却※1	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	1次冷却材圧力、燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量
		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
		-	○	○	-	○	○	-	-	○	○	-	○
		-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象 (重要現象)

-：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

注) ※1：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

第6.7.2表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧
(運転中の原子炉における重大事故) (1/4)

分類	評価事象 評価指標	原子炉における有意な影響を与える重要現象		重大事故		その他の影響		
		雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)	原子炉格納容器圧力及び温度	1次冷却材圧力	原子炉格納容器圧力	原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用
炉心(核)	物理現象							
	核分裂出力	○	○	○	○	○	○	○
	反応度帰還効果	○	○	○	○	○	○	○
	制御棒効果	○	○	○	○	○	○	○
炉心(燃料)	崩壊熱※1	○	○	○	○	○	○	○
	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	○	○
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	○	○
	燃料被覆管酸化	○	○	○	○	○	○	○
炉心(熱流動)	燃料被覆管変形	○	○	○	○	○	○	○
	沸騰・ボイド率変化	○	○	○	○	○	○	○
	気液分離(水位変化)・対向流	○	○	○	○	○	○	○
	気液熱非平衡	○	○	○	○	○	○	○
圧力損失	○	○	○	○	○	○	○	

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象(重要現象)

—：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

注) ※1：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

第 6.7.2 表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要な現象一覧
(運転中の原子炉における重大事故) (2/4)

分類	評価現象	評価指標	評価事象				
			雰囲気圧力・温 度による静的負 荷(格納容器過 圧・過温破損)	原子炉格納容器 圧力及び温度	高压溶融物放出 /格納容器周囲 気直接加熱	原子炉圧力容器 外の溶融燃料一 冷却材相互作用	水素燃焼
1 次冷却系	物理現象		原子炉格納容器 圧力及び温度	1 次冷却材圧力	原子炉格納容器 圧力	水素濃度	コンクリート 侵食量
	冷却材流量変化 (強制循環時)		-	-	-	-	-
	冷却材流量変化 (自然循環時)		-	-	-	-	-
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)		-	-	-	-	-
	沸騰・凝縮・ボイド率変化		-	-	-	-	-
	気液分離・対向流		-	-	-	-	-
	気液熱非平衡		-	-	-	-	-
	圧力損失		-	-	-	-	-
	構造材との熱伝達		-	-	-	-	-
	ECCS 強制注入※1		-	-	-	-	-
加圧器	ECCS 蓄圧タンク注入※1		-	-	-	-	-
	気液熱非平衡		-	-	-	-	-
	水位変化		-	-	-	-	-
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)		-	○	-	-	-

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象 (重要現象)

一：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

注) ※1：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

第 6.7.2 表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧
(運転中の原子炉における重大事故) (3/4)

分類	評価事象	評価指標		原子炉圧力容器 外の溶融燃料- 冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コン クリート相互作 用
		物理現象	評価指標			
蒸気発生器	1 次側・2 次側の熱伝達	○	—	—	—	—
	冷却材放出 (臨界流・差圧流) ※1	—	—	—	—	—
	2 次側水位変化・ドライアウト	—	—	—	—	—
	2 次側給水 (主給水・補助給水) ※1	—	—	—	—	—
原子炉格納容器	区画間・区画内の流動	○	—	○	○	○
	気液界面の熱伝達	—	—	—	—	—
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	○	—	—	○	—
	スプレイ冷却※1	○	—	—	○	—
	格納容器再循環ユニットによる 格納容器内自然対流冷却※1	○	—	—	—	—
	放射線水分解等による水素発生	—	—	—	—	—
	水素濃度変化※1	—	—	—	—	○
	水素処理	—	—	—	—	○

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象 (重要現象)

—：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

注) ※1：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

第 6.7.2 表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要な現象一覧
(運転中の原子炉における重大事故) (4/4)

分類	評価事象	物理現象	評価指標	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)	高压溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱	原子炉圧力容器外の溶融燃料 - 冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用
				原子炉格納容器圧力及び温度	1次冷却材圧力	原子炉格納容器圧力	水素濃度	コンクリート侵食量
原子炉格納容器損傷後)		リロケーション		○	○	○	○	○
		原子炉容器内FCI※1 (溶融炉心細粒化)		-	○	-	-	-
		原子炉容器内FCI※1 (デブリ粒子熱伝達)		-	○	-	-	-
		下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達		○	○	○	-	○
		原子炉容器破損、溶融		○	○	○	○	○
		1次冷却系内FP※2挙動		-	-	-	-	-
		原子炉容器破損後の高压溶融炉心放出		-	-	-	-	-
		格納容器雰囲気直接加熱		-	-	-	-	-
		原子炉容器外FCI※1 (溶融炉心細粒化)		○	-	○	-	○
		原子炉容器外FCI※1 (デブリ粒子熱伝達)		○	-	○	-	○
原子炉格納容器損傷後)		原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり		-	-	-	○	○
		溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱		-	-	-	○	○
		溶融炉心とコンクリートの伝熱		-	-	-	○	○
		コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生		-	-	-	○	○
		原子炉格納容器内FP※2挙動		-	-	-	-	-

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象 (重要現象)

-：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

注) ※1：Fuel-Coolant Interaction (溶融燃料 - 冷却材相互作用) ※2：Fission Product (核分裂生成物)

第 6.7.3 表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧
(運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故) (1/2)

分類	評価事象	崩壊熱除去 機能喪失	全交流動力 電源喪失	原子炉冷却材 の流出
	評価指標	炉心水位、燃 料被覆管温度	炉心水位、燃 料被覆管温度	炉心水位、燃 料被覆管温度
炉心 (核)	核分裂出力	—	—	—
	出力分布変化	—	—	—
	反応度帰還効果	—	—	—
	制御棒効果	—	—	—
	崩壊熱 ^{※1}	○	○	○
炉心 (燃料)	燃料棒内温度変化	—	—	—
	燃料棒表面熱伝達	—	—	—
	限界熱流束 (CHF ^{※2})	—	—	—
	燃料被覆管酸化	—	—	—
	燃料被覆管変形	—	—	—
炉心 (熱流動)	3次元熱流動	—	—	—
	沸騰・ボイド率変化	○	○	○
	気液分離 (水位変化)・対向流	○	○	○
	気液熱非平衡	—	—	—
	圧力損失	—	—	—
	ほう素濃度変化	—	—	—

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象（重要現象）

—：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

注) ※1：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

※2：Critical Heat Flux

第 6.7.3 表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧
(運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故) (2/2)

分類	評価事象	崩壊熱除去 機能喪失	全交流動力 電源喪失	原子炉冷却材 の流出
	評価指標	炉心水位、燃 料被覆管温度	炉心水位、燃 料被覆管温度	炉心水位、燃 料被覆管温度
1次冷却系	冷却材流量変化(強制循環時)	—	—	—
	冷却材流量変化(自然循環時)	—	—	—
	冷却材放出(臨界流・差圧流)	—	—	○
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	—	—	—
	気液分離・対向流	—	—	—
	気液熱非平衡	—	—	—
	圧力損失	—	—	—
	構造材との熱伝達	—	—	—
	ほう素濃度変化	—	—	—
	ECCS強制注入 ^{※1}	○	○	○
	ECCS蓄圧タンク注入 ^{※1}	○	○	—
加圧器	気液熱非平衡	—	—	—
	水位変化	—	—	—
	冷却材放出(臨界流・差圧流)	—	—	—
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	—	—	—
	冷却材放出(臨界流・差圧流) ^{※1}	—	—	—
	2次側水位変化・ドライアウト	—	—	—
	2次側給水(主給水・補助給水) ^{※1}	—	—	—

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象(重要現象)

—：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

注) ※1：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

大破断 LOCA	低压 注入	蓄圧 注入	格納容器 スプレイ 注入	低压 再循環	高压 再循環	格納容器 スプレイ 再循環	事故シーケンス
							炉心冷却成功 炉心冷却成功 大破断 LOCA + 低压再循環失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗 大破断 LOCA + 高压再循環失敗 + 低压再循環失敗 炉心冷却成功 大破断 LOCA + 低压再循環失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗 大破断 LOCA + 蓄圧注入失敗 大破断 LOCA + 低压注入失敗

中破断 LOCA	高压 注入	蓄圧 注入	格納容器 スプレイ 注入	高压 再循環	格納容器 スプレイ 再循環	事故シーケンス	
							炉心冷却成功 中破断 LOCA + 格納容器スプレイ再循環失敗 中破断 LOCA + 高压再循環失敗 中破断 LOCA + 格納容器スプレイ注入失敗 中破断 LOCA + 蓄圧注入失敗 中破断 LOCA + 高压注入失敗

小破断 LOCA	原子炉 トリップ	補助 給水	高压 注入	格納容器 スプレイ 注入	高压 再循環	格納容器 スプレイ 再循環	事故シーケンス
							炉心冷却成功 小破断 LOCA + 格納容器スプレイ再循環失敗 小破断 LOCA + 高压再循環失敗 小破断 LOCA + 格納容器スプレイ注入失敗 小破断 LOCA + 高压注入失敗 小破断 LOCA + 補助給水失敗 ATWS のイベントツリーで整理※

第 6.2.1 図 PRAにおけるイベントツリー (1 / 3)

インターフェイスシステムLOCA	原子炉トリップ	事故シーケンス
		インターフェイスシステムLOCA
		ATWSのイベントツリーで整理*

主給水流量喪失	原子炉トリップ	補助給水	事故シーケンス
			炉心冷却成功
			主給水流量喪失+補助給水失敗
			ATWSのイベントツリーで整理*

外部電源喪失	原子炉トリップ	非常用所内交流電源	補助給水	事故シーケンス
				炉心冷却成功
				外部電源喪失+補助給水失敗
				外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失
				ATWSのイベントツリーで整理*

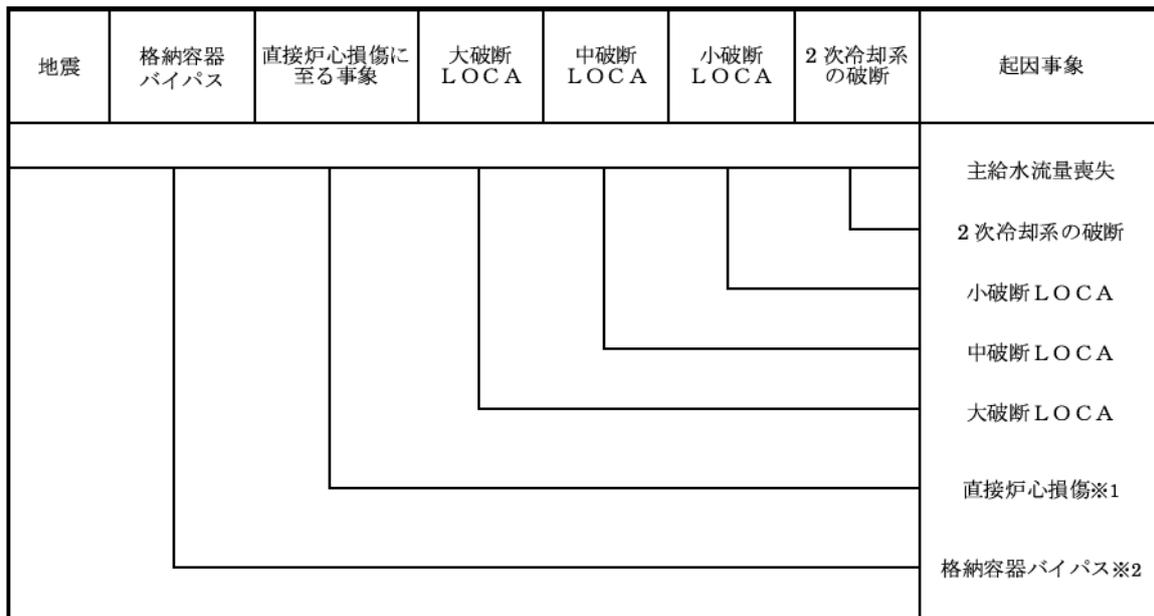
ATWS			事故シーケンス
			起因事象*+原子炉トリップ失敗

2次冷却系の破断	原子炉トリップ	主蒸気隔離	補助給水	事故シーケンス
				炉心冷却成功
				2次冷却系の破断+補助給水失敗
				2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗
				ATWSのイベントツリーで整理*

第 6.2.1 図 PRAにおけるイベントツリー (2 / 3)

蒸気発生器 伝熱管破損	原子炉 トリップ	補助給水	破損側 蒸気発生器 の隔離	事故シーケンス	
				炉心冷却成功 蒸気発生器伝熱管破損 + 破損側蒸気発生器の隔離失敗 蒸気発生器伝熱管破損 + 補助給水失敗 A T W S のイベントツリーで整理※	
過渡事象	原子炉 トリップ	補助給水		事故シーケンス	
				炉心冷却成功 過渡事象 + 補助給水失敗 A T W S のイベントツリーで整理※	
原子炉補機 冷却機能喪失	原子炉 トリップ	補助給水	加圧器 逃がし弁/ 安全弁 L O C A	R C P シール L O C A	事故シーケンス
					炉心冷却成功 原子炉補機冷却機能喪失 + R C Pシール L O C A 原子炉補機冷却機能喪失 + 加圧器逃がし弁/安全弁 L O C A 原子炉補機冷却機能喪失 + 補助給水失敗 A T W S のイベントツリーで整理※
手動停止		補助給水			事故シーケンス
					炉心冷却成功 手動停止 + 補助給水失敗

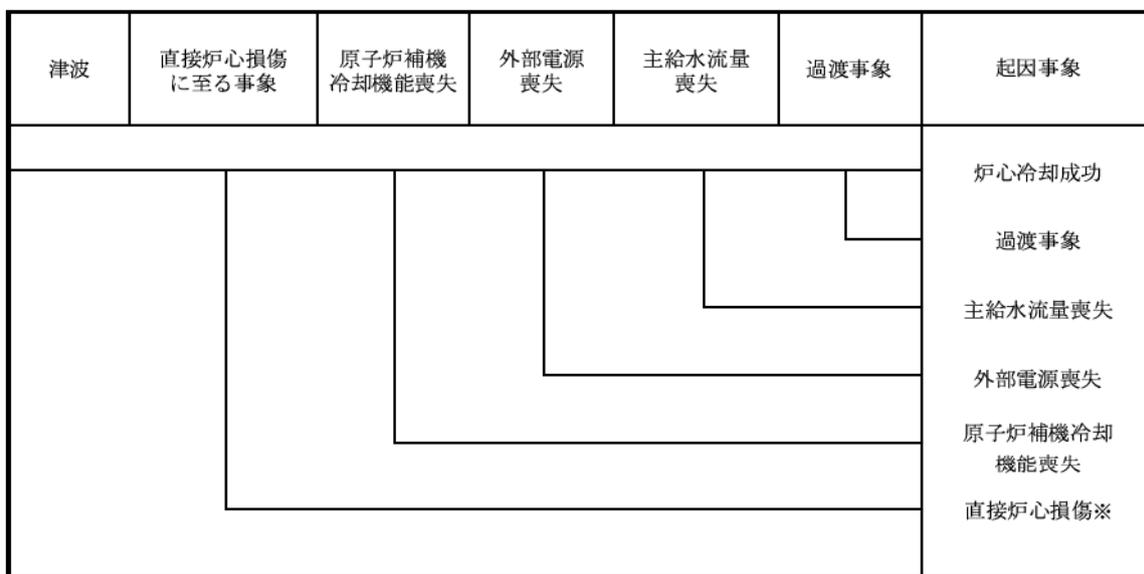
第6.2.1図 P R Aにおけるイベントツリー (3 / 3)



※1 大破断LOCAを上回る規模のLOCA、原子炉格納容器損傷、原子炉建屋損傷、制御建屋損傷、
複数の信号系損傷、1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失

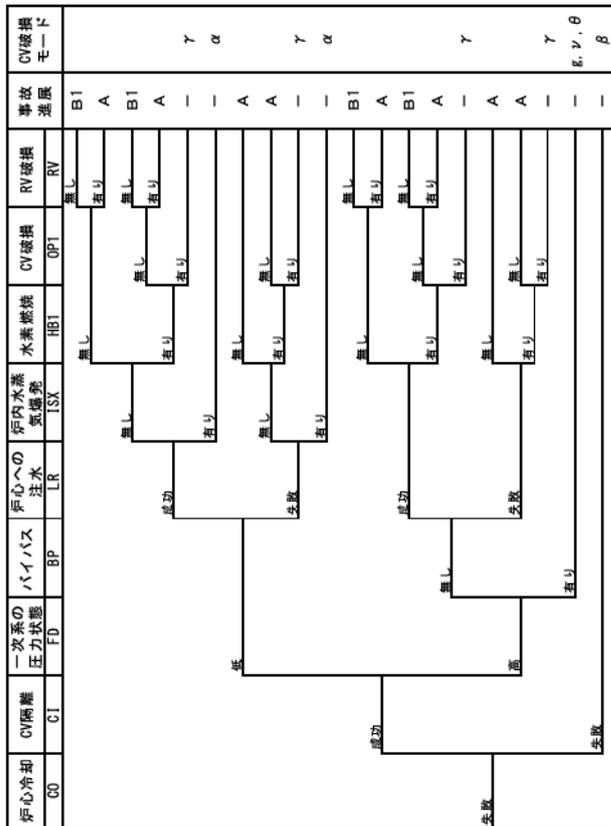
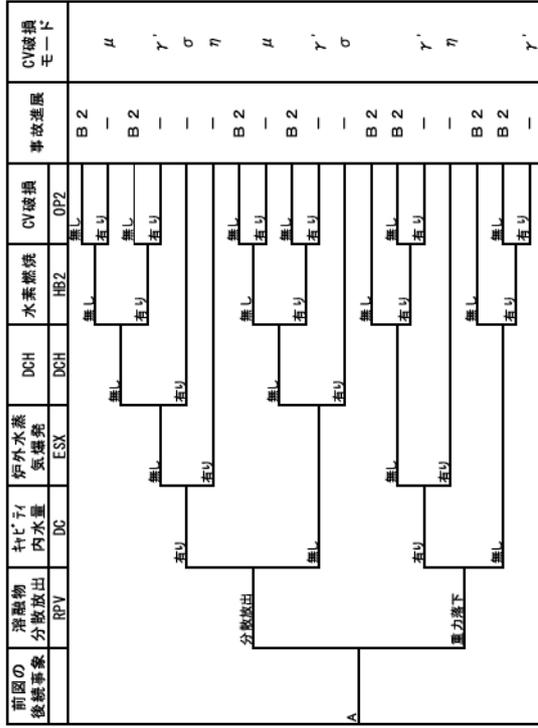
※2 蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）

第 6.2.2 図 地震PRA階層イベントツリー

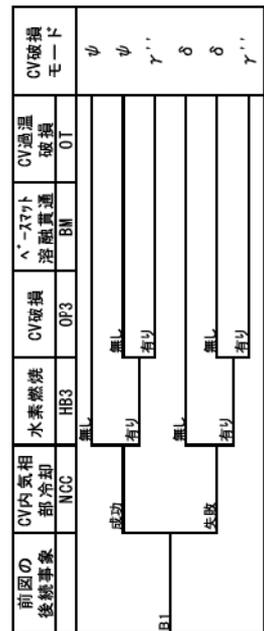
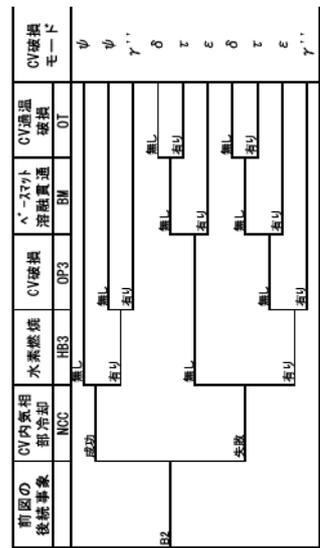


