

3.1.4 安全裕度評価

設計上の想定を超える事象の発生を仮定し、評価対象の発電用原子炉施設が、どの程度の事象まで燃料体又は使用済燃料(以下「燃料体等」という。)の著しい損傷を発生させることなく、また、格納容器機能喪失及び放射性物質の異常放出をさせることなく耐えることができるか、安全裕度を評価する。また、燃料体等の著しい損傷並びに格納容器機能喪失及び放射性物質の異常放出を防止するための措置について、深層防護 (defense in depth) の観点から、その効果を示すとともに、クリフエッジ・エフェクト(例えば、設計時の想定を超える地震及び津波により機器類の損傷、浸水等が生じ、燃料損傷等を引き起こす安全上重要な機器等の一連の機能喪失が生じること。)を特定して、設備の潜在的な脆弱性を明らかにする。これにより、発電用原子炉施設について、設計上の想定を超える外部事象に対する頑健性に関して、総合的に評価する。

3.1.4.1 評価実施方法

3.1.4.1.1 評価項目

評価項目は、「実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイドの制定について」(平成 29 年 3 月 29 日付け原規規発第 17032914 号、原子力規制委員会決定)(以下「運用ガイド」という。)に基づき、地震、津波並びに地震及び津波の重畳事象について評価を実施する。

【評価項目】

- (1) 地震
- (2) 津波
- (3) 地震及び津波の重畳

なお、地震及び津波随伴事象並びにその他の自然現象の重畳に対する安全裕度評価については川内 2 号機第 2 回届出時に評価を実施する。

3.1.4.1.2 評価の進め方

(1) 各評価項目に対する共通的な前提条件及び留意事項

評価において、事象の進展過程については、イベントツリーの形式で示すこととし、イベントツリーの各段階において、その段階で使用可能な防護措置について検討し、それぞれの有効性及び限界を示す。このような各段階の状況を示すことにより、深層防護の観点からの評価を明らかにするものである。評価に当たっては、以下の点に留意する。

- a. 起因事象発生時の状況として、最大出力下での運転等、最も厳しい運転条件を想定するとともに、使用済燃料貯蔵槽が使用済燃料で満たされているなど、最も厳しい発電用原子炉の状態を設定する。
- b. 評価対象事象は、地震及び津波とする。これらの重畳についても想定する。評価においては、設計段階での想定事象に限らず、最新の知見に照らして最も過酷と考えられる条件及びそれを上回る事象を想定する。
- c. 発電用原子炉及び使用済燃料貯蔵槽が同時に影響を受けると想定する。また、防護措置の評価にあたっては、合理的な場合を除き、一度機能を失った機能は回復しない及び外部からの支援は受けられないなど、厳しい状況を仮定する。
- d. 安全裕度評価においては、個別の発電用原子炉施設で自主的に強化した施設及び機能並びに耐震 B・C クラスの構造物・機器であっても合理的な評価によって機能が維持されることが示せる場合は、評価においてその機能に期待するものとする。

- e. 特定重大事故等対処施設は、施設定期検査終了時点(評価時点)において設置されていないため、本評価においてはその効果を考慮しない。
- f. 安全裕度評価は、自らの発電用原子炉施設の有する安全裕度及び潜在的な脆弱性を把握し、自主的、継続的に安全性を向上させるためのプロセスの一貫であることを認識しつつ実施する。
- g. 評価時点までに実施した対策を反映した評価を実施する。
- h. 運転開始以降の設備の状態に関し、事象発生後における設備の機能維持、相互干渉、二次的影響、防護措置に係る作業性及び接近性等について情報を収集し、防護措置に係る成立性及び頑健性を確認するため、安全裕度評価の実施方法に照らして確認すべき観点を明確にしたうえで、必要に応じプラント・ウォークダウンを体系的に実施する。なお、実施に当たっては、新規制基準への適合性確認や PRA 等、これまでに実施したプラント・ウォークダウンの結果が活用できる場合は、これを活用する。
- i. 「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価(PRA)」に示す地震 PRA 及び津波 PRA の検討結果を踏まえた評価を実施する。但し、安全裕度評価は、起因事象、緩和手段に関連する機器の地震や津波に対する耐力を評価することが目的であることから、地震 PRA 及び津波 PRA で考慮されている機器のランダム故障や人的過誤は考慮しない。

- j. クリフエッジを示す設備に対して有効な代替設備がある場合には、**PRA** で評価対象としていない設備であってもその代替設備に期待した評価を行う。

(2) 評価対象

「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価(PRA)」と同様に設計基準対象施設及び発電用原子炉設置変更許可申請書添付書類十の有効性評価において考慮した重大事故等対策を評価対象とする。

(3) 建物、構築物及び機器等の安全裕度評価における実応答値及び実耐力値又は設計応答値及び設計耐力値等の使用方法

a. 地震に対する耐力評価の指標

運用ガイドでは、「安全裕度評価では、実応答値及び実耐力値を用いることとし、設計応答値及び設計耐力値を混在して使用しない。」記載とされている。

今回の地震に対する安全裕度評価では、地震に対する耐力評価の指標として fragility を使用することとしている。この fragility 評価では、文献値や専門家判断を活用して耐力・応答のそれぞれについて中央値を設定するとともに、対数正規分布を仮定することでそれぞれの分布を考慮しており、得られた耐力分布・応答分布から建物、構築物及び機器等の損傷確率を評価している。各分布の作成に当たっては、設計における保守性^{※1}を排除した現実的な評価が前提となるため、結果として得られる fragility は実力値である。

※1 設計においては、耐力値、応答値についてそれぞれ以下に例示するような保守性を有している。

耐力値：物性値に規格基準値を使用、機能維持確認済加速度の使用、安全率を付加した許容値の設定 等

応答値：保守的な減衰定数の使用、床応答曲線の拡張、保守的な解析モデル 等

フラジリティ評価で考慮する耐力分布・応答分布は設計における保守性を排除した現実的な評価に基づくという点は、建物、構築物及び機器等のフラジリティ評価において共通であり、フラジリティを評価指標とする安全裕度評価においては、「設計値と実力値の混在」が発生することはない。

また、運用ガイドでは、評価の信頼性について、「設計応答値及び設計耐力値を用いる場合には、その信頼度を明確にする。さらに、クリフエッジ・エフェクトの値の信頼度（例えば、95%信頼度の 5%損傷確率等）には、偶然的不確実さ及び認識論的不確実さを考慮する。また、安全裕度評価が有する信頼性を明確にする。」と記載されている。

前述のとおり、地震に係る安全裕度評価では実力値とみなすことができるフラジリティを指標とするため、運用ガイドの「設計応答値及び設計耐力値を用いる場合」に該当しない。

なお、地震に係る安全裕度評価においては、第 3.1.4.1.1 図に示すフラジリティとして、95%信頼度における 5%損傷確率に相当する地震加速度レベル（以下「HCLPF」という。ここで、HCLPF は High Confidence of Low Probability of Failure（高信頼度低損傷確率）の略称である。）を用いてクリフエッジ加速度を表わすこととし、HCLPF を評価における指標とする。工学分野においては、高い信頼度を求める場合には慣例的に信頼度 95%（有意水準 5%）が設定されることから、本評価の指標として HCLPF を使用することは、十分高い信頼度が確保できていることを意味するものである。

HCLPF は fragility 評価により算出される A_m と不確実さ β_{CR} 及び β_{CU} により、次式のように表される。

$$HCLPF = A_m \times \exp(-1.65 \times (\beta_{CR} + \beta_{CU}))$$

ここで、

A_m : fragility 加速度中央値 (損傷確率 50% に対応する地震動強さ)

β_{CR} : 偶然的不確実さ

β_{CU} : 認識論的不確実さ

である。

β_{CR} 及び β_{CU} は、具体的には以下のとおりである。

➤ β_{CR} : 偶然的不確実さ

材料特性などに見られるように対象物が本来持っている「ばらつく特性」による不確実さである。物理現象が本質的に持っているランダム性に起因する「ばらつき」であるため、データの補充、評価モデルの詳細化を行ったとしても技術的に減じることができない性質のものである。第 3.1.4.1.1 図 の fragility 曲線において、この不確実さ β_{CR} は曲線の傾きに相当する。

安全裕度評価においては、例えば、加振試験等により求めた現実的耐力の統計的精度 (試験体の個体差、加振器の動作条件及び計測器のノイズ等に起因する統計的精度) の不確実さや、建屋の地震応答評価におけるせん断波速度などの地盤物性値及びコンクリート強度に係る不確実さ等に、この偶然的不確実さを考慮している。

➤ β_{CU} : 認識論的不確実さ

構造部材の現実的耐力を求める際、引張り強さなどの物性値に一般データを用いている場合の不確実さや、評価に用いる解析モデル自体が持つ不

確実さ等に、この認識論的不確実さを考慮している。これは、将来的なデータの増加又は科学の進展によってそのばらつきを減じることが期待できる。

第 3.1.4.1.2 図 のフラジリティ曲線において、この不確実さ β_{CU} は信頼度として示されており、評価においてより高い信頼度を必要とするほど、フラジリティ曲線は図の左側(地震加速度が小さい側)に移動し、不確実さ β_{CU} の影響を考慮しない場合(50%信頼度のフラジリティ曲線に相当)に比べ、より小さい加速度で高い損傷確率を示すようになる。

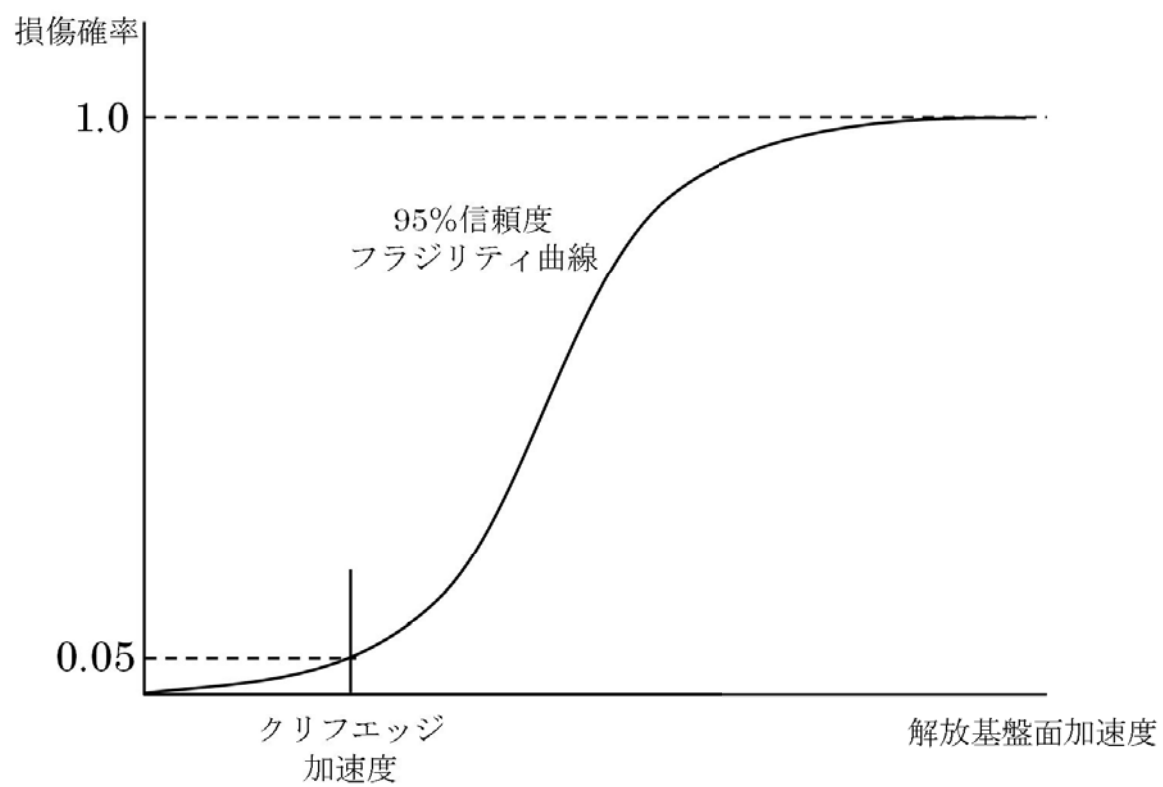
したがって、HCLPF を指標とすることで、信頼性に関する評価が含まれることとなり、運用ガイドの「偶然的な不確実さ及び認識論的不確実さを考慮」していることとなる。

なお、今回の評価においてはクリフエッジ地震加速度を解放基盤面における水平方向の加速度レベル(G^{*2})で記載^{※3}しているが、上記のとおり HCLPF の定義を踏まえれば、第 3.1.4.1.1 図に示すとおり、HCLPF に相当する地震加速度が生じて、損傷確率が高くなる地震加速度までは十分な余裕があることから、必ずクリフエッジ・エフェクトが発生することを意味するものではない。

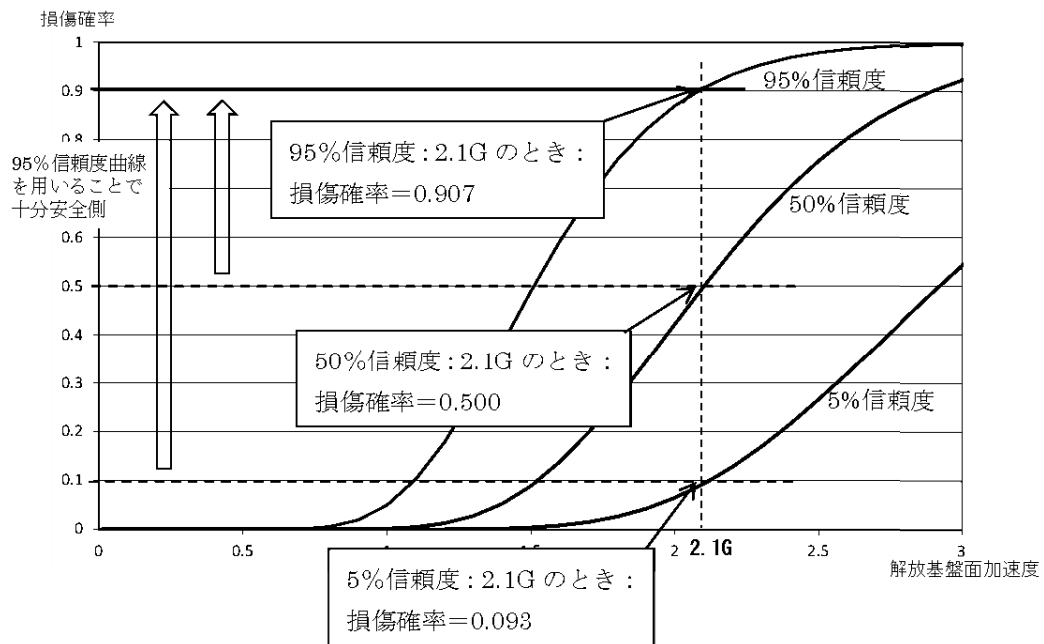
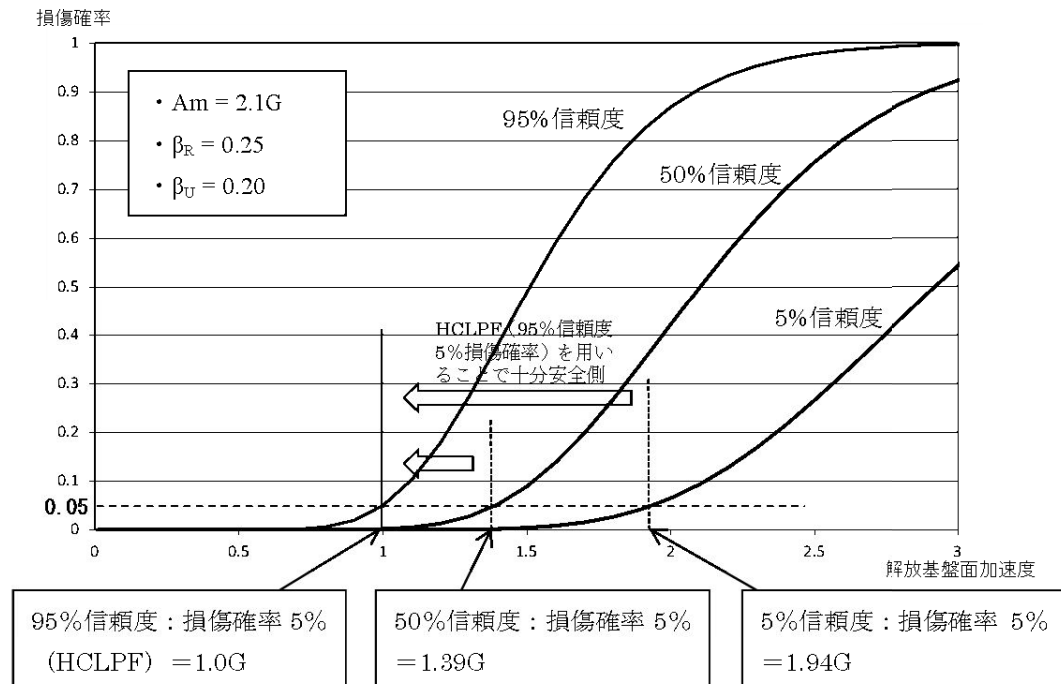
さらに、HCLPF が意味する損傷確率 5%の加速度レベルは、前述のとおり 95%信頼度に基づく値であることを考慮すると、第 3.1.4.1.1 図に示すとおり、信頼度の観点からも十分安全側(保守的)に設定されている値である。

※2 G: 加速度を重力加速度で除した無次元数

※3 鉛直方向の入力が機器の損傷に対して支配的となる場合には、損傷時の鉛直方向の解放基盤面加速度の年超過確率と同じ年超過確率の水平方向の解放基盤面加速度を記載



第3.1.4.1.1図 建物、構築物及び機器等の損傷確率



第 3.1.4.1.2 図 各信頼度における fragility 曲線

($A_m=2.1$ 、 $\beta_R=0.25$ 、 $\beta_U=0.20$ の fragility 曲線を例とする)

各信頼度における fragility 曲線は以下の式により算出される。

$$F(A) = \Phi \left\{ \frac{\ln \left(\frac{A}{A_m} \right) + \beta_{CU} \cdot X}{\beta_{CR}} \right\}$$

ここで、

F : 損傷確率

Φ : 標準正規累積分布関数

A : 入力加速度

A_m : fragility 加速度中央値 (損傷確率 50% に対応する入力加速度
(地震動強さ))

β_{CR} : 偶然的不確実さ要因の対数標準偏差

β_{CU} : 認識論的不確実さ要因の対数標準偏差

β_{CR-s} : 現実的耐力の偶然的不確実さ

β_{CR-r} : 現実的応答の偶然的不確実さ

β_{CU-s} : 現実的耐力の認識論的不確実さ

β_{CU-r} : 現実的応答の認識論的不確実さ

X : fragility 曲線の信頼度 p に対応する標準正規確率変量 ($\Phi^{-1}(p)$)

$p = 5\%$ 信頼度の時 $X = -1.65$

$p = 50\%$ 信頼度の時 $X = 0$

$p = 95\%$ 信頼度の時 $X = 1.65$

b. 津波に対する耐力評価の指標

安全性向上評価における津波に対する安全裕度評価では、入力は一様な高さの津波とすることから、不確実さを含んでいない。なお、遡上については別途、クリフエッジ津波高さでの遡上評価を行うこととしている。一方、耐力は機器等又は建屋シール等の設置高さとし、機器等が水に触れた時点で機能損傷すること及び建屋シールがない高さに津波が到達した場合に建屋内に水が無制限に流入し、津波高さまで建屋内の水位が上昇することを想定する。機器等又は建屋シール等の設置高さは、配置設計において厳密に設定されていることから、不確実さを考慮しない。

従って、津波に対する耐力評価の指標としては、地震に対する安全裕度評価において考慮したフラジリティは適用せず、許容津波高さとして機器等又は建屋シール等の設置高さを用いて決定論的に評価することとする。

なお、「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価(PRA)」で実施した津波 PRA では、遡上応答に係る不確実さを工学的判断により考慮したフラジリティ評価を実施している。今後、安全裕度評価の津波評価において、入力津波に遡上応答の不確実さを考慮する場合は、耐力の指標として HCLPF を用いることとする。

3.1.4.2 評価結果

3.1.4.2.1 地震

(1) 炉心損傷防止対策

a. 出力運転時

(a) 地震単独の評価

イ 評価方法

出力運転時の炉心損傷を防止するための措置について、以下の評価を実施する。(第 3.1.4.2.1.1 図参照)

① 起因事象の選定

地震発生時の安全裕度評価における起因事象は、「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価」に示す地震 PRA の検討結果を踏まえて選定する。

② 各起因事象発生に係る HCLPF 及び地震加速度区分の特定

①項にて選定した各起因事象を引き起こす建屋、系統及び機器(以下「設備等」という。)とその HCLPF を、「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価」に示す地震 PRA の検討結果を踏まえて特定する。

また、この結果を踏まえて、発生する起因事象に対応する地震加速度区分を設定する。

③ クリフエッジ評価

②項にて設定した地震加速度区分の小さい順に、各区分で発生する起因事象に対して以下の 1)～3)の評価を実施するとともに、当該区分

で炉心損傷に至るかを評価する。

ここで、当該区分で炉心損傷に至らない場合は、次の地震加速度区分を対象とし、新たな起因事象が追加して発生することを考慮して、以下の1)～3)の評価を実施する。

評価対象の地震加速度区分において炉心損傷に至る場合、起因事象に対する各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF のうち、最も大きいものがクリフエッジの地震加速度となる。

1) 影響緩和機能及び収束シナリオの特定

当該の地震加速度区分で発生する起因事象に対し、「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価」に示す地震 PRA の検討結果を踏まえて、影響緩和機能及び収束シナリオを特定する。

2) 各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF の特定

1)項にて特定した各影響緩和機能について、フロントライン系^{※1}及びサポート系^{※2}の各々に対し、機能喪失を引き起こす設備等とその HCLPF を「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価」に示す地震 PRA の検討結果を踏まえて特定する。具体的には、影響緩和機能の機能喪失に係る HCLPF は、フロントライン系とサポート系の機能喪失に至る各々の HCLPF のうち、小さい方となる。

※1:各イベントツリーの安全機能の達成に直接必要な影響緩和機能をフロントライン系という。例えば主給水流量喪失事象では、原子炉停止、補助給水による蒸気発生器への給水、主蒸気逃がし弁による熱放出等がフロントライン系である。

※2:フロントライン系を機能させるために必要な電源や冷却水等を供給する機能をサポート系という。例えば電動補助給水の機能達成に必要な監視、制御のための直流電源やポンプ駆動力のための交流電源等がサポート系である。

3) 各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF の特定

2) 項にて特定した各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF の結果から、各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF を特定する。具体的には、各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF は、当該収束シナリオに必要な各影響緩和機能の HCLPF のうち、最も小さいものとなる。

ロ 評価結果

① 起因事象の選定結果

地震発生時の安全裕度評価における起因事象については、「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価」に示す地震 PRA の検討結果を踏まえて、以下の 11 事象を選定した。なお、選定した起因事象の概要を第 3.1.4.2.1.1 表に示す。

- ・ 大破断 LOCA
- ・ 中破断 LOCA
- ・ 小破断 LOCA
- ・ 主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)
- ・ 主蒸気管破断(主蒸気隔離弁下流)
- ・ 主給水管破断
- ・ 原子炉補機冷却機能の全喪失

- ・ 外部電源喪失
- ・ 主給水流量喪失
- ・ 炉心損傷直結 (CV 機能喪失直結を除く)
- ・ CV 機能喪失直結

ここで、炉心損傷直結 (CV 機能喪失直結を除く) 事象は、地震 PRA における大破断 LOCA を上回る規模の LOCA (Excess LOCA) 及び ATWS に、CV 機能喪失直結事象は、地震 PRA における蒸気発生器伝熱管破損 (複数本破損)、原子炉格納容器損傷及び原子炉建屋損傷に該当する。

② 各起因事象発生に係る HCLPF 及び地震加速度区分の特定結果

各起因事象を引き起こす設備等とその HCLPF を第 3.1.4.2.1.2 表のとおり特定した。

ここで、外部電源喪失及び主給水流量喪失については耐震 B 及び C クラス設備等の破損により発生することから、地震加速度の大きさによらず発生するものとした。

また、この結果を踏まえて、発生する起因事象に対応する地震加速度区分 1～10 を同表のとおり設定した。

③ クリフエッジ評価結果

➤ 地震加速度区分 1 (0.86G 未満) に対する評価結果

1) 影響緩和機能及び収束シナリオの特定

地震加速度区分 1 で発生する起因事象である外部電源喪失及び主給水流量喪失について、第 3.1.4.2.1.2 図のとおり、地震 PRA のイベントツリーを踏まえて、影響緩和機能及び収束シナリオを特定した。

収束シナリオの特定においては、炉心の未臨界性が確保され、かつ、燃料が安定、継続的に冷却される状態に至るシナリオを収束シナリオ（冷却成功）とし、この状態に至らないシナリオを燃料の重大な損傷に至るシナリオ（炉心損傷）とした。

第 3.1.4.2.1.2 図のとおり、外部電源が期待できないことを考慮すると外部電源喪失及び主給水流量喪失の収束シナリオは同様のものとなるため、外部電源喪失にまとめて評価を実施することとした。

なお、「外部電源喪失」の収束シナリオ①、②、③、④、⑤及び⑥の概要は以下のとおり。

・収束シナリオ①：

起因事象発生の後、原子炉の停止及びディーゼル発電機の起動に成功し、非常用所内電源から給電されている状態で、電動又はタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水を行う。その後、充てん系によるほう酸の注入を行い、未臨界性を確保した上で中央制御室からの操作により主蒸気逃がし弁を開放し、2 次系による冷却を行い、加えて加圧器逃がし弁による減圧操作により、1 次系の温度、圧力を余熱除去系による冷却が可能な条件にまで低下させた後、余熱除去系を用いた 1 次系冷却を行うことで燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

・収束シナリオ②：

起因事象発生の後、原子炉の停止及びディーゼル発電機の起動に成功し、非常用所内電源から給電されている状態で、収束シナリオ①で期待していた「電動又はタービン動補助給水ポンプによる蒸気発

生器への給水」、「充てん系によるほう酸の注入」、「主蒸気逃がし弁の開放」、「加圧器逃がし弁による減圧」及び「余熱除去系による冷却」のいずれかに失敗した場合、燃料取替用水タンク水を充てん／高圧注入ポンプにより原子炉へ注入する操作と加圧器逃がし弁による原子炉格納容器内部へ原子炉冷却材を放出する操作を組み合わせた1次系のフィードアンドブリードにより原子炉を冷却する。また、格納容器の圧力上昇により格納容器スプレイポンプが起動する。燃料取替用水タンクの水位低下後は再循環切替を行い、余熱除去冷却器及び格納容器スプレイ冷却器を用いて継続した1次系冷却を行うことで燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

・収束シナリオ③：

起因事象発生の後、原子炉の停止及びディーゼル発電機の起動に成功し、非常用所内電源から給電されている状態で、収束シナリオ②で期待していた格納容器スプレイ再循環運転に失敗した場合に、原子炉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を行うことで燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

・収束シナリオ④：

起因事象発生の後、原子炉の停止及びディーゼル発電機の起動に成功し、非常用所内電源から給電されている状態で、収束シナリオ②で期待していた格納容器スプレイポンプによる格納容器除熱に失敗した場合に、原子炉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を行うことで燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

・収束シナリオ⑤:

起因事象発生の後、原子炉の停止に成功したもののディーゼル発電機の起動失敗等により非常用所内電源からの給電がない状態で、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水を行う。制御用空気系統が使用できないことから、主蒸気逃がし弁を現場の手動操作により開放し、2次系による冷却を行う。1次系の減圧に伴い蓄圧タンクのほう酸水が給水され、1次冷却材と未臨界性を確保した上で、大容量空冷式発電機による交流電源を復旧させた後、蓄圧タンク出口隔離弁を中央制御室からの手動操作により閉止する。また、復水タンク枯渇までに海水又は淡水を補給することにより2次系冷却を継続することで燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

・収束シナリオ⑥:

起因事象発生の後、原子炉の停止が成功したもののディーゼル発電機の起動失敗等により非常用所内電源からの給電がなく、RCP シール LOCA が発生した状態で、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水を行う。制御用空気系統が使用できないことから、主蒸気逃がし弁を現場の手動操作により開放し、2次系による冷却を行う。1次系の減圧に伴い蓄圧タンクのほう酸水が給水され、1次系冷却材と未臨界性を確保した上で、大容量空冷式発電機による交流電源を復旧させた後、蓄圧タンク出口隔離弁を中央制御室からの手動操作により閉止する。また、復水タンク枯渇までに海水又は淡水を補給することにより2次系冷却を継続する。更に燃料取替用水タンクを水源とした常設電動注入ポンプによる代替炉心注水により1次系への給水を継続する。移動式大容量ポンプ車による補機冷却機能

回復後に余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプによる高圧再循環運転を行い、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崩壊熱除去を行うことで燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

2) 各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF の特定

1) 項にて抽出した各影響緩和機能について、フロントライン系とそれに必要なサポート系の関連を整理するとともに、各々の機能喪失を引き起こす設備等の HCLPF の評価結果を用いて、各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF を第 3.1.4.2.1.3 表のとおり特定した。

3) 各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF の特定

外部電源喪失の収束シナリオ①～⑥の機能喪失に係る HCLPF について、第 3.1.4.2.1.3 図のとおり特定した。

なお、RCP シールについては、耐熱 O リングを内蔵する改良型シールを使用しており、同シールは全交流電源喪失を想定した高温高圧状況下において 8 時間以上の耐力を有している。更に、1 次冷却材ポンプが地震による荷重を受けた場合においても、1.21G に相当する地震荷重まではポンプ・モータの静止体及び回転体側部品に生じる変形により RCP シール内で両者が接触することはなく、地震の影響によって RCP シールの健全性が損なわれず、RCP シール LOCA に至ることはない。また、補助給水による蒸気発生器への給水(タービン動)、主蒸気逃がし弁による熱放出(手動・現場)及び大容量空冷式発電機からの給電は、0.90G でメタルクラッド・スイッチギアの保護リレー(メタクラ保護継電器)の誤動作によりしゃ断器が開放され、失敗の可能性があるが、

第 3.1.4.2.1.6 図に示すようにメタクラ本体と保護継電器との接続を切離すリフト処置でしゃ断器トリップコイルを非励磁とし、しゃ断器再投入により成功させることとした。

各収束シナリオについて評価した結果、収束シナリオ①及び④～⑥の機能喪失に係る HCLPF が 0.86G 以上であることから、地震加速度区分 1 (0.86G 未満) で発生する「外部電源喪失」は収束可能であり、炉心損傷に至ることはない。

このため、より大きな地震加速度により発生する、地震加速度区分 2 (0.86～1.10G 未満) に対して以下のとおり評価を行った。

➤ 地震加速度区分 2 (0.86～1.10G 未満) に対する評価結果

1) 影響緩和機能及び収束シナリオの特定

地震加速度区分 2 において新たに追加して発生する起因事象である原子炉補機冷却機能の全喪失を考慮し、「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失」について、第 3.1.4.2.1.4 図のとおり、地震 PRA のイベントツリーを踏まえて、影響緩和機能及び収束シナリオを特定した。

なお、「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失」の収束シナリオ①、②、③及び④の概要は以下のとおり。

・収束シナリオ①：

起因事象発生の後、原子炉の停止及びディーゼル発電機の起動に成功し、非常用所内電源から給電されている状態で、電動又はタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水を行う。制御用空気系統が使用できないことから、主蒸気逃がし弁を現場の手動操

作により開放し、2 次系による冷却を行う。1 次系の減圧に伴い蓄圧タンクのほう酸水が給水され、1 次冷却材と未臨界性を確保した上で、蓄圧タンク出口隔離弁を中央制御室からの手動操作により閉止する。また、復水タンク枯渇までに海水又は淡水を補給することにより 2 次系冷却を継続することで燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

・収束シナリオ②：

起因事象発生の後、原子炉の停止及びディーゼル発電機の起動に成功し、非常用所内電源からの給電があり、RCP シール LOCA が発生した状態で、電動又はタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水を行う。制御用空気系統が使用できないことから、主蒸気逃がし弁を現場の手動操作により開放し、2 次系による冷却を行う。1 次系の減圧に伴い蓄圧タンクのほう酸水が給水され、1 次系冷却材と未臨界性を確保した上で、蓄圧タンク出口隔離弁を中央制御室からの手動操作により閉止する。また、復水タンク枯渇までに海水を補給することにより 2 次系冷却を継続する。更に燃料取替用水タンクを水源とした常設電動注入ポンプによる代替炉心注水により 1 次系への給水を継続する。移動式大容量ポンプ車による補機冷却機能回復後に、余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプによる高圧再循環運転を行い、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崩壊熱除去を行うことで燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

・収束シナリオ③：

「外部電源喪失」の収束シナリオ⑤に同じ。

・収束シナリオ④:

「外部電源喪失」の収束シナリオ⑥に同じ。

2) 各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF の特定

1) 項にて抽出した各影響緩和機能について、フロントライン系とそれに必要なサポート系の関連を整理するとともに、各々の機能喪失を引き起こす設備等の HCLPF の評価結果を用いて、各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF を第 3.1.4.2.1.4 表のとおり特定した。

3) 各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF の特定

「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失」の収束シナリオ①～④の機能喪失に係る HCLPF について、第 3.1.4.2.1.5 図のとおり特定した。

なお、RCP シールについては、耐熱 O リングを内蔵する改良型シールを使用しており、同シールは全交流電源喪失を想定した高温高圧状況下において 8 時間以上の耐力を有している。更に、1 次冷却材ポンプが地震による荷重を受けた場合においても、1.21G に相当する地震荷重まではポンプ・モータの静止体及び回転体側部品に生じる変形により RCP シール内で両者が接触することはなく、地震の影響によって RCP シールの健全性が損なわれず、RCP シール LOCA に至ることはない。また、補助給水による蒸気発生器への給水(タービン動)、主蒸気逃がし弁による熱放出(手動・現場)及び大容量空冷式発電機からの給電は、0.90G でメタクラ保護継電器の誤動作によりしゃ断器が開放され、失敗の可能性があるが、第 3.1.4.2.1.6 図に示すように、メタクラ本体

と保護継電器との接続を切離すリフト処置でしゃ断器トリップコイルを非励磁とし、しゃ断器再投入により成功させることとした。

各収束シナリオについて評価した結果、収束シナリオ③の補助給水による蒸気発生器への給水(タービン動)の HCLPF である 1.04G で機能喪失することで、炉心損傷に至る。すなわち、地震加速度区分 2 (0.86～1.10G 未満)で炉心損傷に至ることから、これをクリフエッジとして特定した。クリフエッジの特定において、各影響緩和機能(フロントライン系及びサポート系)に関連する設備等の系統概要図を第 3.1.4.2.1.20 図、機器リストを参考資料に示す。

このクリフエッジシナリオ(収束シナリオ③の緩和シナリオ)では、起因事象として外部電源喪失、主給水流量喪失及び原子炉補機冷却機能の全喪失が重畳して発生した後、原子炉の停止が成功するもののディーゼル発電機の起動に失敗した状態となり、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水が行われる。このとき、原子炉補機冷却機能喪失により制御用空気系統は使用できないことから、主蒸気逃がし弁を現場の手動操作にて開放し、2 次系による冷却を行う。冷却により、1 次系は減圧され、蓄圧タンクのほう酸水が給水されて、炉心の未臨界性が確保される。

その後、大容量空冷式発電機によって交流電源を復旧させた後、蓄圧タンク出口隔離弁を中央制御室からの手動操作により閉止する。また、復水タンク枯渇までに同タンクに海水を補給することにより 2 次系冷却を長期継続する。

このようにクリフエッジ加速度(1.04G)未満であれば、未臨界性が確保された上で、海水を水源とした安定、継続的な 2 次系冷却が行われることとなり、燃料の重大な損傷に至る事態は回避されることとなるが、ク

リフエッジ加速度を超えた場合は、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水が喪失してしまい、炉心損傷へ至ることとなる。

b. 運転停止時

(a) 地震単独の評価

イ 評価方法

運転停止時の炉心損傷を防止するための措置について、崩壊熱が高く、

1 次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対象に、以下の評価を実施する。(第 3.1.4.2.1.7 図参照)

① 起因事象の選定

地震発生時の安全裕度評価における起因事象は、「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価」に示す地震 PRA 及び内部事象停止時 PRA の検討結果を踏まえて選定する。

② 各起因事象発生に係る HCLPF 及び地震加速度区分の特定

①項にて選定した各起因事象を引き起こす設備等とその HCLPF を特定する。

また、この結果を踏まえて、発生する起因事象に対応する地震加速度区分を設定する。

③ クリフエッジ評価

②項にて設定した地震加速度区分の小さい順に、各区分で発生する起因事象に対して以下の 1)～3) の評価を実施するとともに、当該区分で炉心損傷に至るかを評価する。

ここで、当該区分で炉心損傷に至らない場合は、次の地震加速度区分を対象とし、新たな起因事象が追加して発生することを考慮して、以下の1)～3)の評価を実施する。

評価対象の地震加速度区分において炉心損傷に至る場合、起因事象に対する各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF のうち、最も大きいものがクリフエッジの地震加速度となる。

1) 影響緩和機能及び収束シナリオの特定

当該の地震加速度区分で発生する起因事象に対し、影響緩和機能及び収束シナリオを特定する。

2) 各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF の特定

1) 項にて特定した各影響緩和機能について、フロントライン系及びサポート系の各々に対し、機能喪失を引き起こす設備等とその HCLPF を特定する。具体的には、影響緩和機能の機能喪失に係る HCLPF は、フロントライン系とサポート系の機能喪失に至る各々の HCLPF のうち、小さい方となる。

3) 各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF の特定

2) 項にて特定した各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF の結果から、各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF を特定する。具体的には、各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF は、当該収束シナリオに必要な各影響緩和機能の HCLPF のうち、最も小さいものとなる。

ロ 評価結果

① 起因事象の選定結果

地震発生時の安全裕度評価における起因事象については、「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価」に示す地震 PRA 及び内部事象停止時 PRA の検討結果を踏まえて、以下のとおり抽出した。

1) 地震 PRA における起因事象に対する検討

地震 PRA の起因事象のうち、運転停止時の地震に対する安全裕度評価で考慮すべき起因事象を第 3.1.4.2.1.5 表のとおり検討し、以下のとおり抽出した。

- ・ 原子炉格納容器損傷
- ・ 原子炉建屋損傷
- ・ 大破断 LOCA を上回る規模の LOCA (Excess LOCA)
- ・ 大破断 LOCA
- ・ 中破断 LOCA
- ・ 小破断 LOCA
- ・ 原子炉補機冷却機能の全喪失
- ・ 外部電源喪失

2) 内部事象停止時 PRA における起因事象に対する検討

内部事象停止時 PRA の起因事象のうち、運転停止時の地震に対する安全裕度評価で考慮すべき起因事象を第 3.1.4.2.1.6 表のとおり検討し、以下のとおり抽出した。

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失

- ・ 水位維持失敗
- ・ 余熱除去機能喪失
- ・ 原子炉補機冷却機能の全喪失
- ・ 外部電源喪失
- ・ 反応度の誤投入

3) 運転停止時の地震に対する安全裕度評価で想定する起因事象の選定結果

運転停止時の地震に対する安全裕度評価の対象とする起因事象としては、1) 及び 2) 項で抽出された起因事象を全て考慮することとし、以下の 7 事象を選定した。

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失(大破断 LOCA、中破断 LOCA、小破断 LOCA を含む)
- ・ 原子炉補機冷却機能の全喪失
- ・ 外部電源喪失
- ・ 水位維持失敗
- ・ 余熱除去機能喪失
- ・ 炉心損傷直結(CV 機能喪失直結を除く)
- ・ CV 機能喪失直結

ここで、炉心損傷直結(CV 機能喪失直結を除く)事象は、地震 PRA における大破断 LOCA を上回る規模の LOCA(Excess LOCA) 及び内部事象停止時 PRA における反応度の誤投入に、CV 機能喪失直結事象は、地震 PRA における原子炉格納容器損傷及び原子炉建屋損傷に該当する。なお、選定した起因事象の概要を第 3.1.4.2.1.7 表に示す。

② 各起因事象発生に係る HCLPF 及び地震加速度区分の特定結果

各起因事象を引き起こす設備等とその HCLPF を第 3.1.4.2.1.8 表のとおり特定した。

ここで、外部電源喪失については耐震 B 及び C クラス設備等の破損により発生することから、地震加速度の大きさによらず発生するものとした。

また、この結果を踏まえて、発生する起因事象に対応する地震加速度区分 1～6 を同表のとおり設定した。

③ クリフエッジ評価結果

➤ 地震加速度区分 1 (0.86G 未満) に対する評価結果

1) 影響緩和機能及び収束シナリオの特定

地震加速度区分 1 で発生する起因事象である外部電源喪失について第 3.1.4.2.1.8 図のとおり、影響緩和機能及び収束シナリオを特定した。

収束シナリオの特定においては、炉心の未臨界性が確保され、かつ、燃料が安定、継続的に冷却される状態に至るシナリオを収束シナリオ(冷却成功)とし、この状態に至らないシナリオを燃料の重大な損傷に至るシナリオ(炉心損傷)とした。

なお、「外部電源喪失」の収束シナリオ①、②、③、④及び⑤の概要は以下のとおり。

・収束シナリオ①:

ミッドループ運転時に起因事象発生の後、ディーゼル発電機の起動に成功し、非常用所内電源から給電されている状態で、余熱除去

系を用いた 1 次系冷却を行うことで燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

・収束シナリオ②:

ミッドループ運転時に起因事象発生の後、ディーゼル発電機の起動に成功し、非常用所内電源から給電されている状態で、収束シナリオ①で期待していた余熱除去系による冷却に失敗した場合に、燃料取替用水タンクを水源とした充てん／高圧注入ポンプ(充てん注入モード)による炉心注水により炉心冷却を行う。更に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崩壊熱除去を行うことで燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

・収束シナリオ③:

ミッドループ運転時に起因事象発生の後、ディーゼル発電機の起動に成功し、非常用所内電源から給電されている状態で、収束シナリオ②で期待していた充てん／高圧注入ポンプ(充てん注入モード)による炉心注水に失敗した場合に、充てん／高圧注入ポンプ(高圧注入モード)による炉心注水により炉心冷却を行う。更に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崩壊熱除去を行うことで燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

・収束シナリオ④:

ミッドループ運転時に起因事象発生の後、ディーゼル発電機の起動に成功し、非常用所内電源から給電されている状態で、収束シナリオ③で期待していた充てん／高圧注入ポンプ(高圧注入モード)に

よる炉心注水に失敗した場合に、燃料取替用水タンクを水源とした常設電動注入ポンプによる代替炉心注水により炉心冷却を行う。更に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崩壊熱除去を行うことで燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

・収束シナリオ⑤:

ミッドループ運転時に起因事象発生の後、ディーゼル発電機の起動失敗等により非常用所内電源からの給電がない状態で、大容量空冷式発電機により交流電源を復旧させ、燃料取替用水タンクを水源とした常設電動注入ポンプによる代替炉心注水により炉心冷却を行う。移動式大容量ポンプ車による補機冷却機能回復後に、余熱除去ポンプによる低圧再循環運転を行い、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崩壊熱除去を行うことで燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

2) 各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF の特定

1) 項にて抽出した各影響緩和機能について、フロントライン系とそれに必要なサポート系の関連を整理するとともに、各々の機能喪失を引き起こす設備等の HCLPF の評価結果を用いて、各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF を第 3.1.4.2.1.9 表のとおり特定した。

3) 各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF の特定

外部電源喪失の収束シナリオ①～⑤の機能喪失に係る HCLPF について、第 3.1.4.2.1.9 図のとおり特定した。

なお、大容量空冷式発電機からの給電、常設電動注入ポンプによる

炉心への注水、移動式大容量ポンプ車による補機冷却、低圧注入による再循環炉心冷却及び格納容器内自然対流冷却による格納容器除熱(海水冷却)は、0.90G でメタクラ保護継電器の誤動作によりしゃ断器が開放され、失敗の可能性があるが、第 3.1.4.2.1.6 図に示すようにメタクラ本体と保護継電器との接続を切離すリフト処置でしゃ断器トリップコイルを非励磁とし、しゃ断器再投入により成功させることとした。

各収束シナリオについて評価した結果、収束シナリオ①～⑤の機能喪失に係る HCLPF が 0.86G 以上であることから、地震加速度区分 1 (0.86G 未満)で発生する「外部電源喪失」は収束可能であり、炉心損傷に至ることはない。

このため、より大きな地震加速度により発生する、地震加速度区分 2 (0.86～1.10G 未満)に対して以下のとおり評価を行った。

➤ 地震加速度区分 2 (0.86～1.10G 未満)に対する評価結果

1) 影響緩和機能及び収束シナリオの特定

地震加速度区分 2 において新たに追加して発生する起因事象である原子炉補機冷却機能の全喪失を考慮し、「外部電源喪失+原子炉補機冷却機能の全喪失」について、第 3.1.4.2.1.10 図のとおり、影響緩和機能及び収束シナリオを特定した。

なお、「外部電源喪失+原子炉補機冷却機能の全喪失」の収束シナリオ①及び②の概要は以下のとおり。

・収束シナリオ①:

ミッドループ運転時に起因事象発生の後、ディーゼル発電機の起動に成功し、非常用所内電源から給電されている状態で、燃料取替

用水タンクを水源とした常設電動注入ポンプによる代替炉心注水により炉心冷却を行う。移動式大容量ポンプ車による補機冷却機能回復後に、余熱除去ポンプによる低圧再循環運転を行い、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崩壊熱除去を行うことで燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

・収束シナリオ②：

ミッドループ運転時に起因事象発生の後、ディーゼル発電機の起動失敗等により非常用所内電源からの給電がない状態で、大容量空冷式発電機により交流電源を復旧させ、燃料取替用水タンクを水源として常設電動注入ポンプによる代替炉心注水により炉心冷却を行う。移動式大容量ポンプ車による補機冷却機能回復後に、余熱除去ポンプによる低圧再循環運転を行い、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崩壊熱除去を行うことで燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

2) 各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF の特定

1) 項にて抽出した各影響緩和機能について、フロントライン系とそれに必要なサポート系の関連を整理するとともに、各々の機能喪失を引き起こす設備等の HCLPF の評価結果を用いて、各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF を第 3.1.4.2.1.10 表のとおり特定した。

3) 各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF の特定

「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失」の収束シナリオ①及び②の機能喪失に係る HCLPF について、第 3.1.4.2.1.11 図のお

り特定した。

なお、大容量空冷式発電機からの給電、常設電動注入ポンプによる炉心への注水、移動式大容量ポンプ車による補機冷却、低圧注入による再循環炉心冷却及び格納容器内自然対流冷却による格納容器除熱(海水冷却)は、0.90G でメタクラ保護継電器の誤動作によりしゃ断器が開放され、失敗の可能性があるが、第 3.1.4.2.1.6 図に示すようにメタクラ本体と保護継電器との接続を切離すリフト処置でしゃ断器トリップコイルとを非励磁とし、しゃ断器再投入により成功させることとした。

各収束シナリオについて評価した結果、収束シナリオ②の常設電動注入ポンプによる炉心への注水の HCLPF である 1.04G で機能喪失することで、炉心損傷に至る。すなわち、地震加速度区分 2(0.86～1.10G 未満)で炉心損傷に至ることから、これをクリフエッジとして特定した。クリフエッジの特定において、各影響緩和機能(フロントライン系及びサポート系)に関連する設備等の系統概要図を第 3.1.4.2.1.20 図、機器リストを参考資料に示す。

このクリフエッジシナリオ(収束シナリオ②の緩和シナリオ)では、起回事象として外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能の全喪失が重畳して発生した後、ディーゼル発電機の起動が失敗し、大容量空冷式発電機によって交流電源を復旧させた状態で、燃料取替用水タンク(RWST)を水源として常設電動注入ポンプによる代替炉心注入により炉心冷却を行う。

その後、移動式大容量ポンプ車によって補機冷却機能を回復し、余熱除去ポンプによる低圧再循環運転を行い、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崩壊熱除去を行う。

このように、クリフエッジ加速度(1.04G)未満であれば、海水を最終ヒ

ートシンクとした安定、継続的な冷却が行われることになり、燃料の重大な損傷に至る事態は回避されることとなるが、クリフエッジ加速度を超えた場合は、常設電動注入ポンプによる炉心への注水が喪失してしまい、炉心損傷へ至ることとなる。

(2) 格納容器機能喪失防止対策

a. 地震単独の評価

(a) 評価方法

格納容器機能喪失を防止するための措置について、以下の評価を実施する。(第 3.1.4.2.1.12 図参照)

① 起因事象の選定

地震発生時の安全裕度評価における起因事象は、「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価」に示す地震 PRA の検討結果を踏まえて選定する。

② 各起因事象発生に係る HCLPF 及び地震加速度区分の特定

①項にて選定した各起因事象を引き起こす設備等とその HCLPF を、「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価」に示す地震 PRA の検討結果を踏まえて特定する。

また、この結果を踏まえて、発生する起因事象に対応する地震加速度区分を設定する。

③ クリフエッジ評価

②項にて設定した地震加速度区分の小さい順に、各区分で発生する起因事象に対して以下の 1)～3) の評価を実施するとともに、当該区分で格納容器機能喪失に至るかを評価する。

ここで、当該区分で格納容器機能喪失に至らない場合は、次の地震加速度区分を対象とし、新たな起因事象が追加して発生することを考慮して、以下の 1)～3) の評価を実施する。

評価対象の地震加速度区分において格納容器機能喪失に至る場合、起因事象に対する各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF のうち、最も大きいものがクリフエッジの地震加速度となる。

1) 影響緩和機能及び収束シナリオの特定

当該の地震加速度で発生する起因事象に対し、「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価」に示す地震 PRA の検討結果を踏まえて、影響緩和機能及び収束シナリオを特定する。

2) 各影響緩和機能の喪失に係る地震加速度の特定

1) 項にて特定した各影響緩和機能について、フロントライン系及びサポート系の各々に対し、機能喪失を引き起こす設備等とその HCLPF を、「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価」に示す地震 PRA の検討結果を踏まえて特定する。具体的には、影響緩和機能の機能喪失に係る HCLPF は、フロントライン系とサポート系の機能喪失に至る各々の HCLPF のうち、小さい方となる。

3) 各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF の特定

2) 項にて特定した各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF の結果から、各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF を特定する。具体的には、各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF は、当該収束シナリオに必要な各影響緩和機能の HCLPF のうち、最も小さいものとなる。

(b) 評価結果

① 起因事象の選定結果

出力運転時炉心評価での選定結果(3.1.4.2.1(1)a.(a)ロ①項)と同様に、以下の11事象を選定した。

- ・ 大破断 LOCA
- ・ 中破断 LOCA
- ・ 小破断 LOCA
- ・ 主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)
- ・ 主蒸気管破断(主蒸気隔離弁下流)
- ・ 主給水管破断
- ・ 原子炉補機冷却機能の全喪失
- ・ 外部電源喪失
- ・ 主給水流量喪失
- ・ 炉心損傷直結(CV機能喪失直結を除く)
- ・ CV機能喪失直結

ここで、炉心損傷直結(CV機能喪失直結を除く)事象は、地震 PRA における大破断 LOCA を上回る規模の LOCA(Excess LOCA)及び ATWS に、CV機能喪失直結事象は、地震 PRA における蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)、原子炉格納容器損傷及び原子炉建屋損傷に該当する。なお、選定した起因事象の概要を第 3.1.4.2.1.11 表に示す。

② 各起因事象発生に係る HCLPF 及び地震加速度区分の特定結果

出力運転時炉心評価での特定結果(3.1.4.2.1(1)a.(a)ロ②項)より、各起因事象を引き起こす設備等とその HCLPF を第 3.1.4.2.1.12 表のとおり特定した。

ここで、外部電源喪失及び主給水流量喪失については耐震 B 及び C クラス設備等の破損により発生することから、地震加速度の大きさによらず発生するものとした。

また、この結果を踏まえて、発生する起因事象に対応する地震加速度区分 1～10 を同表のとおり設定した。

③ クリフエッジ評価結果

クリフエッジの評価にあたっては、出力運転時炉心評価での評価結果(3.1.4.2.1(1)a.(a)ロ③項)より、地震加速度区分 1 では炉心損傷に至らないことから、地震加速度区分 2 から評価を実施した。

➤ 地震加速度区分 2(0.86～1.10G 未満)に対する評価結果

1) 影響緩和機能及び収束シナリオの特定

出力運転時炉心評価での評価結果(3.1.4.2.1(1)a.(a)ロ③項)より、地震加速度区分 2 で発生する起因事象である「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失」について、第 3.1.4.2.1.13 図のとおり、影響緩和機能及び収束シナリオを特定した。

収束シナリオの特定においては、炉心が損傷した状態において原子炉格納容器内の除熱が安定的に継続されるシナリオを収束シナリオ(格納容器健全)とし、この状態に至らないシナリオを格納容器機能喪失に至るシナリオ(格納容器機能喪失)とした。

なお、「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失」の収束シナリオ①の概要は以下のとおり。

・収束シナリオ①:

炉心損傷発生の後、大容量空冷式発電機からの給電により格納容器隔離を行う。その後、PAR により水素濃度の低減を図り、1 次系圧力が高い状態での原子炉容器破損を防止するために加圧器逃がし弁による 1 次系の減圧を行う。溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、常設電動注入ポンプにより原子炉下部キャビティへ注水を行う。また、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ並びに原子炉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を行うことで格納容器機能喪失に至る事態は回避される。

2) 各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF の特定

1) 項にて抽出した各影響緩和機能について、フロントライン系とそれに必要なサポート系の関連を整理するとともに、各々の機能喪失を引き起こす設備等の HCLPF の評価結果を用いて、各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF を第 3.1.4.2.1.13 表のとおり特定した。

3) 各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF の特定

「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失」の収束シナリオ①の機能喪失に係る HCLPF について、第 3.1.4.2.1.14 図のとおり特定した。

なお、大容量空冷式発電機からの給電、格納容器隔離、加圧器逃がし弁(窒素ポンベ)による 1 次系強制減圧、常設電動注入ポンプによる格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却による格納容器除熱(海

水冷却)は、0.90G でメタクラ保護継電器の誤動作によりしゃ断器が開放され、失敗の可能性があるが、第 3.1.4.2.1.6 図に示すようにメタクラ本体と保護継電器との接続を切離すリフト処置でしゃ断器トリップコイルを非励磁とし、しゃ断器再投入により成功させることとした。

同シナリオは、静的触媒式水素再結合装置による水素処理の HCLPF である 0.70G で静的触媒式水素再結合装置が機能喪失し、収束シナリオが成立しない。しかしながら、炉心損傷に至らない場合には格納容器機能は喪失しないことから、上記 HCLPF を上回り炉心損傷の HCLPF (1.04G)を格納容器機能喪失のクリフエッジとして特定した。クリフエッジの特定において、各影響緩和機能(フロントライン系及びサポート系)に関連する設備等の系統概要図を第 3.1.4.2.1.20 図、機器リストを参考資料に示す。

(3) 使用済燃料ピットの燃料損傷防止対策

a. 地震単独の評価

(a) 評価方法

使用済燃料ピット(以下「SFP」という。)にある燃料の損傷を防止するための措置について、以下の評価を実施する(第 3.1.4.2.1.15 図参照)。

① 起因事象の選定

SFP 燃料損傷に至る事象として、SFP 冷却系の機能喪失、SFP 保有水の流出を考慮する。SFP 冷却系の機能喪失の原因として、SFP ポンプ・SFP 冷却器等の故障及び SFP 冷却系の運転をサポートする機器の故障を考慮して、起因事象を選定する。また、SFP 保有水の流出原因として、SFP の本体損傷等を考慮する。

② 各起因事象発生に係る HCLPF 及び地震加速度区分の特定

①項にて選定した各起因事象を引き起こす設備等とその HCLPF を特定する。

また、この結果を踏まえて、発生する起因事象に対応する地震加速度区分を設定する。

③ クリフエッジ評価

②項にて設定した地震加速度区分の小さい順に、各区分で発生する起因事象に対して以下の 1)～3)の評価を実施するとともに、当該区分で SFP 燃料の損傷に至るかを評価する。

ここで、当該区分で SFP 燃料損傷に至らない場合は、次の地震加速度区分を対象とし、新たな起因事象が追加して発生することを考慮して、以

下の 1)～3)の評価を実施する。

評価対象の地震加速度区分において SFP 燃料損傷に至る場合、起因事象に対する各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF のうち、最も大きいものがクリフエッジの地震加速度となる。

1) 影響緩和機能及び収束シナリオの特定

当該の地震加速度で発生する起因事象に対し、影響緩和機能及び収束シナリオを特定する。

2) 各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF の特定

1)項にて特定した各影響緩和機能について、フロントライン系及びサポート系の各々に対し、機能喪失を引き起こす設備等とその HCLPF を特定する。具体的には、影響緩和機能の機能喪失に係る HCLPF は、フロントライン系とサポート系の機能喪失に至る各々の HCLPF のうち、小さい方となる。

3) 各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF の特定

2)項にて特定した各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF の結果から、各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF を特定する。具体的には、各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF は、当該収束シナリオに必要な各影響緩和機能の HCLPF のうち、最も小さいものとなる。

(b) 評価結果

① 起因事象の選定結果

地震発生時の安全裕度評価における起因事象については、以下の 4

事象を選定した。

- ・ 原子炉補機冷却機能喪失
- ・ SFP 冷却機能喪失
- ・ 外部電源喪失
- ・ SFP 損傷

なお、選定した起因事象の概要を第 3.1.4.2.1.14 表に示す。

② 各起因事象発生に係る HCLPF 及び地震加速度区分の特定結果

各起因事象を引き起こす設備等とその HCLPF を第 3.1.4.2.1.15 表のとおり特定した。

ここで、外部電源喪失については耐震 B 及び C クラス設備等の破損により発生することから、地震加速度の大きさによらず発生するものとした。なお、SFP 損傷については、SFP が設置されている燃料取扱建屋の fragility 評価の結果、入力加速度が 3,000gal であっても損傷確率が 10^{-6} 程度と非常に小さく、fragility 曲線を近似評価することはできないレベルであり、地震に対する耐力が十分に高いことから、クリフエッジ評価では考慮しないこととした。

また、この結果を踏まえて、発生する起因事象に対応する地震加速度区分 1 及び 2 を同表のとおり設定した。

③ クリフエッジ評価結果

➤ 地震加速度区分 1 (0.86G 未満) に対する評価結果

1) 影響緩和機能及び収束シナリオの特定

地震加速度区分 1 で発生する起因事象である外部電源喪失について、第 3.1.4.2.1.16 図のとおり、影響緩和機能及び収束シナリオを特定し

た。

収束シナリオの特定においては、SFP の未臨界性が確保され、かつ、燃料が安定、継続的に冷却される状態に至るシナリオを収束シナリオ（冷却成功）とし、この状態に至らないシナリオを燃料の重大な損傷に至るシナリオ（SFP 燃料損傷）とした。

なお、「外部電源喪失」の収束シナリオ①、②、③及び④の概要は以下のとおり。

・収束シナリオ①：

起因事象発生の後、ディーゼル発電機の起動に成功し、非常用所内電源から給電されている状態で、SFP 冷却系による冷却を行うことで SFP にある燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

・収束シナリオ②：

起因事象発生の後、ディーゼル発電機の起動に成功し、非常用所内電源から給電されている状態で、収束シナリオ①で期待していた SFP 冷却系による冷却に失敗した場合に、燃料取替用水ポンプにより燃料取替用水タンクのほう酸水を SFP に注入することで SFP にある燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

・収束シナリオ③：

起因事象発生の後、ディーゼル発電機の起動に成功し、非常用所内電源から給電されている状態で、収束シナリオ②で期待していた燃料取替用水ポンプによる注水に失敗した場合に、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ／取水用水中ポンプにより海水又は淡水を SFP に注

入することで SFP にある燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

・収束シナリオ④：

起因事象発生の後、ディーゼル発電機の起動失敗等により非常用所内電源からの給電がない状態で、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ／取水用水中ポンプにより海水又は淡水を SFP に注入することで SFP にある燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

2) 各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF の特定

1) 項にて抽出した各影響緩和機能について、フロントライン系とそれに必要なサポート系の関連を整理するとともに、各々の機能喪失を引き起こす設備等の HCLPF の評価結果を用いて、各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF を第 3.1.4.2.1.16 表のとおり特定した。

3) 各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF の特定

外部電源喪失の収束シナリオ①～④の機能喪失に係る HCLPF について、第 3.1.4.2.1.17 図のとおり特定した。

各収束シナリオについて評価した結果、収束シナリオ①～④の機能喪失に係る HCLPF が 0.86G 以上であることから、地震加速度区分 1 (0.86G 未満) で発生する「外部電源喪失」は収束可能であり、SFP 燃料損傷に至ることはない。

このため、より大きな地震加速度により発生する、地震加速度区分 2 (0.86G 以上) に対して以下のとおり評価を行った。

➤ 地震加速度区分 2 (0.86G 以上) に対する評価結果

1) 影響緩和機能及び収束シナリオの特定

地震加速度区分 2 において新たに追加して発生する起因事象である原子炉補機冷却機能喪失 (SFP 冷却機能喪失) を考慮し、「外部電源喪失 + 原子炉補機冷却機能喪失」について、第 3.1.4.2.1.18 図のとおり、影響緩和機能及び収束シナリオを特定した。

ここで、原子炉補機冷却機能喪失に対して、SFP 冷却機能喪失が従属的に発生する場合であっても、原子炉補機冷却水を必要としない影響緩和機能に期待できれば、燃料を安定、継続的に冷却することができるため、原子炉補機冷却機能喪失の緩和機能に対して評価を実施することとした。

なお、「外部電源喪失 + 原子炉補機冷却機能喪失」の収束シナリオ①、②及び③の概要は以下のとおり。

・収束シナリオ①:

起因事象発生の後、ディーゼル発電機の起動に成功し、非常用所内電源から給電されている状態で、燃料取替用水ポンプにより燃料取替用水タンクのほう酸水を SFP に注入することで SFP にある燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

・収束シナリオ②:

起因事象発生の後、ディーゼル発電機の起動に成功し、非常用所内電源から給電されている状態で、収束シナリオ①で期待していた燃料取替用水ポンプによる注水に失敗した場合に、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ／取水用水中ポンプにより海水又は淡水を SFP に注

入することで SFP にある燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

・収束シナリオ③：

起因事象発生の後、ディーゼル発電機の起動失敗等により非常用所内電源からの給電がない状態で、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ／取水用水中ポンプにより海水又は淡水を SFP に注入することで SFP にある燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

2) 各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF の特定

1) 項にて抽出した各影響緩和機能について、フロントライン系とそれに必要なサポート系の関連を整理するとともに、各々の機能喪失を引き起こす設備等の HCLPF の評価結果を用いて、各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF を第 3.1.4.2.1.17 表のとおり特定した。

3) 各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF の特定

「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失」の収束シナリオ①～③の機能喪失に係る HCLPF について、第 3.1.4.2.1.19 図のとおり特定した。

各収束シナリオについて評価した結果、収束シナリオ③の SFP 補給用水中ポンプによる海水注水の HCLPF である 1.17G で機能喪失することで、SFP 燃料損傷に至る。すなわち、地震加速度区分 2(0.86G 以上)で SFP 燃料損傷に至ることから、これをクリフエッジとして特定した。クリフエッジの特定において、各影響緩和機能(フロントライン系及びサポート系)に関連する設備等の系統概要図を第 3.1.4.2.1.20 図、機器リストを参考資料に示す。

このクリフエッジシナリオ(収束シナリオ③の緩和シナリオ)では、起因事象として外部電源喪失、原子炉補機冷却機能喪失及び SFP 冷却機能喪失が重畳して発生した後、ディーゼル発電機の起動が失敗した状態となるが、SFP 補給用水中ポンプによって海水注水することにより SFP 冷却を行う。

このように、クリフエッジ加速度(1.17G)未満であれば、SFP 補給用水中ポンプを用いて海水を SFP に注入することにより安定、継続的な冷却が行われることとなり、SFP にある燃料の重大な損傷に至る事態は回避されることとなるが、クリフエッジ加速度を超えた場合は、SFP 補給用水中ポンプによる海水注水が喪失してしまい、SFP 燃料損傷に至ることとなる。

第 3.1.4.2.1.1 表 選定した起因事象の概要

起因事象	事象概要
大破断 LOCA	大破断相当の損傷規模となる加圧器サージ用管台等の損傷により 1 次冷却材が流出する事象
中破断 LOCA	中破断相当の損傷規模となる 1 次冷却材管(余熱除去系戻り及び安全注入管台)等の損傷により 1 次冷却材が流出する事象
小破断 LOCA	小破断相当の損傷規模となる高圧注入系配管等の損傷により 1 次冷却材が流出する事象
主蒸気管破断 (主蒸気隔離弁上流)	主蒸気隔離弁より蒸気発生器側の主蒸気系配管等の損傷による 2 次系からの蒸気流出に至る事象
主蒸気管破断 (主蒸気隔離弁下流)	主蒸気隔離弁より下流の低耐震設備で生じた損傷に対し、主蒸気隔離弁による隔離に失敗し 2 次系からの蒸気流出に至る事象
主給水管破断	主給水管や蒸気発生器給水管管台の損傷等により 2 次系からの冷却水流出に至る事象
原子炉補機冷却機能の全喪失	原子炉補機冷却水又は原子炉補機冷却海水系のポンプ・配管等が損傷し、原子炉補機冷却機能の全喪失に至る事象。
外部電源喪失	外部電源系に係る設備の損傷により外部電源による給電が喪失する事象
主給水流量喪失	主給水系に係る設備の損傷により、主給水系統による蒸気発生器への給水機能が喪失する事象
炉心損傷直結 (CV 機能喪失直結を除く)	発生時には事象緩和手段が無く炉心損傷を回避できない事象 (CV 機能喪失直結に至る事象を除く)
CV 機能喪失直結	発生時には事象緩和手段が無く炉心損傷に加え格納容器機能喪失も回避できない事象

第 3.1.4.2.1.2 表 各起因事象発生に係る HCLPF 及び地震加速度区分の特定結果

(地震:出力運転時炉心損傷)

地震加速度 区分		各地震加速度区分で 追加して発生する 起因事象	各起因事象を 引き起こす設備等と HCLPF		備 考
区分 1	0.86G 未満	外部電源喪失 主給水流量喪失	—	—	—
区分 2	0.86～1.10G 未満	原子炉補機冷却機能 の全喪失	海水取水ライン 構造物	0.86G	—
区分 3	1.10～1.12G 未満	炉心損傷直結 (CV 機能喪失直結を 除く)	1 次冷却材 ポンプ(上部支持 構造物用スナバ)	1.10G	—
区分 4	1.12～1.23G 未満	CV 機能喪失直結	原子炉格納容器 (リングガード 上端部)	1.12G	—
区分 5	1.23～1.29G 未満	大破断 LOCA	制御棒 駆動装置	1.23G	—
区分 6	1.29～1.35G 未満	中破断 LOCA	1 次冷却材管 (充てん管台)	1.29G	—
区分 7	1.35～1.50G 未満	主蒸気管破断 (主蒸気隔離弁上流)	主蒸気ライン 配管	1.35G	—
区分 8	1.50～1.72G 未満	主蒸気管破断 (主蒸気隔離弁下流)	主蒸気隔離弁	1.50G	—
区分 9	1.72～1.83G 未満	主給水管破断	蒸気発生器 (給水入口管台)	1.72G	—
区分 10	1.83G 以上	小破断 LOCA	SIS 高圧注入 ポンプ高温側 配管	1.83G	—

3.1.4.2.1-40

○:フロントライン系の機能に必要なサポート系であることを示す ※1:メタクラ保護継電器のリフト処置
●:○に該当する項目のうち、各緩和機能のうち最も HCLPF の小さい項目であることを示す ※2:地震 PRA の鉛直地震動に対する HCLPF:0.58G を水平地震動に補正した値

第 3.1.4.2.1.4 表 フロントライン系とサポート系の関連表(地震:出力運転時炉心損傷(区分 2))

			フロントライン系																
			影響緩和 機能	原子炉 停止	非常用所内 電源からの 給電	RCP シール LOCA	補助給水による 蒸気発生器への給水 (電動又はタービン動)		主蒸気逃が し弁による 熱放出 (手動・現場)	蓄圧注入に よる炉心へ の注水	常設電動注 入ポンプに よる炉心へ の注水	移動式大容 量ポンプ車 による 補機冷却	余熱除去ポ ンプによる ブースティ ング(海水)	高圧注入に よる再循環 炉心冷却 (海水)	格納容器内 自然対流冷 却による格 納容器除熱 (海水冷却)	補助給水 による 蒸気発生器 への給水 (タービン動)	主蒸気逃が し弁による 熱放出 (手動・現場)	蓄圧注入に よる炉心へ の注水	大容量空冷 式発電機 からの給電
							電動	タービン動											
			設備	燃料集合体	ディーゼル 発電機コント ロールセン タ	—	電動弁	電動弁	ケーブル トレイ	ケーブル トレイ	電動弁	ケーブル トレイ	電動弁	空気作動弁 電動弁	ケーブル トレイ	電動弁	ケーブル トレイ	ケーブル トレイ	重大事故等 対処用 制御盤
サ ポ ー ト 系	影響緩和機能	設備		1.11G	0.96G	—	1.04G	1.04G	1.10G	1.10G	1.04G	1.10G	1.04G	1.04G	1.10G	1.04G	1.10G	1.10G	1.32G
	6.6kV AC 電源	メタルクラッド ・スイッチギア	0.90G※2		○		●	●	●		●	●	●	●	●				
	6.6kV AC 電源 (運用込み※1)	原子炉補助建屋	1.37G													○	○		○
	440V AC 電源	パワーセンタ	1.22G		○		○	○	○		○	○	○	○	○	○	○		
	125V DC 電源	ドロップ盤 充電器盤	1.26G		○		○	○			○		○	○		○			●
	115V AC 電源	原子炉補助建屋	1.37G		○		○	○	○		○	○	○	○	○	○	○		○
	バッテリー	蓄電池	1.26G		○			○								○			●
	移動式大容量 ポンプ車	ケーブルトレイ	1.10G										○	○	○				
	海水系	海水取水ライン 構造物	0.86G		●														
	再循環切替	格納容器再循環 サンプ	2.14G										○						
	RWST	ケーブルトレイ	1.10G								○								
	電動補助給水 ポンプ室換気系	電動補助給水ポン プ室給排気系ダクト	1.16G				○												
	タービン動補助給 水ポンプ室空調系	タービン動補助給水 ポンプ室給排気系ダクト	1.16G					○									○		
ディーゼル発電機 室換気系	ディーゼル発電機 コントロールセンタ	0.96G		○															
影響緩和機能の HCLPF				1.11G	0.86G	—	0.90G	0.90G	0.90G	1.10G	0.90G	0.90G	0.90G	0.90G	0.90G	1.04G	1.04G	1.10G	1.26G

○:フロントライン系の機能に必要なサポート系であることを示す

●:○に該当する項目のうち、各緩和機能のうち最も HCLPF の小さい項目であることを示す

※1:メタクラ保護継電器のリフト処置

※2:地震 PRA の鉛直地震動に対する HCLPF:0.58G を水平地震動に補正した値

第 3.1.4.2.1.5 表 地震 PRA における起因事象に対する検討

(地震:運転停止時炉心損傷)

地震 PRA における 起因事象	今回の安全裕度 評価における 想定要否	備 考
蒸気発生器伝熱管破損 (複数本破損)	×	ミッドループ運転中に発生しても、 直接炉心損傷を引き起こすことはな いため対象外とする。
原子炉格納容器損傷	○	—
原子炉建屋損傷	○	—
大破断 LOCA を 上回る規模の LOCA (Excess LOCA)	○	—
大破断 LOCA	○	—
中破断 LOCA	○	—
小破断 LOCA	○	—
主蒸気管破断 (主蒸気隔離弁上流)	×	ミッドループ運転中に発生しても、 直接炉心損傷を引き起こすことはな いため対象外とする。
主蒸気管破断 (主蒸気隔離弁下流)	×	
主給水管破断	×	
原子炉補機冷却機能の 全喪失	○	—
外部電源喪失	○	—
主給水流量喪失	×	ミッドループ運転中に発生すること はないため対象外とする。
ATWS	×	停止時は原子炉停止後／起動前 であり、想定不要とする。

第 3.1.4.2.1.6 表 内部事象停止時 PRA における起因事象に対する検討

(地震:運転停止時炉心損傷)

内部事象停止時 PRA における起因事象	今回の安全裕度 評価における 想定要否	備 考
原子炉冷却材圧力 バウンダリ機能喪失	○	—
オーバードレン	×	安全裕度評価では地震時に運転員 が誤操作することを想定しない。
水位維持失敗	○	—
余熱除去機能喪失	○	—
原子炉補機冷却機能の 全喪失	○	—
原子炉補機冷却機能の 部分喪失	×	損傷時には全系列損傷を想定する。 (1 系列のみの損傷は想定しない。)
外部電源喪失	○	—
DC 母線の 1 系列喪失	×	損傷時には全系列損傷を想定する。 (1 系列のみの損傷は想定しない。)
AC 母線の 1 系列喪失	×	
反応度の誤投入	○	—
主給水流量喪失	×	ミッドループ運転中に発生すること はないため対象外とする。

第 3.1.4.2.1.7 表 選定した起因事象の概要

起因事象	事象概要
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失(大破断 LOCA、中破断 LOCA、小破断 LOCA を含む)	機器や配管の損傷により 1 次冷却材が流出する事象
原子炉補機冷却機能の全喪失	原子炉補機冷却水又は原子炉補機冷却海水系のポンプ・配管等が損傷し、原子炉補機冷却機能の全喪失に至る事象
外部電源喪失	外部電源系に係る設備の損傷により外部電源による給電が喪失する事象
水位維持失敗	化学体積制御系の損傷が発生し、充てん流量と抽出流量のアンバランスが生じることで RCS 水位が低下し、かつ、水位低下が継続する事象
余熱除去機能喪失	余熱除去系の弁やポンプ等の損傷により余熱除去系が機能喪失する事象
炉心損傷直結 (CV 機能喪失直結を除く)	発生時には事象緩和手段が無く炉心損傷を回避できない事象 (CV 機能喪失直結に至る事象を除く)
CV 機能喪失直結	発生時には事象緩和手段が無く炉心損傷に加え格納容器機能喪失も回避できない事象

第 3.1.4.2.1.8 表 各起因事象発生に係る HCLPF 及び地震加速度区分の特定結果

(地震:運転停止時炉心損傷)

地震加速度 区分		各地震加速度区分で 追加して発生する 起因事象	各起因事象を 引き起こす設備等と HCLPF		備 考
区分 1	0.86G 未満	外部電源喪失	—	—	—
区分 2	0.86～1.04G 未満	原子炉補機冷却機能の 全喪失	海水取水ライン構 造物	0.86G	—
区分 3	1.04～1.10G 未満	原子炉冷却材圧力バウ ンダリ機能喪失	空気作動弁	1.04G	
区分 4	1.10～1.12G 未満	炉心損傷直結 (CV 機能喪失直結を 除く)	1 次冷却材 ポンプ(上部支持 構造物用スナバ)	1.10G	—
区分 5	1.12～1.73G 未満	CV 機能喪失直結	原子炉格納容器 (リングガーダ 上端部)	1.12G	—
区分 6	1.73G 以上	水位維持失敗 余熱除去機能喪失	充てん／高圧注入 ポンプ現場盤 余熱除去ポンプ ポンプ現場盤	1.73G	—

第 3.1.4.2.1.9 表 フロントライン系とサポート系の関連表(地震:運転停止時炉心損傷(区分 1))

			フロントライン系											
			影響緩和機能	非常用所内電源からの給電	余熱除去系による冷却	充てん注入による炉心への注水	高圧注入による炉心への注水	常設電動注入ポンプによる炉心への注水	格納容器スプレイによる代替再循環炉心冷却	大容量空冷式発電機からの給電	常設電動注入ポンプによる炉心への注水	移動式大容量ポンプ車による補機冷却	低圧注入による再循環炉心冷却	格納容器内自然対流冷却による格納容器除熱(海水冷却)
			設備	ディーゼル発電機コントロールセンタ	空気作動弁電動弁	空気作動弁電動弁	空気作動弁電動弁	電動弁	電動弁	重大事故等対処用制御盤	電動弁	ケーブルトレイ	余熱除去系統 C/V 再循環隔離弁	ケーブルトレイ
サポート系	影響緩和機能	設備		0.96G	1.04G	1.04G	1.04G	1.04G	1.04G	1.32G	1.04G	1.10G	1.07G	1.10G
	6.6kV AC 電源	メタルクラッド・スイッチギア	0.90G※2	○	○	○	○	●	○					
	6.6kV AC 電源 (運用込み※1)	原子炉補助建屋	1.37G							○	○	○	○	○
	440V AC 電源	パワーセンタ	1.22G	○	○	○	○	○	○		○	○	○	○
	125V DC 電源	ドロップ盤 充電器盤	1.26G	○	○	○	○	○	○	●	○		○	
	115V AC 電源	原子炉補助建屋	1.37G	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	バッテリー	蓄電池	1.26G	○						●				
	移動式大容量ポンプ車	ケーブルトレイ	1.10G										○	●
	CCW	制御棒駆動装置冷却ユニット	0.92G		○	○	○		○					
	海水系	海水取水ライン構造物	0.86G	●	●	●	●		●					
	再循環切替	格納容器再循環サンプ	2.14G						○				○	
	RWST	ケーブルトレイ	1.10G			○	○	○			○			
	ディーゼル発電機室換気系	ディーゼル発電機コントロールセンタ	0.96G	○										
影響緩和機能の HCLPF				0.86G	0.86G	0.86G	0.86G	0.90G	0.86G	1.26G	1.04G	1.10G	1.07G	1.10G

○:フロントライン系の機能に必要なサポート系であることを示す

●:○に該当する項目のうち、各緩和機能のうち最も HCLPF の小さい項目であることを示す

※1:メタクラ保護継電器のリフト処置

※2:地震 PRA の鉛直地震動に対する HCLPF:0.58G を水平地震動に補正した値

第 3.1.4.2.1.10 表 フロントライン系とサポート系の関連表(地震:運転停止時炉心損傷(区分 2))