※ 複数の信号系損傷

第 6.2.3 図 津波PRA階層イベントツリー



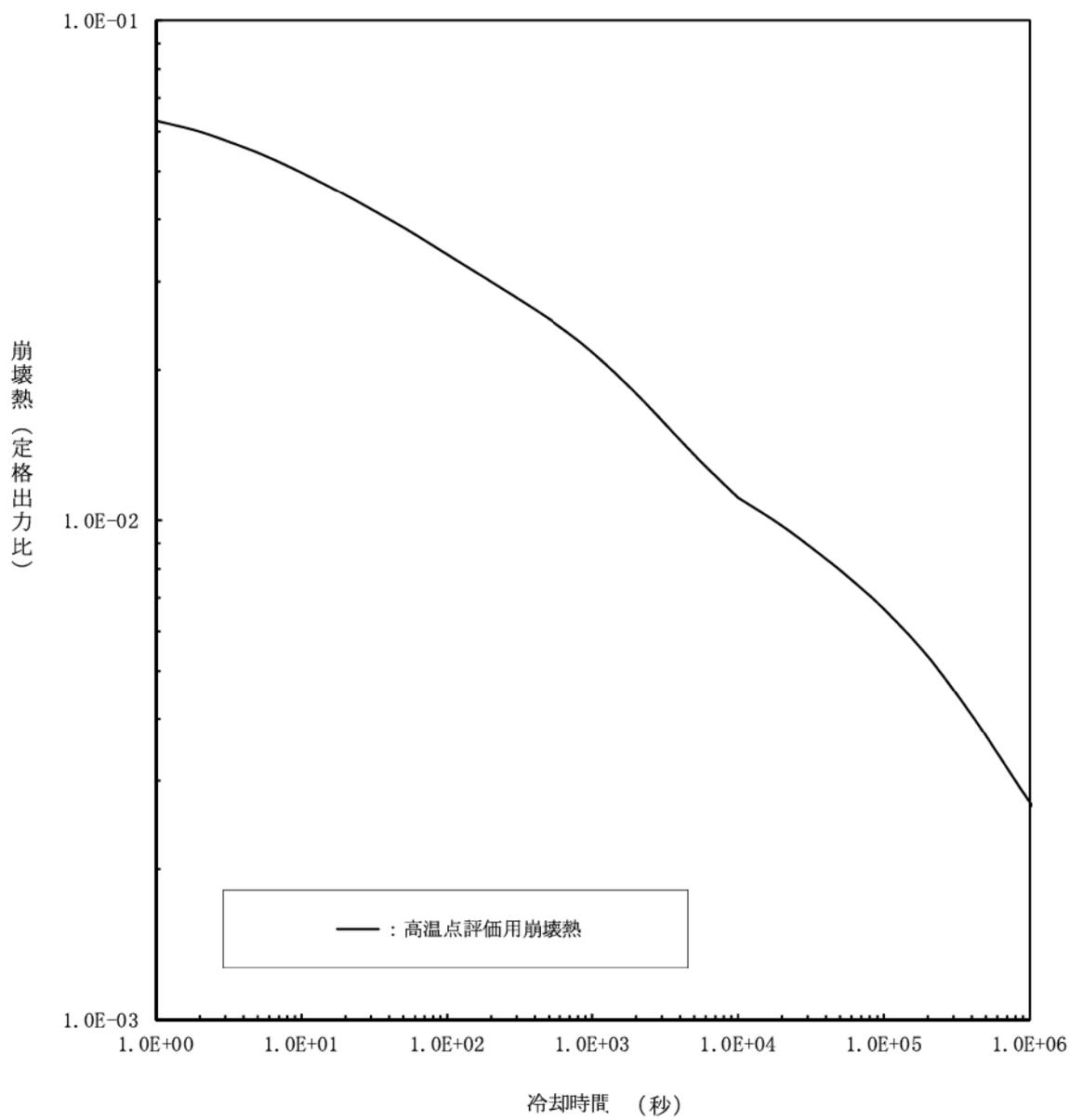
(注1) 事故進展の一は、その時点での格納容器破損を意味する。
 (注2) 格納容器破損モード
 α= 原子炉容器内での水蒸気爆発による破損
 β= 格納容器腐蝕失敗
 γ, γ', γ''= 水素燃焼又は水素爆発による格納容器過圧破損
 δ= 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による降着による破損
 ε= 液相炉心・コンクリート相互作用によるベースマート液状化
 θ= 水蒸気蓄積による降着による破損
 η= 水蒸気蓄積による降着による破損
 μ= 格納容器内での水蒸気爆発による破損
 ν= 格納容器外の水蒸気加熱による破損
 σ= 格納容器外の水蒸気加熱による破損
 τ= 格納容器外の水蒸気加熱による破損
 ϕ= 格納容器が健全に維持され、事故が収束



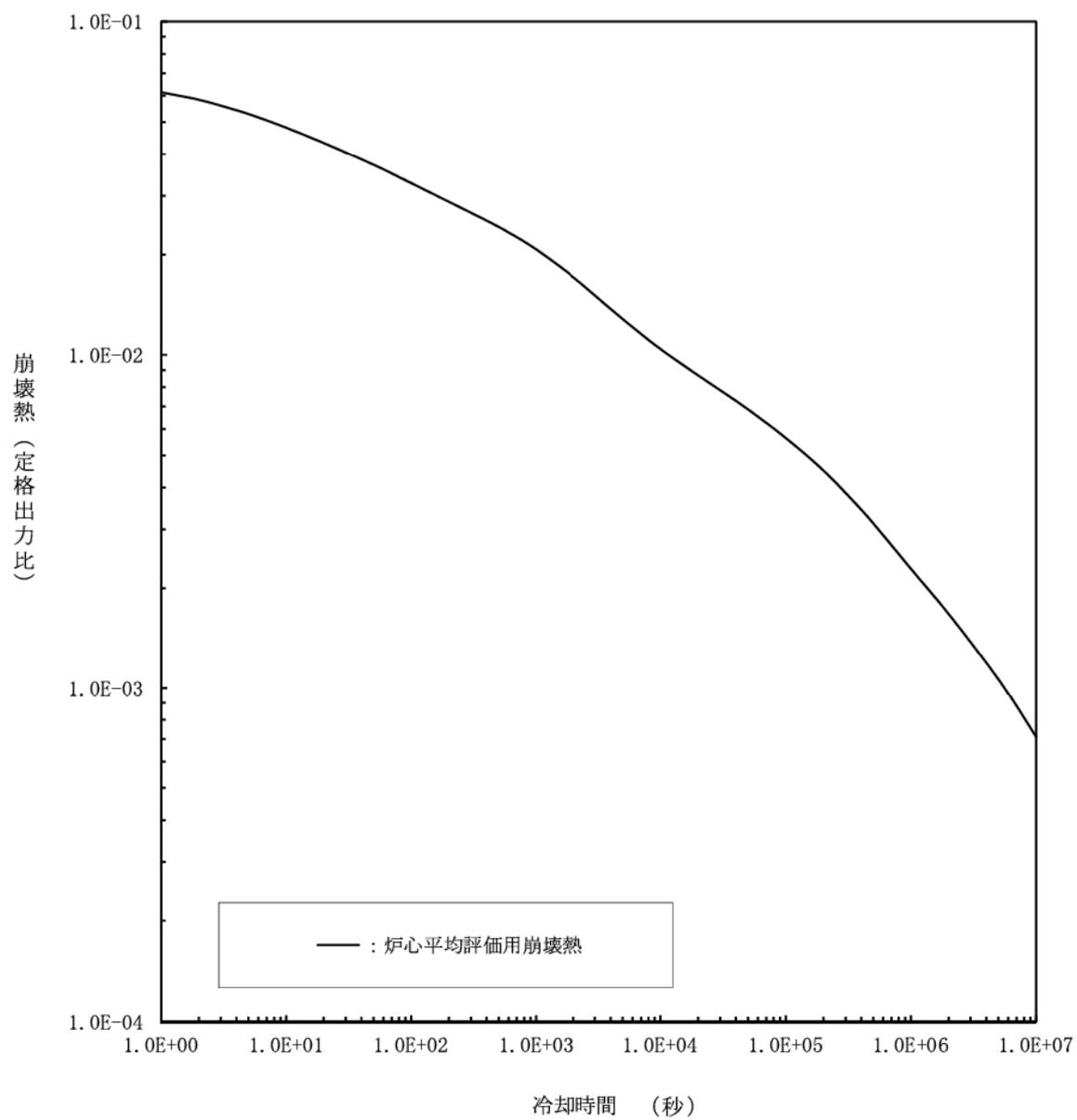
第 6.2.4 図 格納容器イベントツリー

余熱除去機能喪失			事故シーケンス
			余熱除去機能喪失
外部電源喪失	非常用所内 交流電源	余熱除去系に よる冷却	事故シーケンス
			炉心冷却成功 外部電源喪失 +余熱除去系による冷却失敗 外部電源喪失 +非常用所内交流電源喪失
原子炉補機冷却機能喪失			事故シーケンス
			原子炉補機冷却機能喪失
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失			事故シーケンス
			原子炉冷却材圧力 バウンダリ機能喪失
水位維持失敗			事故シーケンス
			水位維持失敗
オーバードレン			事故シーケンス
			オーバードレン
反応度の誤投入			事故シーケンス
			反応度の誤投入

第 6.2.5 図 停止時 P R A におけるイベントツリー



第 6.5.1 図 高温点評価用崩壊熱



第 6.5.2 図 炉心平均評価用崩壊熱

7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価

本原子炉施設は、設計基準としての安全対策を講じており、「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」を想定した解析においても、炉心の著しい損傷に至ること等はなく、安全性は十分確保し得ると考える。この節においては、本原子炉施設において想定する、重大事故等に対して、その発生要因と防止対策を説明し、対策の有効性評価を行うことで、重大事故等の発生に対しても、対処可能であることを説明する。

有効性評価に当たっては、「6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方」において示す方針に基づいて評価を行った結果を示す。

7.1. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

本原子炉施設において選定された事故シーケンスグループごとに選定した重要事故シーケンスについて、その発生要因と当該事故に対処するために必要な対策について説明し、炉心損傷防止対策の有効性評価を行い、その結果について説明する。

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失

7.1.1.1 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」において、炉心損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「小破断LOCA時に補助給水機能が喪失する事故」、「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」、「過渡事象時に補助給水機能が喪失する事故」、「手動停止時に補助給水機能が喪失する事故」、「外部電源喪失時に補助給水機能が喪失する事故」、「2次冷却系の破断時に補助給水機能が喪失する事故」、「2次冷却系の破断時に主蒸気隔離機能が喪失する事故」及び「蒸気発生器伝熱管破損時に補助給水機能が喪失する事故」である。

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考

え方

事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」では、原子炉の出力運転中に、主給水流量喪失等が発生するとともに、補助給水系機器の故障等により蒸気発生器への注水機能が喪失する。このため、蒸気発生器はドライアウトして、2次冷却系からの除熱機能が喪失することから、緩和措置がとられない場合には、1次冷却系が高温、高圧状態となり、加圧器安全弁等からの漏えいが継続し、炉心損傷に至る。

したがって、本事故シーケンスグループでは、1次冷却系を強制的に減圧し、高圧での炉心注水を行うことにより炉心損傷を防止する。長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことによって除熱を行う。

(3) 炉心損傷防止対策

事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、高圧注入ポンプ及び加圧器逃がし弁を用いた高圧注入系によるフィードアンドブリードを整備する。また、長期的な冷却を可能とするため、高圧注入ポンプによる高圧再循環及び余熱除去系による炉心冷却を整備する。対策の概略系統図を第7.1.1.1図に、対応手順の概要を第7.1.1.2図及び第7.1.1.3図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第7.1.1.1表に示す。

本事故シーケンスグループのうち、「7.1.1.2(1) 有効性評価の方法」に示す重要事故シーケンスにおける3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員及び緊急時対策本部要員で構成され、合計18名である。その内訳は以下のとおりである。中央制御室の運転員は、中央監視及び指示を行う当直課長及び当直主任の2名、運転操作対応を行う運転員10名である。発電所構内に常駐している要員のうち、関係各所に通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は6名である。この必要な要員と作業項目について第

7.1.1.4 図に示す。なお、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、18名で対処可能である。

a. プラントトリップの確認

事象の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。

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

プラントトリップの確認に必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。

b. 補助給水系の機能喪失の判断及び喪失時の対応

電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプの自動起動が失敗することにより補助給水流量が喪失し、全蒸気発生器水位が狭域水位以下に低下するため補助給水系の機能喪失と判断する。その後、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプの機能回復操作、主給水ポンプによる蒸気発生器への注水操作、蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水準備を行う。

補助給水系の機能喪失の判断に必要な計装設備は、蒸気発生器補助給水流量等である。

c. 1次冷却系のフィードアンドブリード

主蒸気逃がし弁の自動動作により、すべての蒸気発生器水位が低下し蒸気発生器水位（広域）計指示が10%未満となれば、非常用炉心冷却設備作動信号を手動発信させ高圧注入ポンプの起動を確認後、すべての加圧器逃がし弁を手動で開操作し、フィードアンドブリードを開始する。

フィードアンドブリード中は、1次冷却材圧力、温度等の監視により炉心の冷却状態を確認する。

1次冷却系のフィードアンドブリード開始に必要な計装設備は、蒸気発生器水位（広域）等であり、フィードアンドブリード中の

炉心冷却状態を確認するために必要な計装設備は、1次冷却材高温側温度（広域）等である。

d. 蓄圧注入系動作の確認

1次冷却材圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が動作することを確認する。

蓄圧注入系動作の確認に必要な計装設備は、1次冷却材圧力である。

e. 再循環自動切換の確認

燃料取替用水ピット水位低下により燃料取替用水ピット水位計指示が再循環切替水位（3号炉：12.5%、4号炉：16.0%）以下になれば、非常用炉心冷却設備作動信号との一致で再循環自動切換信号が発信し、格納容器再循環サンプから高圧注入ポンプを経て炉心注水する高圧再循環運転へ移行する。また、格納容器再循環サンプ水位（広域）計指示が56%以上であることを確認し、フィードアンドブリードによる炉心冷却を継続する。

再循環自動切換の確認に必要な計装設備は、燃料取替用水ピット水位等である。

f. 蒸気発生器水位回復の判断

いずれかの蒸気発生器への注水が確保され、かつ蒸気発生器水位（狭域）計指示が0%以上となれば、蒸気発生器の水位が回復したと判断し、蒸気発生器2次側による炉心冷却操作を開始する。

蒸気発生器水位の回復が見込めない場合は、高圧再循環運転及び1次冷却系のフィードアンドブリードによる炉心冷却を継続する。

蒸気発生器水位回復の判断に必要な計装設備は、蒸気発生器水位（狭域）等である。

g. 余熱除去系による炉心冷却

1次冷却材圧力計指示 2.7MPa[gage]以下及び1次冷却材高温側温度（広域）計指示 177℃以下となり余熱除去系が使用可能になれば、1次冷却材高温側配管から取水することで余熱除去系による

炉心冷却を開始する。

余熱除去系による炉心冷却を開始後、1次冷却材圧力が安定していることを確認し、蓄圧タンク出口弁を閉操作する。

余熱除去系による炉心冷却に必要な計装設備は、1次冷却材高温側温度（広域）等である。

h. 1次冷却系のフィードアンドブリード停止

余熱除去系により炉心が冷却されていることが確認できれば加圧器逃がし弁を閉操作しフィードアンドブリードを停止する。

1次冷却系のフィードアンドブリード停止に必要な計装設備は、1次冷却材高温側温度（広域）等である。

以降、長期対策として、炉心の冷却は余熱除去系により継続的に行う。

なお、原子炉格納容器の冷却については、原子炉格納容器雰囲気の状態に応じて格納容器再循環ファンを運転し継続的に行う。

7.1.1.2 炉心損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

重要事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、1次冷却材の温度及び圧力上昇が早く、フィードアンドブリード開始までの時間余裕が短くかつ要求される設備容量の観点で厳しくなる「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」である。

本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流、1次冷却系におけるECCS強制注入及びECCS蓄圧タンク注入、加圧器における気液熱非平衡、水位変化及び冷却材放出、並びに蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達及び2次側水位変化・ドライアウトが重要現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能であるプラント過渡解析コードM-RELAP5により1次冷却材圧力、燃料被覆管温度等の過渡応答を求める。

また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

(2) 有効性評価の条件

本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第 7.1.1.2 表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

a. 事故条件

(a) 起回事象

起回事象として、主給水流量喪失が発生するものとする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

補助給水系の機能が喪失するものとする。

(c) 外部電源

外部電源はあるものとする。

外部電源がある場合、1次冷却材ポンプの運転が継続され、蒸気発生器1次側と2次側の熱伝達促進により蒸気発生器ドライアウトが早くなる。このため、炉心崩壊熱が大きい状態でフィードアンドブリードを開始することから、炉心冷却上厳しくなる。

b. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 高圧注入ポンプ

フィードアンドブリードにおける炉心への注水は、高圧注入ポンプ2台を使用するものとし、炉心冷却を厳しくする観点から、設計値に注入配管の流路抵抗等を考慮した値として炉心への注水量が少なくなる最小注入特性（高圧注入特性：0m³/h～約280m³/h、0MPa[gage]～約13.5MPa[gage]）を用いるものとする。

(b) 加圧器逃がし弁

フィードアンドブリードにおける1次冷却材の放出は、加圧器逃がし弁2個を使用するものとし、1個当たりの容量は、設計値

である 95t/h とする。

c. 重大事故等対策に関連する操作条件

運転員等操作に関する条件として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」示す分類に従って以下のとおり設定する。

(a) フィードアンドブリードは、蒸気発生器ドライアウトの 5 分後に開始するものとする。なお、蒸気発生器広域水位が 0%に到達した時点が蒸気発生器ドライアウトとする。

運用上は、蒸気発生器ドライアウト判定条件を計器誤差等を考慮して蒸気発生器水位（広域）計指示 10%とすることにより、蒸気発生器広域水位が 0%になる前に確実にフィードアンドブリードを開始できることとしており、解析上の想定より早くなる。

(3) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスの事象進展を第 7.1.1.3 図に、1次冷却材圧力、1次冷却材温度、1次冷却系保有水量、燃料被覆管温度等の1次冷却系パラメータの推移を第 7.1.1.5 図から第 7.1.1.14 図に、蒸気発生器水位及び2次冷却系圧力の2次冷却系パラメータの推移を第 7.1.1.15 図及び第 7.1.1.16 図に示す。

a. 事象進展

事象発生後、主給水流量喪失に伴い蒸気発生器の2次側の水位が低下することで、「蒸気発生器水位低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。また、1次冷却材圧力は原子炉停止に伴う原子炉出力の低下により一旦低下するが、蒸気発生器の水位低下に伴う除熱量の低下によって上昇に転じ、加圧器逃がし弁が自動動作する。

一方、「蒸気発生器水位低」信号発信後、全補助給水ポンプの起動に失敗することから、主蒸気逃がし弁の自動動作による1次冷却系の除熱に伴い蒸気発生器水位の低下は継続し、事象発生の約 25 分後に蒸気発生器広域水位が 0%以下となり、蒸気発生器はドライアウトする。

蒸気発生器ドライアウトの 5 分後に、運転員によるフィードア

ンドブリードを開始し、加圧器逃がし弁の手動開操作による加圧器気相部の蒸気放出が開始される。開始時点における1次冷却材温度は飽和温度に対して余裕がありサブクール状態を維持していることから、開始直後は1次冷却材の減圧沸騰を伴わないため、1次冷却材圧力は急激かつ大幅に低下し、高圧注入が開始される。その後、1次冷却材圧力の急激な低下に伴う減圧沸騰の開始により1次冷却系は気液二相となり、1次冷却材体積の増加により加圧器水位が上昇するとともに加圧器逃がし弁からの放出が気相から気液二相となることで蒸気放出が抑制され、1次冷却材圧力は上昇に転じる。1次冷却材圧力の上昇に伴い高圧注入流量が減少するとともに1次冷却系保有水量が減少することで加圧器に気相が生成されることから、加圧器逃がし弁からの蒸気放出が促進され、1次冷却材圧力が低下に転じる。1次冷却材圧力の低下に伴い高圧注入流量は増加し、事象発生約1.2時間後に高圧注入流量が加圧器逃がし弁からの放出量を上回り、1次冷却系保有水量は増加に転じ、炉心の冠水状態は維持される。

b. 評価項目等

燃料被覆管温度は第7.1.1.13図に示すとおり、炉心は冠水状態にあることから初期値(約390℃)以下にとどまり、1,200℃以下となる。当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。

1次冷却材圧力は第7.1.1.5図に示すとおり、2次冷却系からの除熱機能喪失により一時的に上昇し、約16.4MPa[gage]に到達するが、フィードアンドブリードにより低下する。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は約16.8MPa[gage]にとどまり、最高使用圧力の1.2倍(20.59MPa[gage])を下回る。

また、フィードアンドブリードにより加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は、格納容器スプレイ設備により抑制できる。格納容器スプレイ設備の性能は、「3.5.1 原子炉冷却材喪失」にお

ける 1 次冷却材管の完全両端破断を想定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約 0.308MPa[gage]、約 132℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器の最高使用圧力(0.39MPa[gage])及び最高使用温度 (144℃) を下回る。

第 7.1.1.5 図及び第 7.1.1.14 図に示すとおり、事象発生の約 3.7 時間後に余熱除去系による炉心冷却を開始することで、事象発生の約 11.8 時間後に低温停止状態に到達し、安定停止状態に至る。その後も余熱除去系の運転を継続することにより、安定停止状態を維持できる。

7.1.1.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価する。

本重要事故シーケンスは、蒸気発生器ドライアウトが事象発生の約 25 分後と比較的早く、運転員等操作であるフィードアンドブリードにより、1 次冷却系の減温、減圧、1 次冷却系保有水量の確保等を行うことが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、蒸気発生器ドライアウトを起点とするフィードアンドブリードとする。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。

a. 運転員等操作時間に与える影響

炉心における燃料棒表面熱伝達に係る燃料棒表面熱伝達モデルは、ORNL/THTF 試験解析の結果から、燃料棒表面熱伝達について最大で 40%程度小さく評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の燃料棒表面熱伝達

は解析結果に比べて大きくなり、燃料被覆管温度は低くなるが、燃料被覆管温度を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流に係るボイドモデル及び流動様式の解析モデルは、ORNL/THTF 試験解析等の結果から、炉心水位について最大で 0.3m 低く評価する不確かさを持つことを確認している。しかし、炉心水位を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

加圧器における気液熱非平衡及び水位変化に係る 2 流体モデル、加圧器における冷却材放出に係る臨界流モデル、並びに蒸気発生器における 1 次側・2 次側の熱伝達に係る壁面熱伝達モデル及び蒸気発生器における 2 次側水位変化・ドライアウトに係る 2 流体モデルは、LOFT L6-1 試験解析等の結果から、1 次冷却材温度について $\pm 2^{\circ}\text{C}$ 、1 次冷却材圧力について $\pm 0.2\text{MPa}$ の不確かさを持つことを確認している。よって、厳しめに想定した場合、実際の 1 次冷却材温度及び圧力は解析結果に比べて高くなり、蒸気発生器における 1 次側・2 次側の熱伝達が大きくなることにより、蒸気発生器水位の低下が早くなることから、蒸気発生器水位を起点とするフィードアンドブリードの操作開始が早くなる。なお、MERLAP 5 では、高温側配管と加圧器サージ管の接続流路において、実際よりも気相が流出しづらく、フィードアンドブリードによる 1 次冷却系の減圧が遅くなる模擬としているが、フィードアンドブリード開始後の 1 次冷却材圧力を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

b. 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における燃料棒表面熱伝達に係る燃料棒表面熱伝達モデルは、ORNL/THTF 試験解析の結果から、燃料棒表面熱伝達について最大で 40%程度小さく評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の燃料棒表面熱伝達

は解析結果に比べて大きくなり、燃料被覆管温度は低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流に係るボイドモデル及び流動様式の解析モデルは、ORNL/THTF 試験解析等の結果から、炉心水位について最大で 0.3m 低く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の炉心水位は解析結果に比べて高くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

加圧器における気液熱非平衡及び水位変化に係る 2 流体モデル、加圧器における冷却材放出に係る臨界流モデル、並びに蒸気発生器における 1 次側・2 次側の熱伝達に係る壁面熱伝達モデル及び蒸気発生器における 2 次側水位変化・ドライアウトに係る 2 流体モデルは、LOFT L6-1 試験解析等の結果から、1 次冷却材温度について $\pm 2^{\circ}\text{C}$ 、1 次冷却材圧力について $\pm 0.2\text{MPa}$ の不確かさを持つことを確認している。よって、厳しめに想定した場合、実際の 1 次冷却材温度及び圧力は解析結果に比べて高くなり、フィードアンドブリード時における加圧器逃がし弁からの放出量は多く、高圧注入ポンプによる炉心注水量は少なくなるため、1 次冷却系保有水量の低下が促進されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は小さくなる。しかし、1 次冷却材圧力の上昇はわずかであり、高圧注入ポンプによる炉心注水により、炉心は露出することはないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。なお、M-R E L A P 5 では、高温側配管と加圧器サージ管の接続流路において、実際よりも気相が流出しづらく、フィードアンドブリードによる 1 次冷却系の減圧が遅くなる模擬としている。このため、実際には解析よりも減圧が早く、早期に炉心への注水が可能となることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第 7.1.1.2 表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等の最確値とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定としている。その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱に関する影響評価の結果を以下に示す。

なお、本重要事故シーケンスにおいて想定する高圧注入ポンプの運転台数は 2 台であるが、炉心注水流量が評価項目となるパラメータに与える影響を確認する観点で、高圧注入ポンプを 1 台運転とした場合の感度解析を実施する。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件として設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、1 次冷却材温度及び圧力の上昇が緩やかとなり、蒸気発生器水位の低下が緩やかとなることから、蒸気発生器ドライアウトを起点とするフィードアンドブリードの操作開始が遅くなる。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件として設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、1 次冷却材温度及び圧力の上昇が緩やかとなり、フィードアンドブリード時における加圧器逃がし弁からの放出量が少なく、高圧注入ポンプによる炉心注水量が多くなる。また、蒸散率が小さくなり、1 次冷却系保有水量の低下が抑制されることで、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

高圧注入ポンプを 1 台運転とした場合について、感度解析結果を第 7.1.1.17 図から第 7.1.1.21 図に示す。その結果、高圧注入ポンプによる炉心注水量が少なくなり、フィードアンドブリード時の 1 次冷却材圧力が比較的高圧で推移する期間に高圧注入が一時的に停止することで炉心が一時的に露出するが、燃料被覆管温

度は約 507℃に到達した後、高圧注入流量の回復に伴って再冠水することにより、燃料被覆管温度は低下し、その後も低く推移することから、燃料被覆管最高温度 1,200℃に対して十分な余裕があることを確認した。

b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響、並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を評価する。

(a) 要員の配置による他の操作に与える影響

フィードアンドブリードの開始操作は、第 7.1.1.4 図に示すとおり、中央制御室での操作であり、同一運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

フィードアンドブリードの開始操作は、解析上の操作開始時間と運用として実際に見込まれる操作開始時間の差異等によって早くなる。操作開始が早くなる場合は、1次冷却材温度がより低くサブクール度が大きい状態で操作開始することから、沸騰開始までの減圧幅が大きく、高圧注入ポンプによる炉心注水量が多くなることが考えられる。一方で、操作開始が早まることで、フィードアンドブリード開始時の炉心崩壊熱は大きくなるため、1次冷却材温度及び圧力の上昇並びに1次冷却系保有水量の低下が考えられる。このため、解析上の操作開始条件は蒸気発生器ドライアウトの5分後であるのに対し、3分早い蒸気発生器ドライアウトの2分後に操作開始した場合の感度解析結果を第 7.1.1.22 図から第 7.1.1.27 図に示す。その結果、高圧注入ポンプによる炉心注水量が多くなることで、1次冷却系保有水量の低下が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなることを確認

した。

また、炉心崩壊熱等の不確かさにより、1次冷却材温度及び圧力の上昇が緩やかとなり、蒸気発生器の水位低下が抑制されることで、蒸気発生器ドライアウトが遅くなり、フィードアンドブリードの操作開始が遅くなる。操作開始が遅くなる場合には、フィードアンドブリード開始時の炉心崩壊熱が小さくなるため、1次冷却材温度及び圧力の上昇並びに1次冷却系保有水量の低下は抑制されることで、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

(3) 操作時間余裕の把握

操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認する。

フィードアンドブリードの操作時間余裕を確認するため、解析上の操作開始条件は蒸気発生器ドライアウトの5分後であるのに対し、5分遅い蒸気発生器ドライアウトの10分後に操作開始した場合の感度解析結果を第7.1.1.28図から第7.1.1.33図に示す。その結果、1次冷却材温度がより高くサブクール度が小さい状態で減圧を開始することで沸騰開始までの減圧幅が小さくなり、高圧注入ポンプによる炉心注水量が減少し、一時的に炉心上部が露出することで燃料被覆管温度が上昇し、燃料被覆管温度は約880℃に到達した後に炉心の再冠水によって低下することから1,200℃以下となり、蒸気発生器ドライアウトから約10分の操作時間余裕があることを確認した。

(4) まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさ、並びにそれらが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員等によるフィードアンドブリードにより、1次冷却系の減温、減圧、1

次冷却系保有水量の確保を行うこと等により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。

この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において操作時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

7.1.1.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」において、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「7.1.1.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり18名である。したがって、「7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」に示す重大事故等対策要員68名で対処可能である。ただし、緊急時対策所建屋内に緊急時対策所を設置するまでは、「7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」に示す重大事故等対策要員70名で対処可能である。

(2) 必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.5.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。

また、水源、燃料及び電源については、3号炉及び4号炉でそれぞれ独立した供給源を有することより、号炉間の事故シーケンスの重ね合わせの考慮が不要であり、号炉ごとに資源の供給が可能であることを確認する。

a. 水源

燃料取替用水ピット（1,860m³：有効水量）を水源とするフィードアンドブリードでの高圧注入ポンプによる炉心注水については、燃料取替用水ピット水位が再循環切替水位（3号炉：12.5%、4号炉：16.0%）に到達後、高圧再循環に切り替え、以降は格納容器再循環サンプを水源とするため、燃料取替用水ピットへの補給は不

要である。

なお、外部電源喪失を想定した場合でも同様の対応である。

b. 燃料

外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機からの給電を想定し、事象発生後 7 日間ディーゼル発電機を全出力で運転した場合、約 594.7kℓ の重油が必要となる。

電源車（緊急時対策所用）による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7 日間の運転継続に約 8.3kℓ の重油が必要となる。

7 日間の運転継続に必要な重油はこれらを合計して約 603.1kℓ となるが、「7.5.1(2) 資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯蔵タンク及び重油タンクの合計油量(620kℓ)にて供給可能である。

c. 電源

外部電源の喪失は仮定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機からの給電を想定した場合においても、重大事故等対策時に必要な負荷は設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備作動信号により作動する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

7.1.1.5 結論

事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」では、1次冷却系が高温、高圧状態となり、加圧器安全弁等からの漏えいが継続し、炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、短期対策として高圧注入ポンプ及び加圧器逃がし弁を用いた高圧注入系によるフィードアンドブリード、長期対策として高圧注入ポンプによる高圧再循環及び余熱除去ポンプによる炉心冷却を整備している。

事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」の重要

事故シーケンス「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」について有効性評価を行った。

上記の場合においても、運転員等操作によるフィードアンドブリードを実施することにより、炉心が露出することはない。

その結果、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足していることを確認した。また、長期的には安定停止状態を維持できる。

解析コード及び解析条件の不確かさ並びにそれらが運転員等操作に与える影響を考慮しても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作が遅れた場合でも操作時間余裕があることを確認した。

重大事故等対策要員は、本事故シーケンスグループにおける重大事故等対策の実施に必要な要員を満足している。また、必要な水源、燃料及び電源については、外部電源喪失を仮定しても供給可能である。

以上のことから、事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」において、フィードアンドブリード等の炉心損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であり、事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」に対して有効である。

第 7.1.1.1 表 「2 次冷却系からの除熱機能喪失」における重大事故等対策について (1 / 2)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
a. プラントトリップの確認	<ul style="list-style-type: none"> ・ 事象の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。 ・ 非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を判断する。 	—	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
b. 補助給水系の機能喪失の判断及び喪失時の対応	<ul style="list-style-type: none"> ・ 電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプの自動起動が失敗することにより補助給水流量が喪失し、全蒸気発生器水位が狭域水位以下に低下するため補助給水系の機能喪失と判断する。 ・ 電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプの機能回復操作を行う。 ・ 主給水ポンプによる蒸気発生器への注水操作を行う。 ・ 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水準備を行う。 	<p>【電動補助給水ポンプ】</p> <p>【タービン動補助給水ポンプ】</p> <p>【蒸気発生器】</p>	—	蒸気発生器補助給水流量 蒸気発生器水位（狭域） 蒸気発生器水位（広域） 復水ピット水位
c. 1 次冷却系のフィードアンドブリード	<ul style="list-style-type: none"> ・ 主蒸気逃がし弁の自動動作により、すべての蒸気発生器水位が低下し蒸気発生器水位（広域）計指示が 10%未滿となれば、非常用炉心冷却設備作動信号を手動発信させ高圧注入ポンプの起動を確認後、すべての加圧器逃がし弁を手動で開操作し、フィードアンドブリードを開始する。 ・ フィードアンドブリード中は、1 次冷却材圧力、温度等の監視により炉心の冷却状態を確認する。 	主蒸気逃がし弁 高圧注入ポンプ 加圧器逃がし弁 燃料取替用水ピット	—	1 次冷却材高温側温度（広域） 1 次冷却材低温側温度（広域） 1 次冷却材圧力 加圧器水位 高圧注入流量 燃料取替用水ピット水位 蒸気発生器水位（広域）
d. 蓄圧注入系動作の確認	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1 次冷却材圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が動作することを確認する。 	蓄圧タンク	—	1 次冷却材圧力
e. 再循環自動切換の確認	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料取替用水ピット水位低下により燃料取替用水ピット水位計指示が再循環切替水位（3 号炉：12.5%、4 号炉：16.0%）以下になれば、非常用炉心冷却設備作動信号との一致で再循環自動切換信号が発信し、格納容器再循環サンプから高圧注入ポンプを経て炉心注水する高圧再循環運転へ移行する。また、格納容器再循環サンプ水位（広域）計指示が 56%以上であることを確認し、フィードアンドブリードによる炉心冷却を継続する。 	燃料取替用水ピット 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン 高圧注入ポンプ 加圧器逃がし弁	—	燃料取替用水ピット水位 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） 1 次冷却材高温側温度（広域） 1 次冷却材低温側温度（広域） 1 次冷却材圧力 高圧注入流量

【 】 は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第7.1.1.1表 「2次冷却系からの除熱機能喪失」における重大事故対策について（2/2）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
f. 蒸気発生器水位回復の判断	<ul style="list-style-type: none"> ・いずれかの蒸気発生器への注水が確保され、かつ蒸気発生器水位（狭域）計指示が0%以上となれば、蒸気発生器の水位が回復したと判断し、蒸気発生器2次側による炉心冷却操作を開始する。 ・蒸気発生器水位の回復が見込めない場合は、高圧再循環運転及び1次冷却系のフィードアンドブリードによる炉心冷却を継続する。 	<ul style="list-style-type: none"> 【主蒸気逃がし弁】 【電動補助給水ポンプ】 【タービン動補助給水ポンプ】 【蒸気発生器】 【復水ピット】 	-	<ul style="list-style-type: none"> 蒸気発生器水位（広域） 蒸気発生器水位（狭域） 蒸気発生器補助給水流量 復水ピット水位 主蒸気圧力 1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域）
g. 余熱除去系による炉心冷却	<ul style="list-style-type: none"> ・1次冷却材圧力計指示 2.7MPa[gage]以下及び1次冷却材高温側温度（広域）計指示 177℃以下となり余熱除去系が使用可能になれば、1次冷却材高温側配管から取水することで余熱除去系による炉心冷却を開始する。 ・余熱除去系による炉心冷却を開始後、1次冷却材圧力が安定していることを確認し、蓄圧タンク出口弁を閉操作する。 	<ul style="list-style-type: none"> 余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器 蓄圧タンク出口弁 	-	<ul style="list-style-type: none"> 余熱除去流量 1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域） 1次冷却材圧力 加圧器水位
h. 1次冷却系のフィードアンドブリード停止	<ul style="list-style-type: none"> ・余熱除去系により炉心が冷却されることが確認できれば加圧器逃がし弁を閉操作しフィードアンドブリードを停止する。 ・以降、長期対策として、炉心の冷却は余熱除去系により継続的に行う。 	<ul style="list-style-type: none"> 余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器 	-	<ul style="list-style-type: none"> 1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域） 1次冷却材圧力 余熱除去流量

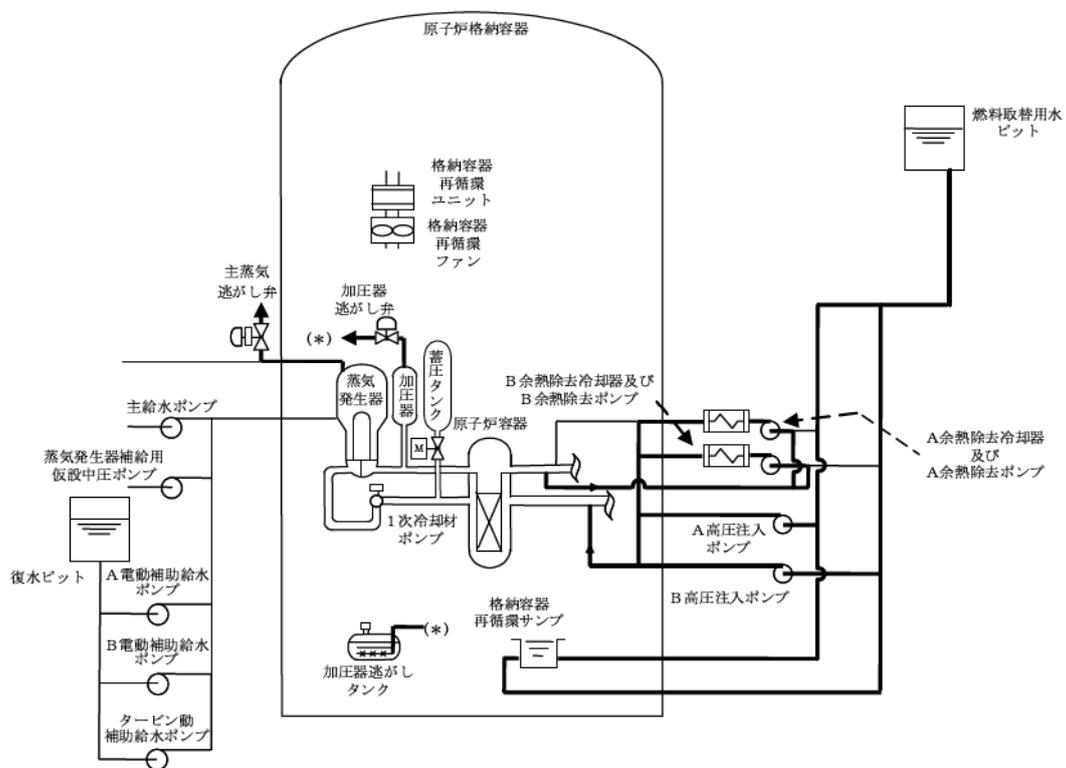
【 】 は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第7.1.1.2表 「2次冷却系からの除熱機能喪失」の主要解析条件（主給水流量喪失＋補助給水失敗）（1／2）