			フロントライン系										
			影響緩和機能	非常用所内電源からの給電	常設電動注入ポンプによる炉心への注水	移動式大容量ポンプ車による補機冷却	低圧注入による再循環炉心冷却	格納容器内自然対流冷却による格納容器除熱(海水冷却)	大容量空冷式発電機からの給電	常設電動注入ポンプによる炉心への注水	移動式大容量ポンプ車による補機冷却	低圧注入による再循環炉心冷却	格納容器内自然対流冷却による格納容器除熱(海水冷却)
			設備	ディーゼル発電機コントロールセンタ	電動弁	ケーブルトレイ	余熱除去系統 C/V 再循環隔離弁	ケーブルトレイ	重大事故等対処用制御盤	電動弁	ケーブルトレイ	余熱除去系統 C/V 再循環隔離弁	ケーブルトレイ
サポート系	影響緩和機能	設備		0.96G	1.04G	1.10G	1.07G	1.10G	1.32G	1.04G	1.10G	1.07G	1.10G
	6.6kV AC 電源	メタルクラッド・スイッチギア	0.90G※2	○	●	●	●	●					
	6.6kV AC 電源(運用込み※1)	原子炉補助建屋	1.37G						○	○	○	○	○
	440V AC 電源	パワーセンタ	1.22G	○	○	○	○	○		○	○	○	○
	125V DC 電源	ドロップ盤 充電器盤	1.26G	○	○		○		●	○		○	
	115V AC 電源	原子炉補助建屋	1.37G	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	バッテリー	蓄電池	1.26G	○					●				
	移動式大容量ポンプ車	ケーブルトレイ	1.10G				○	○				○	●
	海水系	海水取水ライン 構造物	0.86G	●									
	再循環切替	格納容器再循環 サンプ	2.14G				○					○	
	RWST	ケーブルトレイ	1.10G		○					○			
	ディーゼル発電機 室換気系	ディーゼル発電機 コントロールセンタ	0.96G	○									
影響緩和機能の HCLPF				0.86G	0.90G	0.90G	0.90G	0.90G	1.26G	1.04G	1.10G	1.07G	1.10G

○:フロントライン系の機能に必要なサポート系であることを示す

●:○に該当する項目のうち、各緩和機能のうち最も HCLPF の小さい項目であることを示す

※1:メタクラ保護継電器のリフト処置

※2:地震 PRA の鉛直地震動に対する HCLPF:0.58G を水平地震動に補正した値

第 3.1.4.2.1.11 表 選定した起因事象の概要

起因事象	事象概要
大破断 LOCA	大破断相当の損傷規模となる加圧器サージ用管台等の損傷により 1 次冷却材が流出する事象
中破断 LOCA	中破断相当の損傷規模となる 1 次冷却材管(余熱除去系戻り及び安全注入管台)等の損傷により 1 次冷却材が流出する事象
小破断 LOCA	小破断相当の損傷規模となる高圧注入系配管等の損傷により 1 次冷却材が流出する事象
主蒸気管破断 (主蒸気隔離弁上流)	主蒸気隔離弁より蒸気発生器側の主蒸気系配管等の損傷による 2 次系からの蒸気流出に至る事象
主蒸気管破断 (主蒸気隔離弁下流)	主蒸気隔離弁より下流の低耐震設備で生じた損傷に対し、主蒸気隔離弁による隔離に失敗し 2 次系からの蒸気流出に至る事象
主給水管破断	主給水管や蒸気発生器給水管管台の損傷等により 2 次系からの冷却水流出に至る事象
原子炉補機冷却機能の全喪失	原子炉補機冷却水又は原子炉補機冷却海水系のポンプ・配管等が損傷し、原子炉補機冷却機能の全喪失に至る事象
外部電源喪失	外部電源系に係る設備の損傷により外部電源による給電が喪失する事象
主給水流量喪失	主給水系に係る設備の損傷により、主給水系統による蒸気発生器への給水機能が喪失する事象
炉心損傷直結 (CV 機能喪失直結を除く)	発生時には事象緩和手段が無く炉心損傷を回避できない事象 (CV 機能喪失直結に至る事象を除く)
CV 機能喪失直結	発生時には事象緩和手段が無く炉心損傷に加え格納容器機能喪失も回避できない事象

第 3.1.4.2.1.12 表 各起因事象発生に係る HCLPF 及び地震加速度区分の特定結果(地震:格納容器機能喪失)

地震加速度区分		各地震加速度区分で追加して発生する起因事象	各起因事象を引き起こす設備等と HCLPF		備考
区分 1	0.86G 未満	外部電源喪失 主給水流量喪失	—	—	—
区分 2	0.86～1.10G 未満	原子炉補機冷却機能の全喪失	海水取水ライン 構造物	0.86G	—
区分 3	1.10～1.12G 未満	炉心損傷直結 (CV 機能喪失直結を除く)	1 次冷却材 ポンプ(上部支持 構造物用スナバ)	1.10G	—
区分 4	1.12～1.23G 未満	CV 機能喪失直結	原子炉格納容器 (リングガーダ 上端部)	1.12G	—
区分 5	1.23～1.29G 未満	大破断 LOCA	制御棒 駆動装置	1.23G	—
区分 6	1.29～1.35G 未満	中破断 LOCA	1 次冷却材管 (充てん管台)	1.29G	—
区分 7	1.35～1.50G 未満	主蒸気管破断 (主蒸気隔離弁上流)	主蒸気ライン 配管	1.35G	—
区分 8	1.50～1.72G 未満	主蒸気管破断 (主蒸気隔離弁下流)	主蒸気隔離弁	1.50G	—
区分 9	1.72～1.83G 未満	主給水管破断	蒸気発生器 (給水入口管台)	1.72G	—
区分 10	1.83G 以上	小破断 LOCA	SIS 高圧注入 ポンプ高温側 配管	1.83G	—

第 3.1.4.2.1.13 表 フロントライン系とサポート系の関連表(地震:格納容器機能喪失(区分 2))

			フロントライン系						
			影響緩和機能	大容量空冷式発電機からの給電	格納容器隔離	静的触媒式水素再結合装置による水素処理	加圧器逃がし弁(窒素ポンペ)による1次系強制減圧	常設電動注入ポンプによる格納容器スプレイ	格納容器内自然対流冷却による格納容器除熱(海水冷却)
			設備	重大事故等対処用制御盤	空気作動弁電動弁	静的触媒式水素再結合装置	電動弁	電動弁	ケーブルトレイ
サポート系	影響緩和機能	設備		1.32G	1.04G	0.70G	1.04G	1.04G	1.10G
	6.6kV AC 電源(運用込み※)	原子炉補助建屋	1.37G	○	○		○	○	○
	440V AC 電源	パワーセンタ	1.22G		○		○	○	○
	125V DC 電源	ドロップ盤 充電器盤	1.26G	●			○	○	○
	115V AC 電源	原子炉補助建屋	1.37G	○	○		○	○	○
	バッテリー	A 蓄電池	1.26G	●					
	移動式大容量ポンプ車	ケーブルトレイ	1.10G					○	○
	RWST	ケーブルトレイ	1.10G					○	
	中央制御室空調系(室温維持)	中央制御室空調ファン	1.02G					○	○
	空調用冷水設備	空気作動弁	1.04G					○	○
	中央制御室非常用循環系(被ばく低減)	2 中央制御室非常用循環フィルタユニット	1.08G					○	○
	アニュラス空気浄化系	換気系ソレノイド用直流分電盤	1.00G					●	●
影響緩和機能のHCLPF				1.26G	1.04G	0.70G	1.04G	1.00G	1.00G

○:フロントライン系の機能に必要なサポート系であることを示す

●:○に該当する項目のうち、各緩和機能のうち最も HCLPF の小さい項目であることを示す

※:メタクラ保護継電器のリフト処置

第 3.1.4.2.1.14 表 選定した起因事象の概要

起因事象	事象概要
原子炉補機冷却機能喪失	原子炉補機冷却水又は原子炉補機冷却海水系のポンプ・配管等が損傷し、原子炉補機冷却機能の喪失に至る事象
SFP 冷却機能喪失	使用済燃料ピット水浄化冷却系統を構成する機器が損傷し、使用済燃料の冷却機能が喪失する事象
外部電源喪失	外部電源系に係る設備の損傷により外部電源による給電が喪失する事象
SFP 損傷	使用済燃料ピット本体の損傷により、大規模な保有水の喪失に至る事象

第 3.1.4.2.1.15 表 各起因事象発生に係る HCLPF 及び地震加速度区分の

特定結果(地震:SFP 燃料損傷)

地震加速度区分		各地震加速度区分で追加して発生する起因事象	各起因事象を引き起こす設備等と HCLPF		備 考
区分 1	0.86G 未満	外部電源喪失	—	—	—
区分 2	0.86G 以上	原子炉補機冷却機能喪失 (SFP 冷却機能喪失)	海水取水ライン 構造物	0.86G	原子炉補機冷却機能喪失に伴い SFP 冷却器への給水が停止し、従属的に SFP 冷却機能喪失が発生する。

第 3.1.4.2.1.16 表 フロントライン系とサポート系の関連表 (地震:SFP 燃料損傷 (区分 1))

			フロントライン系				
			影響緩和 機能	非常用所内電源からの給電	SFP 冷却系による冷却	燃料取替用水ポンプによる注水	SFP 補給用水中ポンプによる 海水注水
			設備	ディーゼル発電機 コントロールセンタ	使用済燃料ピットゲート	電動弁	使用済燃料ピット補給用水中ポ ンプ／取水用水中ポンプ
サポート系	影響緩和機能	設備		0.96G	0.99G	1.04G	1.17G
	6.6kV AC 電源	メタルクラッド・ スイッチギア	0.90G	○	○	●	
	440V AC 電源	パワーセンタ	1.22G	○	○	○	
	125V DC 電源	ドロップ盤 充電器盤	1.26G	○	○		
	115V AC 電源	原子炉補助建屋	1.37G	○	○	○	
	バッテリー	蓄電池	1.26G	○			
	CCW	制御棒駆動装置 冷却ユニット	0.92G		○		
	海水系	海水取水ライン 構造物	0.86G	●	●		
	ディーゼル発電機室 換気系	ディーゼル発電機 コントロールセンタ	0.96G	○			
影響緩和機能の HCLPF				0.86G	0.86G	0.90G	1.17G

○:フロントライン系の機能に必要なサポート系であることを示す

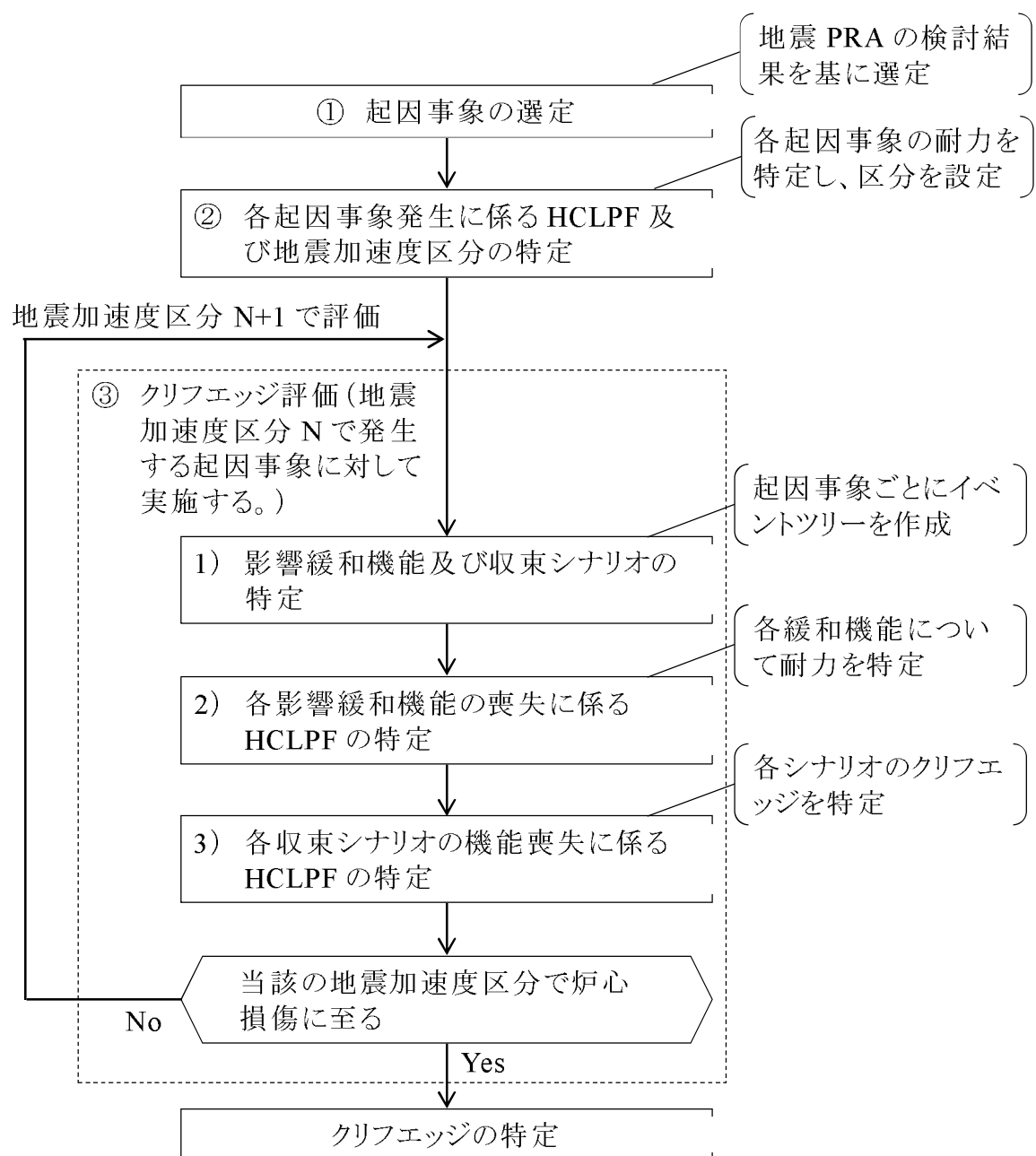
●:○に該当する項目のうち、各緩和機能のうち最も HCLPF の小さい項目であることを示す

第 3.1.4.2.1.17 表 フロントライン系とサポート系の関連表 (地震:SFP 燃料損傷 (区分 2))

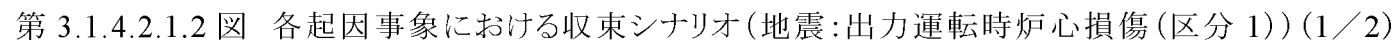
			フロントライン系			
			影響緩和 機能	非常用所内電源からの給電	燃料取替用水ポンプによる注水	SFP 補給用水中ポンプによる 海水注水
			設備	ディーゼル発電機 コントロールセンタ	電動弁	使用済燃料ピット補給用水中ポンプ ／取水用水中ポンプ
サポート系	影響緩和機能	設備		0.96G	1.04G	1.17G
	6.6kV AC 電源	メタルクラッド・ スイッチギア	0.90G	○	●	
	440V AC 電源	パワーセンタ	1.22G	○	○	
	125V DC 電源	ドロップ盤 充電器盤	1.26G	○		
	115V AC 電源	原子炉補助建屋	1.37G	○	○	
	バッテリー	蓄電池	1.26G	○		
	海水系	海水取水ライン 構造物	0.86G	●		
	ディーゼル発電機室 換気系	ディーゼル発電機 コントロールセンタ	0.96G	○		
影響緩和機能の HCLPF				0.86G	0.90G	1.17G

○:フロントライン系の機能に必要なサポート系であることを示す

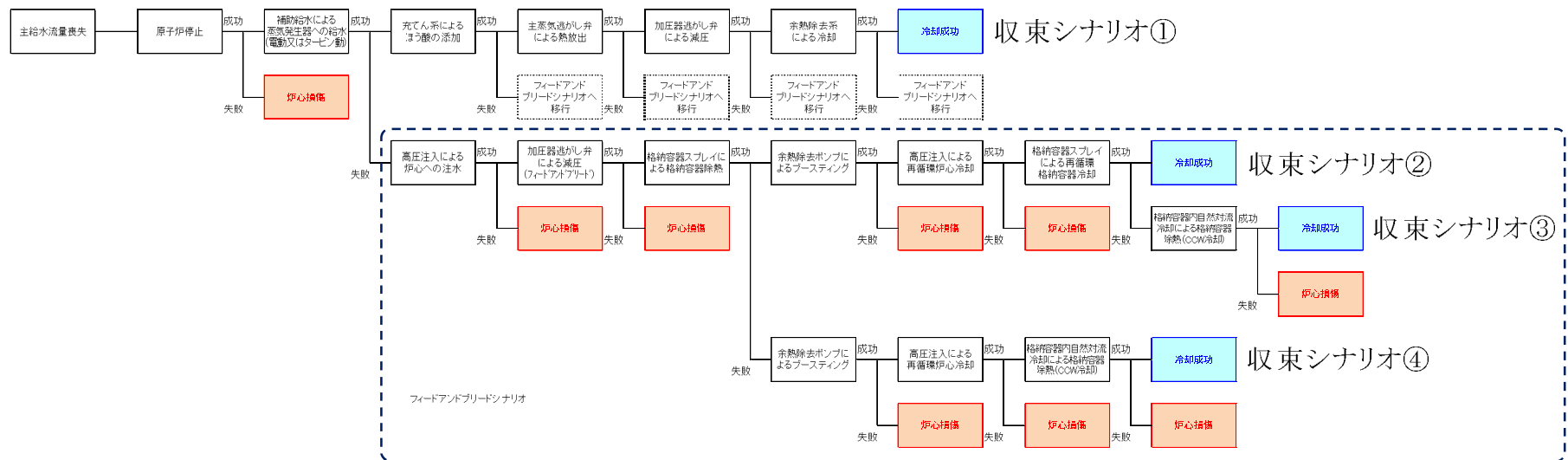
●:○に該当する項目のうち、各緩和機能のうち最も HCLPF の小さい項目であることを示す



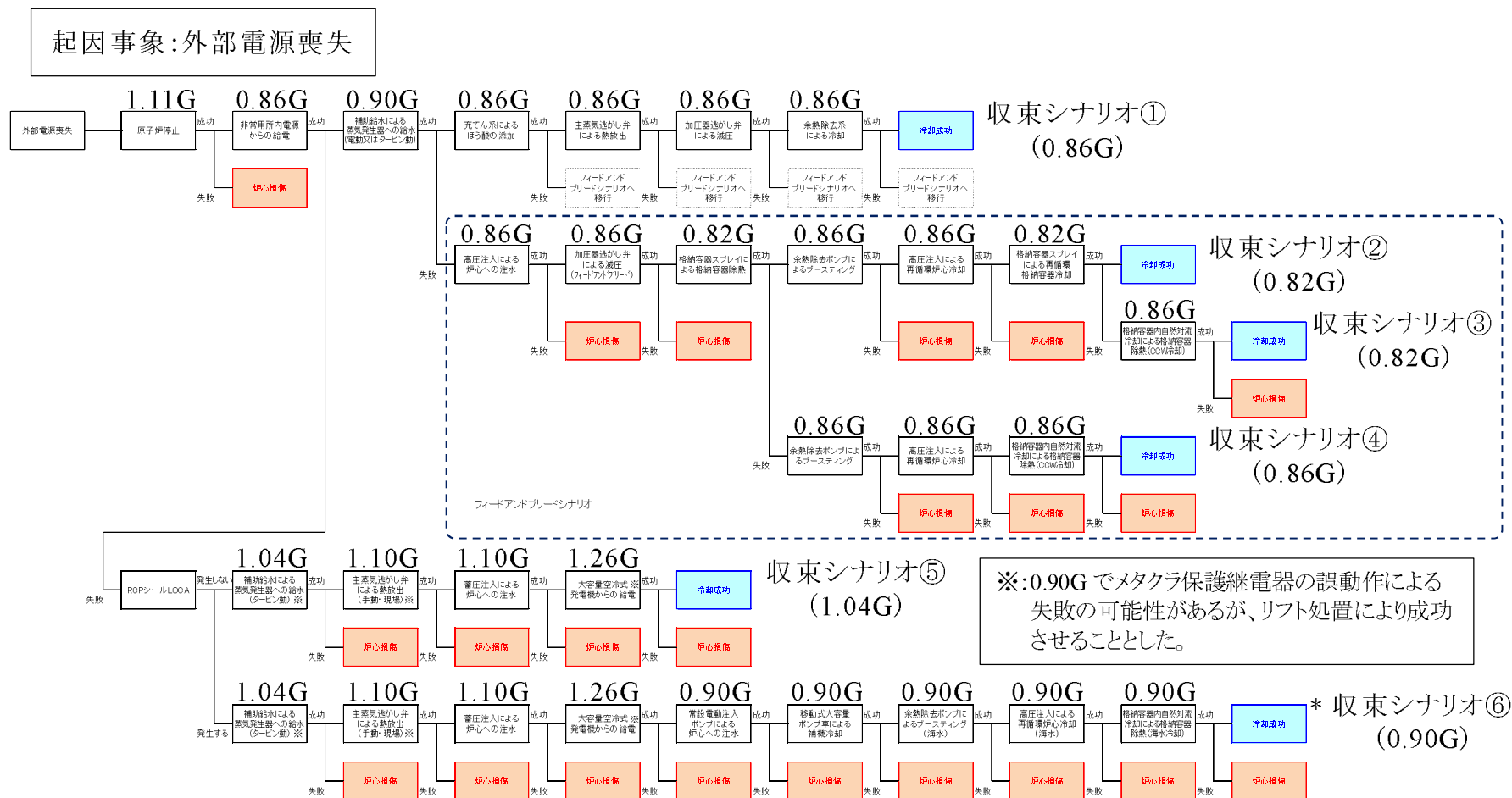
第 3.1.4.2.1.1 図 クリフエッジの特定に係るフロー図(地震:出力運転時炉心損傷)



起因事象:主給水流量喪失



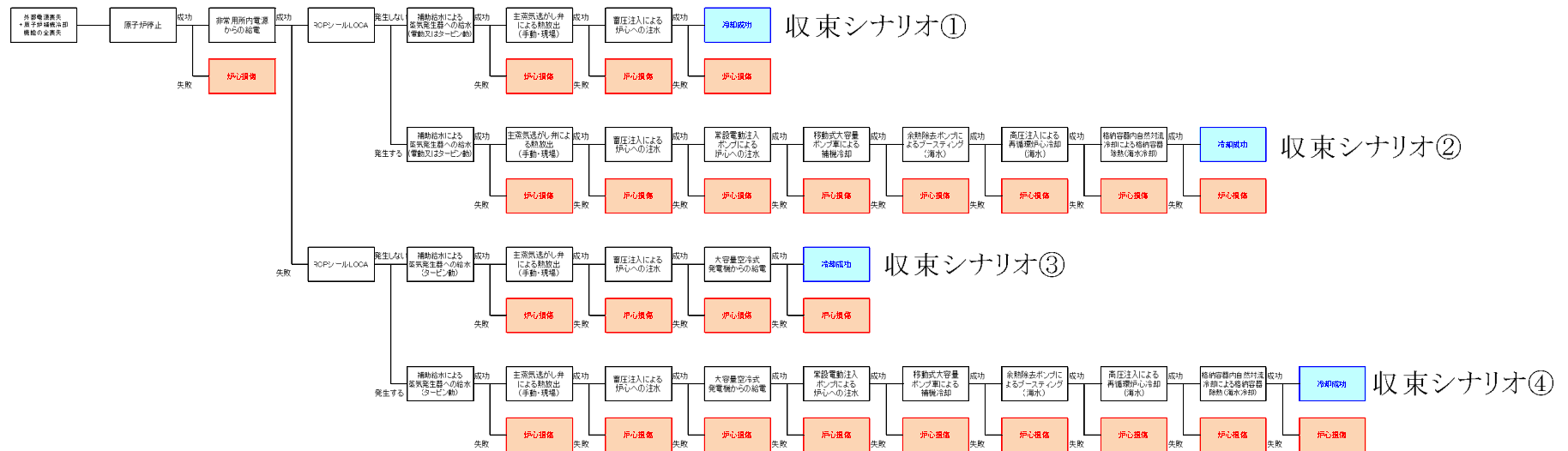
第 3.1.4.2.1.2 図 各起因事象における収束シナリオ(地震:出力運転時炉心損傷(区分 1))(2/2)



※地震加速度 0.86G 未満の範囲において、RCPシールLOCA の発生を想定しないが、参考として発生した場合の収束シナリオの耐力を記載

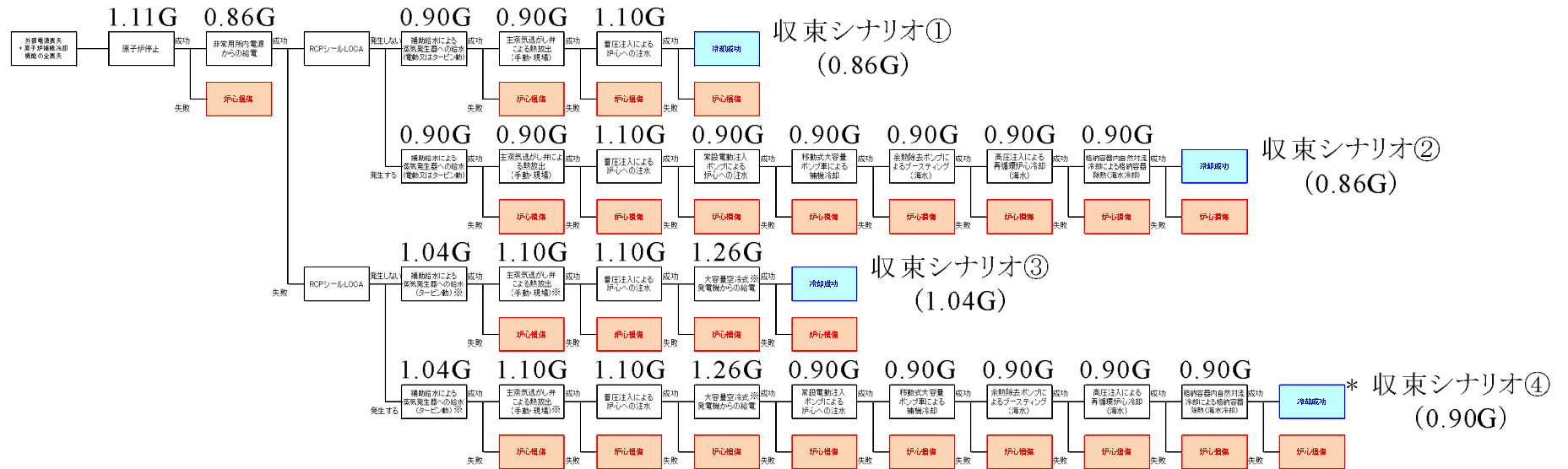
第 3.1.4.2.1.3 図 各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF 及びクリフエッジ評価 (地震:出力運転時炉心損傷 (区分 1))

起 因 事 象 : 外 部 電 源 喪 失 + 原 子 炉 補 機 冷 却 機 能 の 全 喪 失



第 3.1.4.2.1.4 図 各起 因 事 象 に お け る 収 束 シ ナ リ オ (地 震 : 出 力 運 転 時 炉 心 損 傷 (区 分 2))

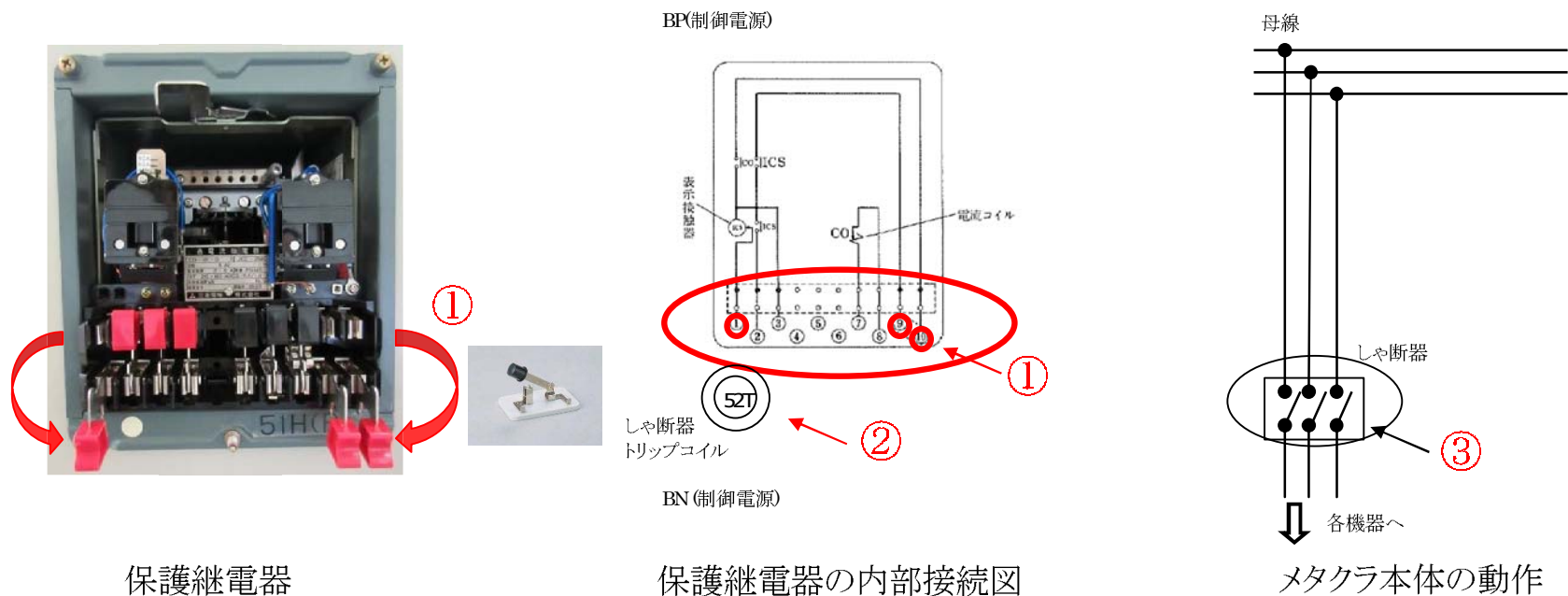
起因事象:外部電源喪失+原子炉補機冷却機能の全喪失



*地震加速度 0.86~1.10G 未満の範囲において、RCPシールLOCAの発生を想定しないが、参考として発生した場合の収束シナリオの耐力を記載

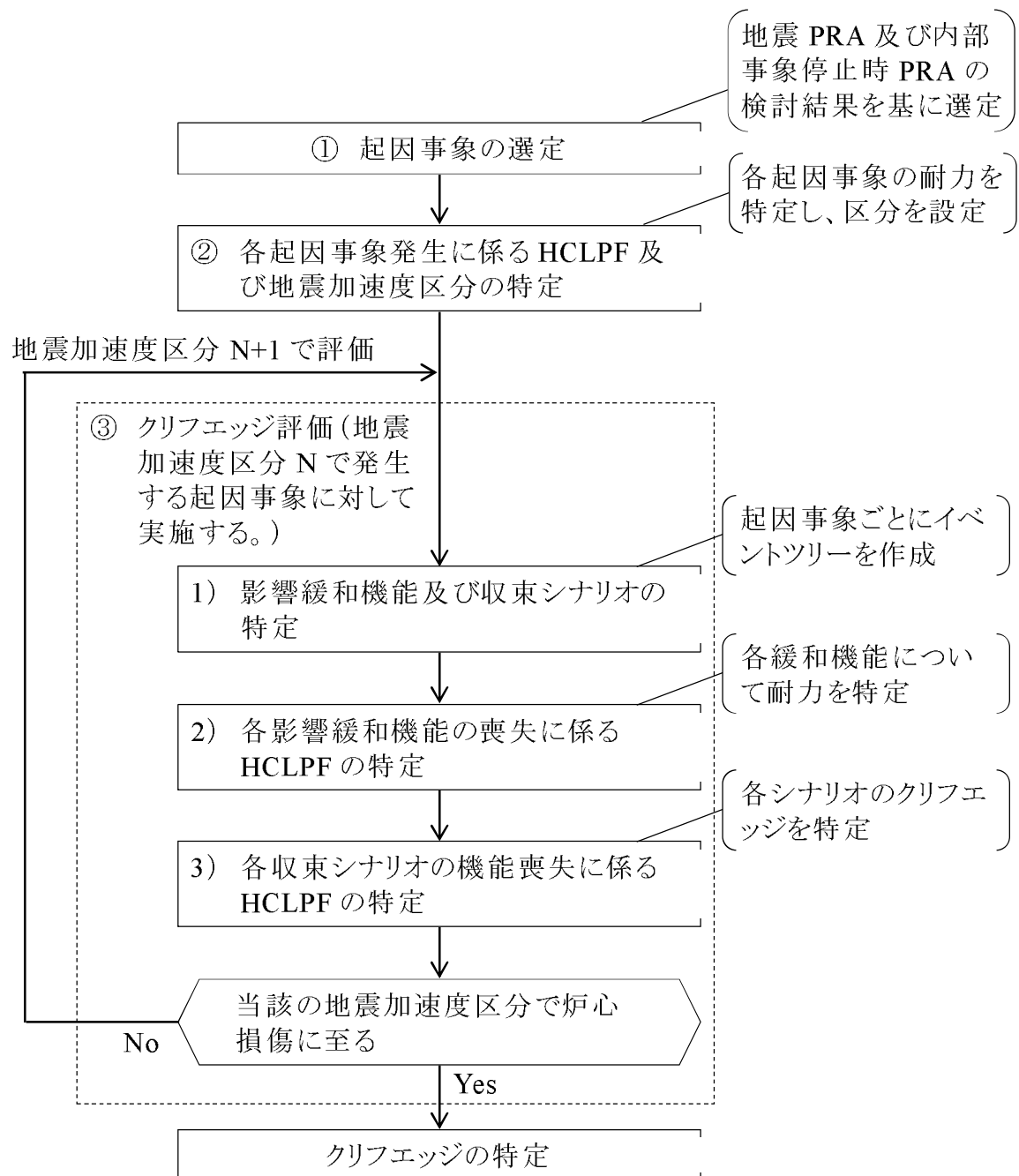
※:0.90Gでメタクラ保護継電器の誤動作による失敗の可能性があるが、リフト処置により成功させることとした。

第 3.1.4.2.1.5 図 各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF 及びクリフエッジ評価(地震:出力運転時炉心損傷(区分 2))



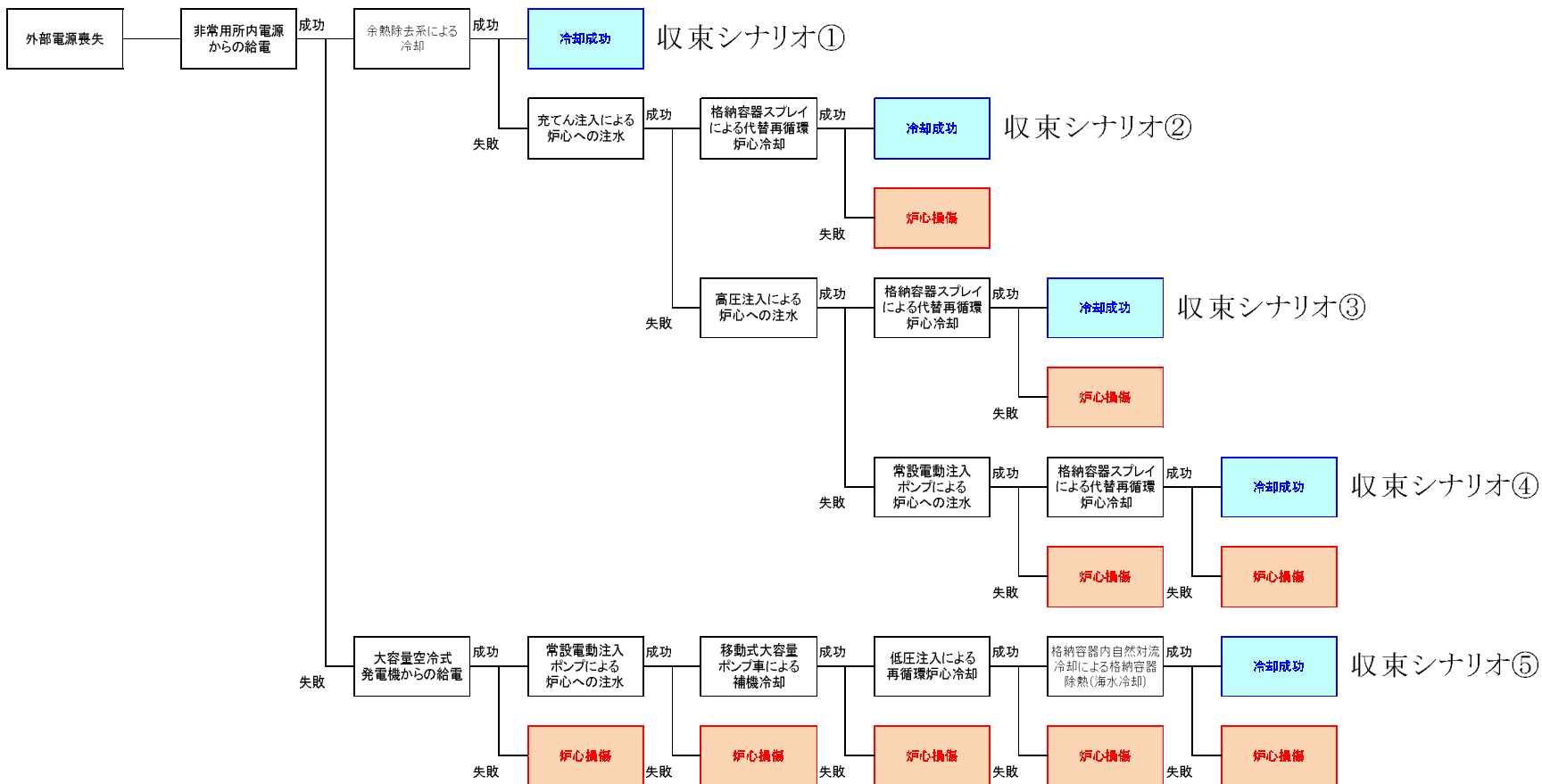
- ① ナイフスイッチを手前に起こして開放する(リフト措置)
- ② 保護継電器のナイフスイッチ断により、しゃ断器トリップコイルへの電源供給がなくなり、非励磁となる。
- ③ しゃ断器トリップコイルが非励磁となることで、しゃ断器を再投入できるようになる。

第 3.1.4.2.1.6 図 メタクラ保護継電器のリフト処置概要

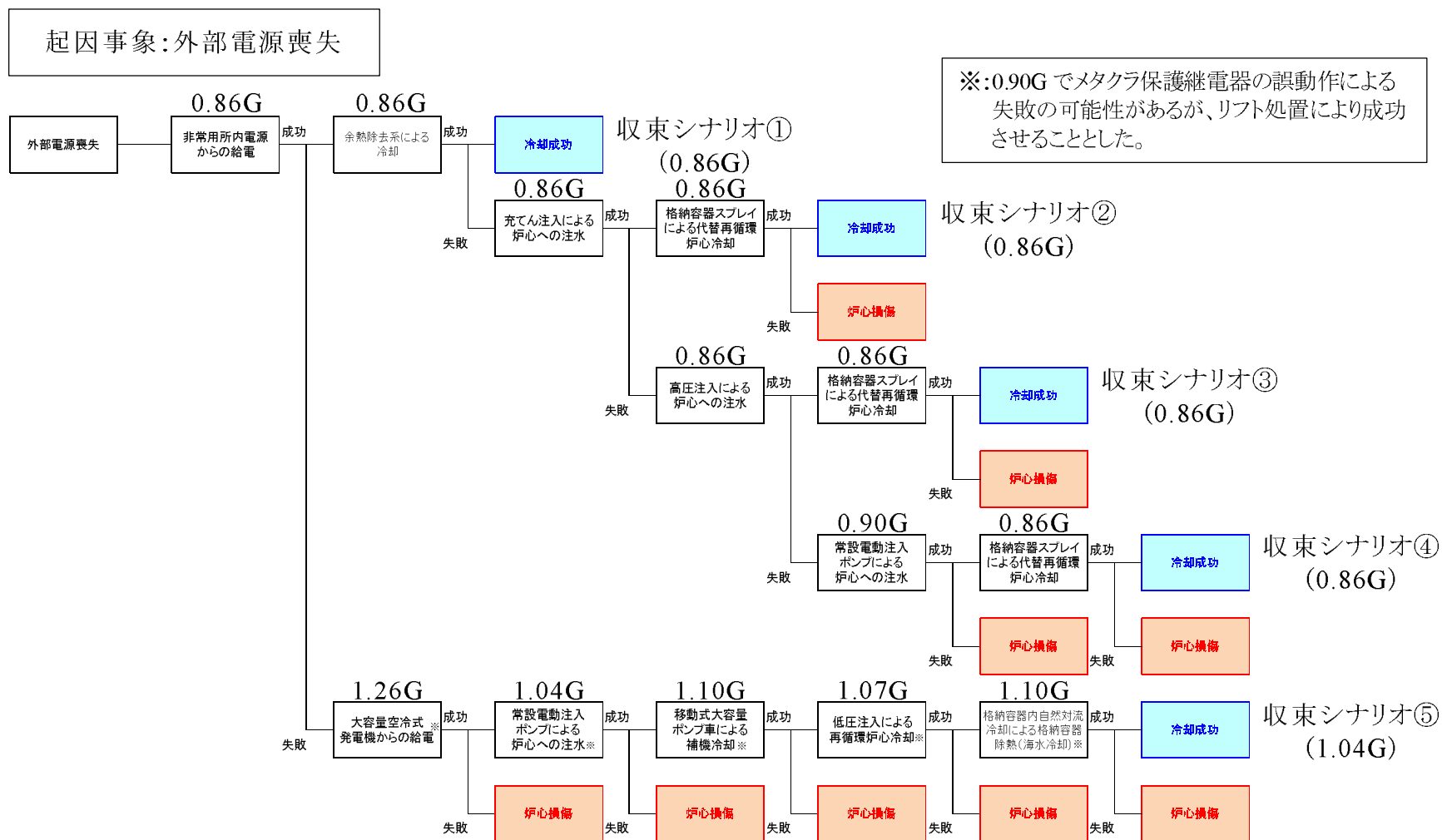


第 3.1.4.2.1.7 図 クリフエッジの特定に係るフロー図 (地震: 運転停止時炉心損傷)

起 因 事 象 : 外 部 電 源 喪 失

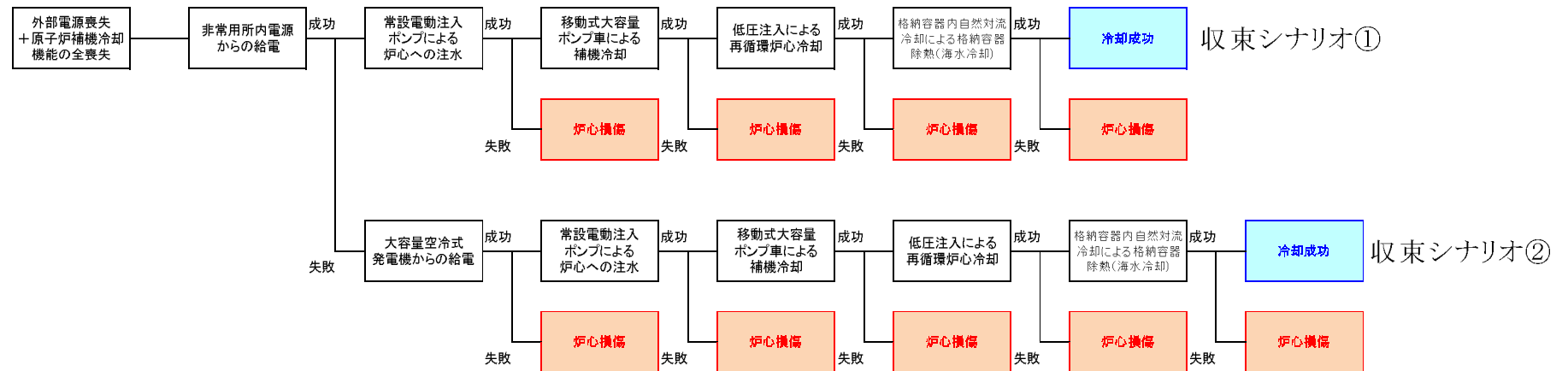


第 3.1.4.2.1.8 図 各起因事象における収束シナリオ(地震:運転停止時炉心損傷(区分 1))



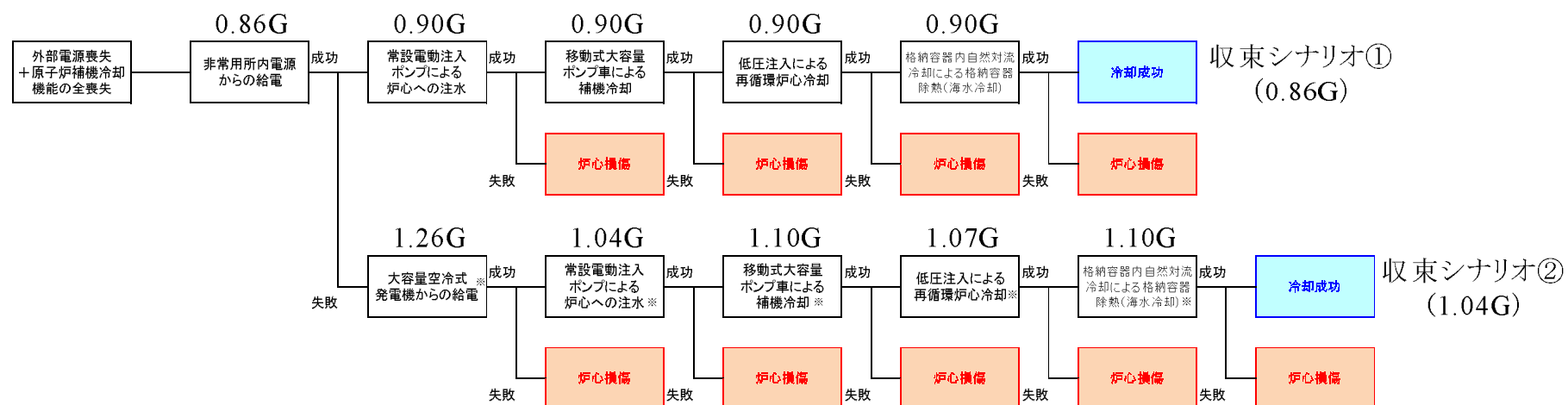
第 3.1.4.2.1.9 図 各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF 及びクリフエッジ評価(地震:運転停止時炉心損傷(区分 1))

起因事象:外部電源喪失+原子炉補機冷却機能の全喪失



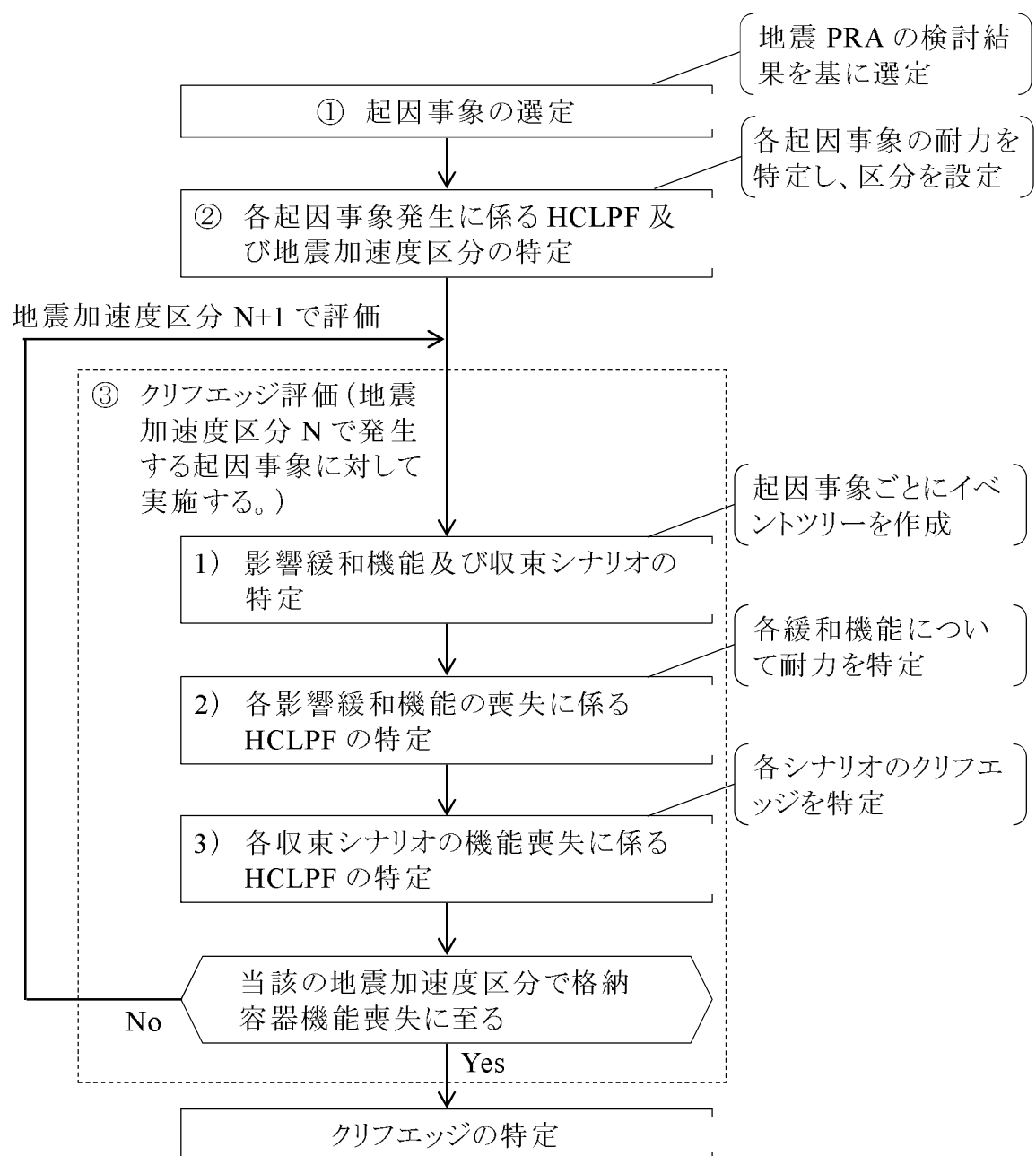
第 3.1.4.2.1.10 図 各起因事象における収束シナリオ(地震:運転停止時炉心損傷(区分 2))

起因事象:外部電源喪失+原子炉補機冷却機能の全喪失



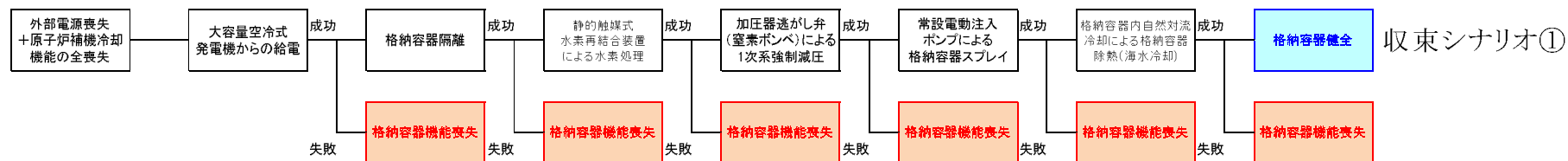
※:0.90G でメタクラ保護継電器の誤動作による
失敗の可能性があるが、リフト処置により成功
させることとした。

第 3.1.4.2.1.11 図 各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF 及びクリフエッジ評価(地震:運転停止時炉心損傷(区分 2))



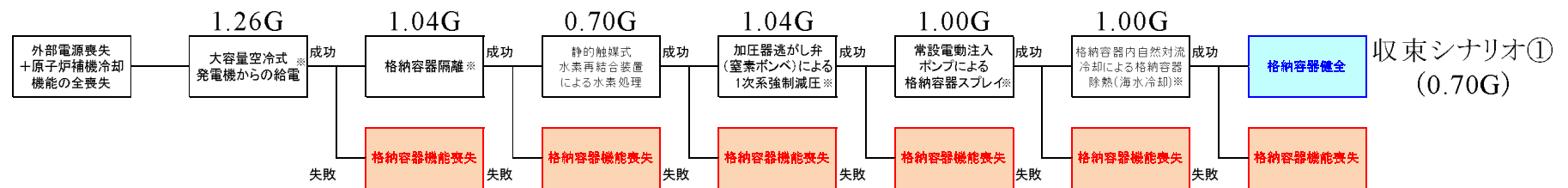
第 3.1.4.2.1.12 図 クリフエッジの特定に係るフロー図（地震：格納容器機能喪失）

起因事象:外部電源喪失+原子炉補機冷却機能の全喪失



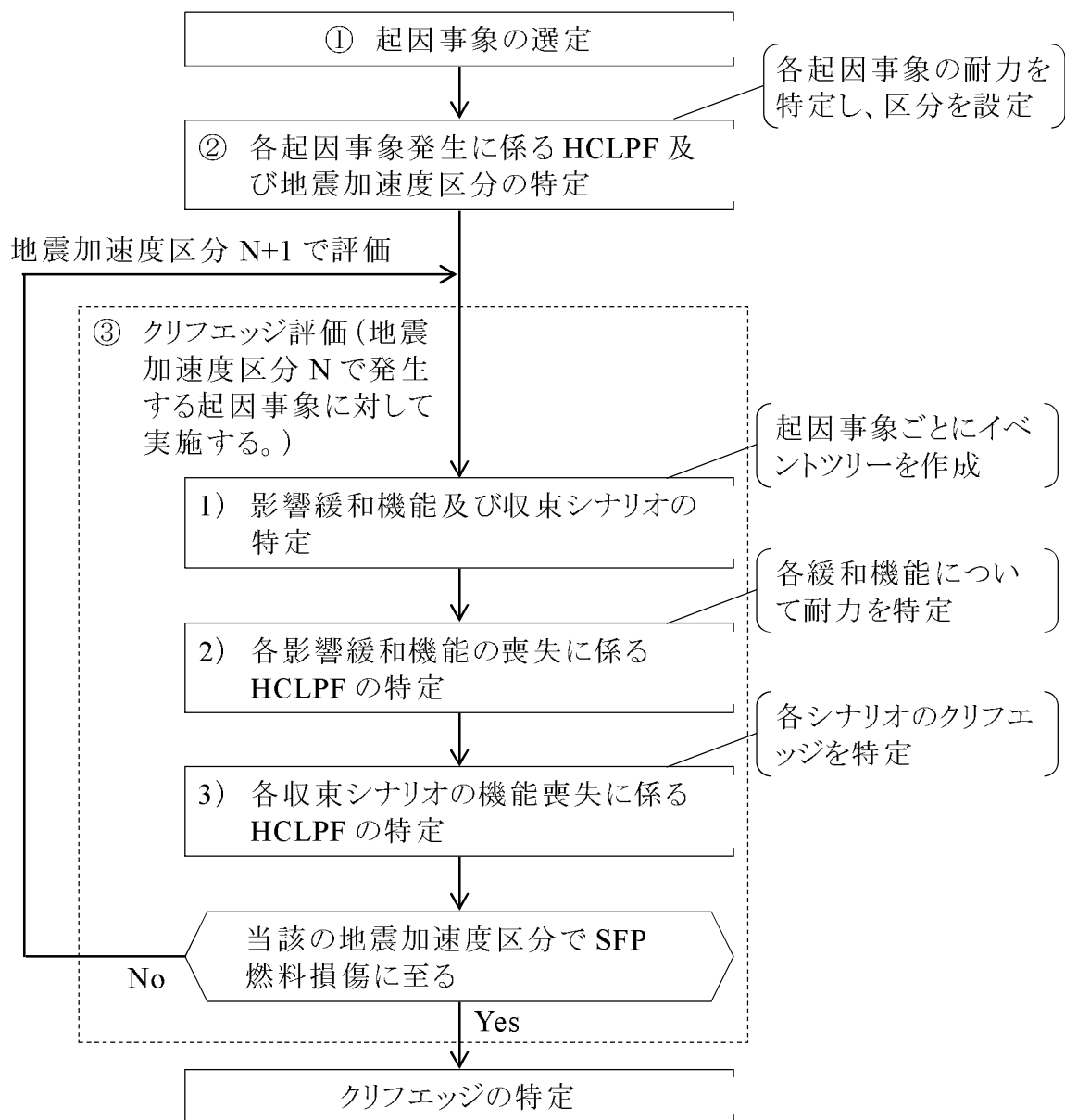
第 3.1.4.2.1.13 図 各起因事象における収束シナリオ(地震:格納容器機能喪失(区分 2))

起因事象:外部電源喪失+原子炉補機冷却機能の全喪失

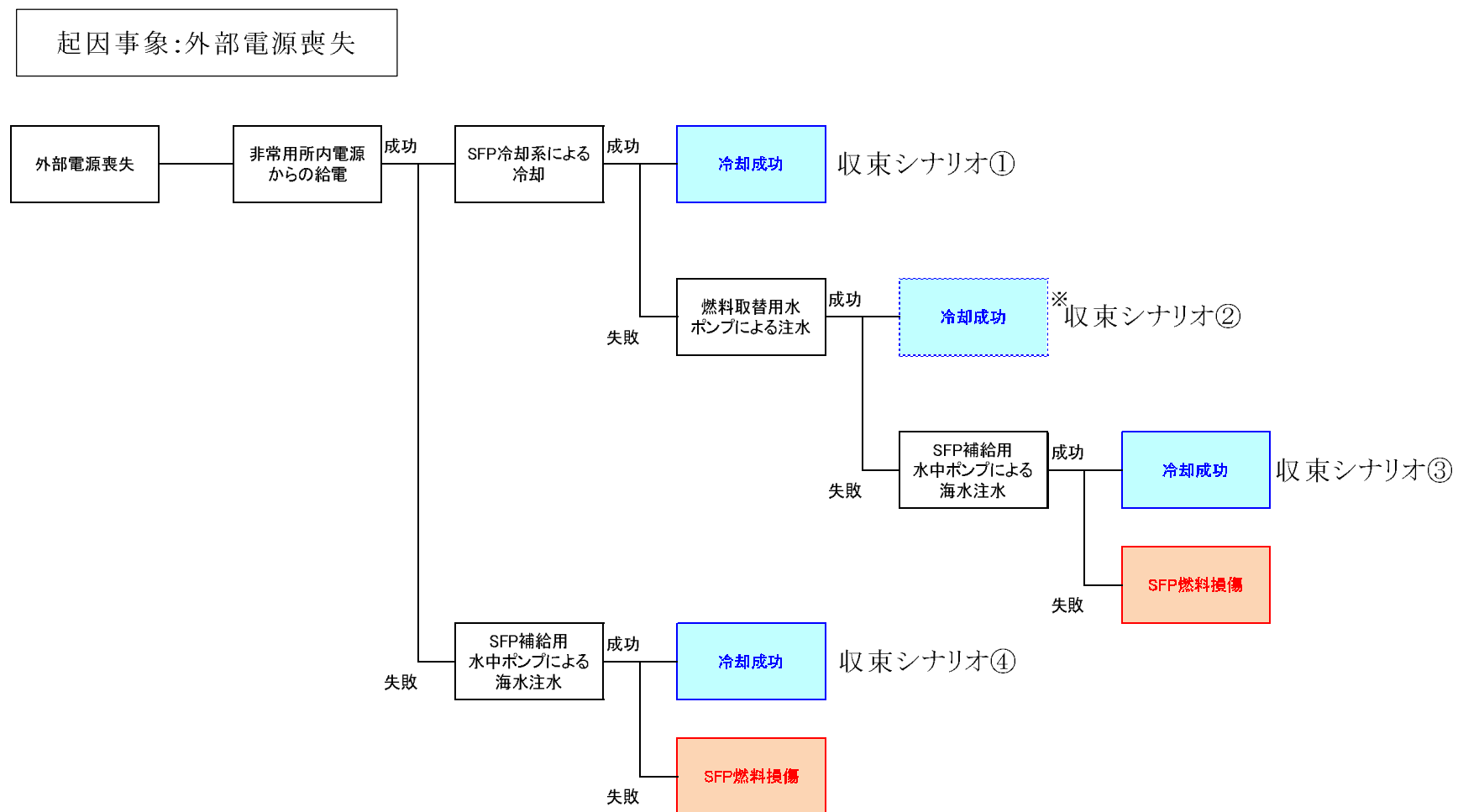


※:0.90G でメタクラ保護継電器の誤動作による
失敗の可能性があるが、リフト処置により成功
させることとした。

第 3.1.4.2.1.14 図 各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF 及びクリフエッジ評価(地震:格納容器機能喪失(区分 2))

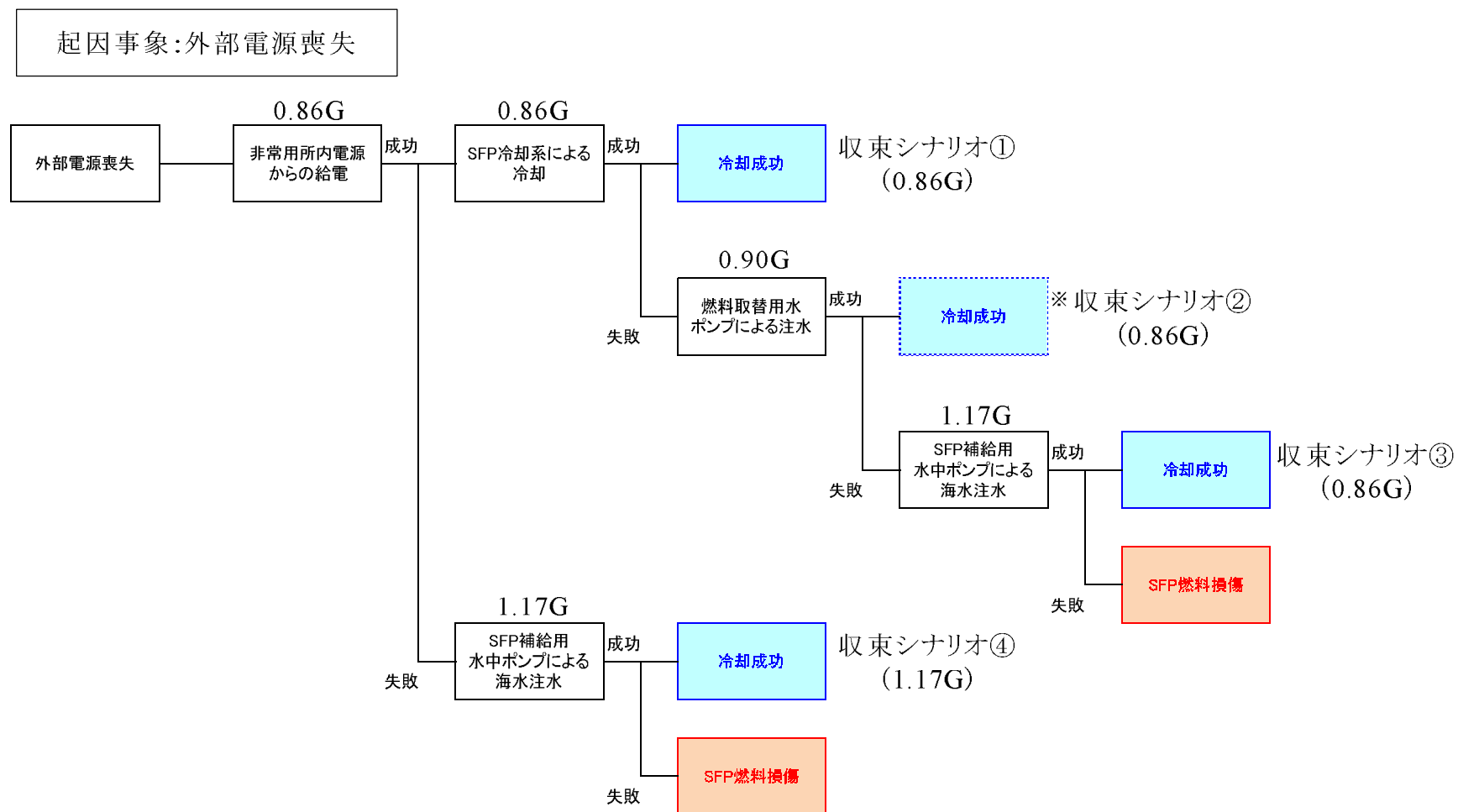


第 3.1.4.2.1.15 図 クリフエッジの特定に係るフロー図 (地震:SFP 燃料損傷)



※: 炉心燃料損傷防止または格納容器機能喪失防止に燃料取替用水タンク保有水を使用することを想定し、SFP燃料に対する評価では、当該成功シナリオを評価に含めず、参考として耐力を示す。

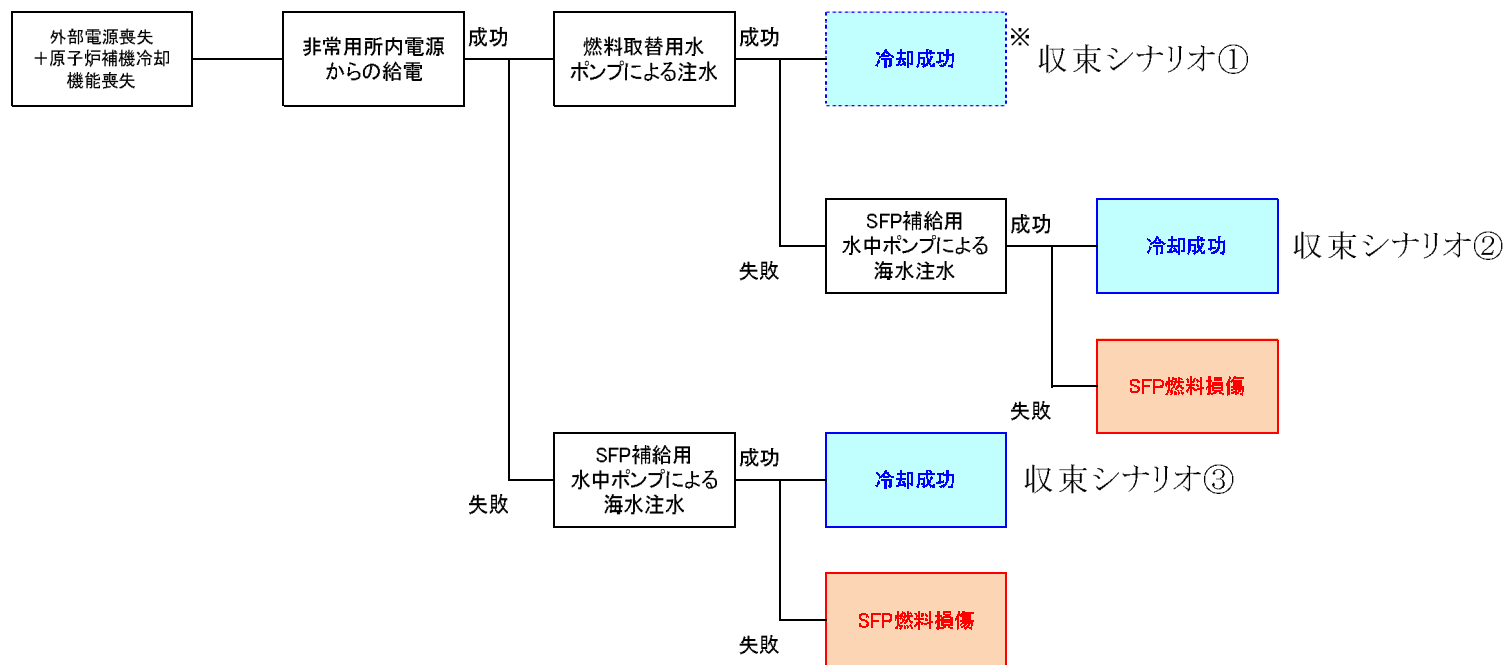
第 3.1.4.2.1.16 図 各起因事象における収束シナリオ(地震:SFP 燃料損傷(区分 1))



※: 炉心燃料損傷防止または格納容器機能喪失防止に燃料取替用水タンク保有水を使用することを想定し、SFP燃料に対する評価では、当該成功シナリオを評価に含めず、参考として耐力を示す。

第 3.1.4.2.1.17 図 各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF 及びクリフエッジ評価 (地震:SFP 燃料損傷(区分 1))

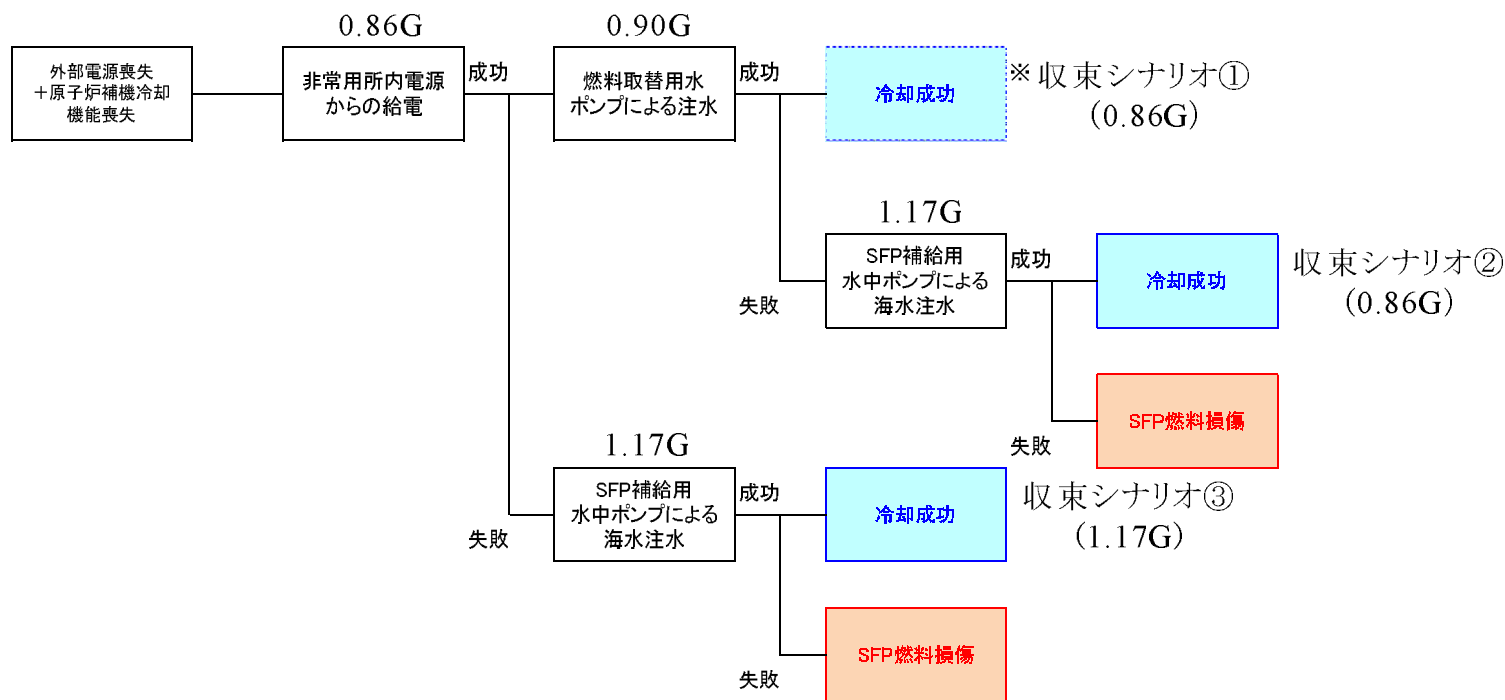
起 因 事 象 : 外 部 電 源 喪 失 + 原 子 炉 補 機 冷 却 機 能 喪 失



※: 炉心燃料損傷防止または格納容器機能喪失防止に燃料取替用水タンク保有水を使用することを想定し、SFP燃料に対する評価では、当該成功シナリオを評価に含めず、参考として耐力を示す。

第 3.1.4.2.1.18 図 各起 因 事 象 に お け る 収 束 シ ナ リ オ (地 震 : SFP 燃 料 損 傷 (区 分 2))

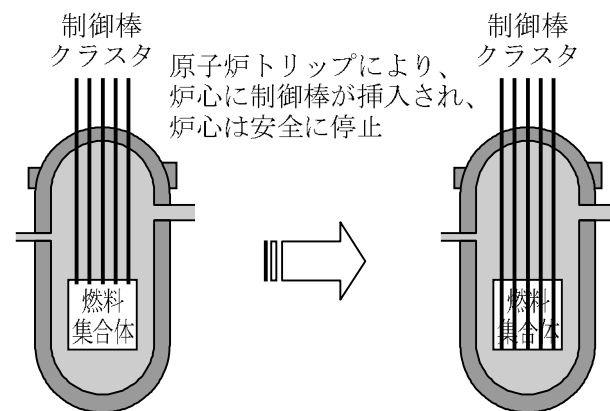
起因事象:外部電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失



※: 炉心燃料損傷防止または格納容器機能喪失防止に燃料取替用水タンク保有水を使用することを想定し、SFP燃料に対する評価では、当該成功シナリオを評価に含めず、参考として耐力を示す。

第 3.1.4 .2.1.19 図 各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF 及びクリフエッジ評価(地震:SFP 燃料損傷(区分 2))

原子炉停止（フロントライン系）

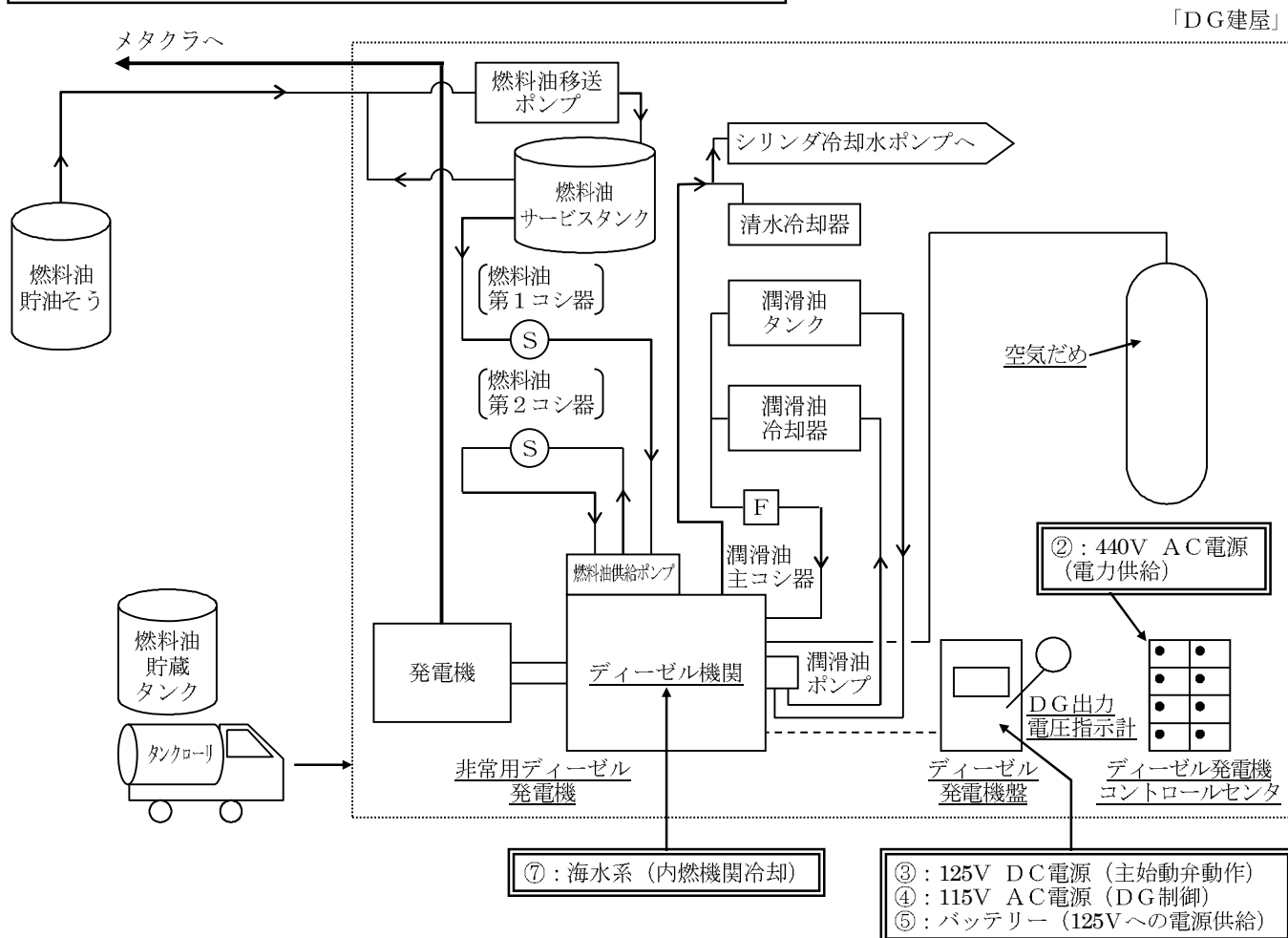


各サポート系について、以下に示す。

- ①6.6kV AC電源 (21/33)
 - ②440V AC電源 (21/33)
 - ③125V DC電源 (21/33)
 - ④115V AC電源 (21/33)
 - ⑤バッテリー (21/33)
 - ⑥移動式大容量ポンプ車(23/33)
 - ⑦海水系 (24/33)
 - ⑧再循環切替 (25/33)
 - ⑨RWST (25/33)
 - ⑩電動補助給水ポンプ室空調系 (27/33)
 - ⑪タービン動補助給水ポンプ室空調系 (28/33)
 - ⑫ディーゼル発電機室換気系 (29/33)
 - ⑬中央制御室空調系 (室温維持) (30/33)
 - ⑭空調用冷水設備 (31/33)
 - ⑮中央制御室非常用循環系 (被ばく低減) (32/33)
 - ⑯アニュラス空気浄化系 (33/33)
- 具体的な系統については、() のページに示す。

第3.1.4.2.1.20図 各影響緩和機能の系統概要図(地震:出力運転時炉心損傷) (1/33)