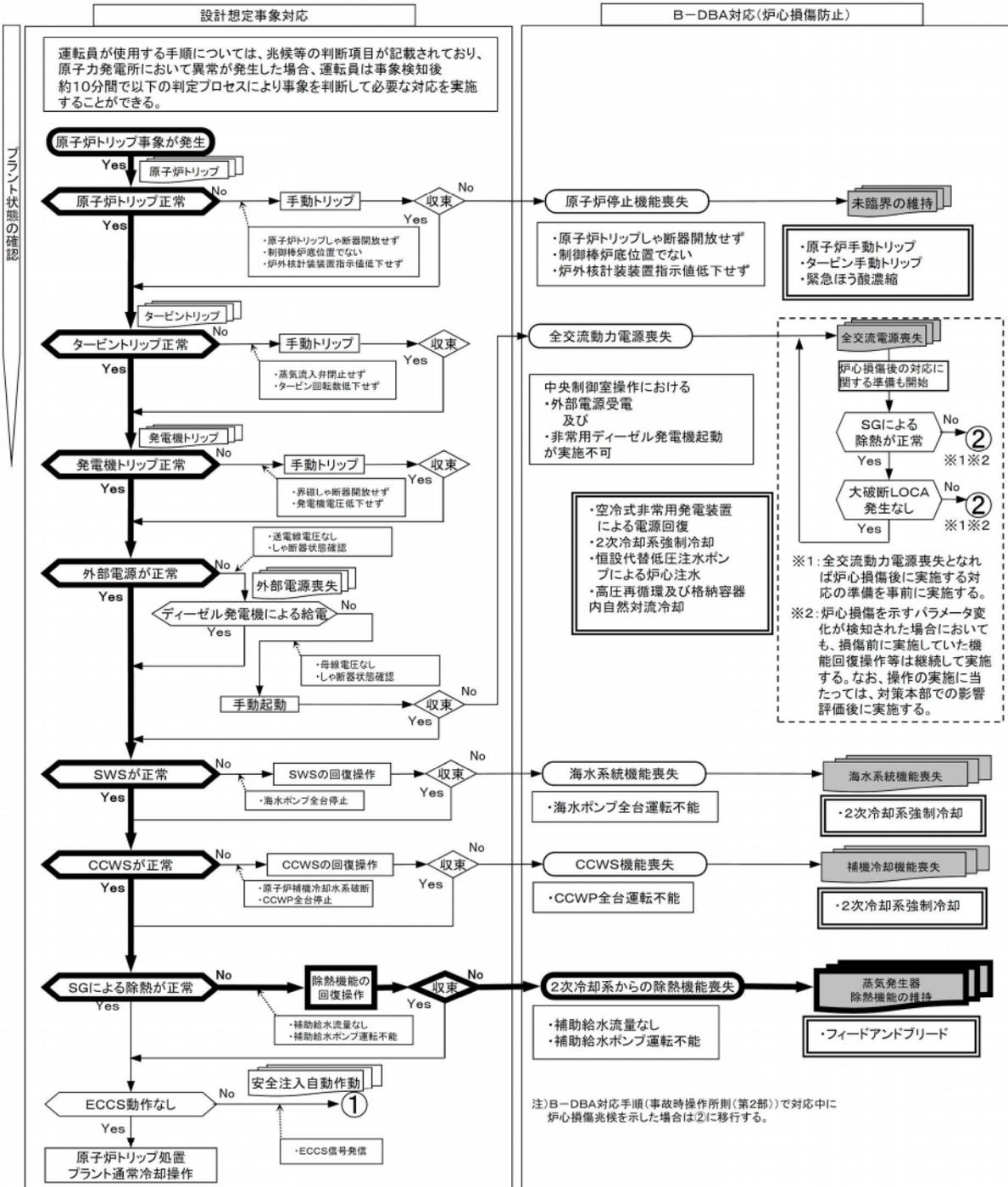
項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		M-R E L A P 5	本重要事故シナケケンスの重要現象である炉心における沸騰・ボイド変化、気液分離・対向流等を適切に評価することが可能であるコード。
炉心熱出力 (初期)		100%(3,411MWt)×1.02	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。 炉心熱出力が大きいと崩壊熱が大きくなり、1次冷却材の蒸散量及び燃料被覆管温度評価の観点から厳しい設定。
1次冷却材圧力 (初期)		15.41+0.21MPa[gage]	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。 1次冷却材圧力が高いと蓄圧注入のタイミングが遅くなり、比較的低温の冷却材が注水されるタイミングも遅くなることから厳しい設定。
1次冷却材平均温度 (初期)		307.1+2.2℃	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。 初期温度（1次冷却系初期保有エネルギー）が高いと蓄圧注入のタイミングが遅くなり、比較的低温の冷却材が注水されるタイミングも遅くなることから厳しい設定。
炉心崩壊熱		FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため、長期冷却時の炉心崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に炉心崩壊熱を設定。
蒸気発生器 2次側保有水量（初期）		50t（1基当たり）	設計値として設定。
起因事象		主給水流量喪失	主給水流量喪失が発生するものとして設定。
安全機能の喪失 に対する仮定		補助給水系機能喪失	補助給水系の機能が喪失するものとして設定。
外部電源		外部電源あり	外部電源があると、1次冷却材ポンプの運転が継続され、蒸気発生器1次側と2次側の熱伝達促進により蒸気発生器ドライアウトが早くなり、炉心崩壊熱が大きい状態でフィードアンドブリードを開始することから、炉心の冷却上厳しい設定。
	初期条件		
	事故条件		

第 7.1.1.2 表 「2 次冷却系からの除熱機能喪失」の主要解析条件 (主給水流量喪失+補助給水失敗) (2/2)

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉トリップ信号	「蒸気発生器水位低」 (狭域水位 11%) (応答時間 2.0 秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低い値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。検出遅れや信号発信遅れ時間等を考慮して、応答時間を設定。
	高圧注入ポンプ	最小注入特性 (2 台) (高圧注入特性： 0m ³ /h～約 280m ³ /h、 0MPa[gage]～約 13.5MPa[gage])	炉心冷却性を厳しくする観点から、設計値に注入配管の管路抵抗等を考慮した値として、炉心への注水量が少なくなる最小注入特性を設定。
	加圧器逃がし弁	95t/h (1 個当たり) (2 個)	設計値として設定。
	フィードアラウンドブリード開始 (非常用炉心冷却設備作動信号手動 発信+加圧器逃がし弁手動開)	蒸気発生器広域水位 0%到達の 5 分後	蒸気発生器がドラライアウトに至る水位として設定した蒸気発生器広域水位からフィードアラウンドブリード開始までの運転員等操作時間余裕として、蒸気発生器ドラライアウト検知及び高圧注入ポンプの起動確認として 2 分、加圧器逃がし弁の手信号手動発信及び高圧注入ポンプの起動確認として 2 分、加圧器逃がし弁の手動開として 1 分を想定しており、必要な時間を積み上げて設定。 なお、運転手順書における操作開始条件として設定されている蒸気発生器広域水位 10%の根拠は、広域水位計はすべて停止中に使用するため低温で校正されており、出力状態でドライアウトに至った時の指示に計器誤差を見込んだものとしていている。
重大事故等対策に関連する操作条件			



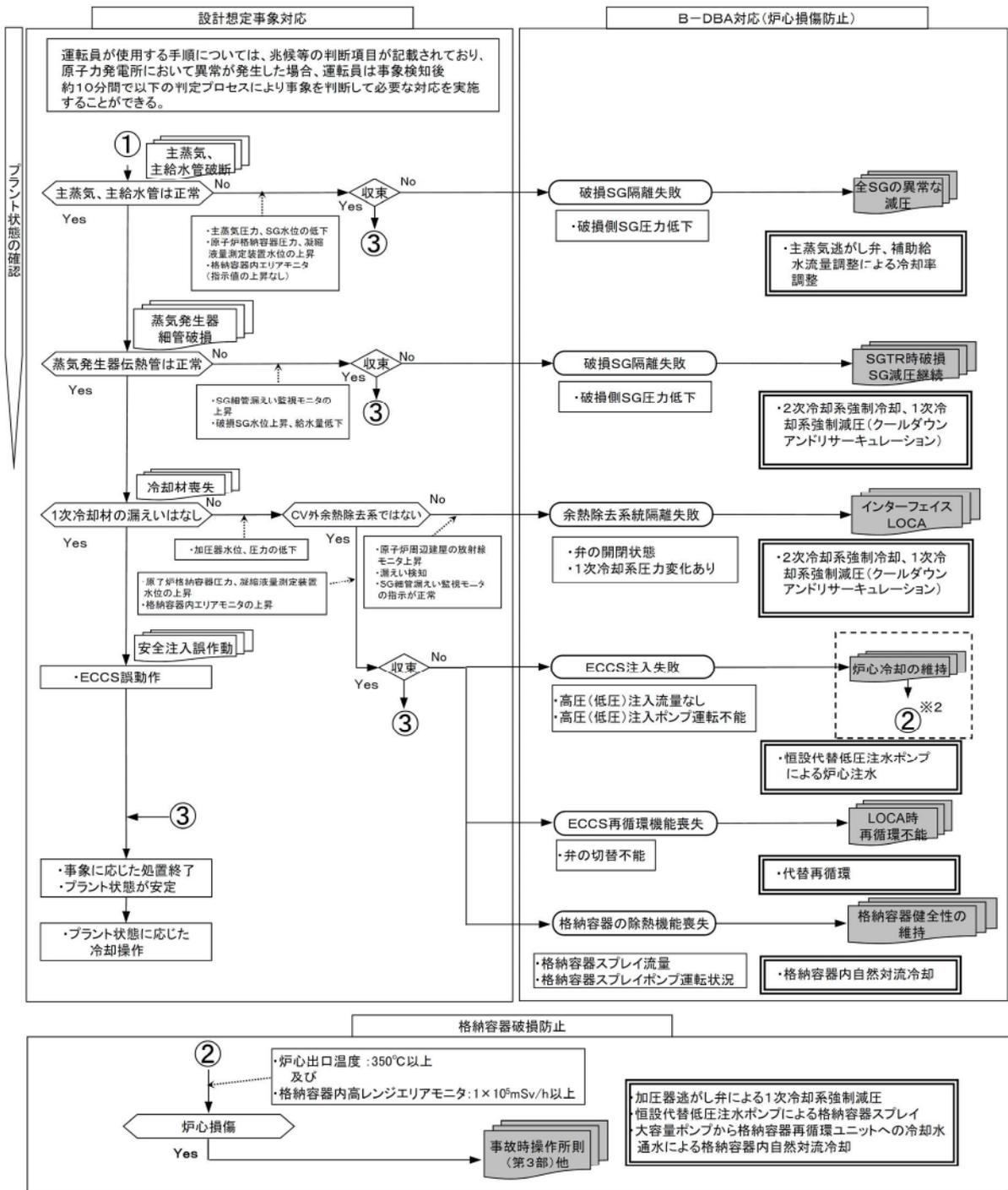
第 7.1.1.1 図 「2次冷却系からの除熱機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図



凡例: [] 設計想定事象対応手順(事故時操作所則) [] B-DBA対応手順(事故時操作所則(第2部))

注:太線はプロセスの流れを示す

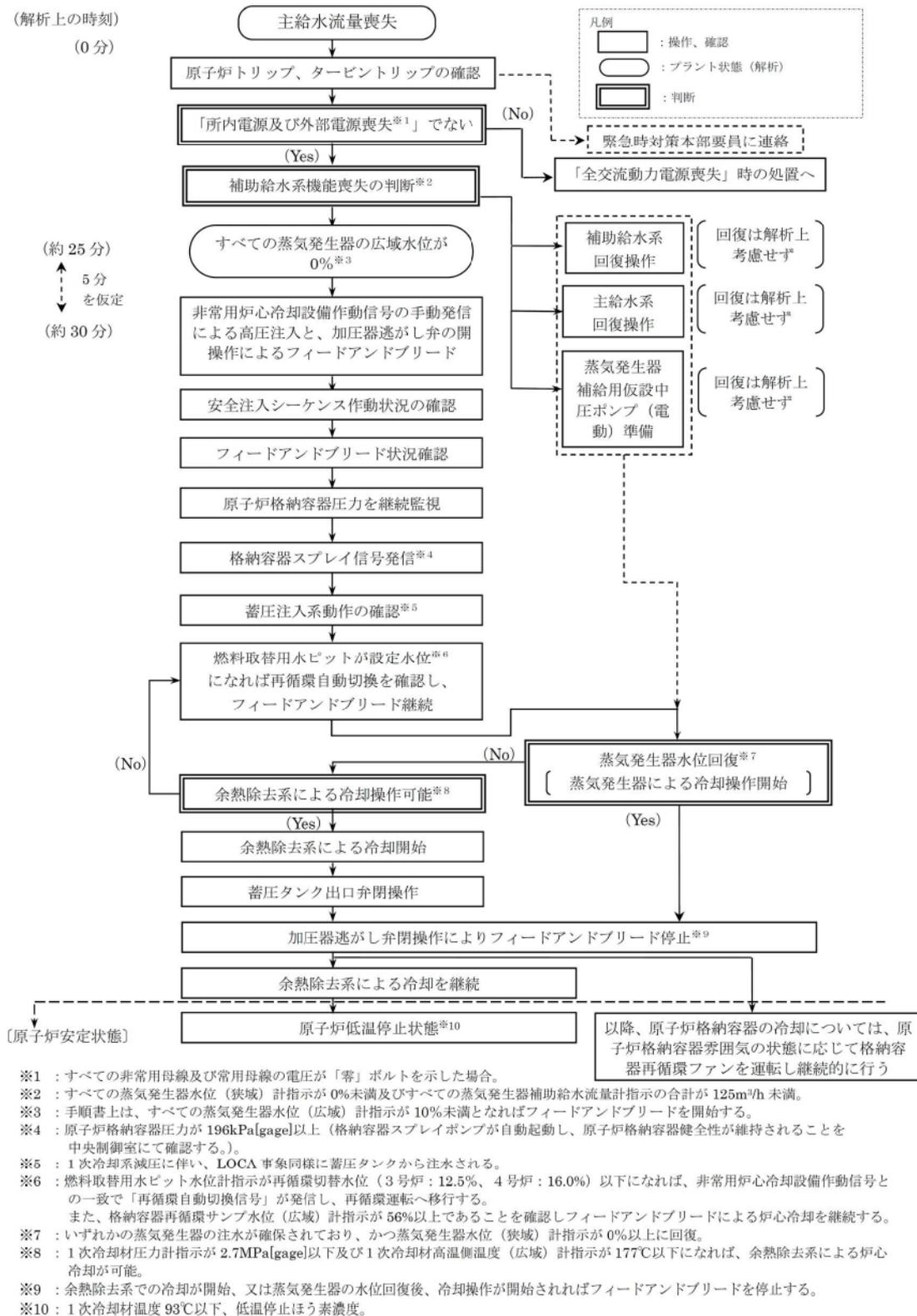
第 7.1.1.2 図 「2次冷却系からの除熱機能喪失」の対応手順の概要
(判定プロセス) (1 / 2)



凡例： 設計事象対応手順(事故時操作所則) B-DBA対応手順(事故時操作所則(第2部)及び事故時操作所則(第3部))

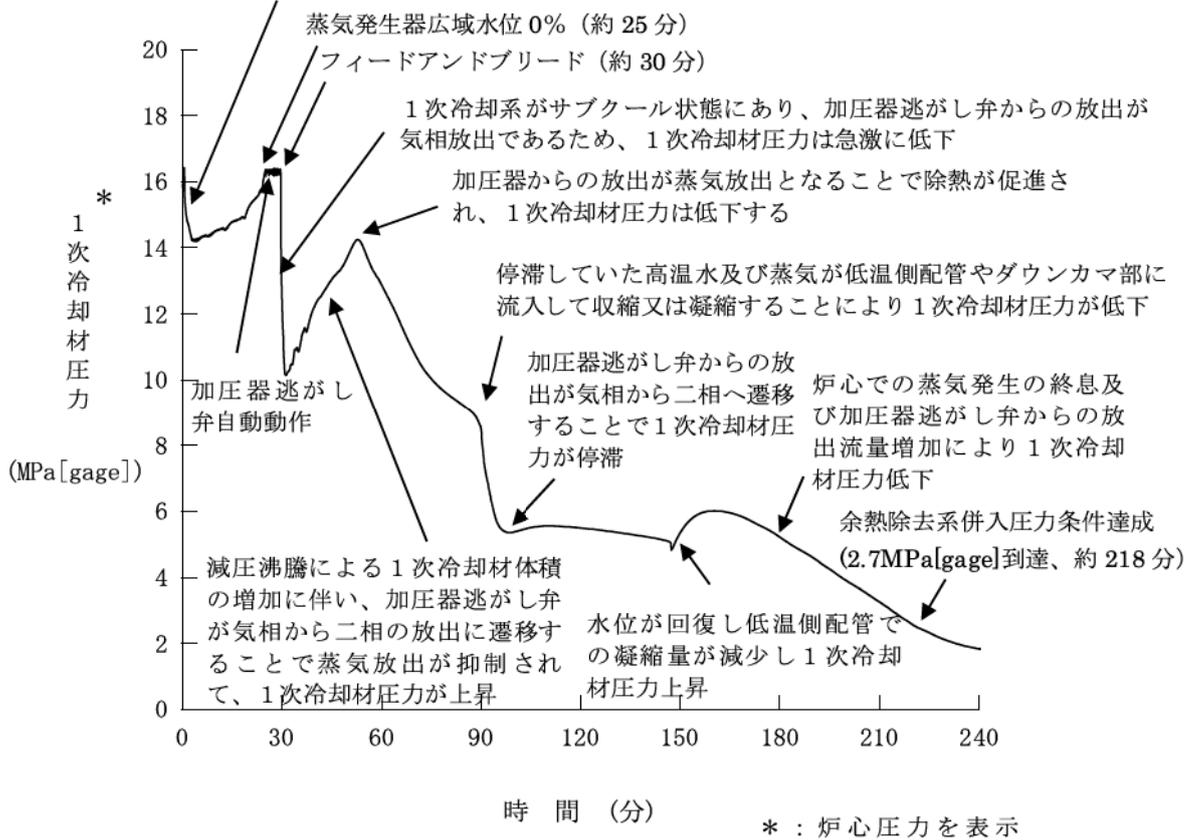
注：太線はプロセスの流れを示す

第 7.1.1.2 図 「2次冷却系からの除熱機能喪失」の対応手順の概要
(判定プロセス) (2 / 2)



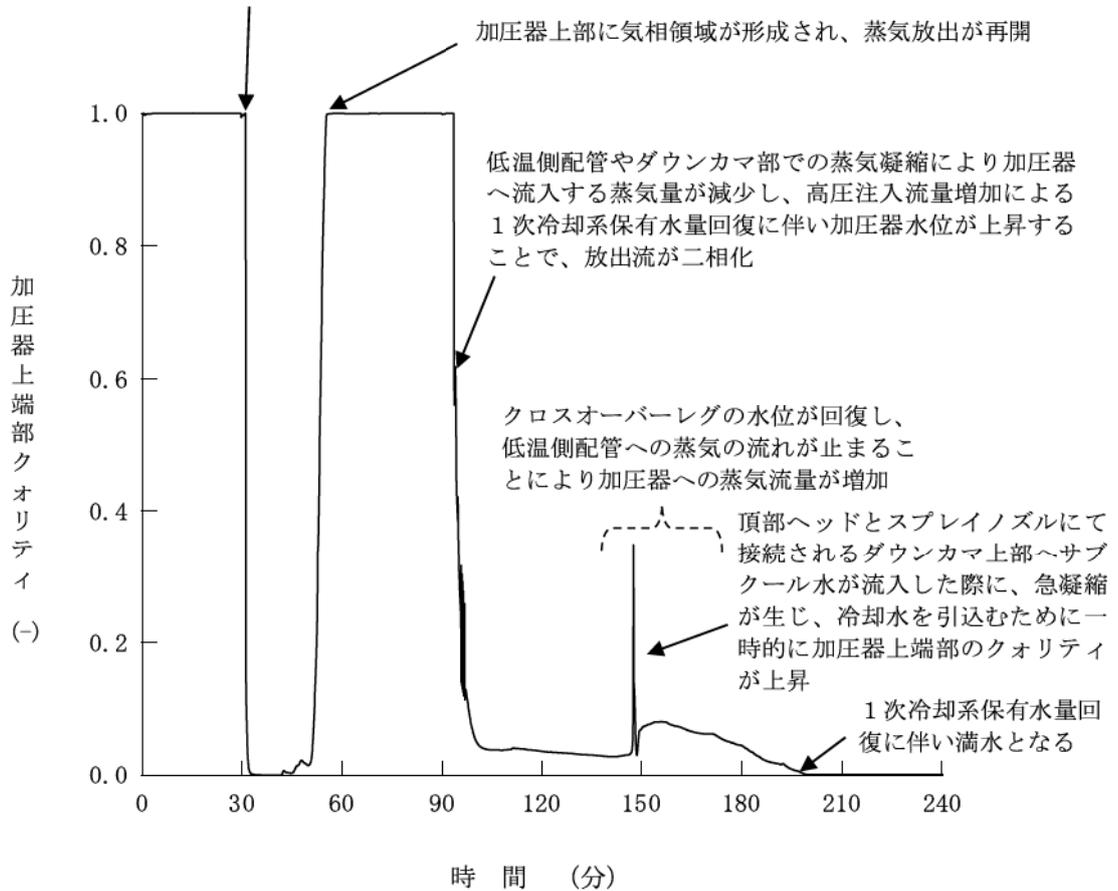
第 7.1.1.3 図 「2 次冷却系からの除熱機能喪失」の対応手順の概要
 (「主給水流量喪失 + 補助給水失敗」の事象進展)

加圧器逃がし弁の自動動作と主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の自動動作による冷却に伴う1次冷却材圧力の低下

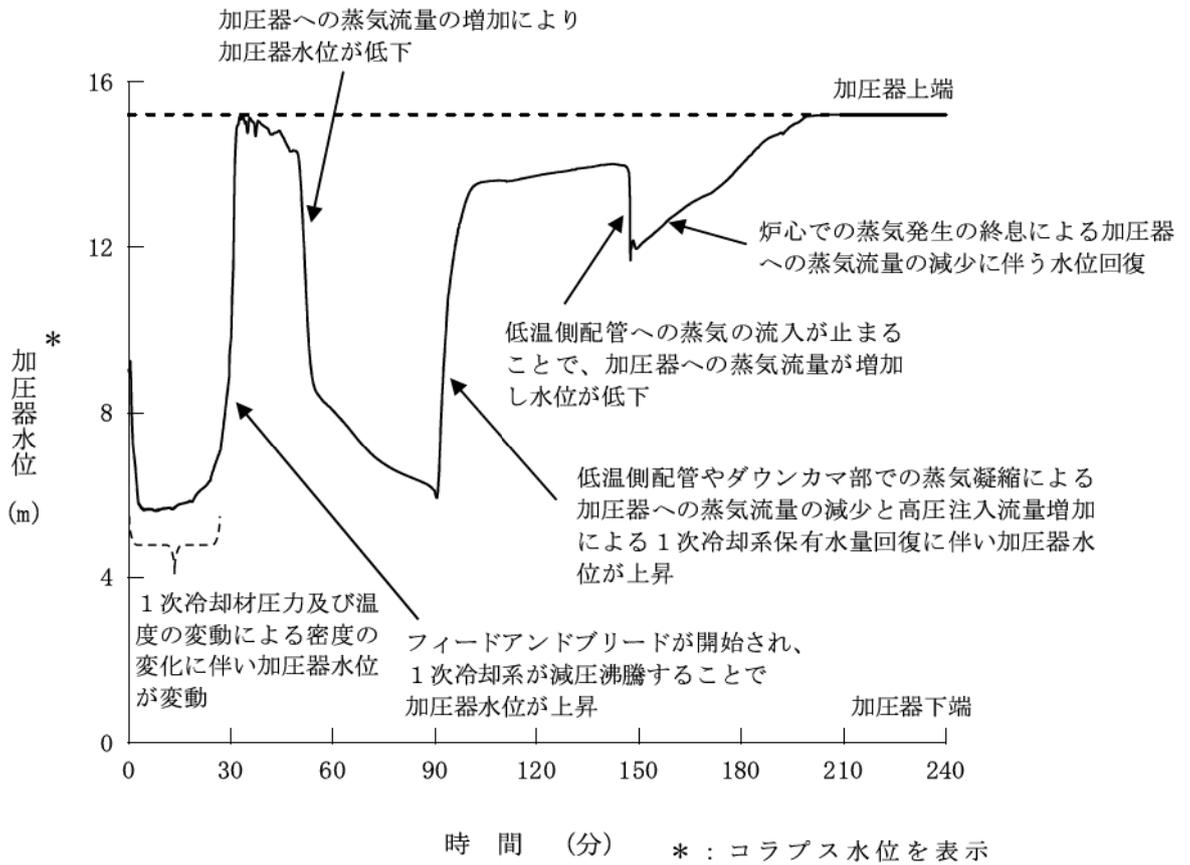


第 7.1.1.5 図 1次冷却材圧力の推移

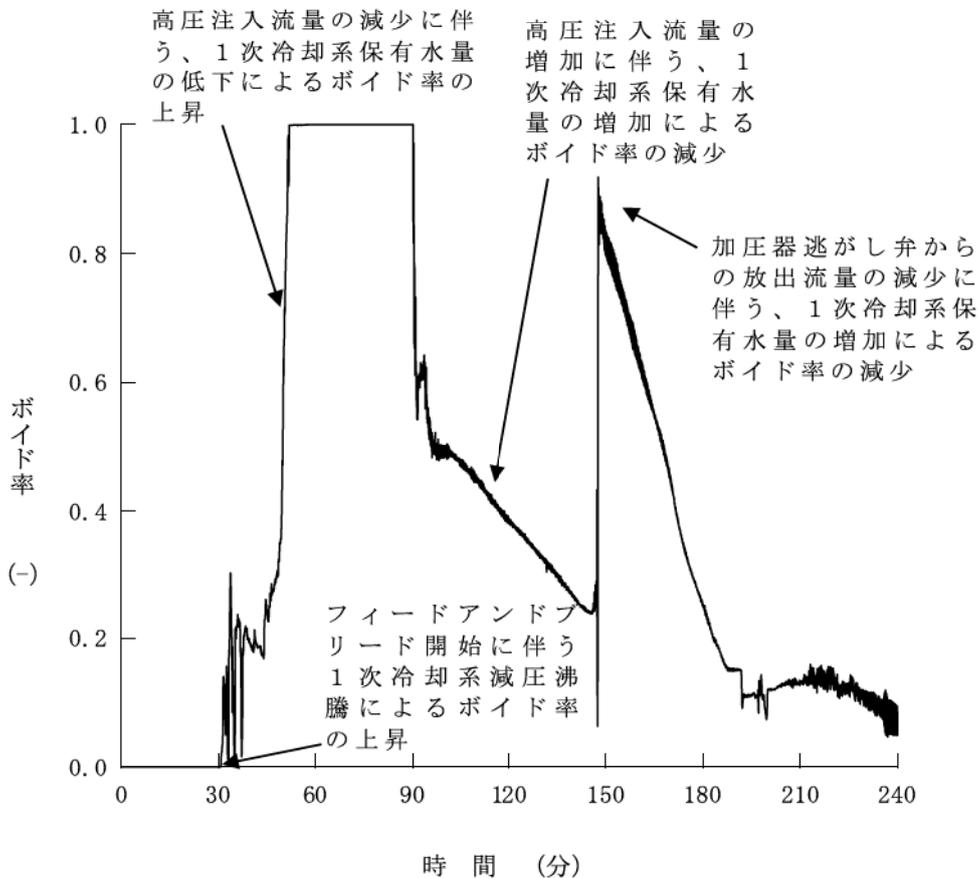
加圧器水位の上昇により加圧器気相部の蒸気放出が終了し、放出が液相化



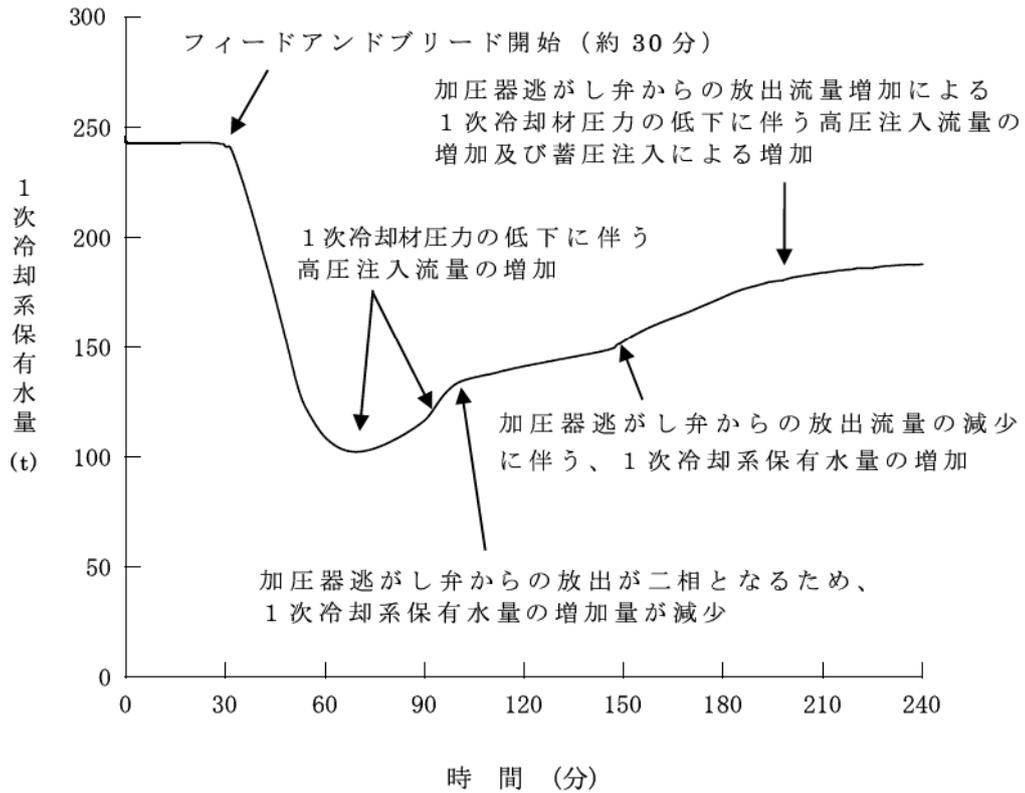
第 7.1.1.6 図 加圧器上端部クオリティの推移



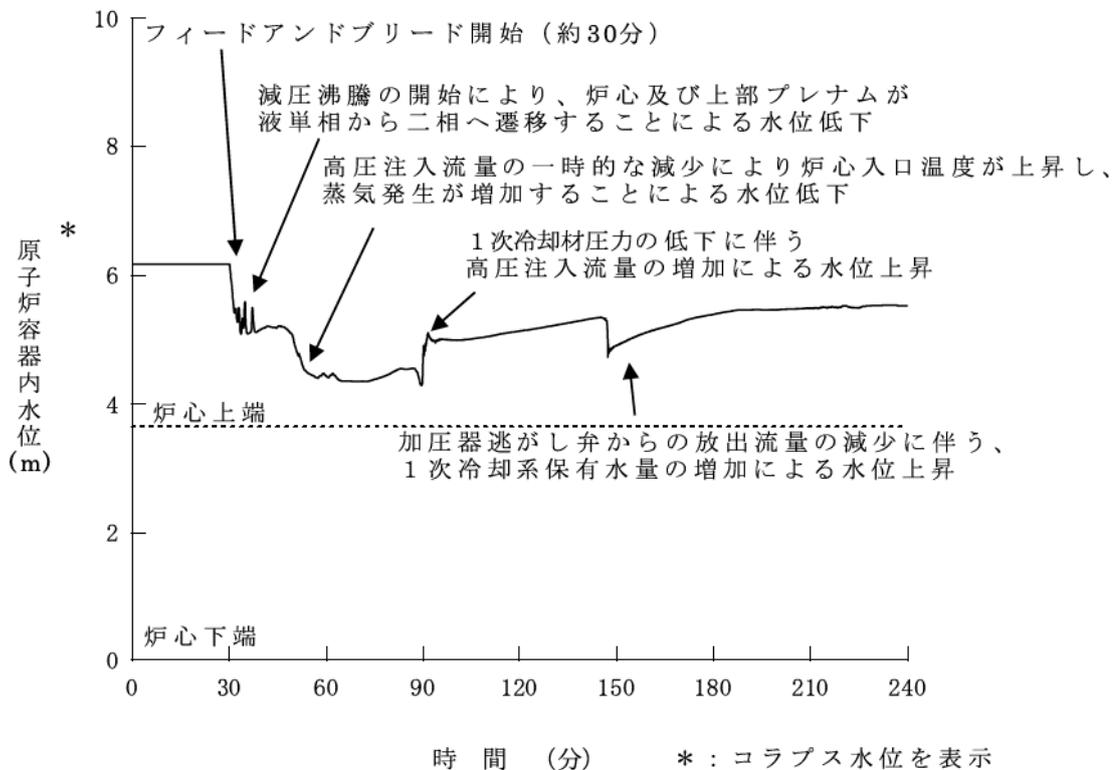
第 7.1.1.7 図 加圧器水位の推移



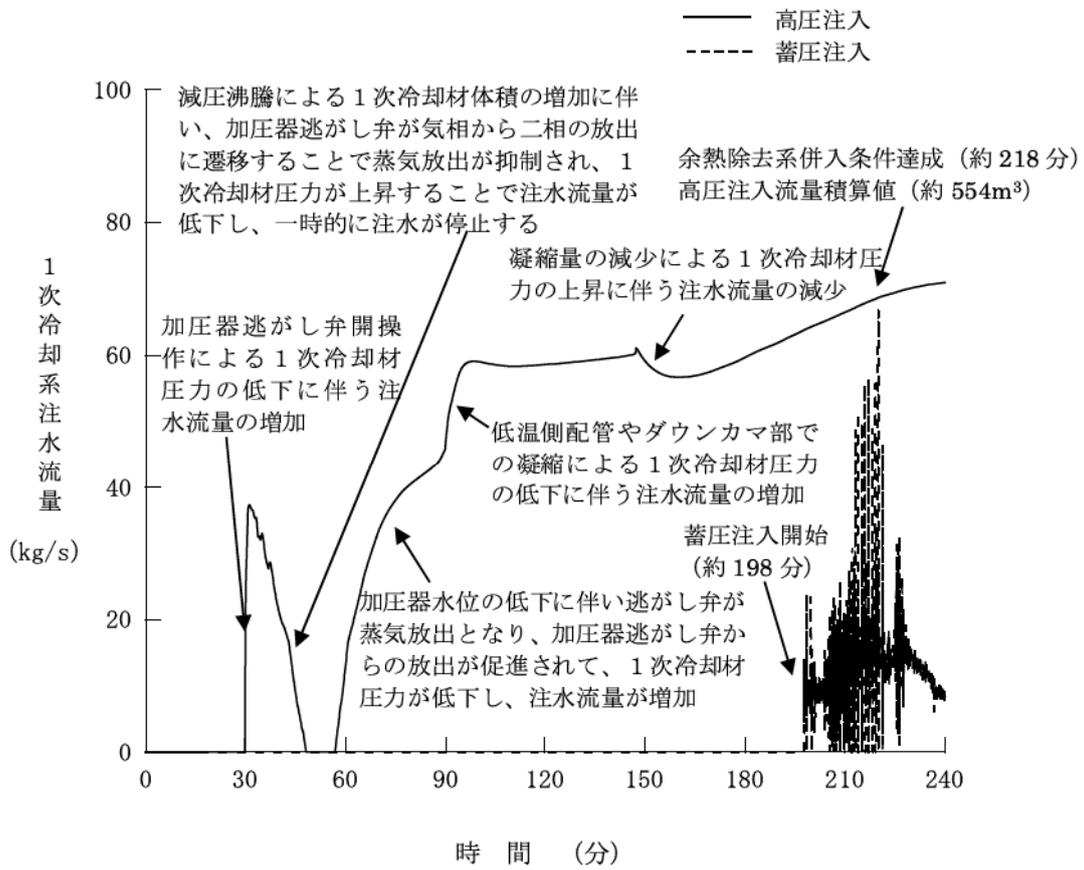
第 7.1.1.8 図 高温側配管・加圧器サージライン接続部ボイド率の推移



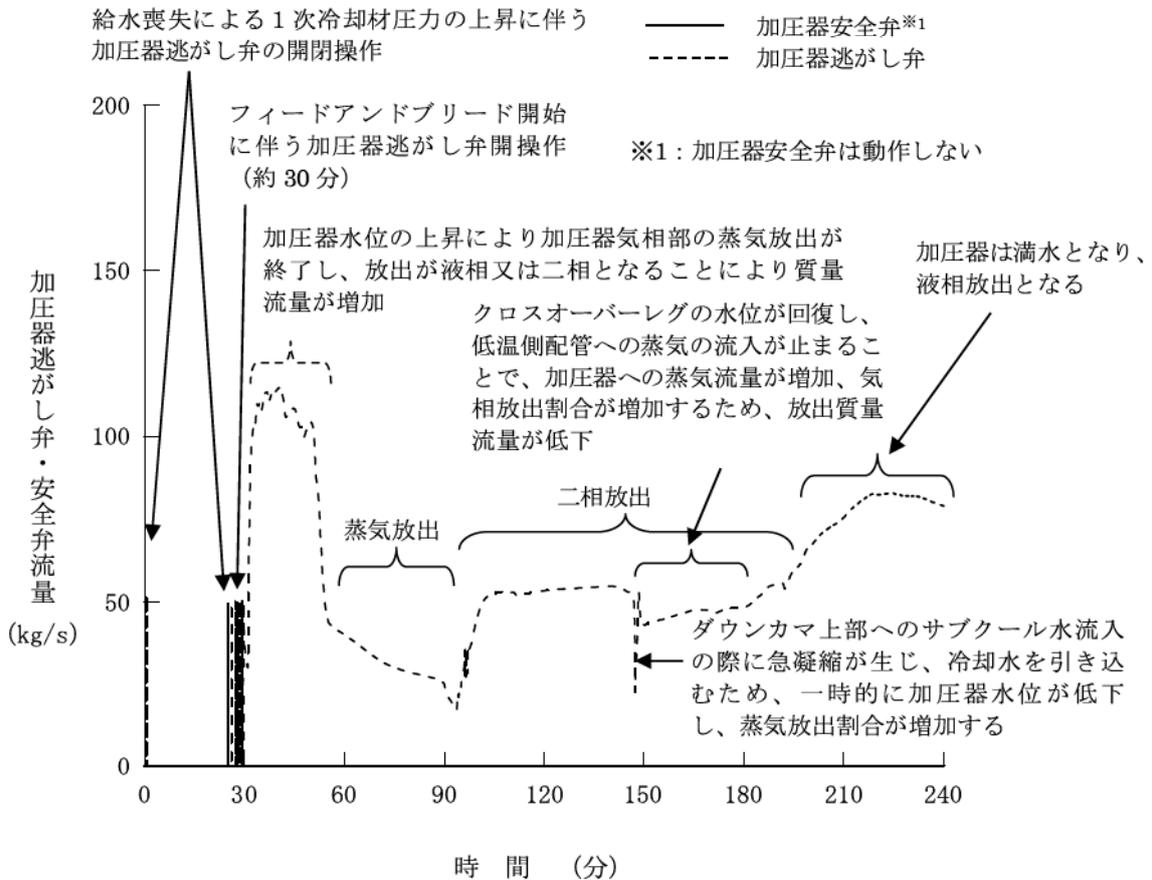
第 7.1.1.9 図 1次冷却系保有水量の推移



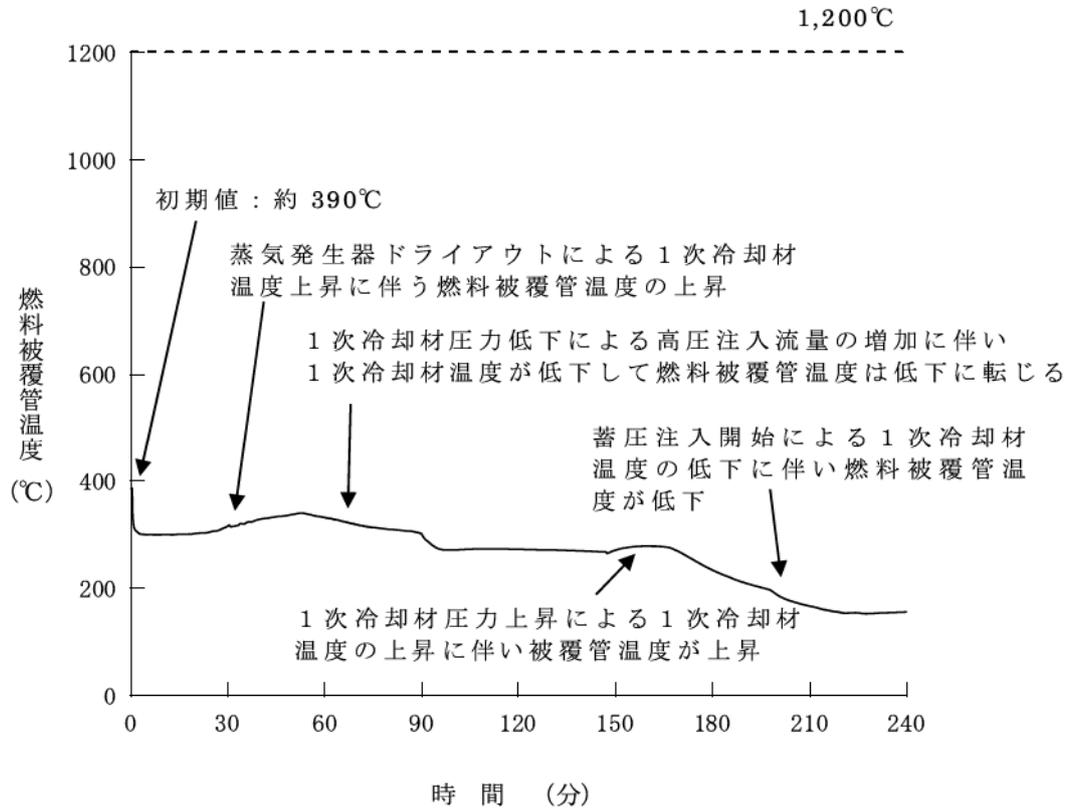