非常用所内電源からの給電（フロントライン系）



各サポート系について、以下に示す。

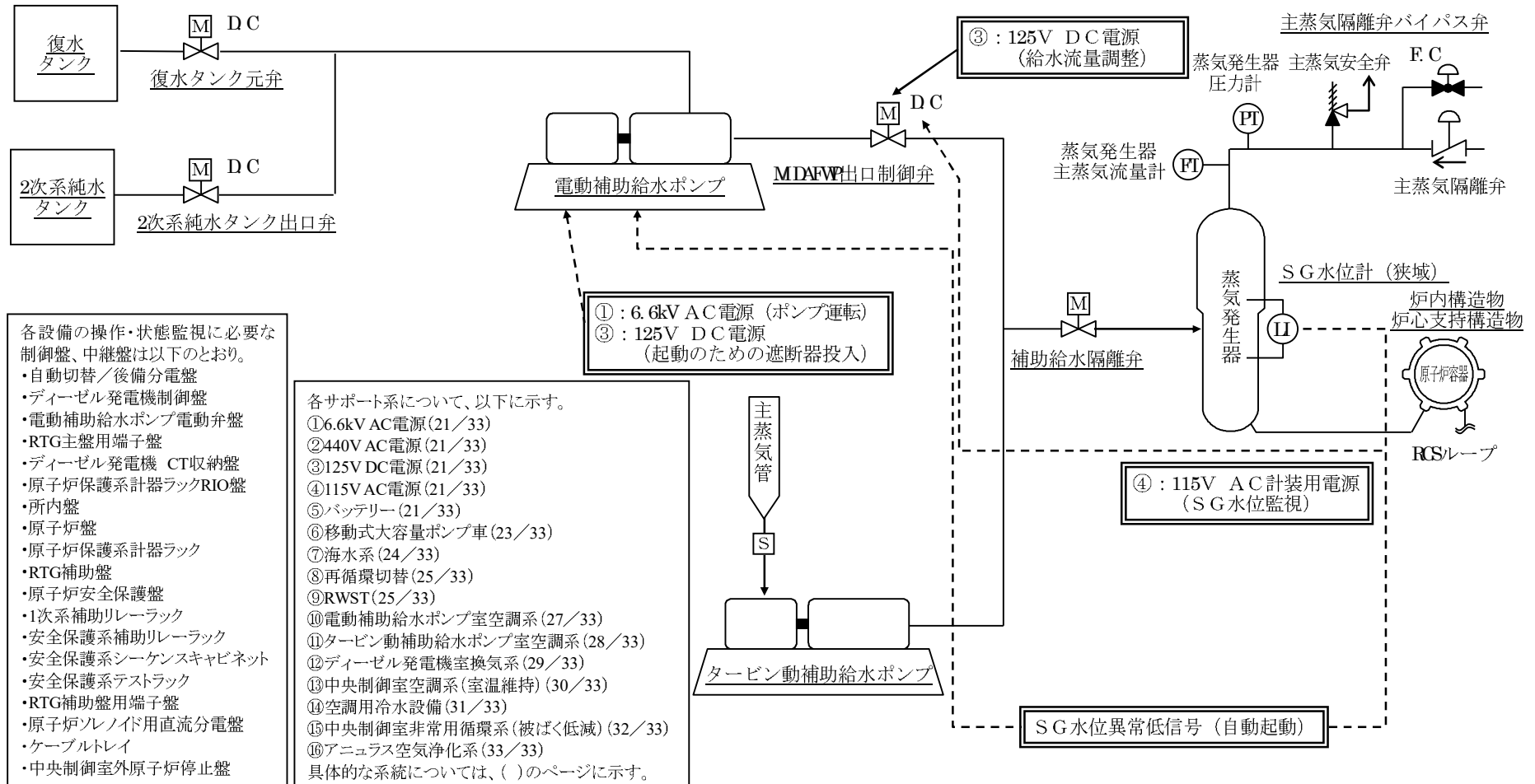
- ①6.6kV AC電源(21/33)
 - ②440V AC電源(21/33)
 - ③125V DC電源(21/33)
 - ④115V AC電源(21/33)
 - ⑤バッテリー(21/33)
 - ⑥移動式大容量ポンプ車(23/33)
 - ⑦海水系(24/33)
 - ⑧再循環切替(25/33)
 - ⑨RWST(25/33)
 - ⑩電動補助給水ポンプ室空調系(27/33)
 - ⑪タービン動補助給水ポンプ室空調系(28/33)
 - ⑫ディーゼル発電機室換気系(29/33)
 - ⑬中央制御室空調系(室温維持)(30/33)
 - ⑭空調用冷水設備(31/33)
 - ⑮中央制御室非常用循環系(被ばく低減)(32/33)
 - ⑯アニュラス空気浄化系(33/33)
- 具体的な系統については、() のページに示す。

各設備の操作・状態監視に必要な制御盤、中継盤は以下のとおり。

- ・原子炉盤
- ・RTG補助盤
- ・所内盤
- ・ディーゼル発電機励磁装置
- ・1次系補助リレーラック
- ・安全保護系補助リレーラック
- ・安全保護系シーケンスキャビネット
- ・安全保護系テストラック
- ・自動切替/後備分電盤
- ・RTG補助盤用端子盤
- ・RTG主盤用端子盤
- ・ディーゼル発電機CT収納盤
- ・ケーブルトレイ

第3.1.4.2.1.20図 各影響緩和機能の系統概要図(地震:出力運転時炉心損傷、運転停止時炉心損傷、SFP燃料損傷)(2/33)

補助給水による蒸気発生器への給水（電動）（フロントライン系）



第3.1.4.2.1.20図 各影響緩和機能の系統概要図(地震:出力運転時炉心損傷) (3／33)

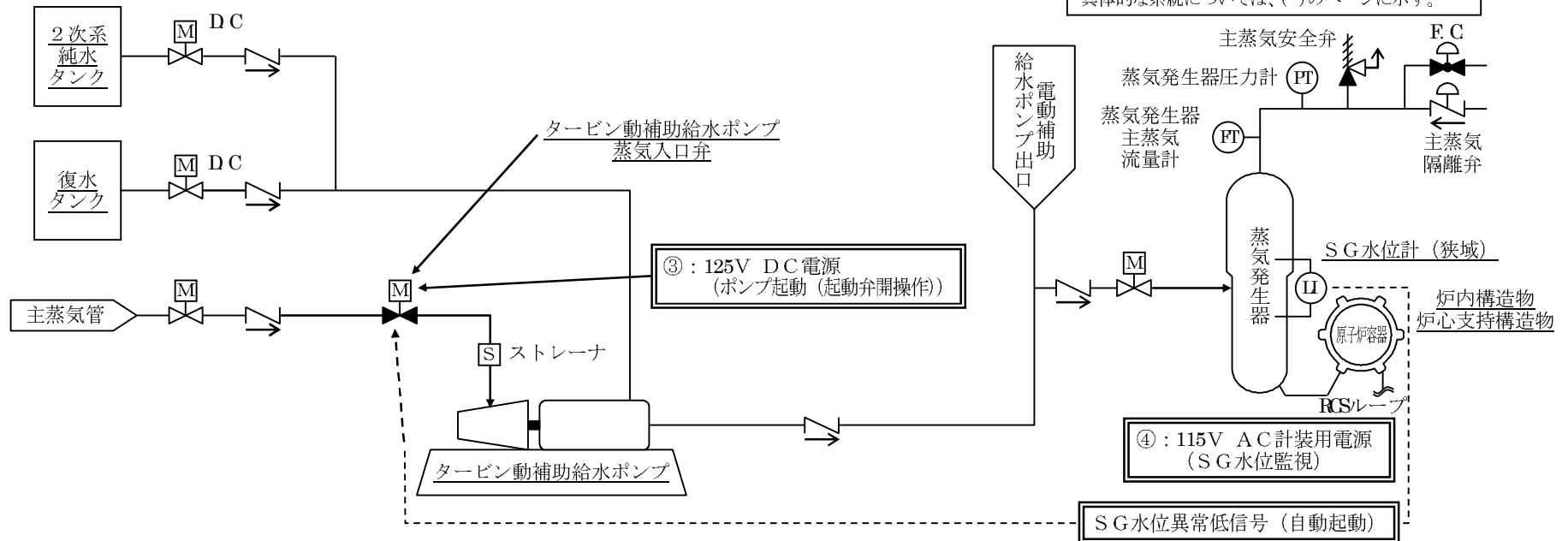
補助給水による蒸気発生器への給水（タービン動）（フロントライン系）

各設備の操作・状態監視に必要な制御盤、中継盤は以下のとおり。

- ・原子炉盤
- ・原子炉保護系計器ラック
- ・原子炉保護系計器ラックRIO盤
- ・RTG補助盤
- ・原子炉安全保護盤
- ・1次系補助リレーラック
- ・安全保護系補助リレーラック
- ・安全保護系シーケンスキャビネット
- ・安全保護系テストラック
- ・自動切替/後備分電盤
- ・RTG補助盤用端子盤
- ・原子炉ソレノイド用直流分電盤
- ・電動補助給水ポンプ電動弁盤
- ・タービン動補助給水ポンプ電動弁盤
- ・中央制御室外原子炉停止盤
- ・電動補助給水ポンプ
- ・ケーブルトレイ
- ・RTG主盤用端子盤

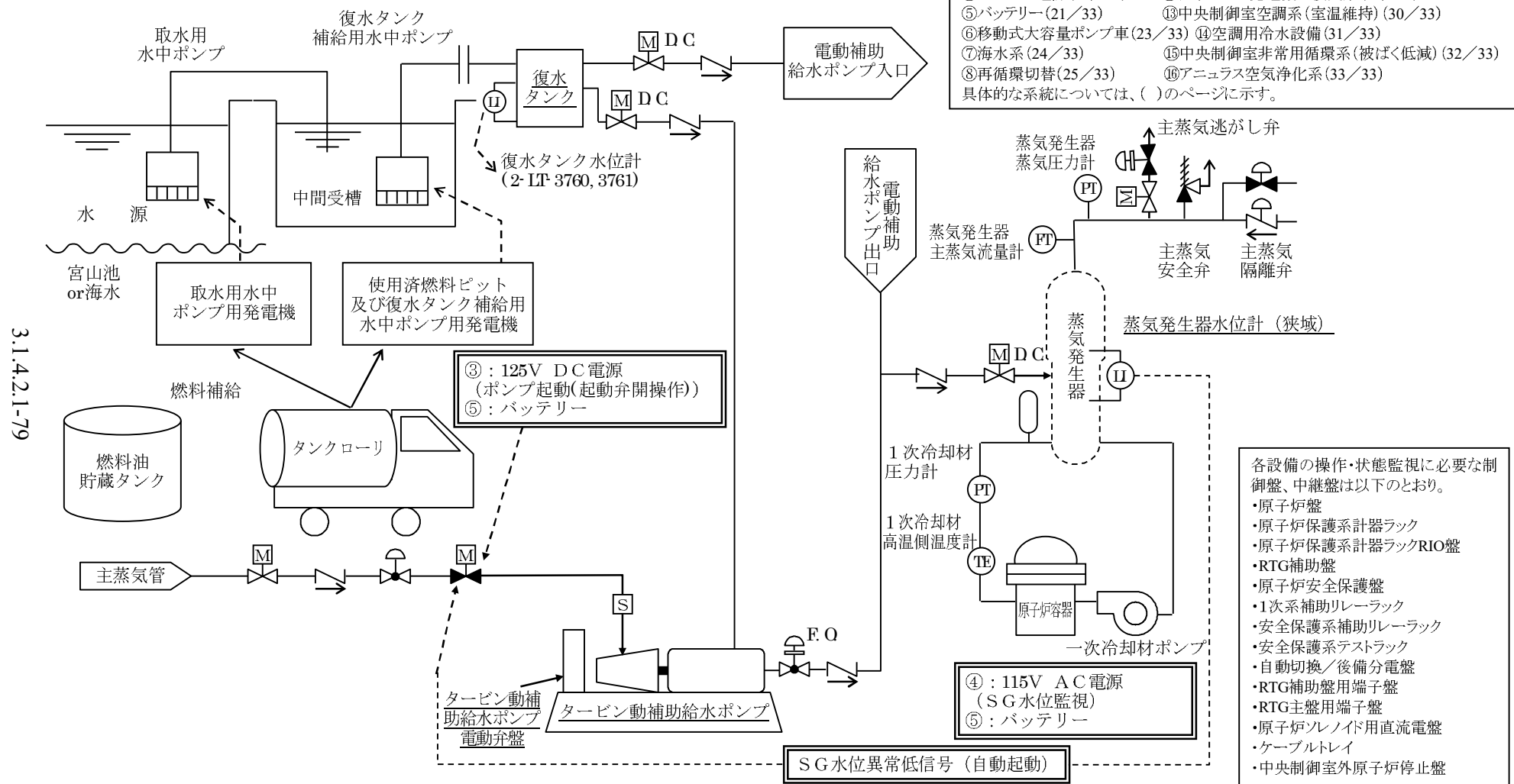
各サポート系について、以下に示す。

- ①6.6kV AC電源 (21/33)
 - ②440V AC電源 (21/33)
 - ③125V DC電源 (21/33)
 - ④115V AC電源 (21/33)
 - ⑤バッテリー (21/33)
 - ⑥移動式大容量ポンプ車 (23/33)
 - ⑦海水系 (24/33)
 - ⑧再循環切替 (25/33)
 - ⑨RWST (25/33)
 - ⑩電動補助給水ポンプ室空調系 (27/33)
 - ⑪タービン動補助給水ポンプ室空調系 (28/33)
 - ⑫ディーゼル発電機室換気系 (29/33)
 - ⑬中央制御室空調系 (室温維持) (30/33)
 - ⑭空調用冷水設備 (31/33)
 - ⑮中央制御室非常用循環系 (被ばく低減) (32/33)
 - ⑯アニュラス空気浄化系 (33/33)
- 具体的な系統については、() のページに示す。



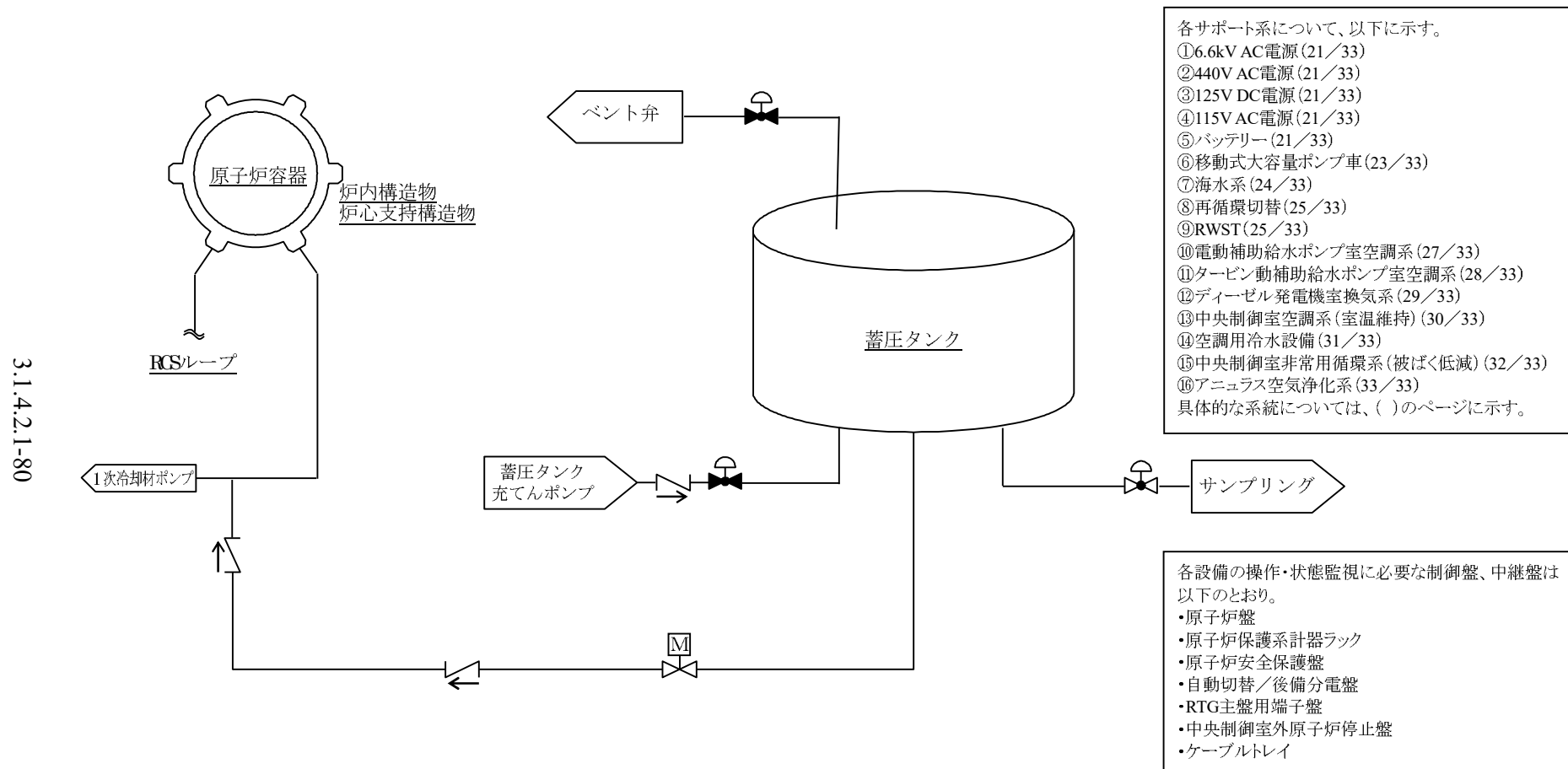
第3.1.4.2.1.20図 各影響緩和機能の系統概要図(地震:出力運転時炉心損傷) (4/33)

主蒸気逃がし弁による熱放出（手動・現場）（フロントライン系）



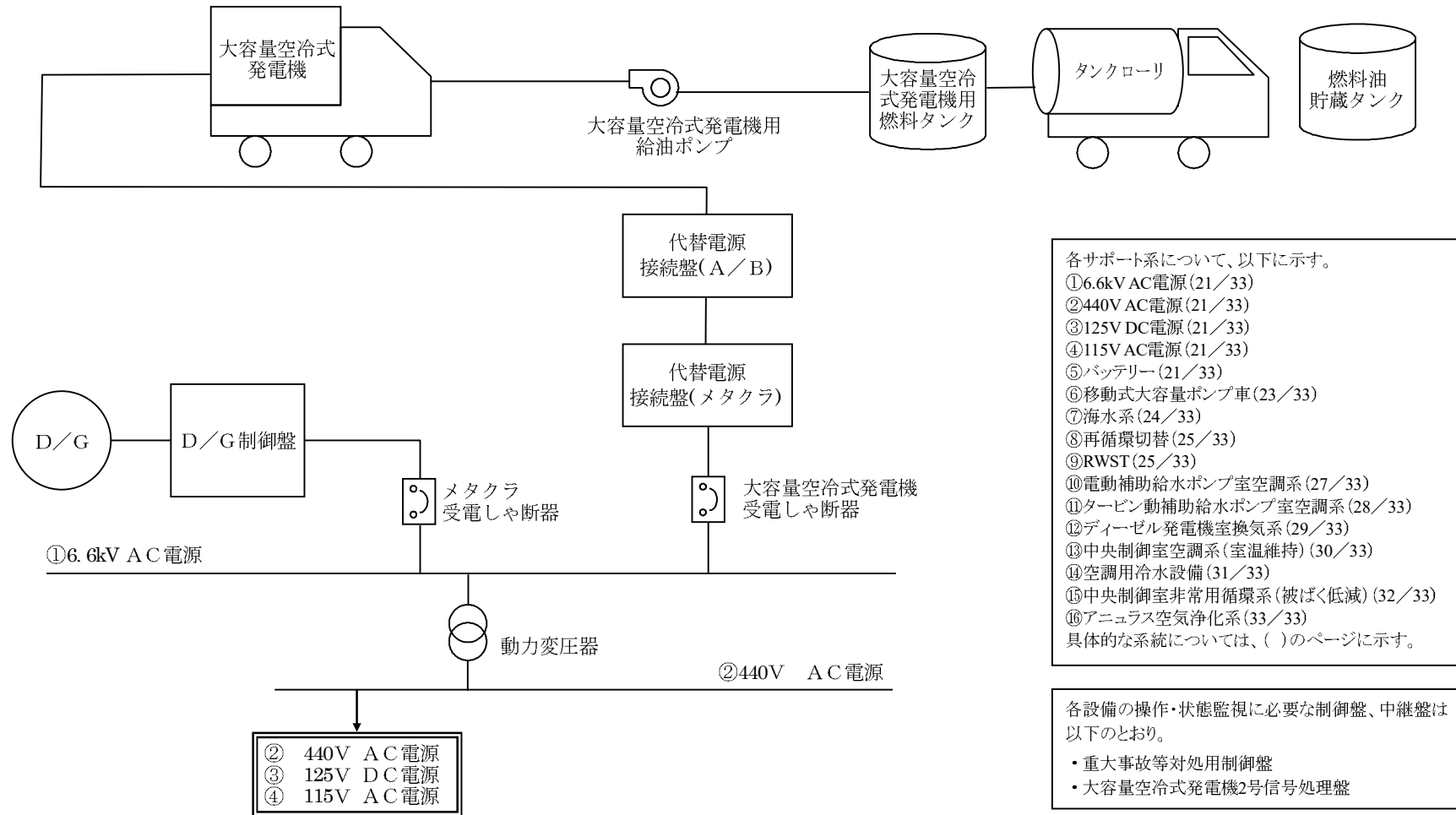
第3.1.4.2.1.20図 各影響緩和機能の系統概要図(地震:出力運転時炉心損傷) (5/33)

蓄圧注入による炉心への注水（フロントライン系）



第3.1.4.2.1.20図 各影響緩和機能の系統概要図(地震:出力運転時炉心損傷) (6/33)

大容量空冷式発電機からの給電（フロントライン系）



第3.1.4.2.1.20図 各影響緩和機能の系統概要図(地震:出力運転時炉心損傷、運転停止時炉心損傷、格納容器機能喪失) (7/33)

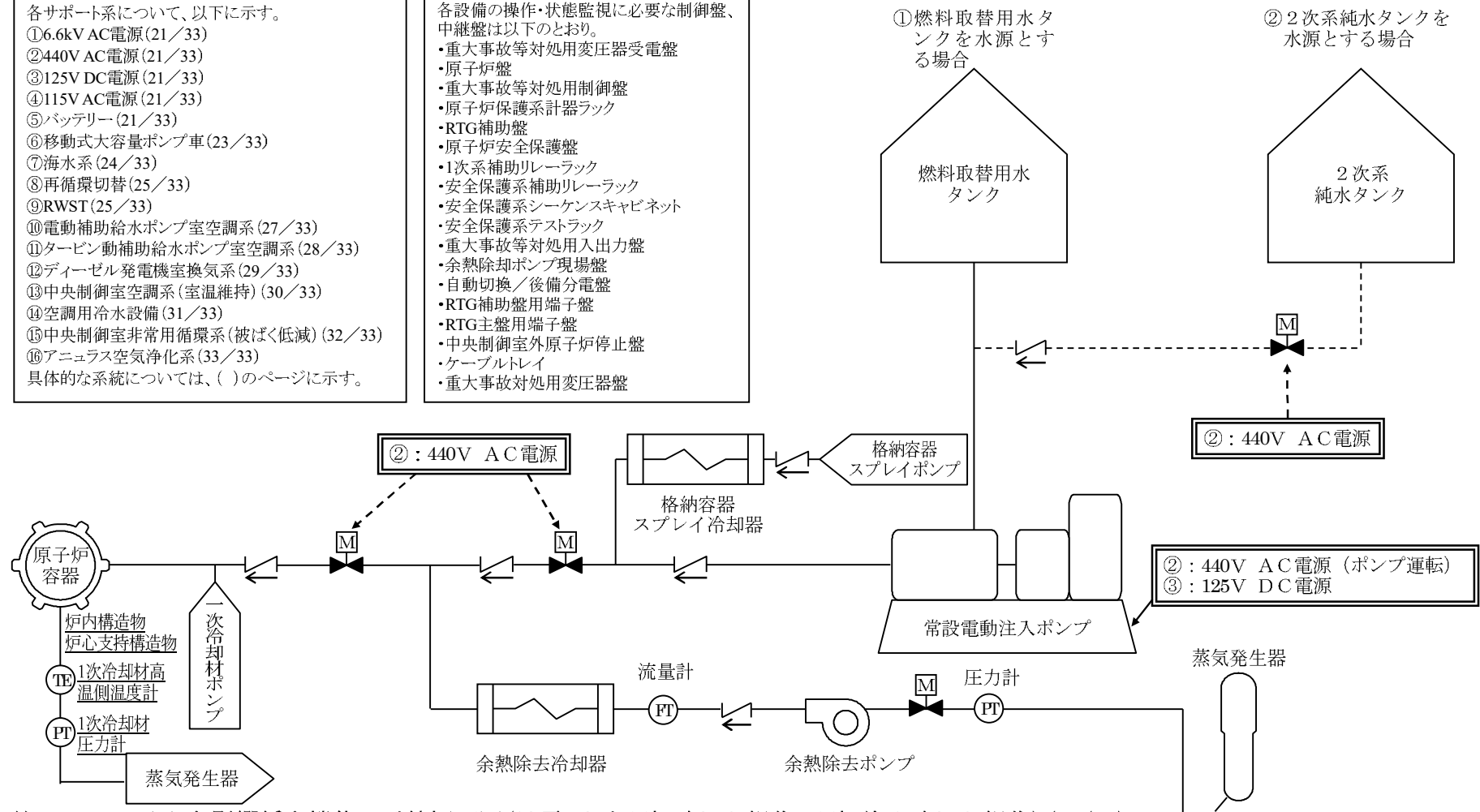
常設電動注入ポンプによる炉心への注水（フロントライン系）

各サポート系について、以下に示す。

- ①6.6kV AC電源 (21/33)
 - ②440V AC電源 (21/33)
 - ③125V DC電源 (21/33)
 - ④115V AC電源 (21/33)
 - ⑤バッテリー (21/33)
 - ⑥移動式大容量ポンプ車 (23/33)
 - ⑦海水系 (24/33)
 - ⑧再循環切替 (25/33)
 - ⑨RWST (25/33)
 - ⑩電動補助給水ポンプ室空調系 (27/33)
 - ⑪タービン動補助給水ポンプ室空調系 (28/33)
 - ⑫ディーゼル発電機室換気系 (29/33)
 - ⑬中央制御室空調系 (室温維持) (30/33)
 - ⑭空調用冷水設備 (31/33)
 - ⑮中央制御室非常用循環系 (被ばく低減) (32/33)
 - ⑯アニュラス空気浄化系 (33/33)
- 具体的な系統については、() のページに示す。

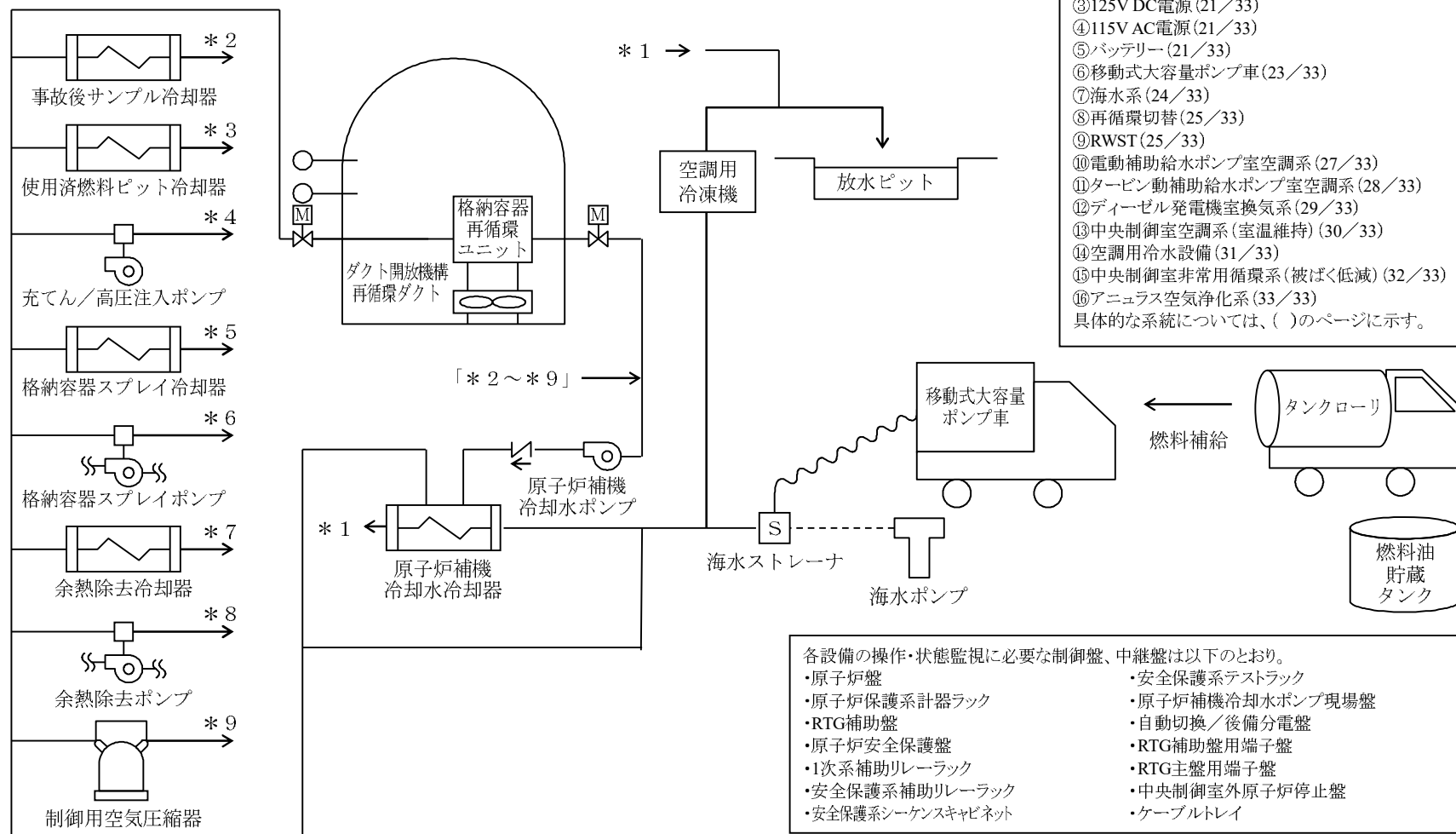
各設備の操作・状態監視に必要な制御盤、中継盤は以下のとおり。

- ・重大事故等対処用変圧器受電盤
- ・原子炉盤
- ・重大事故等対処用制御盤
- ・原子炉保護系計器ラック
- ・RTG補助盤
- ・原子炉安全保護盤
- ・1次系補助リレーラック
- ・安全保護系補助リレーラック
- ・安全保護系シーケンスキャビネット
- ・安全保護系テストラック
- ・重大事故等対処用入出力盤
- ・余熱除却ポンプ現場盤
- ・自動切換/後備分電盤
- ・RTG補助盤用端子盤
- ・RTG主盤用端子盤
- ・中央制御室外原子炉停止盤
- ・ケーブルトレイ
- ・重大事故等対処用変圧器盤



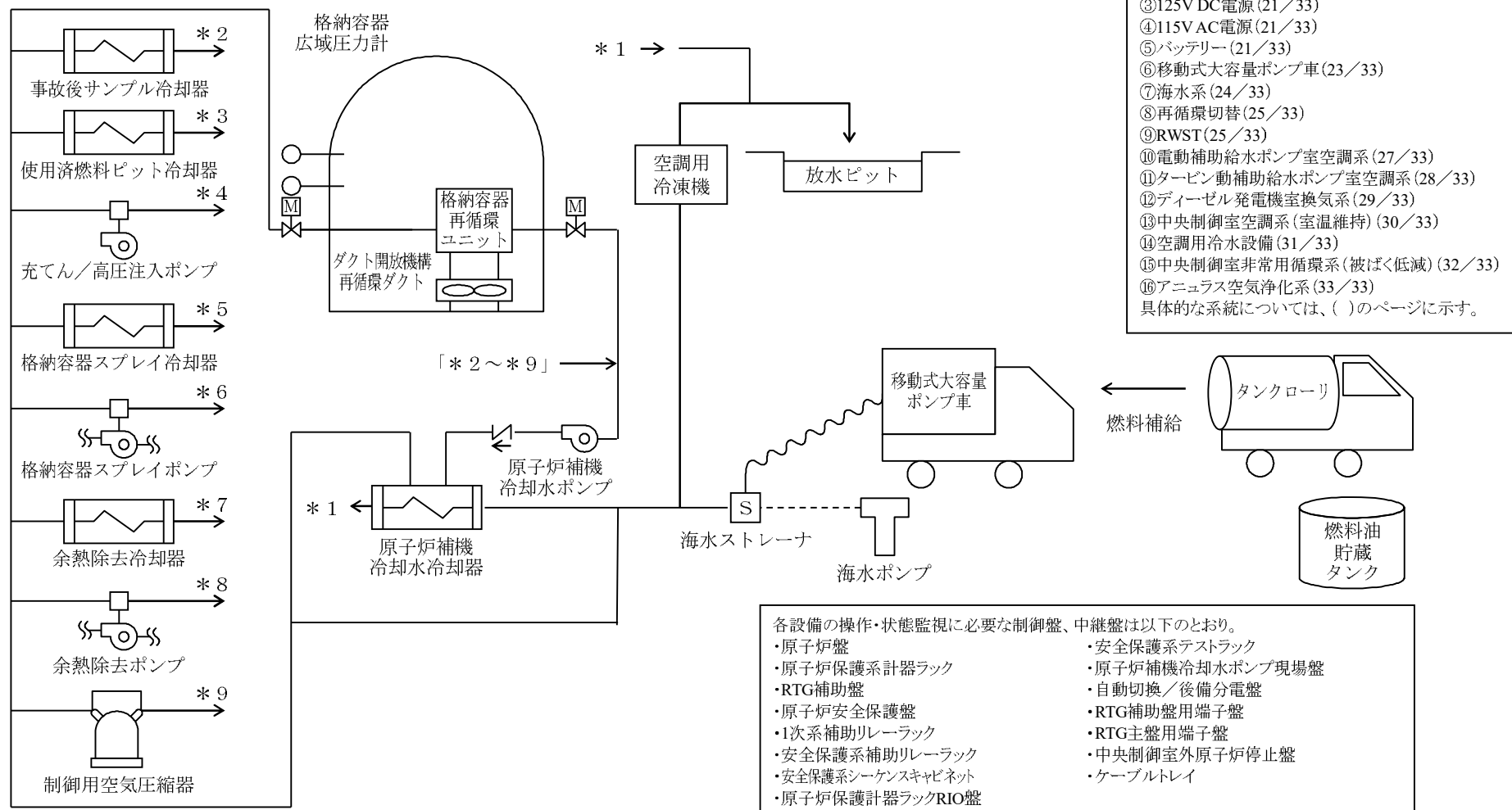
第3.1.4.2.1.20図 各影響緩和機能の系統概要図(地震:出力運転時炉心損傷、運転停止時炉心損傷) (8/33)

移動式大容量ポンプ車による補機冷却（フロントライン系）



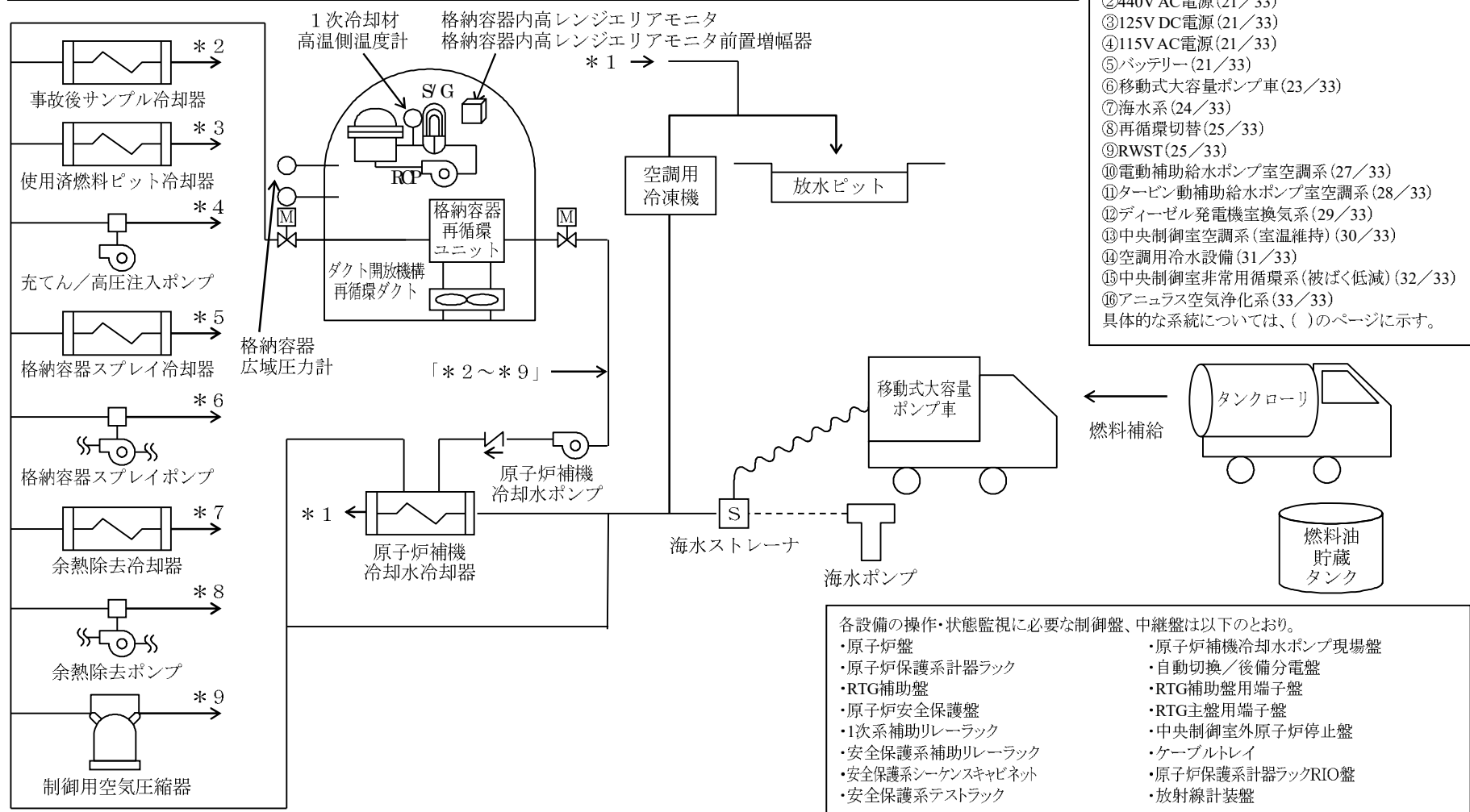
第3.1.4.2.1.20図 各影響緩和機能の系統概要図(地震:出力運転時炉心損傷、運転停止時炉心損傷) (9/33)

格納容器内自然対流冷却による格納容器除熱（海水冷却）（フロントライン系）



第3.1.4.2.1.20図 各影響緩和機能の系統概要図(地震:出力運転時炉心損傷、運転停止時炉心損傷) (10/33)

格納容器内自然対流冷却による格納容器除熱（海水冷却）（フロントライン系）



第3.1.4.2.1.20図 各影響緩和機能の系統概要図(地震:格納容器機能喪失) (11/33)

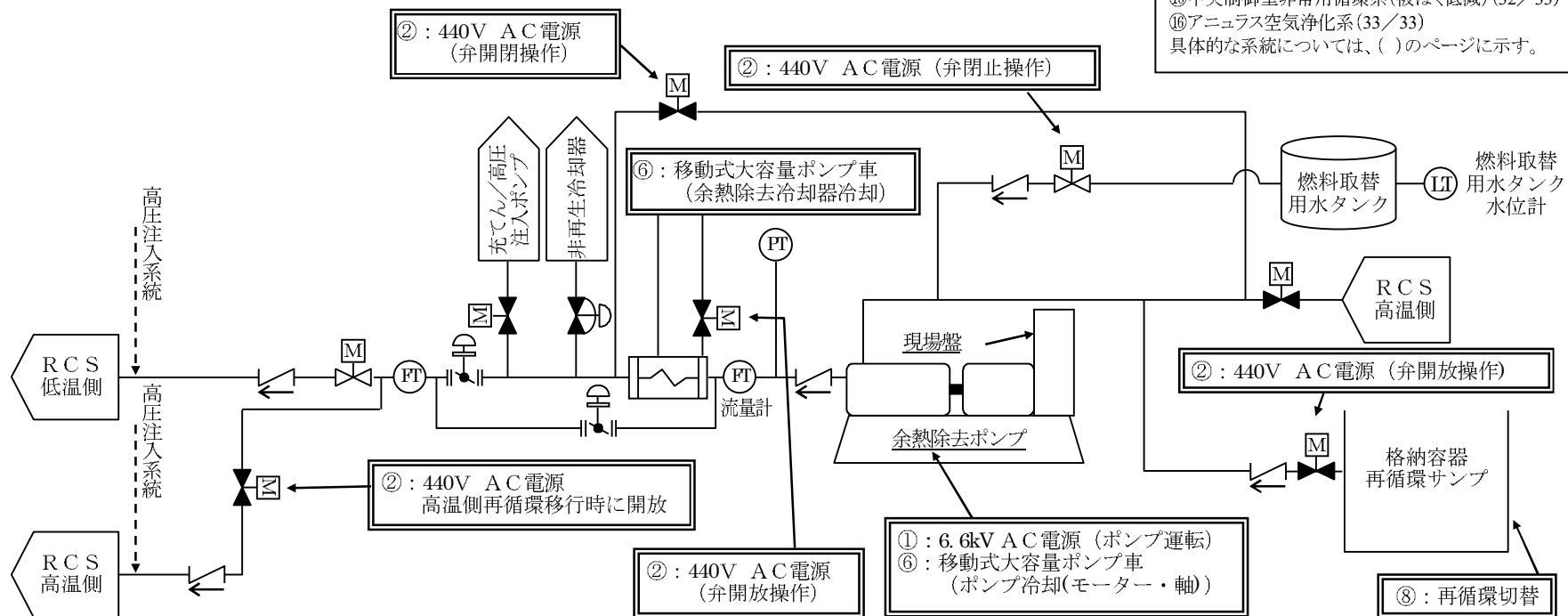
低圧注入による再循環炉心冷却（フロントライン系）

各設備の操作・状態監視に必要な制御盤、中継盤は以下のとおり。

- ・原子炉盤
- ・原子炉保護系計器ラック
- ・RTG補助盤
- ・原子炉安全保護盤
- ・1次系補助リレーラック
- ・安全保護系補助リレーラック
- ・安全保護系シーケンスキャビネット
- ・安全保護系テストラック
- ・自動切換／後備分電盤
- ・RTG補助盤用端子盤
- ・RTG主盤用端子盤
- ・中央制御室外原子炉停止盤
- ・ケーブルトレイ

各サポート系について、以下に示す。

- ① 6.6kV AC電源 (21/33)
 - ② 440V AC電源 (21/33)
 - ③ 125V DC電源 (21/33)
 - ④ 115V AC電源 (21/33)
 - ⑤ バッテリー (21/33)
 - ⑥ 移動式大容量ポンプ車 (23/33)
 - ⑦ 海水系 (24/33)
 - ⑧ 再循環切替 (25/33)
 - ⑨ RWST (25/33)
 - ⑩ 電動補助給水ポンプ室空調系 (27/33)
 - ⑪ タービン動補助給水ポンプ室空調系 (28/33)
 - ⑫ ディーゼル発電機室換気系 (29/33)
 - ⑬ 中央制御室空調系 (室温維持) (30/33)
 - ⑭ 空調用冷水設備 (31/33)
 - ⑮ 中央制御室非常用循環系 (被ばく低減) (32/33)
 - ⑯ アニュラス空気浄化系 (33/33)
- 具体的な系統については、() のページに示す。



第3.1.4.2.1.20図 各影響緩和機能の系統概要図（地震：運転停止時炉心損傷）(12/33)

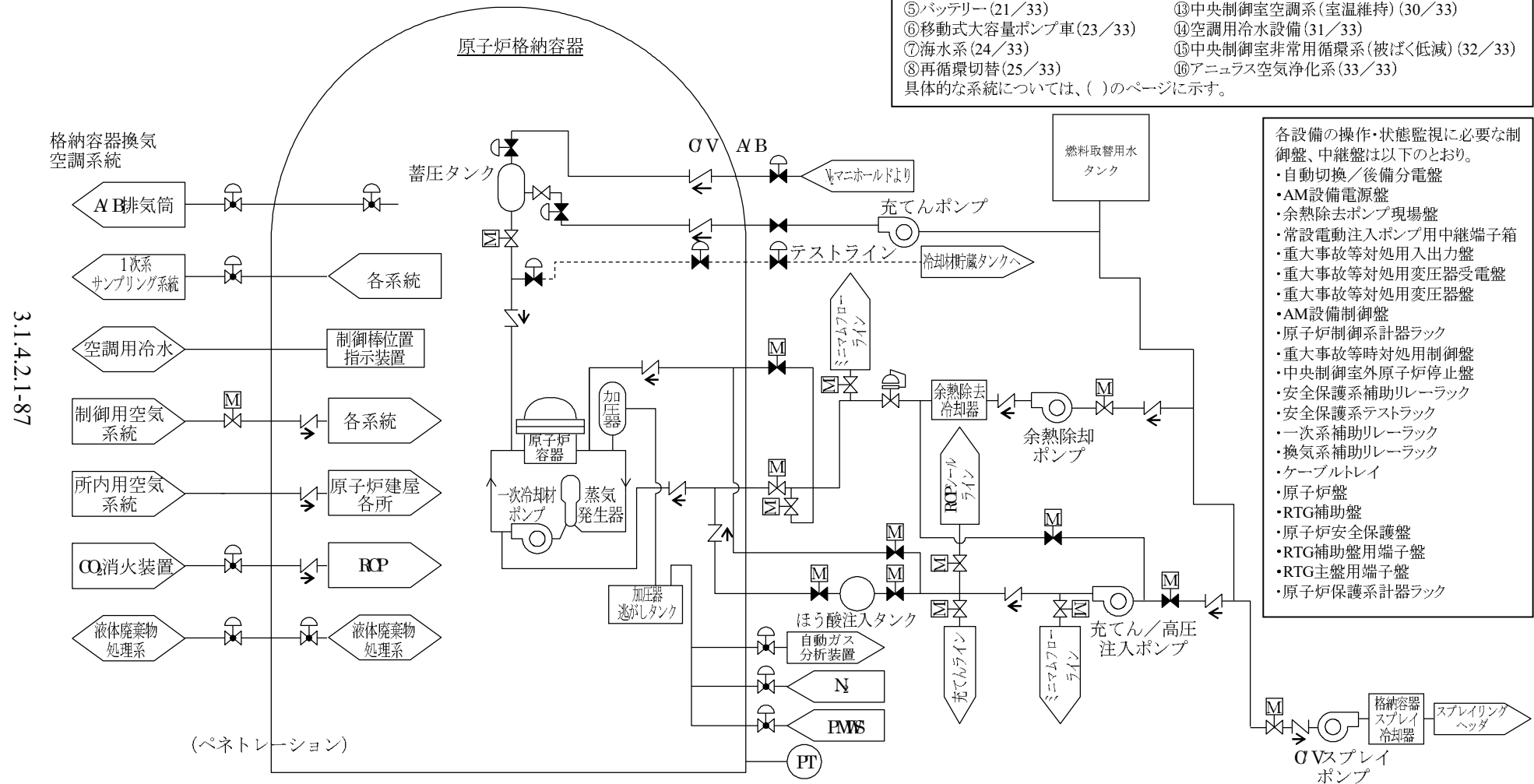
格納容器隔離（フロントライン系）

各サポート系について、以下に示す。

- | | |
|---------------------|------------------------------|
| ①6.6kV AC電源 (21/33) | ⑨RWST (25/33) |
| ②440V AC電源 (21/33) | ⑩電動補助給水ポンプ室空調系 (27/33) |
| ③125V DC電源 (21/33) | ⑪タービン動補助給水ポンプ室空調系 (28/33) |
| ④115V AC電源 (21/33) | ⑫ディーゼル発電機室換気系 (29/33) |
| ⑤バッテリー (21/33) | ⑬中央制御室空調系 (室温維持) (30/33) |
| ⑥移動式大容量ポンプ車 (23/33) | ⑭空調用冷水設備 (31/33) |
| ⑦海水系 (24/33) | ⑮中央制御室非常用循環系 (被ばく低減) (32/33) |
| ⑧再循環切替 (25/33) | ⑯アニュラス空気浄化系 (33/33) |
- 具体的な系統については、() のページに示す。

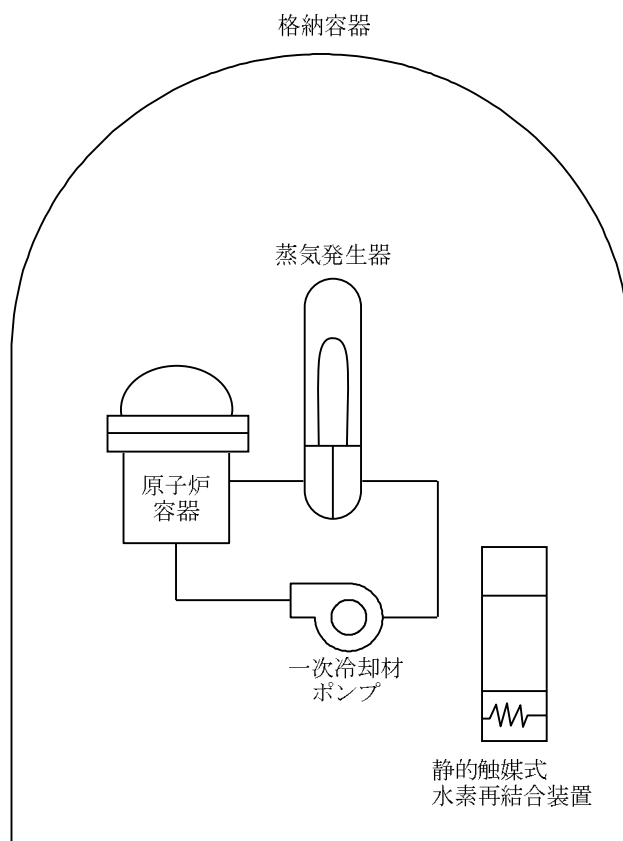
各設備の操作・状態監視に必要な制御盤、中継盤は以下のとおり。

- ・自動切換/後備分電盤
- ・AM設備電源盤
- ・余熱除去ポンプ現場盤
- ・常設電動注入ポンプ用中継端子箱
- ・重大事故等対処用入出力盤
- ・重大事故等対処用変圧器受電盤
- ・重大事故等対処用変圧器盤
- ・AM設備制御盤
- ・原子炉制御系計器ラック
- ・重大事故等時対処用制御盤
- ・中央制御室外原子炉停止盤
- ・安全保護系補助リレーラック
- ・安全保護系テストラック
- ・一次系補助リレーラック
- ・換気系補助リレーラック
- ・ケーブルトレイ
- ・原子炉盤
- ・RTG補助盤
- ・原子炉安全保護盤
- ・RTG補助盤用端子盤
- ・RTG主盤用端子盤
- ・原子炉保護系計器ラック



第3.1.4.2.1.20図 各影響緩和機能の系統概要図(地震:格納容器機能喪失) (13/33)

静的触媒式水素再結合装置による水素処理（フロントライン系）



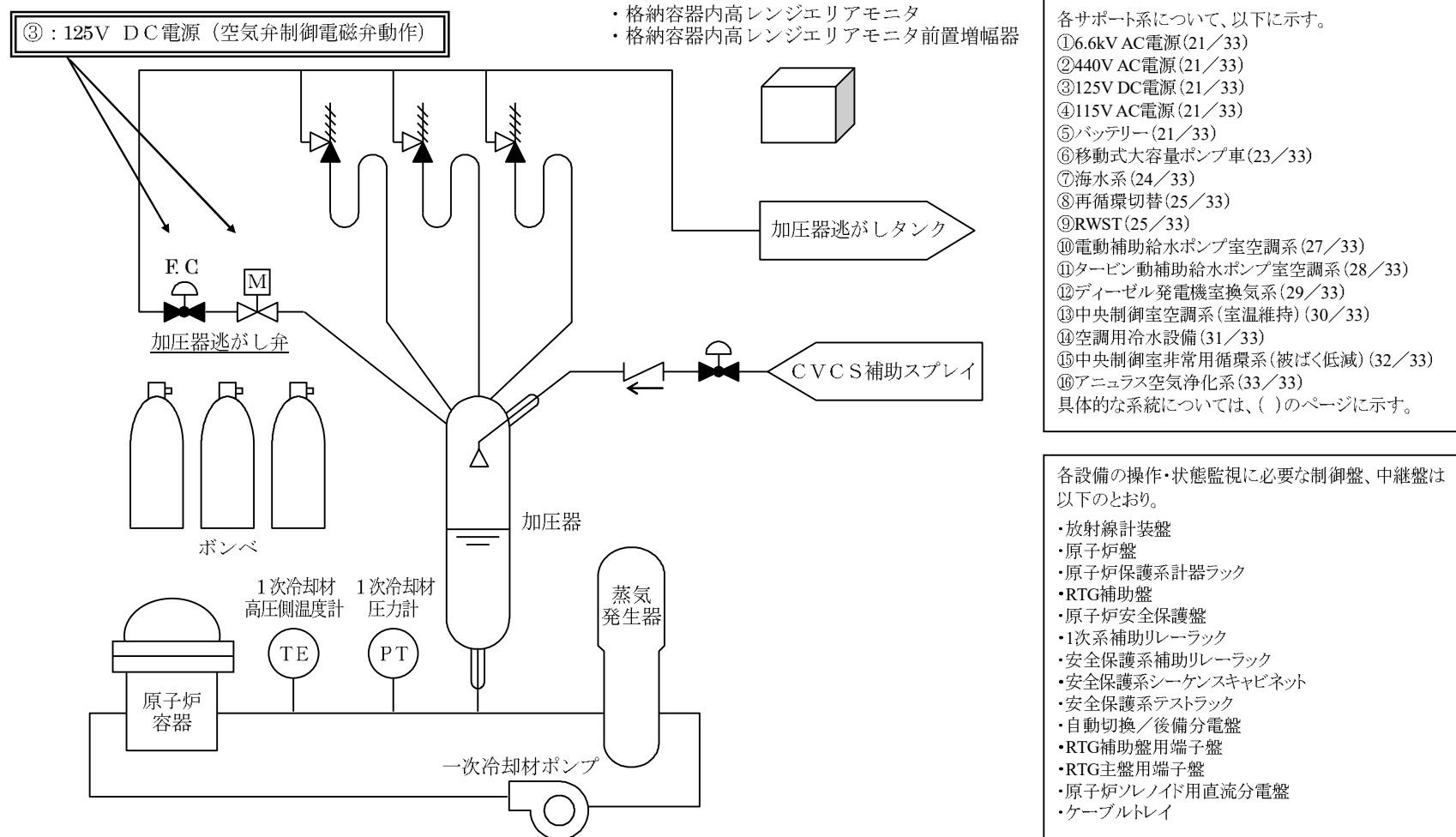
各サポート系について、以下に示す。

- ①6.6kV AC電源 (21/33)
- ②440V AC電源 (21/33)
- ③125V DC電源 (21/33)
- ④115V AC電源 (21/33)
- ⑤バッテリー (21/33)
- ⑥移動式大容量ポンプ車 (23/33)
- ⑦海水系 (24/33)
- ⑧再循環切替 (25/33)
- ⑨RWST (25/33)
- ⑩電動補助給水ポンプ室空調系 (27/33)
- ⑪タービン動補助給水ポンプ室空調系 (28/33)
- ⑫ディーゼル発電機室換気系 (29/33)
- ⑬中央制御室空調系 (室温維持) (30/33)
- ⑭空調用冷水設備 (31/33)
- ⑮中央制御室非常用循環系 (被ばく低減) (32/33)
- ⑯アニュラス空気浄化系 (33/33)

具体的な系統については、()のページに示す。

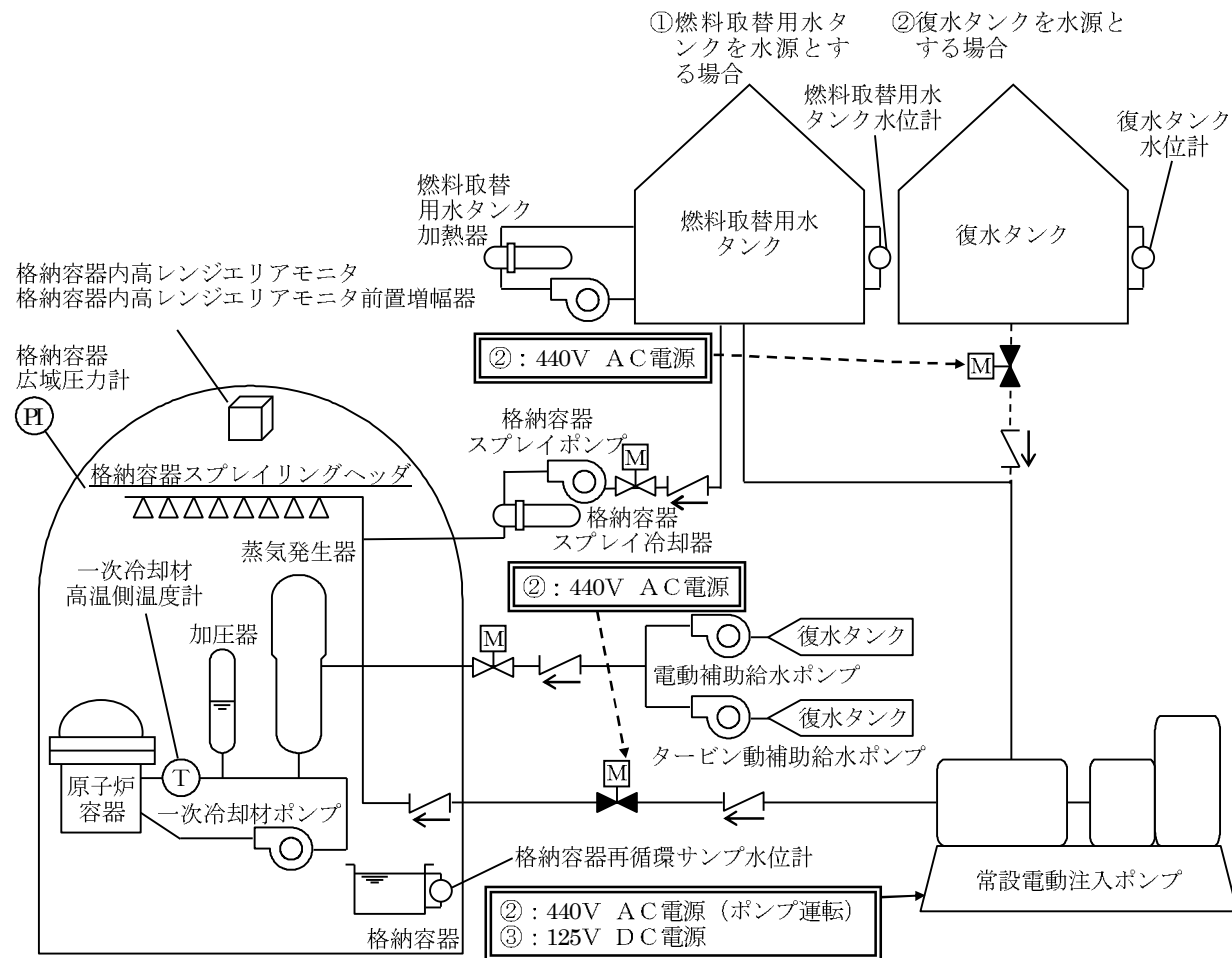
第3.1.4.2.1.20図 各影響緩和機能の系統概要図(地震:格納容器機能喪失) (14/33)

加圧器逃がし弁（窒素ボンベ）による1次系強制減圧（手動・中央制御室）（フロントライン系）



第3.1.4.2.1.20図 各影響緩和機能の系統概要図(地震:格納容器機能喪失) (15/33)

常設電動注入ポンプによる格納容器スプレイ（フロントライン系）



各サポート系について、以下に示す。

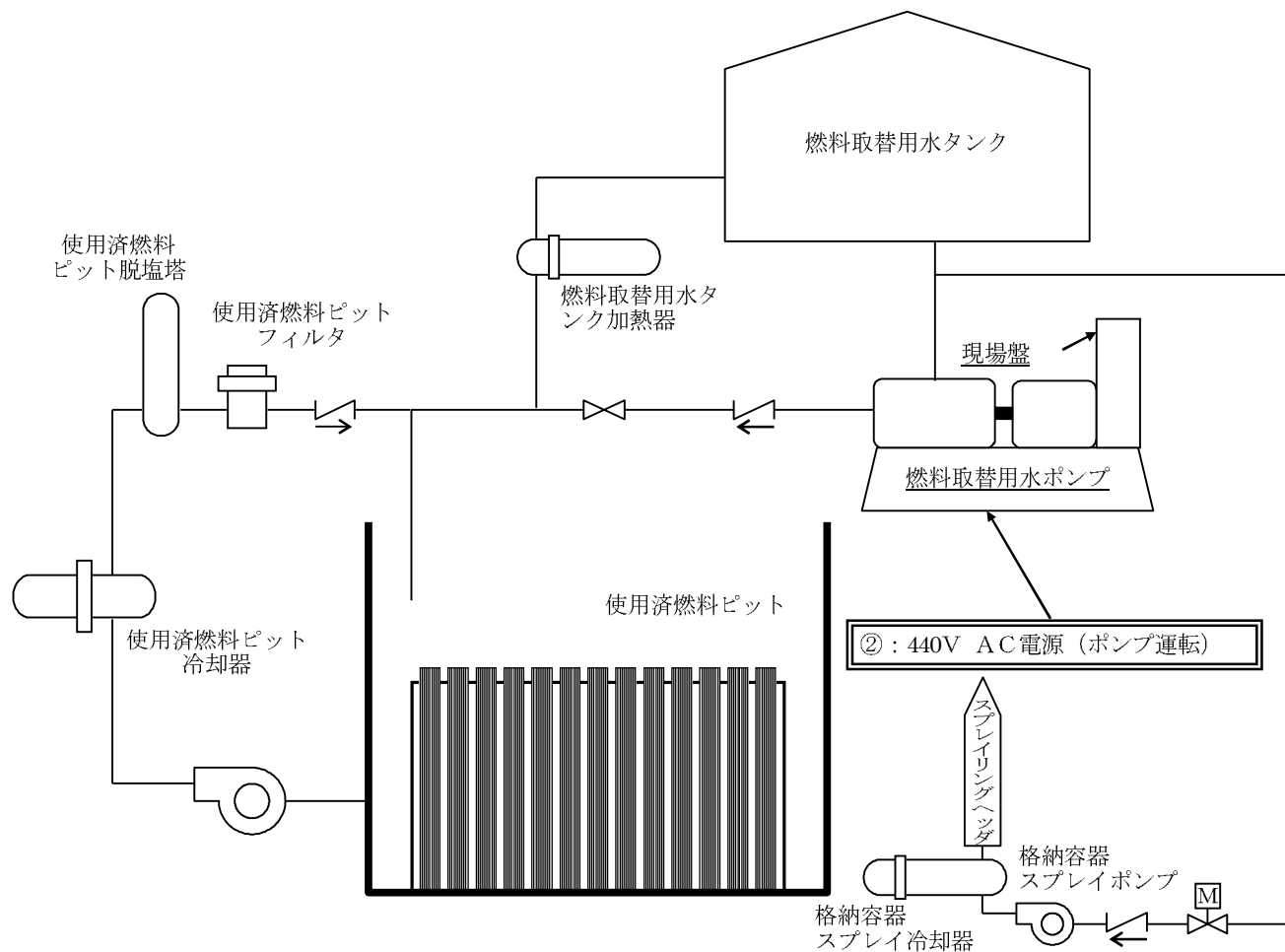
- ①6.6kV AC電源 (21/33)
 - ②440V AC電源 (21/33)
 - ③125V DC電源 (21/33)
 - ④115V AC電源 (21/33)
 - ⑤バッテリー (21/33)
 - ⑥移動式大容量ポンプ車 (23/33)
 - ⑦海水系 (24/33)
 - ⑧再循環切替 (25/33)
 - ⑨RWST (25/33)
 - ⑩電動補助給水ポンプ室空調系 (27/33)
 - ⑪タービン動補助給水ポンプ室空調系 (28/33)
 - ⑫ディーゼル発電機室換気系 (29/33)
 - ⑬中央制御室空調系 (室温維持) (30/33)
 - ⑭空調用冷水設備 (31/33)
 - ⑮中央制御室非常用循環系 (被ばく低減) (32/33)
 - ⑯アニュラス空気浄化系 (33/33)
- 具体的な系統については、() のページに示す。

各設備の操作・状態監視に必要な制御盤、中継盤は以下のとおり。

- ・放射線計装盤
- ・重大事故等対処用変圧器受電盤
- ・原子炉盤
- ・原子炉保護系計器ラック
- ・原子炉保護系計器ラックRIO盤
- ・重大事故等対処用変圧器盤
- ・RTG補助盤
- ・所内盤
- ・ディーゼル発電機制御盤
- ・原子炉安全保護盤
- ・安全保護系補助リレーラック
- ・安全保護系シーケンスキャビネット
- ・安全保護系テストラック
- ・重大事故等対処用入出力盤
- ・自動切換/後備分電盤
- ・RTG補助盤用端子盤
- ・RTG主盤用端子盤
- ・中央制御室外原子炉停止盤
- ・ディーゼル発電機CT収納盤
- ・電動補助給水ポンプ電動弁盤
- ・ケーブルトレイ

第3.1.4.2.1.20図 各影響緩和機能の系統概要図(地震:格納容器機能喪失) (16/33)

燃料取替用水ポンプによる注水（フロントライン系）



各サポート系について、以下に示す。

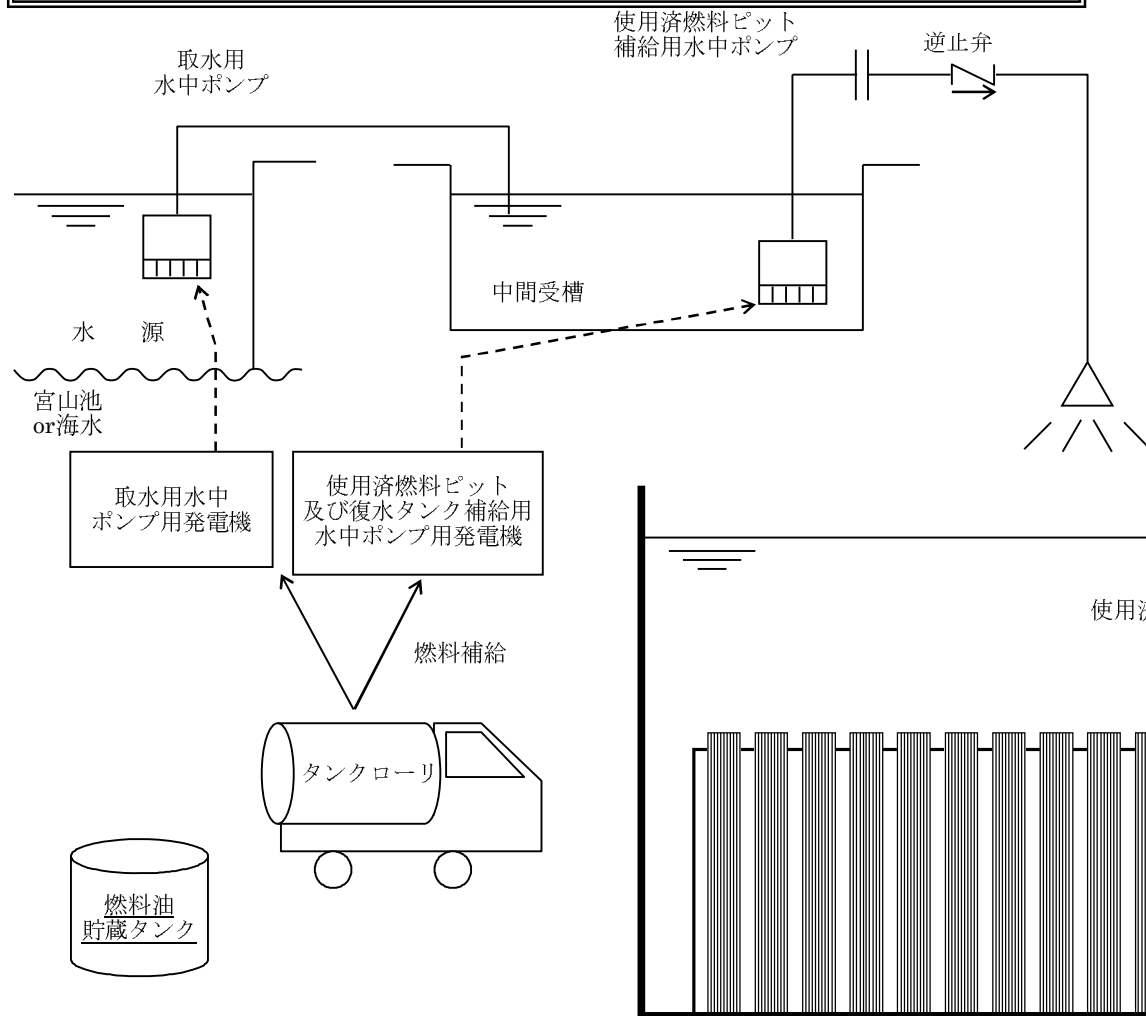
- ① 6.6kV AC電源 (21/33)
 - ② 440V AC電源 (21/33)
 - ③ 125V DC電源 (21/33)
 - ④ 115V AC電源 (21/33)
 - ⑤ バッテリー (21/33)
 - ⑥ 移動式大容量ポンプ車 (23/33)
 - ⑦ 海水系 (24/33)
 - ⑧ 再循環切替 (25/33)
 - ⑨ RWST (25/33)
 - ⑩ 電動補助給水ポンプ室空調系 (27/33)
 - ⑪ タービン動補助給水ポンプ室空調系 (28/33)
 - ⑫ ディーゼル発電機室換気系 (29/33)
 - ⑬ 中央制御室空調系 (室温維持) (30/33)
 - ⑭ 空調用冷水設備 (31/33)
 - ⑮ 中央制御室非常用循環系 (被ばく低減) (32/33)
 - ⑯ アンユラス空気浄化系 (33/33)
- 具体的な系統については、() のページに示す。

各設備の操作・状態監視に必要な制御盤、中継盤は以下のとおり。

- ・原子炉盤
- ・重大事故等対処用制御盤
- ・原子炉保護系計器ラック
- ・原子炉安全保護盤
- ・安全保護系補助リレーラック
- ・安全保護系テストラック
- ・自動切換/後備分電盤
- ・RTG主盤用端子盤
- ・中央制御室外原子炉停止盤
- ・ケーブルトレイ

第3.1.4.2.1.20図 各影響緩和機能の系統概要図(地震:SFP燃料損傷) (17/33)

S F P 補給用水中ポンプによる海水注水（フロントライン系）



各サポート系について、以下に示す。

- ①6.6kV AC電源 (21/33)
 - ②440V AC電源 (21/33)
 - ③125V DC電源 (21/33)
 - ④115V AC電源 (21/33)
 - ⑤バッテリー (21/33)
 - ⑥移動式大容量ポンプ車 (23/33)
 - ⑦海水系 (24/33)
 - ⑧再循環切替 (25/33)
 - ⑨RWST (25/33)
 - ⑩電動補助給水ポンプ室空調系 (27/33)
 - ⑪タービン動補助給水ポンプ室空調系 (28/33)
 - ⑫ディーゼル発電機室換気系 (29/33)
 - ⑬中央制御室空調系 (室温維持) (30/33)
 - ⑭空調用冷水設備 (31/33)
 - ⑮中央制御室非常用循環系 (被ばく低減) (32/33)
 - ⑯アニュラス空気浄化系 (33/33)
- 具体的な系統については、() のページに示す。

第3.1.4.2.1.20図 各影響緩和機能の系統概要図(地震:SFP燃料損傷) (18/33)

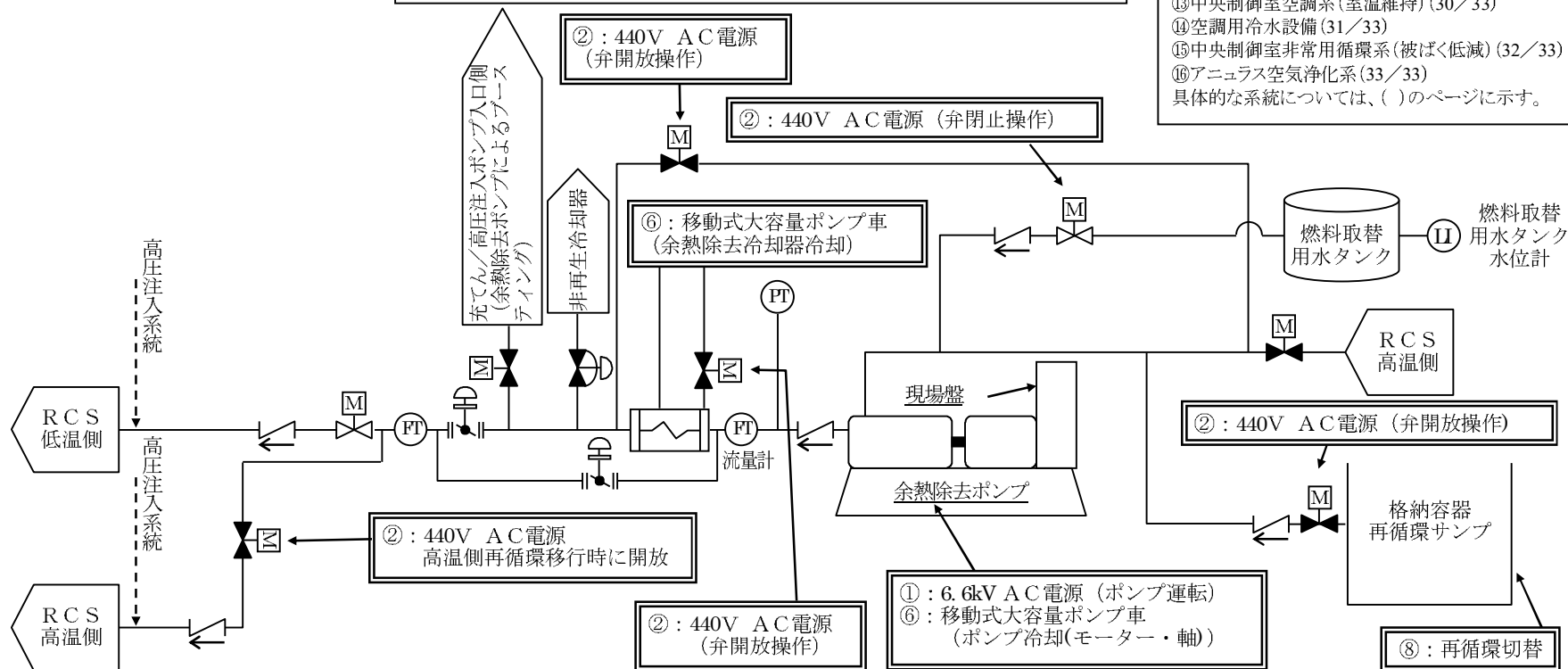
余熱除去ポンプによるブースティング(海水)(フロントライン系)

各設備の操作・状態監視に必要な制御盤、中継盤は以下のとおり。

- 原子炉盤
- 原子炉保護系計器ラック
- RTG補助盤
- 原子炉安全保護盤
- 1次系補助リレーラック
- 安全保護系補助リレーラック
- 安全保護系シーケンスキャビネット
- 安全保護系テストラック
- 自動切換/後備分電盤
- RTG補助盤用端子盤
- RTG主盤用端子盤
- 中央制御室外原子炉停止盤
- ケーブルトレイ

各サポート系について、以下に示す。

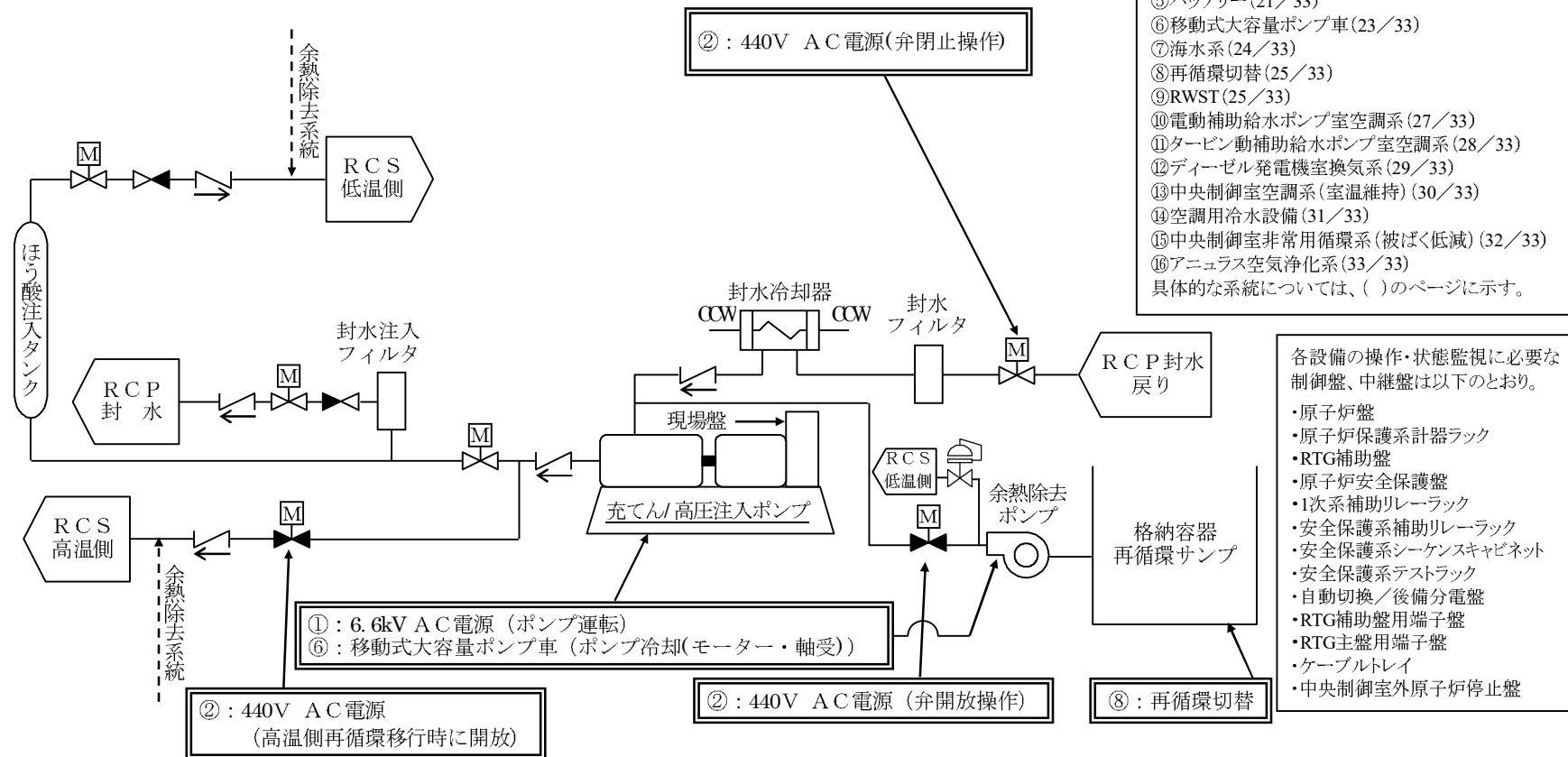
- ① 6.6kV AC電源 (21/33)
 - ② 440V AC電源 (21/33)
 - ③ 125V DC電源 (21/33)
 - ④ 115V AC電源 (21/33)
 - ⑤ バッテリー (21/33)
 - ⑥ 移動式大容量ポンプ車 (23/33)
 - ⑦ 海水系 (24/33)
 - ⑧ 再循環切替 (25/33)
 - ⑨ RWST (25/33)
 - ⑩ 電動補助給水ポンプ室空調系 (27/33)
 - ⑪ タービン動補助給水ポンプ室空調系 (28/33)
 - ⑫ ディーゼル発電機室換気系 (29/33)
 - ⑬ 中央制御室空調系 (室温維持) (30/33)
 - ⑭ 空調用冷水設備 (31/33)
 - ⑮ 中央制御室非常用循環系 (被ばく低減) (32/33)
 - ⑯ アンユラス空気浄化系 (33/33)
- 具体的な系統については、() のページに示す。