第 7.1.1.10 図 原子炉容器内水位の推移



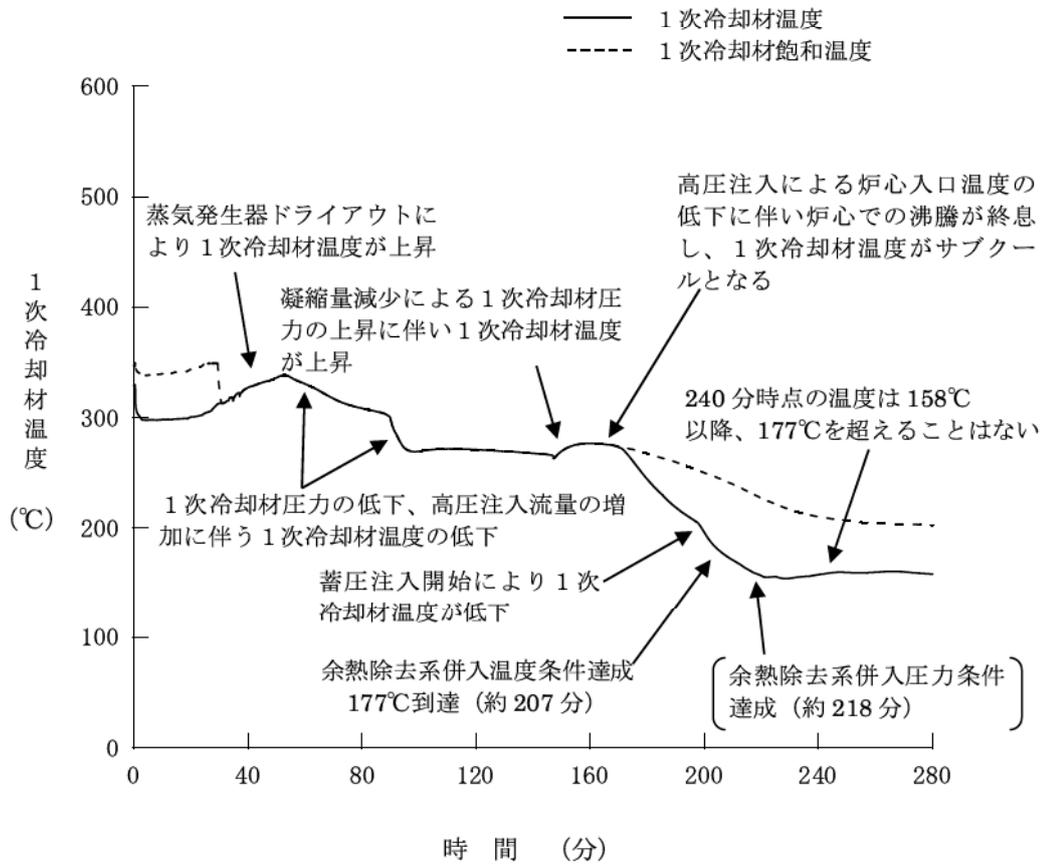
第 7.1.1.11 図 1 次冷却系注水流量の推移



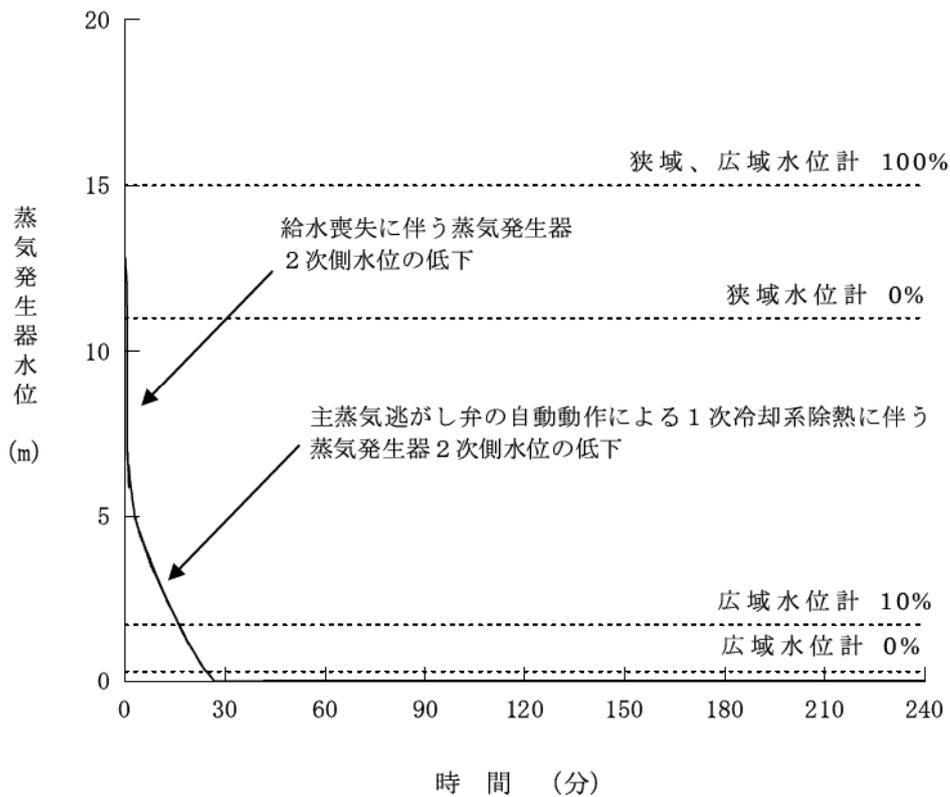
第 7.1.1.12 図 加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移



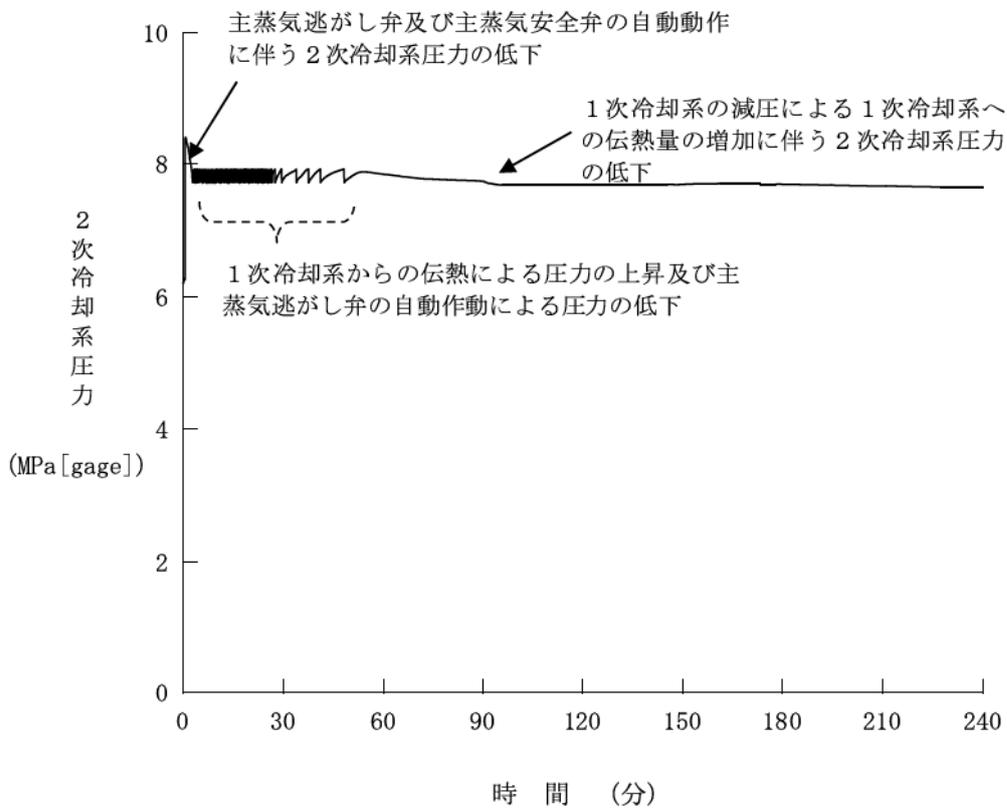
第 7.1.1.13 図 燃料被覆管温度の推移



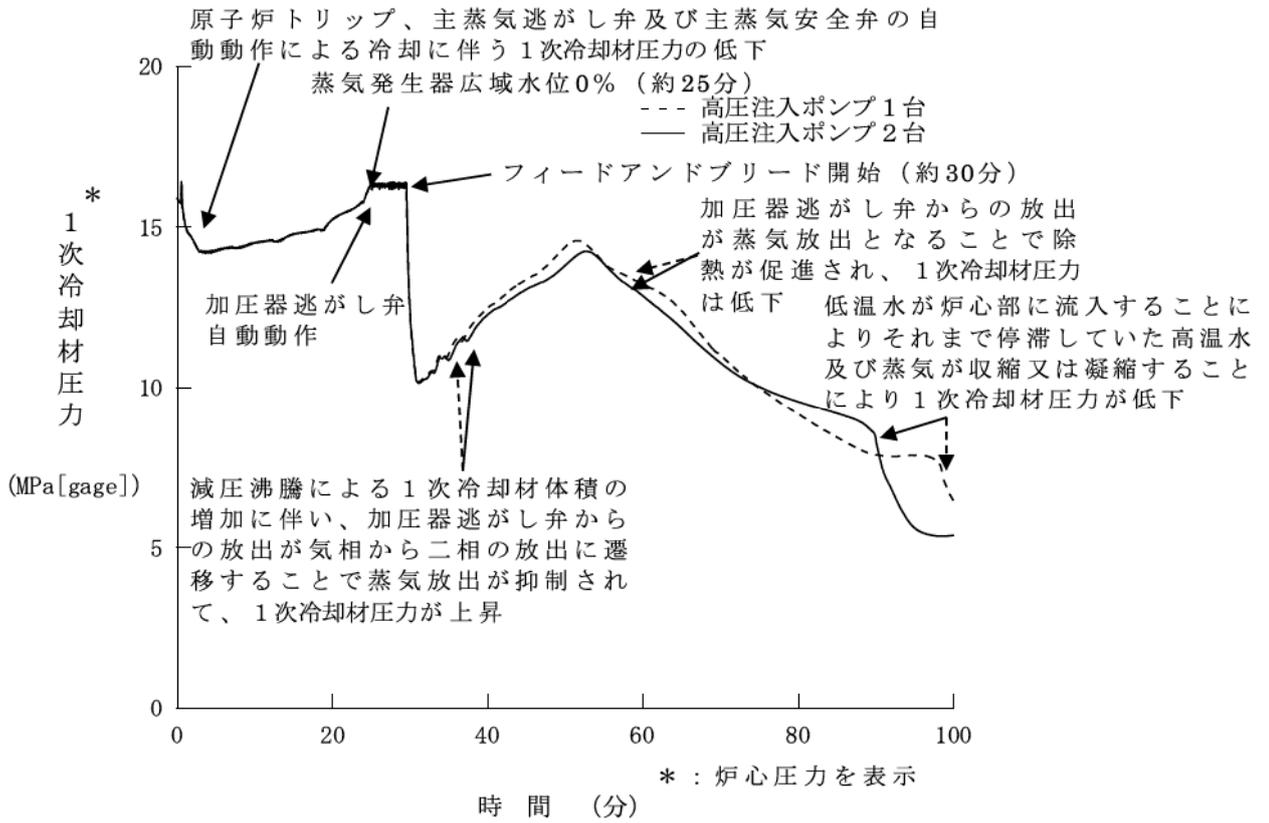
第 7.1.1.14 図 1 次冷却材温度の推移



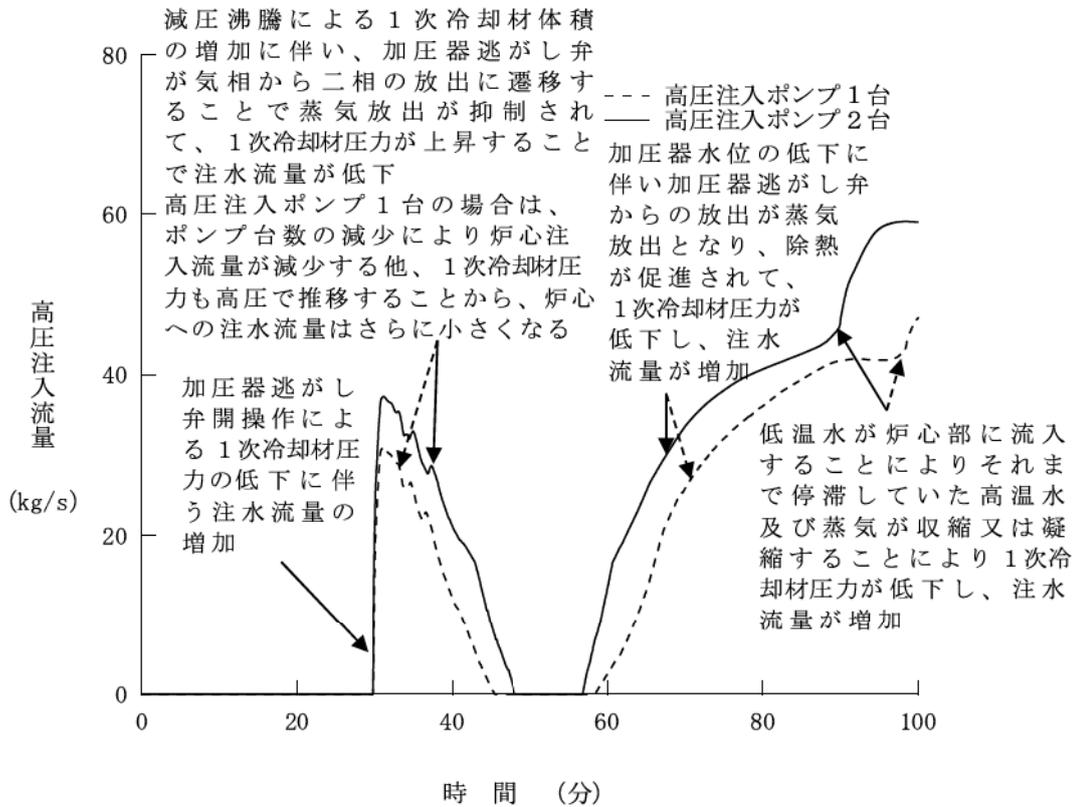
第 7.1.1.15 図 蒸気発生器水位の推移



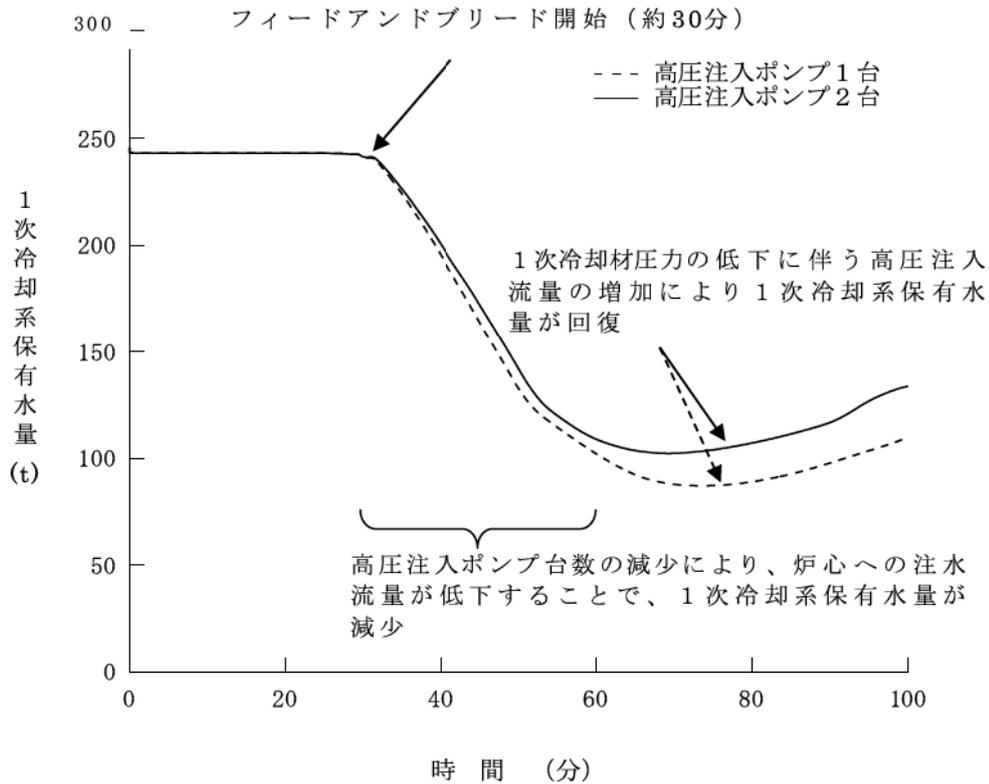
第 7.1.1.16 図 2次冷却系圧力の推移



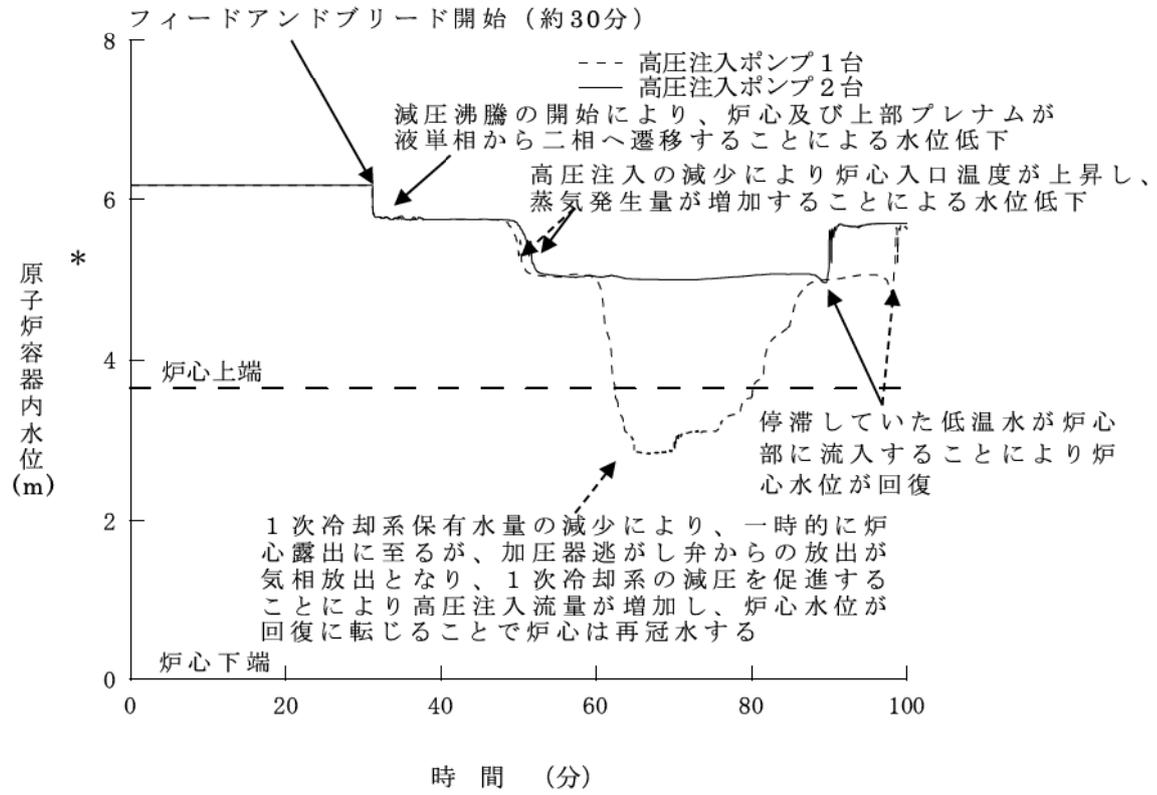
第 7.1.1.17 図 1次冷却材圧力の推移 (高圧注入ポンプ1台の場合)