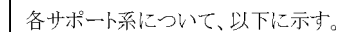
第3.1.4.2.1.20図 各影響緩和機能の系統概要図(地震:出力運転時炉心損傷) (19/33)

高圧注入による再循環炉心冷却（海水）（フロントライン系）

3.1.4.2.1-94



第3.1.4.2.1.20図 各影響緩和機能の系統概要図(地震:出力運転時炉心損傷) (20/33)



- ① 6.6kV AC電源 (21/33)
 - ② 440V AC電源 (21/33)
 - ③ 125V DC電源 (21/33)
 - ④ 115V AC電源 (21/33)
 - ⑤ バッテリー (21/33)
 - ⑥ 移動式大容量ポンプ車 (23/33)
 - ⑦ 海水系 (24/33)
 - ⑧ 再循環切替 (25/33)
 - ⑨ RWST (25/33)
 - ⑩ 電動補助給水ポンプ室空調系 (27/33)
 - ⑪ タービン動補助給水ポンプ室空調系 (28/33)
 - ⑫ ディーゼル発電機室換気系 (29/33)
 - ⑬ 中央制御室空調系 (室温維持) (30/33)
 - ⑭ 空調用冷水設備 (31/33)
 - ⑮ 中央制御室非常用循環系 (被ばく低減) (32/33)
 - ⑯ アンユラス空気浄化系 (33/33)
- 具体的な系統については、() のページに示す。

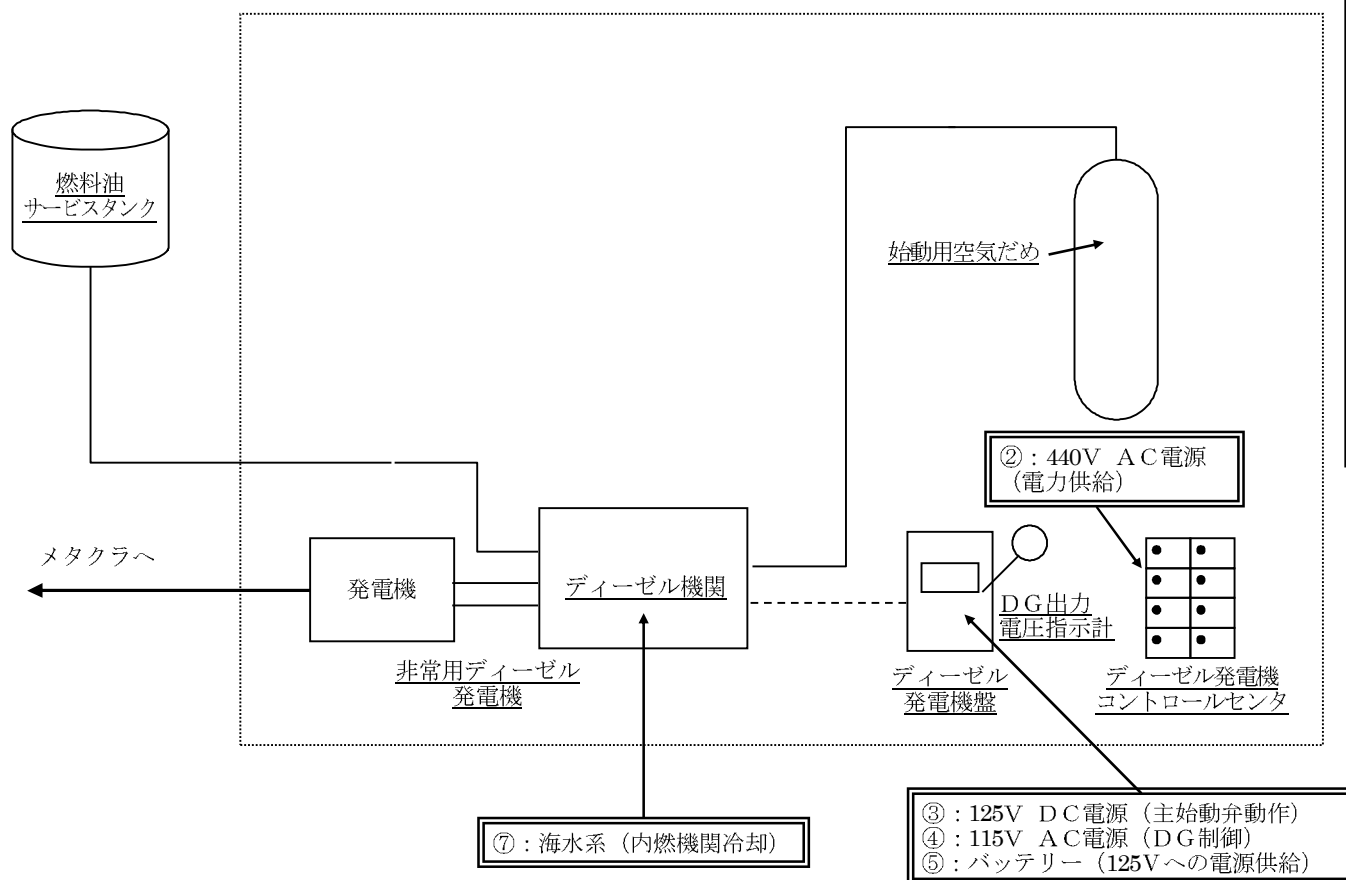
※リフト処置の対象機器

系統の説明 : ①6.6kV AC電源
 : ②440V AC電源
 : ③125V DC電源
 : ④115V AC電源
 : ⑤バッテリー

第3.1.4.2.1.20図 各影響緩和機能の系統概要図

(地震:出力運転時炉心損傷、運転停止時炉心損傷、格納容器機能喪失、SFP燃料損傷) (21/33)

非常用所内電源（サポート系）



各サポート系について、以下に示す。

- ① 6.6kV AC電源(21/33)
 - ② 440V AC電源(21/33)
 - ③ 125V DC電源(21/33)
 - ④ 115V AC電源(21/33)
 - ⑤ バッテリー(21/33)
 - ⑥ 移動式大容量ポンプ車(23/33)
 - ⑦ 海水系(24/33)
 - ⑧ 再循環切替(25/33)
 - ⑨ RWST(25/33)
 - ⑩ 電動補助給水ポンプ室空調系(27/33)
 - ⑪ タービン動補助給水ポンプ室空調系(28/33)
 - ⑫ ディーゼル発電機室換気系(29/33)
 - ⑬ 中央制御室空調系(室温維持)(30/33)
 - ⑭ 空調用冷水設備(31/33)
 - ⑮ 中央制御室非常用循環系(被ばく低減)(32/33)
 - ⑯ アンユラス空気浄化系(33/33)
- 具体的な系統については、()のページに示す。

第3.1.4.2.1.20図 各影響緩和機能の系統概要図

(地震:出力運転時炉心損傷、運転停止時炉心損傷、SFP燃料損傷、格納容器機能喪失) (22/33)

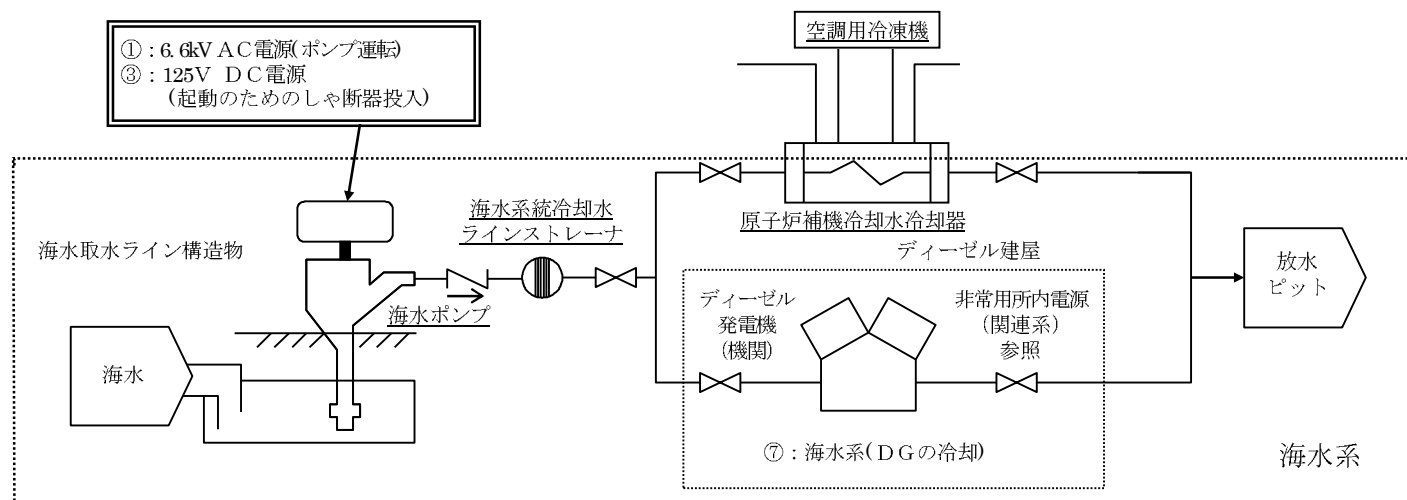
⑦海水系（サポート系）

各設備の操作・状態監視に必要な制御盤、中継盤は以下のとおり。

- ・原子炉盤
- ・原子炉保護系計器ラック
- ・RTG補助盤
- ・所内盤
- ・ディーゼル発電機制御盤
- ・原子炉安全保護盤
- ・1次系補助リレーラック
- ・安全保護系シーケンスキャビネット
- ・安全保護系テストラック
- ・自動切換／後備分電盤
- ・RTG補助盤用端子盤
- ・RTG主盤用端子盤
- ・中央制御室外原子炉停止盤
- ・ディーゼル発電機CT収納箱
- ・ケーブルトレイ
- ・安全保護系補助リレーラック

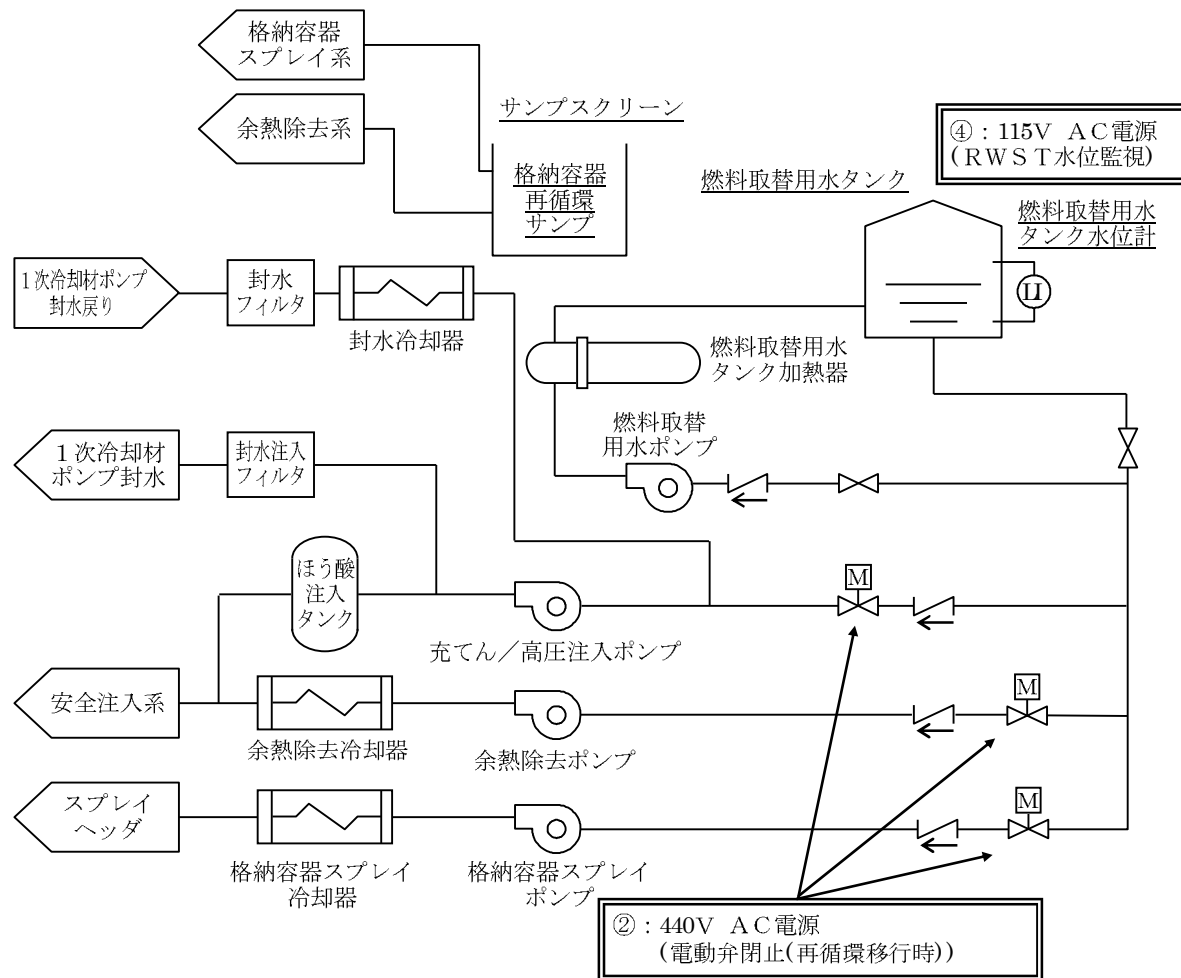
各サポート系について、以下に示す。

- ①6.6kV AC電源(21/33)
 - ②440V AC電源(21/33)
 - ③125V DC電源(21/33)
 - ④115V AC電源(21/33)
 - ⑤バッテリー(21/33)
 - ⑥移動式大容量ポンプ車(23/33)
 - ⑦海水系(24/33)
 - ⑧再循環切替(25/33)
 - ⑨RWST(25/33)
 - ⑩電動補助給水ポンプ室空調系(27/33)
 - ⑪タービン動補助給水ポンプ室空調系(28/33)
 - ⑫ディーゼル発電機室換気系(29/33)
 - ⑬中央制御室空調系(室温維持)(30/33)
 - ⑭空調用冷水設備(31/33)
 - ⑮中央制御室非常用循環系(被ばく低減)(32/33)
 - ⑯アニュラス空気浄化系(33/33)
- 具体的な系統については、()のページに示す。



第3.1.4.2.1.20図 各影響緩和機能の系統概要図(地震:出力運転時炉心損傷、運転停止時炉心損傷、SFP損傷)(24/33)

⑧再循環切替、⑨RWST (サポート系) (1/2)



各サポート系について、以下に示す。

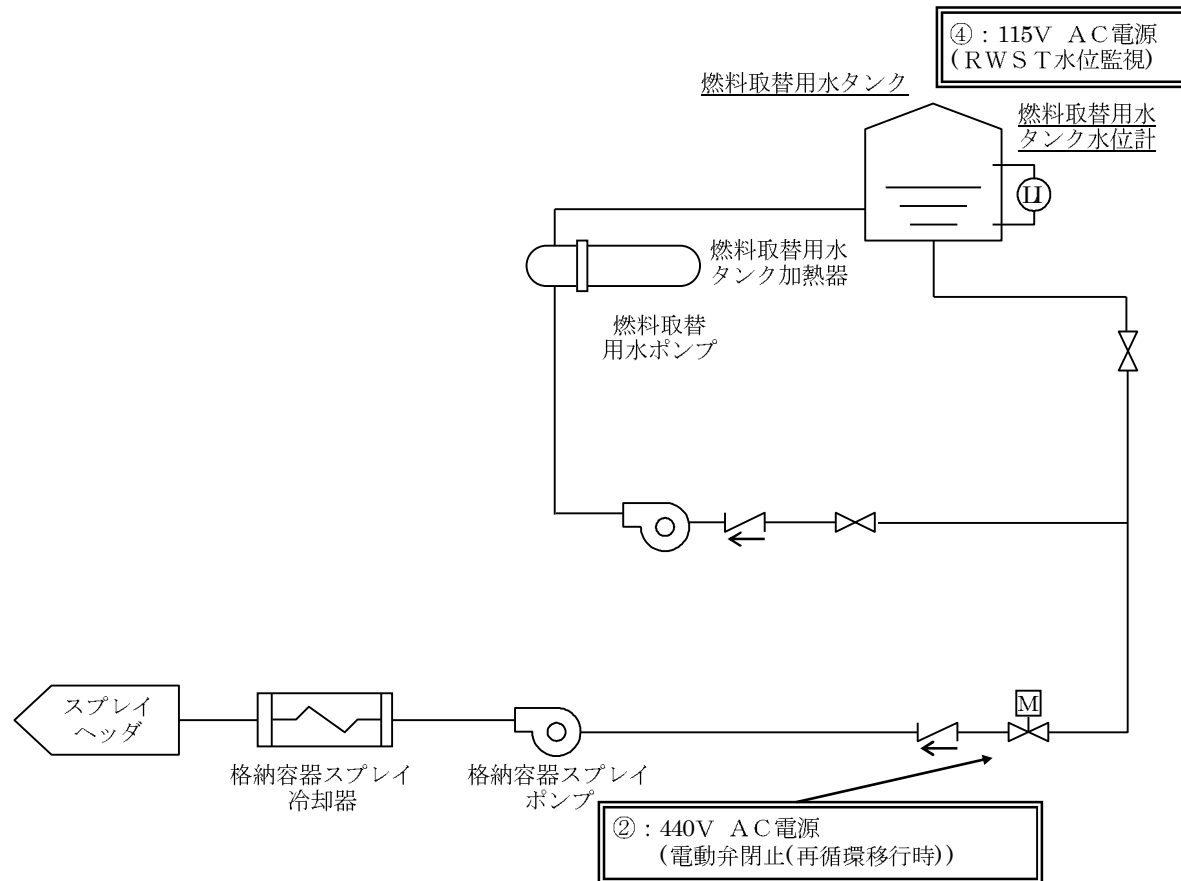
- ①6.6kV AC電源 (21/33)
 - ②440V AC電源 (21/33)
 - ③125V DC電源 (21/33)
 - ④115V AC電源 (21/33)
 - ⑤バッテリー (21/33)
 - ⑥移動式大容量ポンプ車 (23/33)
 - ⑦海水系 (24/33)
 - ⑧再循環切替 (25/33)
 - ⑨RWST (25/33)
 - ⑩電動補助給水ポンプ室空調系 (27/33)
 - ⑪タービン動補助給水ポンプ室空調系 (28/33)
 - ⑫ディーゼル発電機室換気系 (29/33)
 - ⑬中央制御室空調系 (室温維持) (30/33)
 - ⑭空調用冷水設備 (31/33)
 - ⑮中央制御室非常用循環系 (被ばく低減) (32/33)
 - ⑯アニュラス空気浄化系 (33/33)
- 具体的な系統については、() のページに示す。

各設備の操作・状態監視に必要な制御盤、中継盤は以下のとおり。

- ・原子炉盤
- ・原子炉保護系計器ラック
- ・原子炉安全保護盤
- ・1次系補助リレーラック
- ・自動切換/後備分電盤
- ・RTG主盤用端子盤
- ・中央制御室外原子炉停止盤
- ・ケーブルトレイ

第3.1.4.2.1.20図 各影響緩和機能の系統概要図(地震:出力運転時炉心損傷、格納容器機能喪失) (25/33)

⑨RWST (サポート系) (2/2)



各サポート系について、以下に示す。

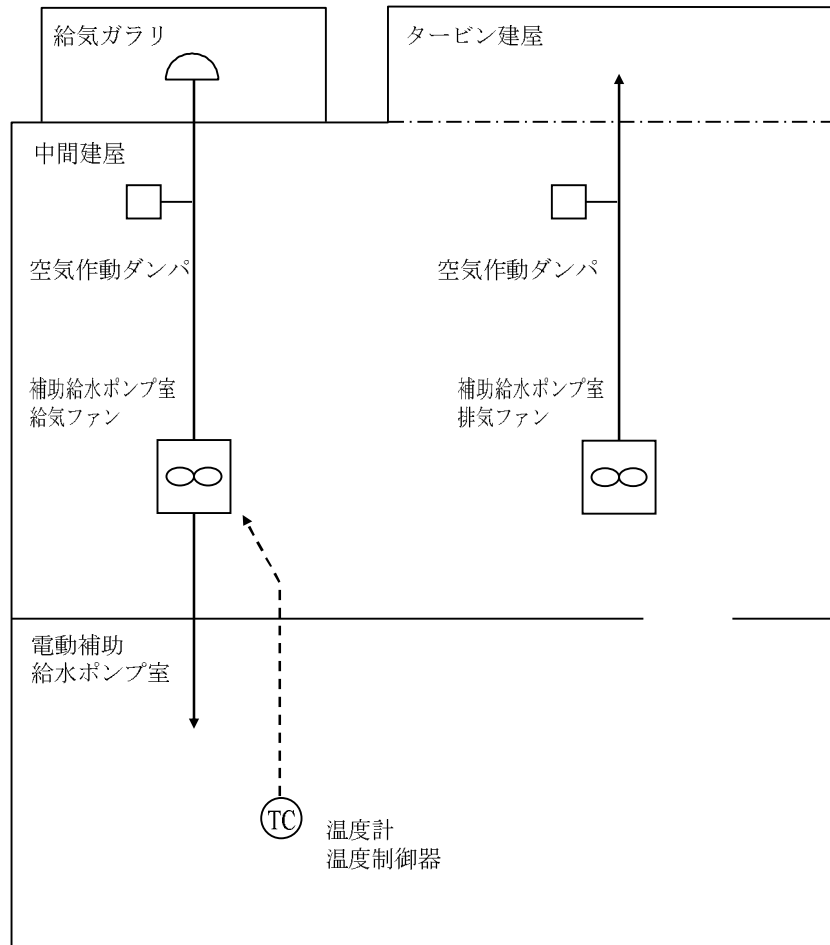
- ①6.6kV AC電源 (21/33)
 - ②440V AC電源 (21/33)
 - ③125V DC電源 (21/33)
 - ④115V AC電源 (21/33)
 - ⑤バッテリー (21/33)
 - ⑥移動式大容量ポンプ車 (23/33)
 - ⑦海水系 (24/33)
 - ⑧再循環切替 (25/33)
 - ⑨RWST (25/33)
 - ⑩電動補助給水ポンプ室空調系 (27/33)
 - ⑪タービン動補助給水ポンプ室空調系 (28/33)
 - ⑫ディーゼル発電機室換気系 (29/33)
 - ⑬中央制御室空調系 (室温維持) (30/33)
 - ⑭空調用冷水設備 (31/33)
 - ⑮中央制御室非常用循環系 (被ばく低減) (32/33)
 - ⑯アニュラス空気浄化系 (33/33)
- 具体的な系統については、() のページに示す。

各設備の操作・状態監視に必要な制御盤、中継盤は以下のとおり。

- ・原子炉盤
- ・原子炉保護系計器ラック
- ・原子炉安全保護盤
- ・自動切換/後備分電盤
- ・RTG主盤用端子盤
- ・重大事故等対処用制御盤
- ・ケーブルトレイ

第3.1.4.2.1.20図 各影響緩和機能の系統概要図(地震:運転停止時炉心損傷) (26/33)

⑩電動補助給水ポンプ室空調系（サポート系）



各サポート系について、以下に示す。

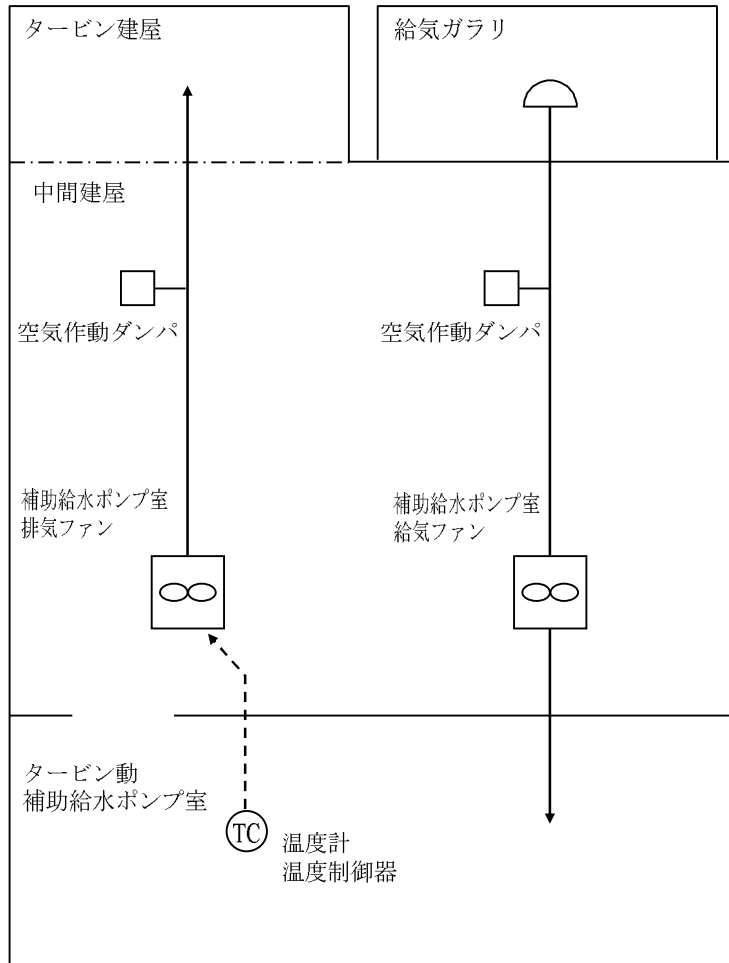
- ①6.6kV AC電源 (21/33)
 - ②440V AC電源 (21/33)
 - ③125V DC電源 (21/33)
 - ④115V AC電源 (21/33)
 - ⑤バッテリー (21/33)
 - ⑥移動式大容量ポンプ車 (23/33)
 - ⑦海水系 (24/33)
 - ⑧再循環切替 (25/33)
 - ⑨RWST (25/33)
 - ⑩電動補助給水ポンプ室空調系 (27/33)
 - ⑪タービン動補助給水ポンプ室空調系 (28/33)
 - ⑫ディーゼル発電機室換気系 (29/33)
 - ⑬中央制御室空調系 (室温維持) (30/33)
 - ⑭空調用冷水設備 (31/33)
 - ⑮中央制御室非常用循環系 (被ばく低減) (32/33)
 - ⑯アンユラス空気浄化系 (33/33)
- 具体的な系統については、() のページに示す。

各設備の操作・状態監視に必要な制御盤、中継盤は以下のとおり。

- ・RTG補助盤
- ・換気系補助リレーラック
- ・自動切換/後備分電盤
- ・RTG補助盤用端子盤
- ・換気空調系集中現場盤
- ・先発・後発起動切替盤

第3.1.4.2.1.20図 各影響緩和機能の系統概要図(地震:出力運転時炉心損傷) (27/33)

⑪タービン動補助給水ポンプ室空調系（サポート系）



各サポート系について、以下に示す。

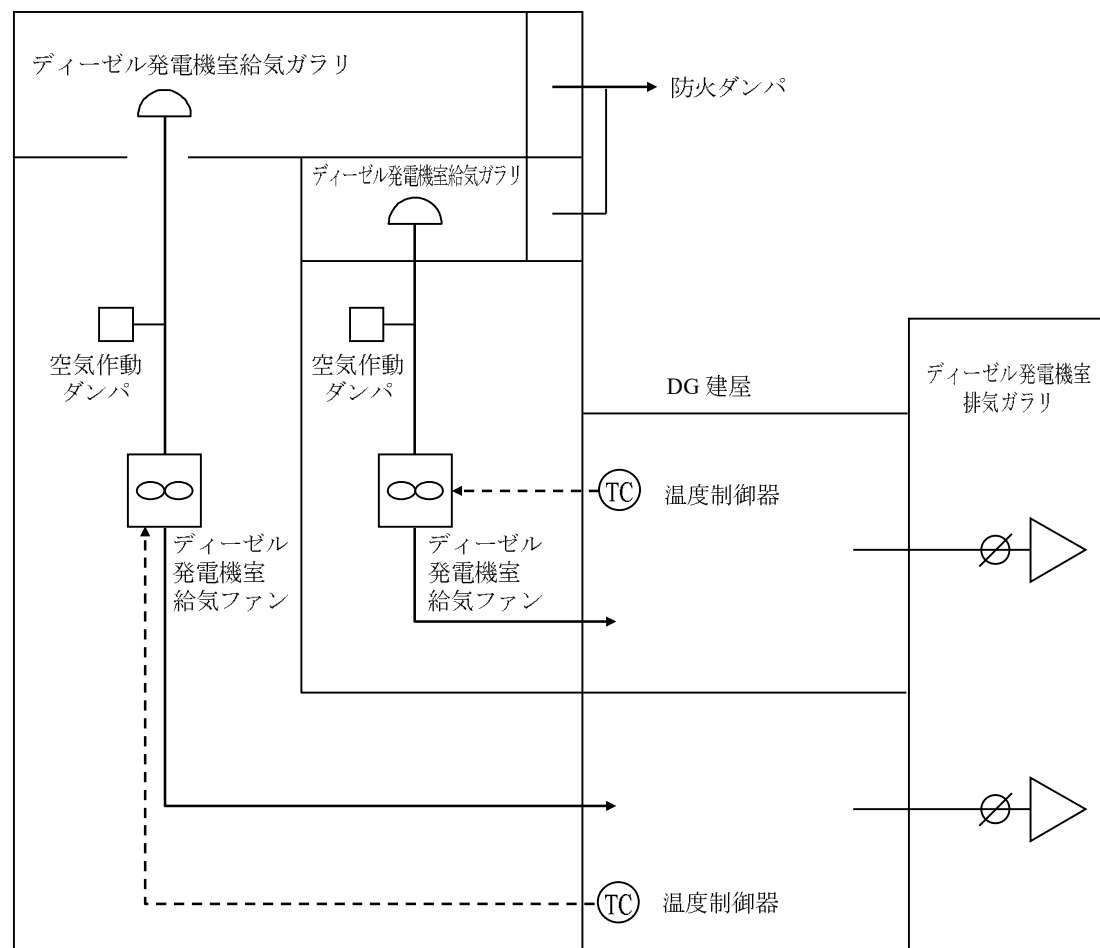
- ①6.6kV AC電源 (21／33)
 - ②440V AC電源 (21／33)
 - ③125V DC電源 (21／33)
 - ④115V AC電源 (21／33)
 - ⑤バッテリー (21／33)
 - ⑥移動式大容量ポンプ車 (23／33)
 - ⑦海水系 (24／33)
 - ⑧再循環切替 (25／33)
 - ⑨RWST (25／33)
 - ⑩電動補助給水ポンプ室空調系 (27／33)
 - ⑪タービン動補助給水ポンプ室空調系 (28／33)
 - ⑫ディーゼル発電機室換気系 (29／33)
 - ⑬中央制御室空調系 (室温維持) (30／33)
 - ⑭空調用冷水設備 (31／33)
 - ⑮中央制御室非常用循環系 (被ばく低減) (32／33)
 - ⑯アニュラス空気浄化系 (33／33)
- 具体的な系統については、() のページに示す。

各設備の操作・状態監視に必要な制御盤、中継盤は以下のとおり。

- ・RTG補助盤
- ・換気系補助リレーラック
- ・自動切換／後備分電盤
- ・RTG補助盤用端子盤
- ・換気空調系集中現場盤
- ・先発・後発起動切替盤

第3.1.4.2.1.20図 各影響緩和機能の系統概要図(地震:出力運転時炉心損傷) (28／33)

⑫ディーゼル発電機室換気系（サポート系）



各サポート系について、以下に示す。

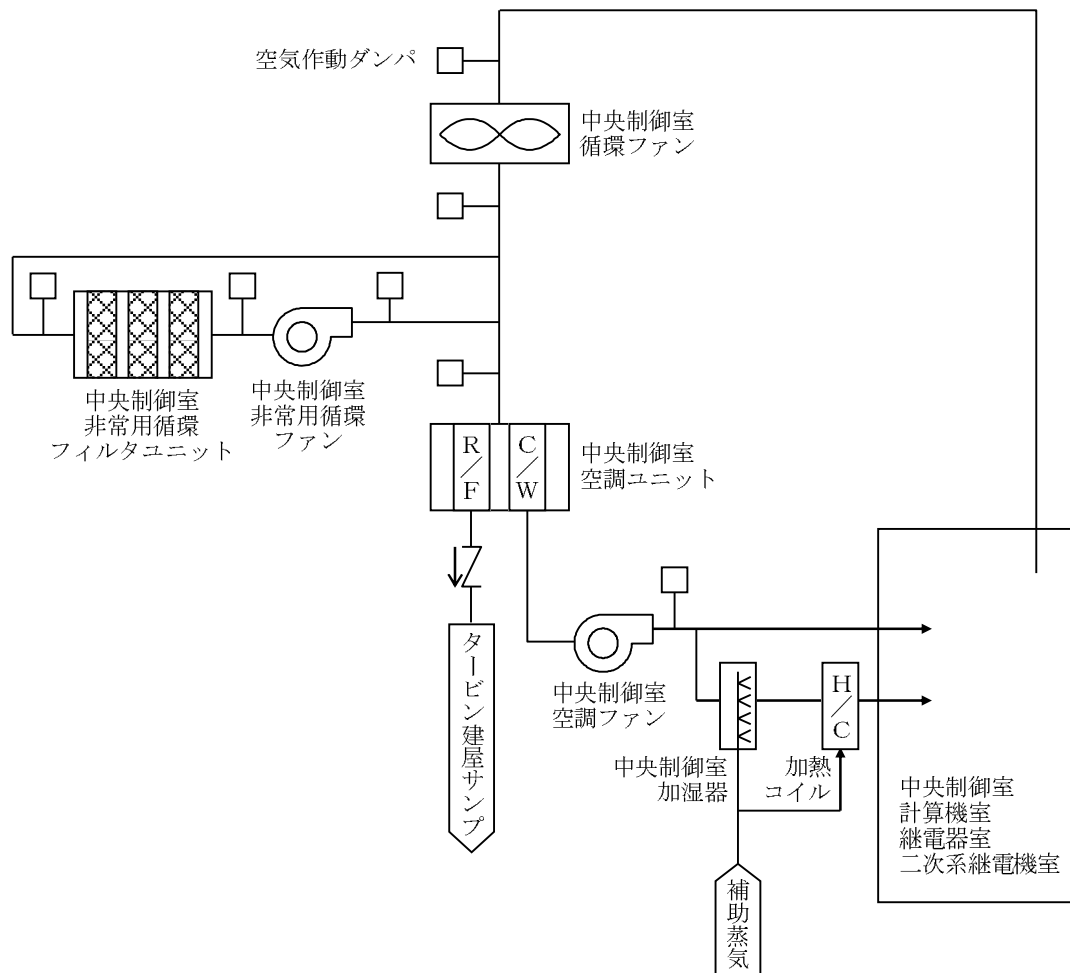
- ①6.6kV AC電源 (21/33)
 - ②440V AC電源 (21/33)
 - ③125V DC電源 (21/33)
 - ④115V AC電源 (21/33)
 - ⑤バッテリー (21/33)
 - ⑥移動式大容量ポンプ車 (23/33)
 - ⑦海水系 (24/33)
 - ⑧再循環切替 (25/33)
 - ⑨RWST (25/33)
 - ⑩電動補助給水ポンプ室空調系 (27/33)
 - ⑪タービン動補助給水ポンプ室空調系 (28/33)
 - ⑫ディーゼル発電機室換気系 (29/33)
 - ⑬中央制御室空調系 (室温維持) (30/33)
 - ⑭空調用冷水設備 (31/33)
 - ⑮中央制御室非常用循環系 (被ばく低減) (32/33)
 - ⑯アニュラス空気浄化系 (33/33)
- 具体的な系統については、() のページに示す。

各設備の操作・状態監視に必要な制御盤、中継盤は以下のとおり。

- ・ディーゼル発電機コントロールセンタ
- ・RTG補助盤
- ・ディーゼル発電機制御盤
- ・換気系補助リレーラック
- ・安全保護系補助リレーラック
- ・先発・後発起動切換盤
- ・自動切換／後備分電盤
- ・RTG補助盤用端子盤

第3.1.4.2.1.20図 各影響緩和機能の系統概要図(地震:出力運転時炉心損傷、運転停止時炉心損傷) (29/33)

⑬中央制御室空調系（室温維持）（サポート系）（中間建屋）



各サポート系について、以下に示す。

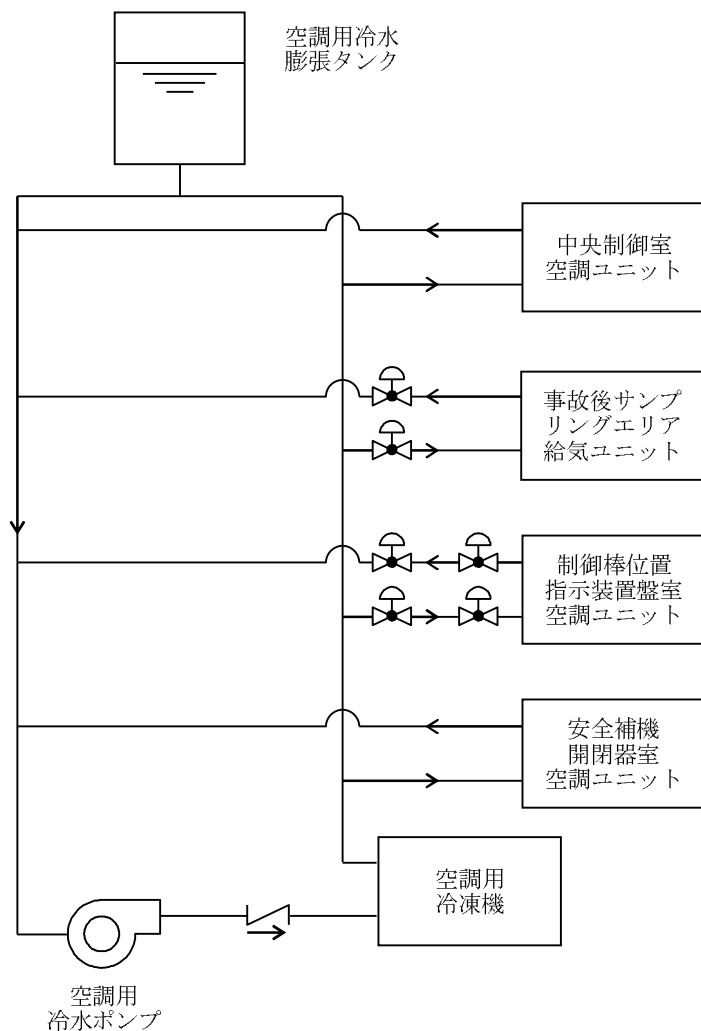
- ①6.6kV AC電源 (21/33)
 - ②440V AC電源 (21/33)
 - ③125V DC電源 (21/33)
 - ④115V AC電源 (21/33)
 - ⑤バッテリー (21/33)
 - ⑥移動式大容量ポンプ車 (23/33)
 - ⑦海水系 (24/33)
 - ⑧再循環切替 (25/33)
 - ⑨RWST (25/33)
 - ⑩電動補助給水ポンプ室空調系 (27/33)
 - ⑪タービン動補助給水ポンプ室空調系 (28/33)
 - ⑫ディーゼル発電機室換気系 (29/33)
 - ⑬中央制御室空調系（室温維持） (30/33)
 - ⑭空調用冷水設備 (31/33)
 - ⑮中央制御室非常用循環系（被ばく低減） (32/33)
 - ⑯アニュラス空気浄化系 (33/33)
- 具体的な系統については、() のページに示す。

各設備の操作・状態監視に必要な制御盤、中継盤は以下のとおり。

- ・原子炉盤
- ・原子炉保護系計器ラック
- ・RTG補助盤
- ・所内盤
- ・ディーゼル発電機制御盤
- ・原子炉安全保護盤
- ・換気系補助リレーラック
- ・安全保護系補助リレーラック
- ・安全保護系シーケンスキャビネット
- ・安全保護系テストラック
- ・中央制御室 空調装置換気現場盤
- ・自動切換／後備分電盤
- ・RTG補助盤用端子盤
- ・RTG主盤用端子盤
- ・中央制御室退避時換気空調盤
- ・中央制御室外原子炉停止盤
- ・ディーゼル発電機CT収納盤
- ・ケーブルトレイ
- ・1次系補助リレーラック

第3.1.4.2.1.20図 各影響緩和機能の系統概要図(地震:格納容器機能喪失) (30/33)

⑭空調用冷水設備（サポート系）



各サポート系について、以下に示す。

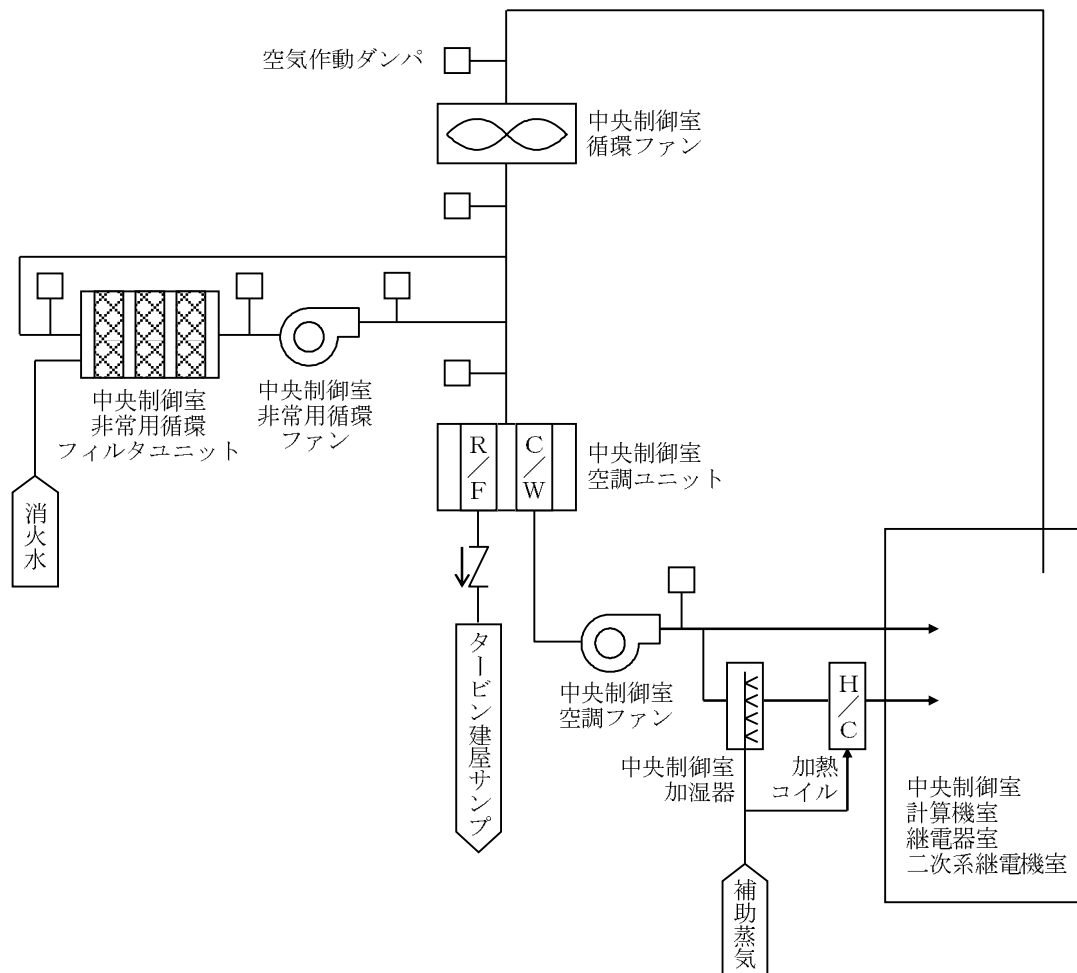
- ①6.6kV AC電源 (21/33)
 - ②440V AC電源 (21/33)
 - ③125V DC電源 (21/33)
 - ④115V AC電源 (21/33)
 - ⑤バッテリー (21/33)
 - ⑥移動式大容量ポンプ車 (23/33)
 - ⑦海水系 (24/33)
 - ⑧再循環切替 (25/33)
 - ⑨RWST (25/33)
 - ⑩電動補助給水ポンプ室空調系 (27/33)
 - ⑪タービン動補助給水ポンプ室空調系 (28/33)
 - ⑫ディーゼル発電機室換気系 (29/33)
 - ⑬中央制御室空調系 (室温維持) (30/33)
 - ⑭空調用冷水設備 (31/33)
 - ⑮中央制御室非常用循環系 (被ばく低減) (32/33)
 - ⑯アニュラス空気浄化系 (33/33)
- 具体的な系統については、() のページに示す。

各設備の操作・状態監視に必要な制御盤、中継盤は以下のとおり。

- ・原子炉盤
- ・原子炉保護系計器ラック
- ・RTG補助盤
- ・所内盤
- ・ディーゼル発電機制御盤
- ・原子炉安全保護盤
- ・換気系補助リレーラック
- ・安全保護系シーケンスキャビネット
- ・安全保護系テストラック
- ・自動切換/後備分電盤
- ・RTG補助盤用端子盤
- ・RTG主盤用端子盤
- ・空調用冷凍機盤
- ・換気空調系集中現場盤
- ・中央制御室外原子炉停止盤
- ・ディーゼル発電機CT収納盤
- ・ケーブルトレイ
- ・1次系補助リレーラック
- ・安全保護系補助リレーラック

第3.1.4.2.1.20図 各影響緩和機能の系統概要図(地震:格納容器機能喪失) (31/33)

⑮中央制御室非常用循環系（被ばく低減）（サポート系）



各サポート系について、以下に示す。

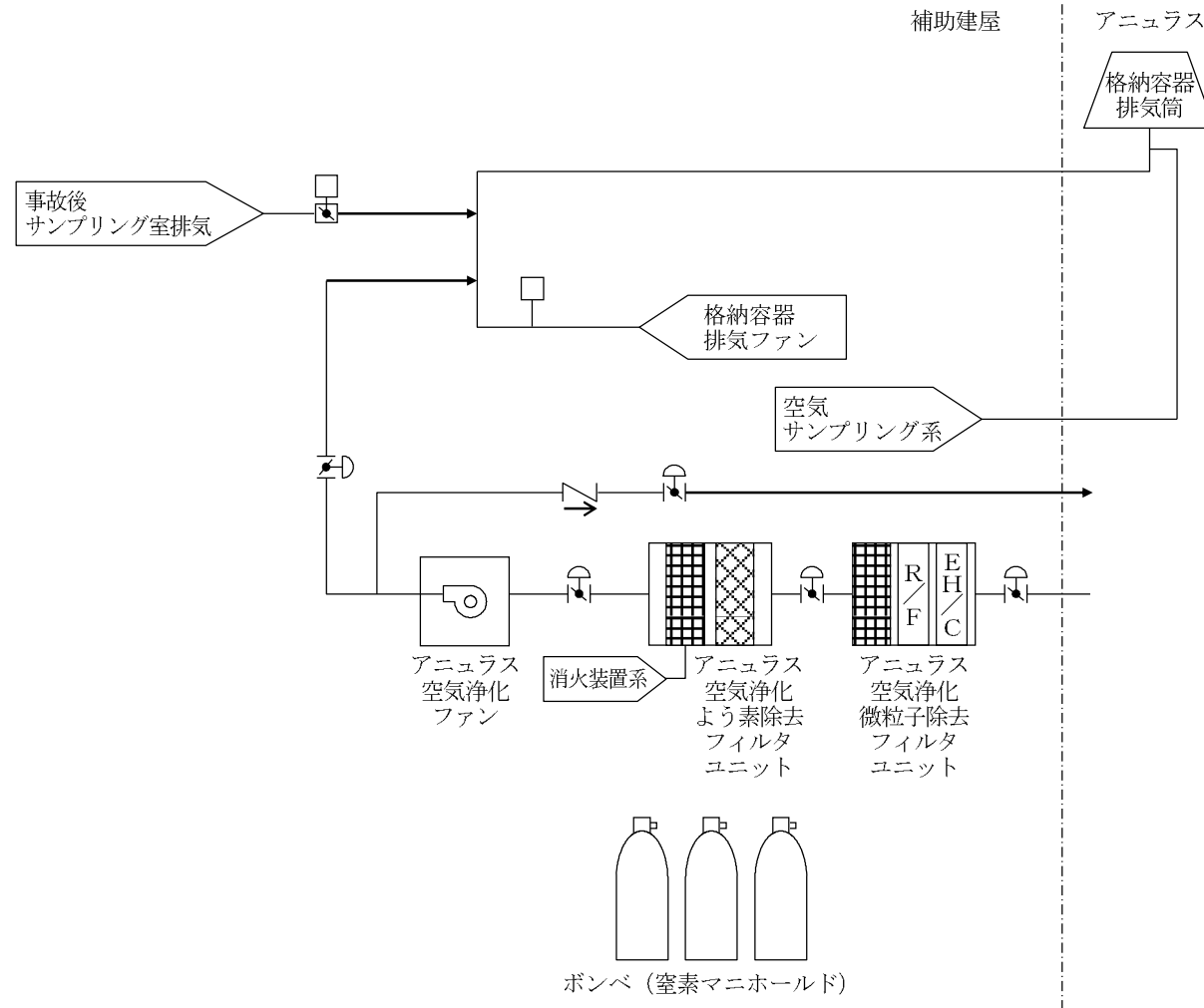
- ①6.6kV AC電源 (21/33)
 - ②440V AC電源 (21/33)
 - ③125V DC電源 (21/33)
 - ④115V AC電源 (21/33)
 - ⑤バッテリー (21/33)
 - ⑥移動式大容量ポンプ車 (23/33)
 - ⑦海水系 (24/33)
 - ⑧再循環切替 (25/33)
 - ⑨RWST (25/33)
 - ⑩電動補助給水ポンプ室空調系 (27/33)
 - ⑪タービン動補助給水ポンプ室空調系 (28/33)
 - ⑫ディーゼル発電機室換気系 (29/33)
 - ⑬中央制御室空調系 (室温維持) (30/33)
 - ⑭空調用冷水設備 (31/33)
 - ⑮中央制御室非常用循環系 (被ばく低減) (32/33)
 - ⑯アニュラス空気浄化系 (33/33)
- 具体的な系統については、() のページに示す。

各設備の操作・状態監視に必要な制御盤、中継盤は以下のとおり。

- ・ケーブルトレイ
- ・原子炉盤
- ・原子炉保護系計器ラック
- ・RTG補助盤
- ・原子炉安全保護盤
- ・換気系補助リレーラック
- ・安全保護系補助リレーラック
- ・安全保護系シーケンスキャビネット
- ・安全保護系テストラック
- ・中央制御室 空調装置換気現場盤
- ・自動切換/後備分電盤
- ・RTG補助盤用端子盤
- ・RTG主盤用端子盤
- ・中央制御室退避時換気空調盤
- ・中央制御室外原子炉停止盤

第3.1.4.2.1.20図 各影響緩和機能の系統概要図(地震:格納容器機能喪失) (32/33)

⑯アニュラス空気浄化系（サポート系）



各サポート系について、以下に示す。

- ①6.6kV AC電源 (21/33)
 - ②440V AC電源 (21/33)
 - ③125V DC電源 (21/33)
 - ④115V AC電源 (21/33)
 - ⑤バッテリー (21/33)
 - ⑥移動式大容量ポンプ車 (23/33)
 - ⑦海水系 (24/33)
 - ⑧再循環切替 (25/33)
 - ⑨RWST (25/33)
 - ⑩電動補助給水ポンプ室空調系 (27/33)
 - ⑪タービン動補助給水ポンプ室空調系 (28/33)
 - ⑫ディーゼル発電機室換気系 (29/33)
 - ⑬中央制御室空調系 (室温維持) (30/33)
 - ⑭空調用冷水設備 (31/33)
 - ⑮中央制御室非常用循環系 (被ばく低減) (32/33)
 - ⑯アニュラス空気浄化系 (33/33)
- 具体的な系統については、() のページに示す。

各設備の操作・状態監視に必要な制御盤、中継盤は以下のとおり。

- ・原子炉盤
- ・原子炉保護系計器ラック
- ・RTG補助盤
- ・原子炉安全保護盤
- ・換気系補助リレーラック
- ・安全保護系シーケンスキャビネット
- ・安全保護系テストラック
- ・自動切替／後備分電盤
- ・RTG補助盤用端子盤
- ・RTG主盤用端子盤
- ・換気系ソレノイド用直流分電盤
- ・中央制御室外原子炉停止盤
- ・アニュラス空気浄化ファン現場盤
- ・ケーブルトレイ

第3.1.4.2.1.20図 各影響緩和機能の系統概要図（地震：格納容器機能喪失）(33/33)

3.1.4.2.2 津波

(1) 炉心損傷防止対策

a. 出力運転時

(a) 津波単独の評価

イ 評価方法

出力運転時の炉心損傷を防止するための措置について、以下の評価を実施する。(第 3.1.4.2.2.1 図参照)

① 起因事象の選定

津波発生時の安全裕度評価における起因事象は、「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価」に示す津波 PRA の検討結果を踏まえて選定する。

② 各起因事象発生に係る許容津波高さ及び津波高さ区分の特定

①項にて選定した各起因事象を引き起こす設備等とその許容津波高さを、「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価」に示す津波 PRA の検討結果を踏まえて特定する。

また、この結果を踏まえて、発生する起因事象に対応する津波高さ区分を設定する。

③ クリフエッジ評価

②項にて設定した津波高さ区分の小さい順に、各区分で発生する起因事象に対して以下の 1)～3) の評価を実施するとともに、当該区分で炉心損傷に至るかを評価する。

ここで、当該区分で炉心損傷に至らない場合は、次の津波高さ区分を

対象とし、新たな起因事象が追加して発生することを考慮して、以下の 1)～3)の評価を実施する。

評価対象の津波高さ区分において炉心損傷に至る場合、起因事象に対する各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さのうち、最も大きいものがクリフエッジの津波高さとなる。

1) 影響緩和機能及び収束シナリオの特定

当該の津波高さ区分で発生する起因事象に対し、「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価」に示す津波 PRA の検討結果を踏まえて、影響緩和機能及び収束シナリオを特定する。

2) 各影響緩和機能の喪失に係る許容津波高さの特定

1)項にて特定した各影響緩和機能について、フロントライン系及びサポート系の各々に対し、機能喪失を引き起こす設備等とその許容津波高さを「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価」に示す津波 PRA の検討結果を踏まえて特定する。具体的には、影響緩和機能の機能喪失に係る許容津波高さは、フロントライン系とサポート系の機能喪失に至る各々の許容津波高さのうち、小さい方となる。

3) 各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さの特定

2)項にて特定した各影響緩和機能の喪失に係る許容津波高さの結果から、各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さを特定する。具体的には、各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さは、当該収束シナリオに必要な各影響緩和機能の許容津波高さのうち、最も小さいものとなる。

ロ 評価結果

① 起因事象の選定結果

津波発生時の安全裕度評価における起因事象については、「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価」に示す津波 PRA の検討結果を踏まえて、以下の 5 事象を選定した。

- ・ 外部電源喪失
- ・ 原子炉補機冷却機能の全喪失
- ・ 主給水流量喪失
- ・ 過渡事象
- ・ 炉心損傷直結

ここで、炉心損傷直結事象は、津波 PRA における複数の信号系損傷に該当する。なお、選定した起因事象の概要を第 3.1.4.2.2.1 表に示す。

② 各起因事象発生に係る許容津波高さ及び津波高さ区分の特定結果

各起因事象を引き起こす設備等とその許容津波高さを第 3.1.4.2.2.2 表のとおり特定した。

また、この結果を踏まえて、発生する起因事象に対応する津波高さ区分 1～3 を同表のとおり設定した。

③ クリフエッジ評価結果

➤ 津波高さ区分 1(8～13.3m 未満)に対する評価結果

1) 影響緩和機能及び収束シナリオの特定

津波高さ区分 1 で発生する起因事象である原子炉補機冷却機能の全喪失、主給水流量喪失及び過渡事象について、第 3.1.4.2.2.2 図の

とおり、津波 PRA のイベントツリーを踏まえて、影響緩和機能及び収束シナリオを特定した。

収束シナリオの特定においては、炉心の未臨界性が確保され、かつ、燃料が安定、継続的に冷却される状態に至るシナリオを収束シナリオ(冷却成功)とし、この状態に至らないシナリオを燃料の重大な損傷に至るシナリオ(炉心損傷)とした。

ここで、原子炉補機冷却機能の全喪失に対して、主給水流量喪失及び過渡事象が従属的に発生する場合であっても、原子炉補機冷却水を必要としない影響緩和機能に期待できれば、燃料を安定、継続的に冷却することができるため、原子炉補機冷却機能の全喪失の影響緩和機能に対して評価を実施することとした。

なお、「原子炉補機冷却機能の全喪失」の収束シナリオ①及び②の概要は以下のとおり。

・収束シナリオ①:

起因事象発生の後、原子炉の停止に成功し、外部電源から給電されている状態で、電動又はタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水を行う。制御用空気系統が使用できないことから、主蒸気逃し弁を現場の手動操作により開放し、2次系による冷却を行う。1次系の減圧に伴い蓄圧タンクのほう酸水が給水され、1次冷却材と未臨界性を確保した上で、蓄圧タンク出口隔離弁を中央制御室からの手動操作により閉止する。また、復水タンク枯渇までに海水又は淡水を補給することにより2次系冷却を継続することで燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

・収束シナリオ②:

起因事象発生の後、原子炉の停止に成功し、外部電源からの給電があり、RCP シール LOCA が発生した状態で、電動又はタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水を行う。制御用空気系統が使用できないことから、主蒸気逃し弁を現場の手動操作により開放し、2 次系による冷却を行う。1 次系の減圧に伴い蓄圧タンクのほう酸水が給水され、1 次冷却材と未臨界性を確保した上で蓄圧タンク出口隔離弁を中央制御室からの手動操作により閉止する。また、復水タンク枯渇までに海水又は淡水を補給することにより 2 次系冷却を継続する。更に燃料取替用水タンクを水源とした常設電動注入ポンプによる代替炉心注入により 1 次系への給水を継続する。移動式大容量ポンプ車による補機冷却機能回復後に、余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプによる高圧再循環運転を行い、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崩壊熱除去を行うことで燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

2) 各影響緩和機能の喪失に係る許容津波高さの特定

1) 項にて抽出した各影響緩和機能について、フロントライン系とそれに必要なサポート系の関連を整理するとともに、各々の機能喪失を引き起こす設備等の許容津波高さの評価結果を用いて、各影響緩和機能の喪失に係る許容津波高さを第 3.1.4.2.2.3 表のとおり特定した。

3) 各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さの特定

原子炉補機冷却機能の全喪失の収束シナリオ①及び②の機能喪失に係る許容津波高さについて、第 3.1.4.2.2.3 図のとおり特定した。

なお、RCP シールについては、耐熱 O リングを内蔵する改良型シールを使用しており、同シールは全交流電源喪失を想定した高温高压状況下において 8 時間以上の耐力を有していることから、津波の影響によって RCP シールの健全性が損なわれることはなく、RCP シール LOCA が発生することはない。また、補助給水による蒸気発生器への給水（タービン動）は、第 3.1.4.2.2.6 図に示すように 13m を超える津波により、タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁の開動作に必要なタービン動補助給水ポンプ復水タンク元弁及びタービン動補助給水ポンプ純水入口弁の開信号が、それぞれ弁本体の水没及び 2 次系純水タンク水位計水没により発信されないことで、タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁が「開」動作せず失敗の可能性があるが、手動「開」操作により成功させることとした。

各収束シナリオについて評価した結果、収束シナリオ①及び②の機能喪失に係る許容津波高さが 13.3m 以上であることから、津波高さ区分 1 (8～13.3m 未満) で発生する「原子炉補機冷却機能の全喪失」は収束可能であり、炉心損傷に至ることはない。

このため、より大きな津波高さにより発生する、津波高さ区分 2 (13.3～15m 未満) に対して以下のとおり評価を行った。

➤ 津波高さ区分 2 (13.3～15m 未満) に対する評価結果

1) 影響緩和機能及び収束シナリオの特定

津波高さ区分 2 において新たに追加して発生する起因事象である外部電源喪失を考慮し、「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失」について、第 3.1.4.2.2.4 図のとおり、影響緩和機能及び収束シナリオを特定した。

なお、「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失」の収束シナリオ①、②及び③の概要は以下のとおり。

・収束シナリオ①：

起因事象発生の後、原子炉の停止に成功したもののディーゼル発電機の起動失敗等により非常用所内電源からの給電がない状態で、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水を行う。制御用空気系統が使用できないことから、主蒸気逃がし弁を現場の手動操作により開放し、2次系による冷却を行う。1次系の減圧に伴い蓄圧タンクのほう酸水が給水され、1次冷却材と未臨界性を確保した上で、大容量空冷式発電機による交流電源を復旧させた後、蓄圧タンク出口隔離弁を中央制御室からの手動操作により閉止する。また、復水タンク枯渇までに海水又は淡水を補給することにより2次系冷却を継続することで燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

・収束シナリオ②：

起因事象発生の後、原子炉の停止に成功したもののディーゼル発電機の起動失敗等により非常用所内電源からの給電がない状態で、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水を行う。制御用空気系統が使用できないことから、主蒸気逃がし弁を現場の手動操作により開放し、2次系による冷却を行う。1次系の減圧に伴い蓄圧タンクのほう酸水が給水され、1次冷却材と未臨界性を確保した上で、収束シナリオ①で期待していた大容量空冷式発電機からの給電に失敗した場合には、中容量発電機車によって交流電源を復旧させた後、蓄圧タンク出口隔離弁を中央制御室からの手動操作により

閉止する。また、復水タンク枯渇までに海水又は淡水を補給することにより 2 次系冷却を継続することで燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

・収束シナリオ③:

起因事象発生の後、原子炉の停止に成功したもののディーゼル発電機の起動失敗等により非常用所内電源からの給電がなく、RCP シール LOCA が発生した状態で、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水を行う。制御用空気系統が使用できないことから、主蒸気逃がし弁を現場の手動操作により開放し、2 次系による冷却を行う。1 次系の減圧に伴い蓄圧タンクのほう酸水が給水され、1 次冷却材と未臨界性を確保した上で、大容量空冷式発電機による交流電源を復旧させた後、蓄圧タンク出口隔離弁を中央制御室からの手動操作により閉止する。また、復水タンク枯渇までに海水又は淡水を補給することにより 2 次系冷却を継続する。更に燃料取替用水タンクを水源とした常設電動注入ポンプによる代替炉心注水により 1 次系への給水を継続する。移動式大容量ポンプ車による補機冷却機能回復後に、余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプによる高圧再循環運転を行い、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崩壊熱除去を行うことで燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

2) 各影響緩和機能の喪失に係る許容津波高さの特定

1) 項にて抽出した各影響緩和機能について、フロントライン系とそれに必要なサポート系の関連を整理するとともに、各々の機能喪失を引き

起こす設備等の許容津波高さの評価結果を用いて、各影響緩和機能の喪失に係る許容津波高さを第 3.1.4.2.2.4 表のとおり特定した。

3) 各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さの特定

「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失」の収束シナリオ①～③の機能喪失に係る許容津波高さについて、第 3.1.4.2.2.5 図のとおり特定した。

なお、RCP シールについては、耐熱 O リングを内蔵する改良型シールを使用しており、同シールは全交流電源喪失を想定した高温高压状況下において 8 時間以上の耐力を有していることから、津波の影響によって RCP シールの健全性が損なわれることはなく、RCP シール LOCA が発生することはない。また、補助給水による蒸気発生器への給水（タービン動）は、第 3.1.4.2.2.6 図に示すように 13m を超える津波により、タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁の開動作に必要なタービン動補助給水ポンプ復水タンク元弁及びタービン動補助給水ポンプ純水入口弁の開信号が、それぞれ弁本体の水没及び 2 次系純水タンク水位計水没により発信されないことで、タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁が「開」動作せず失敗の可能性があるが、手動「開」操作により成功させることとした。

各収束シナリオについて評価した結果、収束シナリオ①及び③の影響緩和機能のうち、最も許容津波高さが小さいのは、大容量空冷式発電機からの給電の許容津波高さ 13m であり、津波高さ区分 2(13.3～15m 未満)では収束シナリオ①及び③は成立しない。収束シナリオ②については、中容量発電機車からの給電の許容津波高さが 15m であることから、津波高さ区分 2(13.3～15m 未満)で発生する「外部電源喪失

「+原子炉補機冷却機能の全喪失」は収束可能であり、炉心損傷に至ることはない。

このため、より大きな津波高さにより発生する、津波高さ区分 3 (15m 以上) に対して以下のとおり評価を行った。

➤ 津波高さ区分 3 (15m 以上) に対する評価結果

1) 影響緩和機能及び収束シナリオの特定

津波高さ区分 3 において新たに追加して発生する起因事象は炉心損傷直結である。炉心損傷直結は影響緩和機能に期待せず、直接炉心損傷に至るとみなすことから収束シナリオは作成していない。

2) 各影響緩和機能の喪失に係る許容津波高さの特定

1) 項のとおり、直接炉心損傷に至ることから、影響緩和機能はない。

3) 各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さの特定

1) 項のとおり、直接炉心損傷に至ることから、収束シナリオはない。

よって、炉心損傷直結の許容津波高さである 15m で炉心損傷に至る。

すなわち、炉心損傷を防止する観点では、津波高さ区分 2 における「外部電源喪失+原子炉補機冷却機能の全喪失」の収束シナリオ②の許容津波高さ及び津波高さ区分 3 における炉心損傷直結の許容津波高さが 15m となることから、これをクリフエッジとして特定した。クリフエッジの特定において、各影響緩和機能(フロントライン系及びサポート系)に関連する設備等の系統概要図を第 3.1.4.2.2.25 図、機器リストを参考資料に示す。

このクリフエッジシナリオ(津波高さ区分 2 の収束シナリオ②の緩和シナリオ)では、起因事象として原子炉補機冷却機能の全喪失、主給水流量喪失、過渡事象及び外部電源喪失が重畳して発生した後、原子炉の停止が成功するもののディーゼル発電機の起動に失敗した状態となり、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水が行われる。このとき、原子炉補機冷却機能喪失により制御用空気系統が使用できないことから、主蒸気逃がし弁を現場の手動操作にて開放し、2 次系による冷却を行う。冷却により 1 次系は減圧され、蓄圧タンクのほう酸水が給水されて、炉心の未臨界性が確保される。

その後、大容量空冷式発電機からの給電に失敗するものの、中容量発電機車によって交流電源を復旧させた後、蓄圧タンク出口隔離弁を中央制御室からの手動操作により閉止する。また、復水タンク枯渇までに同タンクに海水を補給することにより 2 次系冷却を長期継続する。

このように、クリフエッジ津波高さ(15m)未満であれば、未臨界性が確保された上で、海水を水源とした安定、継続的な 2 次系冷却が行われ、燃料の重大な損傷に至る事態が回避されることとなるが、クリフエッジ津波高さを超えた場合は、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水が喪失してしまい、炉心損傷へ至ることとなる。

b. 運転停止時

(a) 津波単独の評価

イ 評価方法

運転停止時の炉心損傷を防止するための措置について、崩壊熱が高く、1 次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対象に、以下の評価を実施する。(第 3.1.4.2.2.7 図参照)

① 起因事象の選定

津波発生時の安全裕度評価における起因事象は、「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価」に示す津波 PRA 及び内部事象停止時 PRA の検討結果を踏まえて選定する。

② 各起因事象発生に係る許容津波高さ及び津波高さ区分の特定

①項にて選定した各起因事象を引き起こす設備等とその許容津波高さを特定する。

また、この結果を踏まえて、発生する起因事象に対応する津波高さ区分を設定する。

③ クリフエッジ評価

②項にて設定した津波高さ区分の小さい順に、各区分で発生する起因事象に対して以下の 1)～3) の評価を実施するとともに、当該区分で炉心損傷に至るかを評価する。

ここで、当該区分で炉心損傷に至らない場合は、次の津波高さ区分を対象とし、新たな起因事象が追加して発生することを考慮して、以下の 1)～3) の評価を実施する。

評価対象の津波高さ区分において炉心損傷に至る場合、起因事象に対する各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さのうち、最も大きいものがクリフエッジの津波高さとなる。

1) 影響緩和機能及び収束シナリオの特定

当該の津波高さ区分で発生する起因事象に対し、影響緩和機能及

び収束シナリオを特定する。

2) 各影響緩和機能の喪失に係る許容津波高さの特定

1) 項にて特定した各影響緩和機能について、フロントライン系及びサポート系の各々に対し、機能喪失を引き起こす設備等とその許容津波高さを特定する。具体的には、影響緩和機能の機能喪失に係る許容津波高さは、フロントライン系とサポート系の機能喪失に至る各々の許容津波高さのうち、小さい方となる。

3) 各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さの特定

2) 項にて特定した各影響緩和機能の喪失に係る許容津波高さの結果から、各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さを特定する。具体的には、各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さは、当該収束シナリオに必要な各影響緩和機能の許容津波高さのうち、最も小さいものとなる。

ロ 評価結果

① 起因事象の選定結果

津波発生時の安全裕度評価における起因事象については、「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価」に示す津波 **PRA** 及び内部事象停止時 **PRA** の検討結果を踏まえて、以下のとおり抽出した。

1) 津波 **PRA** における起因事象に対する検討

津波 **PRA** の起因事象のうち、運転停止時の津波に対する安全裕度評価で考慮すべき起因事象を第 3.1.4.2.2.5 表のとおり検討し、以下の

とおり抽出した。

- ・ 外部電源喪失
- ・ 原子炉補機冷却機能の全喪失
- ・ 複数の信号系損傷

2) 内部事象停止時 PRA における起因事象に対する検討

内部事象停止時 PRA の起因事象のうち、運転停止時の津波に対する安全裕度評価で考慮すべき起因事象を第 3.1.4.2.2.6 表のとおり検討し、以下のとおり抽出した。

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失
- ・ 水位維持失敗
- ・ 余熱除去機能喪失
- ・ 原子炉補機冷却機能の全喪失
- ・ 外部電源喪失
- ・ 反応度の誤投入

3) 運転停止時の津波に対する安全裕度評価で想定する起因事象の選定結果

運転停止時の津波に対する安全裕度評価の対象とする起因事象としては、1) 及び 2) 項で抽出された起因事象を全て考慮することとし、以下の 6 事象を選定した。

- ・ 外部電源喪失
- ・ 原子炉補機冷却機能の全喪失
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失
- ・ 水位維持失敗

- ・ 余熱除去機能喪失
- ・ 炉心損傷直結

ここで、炉心損傷直結事象は、津波 PRA における複数の信号系損傷及び内部事象停止時 PRA における反応度の誤投入に該当する。なお、選定した起回事象の概要を第 3.1.4.2.2.7 表に示す。

② 各起回事象発生に係る許容津波高さ及び津波高さ区分の特定結果

各起回事象を引き起こす設備等とその許容津波高さを第 3.1.4.2.2.8 表のとおり特定した。

また、この結果を踏まえて、発生する起回事象に対応する津波高さ区分 1～3 を同表のとおり設定した。

③ クリフエッジ評価結果

➤ 津波高さ区分 1(8～13.3m 未満)に対する評価結果

1) 影響緩和機能及び収束シナリオの特定

津波高さ区分 1 で発生する起回事象である原子炉補機冷却機能の全喪失について第 3.1.4.2.2.8 図のとおり、影響緩和機能及び収束シナリオを特定した。

収束シナリオの特定においては、炉心の未臨界性が確保され、かつ、燃料が安定、継続的に冷却される状態に至るシナリオを収束シナリオ(冷却成功)とし、この状態に至らないシナリオを燃料の重大な損傷に至るシナリオ(炉心損傷)とした。

なお、「原子炉補機冷却機能の全喪失」の収束シナリオ①の概要は以下のとおり。

・収束シナリオ①:

起因事象発生の後、外部電源から給電されている状態で、燃料取替用水タンクを水源とした常設電動注入ポンプによる代替炉心注水により炉心冷却を行う。移動式大容量ポンプ車による補機冷却機能回復後に、余熱除去ポンプによる低圧再循環運転及び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崩壊熱除去を行うことで燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

2) 各影響緩和機能の喪失に係る許容津波高さの特定

1) 項にて抽出した各影響緩和機能について、フロントライン系とそれに必要なサポート系の関連を整理するとともに、各々の機能喪失を引き起こす設備等の許容津波高さの評価結果を用いて、各影響緩和機能の喪失に係る許容津波高さを第 3.1.4.2.2.9 表のとおり特定した。

3) 各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さの特定

原子炉補機冷却機能の全喪失の収束シナリオ①の機能喪失に係る許容津波高さについて、第 3.1.4.2.2.9 図のとおり特定した。

各収束シナリオについて評価した結果、収束シナリオ①の機能喪失に係る許容津波高さが 13.3m 以上であることから、津波高さ区分 1 (8～13.3m 未満) で発生する「原子炉補機冷却機能の全喪失」は収束可能であり、炉心損傷に至ることはない。

このため、より大きな津波高さにより発生する、津波高さ区分 2 (13.3～15m 未満) に対して以下のとおり評価を行った。

➤ 津波高さ区分 2 (13.3～15m 未満) に対する評価結果

1) 影響緩和機能及び収束シナリオの特定

津波高さ区分 2 において新たに追加して発生する起因事象である外部電源喪失を考慮し、「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失」について、第 3.1.4.2.2.10 図のとおり、影響緩和機能及び収束シナリオを特定した。

なお、「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失」の収束シナリオ①及び②の概要は以下のとおり。

・収束シナリオ①:

起因事象発生の後、ディーゼル発電機の起動失敗等により非常用所内電源からの給電がない状態で、大容量空冷式発電機により交流電源を復旧させ、燃料取替用水タンクを水源とした常設電動注入ポンプによる代替炉心注水により炉心冷却を行う。移動式大容量ポンプ車による補機冷却機能回復後に、余熱除去ポンプによる低圧再循環運転及び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崩壊熱除去を行うことで燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

・収束シナリオ②:

起因事象発生の後、ディーゼル発電機の起動失敗等により非常用所内電源からの給電がない状態で、収束シナリオ①で期待していた大容量空冷式発電機による給電に失敗した場合、中容量発電機車により交流電源を復旧し、燃料取替用水タンクを水源とした常設電動注入ポンプによる代替炉心注水により炉心冷却を行う。移動式大容

量ポンプ車による補機冷却機能回復後に、余熱除去ポンプによる低圧再循環運転及び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崩壊熱除去を行うことで燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

2) 各影響緩和機能の喪失に係る許容津波高さの特定

1) 項にて抽出した各影響緩和機能について、フロントライン系とそれに必要なサポート系の関連を整理するとともに、各々の機能喪失を引き起こす設備等の許容津波高さの評価結果を用いて、各影響緩和機能の喪失に係る許容津波高さを第 3.1.4.2.2.10 表のとおり特定した。

3) 各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さの特定

「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失」の収束シナリオ①及び②の機能喪失に係る許容津波高さについて、第 3.1.4.2.2.11 図のとおり特定した。

各収束シナリオについて評価した結果、収束シナリオ①の緩和機能のうち、最も許容津波高さが小さいのは、大容量空冷式発電機からの給電の許容津波高さ 13m であり、津波高さ区分 2(13.3～15m 未満)では収束シナリオ①は成立しない。収束シナリオ②については、中容量発電機車からの給電の許容津波高さが 15m であることから、津波高さ区分 2(13.3～15m 未満)で発生する「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失」は収束可能であり、炉心損傷に至ることはない。

このため、より大きな津波高さにより発生する、津波高さ区分 3(15m 以上)に対して以下のとおり評価を行った。

➤ 津波高さ区分 3 (15m 以上) に対する評価結果

1) 影響緩和機能及び収束シナリオの特定

津波高さ区分 3 において新たに追加して発生する起因事象は原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失、水位維持失敗、余熱除去機能喪失及び炉心損傷直結である。これらのうち、炉心損傷直結は影響緩和機能に期待せず、直接炉心損傷に至るとみなすことから収束シナリオは作成していない。原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失、水位維持失敗及び余熱除去機能喪失は影響緩和機能に期待できるものの、同時に炉心損傷直結が発生していることから、影響緩和機能及び収束シナリオの特定は不要である。

2) 各影響緩和機能の喪失に係る許容津波高さの特定

1) 項のとおり、直接炉心損傷に至ることから、影響緩和機能はない。

3) 各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さの特定

1) 項のとおり、直接炉心損傷に至ることから、収束シナリオはない。

よって、炉心損傷直結の許容津波高さである 15m で炉心損傷に至る。

すなわち、炉心損傷を防止する観点では、津波高さ区分 2 における「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失」の収束シナリオ②の許容津波高さ及び津波高さ区分 3 における炉心損傷直結の許容津波高さが 15m となることから、これをクリフエッジとして特定した。クリフエッジの特定において、各影響緩和機能（フロントライン系及びサポート系）に関連する設備等の系統概要図を第 3.1.4.2.2.25 図、機器リストを参考資料に示す。