第 7.1.1.18 図 高圧注入流量の推移 (高圧注入ポンプ1台の場合)

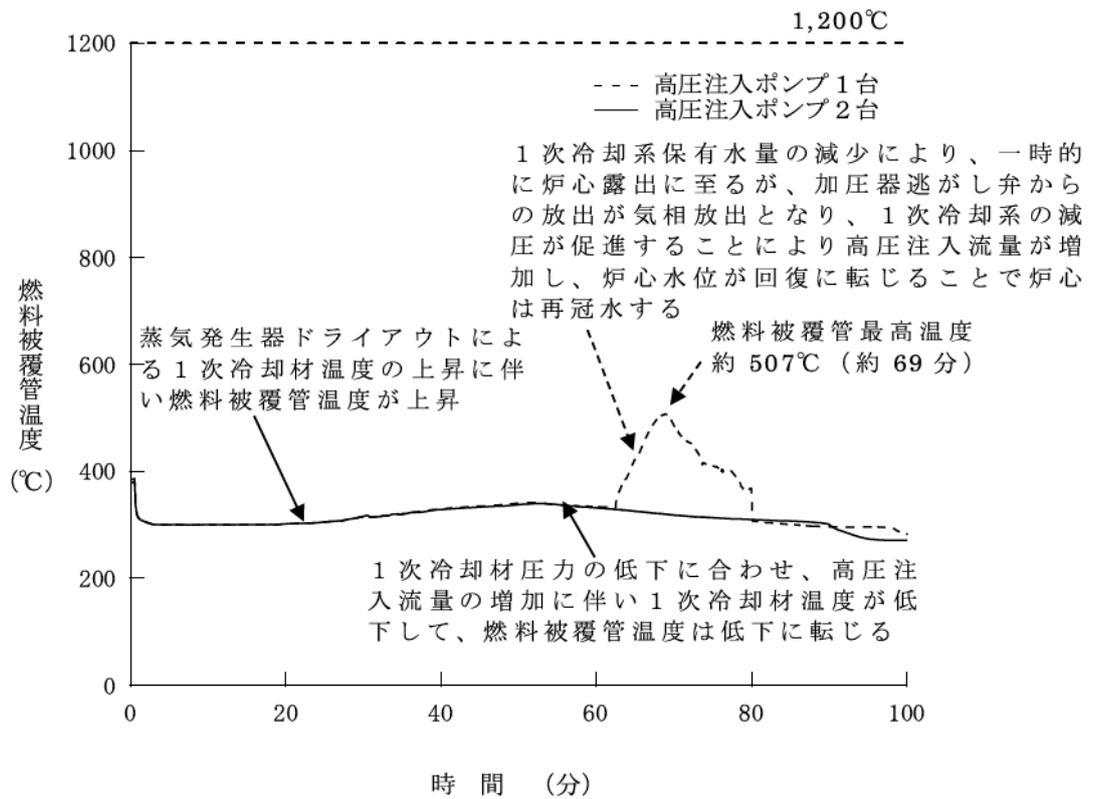


第 7.1.1.19 図 1 次冷却系保有水量の推移 (高圧注入ポンプ 1 台の場合)

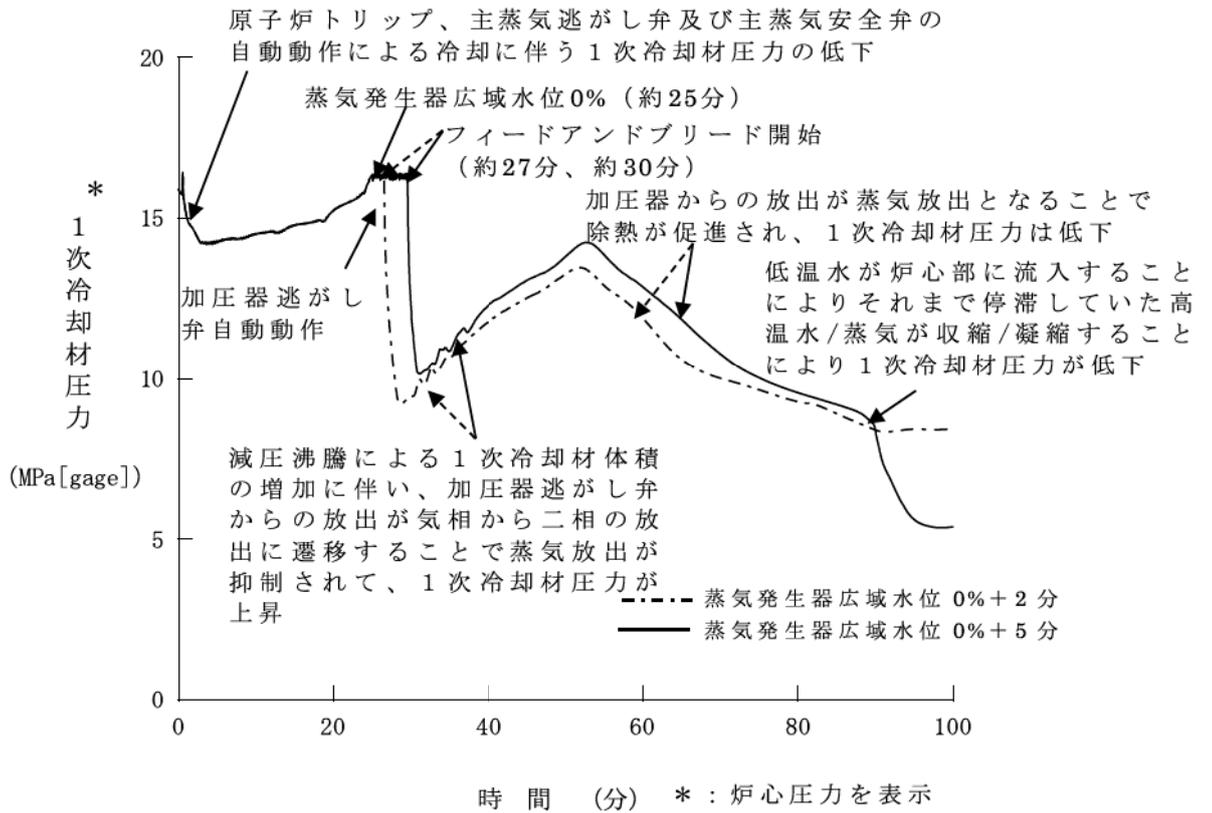


* : 気泡炉心水位を表示

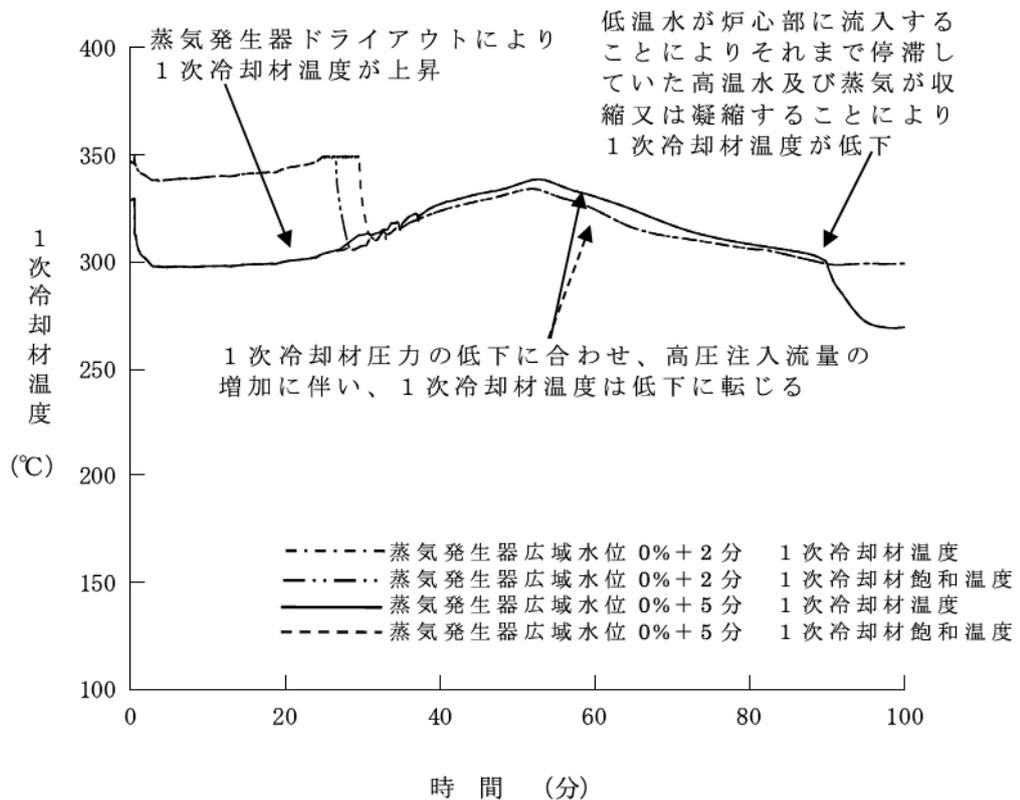
第 7.1.1.20 図 原子炉容器内水位の推移 (高圧注入ポンプ 1 台の場合)



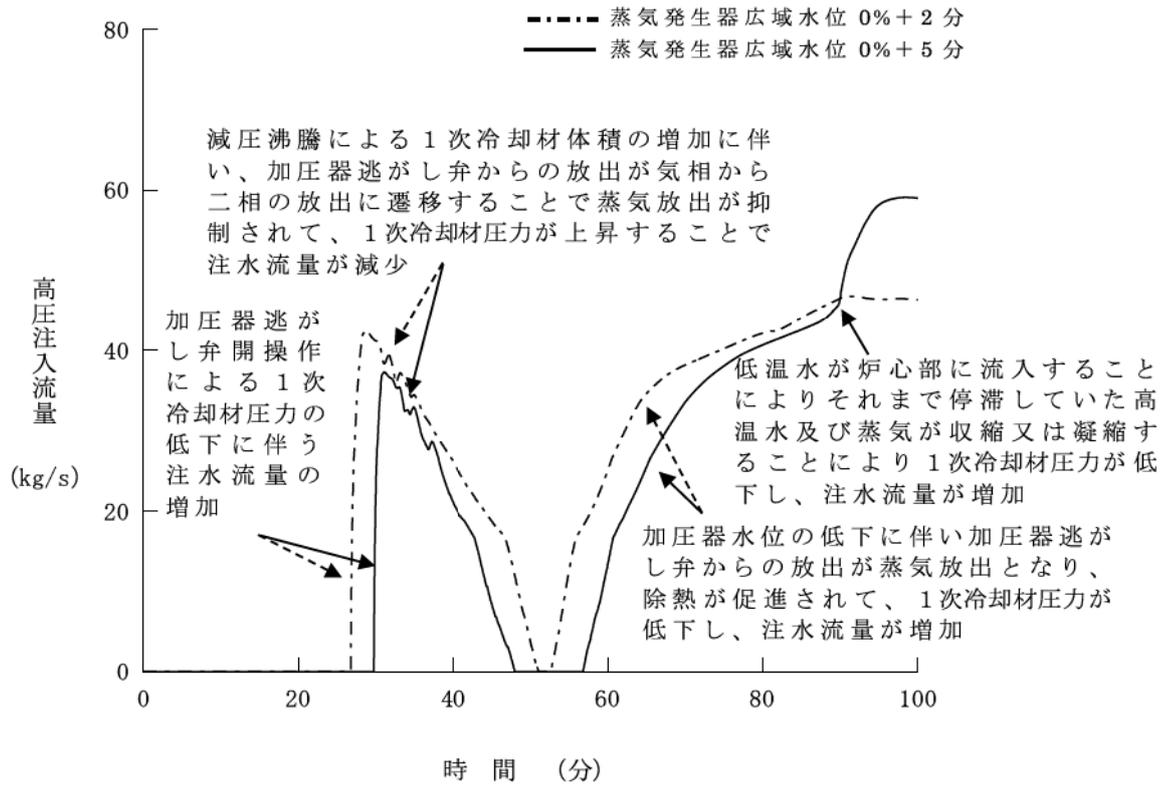
第 7.1.1.21 図 燃料被覆管温度の推移 (高圧注入ポンプ 1 台の場合)



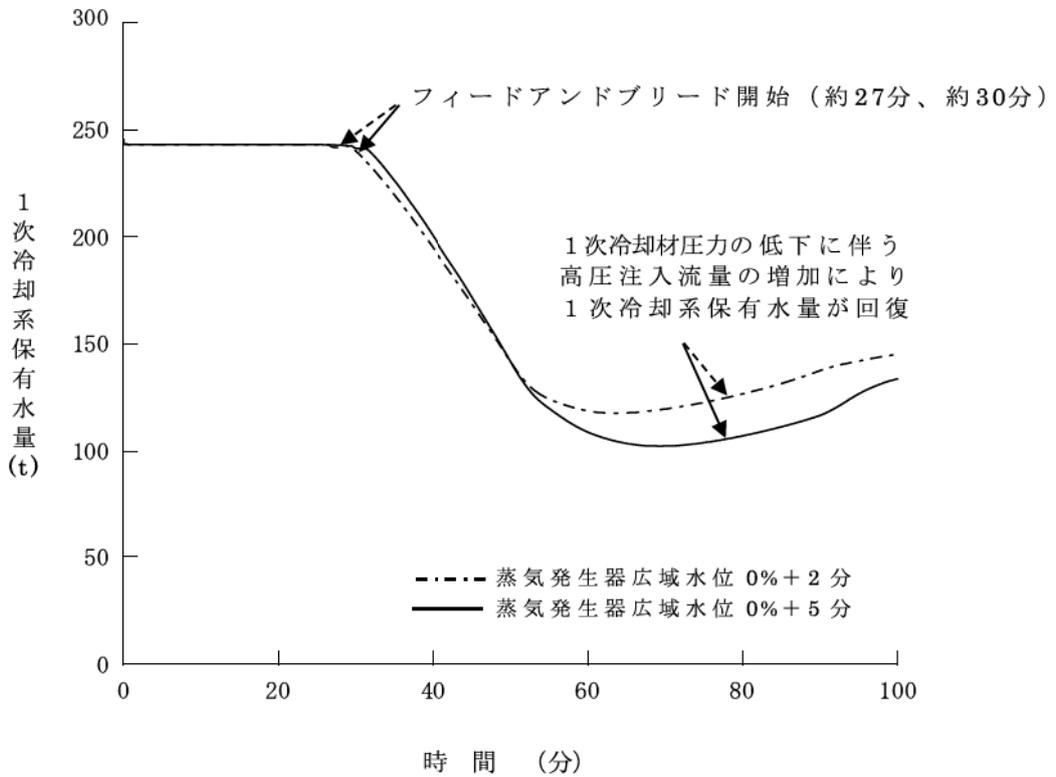
第 7.1.1.22 図 1 次冷却材圧力の推移 (開始が早くなる場合)



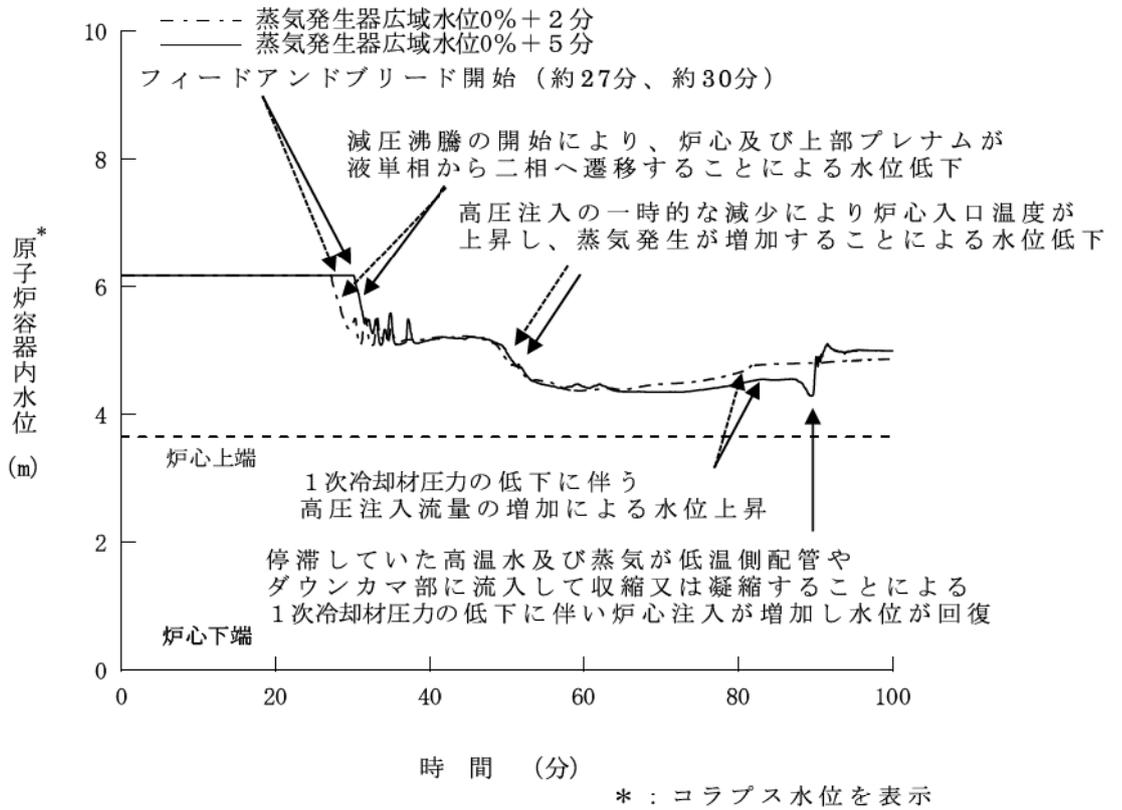
第 7.1.1.23 図 1 次冷却材温度の推移 (開始が早くなる場合)