このクリフエッジシナリオ(津波高さ区分 2 の収束シナリオ②の緩和シナリオ)では、起因事象として原子炉補機冷却機能の全喪失及び外部電源喪失が重畳して発生した後、ディーゼル発電機の起動及び大容量空冷式発電機による給電に失敗し、中容量発電機車による交流電源を復旧させた状態で、RWSTを水源として常設電動注入ポンプによる代替炉心注水により炉心冷却を行う。

その後、移動式大容量ポンプ車によって補機冷却機能を回復し、余熱除去ポンプによる低圧再循環運転を行い、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崩壊熱除去を行う。

このように、クリフエッジ津波高さ(15m)未満であれば、海水を最終ヒートシンクとした安定、継続的な冷却が行われることになり、燃料の重大な損傷に至る事態は回避されることとなるが、クリフエッジ津波高さを超えた場合は、中容量発電機車からの給電が喪失してしまい、炉心損傷へ至ることとなる。

(2) 格納容器機能喪失防止対策

a. 津波単独の評価

(a) 評価方法

格納容器機能喪失を防止するための措置について、以下の評価を実施する。(第 3.1.4.2.2.12 図参照)

① 起因事象の選定

津波発生時の安全裕度評価における起因事象は、「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価」に示す津波 PRA の検討結果を踏まえて選定する。

② 各起因事象発生に係る許容津波高さ及び津波高さ区分の特定

①項にて選定した各起因事象を引き起こす設備等とその許容津波高さを、「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価」に示す津波 PRA の検討結果を踏まえて特定する。

また、この結果を踏まえて、発生する起因事象に対応する津波高さ区分を設定する。

③ クリフエッジ評価

②項にて設定した津波高さ区分の小さい順に、各区分で発生する起因事象に対して以下の 1)～3) の評価を実施するとともに、当該区分で格納容器機能喪失に至るかを評価する。

ここで、当該区分で格納容器機能喪失に至らない場合は、次の津波高さ区分を対象とし、新たな起因事象が追加して発生することを考慮して、以下の 1)～3) の評価を実施する。

評価対象の津波高さ区分において格納容器機能喪失に至る場合、起因事象に対する各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さのうち、最も大きいものがクリフエッジの津波高さとなる。

1) 影響緩和機能及び収束シナリオの特定

当該の津波高さで発生する起因事象に対し、「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価」に示す津波 **PRA** の検討結果を踏まえて、影響緩和機能及び収束シナリオを特定する。

2) 各影響緩和機能の喪失に係る許容津波高さの特定

1) 項にて特定した各影響緩和機能について、フロントライン系及びサポート系の各々に対し、機能喪失を引き起こす設備等とその許容津波高さを、「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価」に示す津波 **PRA** の検討結果を踏まえて特定する。具体的には、影響緩和機能の機能喪失に係る許容津波高さは、フロントライン系とサポート系の機能喪失に至る各々の許容津波高さのうち、小さい方となる。

3) 各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さの特定

2) 項にて特定した各影響緩和機能の喪失に係る許容津波高さの結果から、各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さを特定する。具体的には、各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さは、当該収束シナリオに必要な各影響緩和機能の許容津波高さのうち、最も小さいものとなる。

(b) 評価結果

① 起因事象の選定結果

出力運転時炉心評価での選定結果(3.1.4.2.2(1)a.(a)ロ①項)と同様に、以下の5事象を選定した。

- ・ 外部電源喪失
- ・ 原子炉補機冷却機能の全喪失
- ・ 主給水流量喪失
- ・ 過渡事象
- ・ 炉心損傷直結

ここで、炉心損傷直結事象は、津波 PRA における複数の信号系損傷に該当する。なお、選定した起因事象の概要を第 3.1.4.2.2.11 表に示す。

② 各起因事象発生に係る許容津波高さ及び津波高さ区分の特定結果

出力運転時炉心評価での特定結果(3.1.4.2.2(1)a.(a)ロ②項)より、各起因事象を引き起こす設備等とその許容津波高さを第 3.1.4.2.2.12 表のとおり特定した。

また、この結果を踏まえて、発生する起因事象に対応する津波高さ区分 1～3 を同表のとおり設定した。

③ クリフエッジ評価結果

クリフエッジの評価にあたっては、出力運転時炉心評価での評価結果(3.1.4.2.2(1)a.(a)ロ③項)より、津波高さ区分 1 及び 2 では炉心損傷に至らないことから、津波高さ区分 3 から評価を実施した。

➤ 津波高さ区分 3 (15m 以上) に対する評価結果

1) 影響緩和機能及び収束シナリオの特定

出力運転時炉心評価での評価結果 (3.1.4.2.2 (1) a. (a) ロ③項) より、津波高さ区分 3 では「外部電源喪失 + 原子炉補機冷却機能の全喪失」及び炉心損傷直結事象が発生することで、収束シナリオが成立せず炉心損傷に至る結果となっている。

そこで、「外部電源喪失 + 原子炉補機冷却機能の全喪失」により炉心損傷が発生している条件で第 3.1.4.2.2.13 図のとおり、影響緩和機能及び収束シナリオを特定した。

収束シナリオの特定においては、炉心が損傷した状態において原子炉格納容器内の除熱が安定的に継続されるシナリオを収束シナリオ (格納容器健全) とし、この状態に至らないシナリオを格納容器機能喪失に至るシナリオ (格納容器機能喪失) とした。

なお、「外部電源喪失 + 原子炉補機冷却機能の全喪失」の収束シナリオ①及び②の概要は以下のとおり。

・収束シナリオ①:

炉心損傷発生の後、大容量空冷式発電機からの給電により格納容器隔離を行う。その後、PAR により水素濃度の低減を図り、1 次系圧力が高い状態での原子炉容器破損を防止するために加圧器逃がし弁による 1 次系の減圧を行う。熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、常設電動注入ポンプにより原子炉下部キャビティへ注水を行う。また、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ並びに原子炉格納

容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を行うことで格納容器機能喪失に至る事態は回避される。

・収束シナリオ②：

炉心損傷発生の後、収束シナリオ①で期待していた大容量空冷式発電機からの給電に失敗した場合に、中容量発電機車から給電を行う。この状態で格納容器隔離を行い、PAR により水素濃度の低減を図り、1 次系圧力が高い状態での原子炉容器破損を防止するために加圧器逃がし弁による 1 次系の減圧を行う。溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、常設電動注入ポンプにより原子炉下部キャビティへ注水を行う。また、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ並びに原子炉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を行うことで格納容器機能喪失に至る事態は回避される。

2) 各影響緩和機能の喪失に係る許容津波高さの特定

1) 項にて抽出した各影響緩和機能について、フロントライン系とそれに必要なサポート系の関連を整理するとともに、各々の機能喪失を引き起こす設備等の許容津波高さの評価結果を用いて、各影響緩和機能の喪失に係る許容津波高さを第 3.1.4.2.2.13 表のとおり特定した。

3) 各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さの特定

「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失」の収束シナリオ①及び②の機能喪失に係る許容津波高さについて、第 3.1.4.2.2.14 図のとおり特定した。

各収束シナリオについて評価した結果、収束シナリオ①の緩和機能のうち、最も許容津波高さが小さいのは、大容量空冷式発電機からの給電の許容津波高さ 13m であり、津波高さ区分 3 (15m 以上) では収束シナリオ①は成立しない。

収束シナリオ②については、中容量発電機車からの給電の許容津波高さである 15m で機能喪失することで、格納容器機能喪失に至る。

すなわち、当該の津波高さ区分 3 (15m 以上) で格納容器機能喪失に至ることから、これをクリフエッジとして特定した。クリフエッジの特定において、各影響緩和機能 (フロントライン系及びサポート系) に関連する設備等の系統概要図を第 3.1.4.2.2.25 図、機器リストを参考資料に示す。

(3) 使用済燃料ピットの燃料損傷防止対策

a. 津波単独の評価

(a) 評価方法

SFP にある燃料の損傷を防止するための措置について、以下の評価を実施する。(第 3.1.4.2.2.15 図参照)

① 起因事象の選定

SFP 燃料損傷に至る事象として、SFP 冷却系の機能喪失、SFP 保有水の流出を考慮する。SFP 冷却系の機能喪失の原因として、SFP ポンプ・SFP 冷却器等の故障及び SFP 冷却系の運転をサポートする機器の故障を考慮して、起因事象を選定する。なお、SFP 保有水の流出原因として、SFP の本体損傷等が考えられるものの、津波を起因として SFP が破損することは考えにくいいため、起因事象としては考慮しない。

② 各起因事象発生に係る許容津波高さ及び津波高さ区分の特定

①項にて選定した各起因事象を引き起こす設備等とその許容津波高さを特定する。

また、この結果を踏まえて、発生する起因事象に対応する津波高さ区分を設定する。

③ クリフエッジ評価

②項にて設定した津波高さ区分の小さい順に、各区分で発生する起因事象に対して以下の 1)～3) の評価を実施するとともに、当該区分で SFP 燃料の損傷に至るかを評価する。

ここで、当該区分で SFP 燃料損傷に至らない場合は、次の津波高さ区

分を対象とし、新たな起因事象が追加して発生することを考慮して、以下の1)～3)の評価を実施する。

評価対象の津波高さ区分において SFP 燃料損傷に至る場合、起因事象に対する各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さのうち、最も大きいものがクリフエッジの津波高さとなる。

1) 影響緩和機能及び収束シナリオの特定

当該の津波高さで発生する起因事象に対し、影響緩和機能及び収束シナリオを特定する。

2) 各影響緩和機能の喪失に係る許容津波高さの特定

1) 項にて特定した各影響緩和機能について、フロントライン系及びサポート系の各々に対し、機能喪失を引き起こす設備等とその許容津波高さを特定する。具体的には、影響緩和機能の機能喪失に係る許容津波高さは、フロントライン系とサポート系の機能喪失に至る各々の許容津波高さのうち、小さい方となる。

3) 各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さの特定

2) 項にて特定した各影響緩和機能の喪失に係る許容津波高さの結果から、各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さを特定する。具体的には、各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さは、当該収束シナリオに必要な各影響緩和機能の許容津波高さのうち、最も小さいものとなる。

(b) 評価結果

① 起因事象の選定結果

津波発生時の安全裕度評価における起因事象については、以下の 3 事象を選定した。

- ・ 原子炉補機冷却機能喪失
- ・ SFP 冷却機能喪失
- ・ 外部電源喪失

なお、選定した起因事象の概要を第 3.1.4.2.2.14 表に示す。

② 各起因事象発生に係る許容津波高さ及び津波高さ区分の特定結果

各起因事象を引き起こす設備等とその許容津波高さを第 3.1.4.2.2.15 表のとおり特定した。

また、この結果を踏まえて、発生する起因事象に対応する津波高さ区分 1 及び 2 を同表のとおり設定した。

③ クリフエッジ評価結果

➤ 津波高さ区分 1 (8～13.3m 未満) に対する評価結果

1) 影響緩和機能及び収束シナリオの特定

津波高さ区分 1 で発生する起因事象である原子炉補機冷却機能喪失及び SFP 冷却機能喪失について、第 3.1.4.2.2.16 図のとおり、影響緩和機能及び収束シナリオを特定した。

収束シナリオの特定においては、SFP の未臨界性が確保され、かつ、燃料が安定、継続的に冷却される状態に至るシナリオを収束シナリオ（冷却成功）とし、この状態に至らないシナリオを燃料の重大な損傷に至るシナリオ（SFP 燃料損傷）とした。

ここで、原子炉補機冷却機能喪失に対して、SFP 冷却機能喪失が従属的に発生する場合であっても、原子炉補機冷却水を必要としない影響緩和機能に期待できれば、燃料を安定、継続的に冷却することができるため、原子炉補機冷却機能喪失の影響緩和機能に対して評価を実施することとした。

なお、「原子炉補機冷却機能喪失」の収束シナリオ①及び②の概要は以下のとおり。

・収束シナリオ①:

起因事象発生の後、燃料取替用水ポンプにより燃料取替用水タンクのほう酸水を SFP に注入することで SFP にある燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

・収束シナリオ②:

起因事象発生の後、収束シナリオ①で期待していた燃料取替用水ポンプによる注水に失敗した場合に、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ／取水用水中ポンプにより海水又は淡水を SFP に注入することで SFP にある燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

2) 各影響緩和機能の喪失に係る許容津波高さの特定

1) 項にて抽出した各影響緩和機能について、フロントライン系とそれに必要なサポート系の関連を整理するとともに、各々の機能喪失を引き起こす設備等の許容津波高さの評価結果を用いて、各影響緩和機能の喪失に係る許容津波高さを第 3.1.4.2.2.16 表のとおり特定した。

3) 各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さの特定

原子炉補機冷却機能喪失の収束シナリオ①及び②の機能喪失に係る許容津波高さについて、第 3.1.4.2.2.17 図のとおり特定した。

各収束シナリオについて評価した結果、収束シナリオ①及び②の機能喪失に係る許容津波高さが 13.3m 以上であることから、津波高さ区分 1 (8～13.3m 未満)で発生する「原子炉補機冷却機能喪失」は収束可能であり、SFP 燃料損傷に至ることはない。

このため、より大きな津波高さで発生する、津波高さ区分 2 (13.3m 以上)に対して以下のとおり評価を行った。

➤ 津波高さ区分 2 (13.3m 以上)に対する評価結果

1) 影響緩和機能及び収束シナリオの特定

津波高さ区分 2 において新たに追加して発生する起因事象である外部電源喪失を考慮し、「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失」について、第 3.1.4.2.2.18 図のとおり、影響緩和機能及び収束シナリオを特定した。

なお、「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失」の収束シナリオ①の概要は以下のとおり。

・収束シナリオ①:

起因事象発生の後、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ／取水用水中ポンプにより海水又は淡水を SFP に注水することで SFP にある燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

2) 各影響緩和機能の喪失に係る許容津波高さの特定

1) 項にて抽出した各影響緩和機能について、フロントライン系とそれに必要なサポート系の関連を整理するとともに、各々の機能喪失を引き起こす設備等の許容津波高さの評価結果を用いて、各影響緩和機能の喪失に係る許容津波高さを第 3.1.4.2.2.17 表のとおり特定した。

3) 各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さの特定

「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失」の収束シナリオ①の機能喪失に係る許容津波高さについて、第 3.1.4.2.2.19 図のとおり特定した。

各収束シナリオについて評価した結果、収束シナリオ①の SFP 補給用水中ポンプによる海水注水の許容津波高さである 27m で機能喪失することで、SFP 燃料損傷に至る。

すなわち、当該の津波高さ区分 2(13.3m 以上)で SFP 燃料損傷に至ることから、これをクリフエッジとして特定した。クリフエッジの特定において、各影響緩和機能(フロントライン系及びサポート系)に関連する設備等の系統概要図を第 3.1.4.2.2.25 図、機器リストを参考資料に示す。

このクリフエッジシナリオ(収束シナリオ①の緩和シナリオ)では、起因事象として原子炉補機冷却機能喪失、SFP 冷却機能喪失及び外部電源喪失が重畳して発生した後、ディーゼル発電機の起動に失敗した状態となるが、SFP 補給用水中ポンプによって海水注水することにより SFP 冷却を行う。

このようにクリフエッジ津波高さ(27m)未満であれば、SFP 補給用水中ポンプを用いて海水を SFP に注入することにより安定、継続的な冷却が行われることとなり、SFP にある燃料の重大な損傷に至る事態は回避され

ることになるが、クリフエッジ津波高さを超えた場合は、**SFP** 補給用水中ポンプによる海水注水が喪失してしまい、**SFP** 燃料損傷に至ることとなる。

(4) 遡上解析による検証

a. 遡上解析の目的

前項で示した津波に対するクリフエッジシナリオの成立には、発電所敷地高さを超える津波が建屋の健全性、建屋貫通部及び扉の止水性に対し及ぼす影響について、詳細な評価を行う必要がある。ここでは、クリフエッジ高さの津波を想定した遡上解析を行うことで、津波の発電所敷地内での流況を評価し、建屋水密性に及ぼす影響について確認を行った。

なお、使用済燃料ピットの燃料損傷については、建屋外の敷地高さ EL.+27m に保管するタンクローリが喪失することで、使用済燃料ピットへの代替注水手段がなくなり燃料損傷に至る結果となっており、この結果は、建屋健全性や建屋シール等の信頼性に依存するものではなく、遡上解析による評価の対象外とした。

b. 遡上解析で考慮する津波の設定

発電所敷地内における津波の遡上状況を分析するため、津波高さが、炉心損傷(出力運転時及び運転停止時)及び格納容器損傷に対するクリフエッジ高さである EL.+15.0m となる仮想的な津波を入力条件として想定した。

津波の波源は基準津波と同じ、琉球海溝北部～琉球海溝中部とした津波波源を想定し、発電所に到来する津波高さが EL.+15.0m となるように、基準津波の波形を比例倍し、非線形長波理論に基づき平面二次元の差分法を用いて数値シミュレーションを行うことで、遡上解析で考慮する津波を設定した。

数値シミュレーションの計算条件を第 3.1.4.2.2.18 表、計算格子分割を第 3.1.4.2.2.20 図に示す。また、遡上解析で考慮する津波の放水口地点における時刻歴波形を第 3.1.4.2.2.21 図に示す。

c. 敷地周辺の遡上・浸水域の評価結果

遡上解析結果のうち、第 3.1.4.2.2.22 図に最高水位分布を、第 3.1.4.2.2.23 図に最大浸水深分布を、第 3.1.4.2.2.24 図に原子炉補助建屋周辺で遡上高さが最高水位となる時刻付近の流速ベクトル分布を示す。

遡上高さの最高水位は、建屋付近の大部分において EL.+15.0m 以下(浸水深さ 2.0m 以下)となっている。

d. クリフエッジシナリオへの影響評価

今回の津波に対する安全裕度評価の結果、炉心損傷(出力運転時及び運転停止時)及び格納容器損傷については、津波高さが水密扉及び貫通部止水処置等の施工高さである EL.+15m を超え、補助建屋内のタービン動補助給水ポンプや電気盤が浸水・水没し、炉心損傷や格納容器機能喪失に至る結果となっている。

遡上解析の結果、原子炉補助建屋周辺の遡上波高さは、最大で EL. 約+13.7m であり、遡上波がクリフエッジ高さを上回らないことを確認した。また、第 3.1.4.2.2.19 表から、その建屋周辺での遡上波の流速は最大で約 1.6m/s であることから、原子炉補助建屋が損傷に至ることはないことを確認した。

以下に影響評価の詳細について示す。

(a) 津波高さの建屋浸水対策への影響

第 3.1.4.2.2.19 表に、主要な扉等における遡上波の高さを示した。クリフエッジとなる設備のある原子炉補助建屋周辺での遡上波の高さは EL. 約+13.7m であり遡上解析で考慮する津波が原子炉補助建屋周辺でクリフエッジ高さを上回らないことを確認した。また、水密扉は、EL.+19m の静水圧に耐えられる設計であり、貫通部止水処置は、EL.+20m の静水圧に対し

て水密性を有するシール材の施工をしていることから、遡上波による原子炉補助建屋、水密扉及び貫通部止水処置等への影響はない。

(b) 漂流物による影響に関する分析、漂流物による影響の評価

第 3.1.4.2.2.19 表に示した遡上波の流速は、原子炉補助建屋付近で最大約 1.6m/s である。前述のように、原子炉補助建屋付近の津波浸水高さは最大約で EL.約+13.7m であり、想定される漂流物の大きさは、水深部が 70cm 以下のものに制限され、漂流物の衝撃により原子炉補助建屋、水密扉及び貫通部止水処置等への影響は考えられない。

第 3.1.4.2.2.1 表 選定した起因事象の概要

起因事象	事象概要
外部電源喪失	外部電源系に係る設備の損傷により外部電源による給電が喪失する事象
原子炉補機冷却機能の全喪失	原子炉補機冷却水又は原子炉補機冷却海水系のポンプ・配管等が損傷し、原子炉補機冷却機能の全喪失に至る事象
主給水流量喪失	主給水系に係る設備の損傷により、主給水系統による蒸気発生器への給水機能が喪失する事象
過渡事象	循環水ポンプ等の損傷によりタービンバイパス弁等の誤閉が発生し、主蒸気の流出経路が遮断される事象
炉心損傷直結	津波により建屋全体が浸水して、重要な設備・機器が複数損傷することで事象緩和手段が喪失し炉心損傷を回避できない事象

第 3.1.4.2.2.2 表 各起因事象発生に係る許容津波高さ及び津波高さ区分の特定

結果(津波:出力運転時炉心損傷)

津波高さ区分		各津波高さ区分で追加して発生する起因事象	各起因事象を引き起こす設備等と許容津波高さ		備 考
—	～8m 未満	—	—	—	—
区分 1	8～13.3m 未満	原子炉補機冷却機能の全喪失(主給水流量喪失)(過渡事象)	2A 海水ポンプ	8m	「原子炉補機冷却機能の全喪失」の発生に伴い、従属的に「主給水流量喪失」及び「過渡事象」が発生する。
区分 2	13.3～15m 未満	外部電源喪失	予備変圧器	13.3m	—
区分 3	15m 以上	炉心損傷直結	メタルクラッド・スイッチギア	15m	建屋内(CV 外)の機器のほとんどが浸水・水没するため、プラントの重要な制御・保護機能が不能となり直接炉心損傷となる。

第 3.1.4.2.2.3 表 フロントライン系とサポート系の関連表 (津波:出力運転時炉心損傷(区分 1))

			フロントライン系											
			影響緩和機能	原子炉停止	RCP シール LOCA	補助給水による蒸気発生器への 給水(電動又はタービン動)		主蒸気逃がし 弁による熟放出 (手動・現場)	蓄圧注入による 炉心への注水	常設電動注入 ポンプによる 炉心への注水	移動式大容量 ポンプ車による 補機冷却	余熱除去ポンプ による プースティング (海水)	高圧注入による 再循環炉心冷却 (海水)	格納容器内自然 対流冷却による 格納容器除熱 (海水冷却)
						電動	タービン動※							
設備			—	—	—	2AAFWP 復水タンク元弁	タービン動 補助給水ポンプ	2A 主蒸気 逃がし弁	空気作動弁 SS-554	常設電動注入 ポンプ	2号補機冷却水 戻りCヘッダ 止弁	2A 余熱除去 ポンプ	2A 充てん/高圧 注入ポンプ	2号補機冷却水 戻りCヘッダ 止弁
サ ポ ー ト 系	影響緩和機能	設備		—	—	13m	15m	15m	15m	15m	15m	15m	15m	15m
	6.6kV AC 電源	メタルクラッド・ スイッチギア	15m			○	●	●		●	●	●	●	●
	440V AC 電源	パワーセンタ	15m			○	●	●		●	●	●	●	●
	125V DC 電源	充電器盤	15m			○	●			●		●	●	
	115V AC 電源	計装用 交流分電盤	15m			○	●	●		●	●	●	●	●
	移動式大容量 ポンプ車	2号補機冷却水 戻りCヘッダ止弁	15m									●	●	●
	再循環切替	対象なし	—									○		
	RWST	対象なし	—							○				
	電動補助給水 ポンプ室換気系	2C 電動 補助給水ポンプ室 給気ファン	15m			○								
	タービン動補助給水 ポンプ室空調系	2A タービン動 補助給水ポンプ室 給気ファン	15m				●							
影響緩和機能の許容津波高さ				—	—	13m	15m	15m	15m	15m	15m	15m	15m	15m

○:フロントライン系の機能に必要なサポート系であることを示す
●:○に該当する項目のうち、各緩和機能のうち最も許容津波高さの小さい項目であることを示す
※:タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁の手動「開」操作を行う

第 3.1.4.2.2.4 表 フロントライン系とサポート系の関連表(津波:出力運転時炉心損傷(区分 2))

			フロントライン系												
			影響緩和機能	原子炉停止	RCPシールLOCA	補助給水による蒸気発生器への給水(タービン動)※	主蒸気逃がし弁による熱放出(手動・現場)	蓄圧注入による炉心への注水	大容量空冷式発電機からの給電	中容量発電機車からの給電	常設電動注入ポンプによる炉心への注水	移動式大容量ポンプ車による補機冷却	余熱除去ポンプによるブースティング(海水)	高圧注入による再循環炉心冷却(海水)	格納容器内自然対流冷却による格納容器除熱(海水冷却)
			設備	—	—	タービン動補助給水ポンプ	2A 主蒸気逃がし弁	空気作動弁 SS-554	大容量空冷式発電機 No.2	2 号代替電源接続盤 (D/G 室)	常設電動注入ポンプ	2 号補機冷却水戻り C ヘッダ 止弁	2A 余熱除去ポンプ	2A 充てん/高圧注入ポンプ	2 号補機冷却水戻り C ヘッダ 止弁
サポート系	影響緩和機能	設備		—	—	15m	15m	15m	13m	15m	15m	15m	15m	15m	15m
	6.6kV AC 電源	メタルクラッド・スイッチギア	15m			●	●		○	●	●	●	●	●	●
	440V AC 電源	パワーセンタ	15m			●	●				●	●	●	●	●
	125V DC 電源	充電器盤	15m			●			○	●	●		●	●	
	115V AC 電源	計装用交流分電盤	15m			●	●		○	●	●	●	●	●	●
	バッテリー	A 蓄電池	15m						○	●					
	移動式大容量ポンプ車	2 号補機冷却水戻り C ヘッダ 止弁	15m										●	●	●
	再循環切替	対象なし	—										○		
	RWST	対象なし	—								○				
	タービン動補助給水ポンプ室空調系	2A タービン動補助給水ポンプ室給気ファン	15m			●									
影響緩和機能の許容津波高さ				—	—	15m	15m	15m	13m	15m	15m	15m	15m	15m	15m

○:フロントライン系の機能に必要なサポート系であることを示す
●:○に該当する項目のうち、各緩和機能のうち最も許容津波高さの小さい項目であることを示す
※:タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁の手動「開」操作を行う

第 3.1.4.2.2.5 表 津波 PRA における起因事象に対する検討

(津波：運転停止時炉心損傷)

津波 PRA における 起因事象	今回の安全裕度 評価における 想定要否	備 考
外部電源喪失	○	—
原子炉補機冷却機能 の全喪失	○	—
主給水流量喪失	×	ミッドループ運転中に発生することはないため対象外とする。
過渡事象	×	停止時は原子炉停止後／起動前であり想定不要
複数の信号系損傷	○	—

第 3.1.4.2.2.6 表 内部事象停止時 PRA における起因事象に対する検討

(津波:運転停止時炉心損傷)

内部事象停止時 PRA における起因事象	今回の安全裕度 評価における 想定要否	備 考
原子炉冷却材圧力 バウンダリ機能喪失	○	—
オーバードレン	×	安全裕度評価では津波時に運転員 が誤操作することを想定しない。
水位維持失敗	○	—
余熱除去機能喪失	○	—
原子炉補機冷却機能の 全喪失	○	—
原子炉補機冷却機能の 部分喪失	×	損傷時には全系列損傷を想定する。 (1 系列のみの損傷は想定しない。)
外部電源喪失	○	—
DC 母線の 1 系列喪失	×	損傷時には全系列損傷を想定する。 (1 系列のみの損傷は想定しない。)
AC 母線の 1 系列喪失	×	
反応度の誤投入	○	—
主給水流量喪失	×	ミッドループ運転中に発生すること はないため対象外とする。

第 3.1.4.2.2.7 表 選定した起因事象の概要

起因事象	事象概要
外部電源喪失	外部電源系に係る設備の損傷により外部電源による給電が喪失する事象
原子炉補機冷却機能の全喪失	原子炉補機冷却水又は原子炉補機冷却海水系のポンプ・配管等が損傷し、原子炉補機冷却機能の全喪失に至る事象
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する弁が誤動作し、原子炉冷却材が系外へ流出する事象
水位維持失敗	化学体積制御系の損傷が発生し、充てん流量と抽出流量のアンバランスが生じることで RCS 水位が低下し、かつ、水位低下が継続する事象
余熱除去機能喪失	余熱除去系の弁やポンプ等の損傷により余熱除去系が機能喪失する事象
炉心損傷直結	津波により建屋全体が浸水して、重要な設備・機器が複数損傷することで事象緩和手段が喪失し炉心損傷を回避できない事象

第 3.1.4.2.2.8 表 各起因事象発生に係る許容津波高さ及び津波高さ区分の特定

結果(津波:運転停止時炉心損傷)

津波高さ区分		各津波高さ区分 で追加して発生 する起因事象	各起因事象を 引き起こす設備等と 許容津波高さ		備 考
—	～8m 未満	—	—	—	—
区 分 1	8～13.3m 未満	原子炉補機冷却 機能の全喪失	2A 海水 ポンプ	8m	—
区 分 2	13.3～15m 未満	外部電源喪失	予備変圧器	13.3m	—
区 分 3	15m 以上	原子炉冷却材圧力 バウンダリ機能喪失 水位維持失敗 余熱除去機能喪失 炉心損傷直結	メタルクラッド・ スイッチギア	15m	建屋内(CV 外)の機 器のほとんどが浸水・ 水没するため、プラントの重要な制御・保護 機能が不能となり直接炉心損傷となる。

第 3.1.4.2.2.9 表 フロントライン系とサポート系の関連表 (津波: 運転停止時炉心損傷 (区分 1))

			フロントライン系				
			影響緩和機能	常設電動注入ポンプ による炉心への注水	移動式大容量ポンプ車による 補機冷却	低圧注入による 再循環炉心冷却	格納容器内自然対流冷却 による格納容器除熱 (海水冷却)
			設備	常設電動注入ポンプ	2号補機冷却水戻り Cヘッダ止弁	2A 余熱除去ポンプ	2号補機冷却水戻り Cヘッダ止弁
サポート系	影響緩和機能	設備		15m	15m	15m	15m
	6.6kV AC 電源	メタルクラッド・ スイッチギア	15m	●	●	●	●
	440V AC 電源	パワーセンタ	15m	●	●	●	●
	125V DC 電源	充電器盤	15m	●		●	
	115V AC 電源	計装用 交流分電盤	15m	●	●	●	●
	移動式大容量ポンプ車	2号補機冷却水 戻り C ヘッダ 止弁	15m			●	●
	再循環切替	対象なし	—			○	
	RWST	対象なし	—	○			
影響緩和機能の許容津波高さ				15m	15m	15m	15m

○: フロントライン系の機能に必要なサポート系であることを示す

●: ○に該当する項目のうち、各緩和機能のうち最も許容津波高さの小さい項目であることを示す

第 3.1.4.2.2.10 表 フロントライン系とサポート系の関連表 (津波: 運転停止時炉心損傷 (区分 2))

			フロントライン系						
			影響緩和機能	大容量空冷式 発電機からの給電	常設電動注入 ポンプによる 炉心への注水	移動式大容量 ポンプ車による 補機冷却	低圧注入による 再循環炉心冷却	格納容器内 自然対流冷却による 格納容器除熱 (海水冷却)	中容量発電機車 からの給電
			設備	大容量空冷式 発電機 No.2	常設電動注入 ポンプ	2号補機冷却水 戻りC ヘッダ止弁	2A 余熱除去ポンプ	2号補機冷却水 戻りC ヘッダ止弁	2号代替電源 接続盤 (D/G 室)
サポート系	影響緩和機能	設備		13m	15m	15m	15m	15m	15m
	6.6kV AC 電源	メタルクラッド・ スイッチギア	15m	○	●	●	●	●	●
	440V AC 電源	パワーセンタ	15m		●	●	●	●	
	125V DC 電源	充電器盤	15m	○	●		●		●
	115V AC 電源	計装用 交流分電盤	15m	○	●	●	●	●	●
	バッテリー	A 蓄電池	15m	○					●
	移動式大容量ポンプ車	2号補機冷却水 戻りC ヘッダ 止弁	15m				●	●	
	再循環切替	対象なし	—				○		
	RWST	対象なし	—		○				
影響緩和機能の許容津波高さ				13m	15m	15m	15m	15m	15m

○: フロントライン系の機能に必要なサポート系であることを示す

●: ○に該当する項目のうち、各緩和機能のうち最も許容津波高さの小さい項目であることを示す

第 3.1.4.2.2.11 表 選定した起因事象の概要

起因事象	事象概要
外部電源喪失	外部電源系に係る設備の損傷により外部電源による給電が喪失する事象
原子炉補機冷却機能の全喪失	原子炉補機冷却水又は原子炉補機冷却海水系のポンプ・配管等が損傷し、原子炉補機冷却機能の全喪失に至る事象
主給水流量喪失	主給水系に係る設備の損傷により、主給水系統による蒸気発生器への給水機能が喪失する事象
過渡事象	循環水ポンプ等の損傷によりタービンバイパス弁等の誤閉が発生し、主蒸気の流出経路が遮断される事象
炉心損傷直結	津波により建屋全体が浸水して、重要な設備・機器が複数損傷することで事象緩和手段が喪失し炉心損傷を回避できない事象

第 3.1.4.2.2.12 表 各起因事象発生に係る許容津波高さ及び津波高さ区分の特
定結果(津波:格納容器機能喪失)

津波高さ区分		各津波高さ区分で追加して発生する起因事象	各起因事象を引き起こす設備等と許容津波高さ		備 考
—	～8m 未満	—	—	—	—
区分 1	8～13.3m 未満	原子炉補機冷却機能の全喪失(主給水流量喪失)(過渡事象)	2A 海水ポンプ	8m	「原子炉補機冷却機能の全喪失」の発生に伴い、従属的に「主給水流量喪失」及び「過渡事象」が発生する。
区分 2	13.3～15m 未満	外部電源喪失	予備変圧器	13.3m	—
区分 3	15m 以上	炉心損傷直結	メタルクラッド・スイッチギア	15m	建屋内(CV 外)の機器のほとんどが浸水・水没するため、プラントの重要な制御・保護機能が不能となり直接炉心損傷となる。

第 3.1.4.2.2.13 表 フロントライン系とサポート系の関連表 (津波: 格納容器機能喪失 (区分 3))

			フロントライン系							
			影響緩和機能	大容量空冷式発電機からの給電	格納容器隔離	静的触媒式水素再結合装置による水素処理	加圧器逃がし弁 (窒素ポンプ) による 1 次系強制減圧	常設電動注入ポンプによる格納容器スプレイ	格納容器内自然対流冷却による格納容器除熱 (海水冷却)	中容量発電機からの給電
			設備	大容量空冷式発電機 No.2	格納容器広域圧力計 (I)	対象なし	2AIAS 格納容器隔離弁 (外隔離弁)	常設電動注入ポンプ	2 号補機冷却水戻り C ヘッド止弁	2 号代替電源接続盤 (D/G 室)
サポート系	影響緩和機能	設備		13m	15m	—	15m	15m	15m	15m
	6.6kV AC 電源	メタルクラッド・スイッチギア	15m	○	●		●	●	●	●
	440V AC 電源	パワーセンタ	15m		●		●	●	●	
	125V DC 電源	充電器盤	15m	○			●	●	●	●
	115V AC 電源	計装用交流分電盤	15m	○	●		●	●	●	●
	バッテリー	A 蓄電池	15m	○						●
	移動式大容量ポンプ車	2 号補機冷却水戻り C ヘッド止弁	15m					●	●	
	RWST	対象なし	—					○		
	中央制御室空調系 (室温維持)	RTG 主盤用端子盤 (制御トレン A)	15m					●	●	
	空調用冷水設備	2A 空調用冷水ポンプ	15m					●	●	
	中央制御室非常用循環系 (被ばく低減)	RTG 主盤用端子盤 (制御トレン A)	15m					●	●	
	アニュラス空気浄化系	2A アニュラス空気浄化ファン	15m					●	●	
影響緩和機能の許容津波高さ				13m	15m	—	15m	15m	15m	15m

○: フロントライン系の機能に必要なサポート系であることを示す

●: ○に該当する項目のうち、各緩和機能のうち最も許容津波高さの小さい項目であることを示す

第 3.1.4.2.2.14 表 選定した起因事象の概要

起因事象	事象概要
原子炉補機冷却機能喪失	原子炉補機冷却水又は原子炉補機冷却海水系のポンプ・配管等が損傷し、原子炉補機冷却機能の喪失に至る事象
SFP 冷却機能喪失	使用済燃料ピット水浄化冷却系統を構成する機器が損傷し、使用済燃料の冷却機能が喪失する事象
外部電源喪失	外部電源系に係る設備の損傷により外部電源による給電が喪失する事象

第 3.1.4.2.2.15 表 各起因事象発生に係る許容津波高さ及び津波高さ区分

の特定結果(津波:SFP 燃料損傷)

津波高さ区分		各津波高さ区分で追加して発生する起因事象	各起因事象を引き起こす設備等と許容津波高さ		備 考
—	～8m 未満	—	—	—	—
区分 1	8～13.3m 未満	原子炉補機冷却機能喪失 (SFP 冷却機能喪失)	2A 海水ポンプ	8m	「原子炉補機冷却機能喪失」の発生に伴い SFP 冷却器への給水が停止し、従属的に「SFP 冷却機能喪失」が発生する。
区分 2	13.3m 以上	外部電源喪失	予備変圧器	13.3m	—

第 3.1.4.2.2.16 表 フロントライン系とサポート系の関連表

(津波:SFP 燃料損傷(区分 1))

			フロントライン系		
			影響緩和機能	燃料取替用水ポンプ による注水	SFP 補給用水中ポンプ による海水注水
			設備	2A 燃料取替用水ポンプ	タンクローリ No.3
サポート系	影響緩和機能	設備		15m	27m
	6.6kV AC 電源	メタルクラッド・ スイッチギア	15m	●	
	440V AC 電源	パワーセンタ	15m	●	
	115V AC 電源	計装用 交流分電盤	15m	●	
影響緩和機能の許容津波高さ				15m	27m

○:フロントライン系の機能に必要なサポート系であることを示す

●:○に該当する項目のうち、各緩和機能のうち最も許容津波高さの小さい項目であることを示す

第 3.1.4.2.2.17 表 フロントライン系とサポート系の関連表

(津波:SFP 燃料損傷(区分 2))

			フロントライン系	
			影響緩和機能	SFP 補給用水中ポンプによる海水注水
			設備	タンクローリ No.3
サポート系	影響緩和機能	設備		27m
	なし	—	—	
影響緩和機能の許容津波高さ				27m

○:フロントライン系の機能に必要なサポート系であることを示す

●:○に該当する項目のうち、各緩和機能のうち最も許容津波高さの小さい項目であることを示す

第 3.1.4.2.2.18 表 数値シミュレーションの主な計算条件

項目	計算条件
計算時間間隔	0.1 秒
計算領域	川内原子力発電所周辺(南北約 20km、東西約 10km)
格子分割サイズ	沖合の最大 100m から 50、25、12.5、6.25m と 1/2 ずつ徐々に細かい格子サイズを設定
基礎方程式	慣性項、海底摩擦項を含む非線形長波方程式
境界条件	沖側境界:・基準津波の波形の比例倍 陸岸境界:・50m 格子以下の領域および防波堤は、陸上遡上条件を考慮 ・貯留堰、カーテンウォールは考慮せずにモデル化 ・その他領域は、陸上に向かう津波に対して完全反射条件 ・静水面より下降する津波に対しては、移動境界条件を用いて海底露出を考慮
潮位条件	T.P.±0.00m
海底摩擦係数	マニングの粗度係数 $n=0.025 \text{ m}^{-1/3} \cdot \text{s}$ (小谷ほか(1998))
水平渦動粘性係数	$0.0 \text{ m}^2/\text{s}$
地殻変動量	考慮しない
計算時間	地震発生後 6 時間まで

基礎方程式:非線形長波(浅水理論)の連続式及び運動方程式

$$\frac{\partial \eta}{\partial t} + \frac{\partial M}{\partial x} + \frac{\partial N}{\partial y} = 0$$

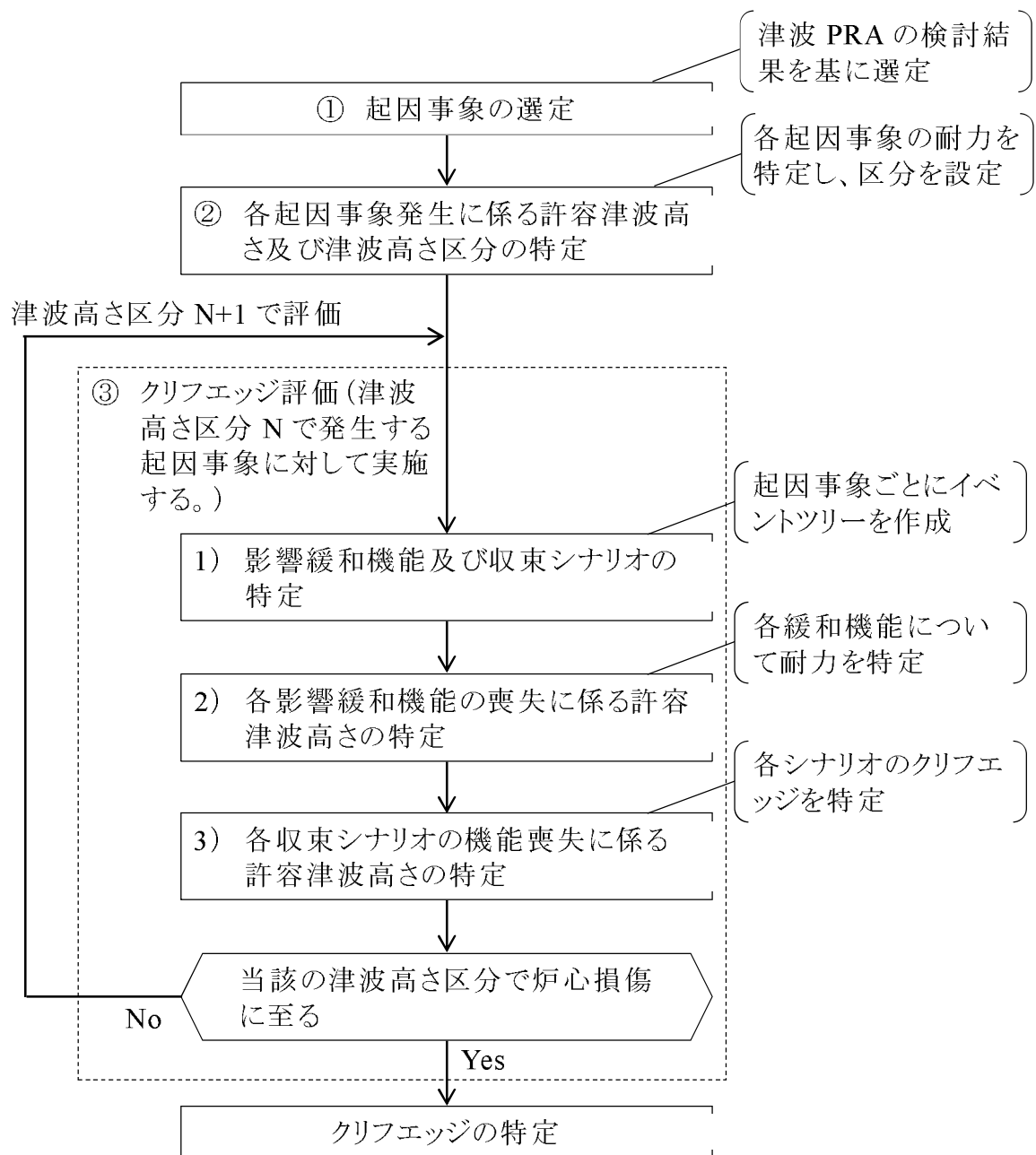
$$\frac{\partial M}{\partial t} + \frac{\partial}{\partial x} \left(\frac{M^2}{D} \right) + \frac{\partial}{\partial y} \left(\frac{MN}{D} \right) + gD \frac{\partial \eta}{\partial x} - K_h \left(\frac{\partial^2 M}{\partial x^2} + \frac{\partial^2 M}{\partial y^2} \right) + \frac{gn^2}{D^{7/3}} M \sqrt{M^2 + N^2} = 0$$

$$\frac{\partial N}{\partial t} + \frac{\partial}{\partial x} \left(\frac{MN}{D} \right) + \frac{\partial}{\partial y} \left(\frac{N^2}{D} \right) + gD \frac{\partial \eta}{\partial y} - K_h \left(\frac{\partial^2 N}{\partial x^2} + \frac{\partial^2 N}{\partial y^2} \right) + \frac{gn^2}{D^{7/3}} N \sqrt{M^2 + N^2} = 0$$

ここに、 t : 時間、 x 、 y : 平面座標、
 η : 静水面から鉛直上方にとった水位変動量、
 M : x 方向の線流量、 N : y 方向の線流量、 h : 静水深、
 D : 全水深 ($D=h+\eta$)、 g : 重力加速度、
 K_h : 水平渦動粘性係数、 n : マニングの粗度係数

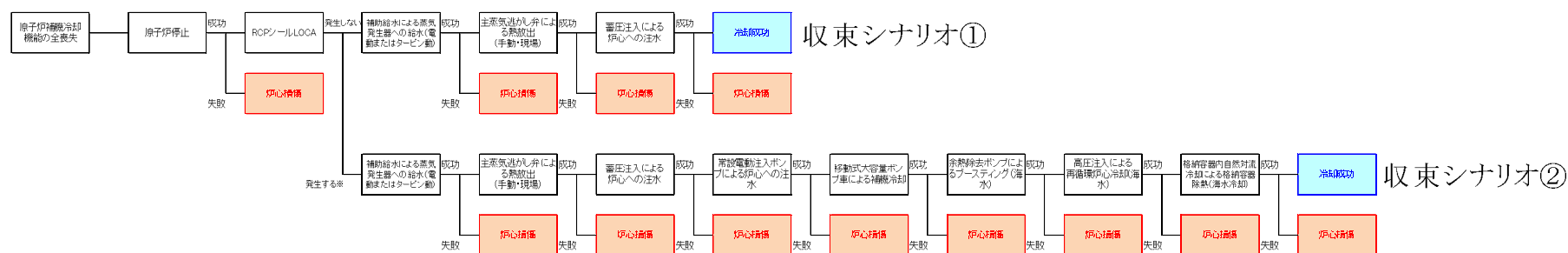
第 3.1.4.2.2.19 表 主要な扉等における遡上波高さ及び遡上波流速

評価位置	遡上波高さ(EL. m)	遡上波流速(m/s)
補助建屋西側水密扉	13.7	1.0
D/G 室北側壁	13.6	1.6
D/G 室シャッター	13.6	1.0
原子炉補助建屋北側壁	13.1	0.1
補助建屋北側水密扉	13.1	0.1



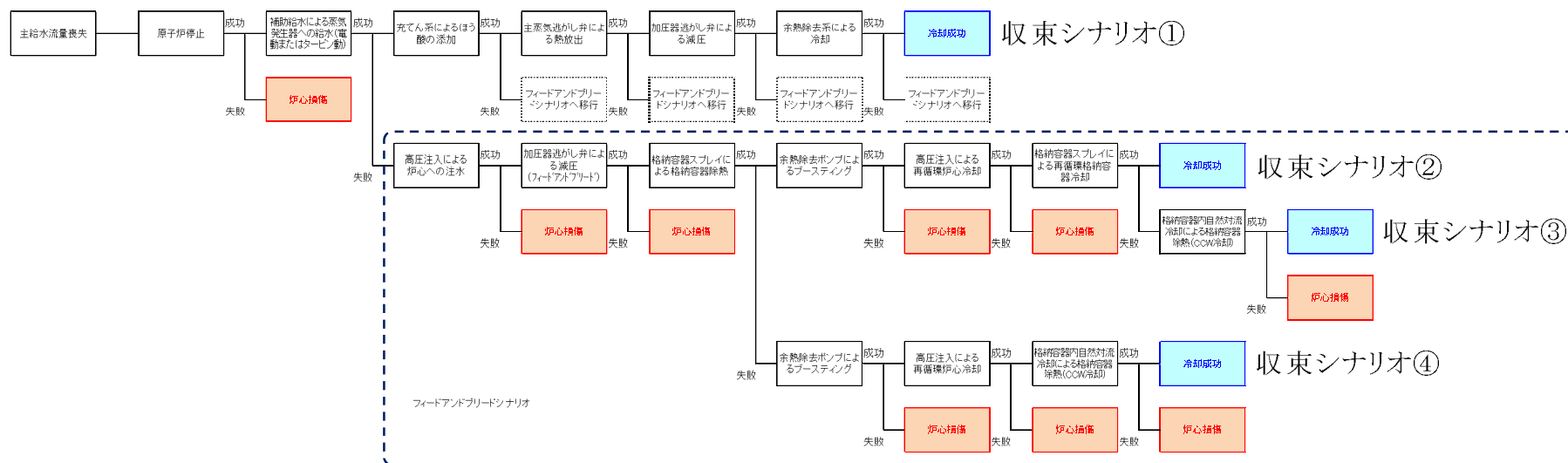
第 3.1.4.2.2.1 図 クリフエッジの特定に係るフロー図 (津波:出力運転時炉心損傷)

起因事象：原子炉補機冷却機能の全喪失



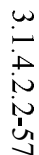
第 3.1.4.2.2.2 図 各起因事象における収束シナリオ(津波：出力運転時炉心損傷(区分 1))(1/3)

起因事象:主給水流量喪失



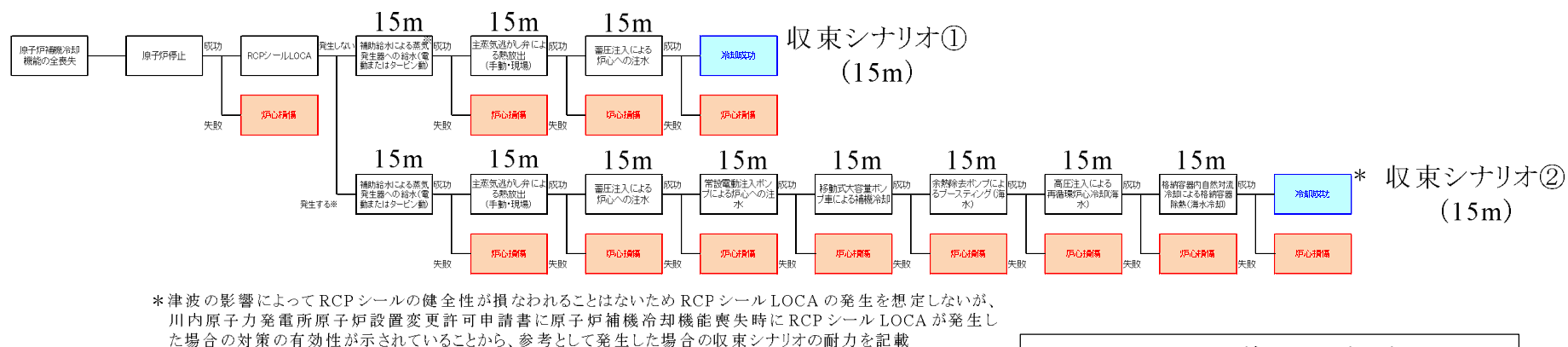
第 3.1.4.2.2.2 図 各起因事象における収束シナリオ(津波:出力運転時炉心損傷(区分 1))(2/3)

起因事象:過渡事象



第 3.1.4.2.2.2 図 各起因事象における収束シナリオ(津波:出力運転時炉心損傷(区分 1))(3/3)

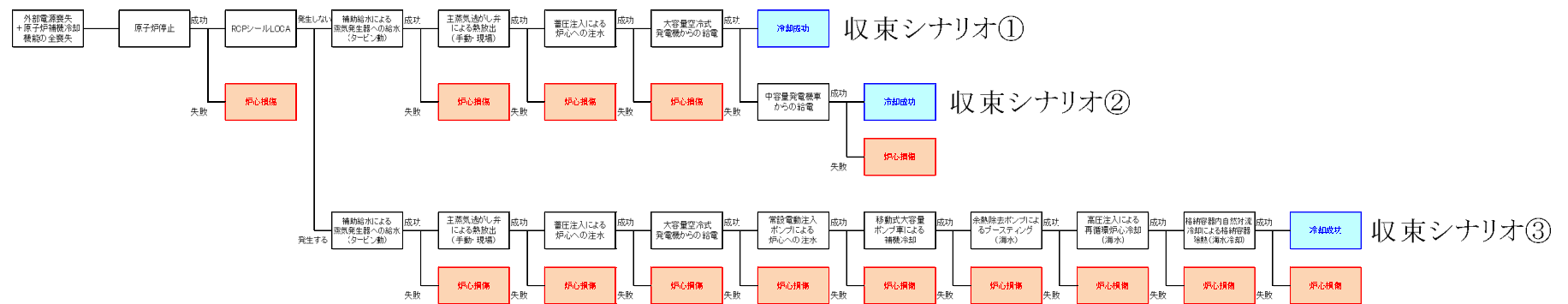
起因事象:原子炉補機冷却機能の全喪失



※:13m でタービン動補助給水ポンプ復水タンク元弁の水没による誤信号に伴い、タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁が「開」動作せず失敗の可能性があるが、手動「開」操作により成功させることとした。

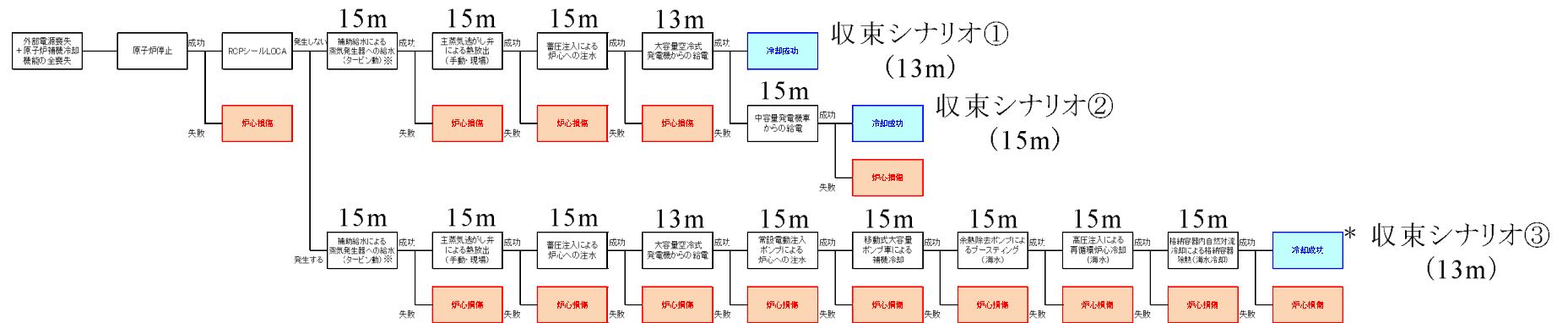
第 3.1.4.2.2.3 図 各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さ及びクリフエッジ評価
(津波:出力運転時炉心損傷(区分 1))

起因事象:外部電源喪失+原子炉補機冷却機能の全喪失



第 3.1.4.2.2.4 図 各起因事象における収束シナリオ(津波:出力運転時炉心損傷(区分 2))

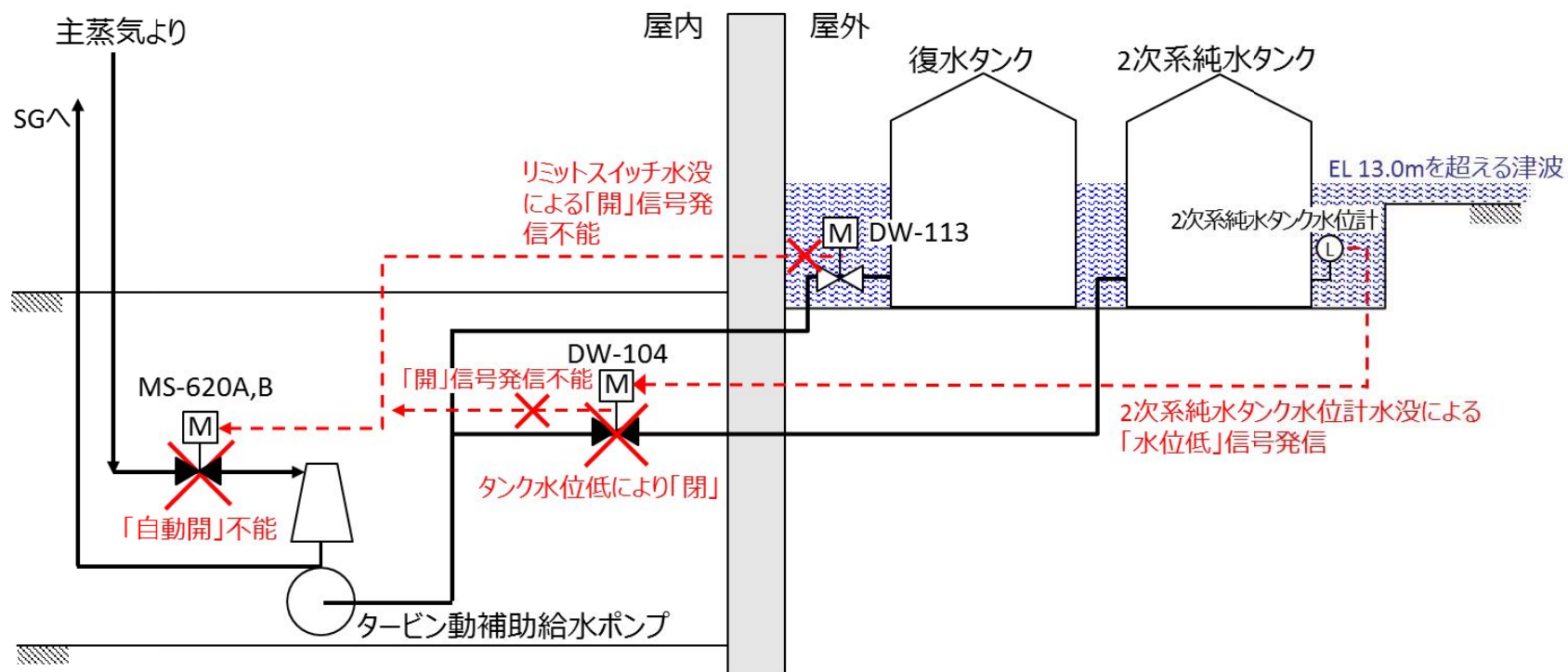
起因事象：外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失



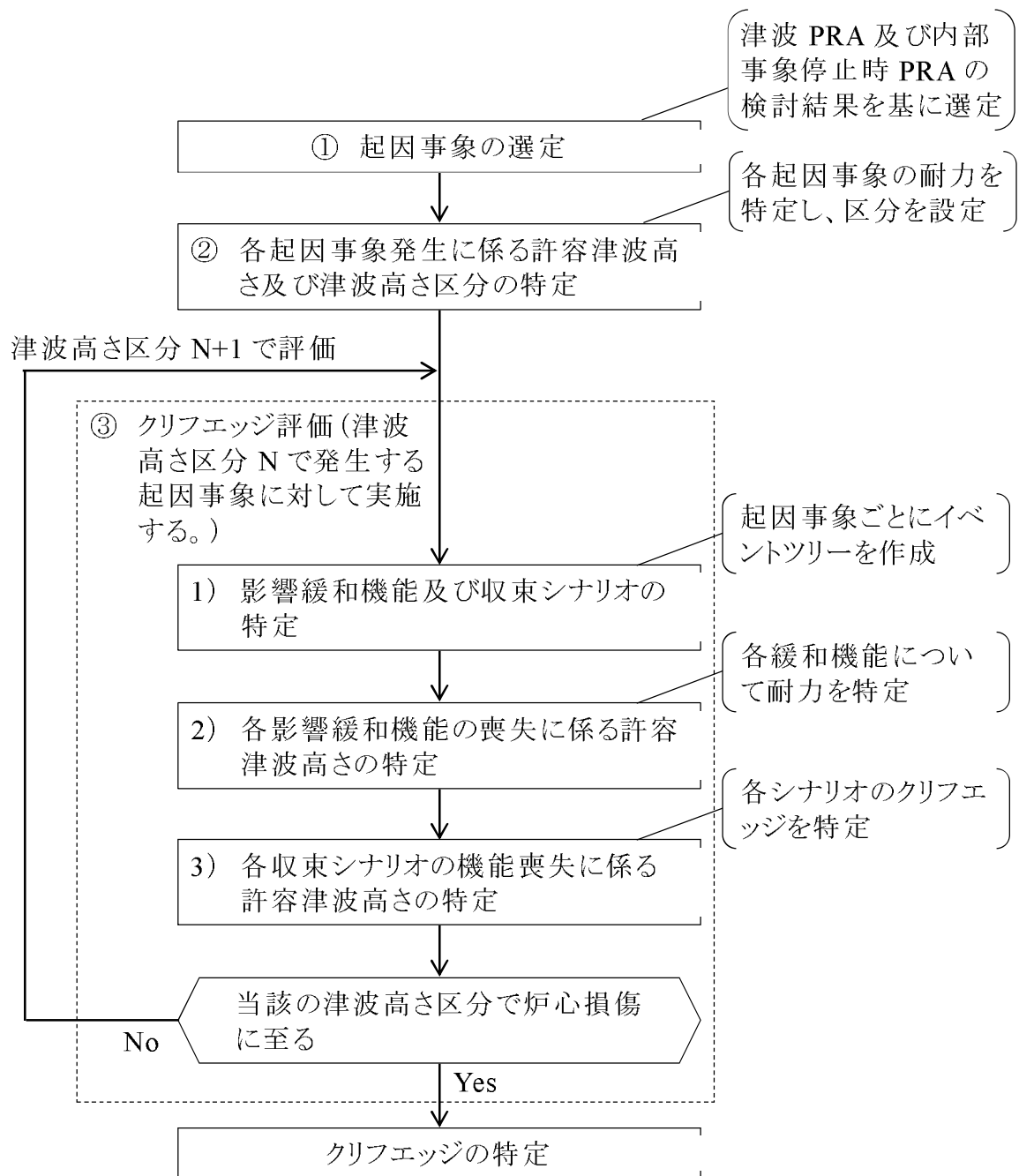
* 津波の影響によって RCP シールの健全性が損なわれることはないため RCP シール LOCA の発生を想定しないが、川内原子力発電所原子炉設置変更許可申請書に原子炉補機冷却機能喪失時に RCP シール LOCA が発生した場合の対策の有効性が示されていることから、参考として発生した場合の収束シナリオの耐力を記載

※:13m でタービン動補助給水ポンプ復水タンク元弁の水没による誤信号に伴い、タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁が「開」動作せず失敗の可能性があるが、手動「開」操作により成功させることとした。

第 3.1.4.2.2.5 図 各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さ及びクリフエッジ評価
(津波：出力運転時炉心損傷(区分 2))

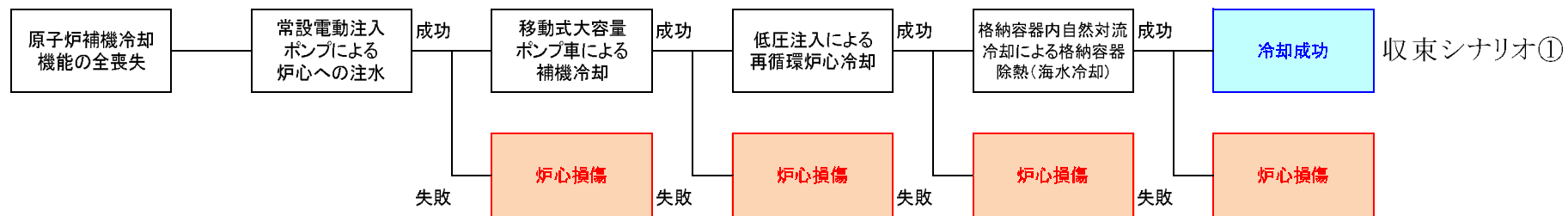


第 3.1.4.2.2.6 図 EL13.0mを超える津波によるタービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁 (MS- 620A,B) 開動作への影響



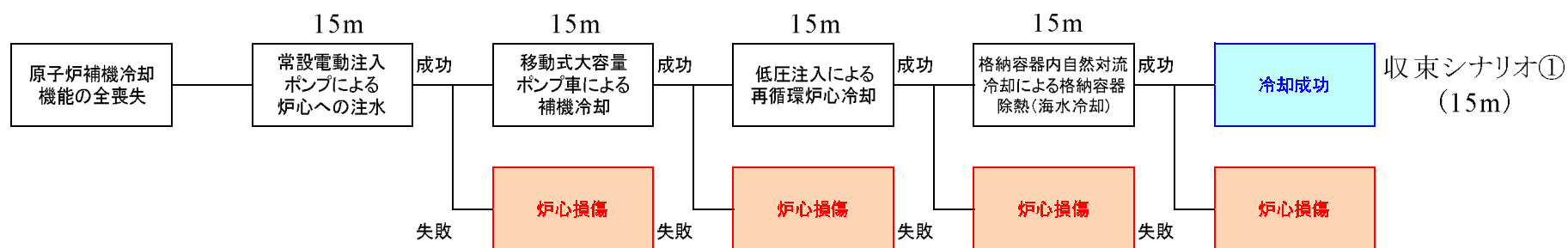
第 3.1.4.2.2.7 図 クリフエッジの特定に係るフロー図 (津波: 運転停止時炉心損傷)

起因事象:原子炉補機冷却機能の全喪失



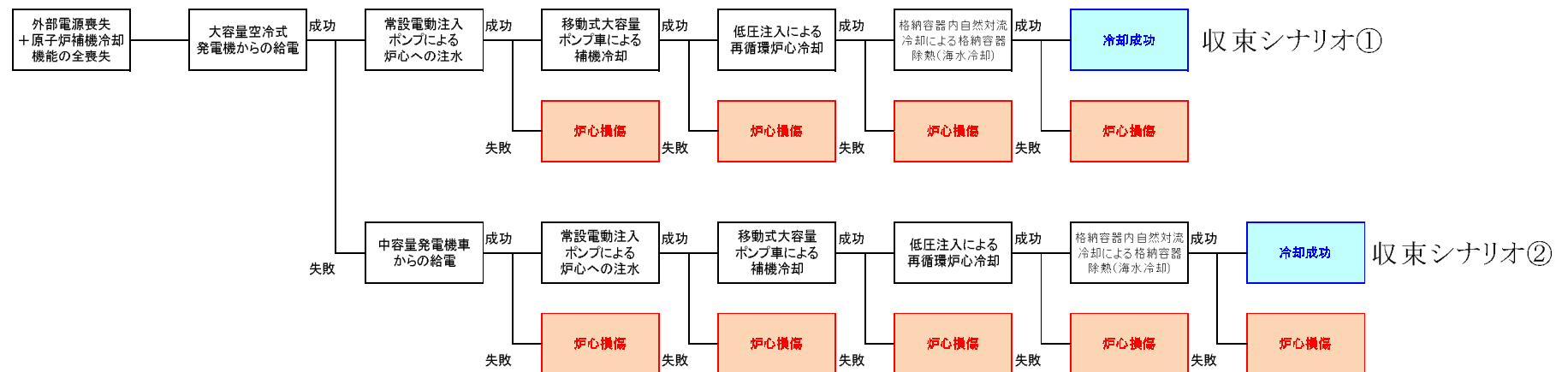
第 3.1.4.2.2.8 図 各起因事象における収束シナリオ(津波:運転停止時炉心損傷(区分 1))

起因事象：原子炉補機冷却機能の全喪失



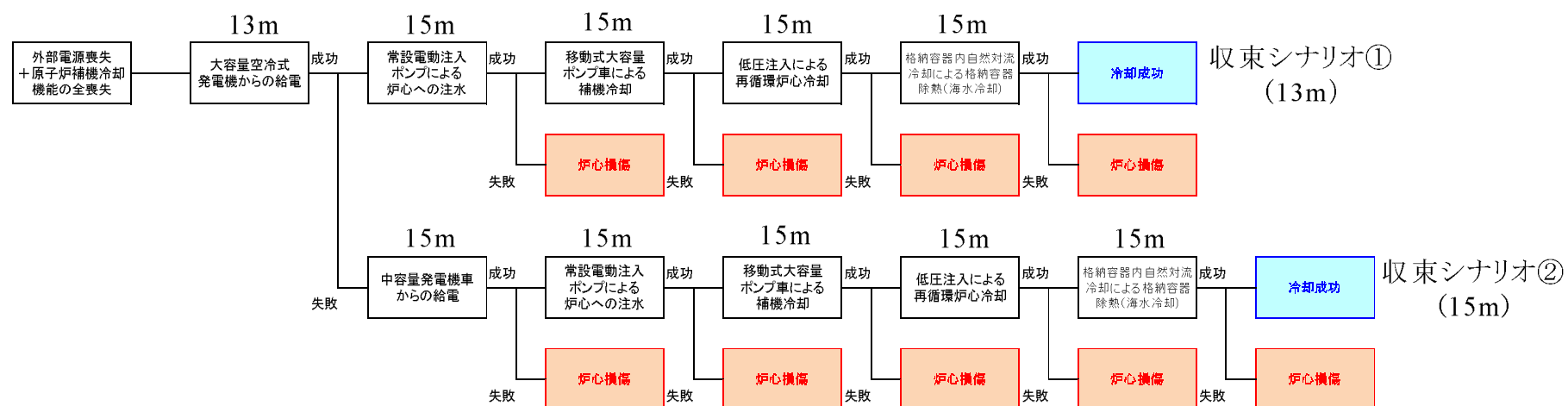
第 3.1.4.2.2.9 図 各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さ及びクリフエッジ評価
(津波：運転停止時炉心損傷(区分 1))

起因事象:外部電源喪失+原子炉補機冷却機能の全喪失

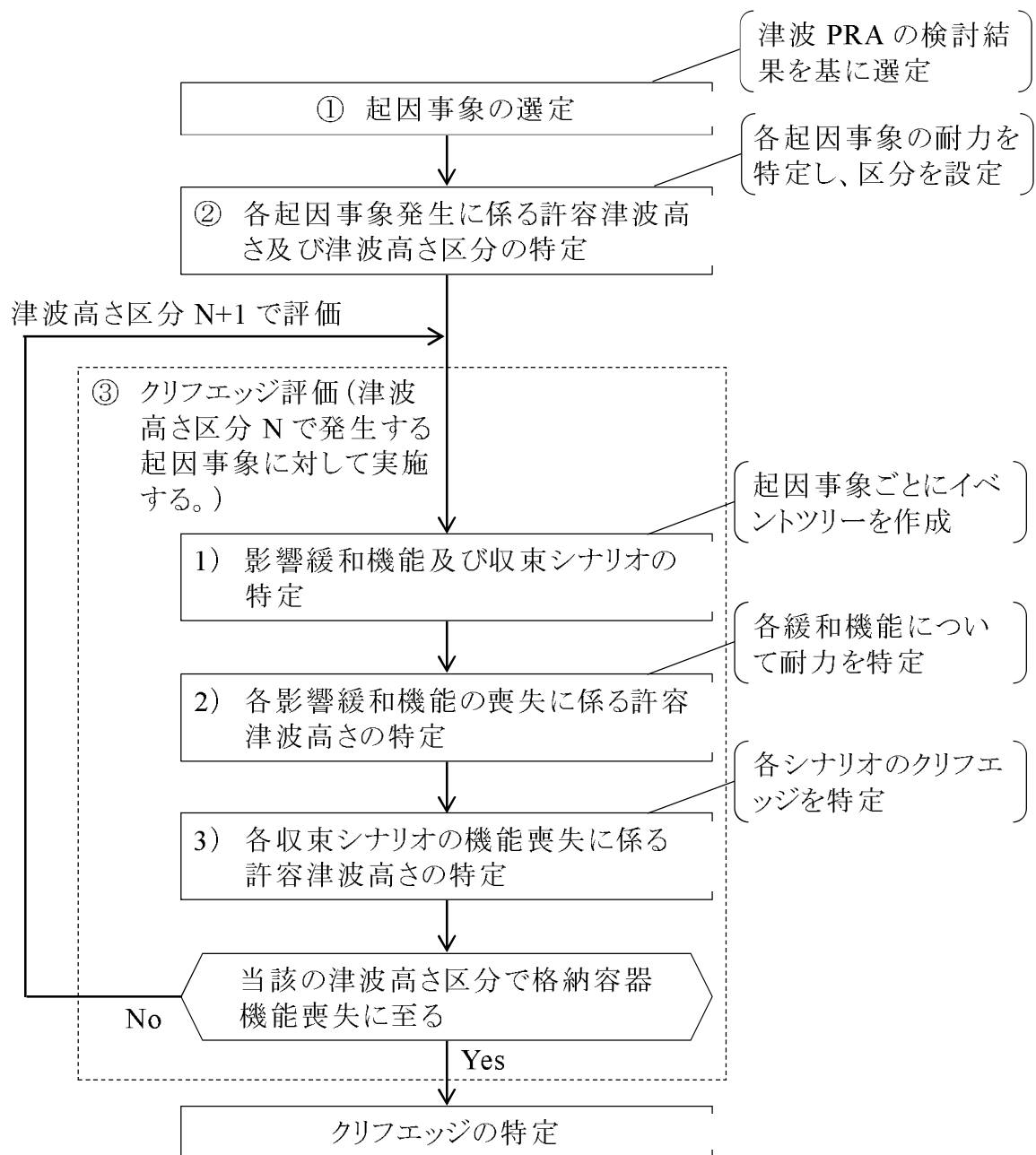


第 3.1.4.2.2.10 図 各起因事象における収束シナリオ(津波:運転停止時炉心損傷(区分 2))

起因事象:外部電源喪失+原子炉補機冷却機能の全喪失

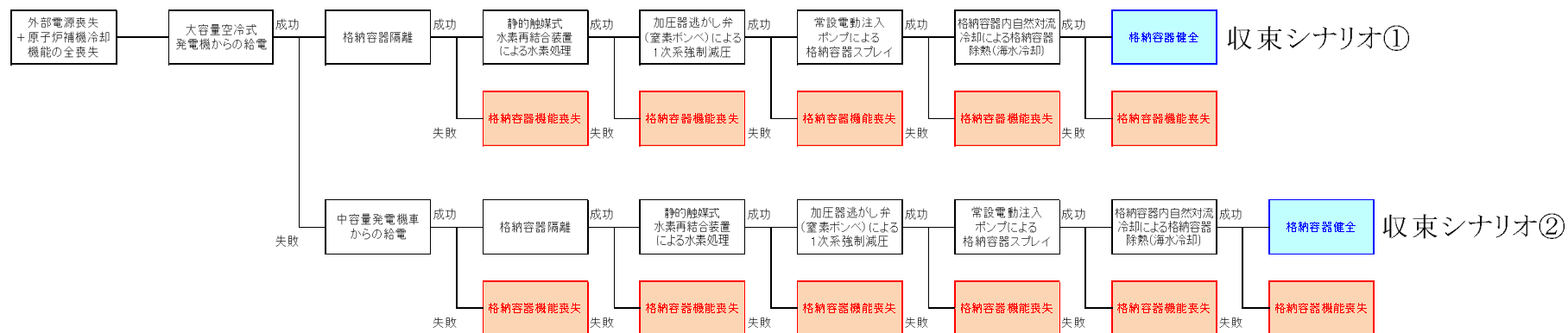


第 3.1.4.2.2.11 図 各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さ及びクリフエッジ評価
(津波:運転停止時炉心損傷(区分 2))



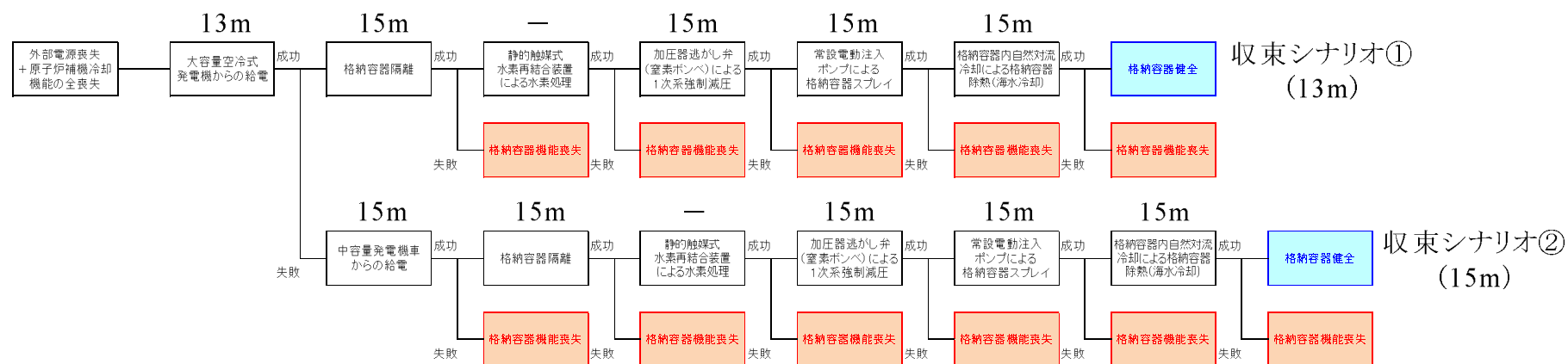
第 3.1.4.2.2.12 図 クリフエッジの特定に係るフロー図 (津波:格納容器機能喪失)

起因事象:外部電源喪失+原子炉補機冷却機能の全喪失



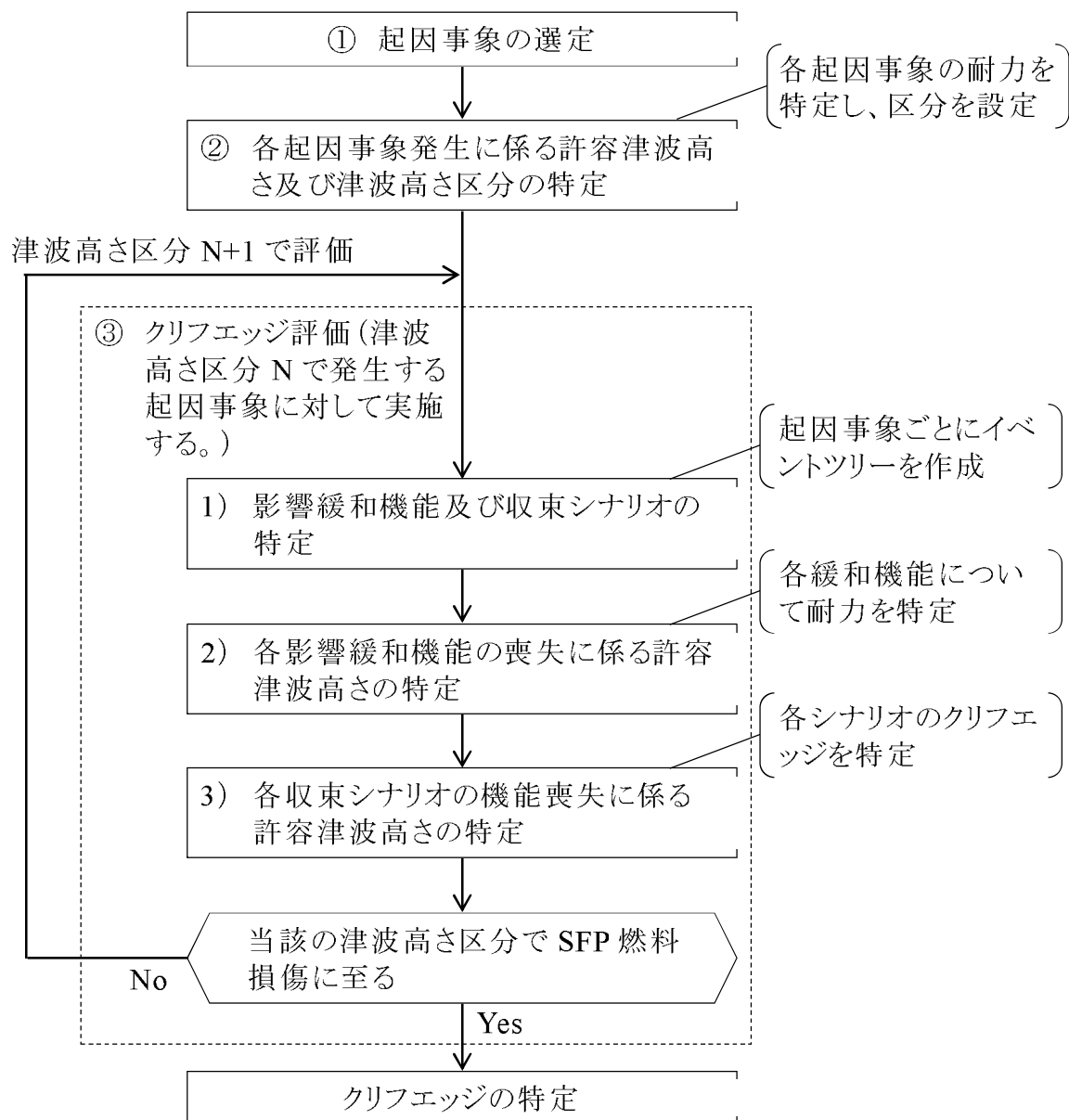
第 3.1.4.2.2.13 図 各起因事象における収束シナリオ(津波:格納容器機能喪失(区分 3))

起因事象:外部電源喪失+原子炉補機冷却機能の全喪失



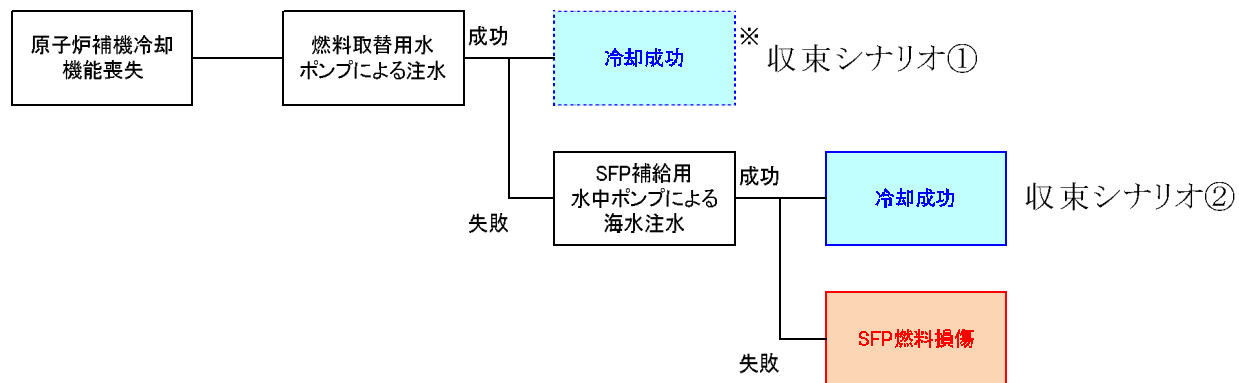
第 3.1.4.2.2.14 図 各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さ及びクリフエッジ評価

(津波:格納容器機能喪失(区分3))



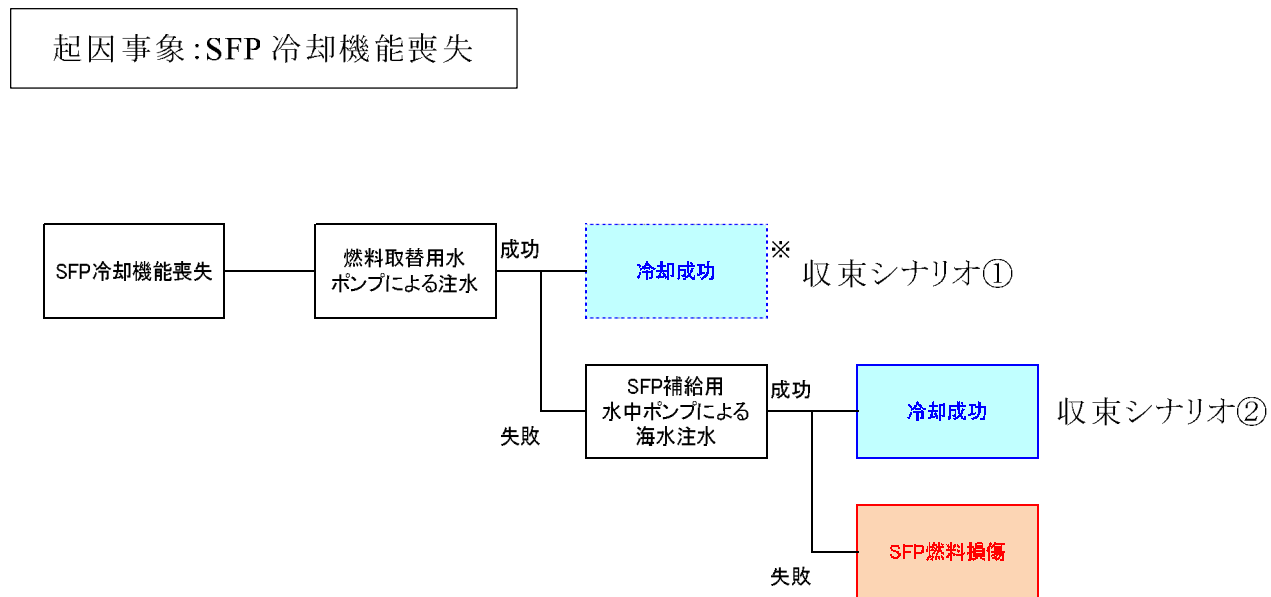
第 3.1.4.2.2.15 図 クリフエッジの特定に係るフロー図 (津波 : SFP 燃料損傷)

起 因 事 象 : 原 子 炉 補 機 冷 却 機 能 喪 失



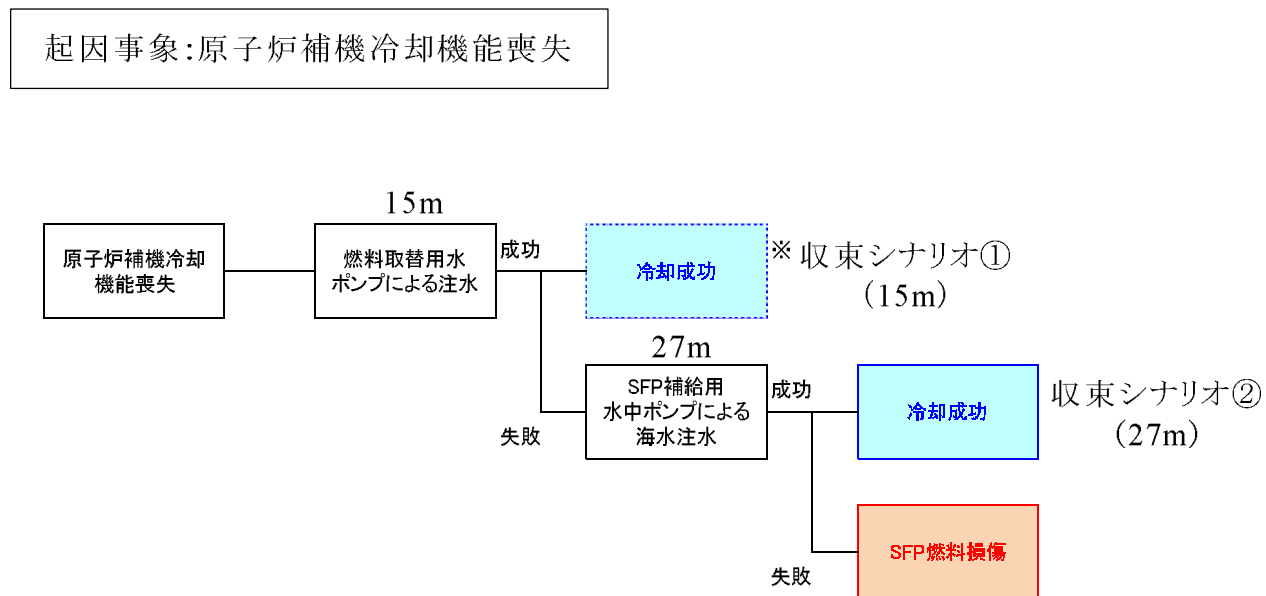
※: 炉心燃料損傷防止または格納容器機能喪失防止に燃料取替用水タンク保有水を使用することを想定し、SFP燃料に対する評価では、当該成功シナリオを評価に含めず、参考として耐力を示す。

第 3.1.4.2.2.16 図 各起 因 事 象 に お け る 収 束 シ ナ リ オ (津 波 : SFP 燃 料 損 傷 (区 分 1)) (1 / 2)



※: 炉心燃料損傷防止または格納容器機能喪失防止に燃料取替用水タンク保有水を使用することを想定し、SFP燃料に対する評価では、当該成功シナリオを評価に含めず、参考として耐力を示す。

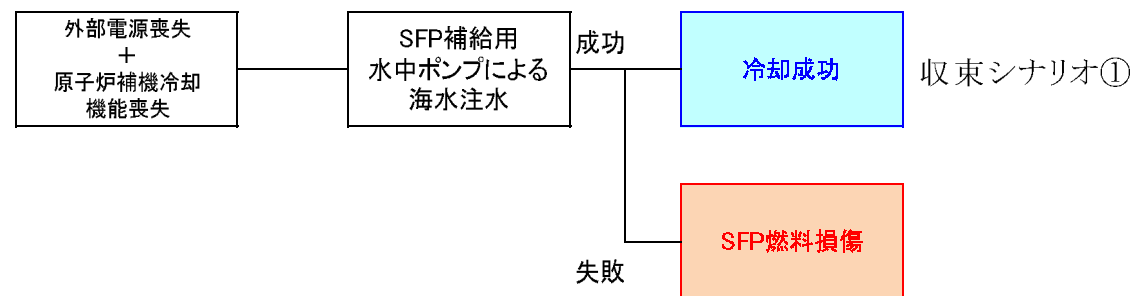
第 3.1.4.2.2.16 図 各起 因 事 象 に お け る 収 束 シ ナ リ オ (津 波 : SFP 燃 料 損 傷 (区 分 1)) (2 / 2)



※: 炉心燃料損傷防止または格納容器機能喪失防止に燃料取替用水タンク保有水を使用することを想定し、SFP燃料に対する評価では、当該成功シナリオを評価に含めず、参考として耐力を示す。

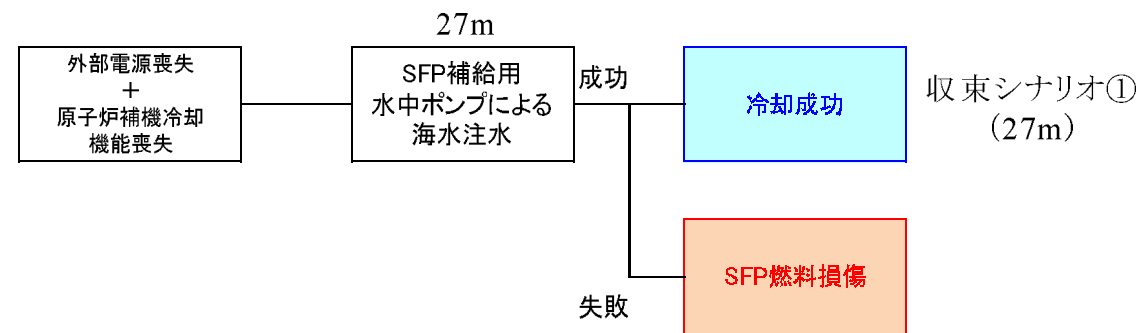
第 3.1.4.2.2.17 図 各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さ及びクリフエッジ評価
(津波:SFP 燃料損傷(区分 1))

起 因 事 象 : 外 部 電 源 喪 失 + 原 子 炉 補 機 冷 却 機 能 喪 失

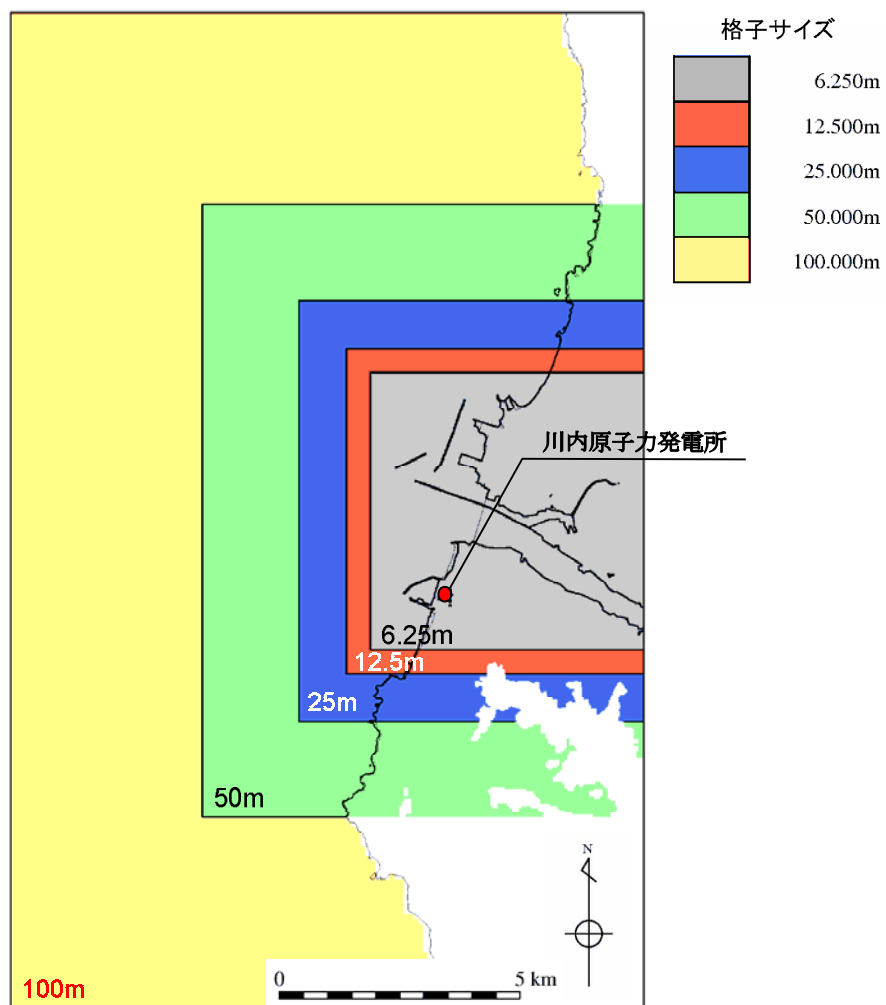


第 3.1.4.2.2.18 図 各起 因 事 象 に お け る 収 束 シ ナ リ オ (津 波 : SFP 燃 料 損 傷 (区 分 2))

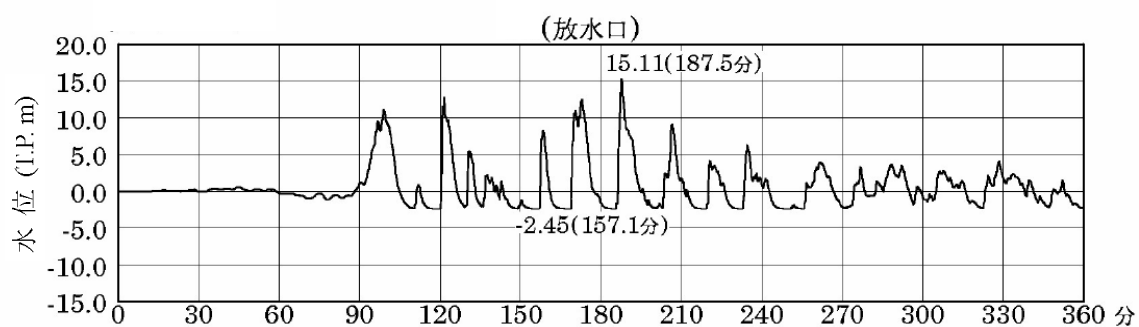
起 因 事 象 : 外 部 電 源 喪 失 + 原 子 炉 補 機 冷 却 機 能 喪 失



第 3.1.4.2.2.19 図 各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さ及びクリフエッジ評価
(津波:SFP 燃料損傷(区分 2))

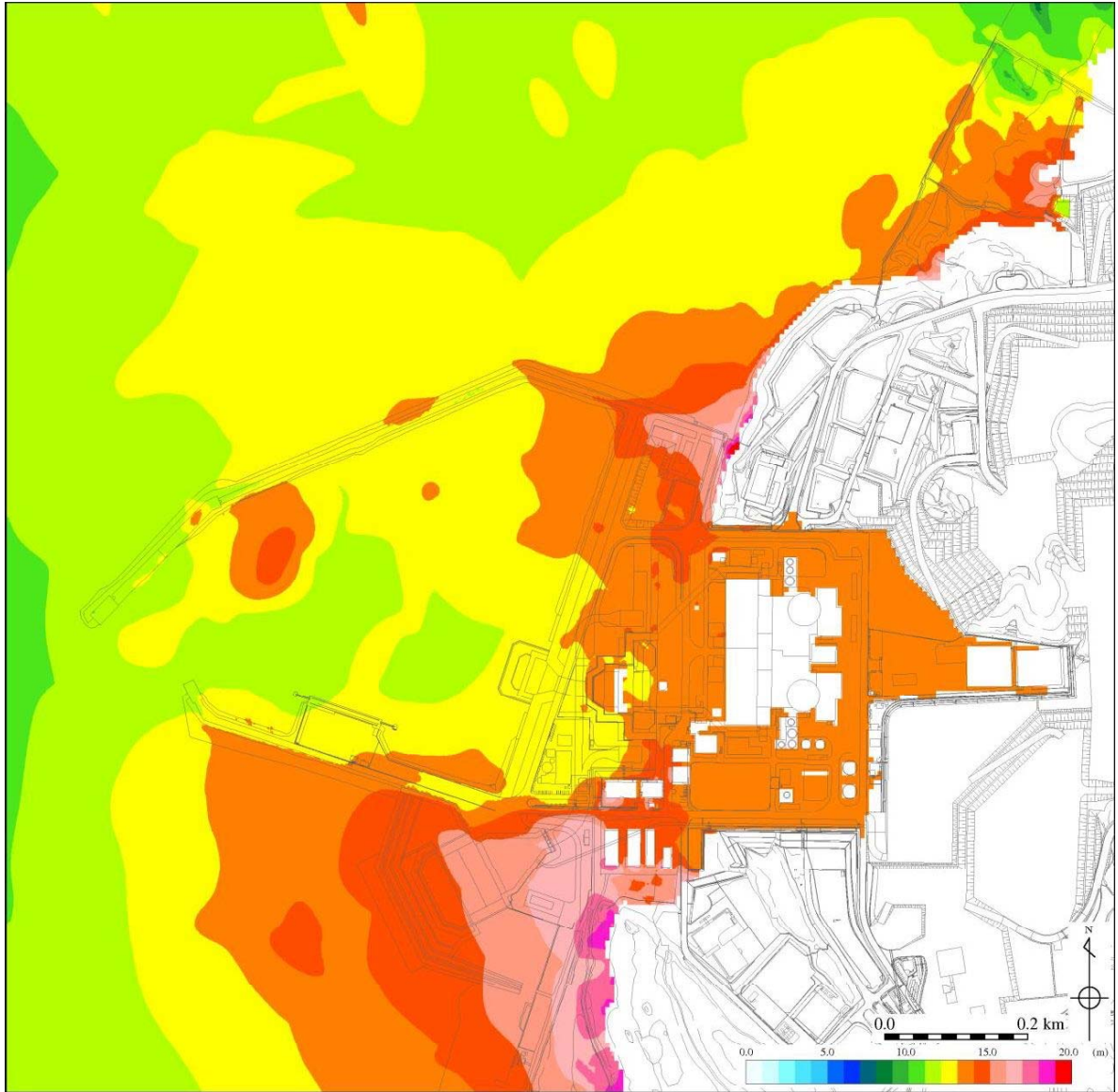


第3.1.4.2.2.20図 計算格子分割（計算領域）

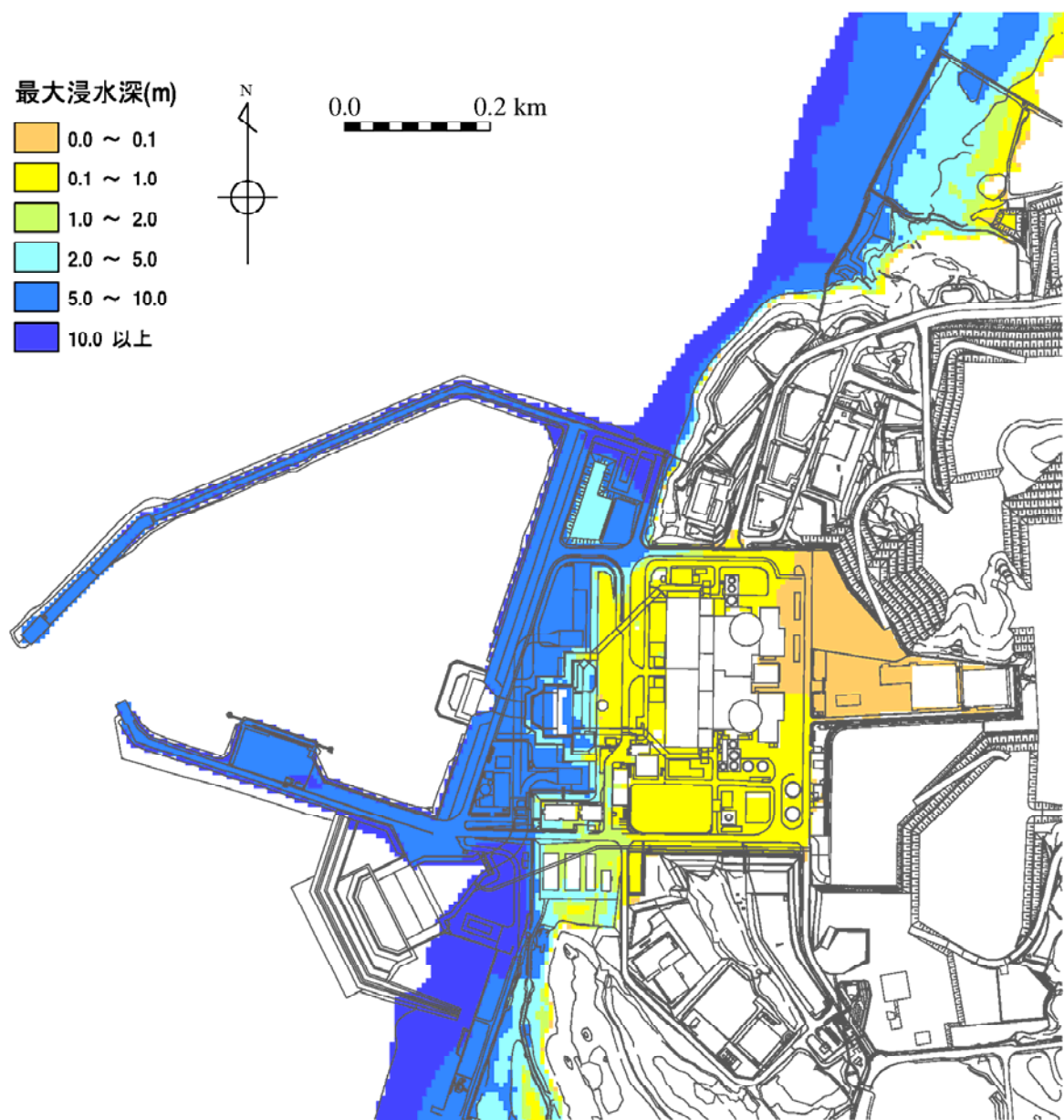


第 3.1.4.2.2.21 図 遡上解析で考慮する津波の時刻歴波形

（初期潮位：T.P.±0.00m）



第 3.1.4.2.22 図 最高水位分布



第 3.1.4.2.2.23 図 最大浸水深分布



第 3.1.4.2.2.24 図 流速ベクトル分布

補助給水による蒸気発生器への給水（タービン動）（フロントライン系）

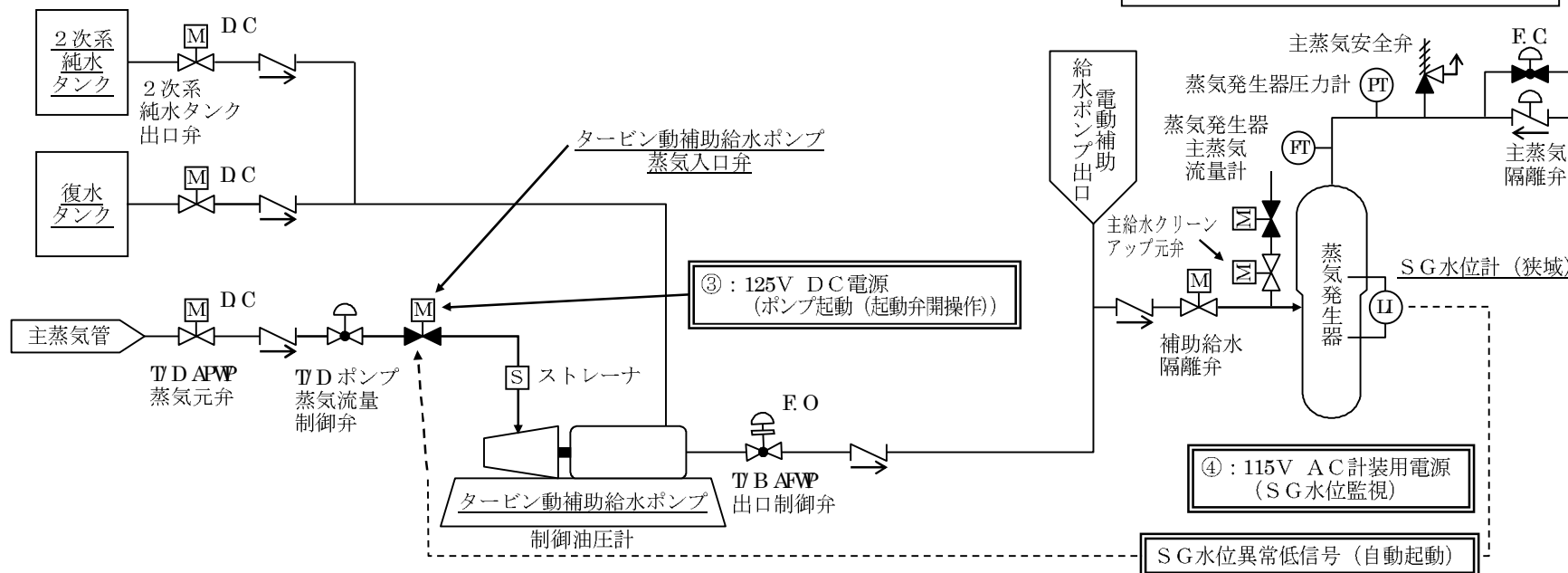
各設備の操作・状態監視に必要な制御盤、中継盤は以下のとおり。

- ・原子炉保護系計器ラックRIO盤
- ・自動切替／後備分電盤
- ・原子炉ソレノイド用直流分電盤
- ・電動補助給水ポンプ電動弁盤
- ・タービン動補助給水ポンプ電動弁盤
- ・中央制御室外原子炉停止盤
- ・RTG主盤用端子盤
- ・原子炉コントロールセンタ
- ・多様化自動作動設備
- ・2次系補助リレー盤

各サポート系について、以下に示す。

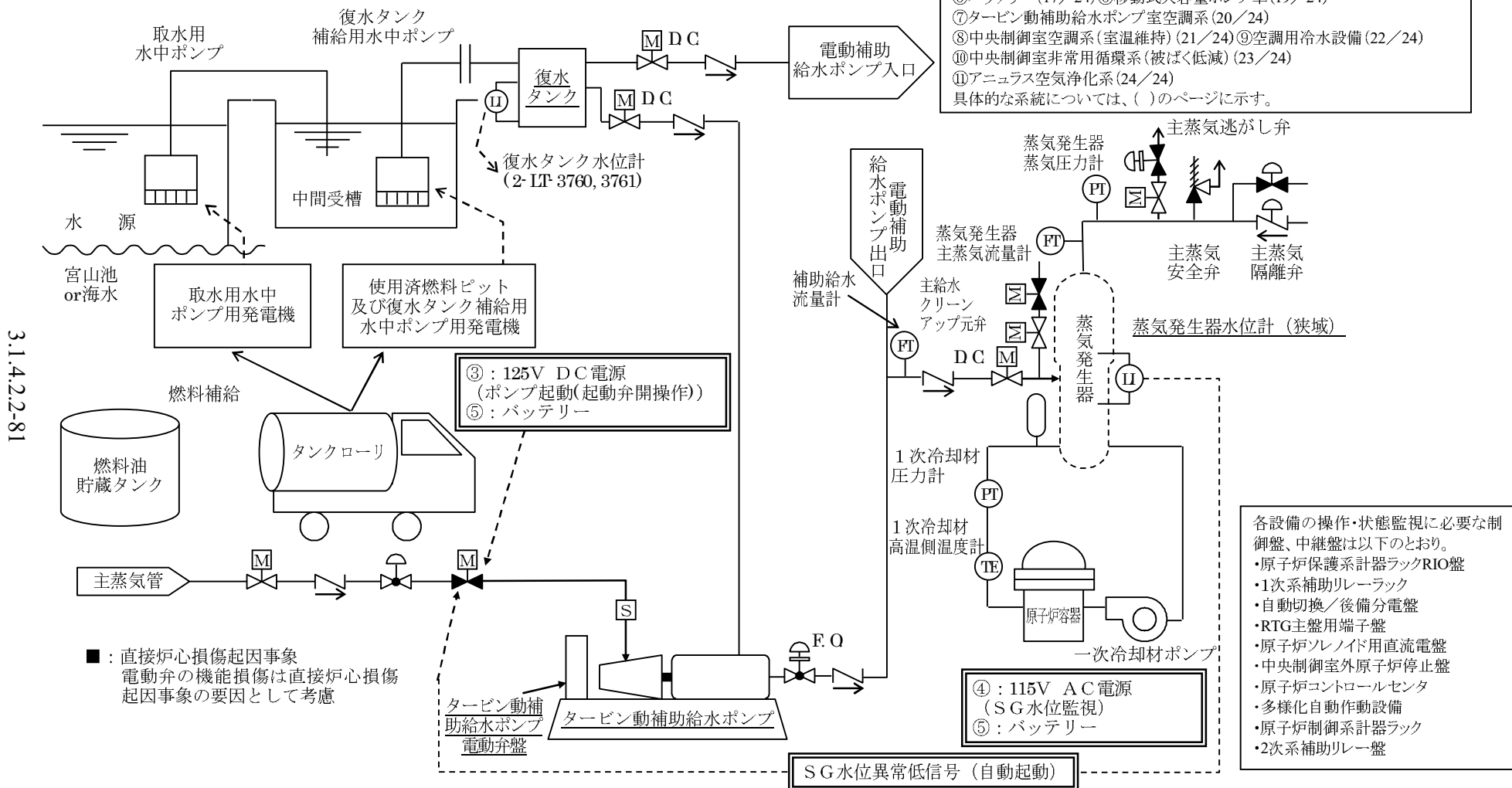
- ①6.6kV AC電源 (17/24)
- ②440V AC電源 (17/24)
- ③125V DC電源 (17/24)
- ④115V AC電源 (17/24)
- ⑤バッテリー (17/24)
- ⑥移動式大容量ポンプ車 (19/24)
- ⑦タービン動補助給水ポンプ室空調系 (20/24)
- ⑧中央制御室空調系 (室温維持) (21/24)
- ⑨空調用冷水設備 (22/24)
- ⑩中央制御室非常用循環系 (被ばく低減) (23/24)
- ⑪アニュラス空気浄化系 (24/24)

具体的な系統については、() のページに示す。



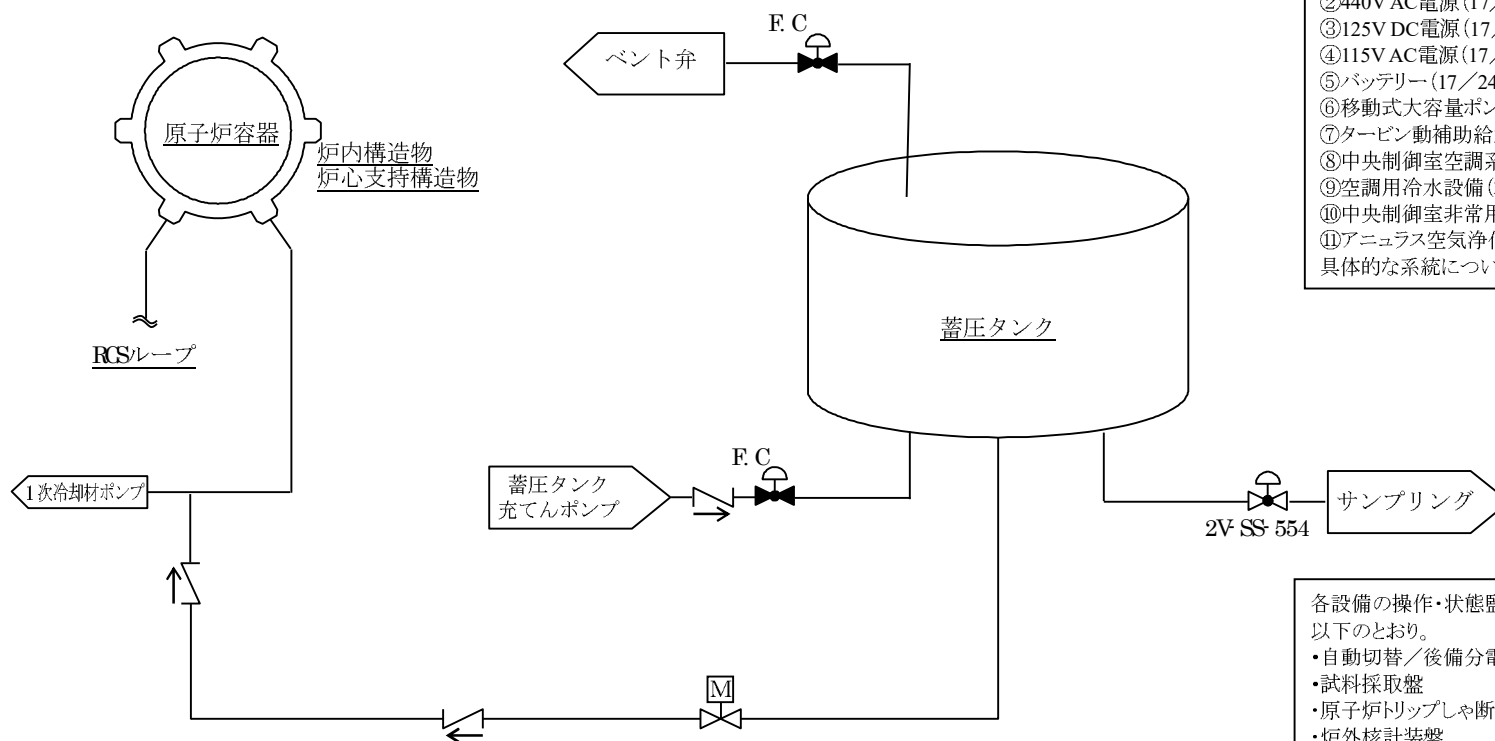
第3.1.4.2.2.25図 各影響緩和機能の系統概要図(津波:出力運転時炉心損傷) (1/24)

主蒸気逃がし弁による熱放出（手動・現場）（フロントライン系）



第3.1.4.2.2.25図 各影響緩和機能の系統概要図(津波:出力運転時炉心損傷) (2/24)

蓄圧注入による炉心への注水（フロントライン系）



各サポート系について、以下に示す。

- ①6.6kV AC電源 (17/24)
- ②440V AC電源 (17/24)
- ③125V DC電源 (17/24)
- ④115V AC電源 (17/24)
- ⑤バッテリー (17/24)
- ⑥移動式大容量ポンプ車 (19/24)
- ⑦タービン動補助給水ポンプ室空調系 (20/24)
- ⑧中央制御室空調系 (室温維持) (21/24)
- ⑨空調用冷水設備 (22/24)
- ⑩中央制御室非常用循環系 (被ばく低減) (23/24)
- ⑪アンユラス空気浄化系 (24/24)

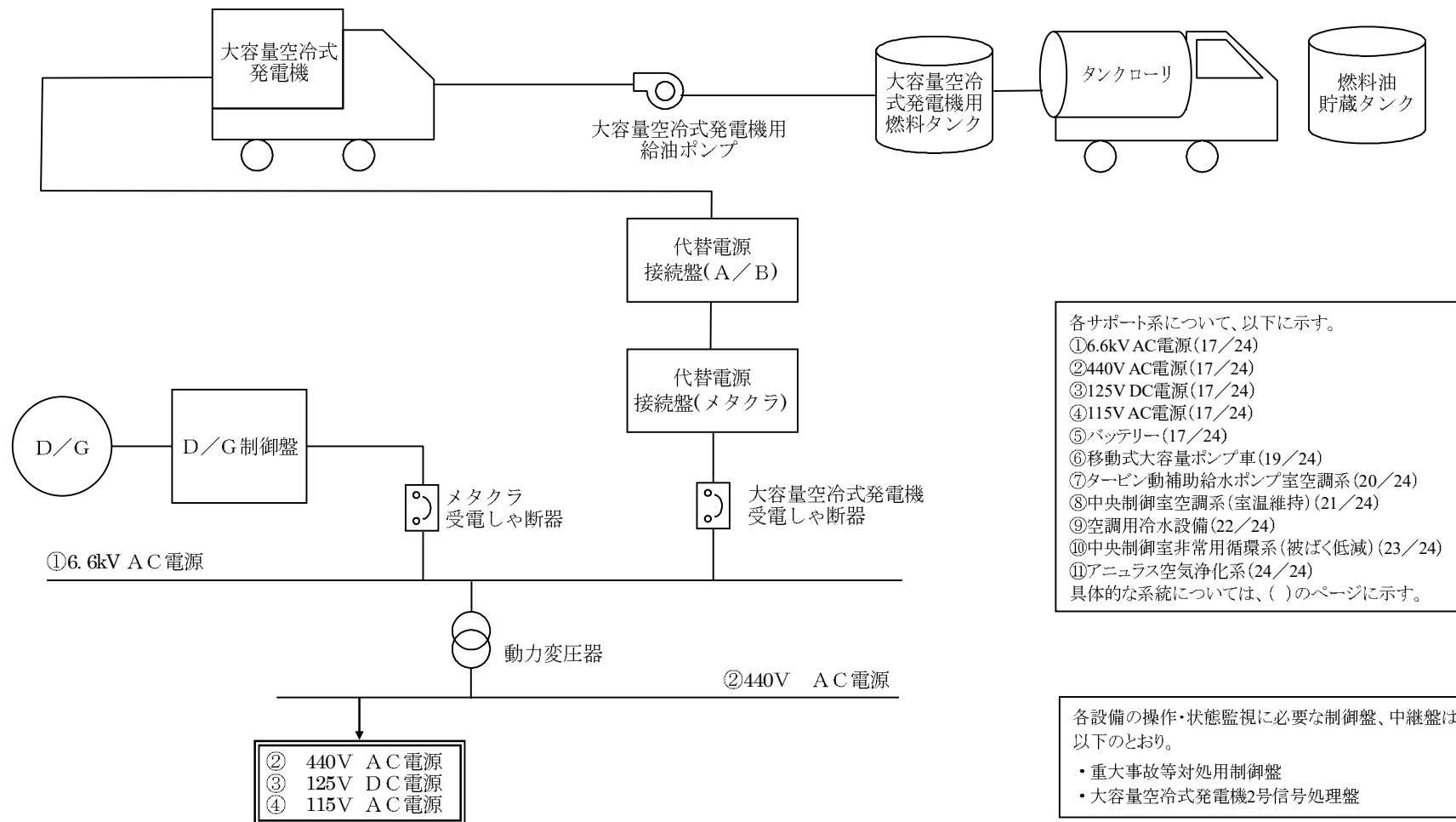
具体的な系統については、() のページに示す。

各設備の操作・状態監視に必要な制御盤、中継盤は以下のとおり。

- ・自動切替／後備分電盤
- ・試料採取盤
- ・原子炉トリップしゃ断器盤
- ・炉外核計装盤

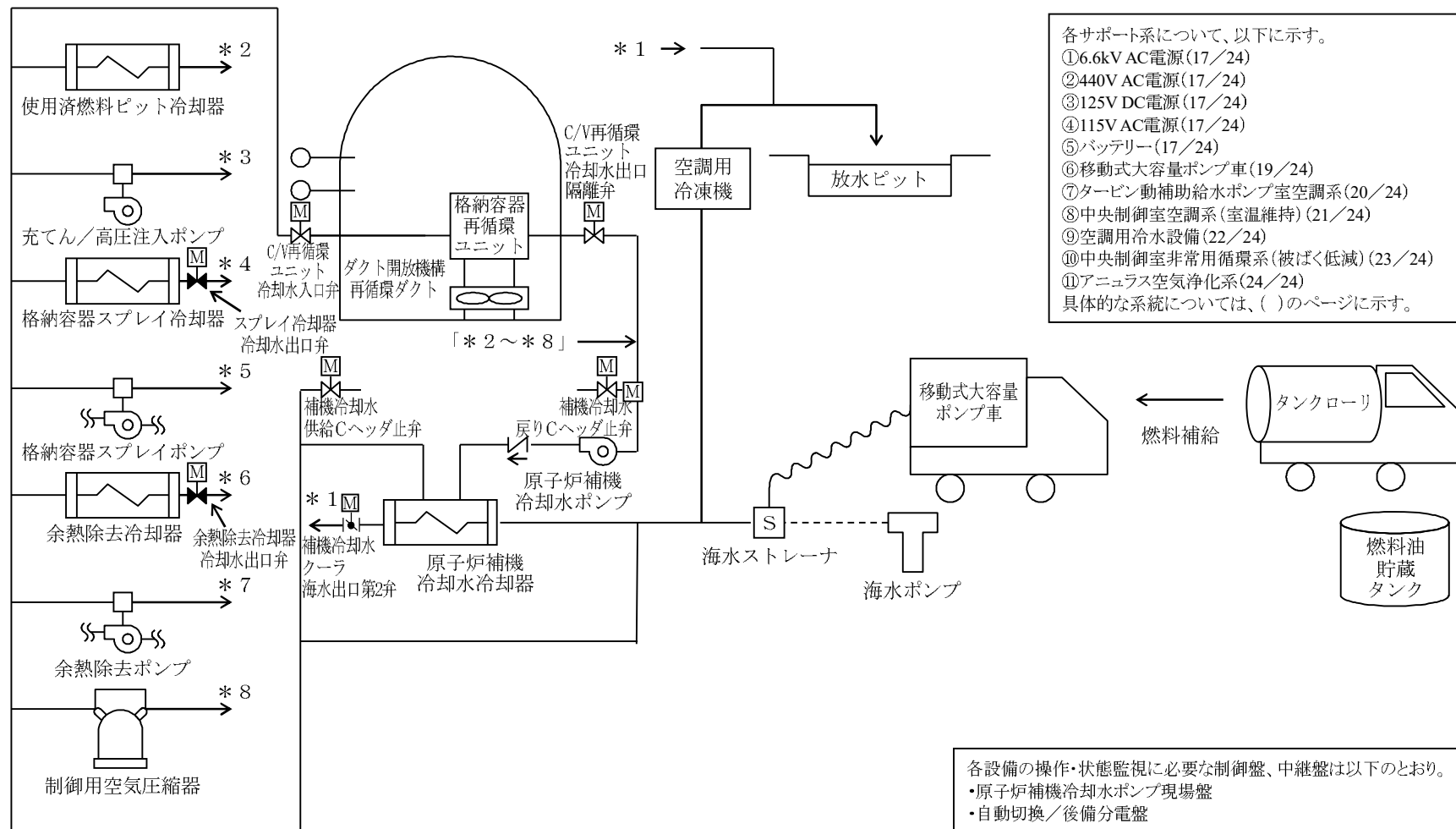
第3.1.4.2.2.25図 各影響緩和機能の系統概要図(津波:出力運転時炉心損傷) (3/24)

大容量空冷式発電機からの給電（フロントライン系）



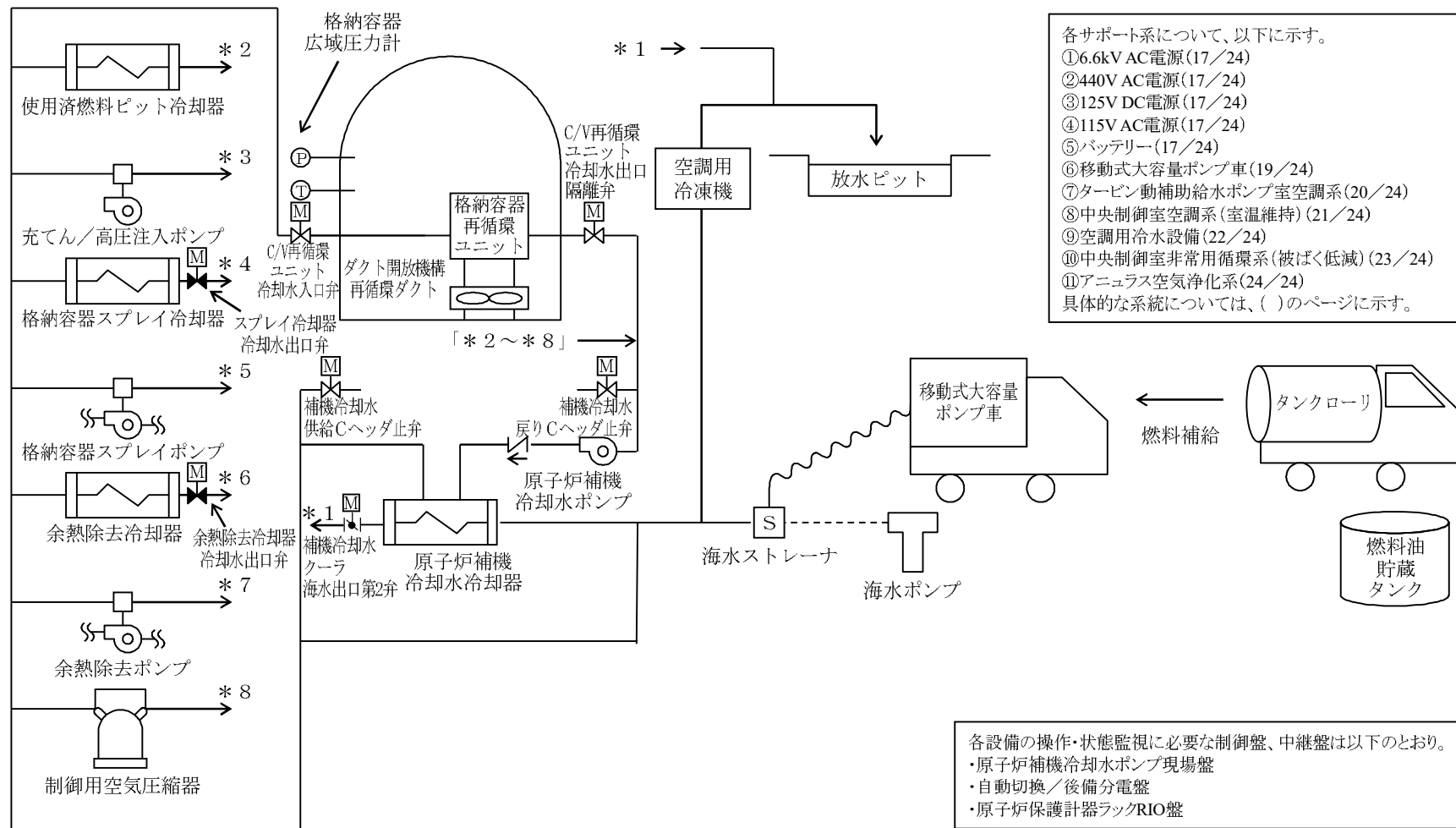
第3.1.4.2.2.25図 各影響緩和機能の系統概要図(津波:出力運転時炉心損傷、運転停止時炉心損傷、格納容器機能喪失)(4/24)

移動式大容量ポンプ車による補機冷却（フロントライン系）



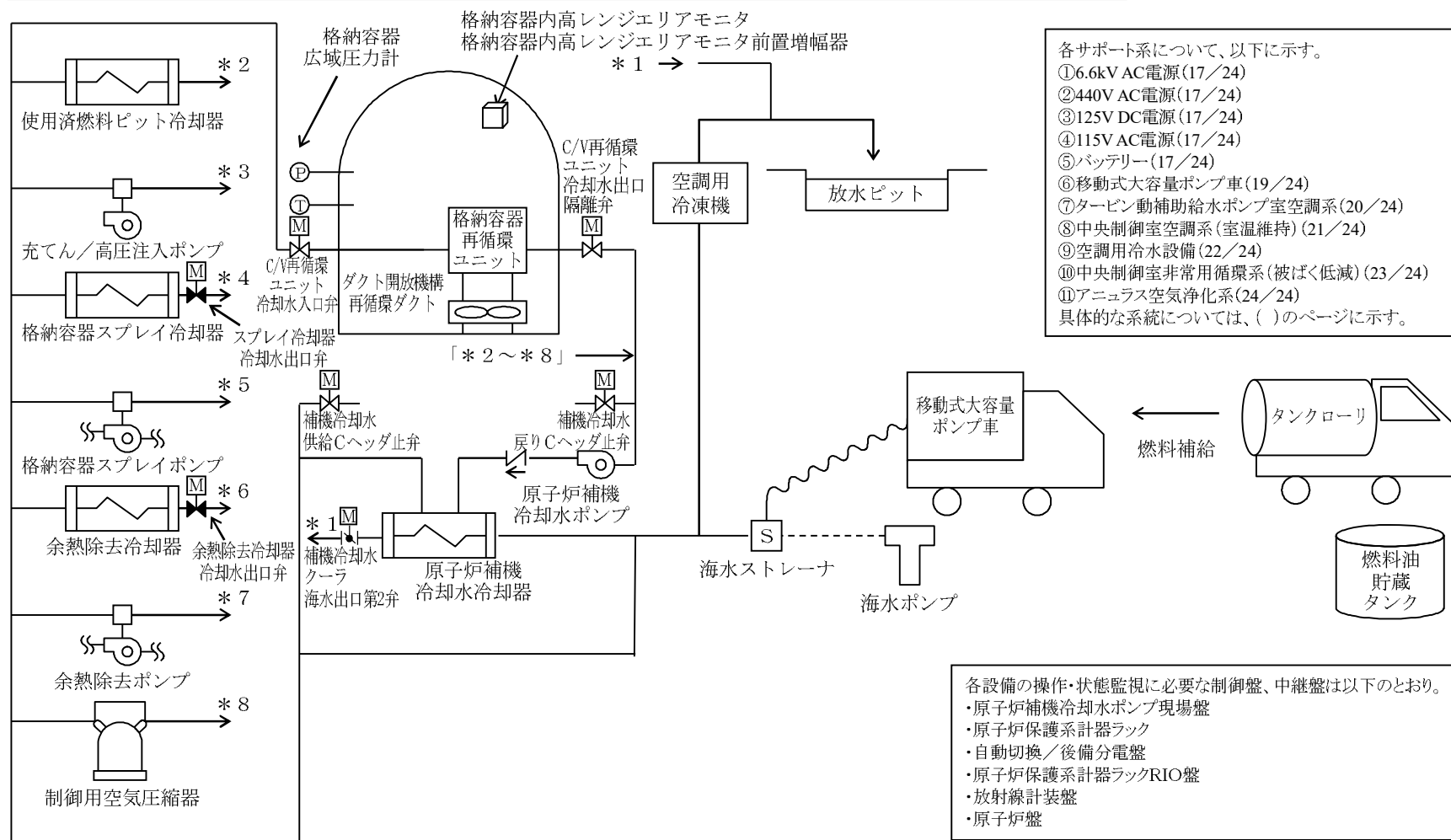
第3.1.4.2.2.25図 各影響緩和機能の系統概要図 (津波:出力運転時炉心損傷、運転停止時炉心損傷) (5/24)

格納容器内自然対流冷却による格納容器除熱（海水冷却）（フロントライン系）



第3.1.4.2.2.25図 各影響緩和機能の系統概要図(津波：出力運転時炉心損傷、運転停止時炉心損傷) (6/24)

格納容器内自然対流冷却による格納容器除熱（海水冷却）（フロントライン系）



第3.1.4.2.2.25図 各影響緩和機能の系統概要図(津波:格納容器機能喪失)(7/24)

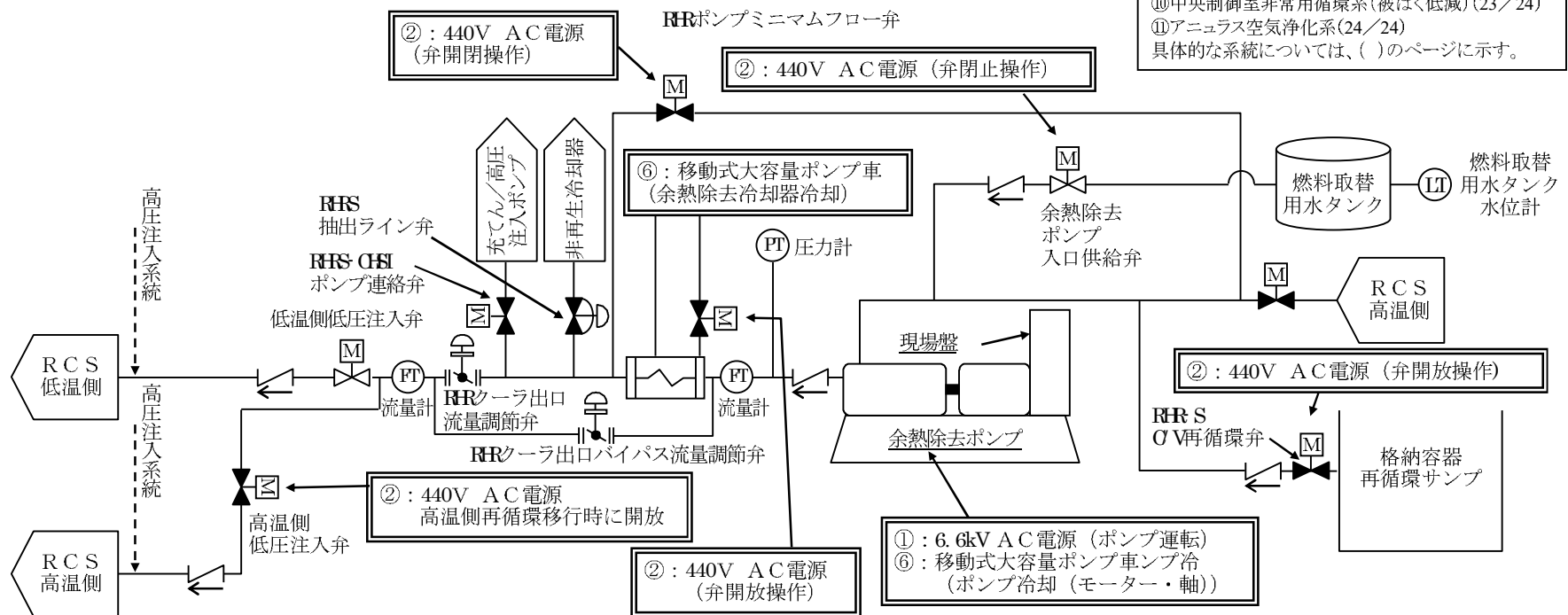
低圧注入による再循環炉心冷却（フロントライン系）

各設備の操作・状態監視に必要な制御盤、中継盤は以下のとおり。

- ・原子炉保護系計器ラック
- ・自動切換／後備分電盤
- ・中央制御室外原子炉停止盤

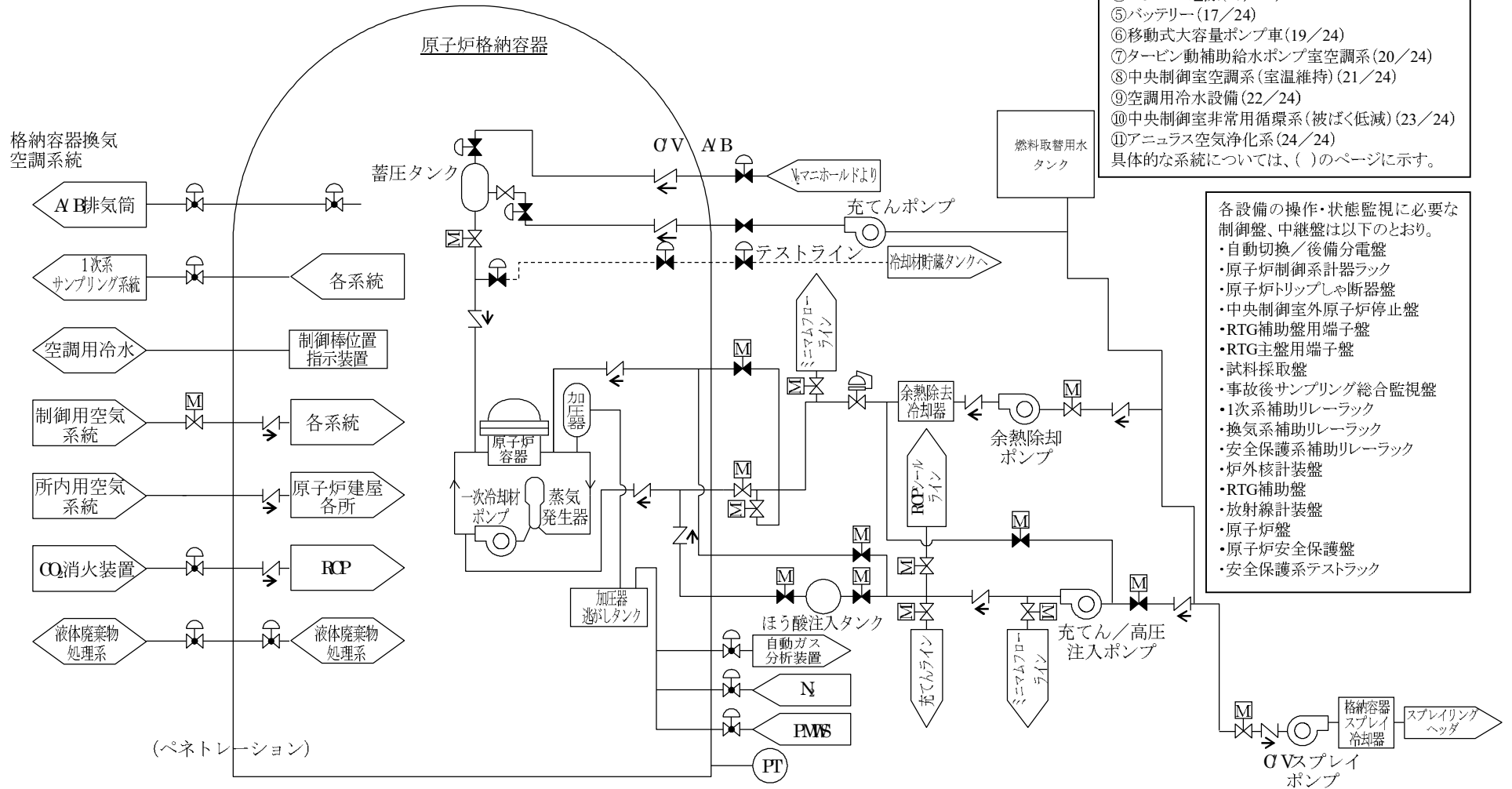
各サポート系について、以下に示す。

- ① 6.6kV AC電源 (17/24)
 - ② 440V AC電源 (17/24)
 - ③ 125V DC電源 (17/24)
 - ④ 115V AC電源 (17/24)
 - ⑤ バッテリー (17/24)
 - ⑥ 移動式大容量ポンプ車 (19/24)
 - ⑦ タービン動補助給水ポンプ室空調系 (20/24)
 - ⑧ 中央制御室空調系 (室温維持) (21/24)
 - ⑨ 空調用冷水設備 (22/24)
 - ⑩ 中央制御室非常用循環系 (被ばく低減) (23/24)
 - ⑪ アンユラス空気浄化系 (24/24)
- 具体的な系統については、() のページに示す。



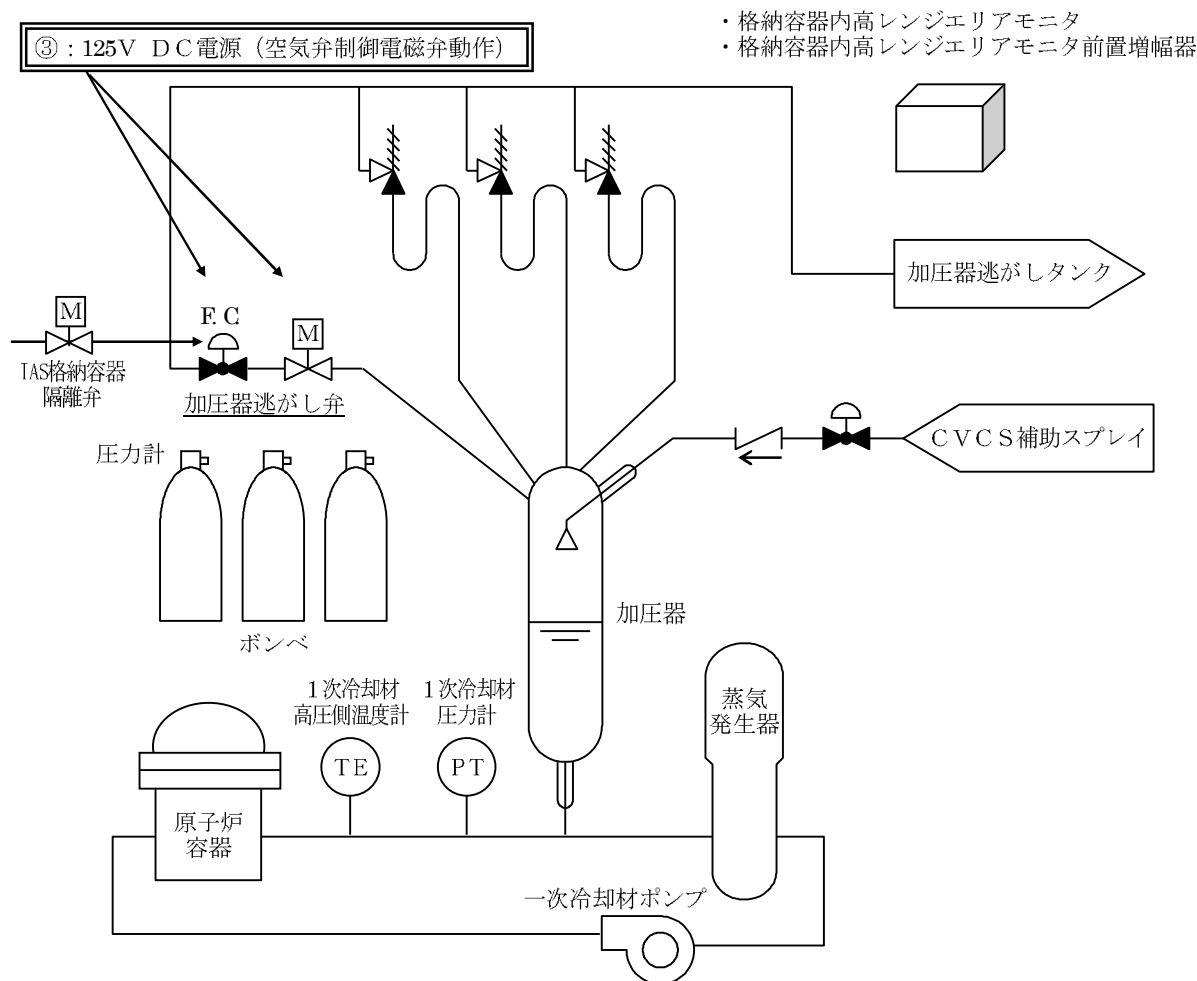
第3.1.4.2.2.25図 各影響緩和機能の系統概要図（津波：運転停止時炉心損傷）（8/24）

格納容器隔離（フロントライン系）



第3.1.4.2.2.25図 各影響緩和機能の系統概要図(津波:格納容器機能喪失) (9/24)

加圧器逃がし弁（窒素ボンベ）による1次系強制減圧（手動・中央制御室）（フロントライン系）



各サポート系について、以下に示す。

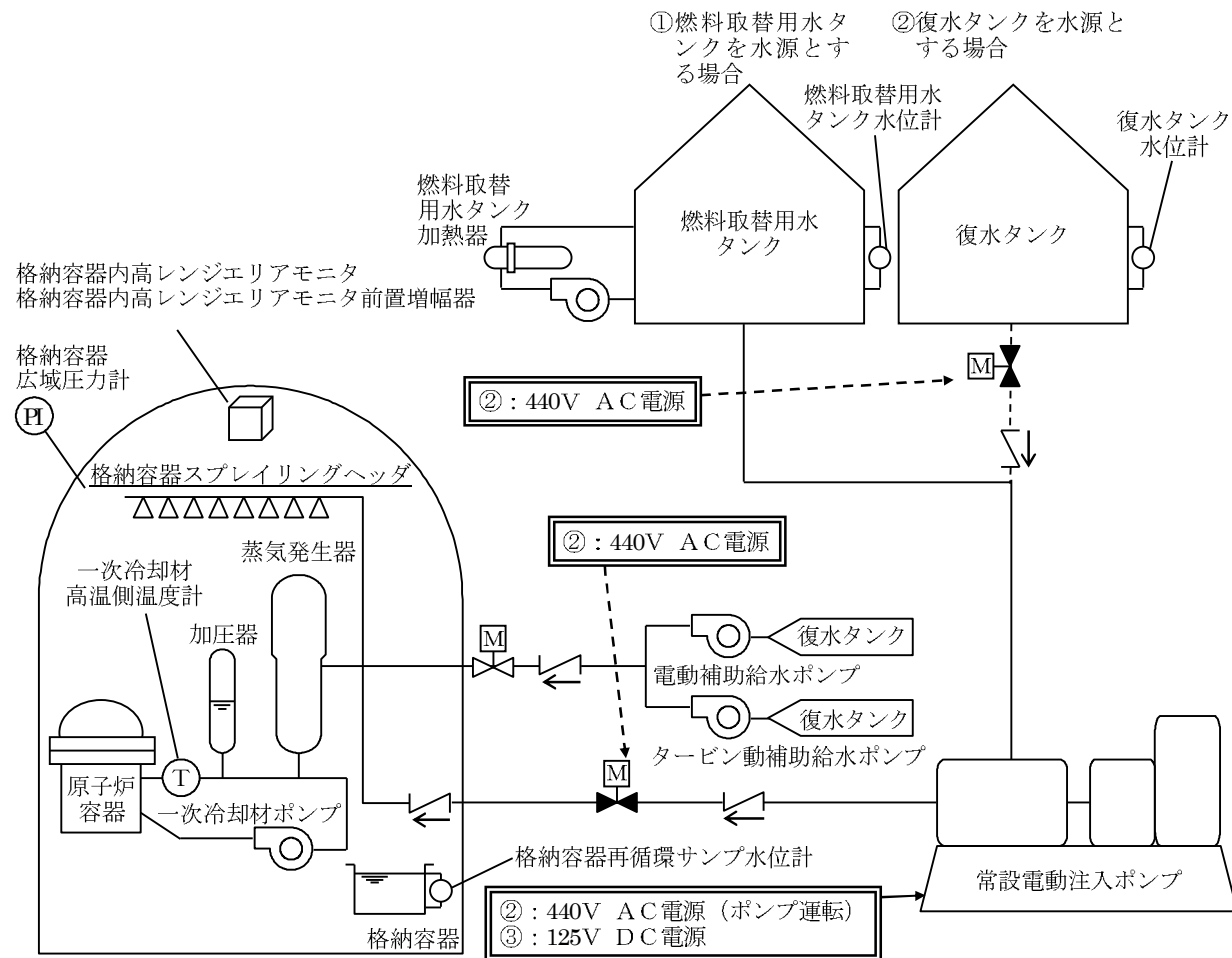
- ①6.6kV AC電源 (17/24)
 - ②440V AC電源 (17/24)
 - ③125V DC電源 (17/24)
 - ④115V AC電源 (17/24)
 - ⑤バッテリー (17/24)
 - ⑥移動式大容量ポンプ車 (19/24)
 - ⑦タービン動補助給水ポンプ室空調系 (20/24)
 - ⑧中央制御室空調系 (室温維持) (21/24)
 - ⑨空調用冷水設備 (22/24)
 - ⑩中央制御室非常用循環系 (被ばく低減) (23/24)
 - ⑪アニュラス空気浄化系 (24/24)
- 具体的な系統については、()のページに示す。

各設備の操作・状態監視に必要な制御盤、中継盤は以下のとおり。

- ・放射線計装盤
- ・原子炉盤
- ・原子炉保護系計器ラック
- ・RTG補助盤
- ・原子炉安全保護盤
- ・1次系補助リレーラック
- ・安全保護系補助リレーラック
- ・安全保護系シーケンスキャビネット
- ・安全保護系テストラック
- ・自動切換/後備分電盤
- ・RTG補助盤用端子盤
- ・RTG主盤用端子盤
- ・原子炉ソレノイド用直流分電盤
- ・原子炉制御系計器ラック

第3.1.4.2.2.25図 各影響緩和機能の系統概要図(津波:格納容器機能喪失) (10/24)

常設電動注入ポンプによる格納容器スプレイ（フロントライン系）



各サポート系について、以下に示す。

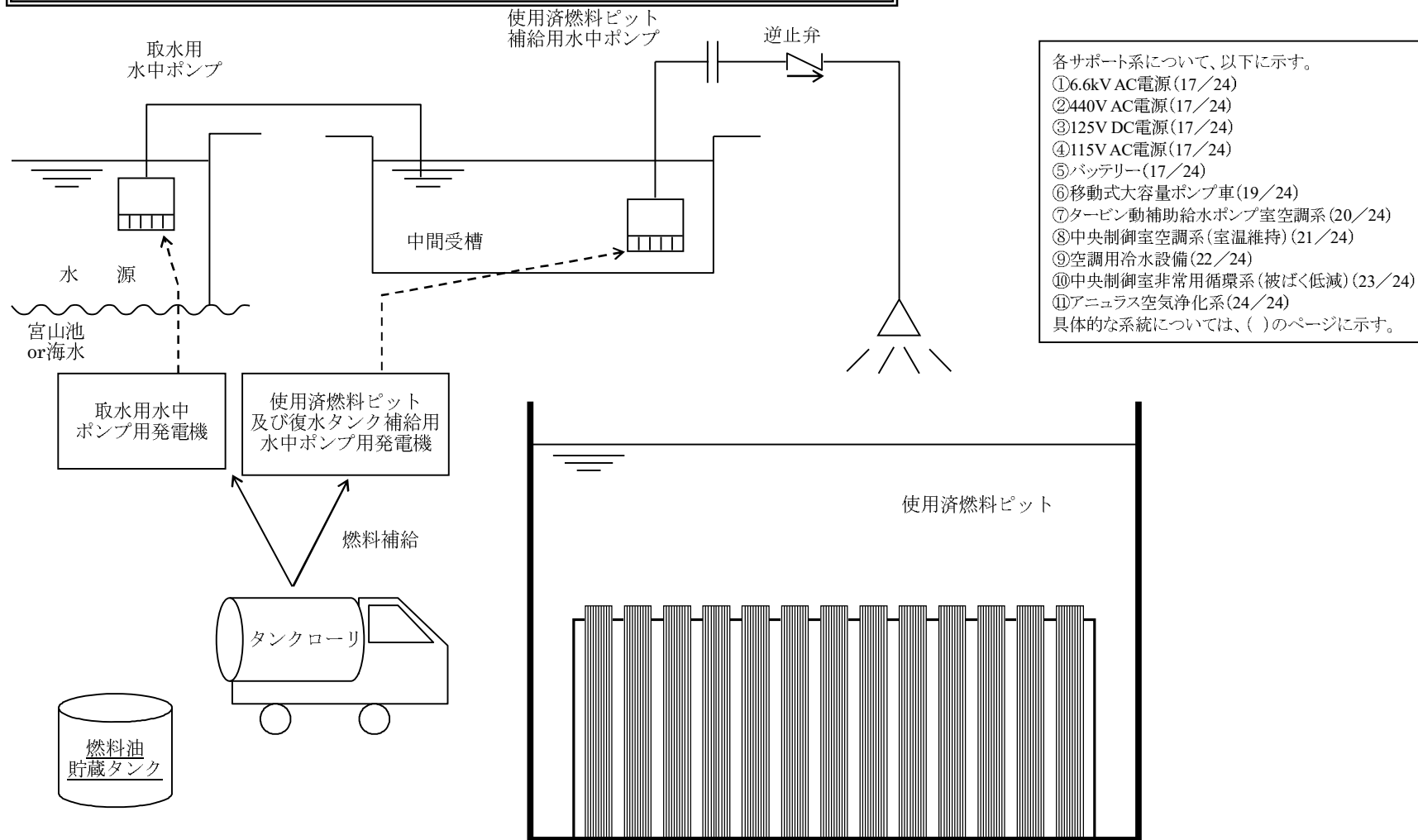
- ①6.6kV AC電源(17/24)
 - ②440V AC電源(17/24)
 - ③125V DC電源(17/24)
 - ④115V AC電源(17/24)
 - ⑤バッテリー(17/24)
 - ⑥移動式大容量ポンプ車(19/24)
 - ⑦タービン動補助給水ポンプ室空調系(20/24)
 - ⑧中央制御室空調系(室温維持)(21/24)
 - ⑨空調用冷水設備(22/24)
 - ⑩中央制御室非常用循環系(被ばく低減)(23/24)
 - ⑪アニュラス空気浄化系(24/24)
- 具体的な系統については、()のページに示す。

各設備の操作・状態監視に必要な制御盤、中継盤は以下のとおり。

- ・自動切換/後備分電盤
- ・電動補助給水ポンプ電動弁盤
- ・AM設備電源盤
- ・原子炉コントロールセンタ
- ・RTG主盤用端子盤
- ・重大事故等対処用入出力盤
- ・重大事故等対処用変圧器受電盤
- ・重大事故等対処用変圧器盤
- ・AM設備制御盤
- ・原子炉保護系計器ラック
- ・原子炉保護系計器ラックRIO盤
- ・放射線計装盤
- ・原子炉盤
- ・2次系補助リレー盤

第3.1.4.2.2.25図 各影響緩和機能の系統概要図(津波:格納容器機能喪失)(11/24)

SFP補給用水中ポンプによる海水注水（フロントライン系）



第3.1.4.2.2.25図 各影響緩和機能の系統概要図(津波:SFP燃料損傷) (12/24)

常設電動注入ポンプによる炉心への注水（フロントライン系）

各サポート系について、以下に示す。

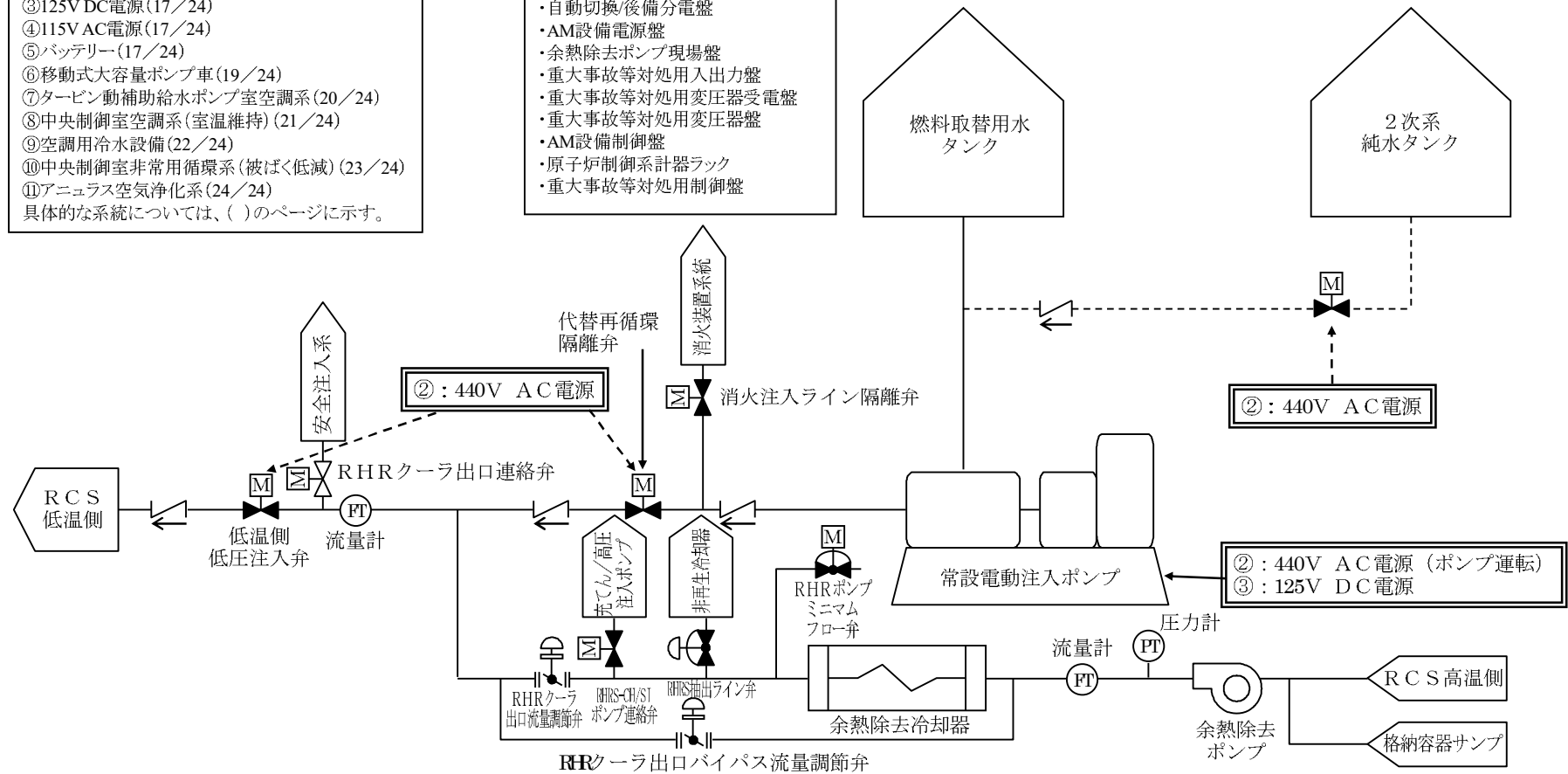
- ①6.6kV AC電源(17/24)
 - ②440V AC電源(17/24)
 - ③125V DC電源(17/24)
 - ④115V AC電源(17/24)
 - ⑤バッテリー(17/24)
 - ⑥移動式大容量ポンプ車(19/24)
 - ⑦タービン動補助給水ポンプ室空調系(20/24)
 - ⑧中央制御室空調系(室温維持)(21/24)
 - ⑨空調用冷水設備(22/24)
 - ⑩中央制御室非常用循環系(被ばく低減)(23/24)
 - ⑪アニオス空気浄化系(24/24)
- 具体的な系統については、()のページに示す。