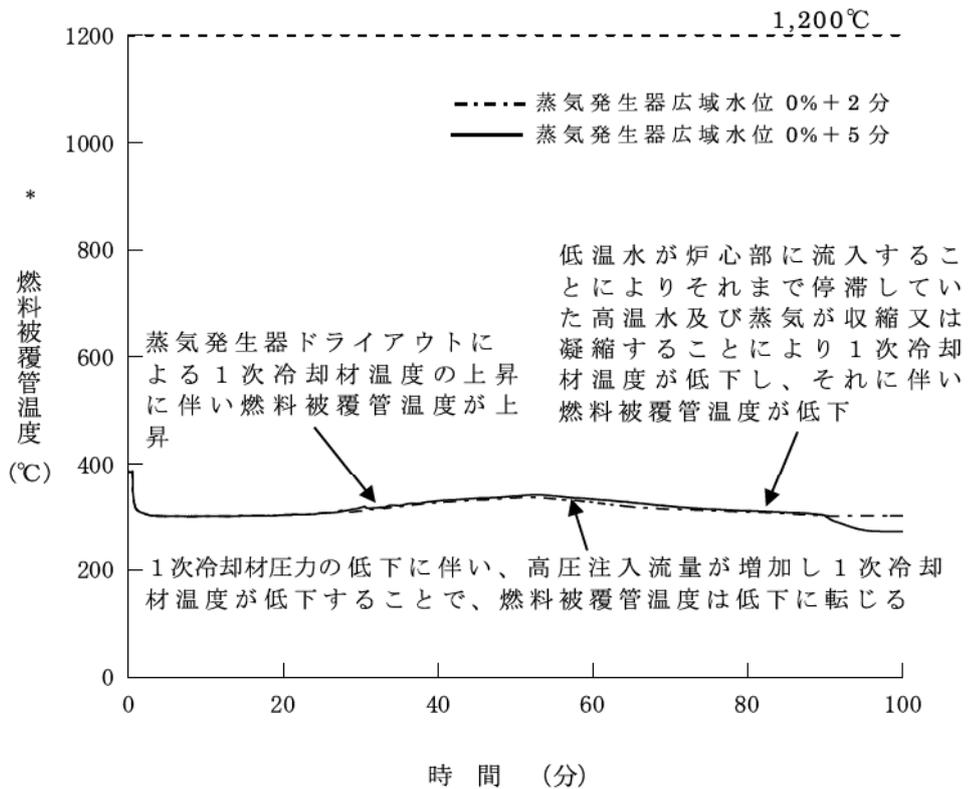
第 7.1.1.24 図 高圧注入流量の推移（開始が早くなる場合）



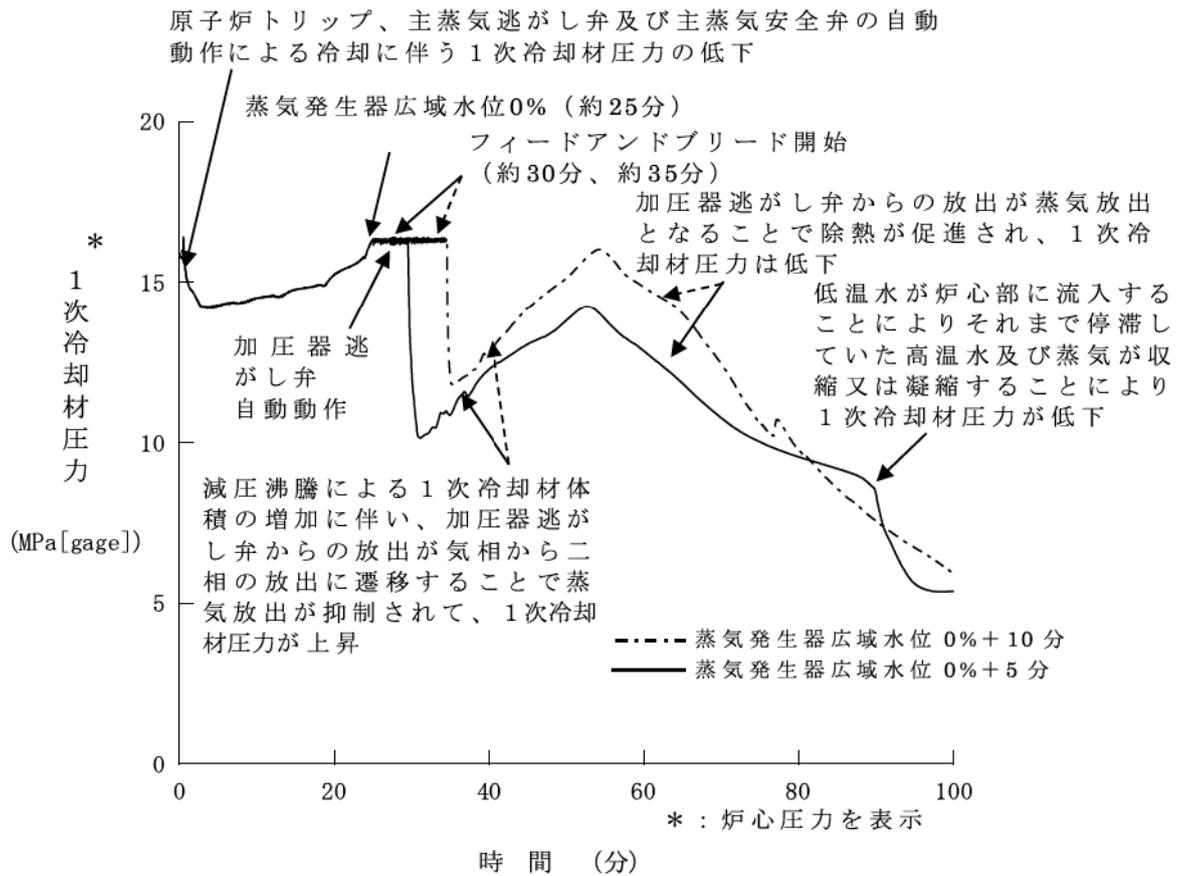
第 7.1.1.25 図 1次冷却系保有水量の推移（開始が早くなる場合）



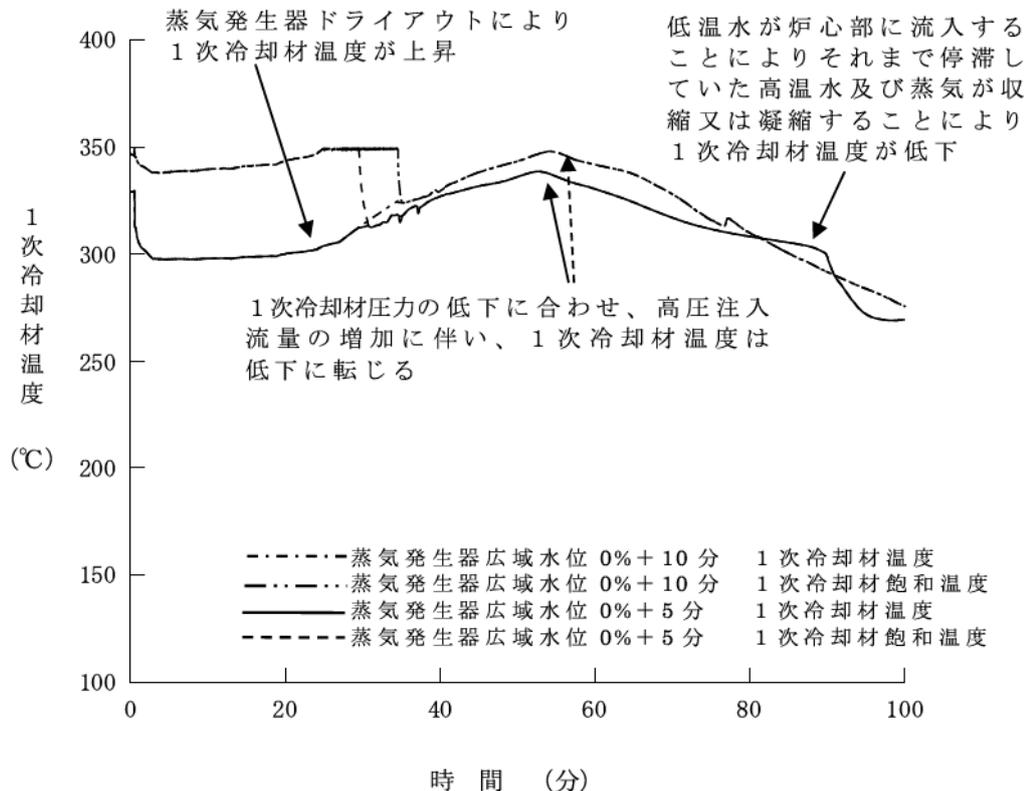
第 7.1.1.26 図 原子炉容器内水位の推移 (開始が早くなる場合)



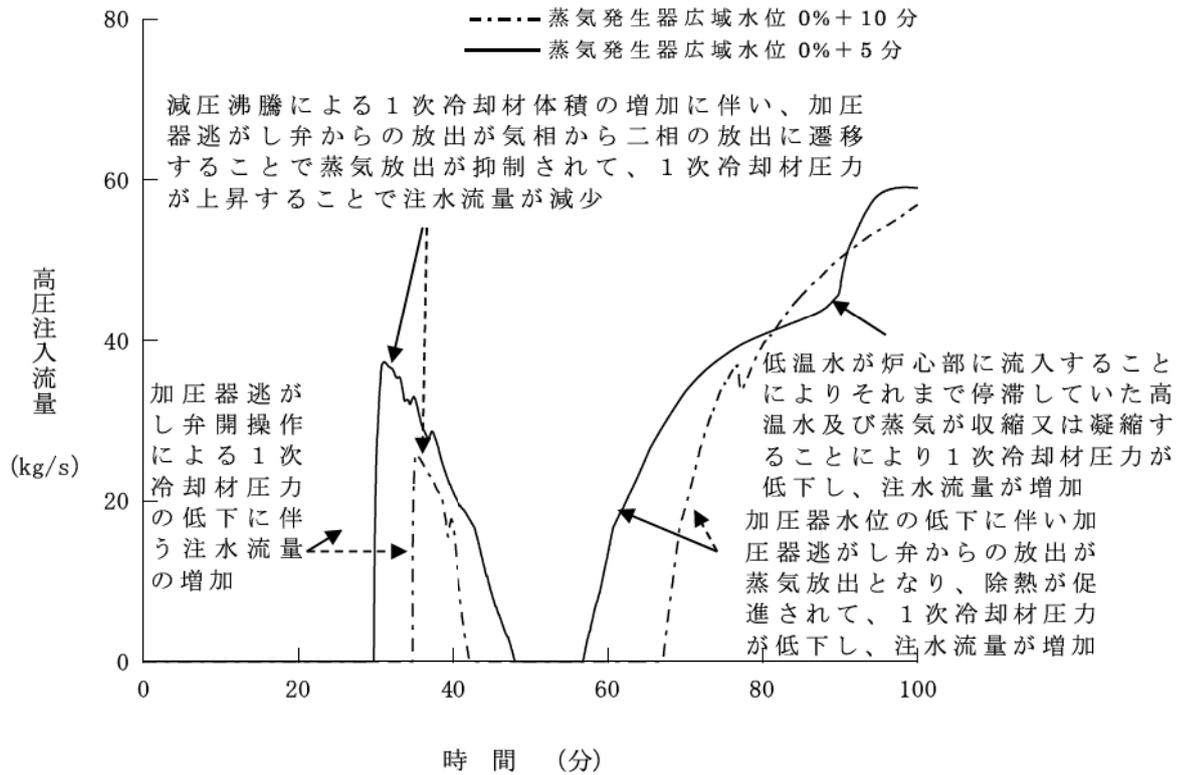
第 7.1.1.27 図 燃料被覆管温度の推移 (開始が早くなる場合)



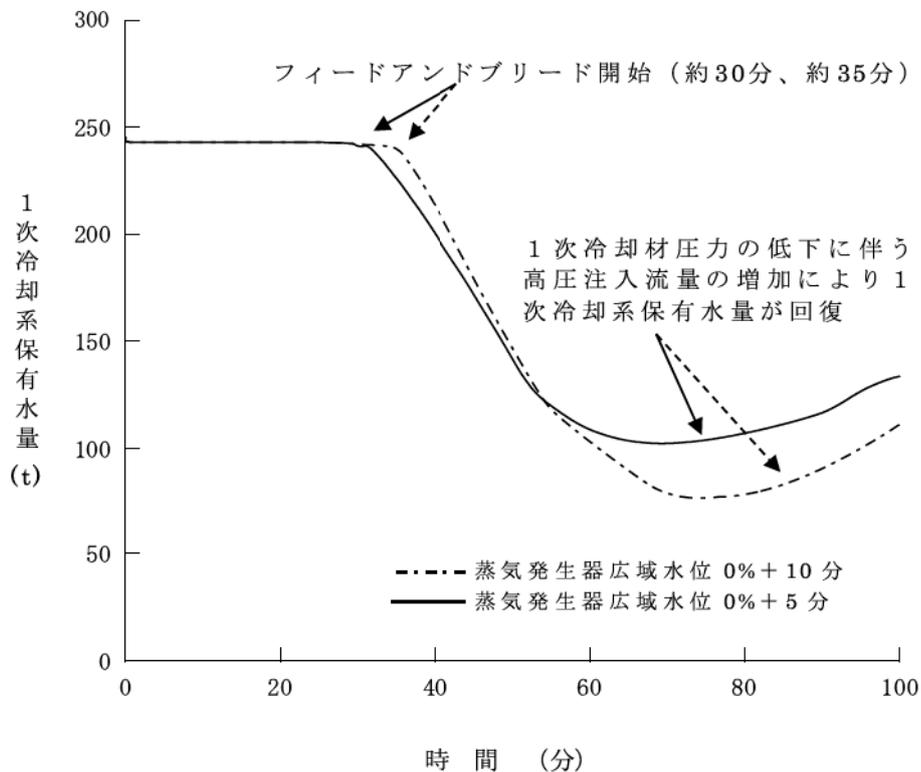
第 7.1.1.28 図 1次冷却材圧力の推移 (開始が遅くなる場合)



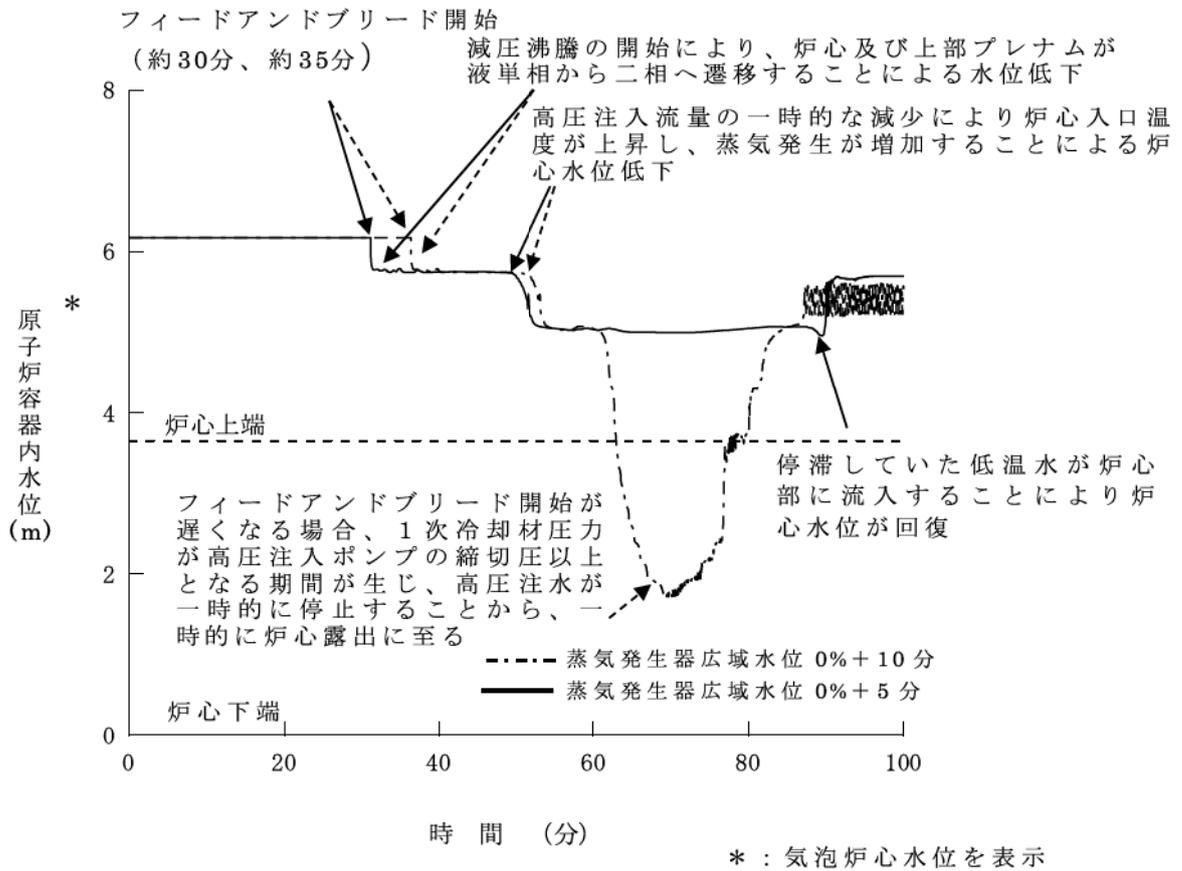
第 7.1.1.29 図 1次冷却材温度の推移 (開始が遅くなる場合)



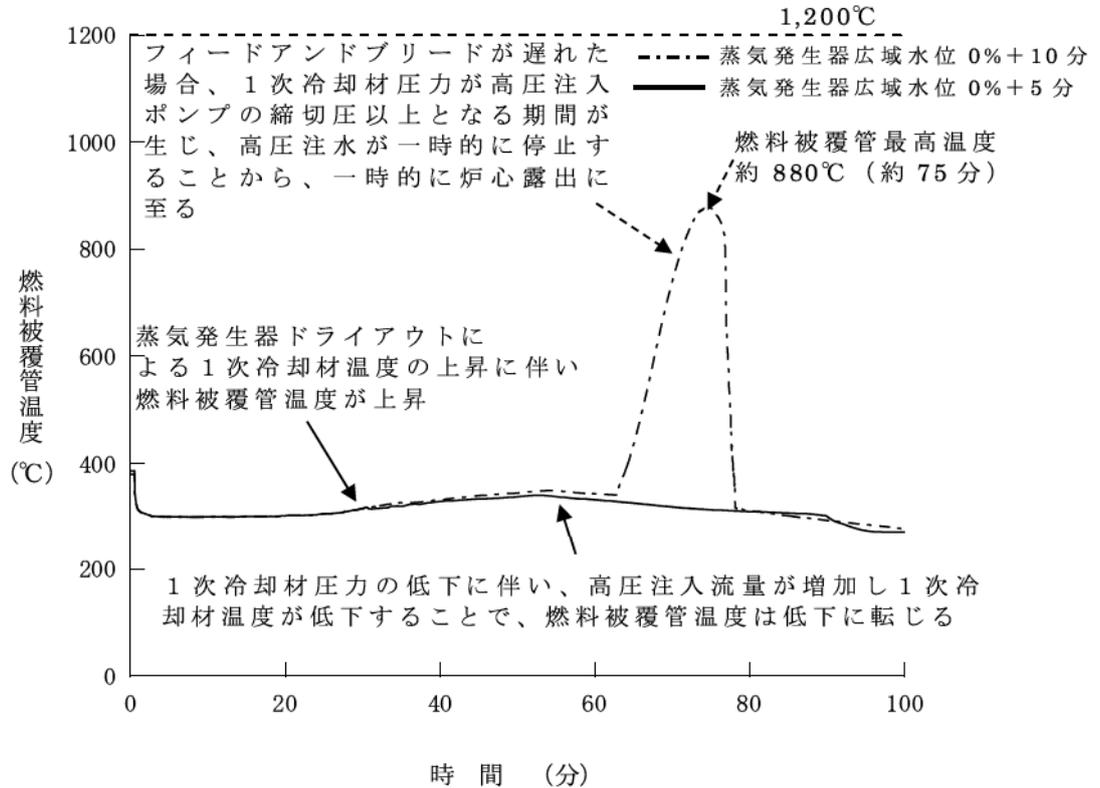
第 7.1.1.30 図 高圧注入流量の推移 (開始が遅くなる場合)



第 7.1.1.31 図 1次冷却系保有水量の推移 (開始が遅くなる場合)



第 7.1.1.32 図 原子炉容器内水位の推移 (開始が遅くなる場合)



第 7.1.1.33 図 燃料被覆管温度の推移 (開始が遅くなる場合)