各設備の操作・状態監視に必要な制御盤、中継盤は以下のとおり。

- ・自動切換/後備分電盤
- ・AM設備電源盤
- ・余熱除去ポンプ現場盤
- ・重大事故等対処用入出力盤
- ・重大事故等対処用変圧器受電盤
- ・重大事故等対処用変圧器盤
- ・AM設備制御盤
- ・原子炉制御系計器ラック
- ・重大事故等対処用制御盤

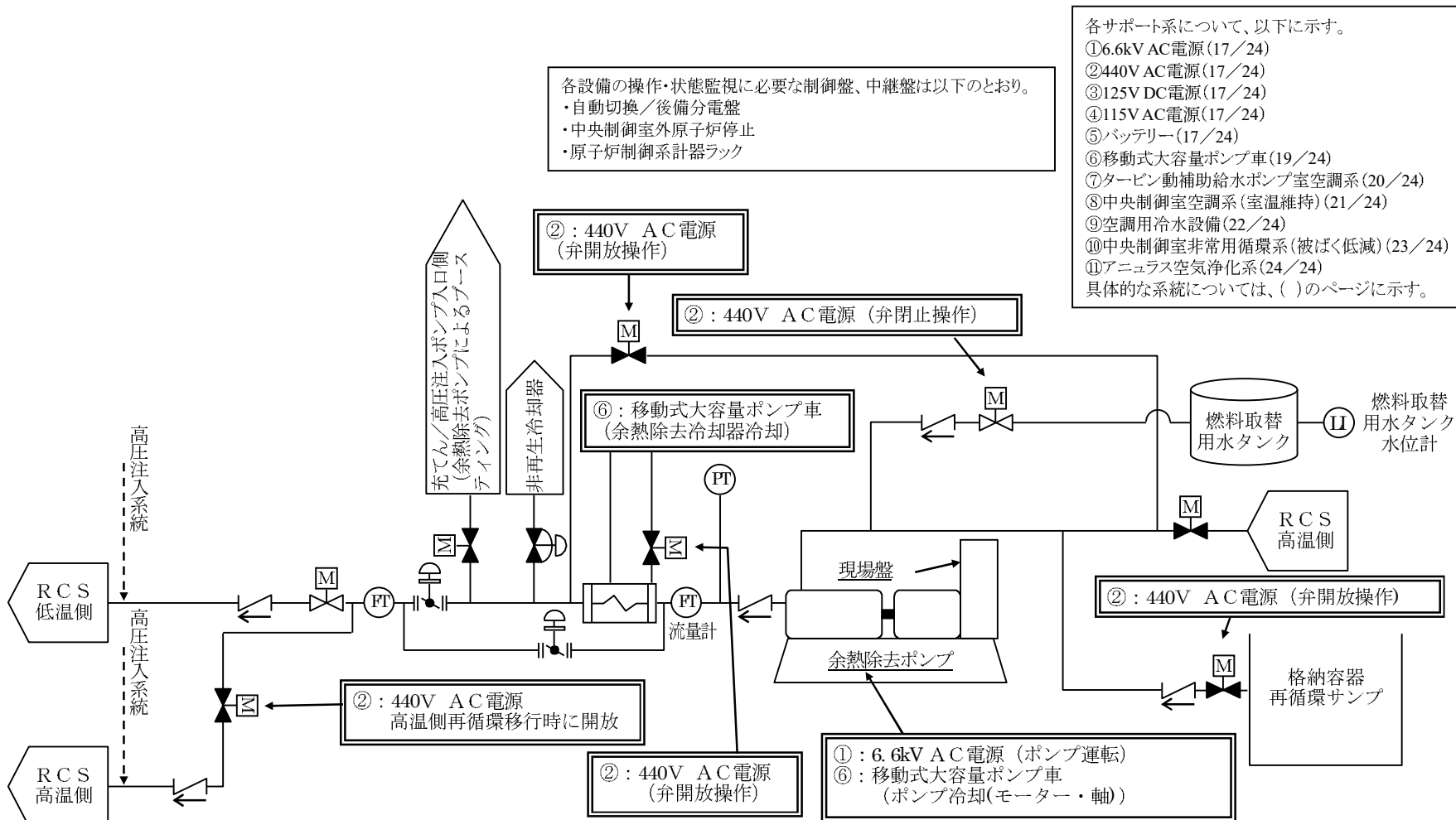
①RWS Tを
水源とする場合

②2次系純水タンクを
水源とする場合



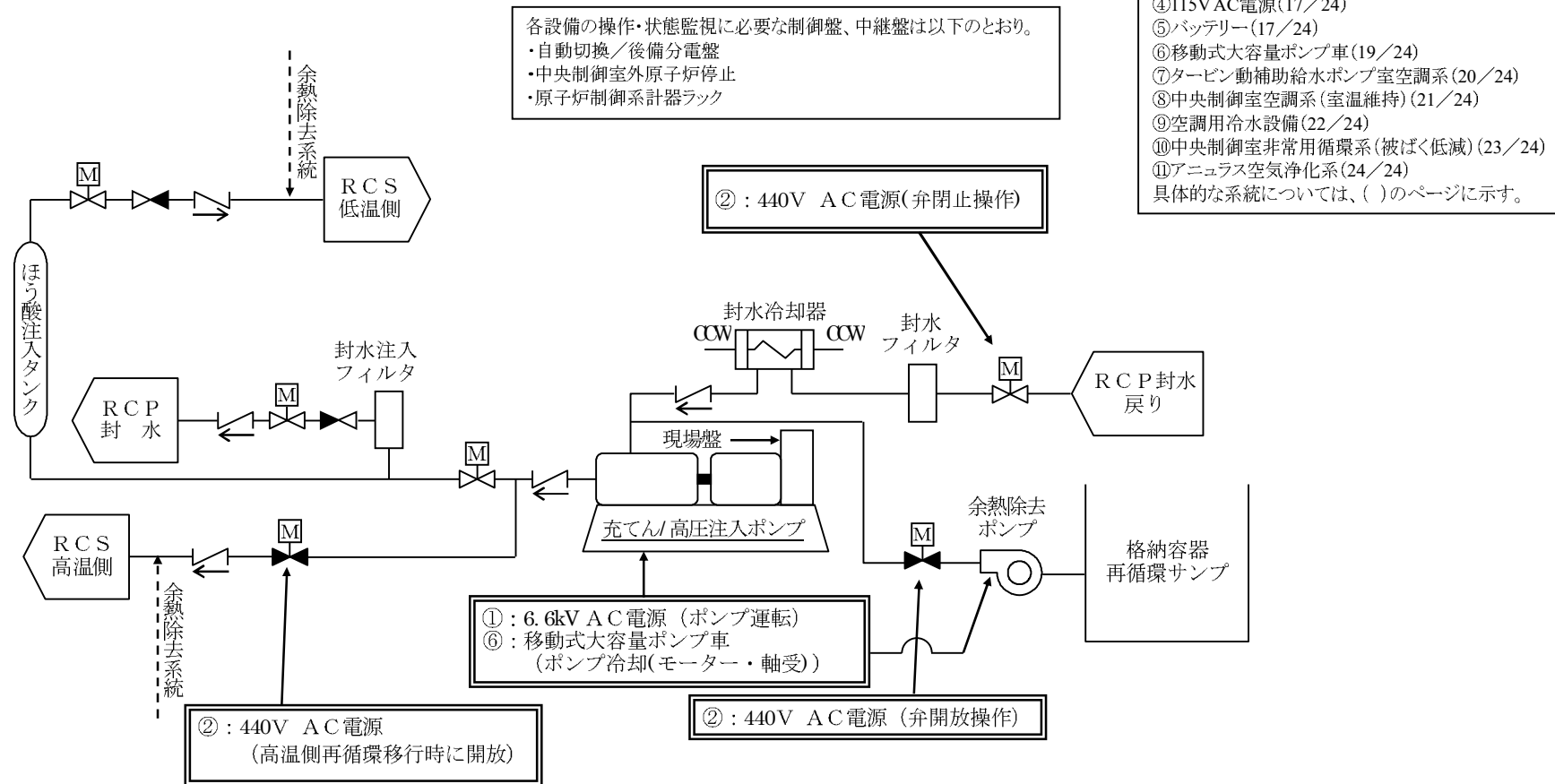
第3.1.4.2.2.25図 各影響緩和機能の系統概要図(津波:出力運転時炉心損傷、運転停止時炉心損傷)(13/24)

余熱除去ポンプによるブースティング(海水)(フロントライン系)

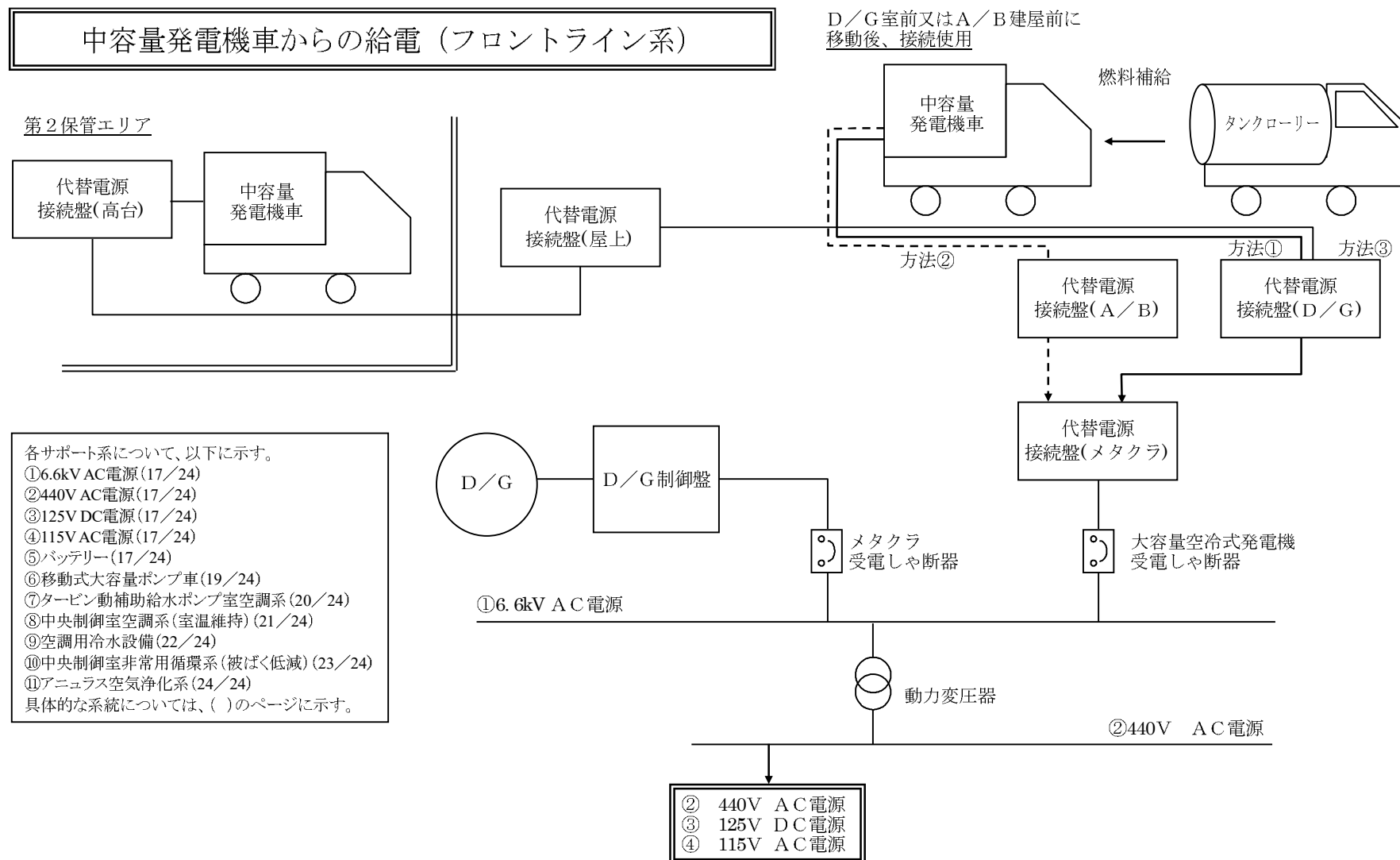


第3.1.4.2.2.25図 各影響緩和機能の系統概要図(津波:出力運転時炉心損傷)(14/24)

高圧注入による再循環炉心冷却（海水）（フロントライン系）

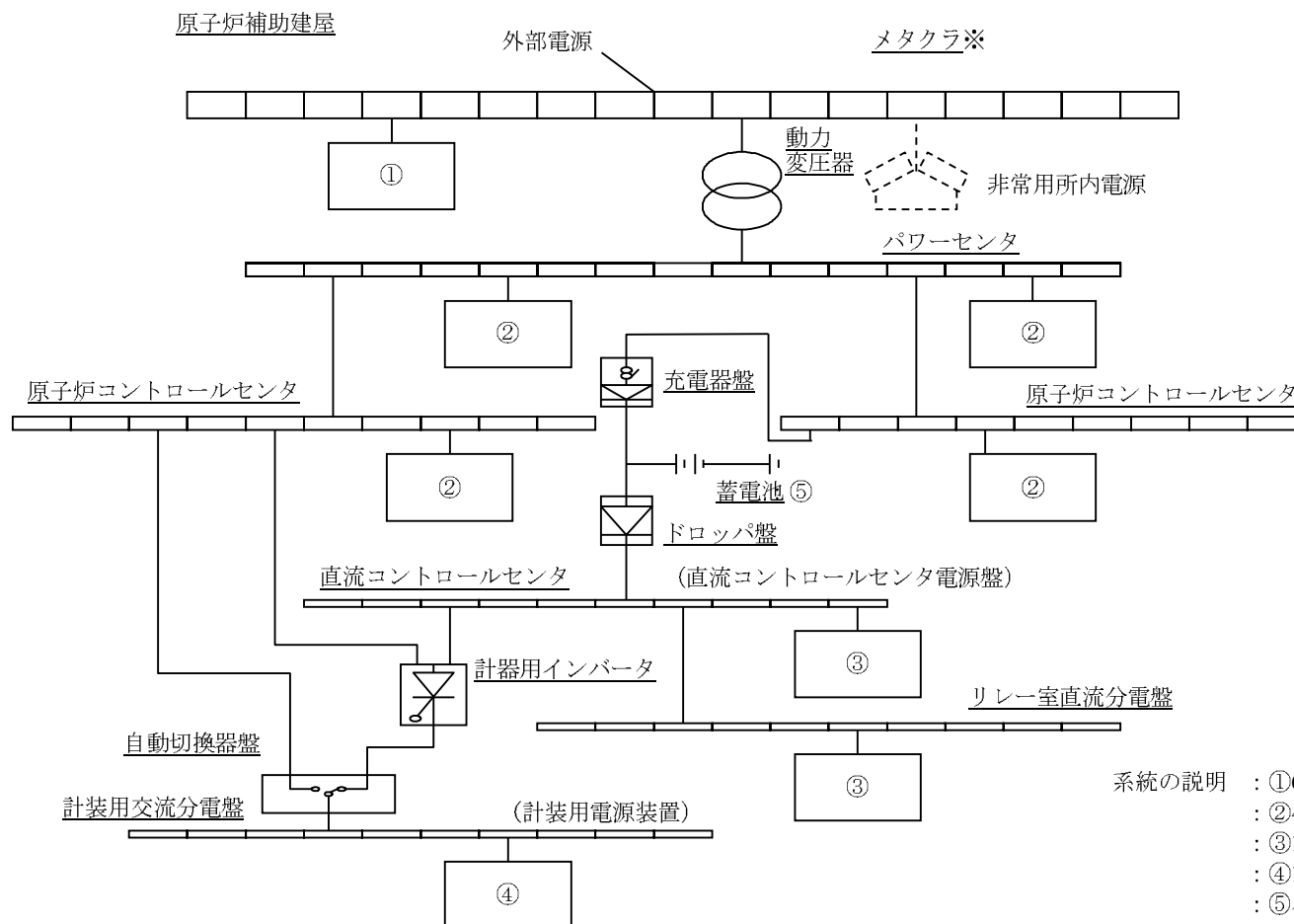


第3.1.4.2.2.25図 各影響緩和機能の系統概要図(津波:出力運転時炉心損傷)(15/24)



第3.1.4.2.2.25図 各影響緩和機能の系統概要図(津波:出力運転時炉心損傷、運転停止時炉心損傷、格納容器機能喪失)(16/24)

①6.6kV AC電源、②440V AC電源、③125V DC電源、④115V AC電源、⑤バッテリー（サポート系）



各サポート系について、以下に示す。

- ①6.6kV AC電源(17/24)
 - ②440V AC電源(17/24)
 - ③125V DC電源(17/24)
 - ④115V AC電源(17/24)
 - ⑤バッテリー(17/24)
 - ⑥移動式大容量ポンプ車(19/24)
 - ⑦タービン動補助給水ポンプ室空調系(20/24)
 - ⑧中央制御室空調系(室温維持)(21/24)
 - ⑨空調用冷水設備(22/24)
 - ⑩中央制御室非常用循環系(被ばく低減)(23/24)
 - ⑪アニュラス空気浄化系(24/24)
- 具体的な系統については、()のページに示す。

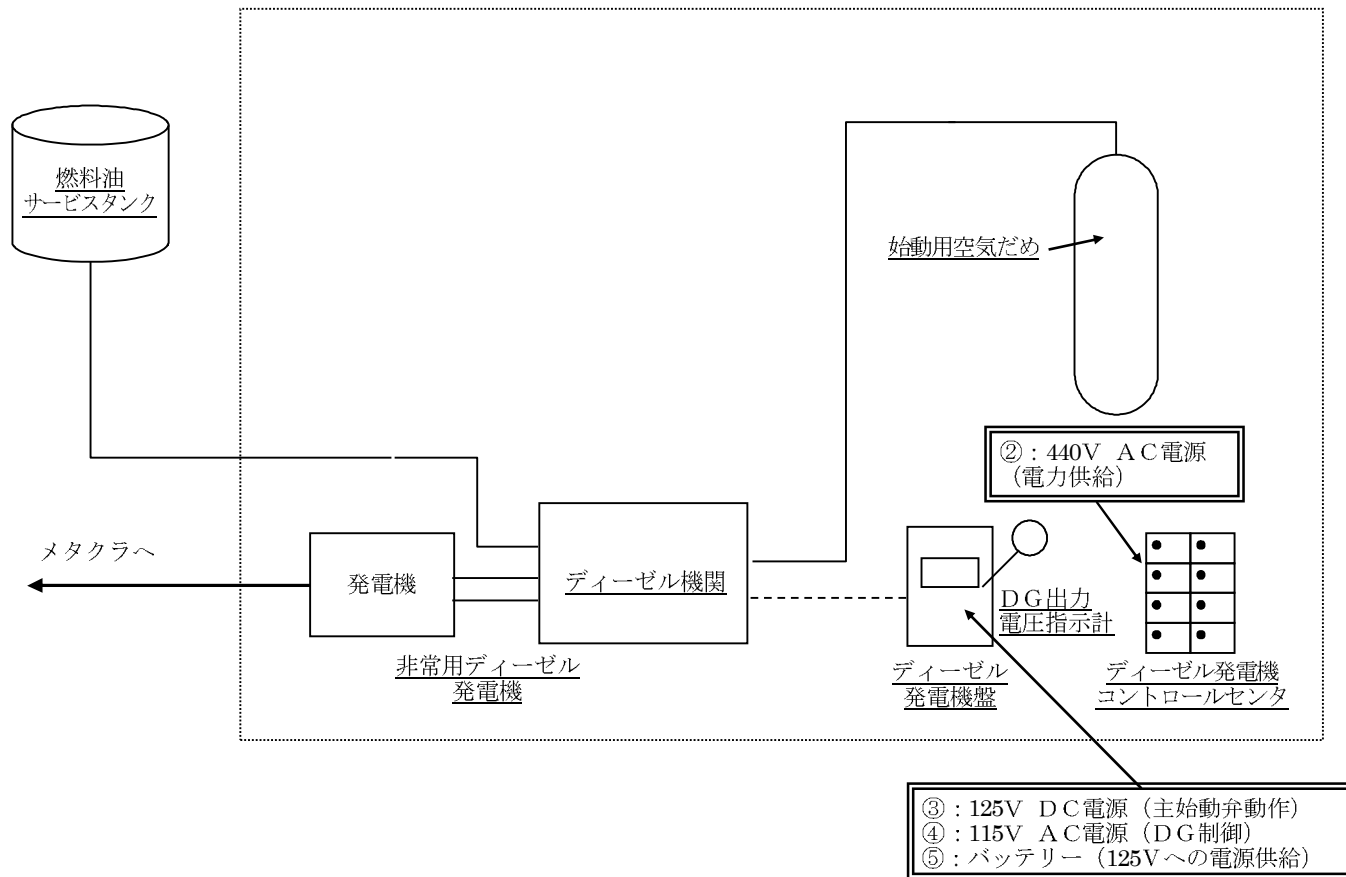
※リフト処置の対象機器

系統の説明 : ①6.6kV AC電源
: ②440V AC電源
: ③125V DC電源
: ④115V AC電源
: ⑤バッテリー

第3.1.4.2.2.25図 各影響緩和機能の系統概要図

(津波:出力運転時炉心損傷、運転停止時炉心損傷、格納容器機能喪失、SFP燃料損傷)(17/24)

非常用所内電源（サポート系）



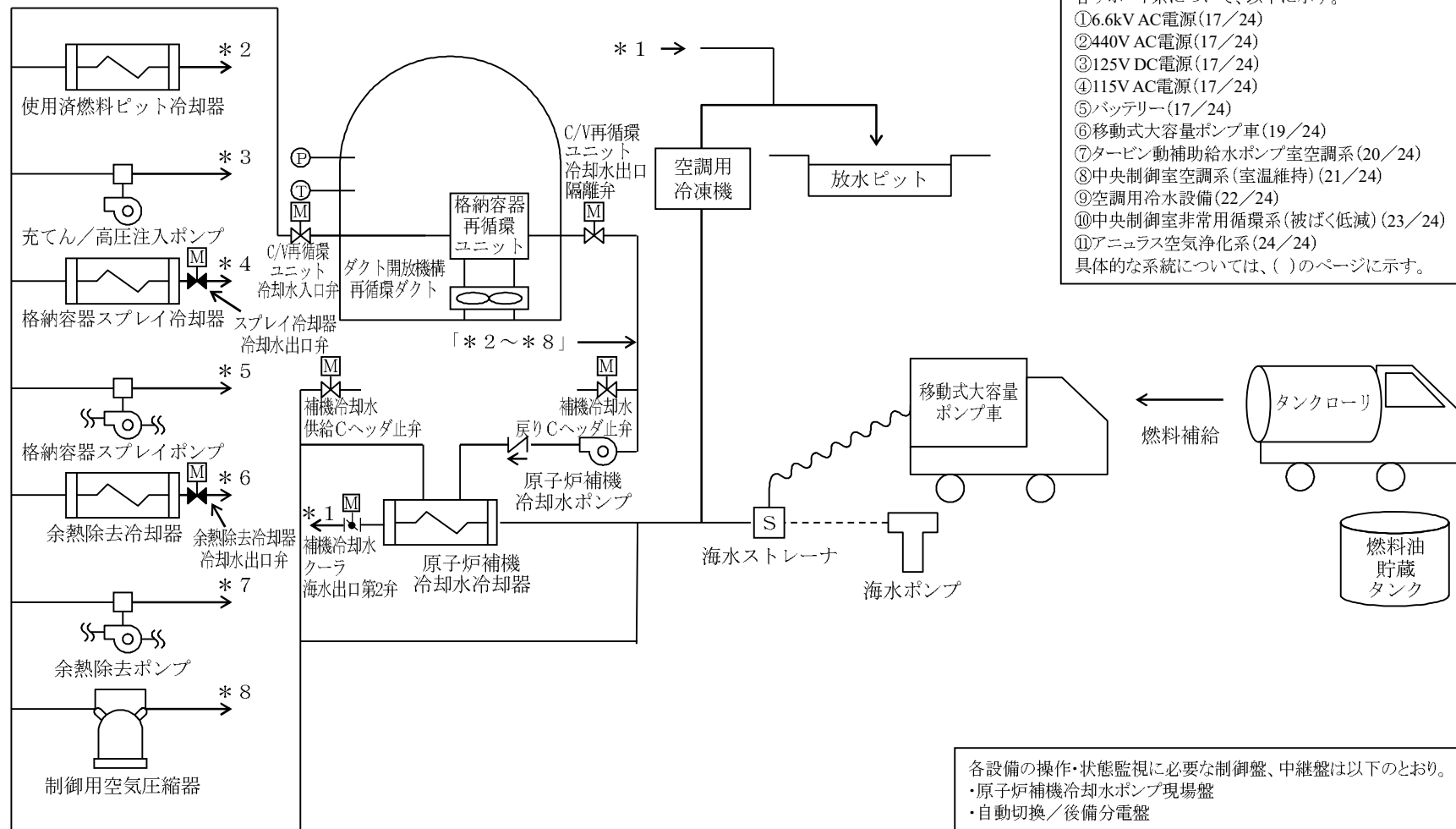
各サポート系について、以下に示す。

- ①6.6kV AC電源(17/24)
 - ②440V AC電源(17/24)
 - ③125V DC電源(17/24)
 - ④115V AC電源(17/24)
 - ⑤バッテリー(17/24)
 - ⑥移動式大容量ポンプ車(19/24)
 - ⑦タービン動補助給水ポンプ室空調系(20/24)
 - ⑧中央制御室空調系(室温維持)(21/24)
 - ⑨空調用冷水設備(22/24)
 - ⑩中央制御室非常用循環系(被ばく低減)(23/24)
 - ⑪アニュラス空気浄化系(24/24)
- 具体的な系統については、()のページに示す。

第3.1.4.2.25図 各影響緩和機能の系統概要図

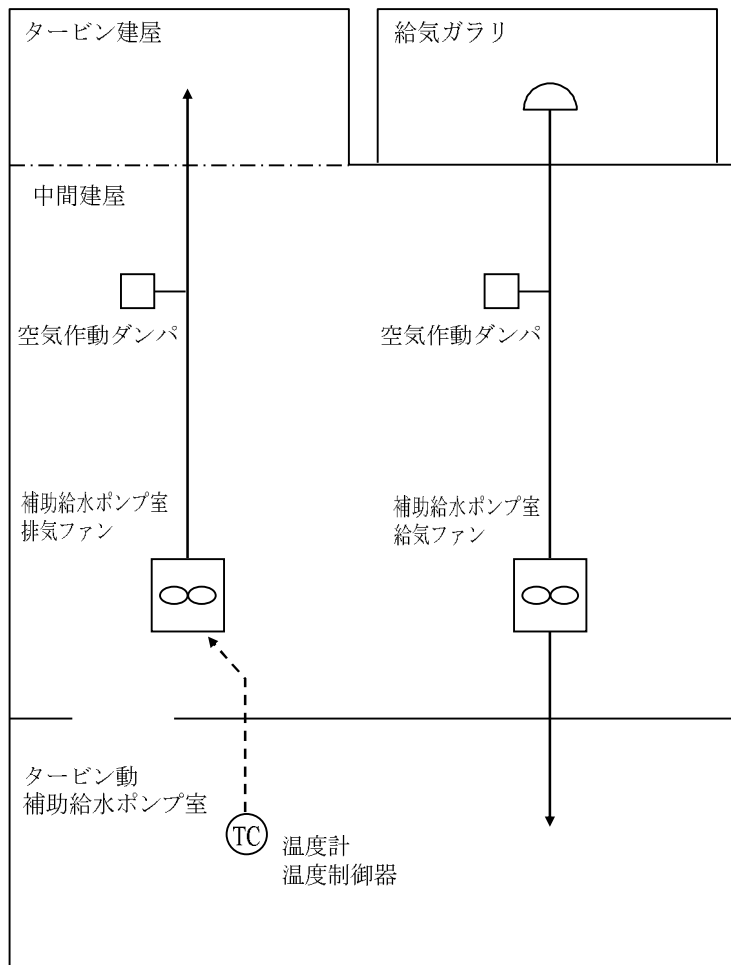
(津波:出力運転時炉心損傷、運転停止時炉心損傷、SFP燃料損傷、格納容器機能喪失)(18/24)

⑥移動式大容量ポンプ車（サポート系）



第3.1.4.2.2.25図 各影響緩和機能の系統概要図(津波:出力運転時炉心損傷、運転停止時炉心損傷、格納容器機能喪失)(19/24)

⑦タービン動補助給水ポンプ室空調系（サポート系）



各サポート系について、以下に示す。

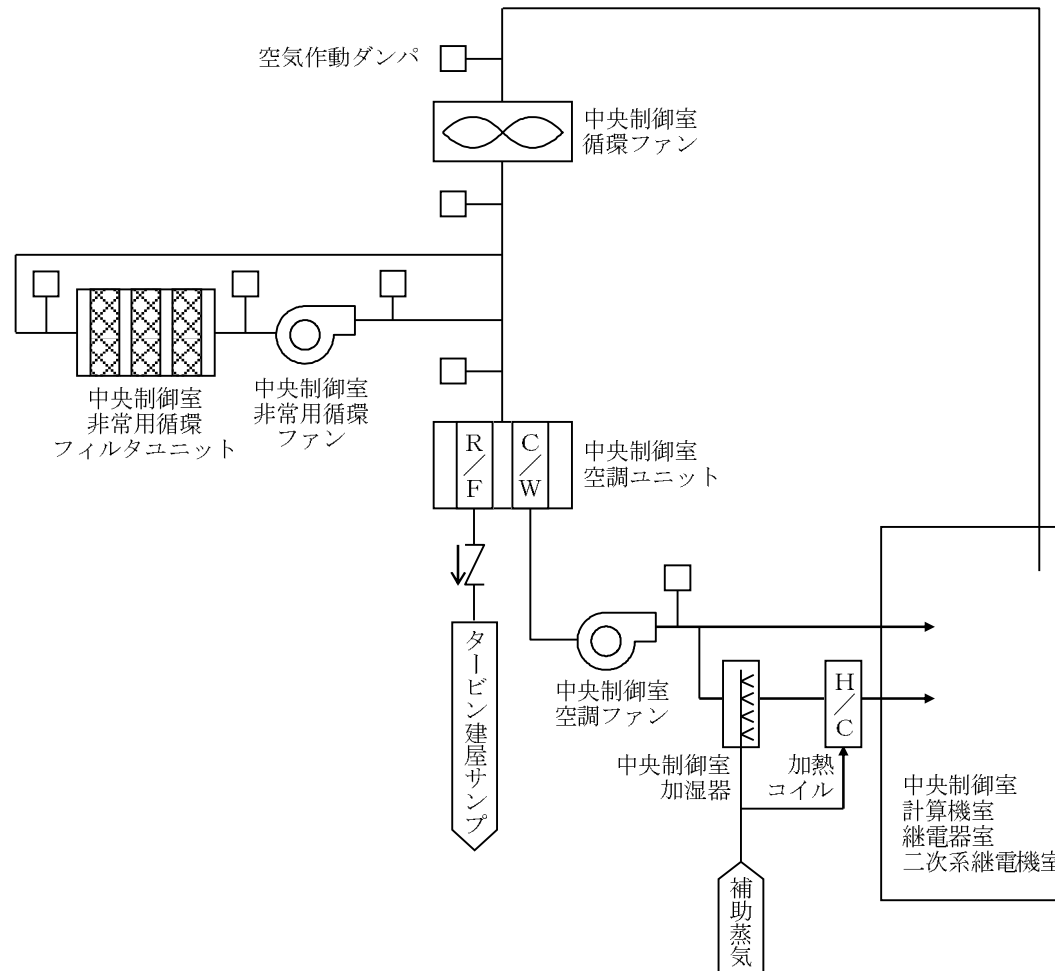
- ①6.6kV AC電源(17/24)
 - ②440V AC電源(17/24)
 - ③125V DC電源(17/24)
 - ④115V AC電源(17/24)
 - ⑤バッテリー(17/24)
 - ⑥移動式大容量ポンプ車(19/24)
 - ⑦タービン動補助給水ポンプ室空調系(20/24)
 - ⑧中央制御室空調系(室温維持)(21/24)
 - ⑨空調用冷水設備(22/24)
 - ⑩中央制御室非常用循環系(被ばく低減)(23/24)
 - ⑪アニュラス空気浄化系(24/24)
- 具体的な系統については、()のページに示す。

各設備の操作・状態監視に必要な制御盤、中継盤は以下のとおり。

- ・換気系補助リレーラック
- ・自動切換／後備分電盤
- ・換気空調系集中現場盤
- ・先発・後発起動切替盤
- ・温度制御器

第3.1.4.2.2.25図 各影響緩和機能の系統概要図(津波:出力運転時炉心損傷)(20/24)

⑧中央制御室空調系（室温維持）（サポート系）（中間建屋）



各サポート系について、以下に示す。

- ①6.6kV AC電源(17/24)
- ②440V AC電源(17/24)
- ③125V DC電源(17/24)
- ④115V AC電源(17/24)
- ⑤バッテリー(17/24)
- ⑥移動式大容量ポンプ車(19/24)
- ⑦タービン動補助給水ポンプ室空調系(20/24)
- ⑧中央制御室空調系(室温維持)(21/24)
- ⑨空調用冷水設備(22/24)
- ⑩中央制御室非常用循環系(被ばく低減)(23/24)
- ⑪アニュラス空気浄化系(24/24)

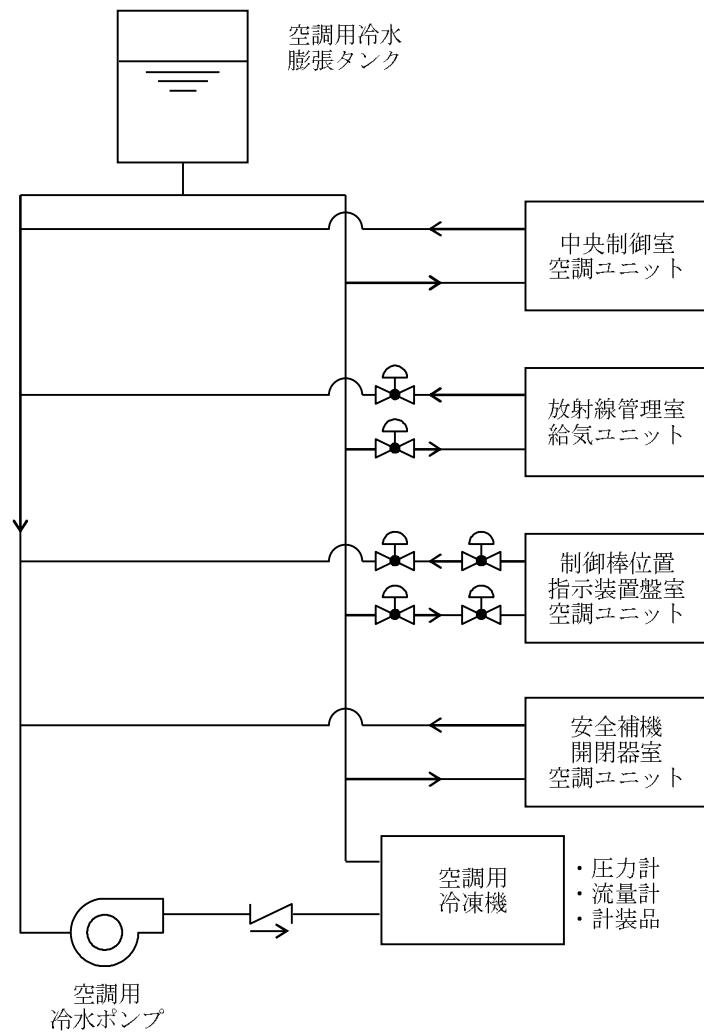
具体的な系統については、()のページに示す。

各設備の操作・状態監視に必要な制御盤、中継盤は以下のとおり。

- ・原子炉トリップしゃ断器盤
- ・自動切替/後備分電盤
- ・ディーゼル発電機制御盤
- ・RTG補助盤用端子盤
- ・RTG主盤用端子盤
- ・ディーゼル発電機 CT収納盤
- ・中央制御室退避時換気空調盤
- ・換気系補助リレーラック
- ・安全保護系補助リレーラック
- ・安全保護系シーケンスキャビネット
- ・炉外核計装盤
- ・原子炉保護系計器ラック
- ・RTG補助盤
- ・所内盤
- ・原子炉盤
- ・原子炉安全保護盤
- ・安全保護系テストラック
- ・1次系補助リレーチェック

第3.1.4.2.2.25図 各影響緩和機能の系統概要図(津波:格納容器機能喪失)(21/24)

⑨空調用冷水設備（サポート系）



各サポート系について、以下に示す。

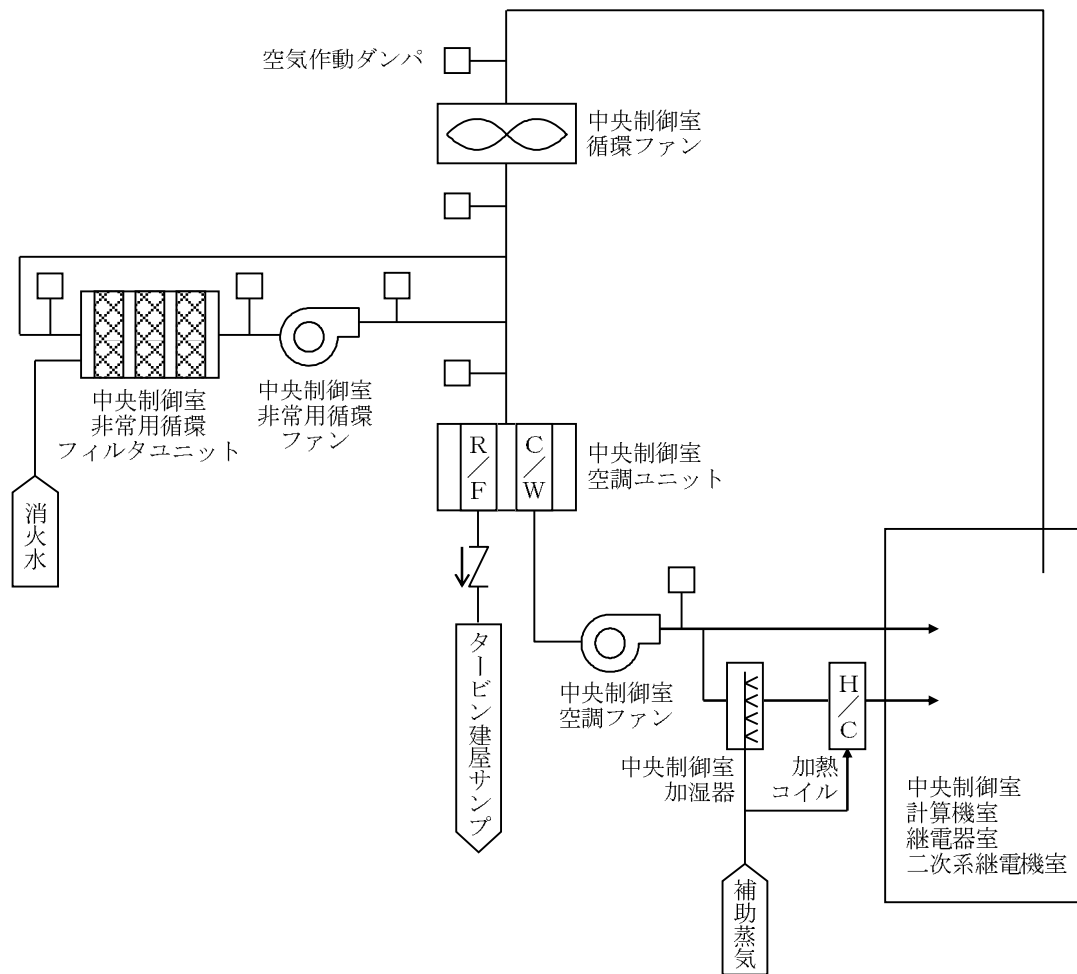
- ①6.6kV AC電源(17/24)
 - ②440V AC電源(17/24)
 - ③125V DC電源(17/24)
 - ④115V AC電源(17/24)
 - ⑤バッテリー(17/24)
 - ⑥移動式大容量ポンプ車(19/24)
 - ⑦タービン動補助給水ポンプ室空調系(20/24)
 - ⑧中央制御室空調系(室温維持)(21/24)
 - ⑨空調用冷水設備(22/24)
 - ⑩中央制御室非常用循環系(被ばく低減)(23/24)
 - ⑪アニュラス空気浄化系(24/24)
- 具体的な系統については、()のページに示す。

各設備の操作・状態監視に必要な制御盤、中継盤は以下のとおり。

- ・自動切換/後備分電盤
- ・ディーゼル発電機制御盤
- ・RTG補助盤用端子盤
- ・原子炉トリップしゃ断器盤
- ・RTG主盤用端子盤
- ・ディーゼル発電機 CT収納盤
- ・換気空調系集中現場盤
- ・換気系補助リレーラック
- ・換気系ソレノイド用直流分電盤
- ・安全保護系シーケンスキャビネット
- ・炉外核計装盤
- ・原子炉保護系計器ラック
- ・RTG補助盤
- ・所内盤
- ・原子炉盤
- ・原子炉安全保護盤
- ・安全保護系テストラック
- ・1次系補助リレーラック
- ・安全保護系補助リレーラック

第3.1.4.2.2.25図 各影響緩和機能の系統概要図(津波:格納容器機能喪失)(22/24)

⑩中央制御室非常用循環系（被ばく低減）（サポート系）



各サポート系について、以下に示す。

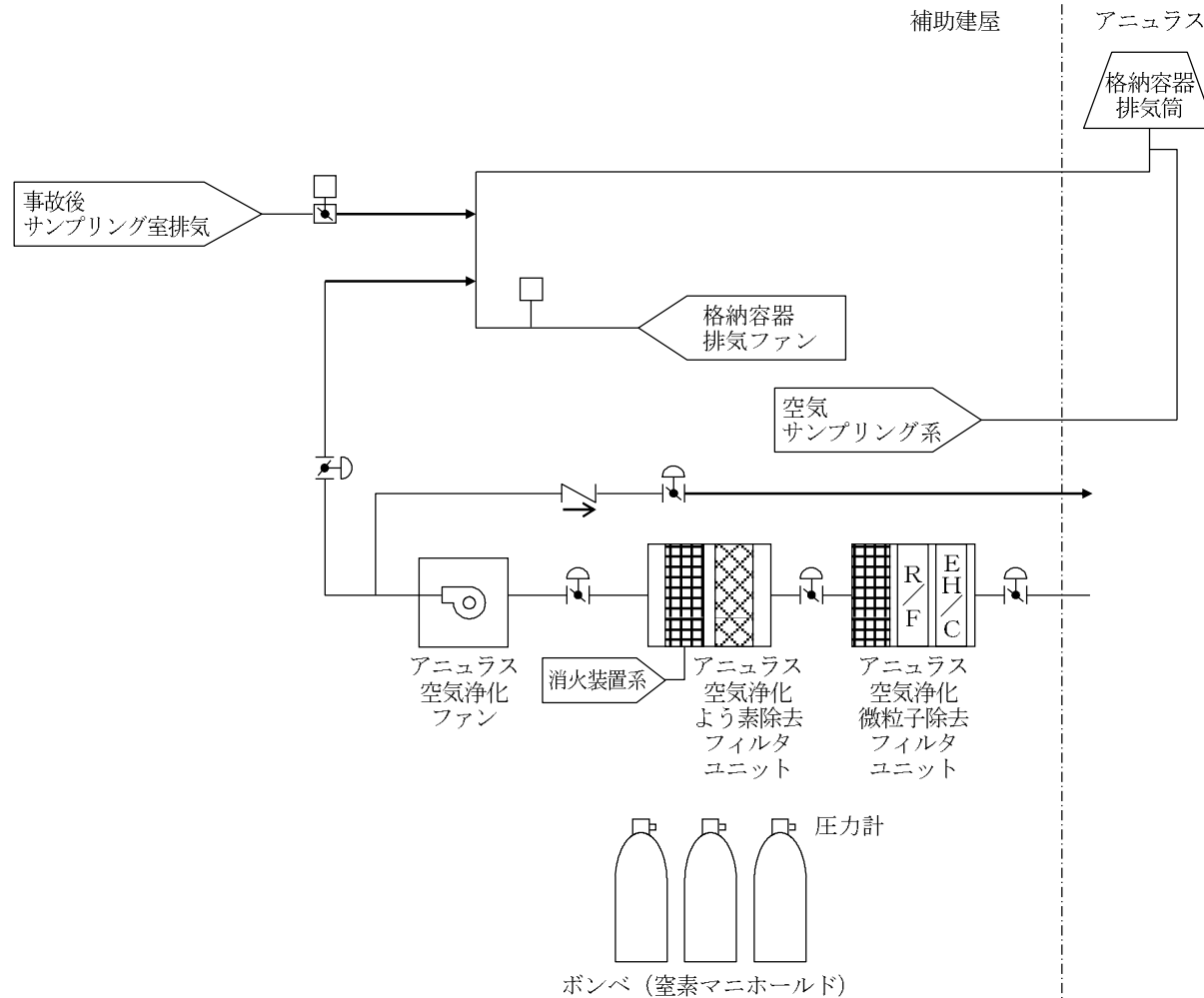
- ①6.6kV AC電源(17/24)
 - ②440V AC電源(17/24)
 - ③125V DC電源(17/24)
 - ④115V AC電源(17/24)
 - ⑤バッテリー(17/24)
 - ⑥移動式大容量ポンプ車(19/24)
 - ⑦タービン動補助給水ポンプ室空調系(20/24)
 - ⑧中央制御室空調系(室温維持)(21/24)
 - ⑨空調用冷水設備(22/24)
 - ⑩中央制御室非常用循環系(被ばく低減)(23/24)
 - ⑪アニュラス空気浄化系(24/24)
- 具体的な系統については、()のページに示す。

各設備の操作・状態監視に必要な制御盤、中継盤は以下のとおり。

- ・原子炉トリップしゃ断器盤
- ・自動切換/後備分電盤
- ・RTG補助盤用端子盤
- ・RTG主盤用端子盤
- ・中央制御室退避時換気空調盤
- ・中央制御室 空調装置換気現場盤
- ・換気系補助リレーラック
- ・安全保護系補助リレーラック
- ・安全保護系シーケンスキャビネット
- ・炉外核計装盤
- ・原子炉保護系計器ラック
- ・RTG補助盤
- ・放射線計装盤
- ・原子炉盤
- ・原子炉安全保護盤
- ・安全保護系テストラック

第3.1.4.2.2.25図 各影響緩和機能の系統概要図(津波:格納容器機能喪失)(23/24)

⑪アニュラス空気浄化系（サポート系）



各サポート系について、以下に示す。

- ①6.6kV AC電源 (17/24)
 - ②440V AC電源 (17/24)
 - ③125V DC電源 (17/24)
 - ④115V AC電源 (17/24)
 - ⑤バッテリー (17/24)
 - ⑥移動式大容量ポンプ車 (19/24)
 - ⑦タービン動補助給水ポンプ室空調系 (20/24)
 - ⑧中央制御室空調系 (室温維持) (21/24)
 - ⑨空調用冷水設備 (22/24)
 - ⑩中央制御室非常用循環系 (被ばく低減) (23/24)
 - ⑪アニュラス空気浄化系 (24/24)
- 具体的な系統については、()のページに示す。

各設備の操作・状態監視に必要な制御盤、中継盤は以下のとおり。

- ・自動切換/後備分電盤
- ・RTG補助盤用端子盤
- ・アニュラス空気浄化ファン現場盤
- ・原子炉トリップしゃ断器盤
- ・RTG主盤用端子盤
- ・事故後サンプルコントロールセンタ
- ・換気系補助リレーラック
- ・換気系ソレノイド用直流分電盤
- ・安全保護系シーケンスキャビネット
- ・炉外核計装盤
- ・原子炉保護系計器ラック
- ・RTG補助盤
- ・原子炉盤
- ・原子炉安全保護盤
- ・安全保護系テストラック

第3.1.4.2.2.25図 各影響緩和機能の系統概要図（津波：格納容器機能喪失）(24/24)

3.1.4.2.3 地震及び津波の重畳

地震に伴い発生する津波を考えた場合、大規模な地震が合わせて発生することが想定されるが、クリフエッジ津波は基準津波の設定に用いた前提をはるかに超える事象であり、それを引き起す震源(波源)を定量的かつ科学的に想定することは困難である。したがって、地震及び津波の重畳評価では、地震と津波をそれぞれ独立した事象として想定し、“波源を特定しないクリフエッジ高さの波”が発電所に到達すると同時に“クリフエッジ加速度を生じる大地震”が発生するものとして、HCLPFと許容津波高さの両パラメータの全ての組合せを考慮することとする。

(1) 炉心損傷防止対策

a. 出力運転時

(a) 地震及び津波の重畳事象の評価

イ 評価方法

出力運転時の炉心損傷を防止するための措置について、以下の評価を実施する。(第 3.1.4.2.3.1 図参照)

① 起因事象の選定

「3.1.4.2.1 地震」及び「3.1.4.2.2 津波」において実施した出力運転時炉心評価の結果に基づき特定されたクリフエッジとしてのHCLPF及び許容津波高さまでの範囲で、発生する各起因事象を選定する。

また、選定された各起因事象発生や各影響緩和機能に係るHCLPF又は許容津波高さについては、「3.1.4.2.1 地震」又は「3.1.4.2.2 津波」において評価した結果を用いる。

② 収束シナリオ及びクリフエッジの特定

①項にて選定した各起因事象について、「3.1.4.2.1 地震」又は「3.1.4.2.2 津波」の評価において特定されている収束シナリオを対象に、各収束シナリオを成立させるための各影響緩和機能に関するHCLPF及び許容津波高さのそれぞれの最小値を求め、それらの最小値の組合せを、当該収束シナリオに対する地震及び津波への耐力として求める。その上で、全ての収束シナリオから、最も耐力を有するシナリオを抽出し、そのシナリオの耐力を地震及び津波の重畳によるクリフエッジとして特定する。

ロ 評価結果

① 起因事象の選定結果

「3.1.4.2.1 地震」及び「3.1.4.2.2 津波」の評価結果から、考慮すべき起因事象として、地震による起因事象である外部電源喪失、主給水流量喪失及び原子炉補機冷却機能の全喪失並びに津波による起因事象である原子炉補機冷却機能の全喪失、主給水流量喪失、過渡事象及び外部電源喪失を対象とした。

② 収束シナリオ及びクリフエッジの特定結果

1) 地震による起因事象をベースとした評価

①項の各起因事象について、3.1.4.2.1(1)a.(a)ロ③項で述べたように、外部電源喪失及び主給水流量喪失は、外部電源喪失にまとめて評価をすることができる。そのため、本評価においては「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失」のイベントツリーを用いて、既に特定されている収束シナリオを対象に評価を行った。

具体的には、第3.1.4.2.1.4図のイベントツリーに対し、全ての収束シ

ナリオにおける各影響緩和機能の耐力として、HCLPF及び許容津波高さの組合せの評価を行い、最も耐力を有するシナリオを第3.1.4.2.3.2図のとおり抽出した。なお、津波高さ13mで大容量空冷式発電機からの給電に失敗した場合でも、中容量発電機車からの給電(HCLPF 1.26G、許容津波高さ15m)に期待することができる。

その結果、地震におけるクリフエッジシナリオは、津波高さ15mまで津波の影響を受けないことを確認した。

2) 津波による起因事象をベースとした評価

①項の各起因事象について、3.1.4.2.2(1)a.(a)ロ③項で述べたように、原子炉補機冷却機能の全喪失に対して、主給水流量喪失及び過渡事象が従属的に発生する場合であっても、原子炉補機冷却水を必要としない影響緩和機能に期待できれば、燃料を安定、継続的に冷却することができるため、原子炉補機冷却機能の全喪失にまとめて評価をすることができる。そのため、本評価においては「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失」のイベントツリーを用いて、既に特定されている収束シナリオを対象に評価を行った。

具体的には、第3.1.4.2.2.4図のイベントツリーに対し、全ての収束シナリオにおける各影響緩和機能の耐力として、HCLPF及び許容津波高さの組合せの評価を行い、最も耐力を有するシナリオを第3.1.4.2.3.3図のとおり抽出した。

その結果、津波におけるクリフエッジシナリオは、地震加速度1.04Gまで地震の影響を受けないことを確認した。

上記の評価結果から、HCLPFが1.04G以上又は許容津波高さが15m

以上の領域では、炉心にある燃料の重大な損傷を回避する手段がなくなるため、その境界線をクリフエッジとして特定した。(第3.1.4.2.3.4図参照)

b. 運転停止時

(a) 地震及び津波の重畳の評価

イ 評価方法

運転停止時の炉心損傷を防止するための措置について、以下の評価を実施する。(第 3.1.4.2.3.1 図参照)

① 起因事象の選定

「3.1.4.2.1 地震」及び「3.1.4.2.2 津波」において実施した運転停止時評価の結果に基づき特定されたクリフエッジとしてのHCLPF及び許容津波高さまでの範囲で、発生する各起因事象を選定する。

また、選定された各起因事象発生や各影響緩和機能の喪失に係るHCLPF又は許容津波高さについては、「3.1.4.2.1 地震」又は「3.1.4.2.2 津波」において評価した結果を用いる。

② 収束シナリオ及びクリフエッジの特定

①項にて選定した各起因事象について、「3.1.4.2.1 地震」又は「3.1.4.2.2 津波」の評価において特定されている収束シナリオを対象に、各収束シナリオを成功させるための各影響緩和機能の喪失に係るHCLPF及び許容津波高さのそれぞれの最小値を求め、それらの最小値の組合せを、当該収束シナリオに対する、地震及び津波への耐力として求める。その上で全ての収束シナリオから、最も耐力を有するシナリオを抽出し、そのシナリオの耐力を地震及び津波の重畳によるクリフエッジとして特定する。

ロ 評価結果

① 起因事象の選定結果

「3.1.4.2.1 地震」及び「3.1.4.2.2 津波」の評価結果から、考慮すべき起因事象として、地震による起因事象である外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能の全喪失並びに津波による起因事象である原子炉補機冷却機能の全喪失及び外部電源喪失を対象とした。

② 収束シナリオ及びクリフエッジの特定結果

1) 地震による起因事象をベースとした評価

①項の各起因事象について、「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失」のイベントツリーを用いて、既に特定されている収束シナリオを対象に評価を行った。

具体的には、第3.1.4.2.1.9図のイベントツリーに対し、全ての収束シナリオにおける各影響緩和機能の耐力として、HCLPF及び許容津波高さの組合せの評価を行い、最も耐力を有するシナリオを第3.1.4.2.3.5図のとおり抽出した。なお、津波高さ13mで大容量空冷式発電機からの給電に失敗した場合でも、中容量発電機車からの給電(HCLPF 1.26G、許容津波高さ15m)に期待することができる。

その結果、地震におけるクリフエッジシナリオは、津波高さ15mまで津波の影響を受けないことを確認した。

2) 津波による起因事象をベースとした評価

①項の起因事象について、「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失」のイベントツリーを用いて、既に特定されている収束シナリオを対象に評価を行った。

具体的には、第3.1.4.2.2.9図のイベントツリーに対し、全ての収束シナリオにおける各影響緩和機能の耐力として、HCLPF及び許容津波高さの組合せの評価を行い、最も耐力を有するシナリオを第3.1.4.2.3.6図のとおり抽出した。

その結果、津波におけるクリフエッジシナリオは、地震加速度1.04Gまで地震の影響を受けないことを確認した。

上記の評価結果から、HCLPFが1.04G以上又は許容津波高さが15m以上の領域では、炉心にある燃料の重大な損傷を回避する手段がなくなるため、その境界線をクリフエッジとして特定した。(第3.1.4.2.3.7図参照)

(2) 格納容器機能喪失防止対策

a. 地震及び津波の重畳の評価

(a) 評価方法

格納容器機能喪失を防止するための措置について、以下の評価を実施する。(第 3.1.4.2.3.1 図参照)

① 起因事象の選定

「3.1.4.2.1 地震」及び「3.1.4.2.2 津波」において実施した格納容器機能評価の結果に基づき特定されたクリフエッジとしてのHCLPF及び許容津波高さまでの範囲で、発生する各起因事象を選定する。

また、選定された各起因事象発生や各影響緩和機能の喪失に係るHCLPF又は許容津波高さについては、「3.1.4.2.1 地震」又は「3.1.4.2.2 津波」において評価した結果を用いる。

② 収束シナリオ及びクリフエッジの特定

①項にて選定した各起因事象について、「3.1.4.2.1 地震」又は「3.1.4.2.2 津波」の評価において特定されている収束シナリオを対象に、各収束シナリオを成立させるための各影響緩和機能の喪失に係るHCLPFと許容津波高さのそれぞれの最小値を求め、それらの最小値の組合せを、当該収束シナリオに対する地震及び津波の耐力として求める。その上で全ての収束シナリオから、最も耐力を有するシナリオを抽出し、そのシナリオの耐力を地震及び津波の重畳によるクリフエッジとして特定する。

(b) 評価結果

① 起因事象の選定結果

「3.1.4.2.1 地震」及び「3.1.4.2.2 津波」の評価結果から、考慮すべき起因事象として、地震による起因事象である外部電源喪失、主給水流量喪失及び原子炉補機冷却機能の全喪失並びに津波による起因事象である原子炉補機冷却機能の全喪失、主給水流量喪失、過渡事象及び外部電源喪失を対象とした。

② 収束シナリオ及びクリフエッジの特定結果

1) 地震による起因事象をベースとした評価

①項の各起因事象について、3.1.4.2.1(2)a.(b)③項で述べたように、外部電源が期待できないことを考慮すると外部電源喪失及び主給水流量喪失は、外部電源喪失にまとめて評価をすることができる。そのため、本評価においては「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失」のイベントツリーを用いて、既に特定されている収束シナリオを対象に評価を行った。

具体的には、第3.1.4.2.1.12図のイベントツリーに対し、全ての収束シナリオにおける各影響緩和機能の耐力として、HCLPF及び許容津波高さの組合せの評価を行い、最も耐力を有するシナリオを第3.1.4.2.3.8図のとおり抽出した。なお、津波高さ13mで大容量空冷式発電機からの給電に失敗した場合でも、中容量発電機車からの給電(HCLPF 1.26G、許容津波高さ15m)に期待することができる。

その結果、地震におけるクリフエッジシナリオは、津波高さ15mまで津波の影響を受けないことを確認した。

2) 津波による起因事象をベースとした評価

①項の各起因事象について、3.1.4.2.2(2)a.(b)③項で述べたように、原子炉補機冷却機能の全喪失に対して、主給水流量喪失及び過渡事象が従属的に発生する場合であっても、原子炉補機冷却水を必要としない影響緩和機能に期待できれば、燃料を安定、継続的に冷却することができるため、原子炉補機冷却機能の全喪失にまとめて評価をすることができる。そのため、本評価においては「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失」のイベントツリーを用いて、既に特定されている収束シナリオを対象に評価を行った。

具体的には、第3.1.4.2.2.12図のイベントツリーに対し、全ての収束シナリオにおける各影響緩和機能の耐力として、HCLPF及び許容津波高さの組合せの評価を行い、最も耐力を有するシナリオを第3.1.4.2.3.9図のとおり抽出した。

その結果、津波におけるクリフエッジシナリオは、地震加速度0.70Gまで地震の影響を受けないことを確認した。

上記の評価結果から、HCLPFが0.70G以上又は許容津波高さが15m以上の領域では、収束シナリオが成立しない。しかしながら、炉心損傷に至らない場合には格納容器機能は喪失しないことから、上記HCLPFを上回り炉心損傷のHCLPF(1.04G)を格納容器機能喪失のクリフエッジとして特定し、HCLPFが1.04G以上又は許容津波高さが15m以上の領域では、炉心が損傷した状態で原子炉格納容器内の除熱を安定的に継続させる手段がなくなるため、その境界線をクリフエッジとして特定した。(第3.1.4.2.3.10図参照)

(3) 使用済燃料ピットの燃料損傷防止対策

a. 地震及び津波の重畳の評価

(a) 評価方法

SFP にある燃料の損傷を防止するための措置について、以下の評価を実施する。(第 3.1.4.2.3.1 図参照)

① 起因事象の選定

「3.1.4.2.1 地震」及び「3.1.4.2.2 津波」において実施したSFP燃料評価の結果に基づき特定されたクリフエッジとしてのHCLPF及び許容津波高さまでの範囲で、発生する各起因事象を選定する。

また、選定された各起因事象発生や各影響緩和機能の喪失に係るHCLPF又は許容津波高さについては、「3.1.4.2.1 地震」又は「3.1.4.2.2 津波」において評価した結果を用いる。

② 収束シナリオ及びクリフエッジの特定

①項にて選定した各起因事象について、「3.1.4.2.1 地震」又は「3.1.4.2.2 津波」の評価において特定されている収束シナリオを対象に、各収束シナリオを成立させるための各影響緩和機能の喪失に係るHCLPF及び許容津波高さのそれぞれの最小値を求め、それらの最小値の組合せを、当該収束シナリオに対する地震及び津波の耐力として求める。その上で全ての収束シナリオから、最も耐力を有するシナリオを抽出し、そのシナリオの耐力を地震及び津波の重畳によるクリフエッジとして特定する。

(b) 評価結果

① 起因事象の選定結果

「3.1.4.2.1 地震」及び「3.1.4.2.2 津波」の評価結果から、考慮すべき起因事象として、地震による起因事象である外部電源喪失、SFP冷却機能喪失及び原子炉補機冷却機能喪失並びに津波による起因事象である原子炉補機冷却機能喪失、SFP冷却機能喪失及び外部電源喪失を対象とした。

② 収束シナリオ及びクリフエッジの特定結果

1) 地震による起因事象をベースとした評価

①項の各起因事象について、3.1.4.2.1(3)a.(b)③項で述べたように、原子炉補機冷却機能喪失に対して、SFP冷却機能喪失が従属的に発生する場合であっても、原子炉補機冷却水を必要としない影響緩和機能に期待できれば、燃料を安定、継続的に冷却することができるため、原子炉補機冷却機能喪失にまとめて評価をすることができる。そのため、本評価においては「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失」のイベントツリーを用いて、既に特定されている収束シナリオを対象に評価を行った。

具体的には、第3.1.4.2.1.17図のイベントツリーに対し、全ての収束シナリオにおける各影響緩和機能の耐力として、HCLPF及び許容津波高さの組合せの評価を行い、最も耐力を有するシナリオを第3.1.4.2.3.11図のとおり抽出した。

その結果、地震におけるクリフエッジシナリオは、津波高さ27mまで津波の影響を受けないことを確認した。

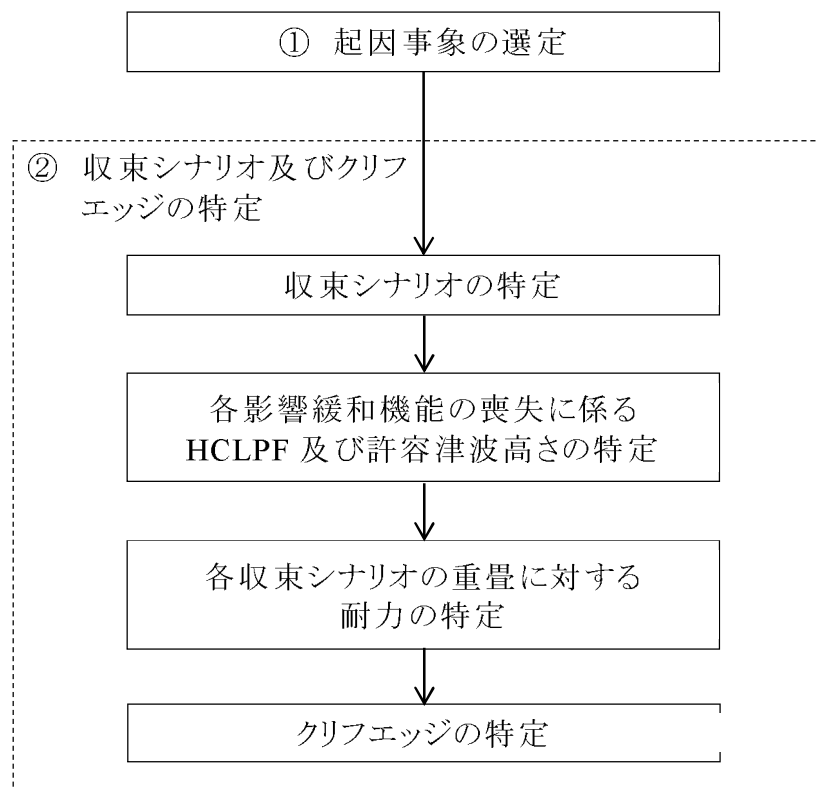
2) 津波による起因事象をベースとした評価

①項の各起因事象について、3.1.4.2.2(3)a.(b)③項で述べたように、原子炉補機冷却機能喪失に対して、SFP冷却機能喪失が従属的に発生する場合であっても、原子炉補機冷却水を必要としない影響緩和機能に期待できれば、燃料を安定、継続的に冷却することができるため、原子炉補機冷却機能喪失にまとめて評価をすることができる。そのため、本評価においては「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失」のイベントツリーを用いて、既に特定されている収束シナリオを対象に評価を行った。

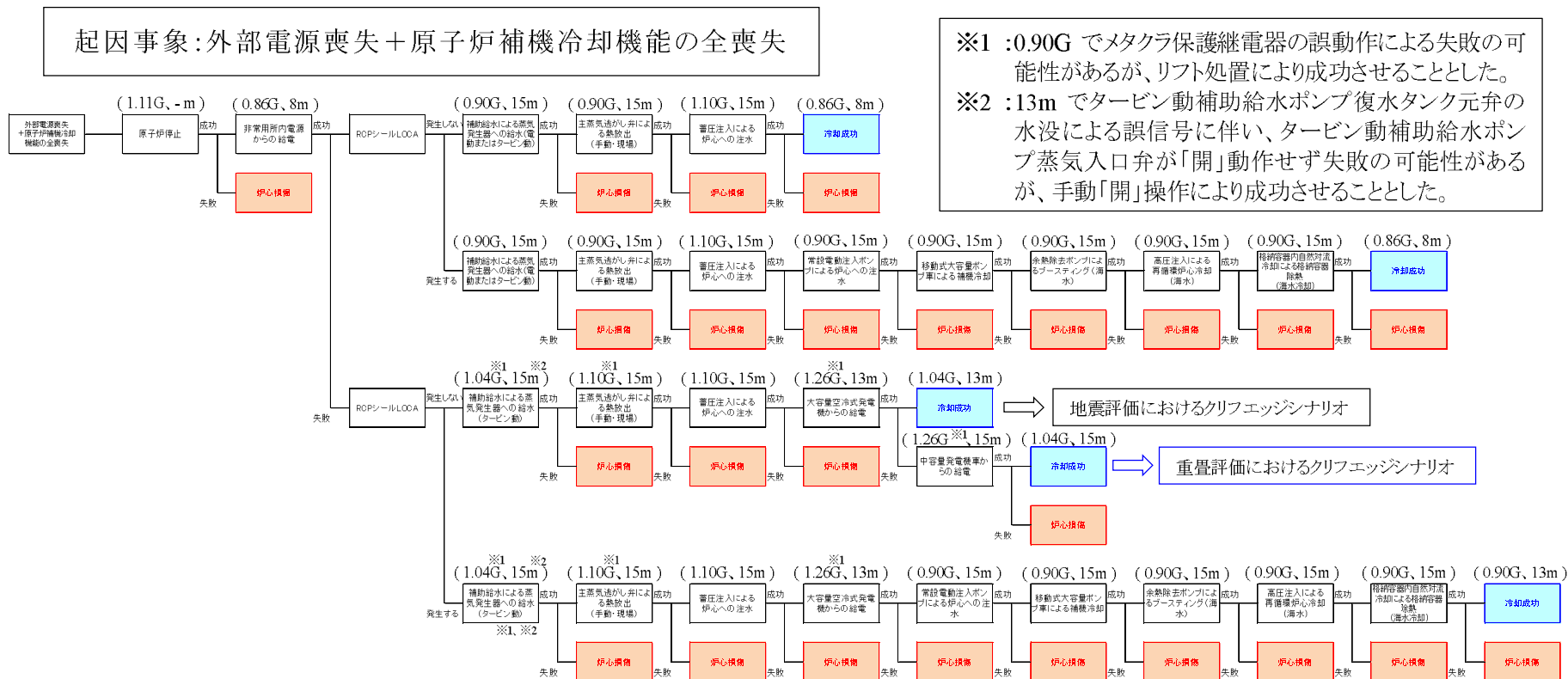
具体的には、第3.1.4.2.2.17図のイベントツリーに対し、全ての収束シナリオにおける各影響緩和機能の耐力として、HCLPF及び許容津波高さの組合せの評価を行い、最も耐力を有するシナリオを第3.1.4.2.3.12図のとおり抽出した。

その結果、津波におけるクリフエッジシナリオは、地震加速度1.17Gまで地震の影響を受けないことを確認した。

上記の評価結果から、HCLPFが1.17G以上又は許容津波高さが27m以上の領域では、SFPにある燃料の重大な損傷を回避する手段がなくなるため、その境界線をクリフエッジとして特定した。(第3.1.4.2.3.13図参照)

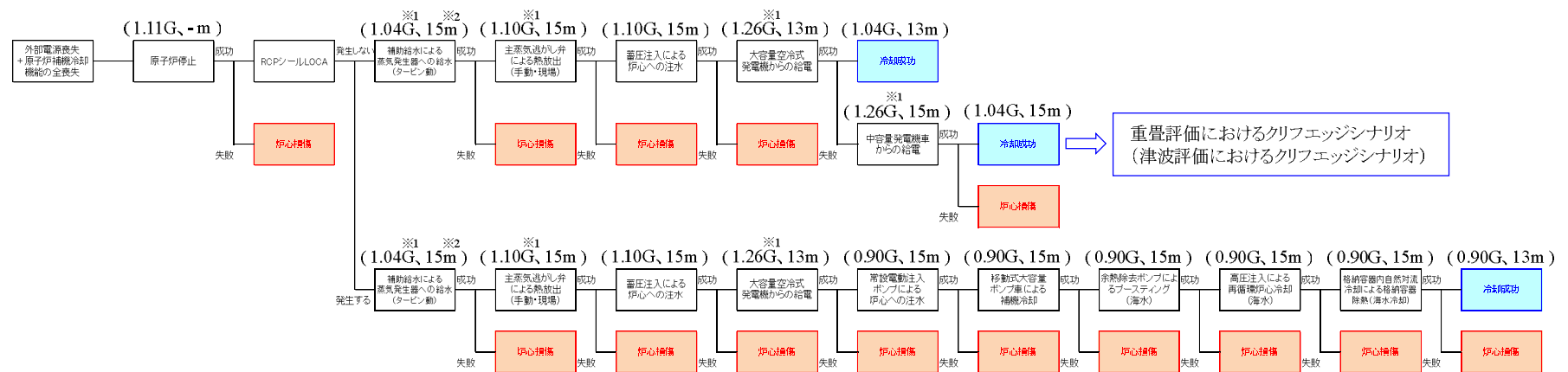


第 3.1.4.2.3.1 図 クリフエッジの特定に係るフロー図 (地震及び津波の重畳)



第 3.1.4.2.3.2 図 各収束シナリオの重畳に対する耐力の評価結果
 (重畳:出力運転時炉心損傷(地震による起因事象をベースとした評価))

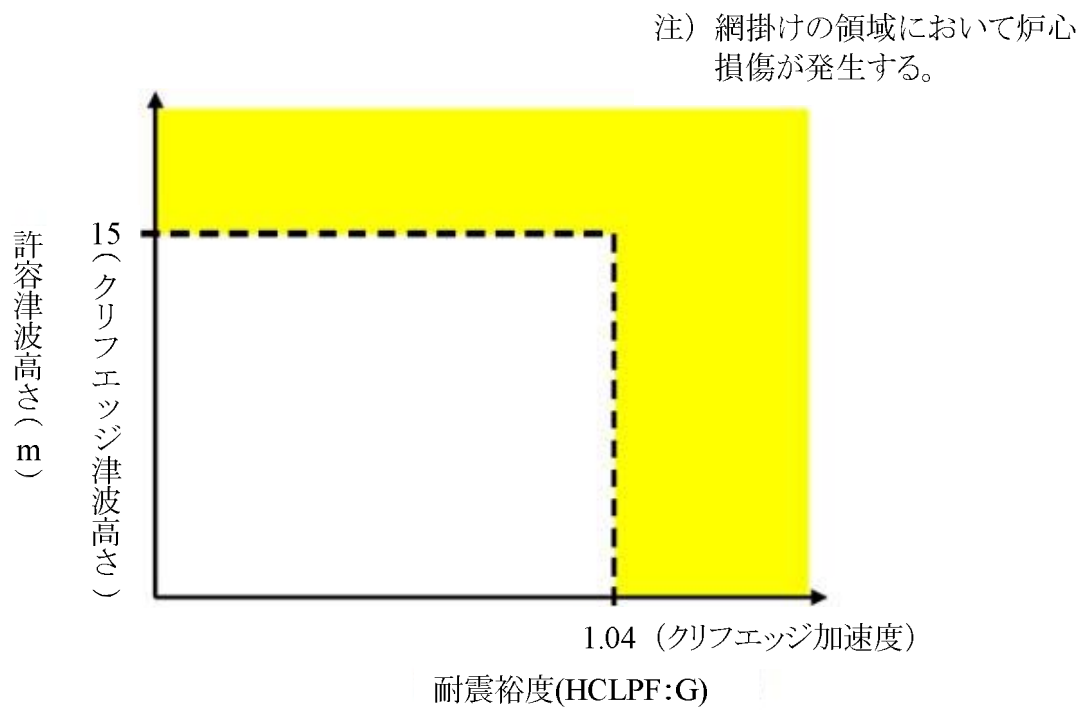
起因事象：外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失



※1 :0.90G でメタクラ保護継電器の誤動作による失敗の可能性はあるが、リフト処置により成功させることとした。
 ※2 :13m でタービン動補助給水ポンプ復水タンク元弁の水没による誤信号に伴い、タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁が「開」動作せず失敗の可能性はあるが、手動「開」操作により成功させることとした。

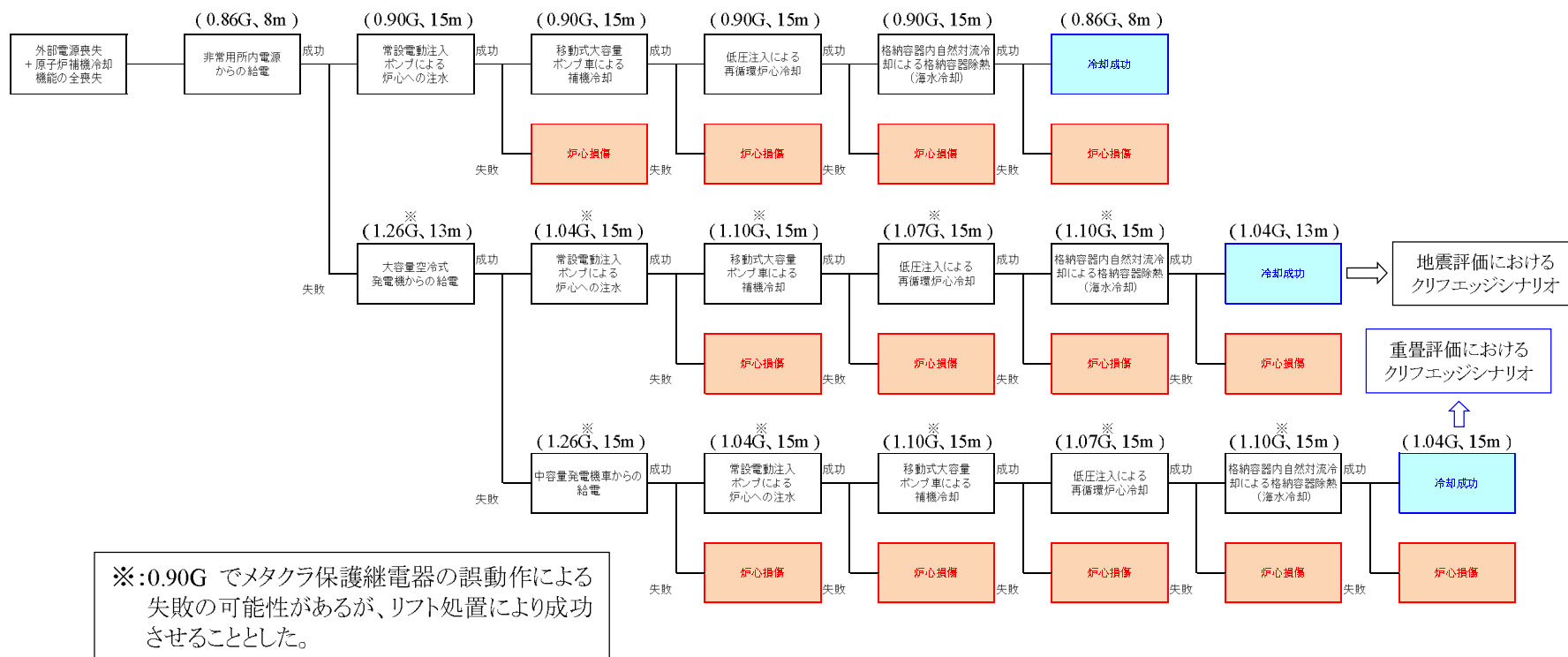
第 3.1.4.2.3.3 図 各収束シナリオの重畳に対する耐力の評価結果

(重畳：出力運転時炉心損傷(津波による起因事象をベースとした評価))



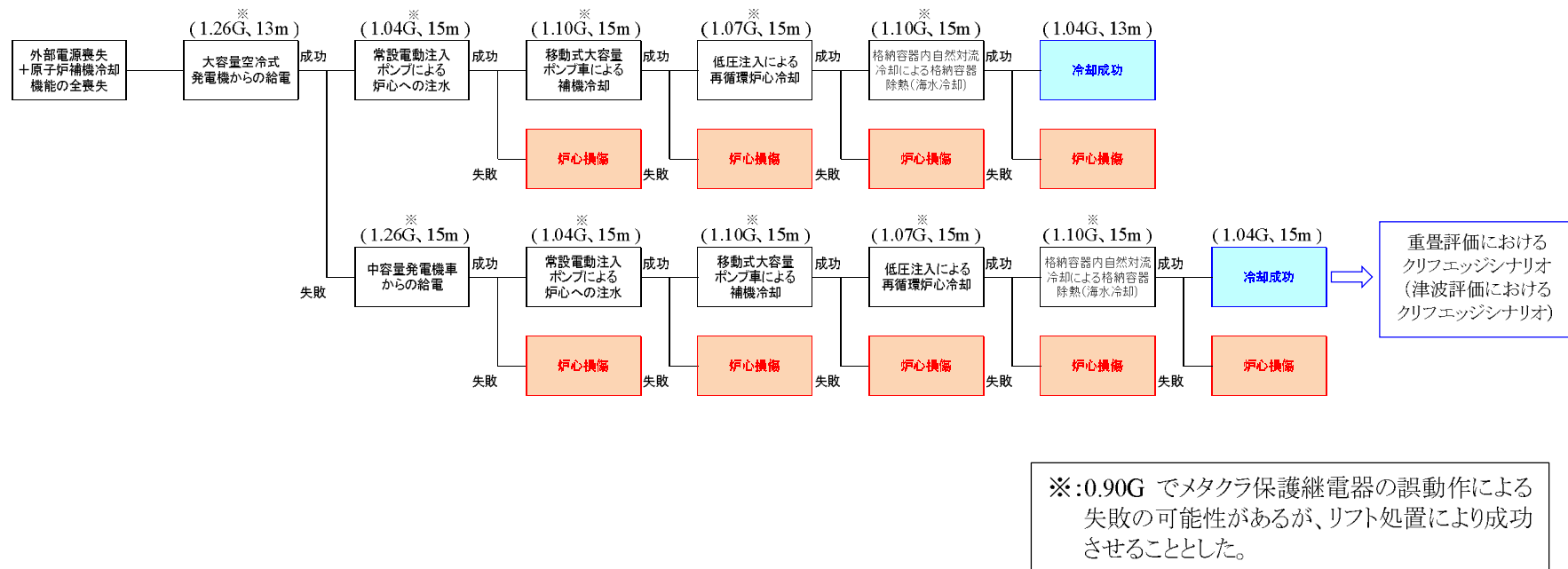
第 3.1.4.2.3.4 図 地震及び津波の重畳に関するクリフエッジ評価結果
(重畳:出力運転時炉心損傷)

起因事象：外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失



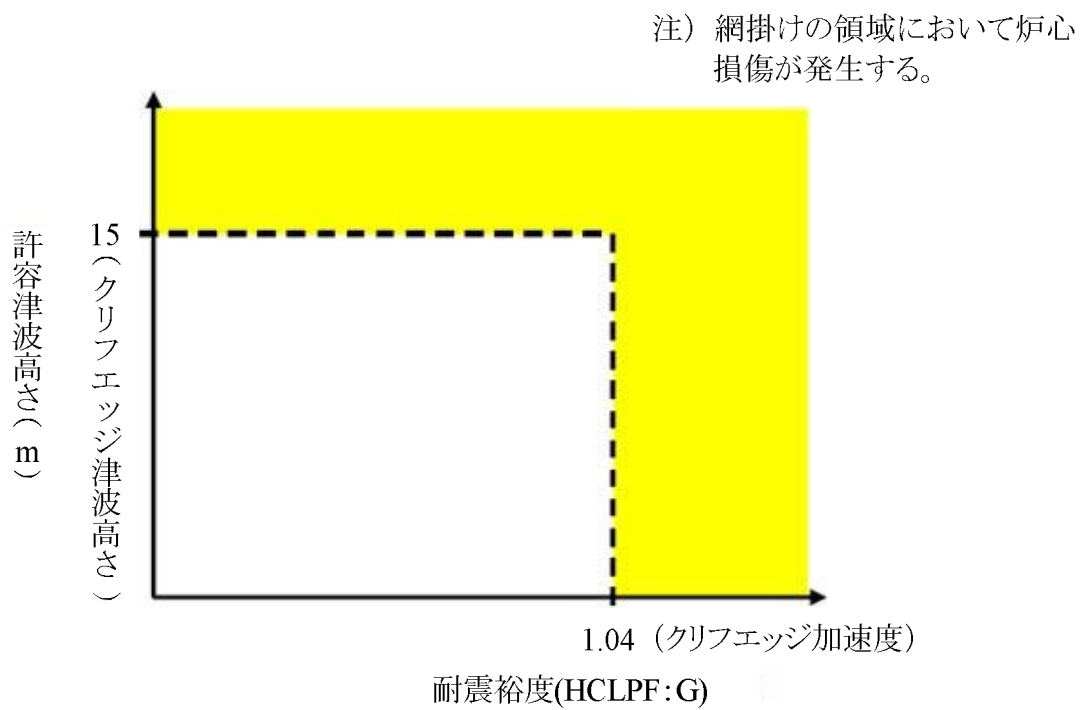
第 3.1.4.2.3.5 図 各収束シナリオの重畳に対する耐力の評価結果
(重畳:運転停止時炉心損傷(地震による起因事象をベースとした評価))

起因事象:外部電源喪失+原子炉補機冷却機能の全喪失



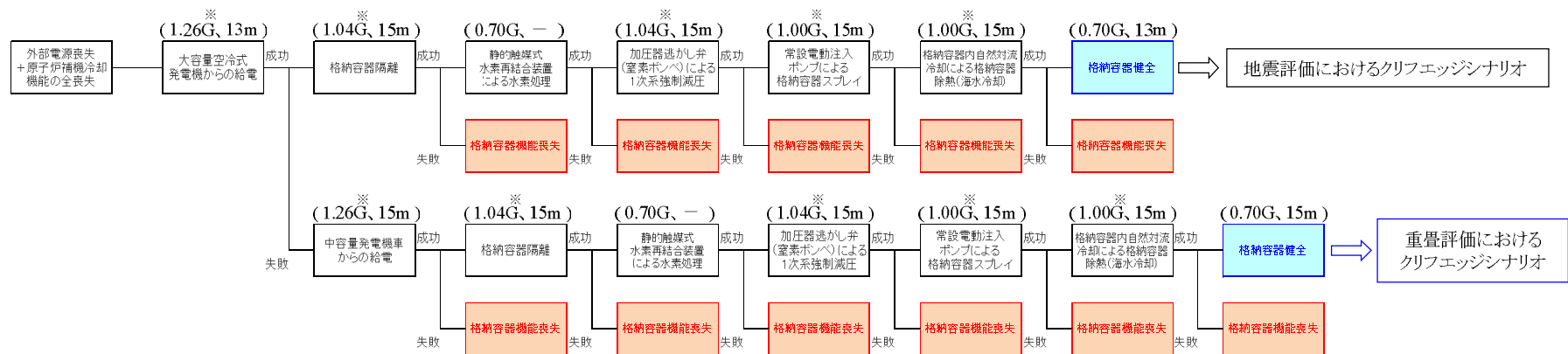
第 3.1.4.2.3.6 図 各収束シナリオの重畳に対する耐力の評価結果

(重畳:運転停止時炉心損傷(津波による起因事象をベースとした評価))



第 3.1.4.2.3.7 図 地震及び津波の重畳に関するクリフエッジ評価結果
(重畳:運転停止時炉心損傷)

起因事象：外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失

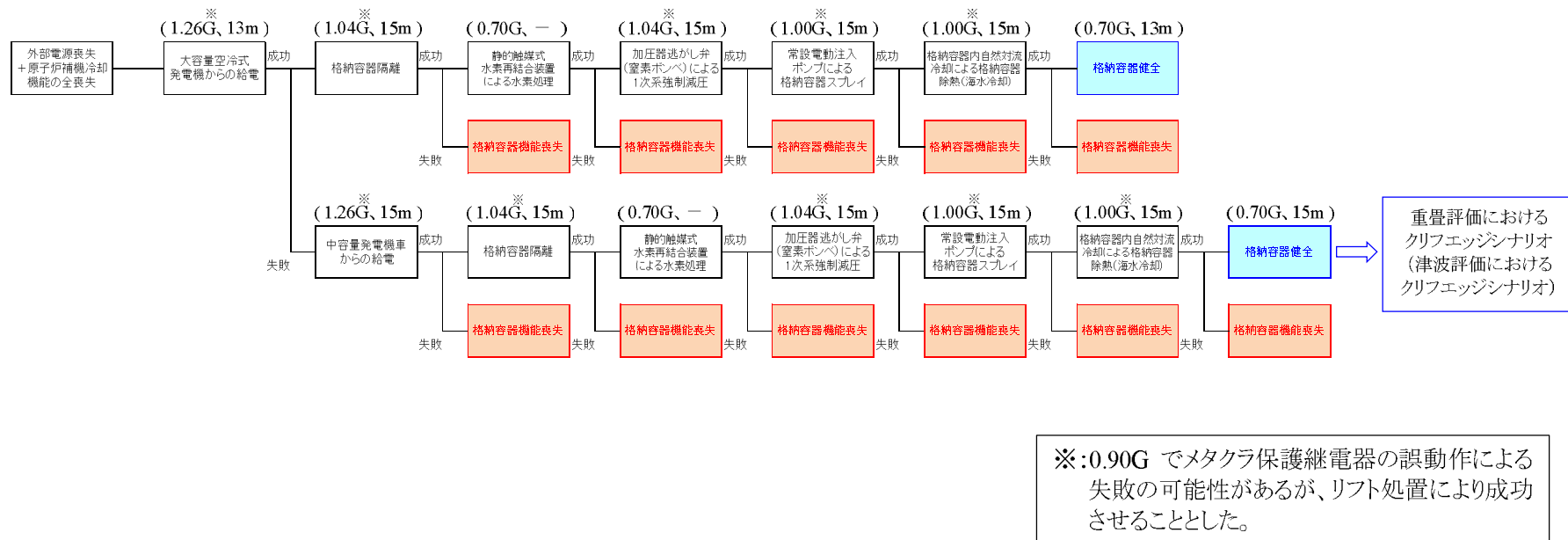


※:0.90G でメタクラ保護継電器の誤動作による失敗の可能性があるが、リフト処置により成功させることとした。

第 3.1.4.2.3.8 図 各収束シナリオの重畳に対する耐力の評価結果

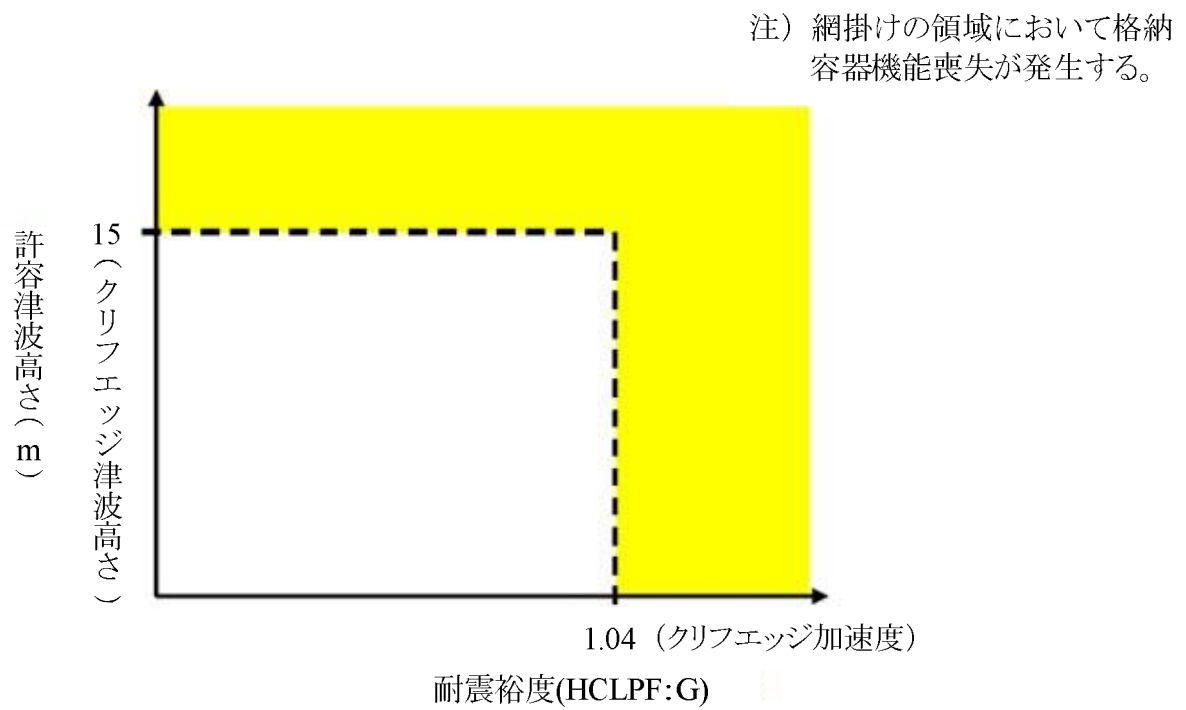
(重畳：格納容器機能喪失(地震による起因事象をベースとした評価))

起因事象:外部電源喪失+原子炉補機冷却機能の全喪失

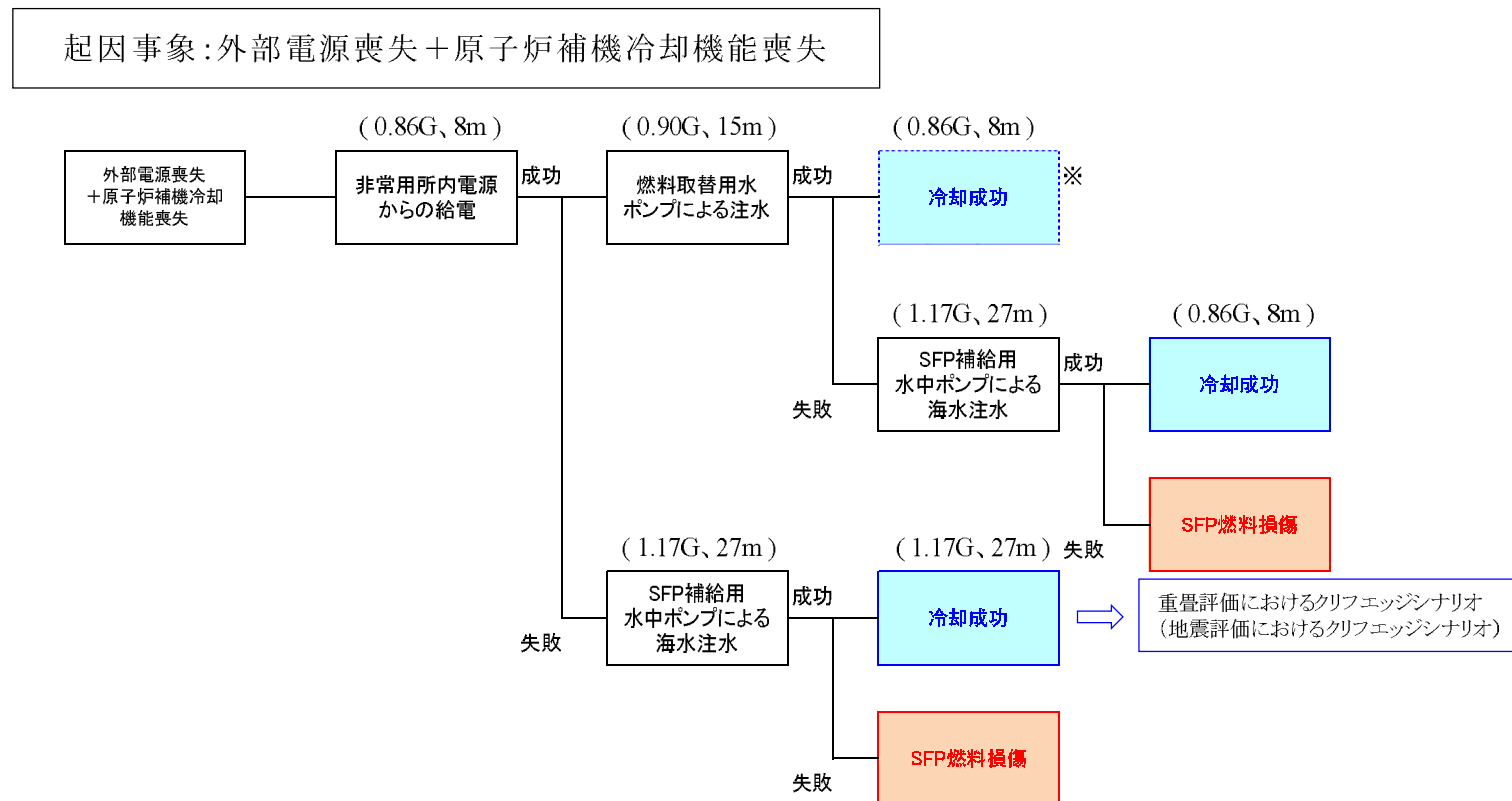


第 3.1.4.2.3.9 図 各収束シナリオの重畳に対する耐力の評価結果

(重畳:格納容器機能喪失(津波による起因事象をベースとした評価))



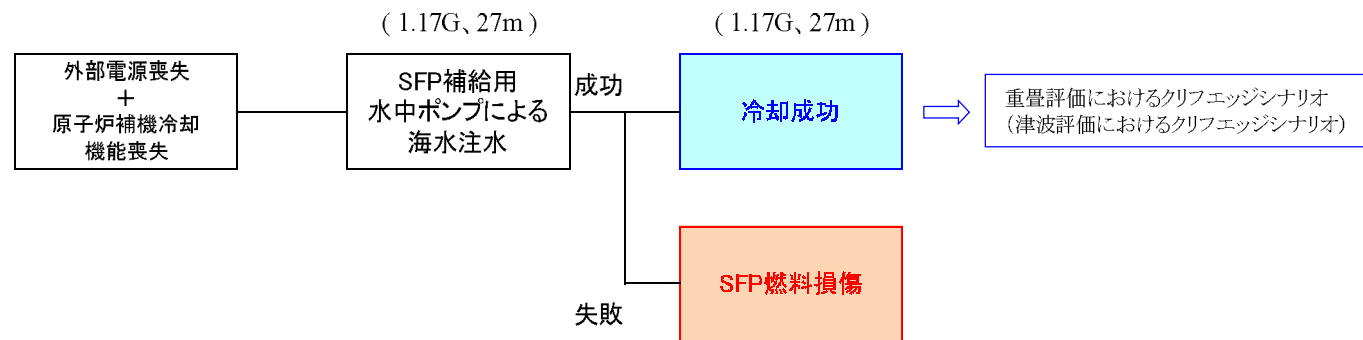
第 3.1.4.2.3.10 図 地震及び津波の重畳に関するクリフエッジ評価結果
(重畳:格納容器機能喪失)



第 3.1.4.2.3.11 図 各収束シナリオの重畳に対する耐力の評価結果

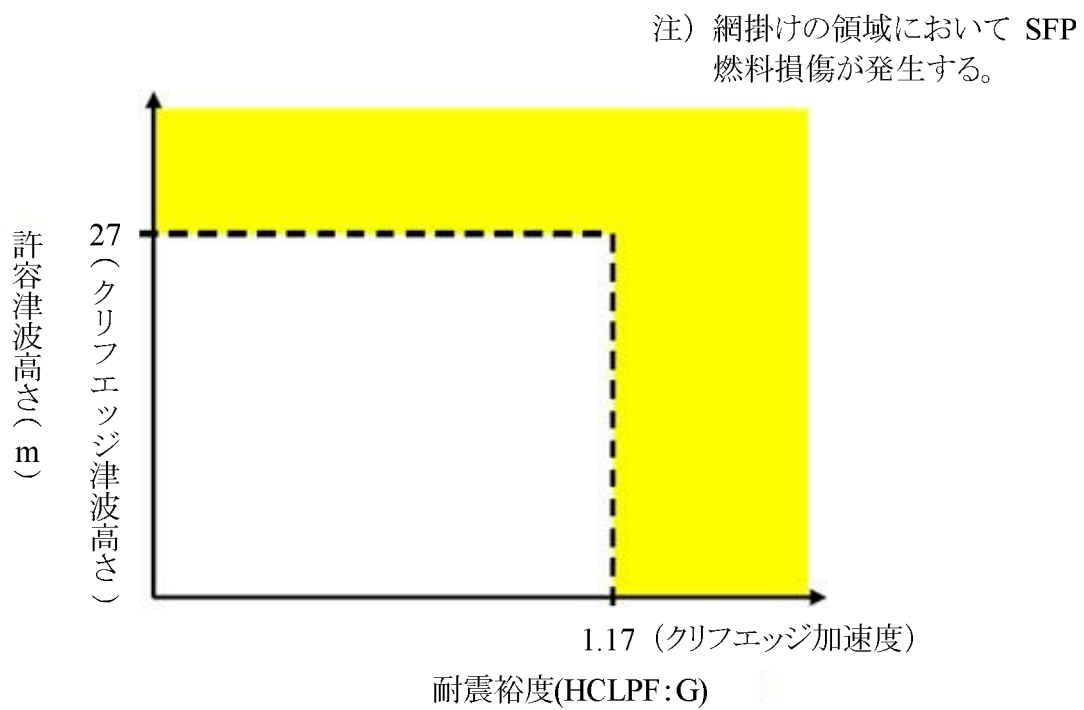
(重畳：SFP 燃料損傷(地震による起因事象をベースとした評価))

起因事象:外部電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失



第 3.1.4.2.3.12 図 各収束シナリオの重畳に対する耐力の評価結果

(重畳:SFP 燃料損傷(津波による起因事象をベースとした評価))



第 3.1.4.2.3.13 図 地震及び津波の重畳に関するクリフエッジ評価結果
(重畳:SFP 燃料損傷)

3.1.4.2.4 クリフエッジに至った場合の対応措置

安全裕度評価の結果から、地震、津波並びに地震及び津波の重畳が発生した場合の炉心損傷、格納容器機能喪失及び SFP 燃料損傷に至るクリフエッジ・エフェクトを回避するための対応を検討した。

なお、検討に当たっては、クリフエッジの特定までに考慮していた設計基準対象施設及び発電用原子炉設置変更許可申請書添付書類十の有効性評価において考慮した重大事故等対策に含まれていない重大事故等対処設備や多様性拡張設備、また、発電所外部からの支援等も含めて措置の検討を実施した。

(1) 地震

第 3.1.4.2.4.1 表に、各評価項目におけるクリフエッジとなる事象及びその時のクリフエッジ加速度を示す。各クリフエッジシナリオでクリフエッジを生じる機器については、以下の対応を行うことで、炉心損傷又は使用済燃料の損傷を回避することができる。

- a. 炉心(出力運転時)については、タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁を手動操作で開弁し、蒸気発生器への給水を再開することで、炉心損傷を防ぐことが可能である。
- b. 炉心(運転停止時)については、代替再循環隔離弁を手動操作で開弁することにより、常設電動注入ポンプによる炉心への注水を再開し、その後、余熱除去系統 C/V 再循環隔離弁を手動操作で開弁し、低圧注入による再循環炉心冷却に移行することで、炉心損傷を防ぐことが可能である。

- c. 使用済燃料ピットについては、可搬型ディーゼル注入ポンプによる SFP 補給/SFP スプレイ、消防自動車による使用済燃料ピットへの注水により使用済燃料の損傷を防ぐことが可能である。

(2) 津波

第 3.1.4.2.4.2 表に、各評価項目におけるクリフエッジとなる事象及びその時のクリフエッジ許容津波高さを示す。各クリフエッジシナリオでクリフエッジを生じる機器については、以下の対応を行うことで、炉心損傷または使用済燃料の損傷を回避することができる。

- a. 炉心(出力運転時、運転停止時)については、クリフエッジで機能喪失するタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水、常設電動注入ポンプによる注水に替え、可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器若しくは炉心に注水することにより、炉心損傷を防ぐことができる。
- b. 使用済燃料ピットについては、クリフエッジで機能喪失するタンクローリに替え、発電所外より手配した発電機、燃料により、SFP 補給用水中ポンプによる海水注入をすることで使用済燃料の損傷を防ぐことができる。また、発電所外より手配した消防自動車、燃料により使用済燃料ピットへの注水を行うことにより、同様に使用済燃料の損傷を防ぐことができる。

(3) 地震及び津波の重畳

地震及び津波の重畳の評価結果では、津波評価におけるクリフエッジシナリオで要求される各機能が、同時に発生した地震により機能を喪失しないこと、

及び、地震評価におけるクリフエッジシナリオで要求される各機能が同時に発生した津波により機能を喪失しないことをそれぞれ確認し、事象が重なったとしても互いのクリフエッジの値に影響しあうことがないことが確認された。このことから、地震及び津波の重畳に対する対応は、地震及び津波において抽出された各クリフエッジに至った場合の対応措置が有効である。

第 3.1.4.2.4.1 表 各評価項目におけるクリフエッジとなる事象及びその時のクリフエッジ地震動

評価項目			クリフエッジとなる事象	クリフエッジ 加速度
地震	出力 運転時	炉心	タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水不能	1026Gal
		格納容器	炉心損傷	1026Gal
		使用済燃料ピット	SFP 補給用水中ポンプによる海水注水不能	1149Gal
	運転 停止時	炉心	常設電動注入ポンプによる炉心への注水不能	1026Gal

第 3.1.4.2.4.2 表 各評価項目におけるクリフエッジとなる事象及びその時のクリフエッジ許容津波高さ

評価項目			クリフエッジとなる事象	クリフエッジ 津波高さ
津波	出力 運転時	炉心	タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水不能	15m
		格納容器	中容量発電機車からの給電不能による格納容器隔離不能	15m
		使用済燃料ピット	タンクローリの機能喪失による SFP 補給用水中ポンプからの海水注水不能	27m
	運転 停止時	炉心	中容量発電機車からの給電不能による常設電動注入ポンプによる注水不能	15m

3.1.4.3 事象進展と時間評価に関する評価

地震、津波並びに地震及び津波の重畳について、クリフエッジとなる収束シナリオ(以下「クリフエッジシナリオ」という。)に対し、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。)を踏まえた事象進展を評価し、重大事故等対策の有効性を評価するとともに、重大事故等対策を開始するまでの余裕時間及び緩和機能の継続を必要とする時間を評価する。

3.1.4.3.1 重大事故等に関する評価

3.1.4.3.1.1 事象進展と時間評価に関する評価の基本的考え方

(1) 概 要

本発電用原子炉施設において、クリフエッジとなる地震等が発生した場合にも、重大事故等対策が有効であることを示すため、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。また、必要な緩和機能について、重大事故等対策を開始するまでの余裕時間及び緩和機能の継続を必要とする時間を評価する。

(2) 評価対象の整理及び評価項目の設定

本発電用原子炉施設を対象とした安全裕度評価結果におけるクリフエッジシナリオを踏まえ、措置の有効性を確認するためのクリフエッジシナリオを選定して、対応する措置の有効性の評価を行う。

重大事故等対策の有効性を確認するため、「3.1.4.2 評価結果」に示すクリフエッジシナリオについて、事象進展と時間評価（以下「時間評価等」という。）に関する評価を実施するクリフエッジシナリオ（以下「評価シナリオ」という。）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。

a. 事象進展と時間評価に関する評価を実施するクリフエッジシナリオの選定

地震、津波並びに地震及び津波の重畳における以下(a)から(c)に示すクリフエッジシナリオに対し、評価シナリオを選定する。なお、地震、津波並びに地震及び津波の重畳のクリフエッジシナリオが同様のシナリオとなった場合は、事象進展等が厳しくなる地震及び津波の重畳の評価シナリオにて時間評価等を実施する。

(a) 地震

i. 炉心損傷防止対策

- ・外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故

ii. 格納容器破損防止対策

- ・外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能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

「3.1.4.2 評価結果」に示すとおり、格納容器破損防止対策の緩和手段の耐力は炉心損傷防止対策のクリフエッジ地震加速度よりも小さいため、炉心損傷となる地震加速度において格納容器機能喪失に至るものとして取り扱っている。

したがって、時間評価等に関する評価は、炉心損傷防止対策の評価と同様である。

iii. 使用済燃料ピットの燃料損傷防止対策

- ・外部電源喪失、使用済燃料ピット冷却機能喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故

iv. 運転停止時の燃料損傷防止対策

- ・燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故

(b) 津波

i. 炉心損傷防止対策

- ・原子炉補機冷却機能喪失及び外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故

ii. 格納容器破損防止対策

- ・原子炉補機冷却機能喪失及び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

「3.1.4.2 評価結果」に示すとおり、格納容器破損防止対策の緩和手段の耐津波高さは炉心損傷防止対策のクリフエッジ津波高さと同じであるため、炉心損傷となる津波高さにおいて格納容器機能喪失に至るものとして取り扱っている。

したがって、時間評価等に関する評価は、炉心損傷防止対策の評価と同様である。

iii. 使用済燃料ピットの燃料損傷防止対策

- ・原子炉補機冷却機能喪失及び外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故

iv. 運転停止時の燃料損傷防止対策

- ・燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉補機冷却機能喪失及び外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故

(c) 地震及び津波の重畳

i. 炉心損傷防止対策

- ・外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故

ii. 格納容器破損防止対策

- ・外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能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

「3.1.4.2 評価結果」に示すとおり、格納容器破損防止対策の緩和手段の耐力及び耐津波高さは炉心損傷防止対策のクリフエッジ地震加速度及び津波高さよりも小さい又は同じであるため、炉心損傷となる地震加速度及び津波高さにおいて格納容器機能喪失に至るものとして取り扱っている。

したがって、時間評価等に関する評価は、炉心損傷防止対策の評価と同様である。

iii. 使用済燃料ピットの燃料損傷防止対策

- ・外部電源喪失、使用済燃料ピット冷却機能喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故

iv. 運転停止時の燃料損傷防止対策

- ・燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故

(d) 評価シナリオの選定

(a) から (c) に示したとおり、炉心損傷防止対策、運転停止時の燃料損傷防止対策において、地震、津波並びに地震及び津波の重畳は、同様のクリフエッジシナリオとなる。また、使用済燃料ピットの燃料損傷防止対策における地震と津波のクリフエッジシナリオにおいては、原子炉補機冷却機能喪失に伴い、従属的に使用済燃料ピット冷却機能喪失が発生する。このため、地

震、津波並びに地震及び津波の重畳は、同様のクリフエッジシナリオとなる。

したがって、いずれの評価においても、事象進展等が厳しくなる地震及び津波の重畳におけるクリフエッジシナリオを評価シナリオとして選定し、時間評価等を実施する。

b. 有効性を確認するための評価項目の設定

「1.5.4.2(1)b. 評価項目」に同じ。

(3) 重大事故等対策を開始するまでの余裕時間の評価

評価シナリオに対して、シナリオを成立させるために必要な緩和機能が、炉心損傷、格納容器破損等を回避する観点からどの程度まで遅れることが許容されるかを特定するために、重大事故等対策を開始するまでの余裕時間の評価を実施する。

具体的には、評価シナリオにおいて重大事故等対策を開始するまでの余裕時間の評価の対象となる緩和機能を選定し、評価項目を満足することを感度解析等により確認することで、余裕時間を評価する。なお、緩和機能については、イベントツリーのヘディングを用いて抽出する。

ただし、以下のとおり、a.から d.については評価対象外とする。

a. 自動で作動又は停止する緩和機能

余裕時間の評価は、運転員等操作がどの程度まで遅れることが許容されるかを特定するものである。そのため、自動で作動又は停止する緩和機能については、余裕時間を評価しない。

b. サポート系の緩和機能

サポート系の緩和機能が想定どおり作動したとしても、フロントライン系の緩和機能が作動しない場合には、緩和機能を果たせないことから、サポート系の緩和機能の余裕時間はフロントライン系の緩和機能の余裕時間と同等である。そのため、サポート系の緩和機能については、余裕時間を評価しない。

c. 中央制御室内で操作を行う緩和機能

中央制御室内で完結する操作は、現場操作と比較して、時間遅れが発生するとは考えにくい。そのため、中央制御室内で操作を行う緩和機能については、余裕時間を評価しない。

d. 長期冷却に係る緩和機能

事象初期の緩和機能の操作により炉心等の冷却状態が確立し、炉心等の冷却に係るパラメータが安定した後の長期冷却に係る緩和機能の操作は既に十分な余裕時間がある。そのため、長期冷却に係る緩和機能については、余裕時間を評価しない。

(4) 緩和機能の継続を必要とする時間の評価

クリフエッジシナリオに対して、シナリオを成立させるために必要な緩和機能が、炉心損傷、格納容器破損等を回避する観点から、どの程度維持を必要とするのかを特定するために、緩和機能の継続を必要とする時間の評価を実施する。

具体的には、原子炉施設でクリフエッジシナリオが発生することを想定し、必要となる発電所内の水源、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、有効性の評価において考慮されてい

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。

3.1.4.3.1.2 炉心損傷防止対策

3.1.4.3.1.2.1 評価シナリオ

炉心損傷防止対策における有効性を確認する評価シナリオは、「3.1.4.3.1.1 (2)評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故」である。

3.1.4.3.1.2.2 炉心損傷防止対策における有効性の評価結果

(1) 有効性の評価条件

本評価シナリオに対する主要な解析条件を第 3.1.4.3.1.2.1 表に示す。

(2) 有効性の評価結果

本評価シナリオにおける対策の概略系統図を第 3.1.4.3.1.2.1 図に、事象進展及び対応手順の概要を第 3.1.4.3.1.2.2 図に、必要な要員と作業項目について第 3.1.4.3.1.2.3 図に示す。第 3.1.4.3.1.2.2 図及び第 3.1.4.3.1.2.3 図に示すとおり、運転員、緊急時対策本部要員及び重大事故等対策要員にて対処可能である。また、1 次系圧力、1 次系温度、1 次系保有水量、原子炉容器内水位、燃料被覆管温度等の 1 次系パラメータの変化を第 3.1.4.3.1.2.4 図から第 3.1.4.3.1.2.10 図に、2 次系圧力、蒸気発生器水位等の 2 次系パラメータの変化を第 3.1.4.3.1.2.11 図から第 3.1.4.3.1.2.16 図に示す。

a. 事象進展

事象発生後、全交流動力電源喪失に伴い RCP の母線電圧が低下することで、「1 次冷却材ポンプ電源電圧低」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、全交流動力電源喪失と同時に原子炉補機冷却機能喪失を想定するが、RCP シール LOCA は発生しないことから 1 次系は高圧で

維持される。

事象発生 の 25 分後にタービン動補助給水ポンプを手動起動することで蒸気発生器の保有水量は回復し、事象発生 の 45 分後に主蒸気逃がし弁の開放による 2 次系強制冷却を開始し、1 次系を減温、減圧することで、事象発生 の約 72 分後に蓄圧注入系が作動する。

事象発生 の約 27 時間後に 1 次系圧力が約 1.7MPa[gage]に到達し、その状態を維持し、その 10 分後に蓄圧タンクの出口弁を閉止し、さらに 10 分後に再び主蒸気逃がし弁を調整し減温、減圧を再開する。

事象発生 の約 30 時間後に、1 次系圧力が 0.83MPa[gage]に到達した時点で、RCP 封水戻りラインに設置されている逃がし弁が吹き止まることで、RCP シール部からの漏えいは停止し、事象発生 の約 33 時間後に 1 次系圧力が約 0.7MPa[gage]に到達する。

b. 評価項目等

燃料被覆管温度は第 3.1.4.3.1.2.10 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 380℃) 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 次系圧力は第 3.1.4.3.1.2.4 図に示すとおり、初期値 (約 15.9MPa[gage]) 以下となる。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 16.2MPa[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、RCP シール部からの漏えいが停止するまでに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わずかであり、原子炉格納容器最高使用圧力 (0.245MPa[gage]) 及び最高使用温度 (127℃) を下回る。

第 3.1.4.3.1.2.4 図及び第 3.1.4.3.1.2.5 図に示すように、1 次系圧力及び温度は低下傾向を示し、炉心は安定して冷却されており、安定停止状態に至る。その後も主蒸気逃がし弁を用いた蒸気発生器による炉心冷却を行うことにより、安定停止状態を維持できる。

3.1.4.3.1.2.3 重大事故等対策を開始するまでの余裕時間の評価結果

重大事故等対策を開始するまでの余裕時間として、本評価シナリオにおける緩和機能を選定し、緩和機能の余裕時間を評価した結果を以下に示す。

(1) 余裕時間を評価する緩和機能の選定結果

本評価シナリオにおける緩和機能は、以下のとおりである。

- ・補助給水による蒸気発生器への給水(タービン動)
- ・主蒸気逃がし弁による熱放出(手動・現場)
- ・蓄圧注入による炉心への注水
- ・中容量発電機車からの給電

余裕時間を評価する緩和機能として、「3.1.4.3.1.1(3) 重大事故等対策を開始するまでの余裕時間の評価」に示す考え方にに基づき選定した結果は以下のとおりである。

- ・補助給水による蒸気発生器への給水(タービン動)

余裕時間を評価する。

- ・主蒸気逃がし弁による熱放出(手動・現場)

余裕時間を評価する。

- ・蓄圧注入による炉心への注水

「3.1.4.3.1.1(3) 重大事故等対策を開始するまでの余裕時間の評価」の a.

及び d. に該当することから、余裕時間を評価しない。

- ・中容量発電機車からの給電

「3.1.4.3.1.1(3) 重大事故等対策を開始するまでの余裕時間の評価」の b. に該当することから、余裕時間を評価しない。

ただし、蒸気発生器がドライアウトするまでにタービン動補助給水ポンプの手動起動に成功すれば、主蒸気逃がし弁による2次系強制冷却を実施しない場合でも、主蒸気安全弁の作動により1次系温度及び圧力は有意に上昇しないため、炉心損傷を防止できることとなり、補助給水による蒸気発生器への給水(タービン動)におけるタービン動補助給水ポンプ起動までの余裕時間に比べて、主蒸気逃がし弁による熱放出(手動・現場)における主蒸気逃がし弁を用いた2次系強制冷却の余裕時間は大きくなる。したがって、補助給水による蒸気発生器への給水(タービン動)におけるタービン動補助給水ポンプ手動起動の余裕時間について評価を実施する。

(2) 余裕時間の評価結果

(1)にて選定したタービン動補助給水ポンプ手動起動の余裕時間を評価するため、タービン動補助給水ポンプの手動起動を運用上の蒸気発生器ドライアウトの判断基準である蒸気発生器広域水位10%に到達した時点で開始した場合の感度解析を実施した。その結果、第 3.1.4.3.1.2.17 図から第 3.1.4.3.1.2.20 図に示すとおり、1次系の減温、減圧が遅くなることで、1次系からの漏えい量が多くなり、1次系保有水量の低下が早くなるが、評価項目となるパラメータに対して十分余裕がある。よって、タービン動補助給水ポンプの起動は事象発生から25分後に実施できるが、蒸気発生器広域水位10%に到達する事象発生から約47分後に実施した場合でも評価項目を満足することから、操作の余裕時間として事象発生から47分程度は確保できる。

3.1.4.3.1.2.4 緩和機能の継続を必要とする時間の評価結果

緩和機能の継続を必要とする時間として、必要な水源、燃料及び電源における評価結果を以下に示す。

(1) 水 源

復水タンク(約 640m³:水位異常低警報値までの水量)を水源とするタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水については、復水タンク枯渇までの約 10.9 時間の注水継続が可能である。なお、9 時間 40 分以降は、復水タンクに復水タンク補給用水中ポンプ(約 90m³/h)等による補給を行うことにより、7 日間の注水継続が可能である。

(2) 燃 料

中容量発電機車による電源供給については、事象発生24時間後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約59.1kl の重油が必要となる。

復水タンクへの補給については事象発生9時間40分後からの運転等を想定して、7日間の運転継続に約7.5kl の重油が必要となる。また、使用済燃料ピットへの注水についても、事象発生9時間40分後から7日間の運転を想定しているが、復水タンクへの補給に必要な重油に包絡される。

代替緊急時対策所用発電機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7.8kl の重油が必要となる。

使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムについては、事象発生8時間40分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約3.7kl 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78.1kl となるが、燃料油貯蔵タンク容量(約294.0kl)にて供給可能である。

(3) 電 源

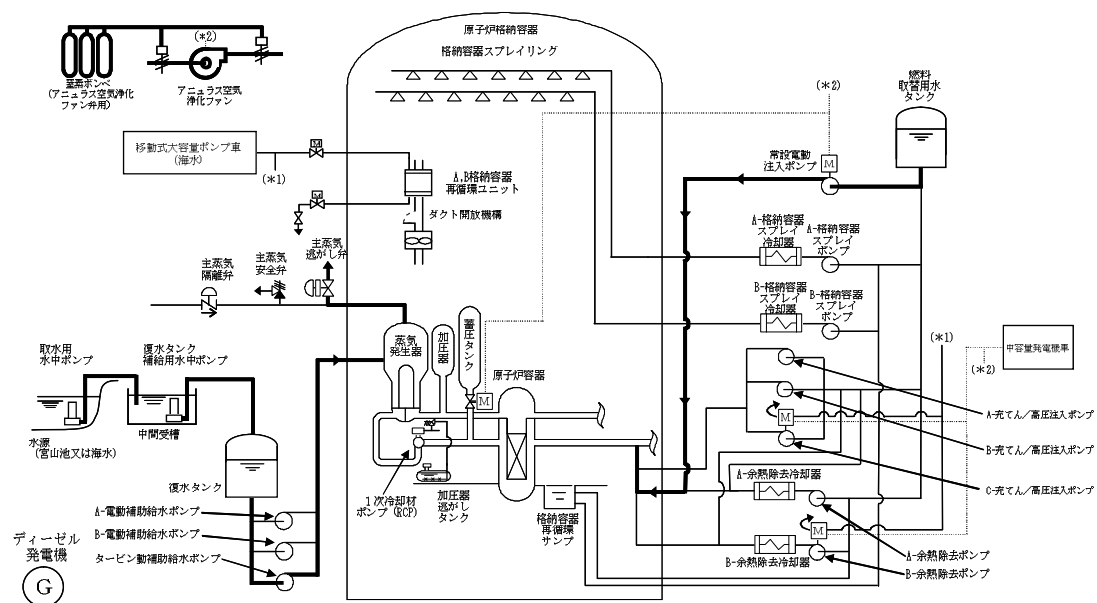
中容量発電機車の電源負荷については、重大事故等対策時に必要な負荷及びその他負荷として約620kW 必要となるが、中容量発電機車の給電容量約1,460kW (約1,825kVA)にて供給可能である。

第3.1.4.3.1.2.1表 主要解析条件(炉心損傷防止対策(外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故))(1/2)

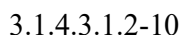
項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		M-RELAP5	本評価シナリオに係る事象進展等を適切に評価することが可能であるコード。
初期条件	炉心熱出力 (初期)	100%(2,652MWt)×1.02	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。 炉心熱出力が大きいと崩壊熱が大きくなり、1次冷却材の蒸散量及び燃料被覆管温度評価の観点から厳しい設定。
	1次系圧力 (初期)	15.41+0.21MPa[gage]	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。 1次系圧力が高いと2次系強制冷却による1次系の減温、減圧が遅くなるとともに、蓄圧注入のタイミングが遅くなり、比較的低温の冷却水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)	302.3+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。 1次冷却材温度が高いと2次系強制冷却による1次系の減温、減圧が遅くなるとともに、蓄圧注入のタイミングが遅くなり、比較的低温の冷却水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崩壊熱を設定。
事故条件	起因事象	外部電源喪失 原子炉補機冷却機能喪失	外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能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	非常用所内交流電源喪失	非常用所内交流電源が喪失するものとして設定。
	RCPからの漏えい率 (初期)	定格圧力において1.5m ³ /h/台 相当となる 口径約0.2cm(約0.07インチ)/台 (事象発生時からの漏えいを仮定)	RCPシールが健全な場合の漏えい率を評価した値に基づき設定。

第3.1.4.3.1.2.1表 主要解析条件(炉心損傷防止対策(外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故))(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	1次冷却材ポンプ電源電圧低 (定格値の65%) (応答時間1.2秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、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た遅めの値として、応答時間を設定。
	タービン動補助給水ポンプ	160m ³ /h/3SG	タービン動補助給水ポンプの設計値210m ³ /hから、ミニフロー流量50m ³ /hを除いた値により設定。
	主蒸気逃がし弁	定格ループ流量の10%/個 (定格運転時)	定格運転時において、設計値として各ループに設置している主蒸気逃がし弁1個当たり定格主蒸気流量(ループ当たり)の10%を処理できる流量として設定。
	蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa[gage] (最低保持圧力)	炉心への注水のタイミングを遅くする最低の圧力として設定。
	蓄圧タンク保有水量	29.0m ³ /基 (最低保有水量)	標準的に最低の保有水量を設定。
	漏えい停止圧力	0.83MPa[gage]	RCP封水戻りラインに設置している逃がし弁の閉止圧力を基に設定。
重大事故等対策に関連する操作条件	タービン動補助給水ポンプ起動	事象発生から25分後	運転員等操作時間として、事象発生を検知及び判断に10分、タービン動補助給水ポンプの手動起動操作に15分を想定して設定。
	2次系強制冷却開始 (主蒸気逃がし弁開)	タービン動補助給水ポンプ起動 から20分後	運転員等操作時間として、主蒸気逃がし弁の現場開操作に20分を想定して設定。
	1次系温度、圧力の保持	1次冷却材温度208℃ (約1.7MPa[gage])到達時及び 1次冷却材温度170℃ (約0.7MPa[gage])到達時	208℃については、蒸気発生器2次側冷却による1次冷却系の自然循環を阻害するおそれがある窒素の混入を防止するために、蓄圧タンクから1次系に窒素が混入する圧力である約1.2MPa[gage]に対して、0.5MPaの余裕を考慮して設定。また、170℃については、余熱除去系への切替え等を考慮して設定。
	蓄圧タンク出口弁閉止	1次系圧力約1.7MPa[gage]到達 から10分後	運転員等操作時間として、蓄圧タンク出口弁の駆動源である代替交流電源確立の検知及び判断に10分を想定し設定。
	2次系強制冷却再開 (主蒸気逃がし弁開)	蓄圧タンク出口弁閉止から10分後	運転員等操作時間として、主蒸気逃がし弁の調整操作に10分を想定して設定。
	補助給水流量の調整	蒸気発生器狭域水位内	運転員等操作として、蒸気発生器狭域水位内に維持するように設定。



第 3.1.4.3.1.2.1 図 炉心損傷防止対策
(外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故)
における概略系統図



必要な要員と作業項目			経過時間(分)																	備 考	
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員	手順の内容	0	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160		170
手順の項目	2号		事象発生 ▼プラント状況判断 全交流動力電源喪失判断 25分 タービン動補給水ポンプ起動 45分 2次系強制冷却開始																	大津波警報発令にて閉止蓋 取付	
	当直課長	1	号伊毎 運転操作指揮者																		
	当直主任	1	号伊毎連絡・運転操作助勢																		
状況判断	運転員	—	●原子炉トリップ・タービントリップ確認 ●タービン動補給水ポンプ自動起動失敗確認 ●全交流動力電源喪失確認 (中央制御室)	10分																	
電源確保作業	運転員B	1	●現地移動/所内電源母線受電準備 (遮断器操作) (現場操作) ●現地移動/不逆直流電源負荷切離し※1 (現場操作)	10分	10分																
	重大事故等対策要員(初動) 係修対応要員	1	●現地移動/中容量発電機車起動準備 (M/リフト処置含む) (現場操作)																		
蒸気発生器2次側による炉心冷却	運転員C、D+ 重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員E	3	●現地移動/タービン動補給水ポンプ手 動起動	15分																	
	運転員C、D+ 重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員E	[3]	●現地移動/主蒸気逃がし弁開放 (現場操作)			20分															
	運転員D	[1]	●現地移動/タービン動補給水ポンプ給 水流量制御弁開度調整(現場操作)																		
常設電動注入ポンプ起 動準備	運転員B+ 重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員F、G	[1] + 2	●現地移動/常設電動注入ポンプ系統構成 (炉心注水)※3 (現場操作)			30分															
	重大事故等対策要員(初動) 係修対応要員	[2]	●現地移動/常設電動注入ポンプ準備 (ディスタンスヒース取替え) (現場操作)			30分															
被ばく低減操作	重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員F、G	[2]	●現地移動/アニュラス空気浄化ファンダン パ 空気供給操作(現場操作)																		
	重大事故等対策要員(初動) 係修対応要員	[8]	●現地移動/中央制御室非常用循環系 タンク開始位置(現場操作)																		
	重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員F、G	[2]	●現地移動/B充てん/高圧注入ポンプ自 己冷却系統構成(現場操作)																		
B充てん/高圧注入ポン プ(自己冷却)による 代替炉心注水準備	重大事故等対策要員(初動) 係修対応要員F、G	[2]	●現地移動/B充てん/高圧注入ポンプ自 己冷却準備(ディスタンスヒース取替え) (現場操作)																		
	重大事故等対策要員(初動) 係修対応要員	3	●現地移動/B充てん/高圧注入ポンプ自 己冷却準備(ディスタンスヒース取替え) (現場操作)																		
充電器室受電操作	重大事故等対策要員(初動) 係修対応要員	[2]	●現地移動/蓄電池室給排気ファン出入ロ ダンク開始位置(現場操作)																		
1次冷却材ポンプシー ル戻り隔離弁等閉止操 作	重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員H	1	●現地移動/1次冷却材ポンプシール戻り 隔離弁及び原子炉格納容器隔離弁の閉止																		
	運転員C	[1]	●現地移動/主給水隔離弁の閉止※4 (現場操作)																		
中央制御室操作	運転員A	[1]	●大容量空冷式発電機からの給電準備・起 動操作及び受電失敗後の回復操作 ●常設電動注入ポンプ系統構成※5※6 ●蓄圧タンク出口弁閉止※5 ●アニュラス空気浄化ファン起動※5※6 ●中央制御室非常用循環系起動※5※6 ●B充てん/高圧注入ポンプ(自己冷却)系 統構成※5※6(中央制御室操作)																		
	重大事故等対策要員(初動) 係修対応要員	[1]	●可搬型計測器取付け (現場操作)																		
可搬型計測器取付け	重大事故等対策要員(初動) 係修対応要員	[1]																			
・各操作・作業の必要時間算定については、有効性評価時に確認した実際の現場移動時間又は作業時間を基に算出している(一部については想定時間により算出) ・緊急時対策本部要員は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う																					

・各操作・作業の必要時間算定については、有効性評価時に確認した実際の現場移動時間又は作業時間を基に算出している(一部については想定時間により算出)
・緊急時対策本部要員は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う

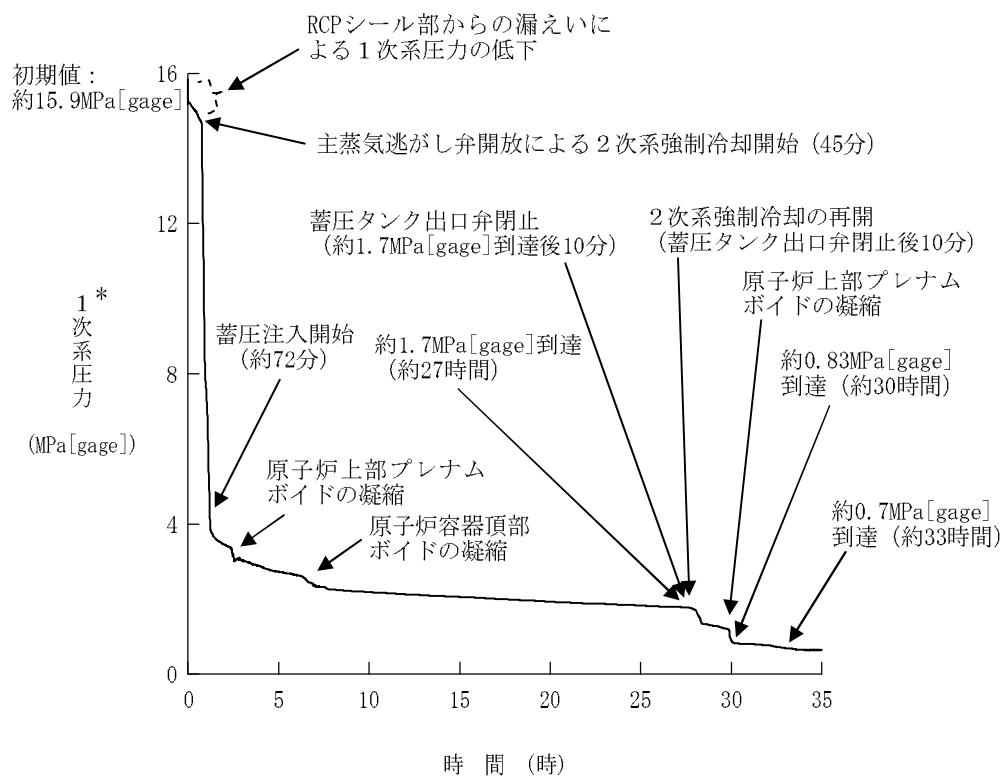
第 3.1.4.3.1.2.3 図 炉心損傷防止対策(外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故)における作業と所要時間(1/2)

必要な要員と作業項目			経過時間(時間)																																						備考																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																											
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	▽ 事象発生																																						復水タンクへの供給に係るアクセスルートより復旧し、事象発生後3時間30分で作業に必要なアクセスルートが全て復旧する。																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																											
	【 】は他作業後移動してきた要員		2号																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
電源確保操作対応		3 ●電源回復操作(中容量発電機車起動)	適宜実施																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
復水タンクへの供給	重大事故等 対策要員(初動) 係修対応要員 10名 + 重大事故等 対策要員(初動後) 係修対応要員 16名	[10] ●水中ポンプ、中間受槽、水中ポンプ用発電機、可搬型ホース等の運搬																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		

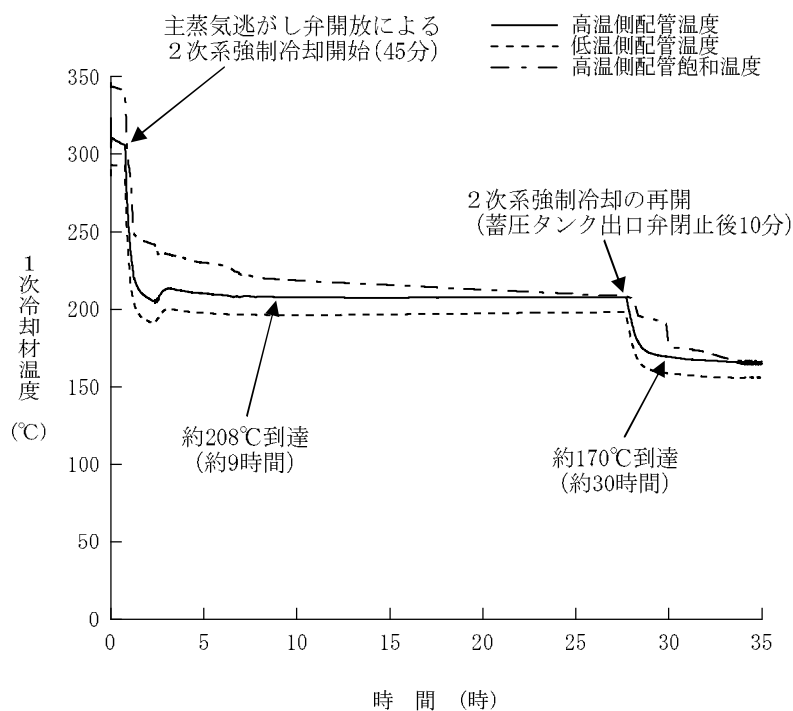
移動式大容量ポンプ車準備:ホース接続口を2箇所(海水ストレーナ側、ラブチャードディスク側)設けているが、ラブチャードディスク側のホース接続作業については、布設距離は長くなるもののホース展開回収車により容易に布設可能であり、またラブチャードディスクのフランジ取替が海水ストレーナ蓋取替に比べ短時間で可能であるため、海水ストレーナ側の作業時間に包括されることから、海水ストレーナ側の接続を記載

- ・上記対応の他、代替緊急時対策所の電源確保対応者:2名(重大事故等対策要員(初動後) 修修対応要員のうち2名が対応)
- ・原子炉補機冷却系復旧作業:他の作業が完了する34時間後からの対応としているが、要員に余裕があれば準備出来次第実施する

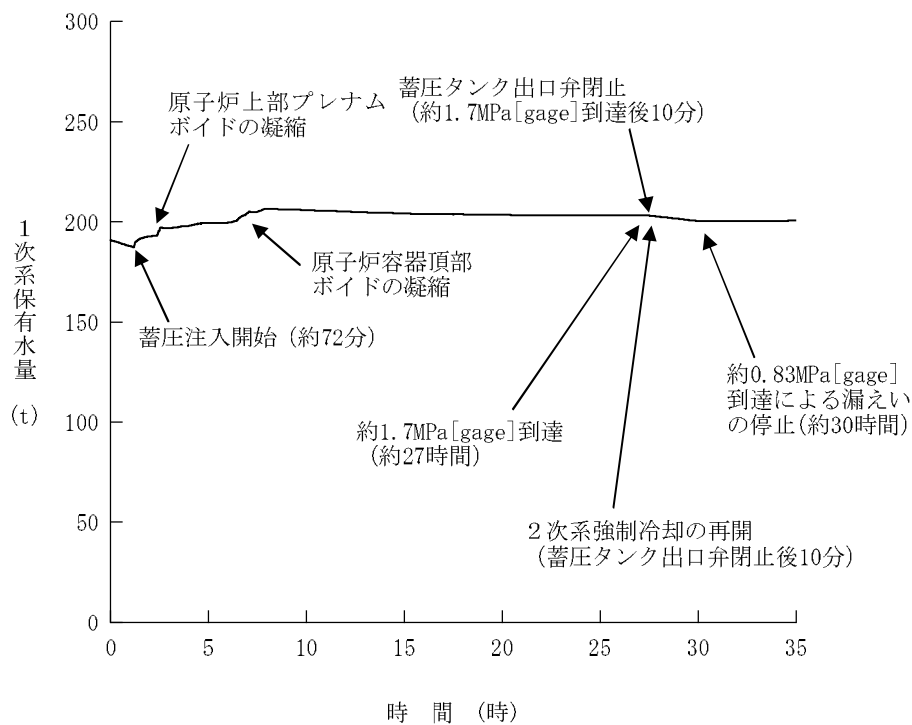
第3.1.4.3.1.2.3 図 炉心損傷防止対策(外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故)における作業と所要時間(2/2)



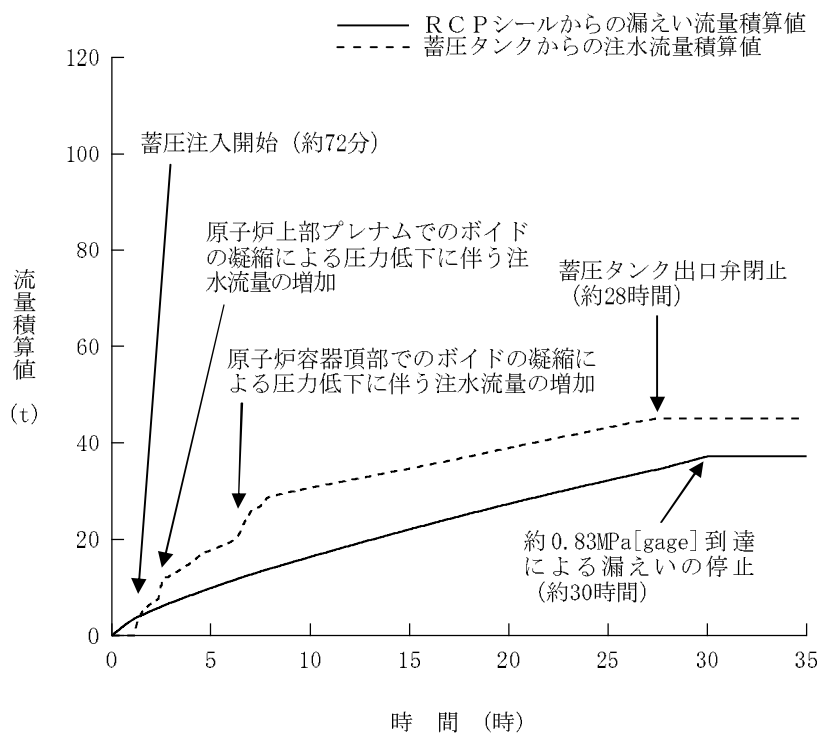
第 3.1.4.3.1.2.4 図 1 次系圧力の推移



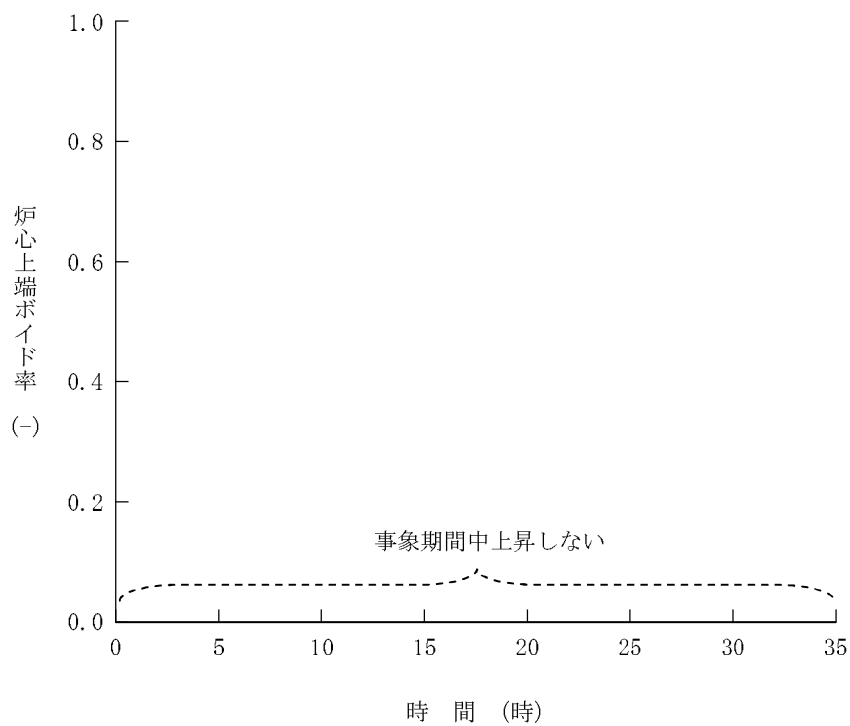
第 3.1.4.3.1.2.5 図 1 次系温度の推移



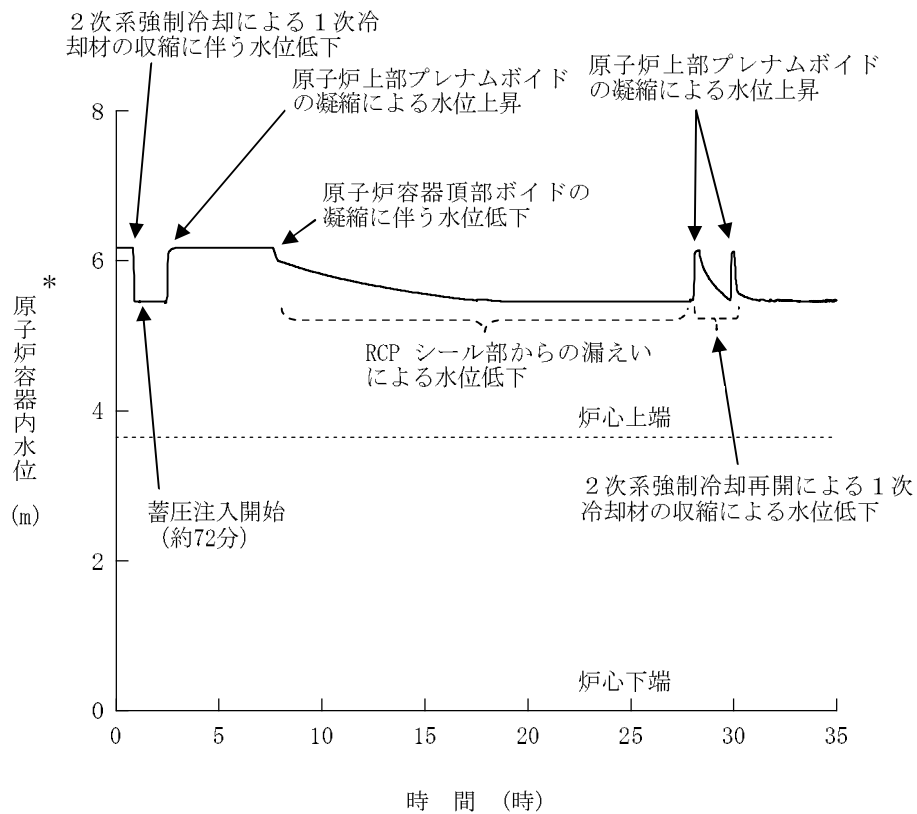
第 3.1.4.3.1.2.6 図 1 次系保有水量の推移



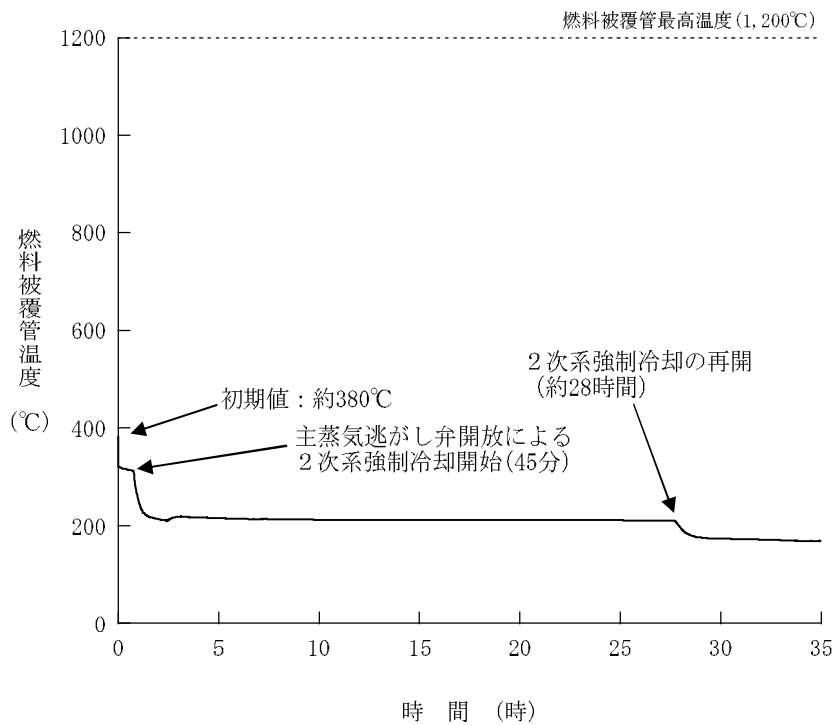
第 3.1.4.3.1.2.7 図 漏えい流量と注水流量の積算値の推移



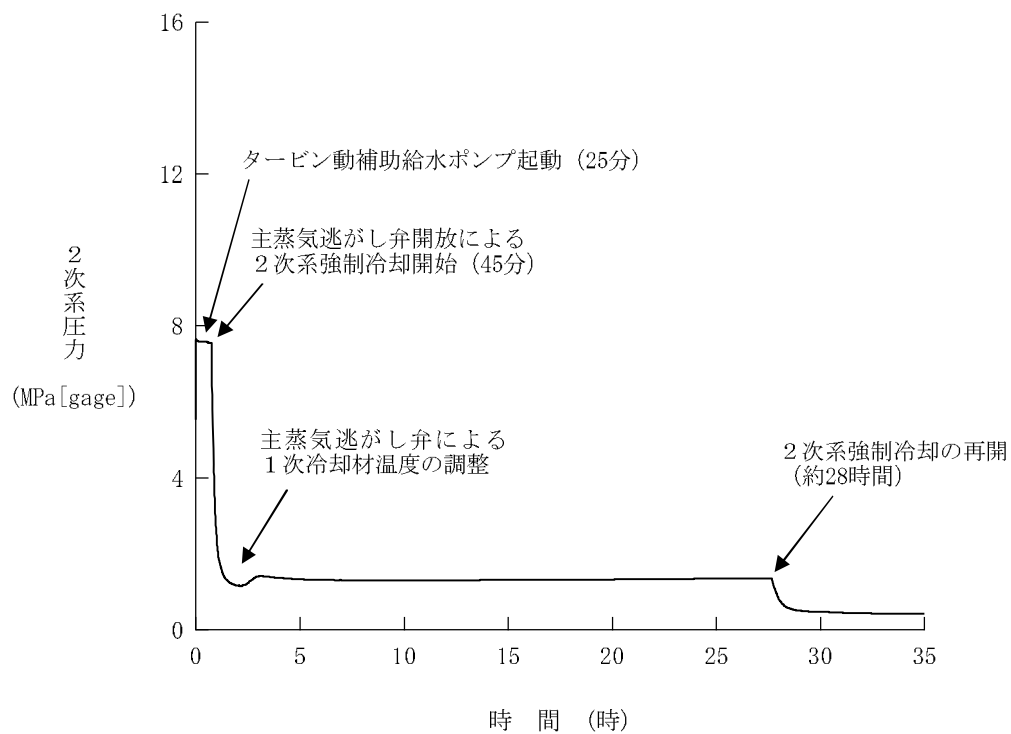
第 3.1.4.3.1.2.8 図 炉心上端ボイド率の推移



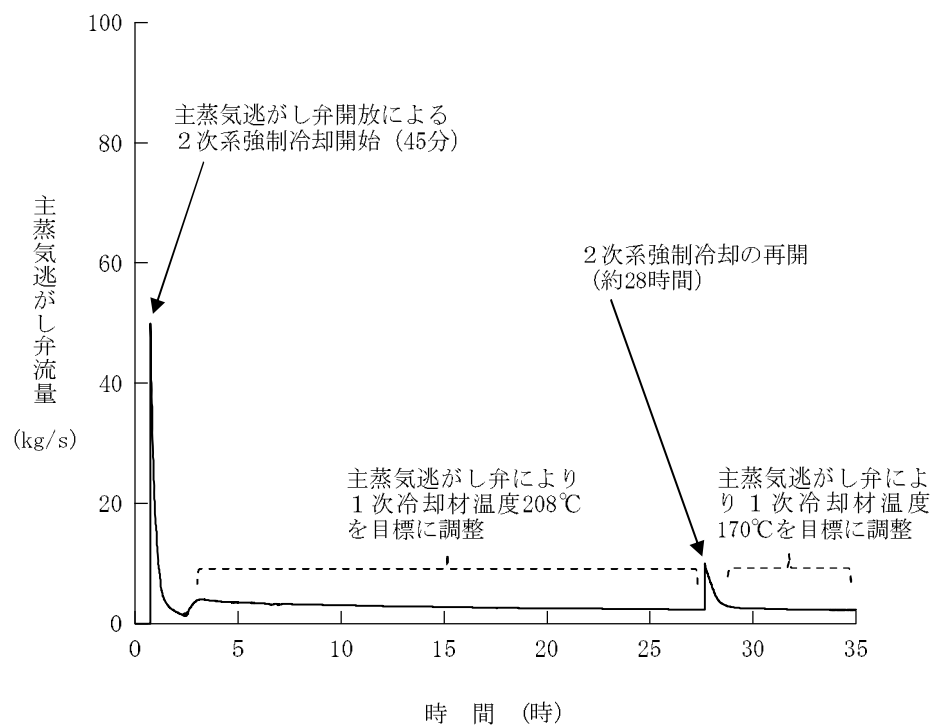
第 3.1.4.3.1.2.9 図 原子炉容器内水位の推移



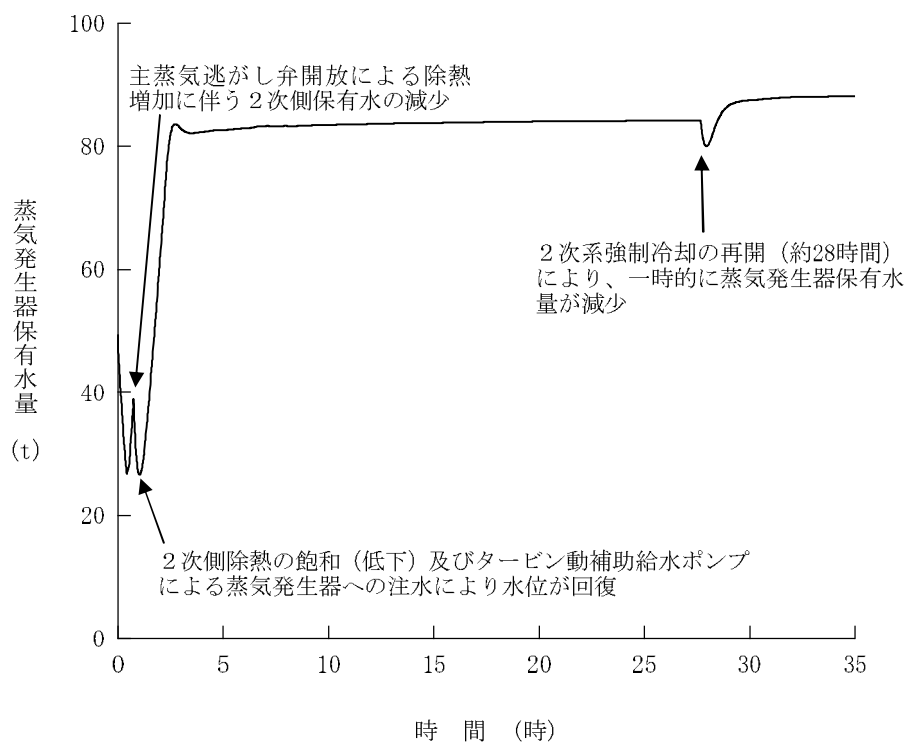
第 3.1.4.3.1.2.10 図 燃料被覆管温度の推移



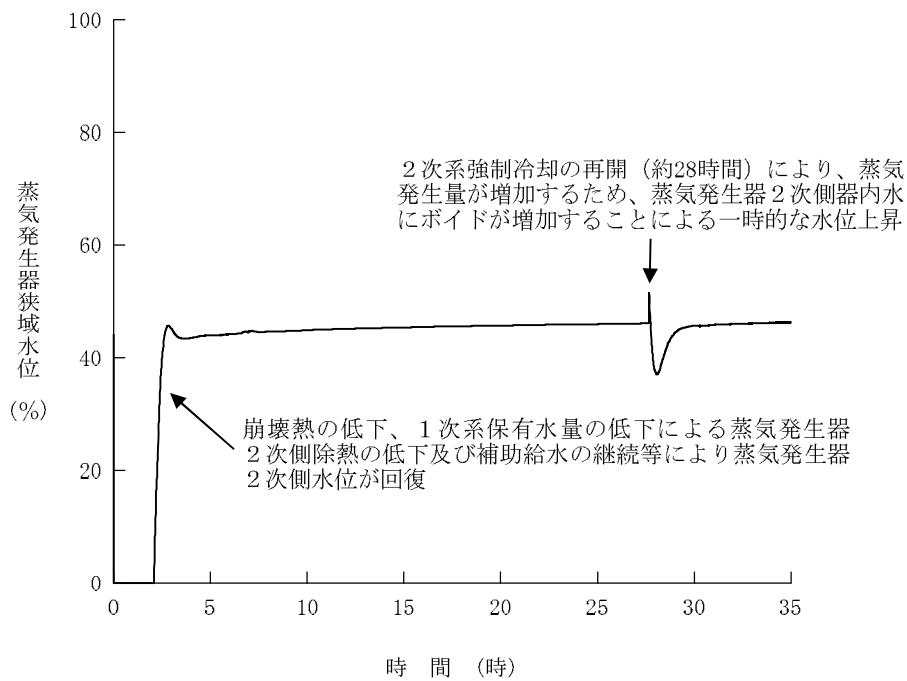
第 3.1.4.3.1.2.11 図 2次系圧力の推移



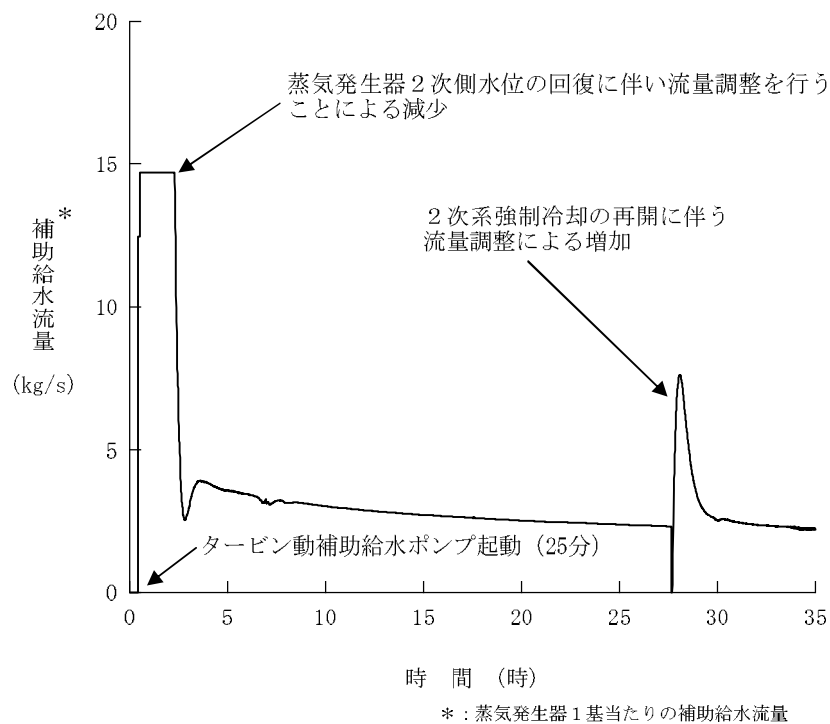
第 3.1.4.3.1.2.12 図 主蒸気逃がし弁流量の推移



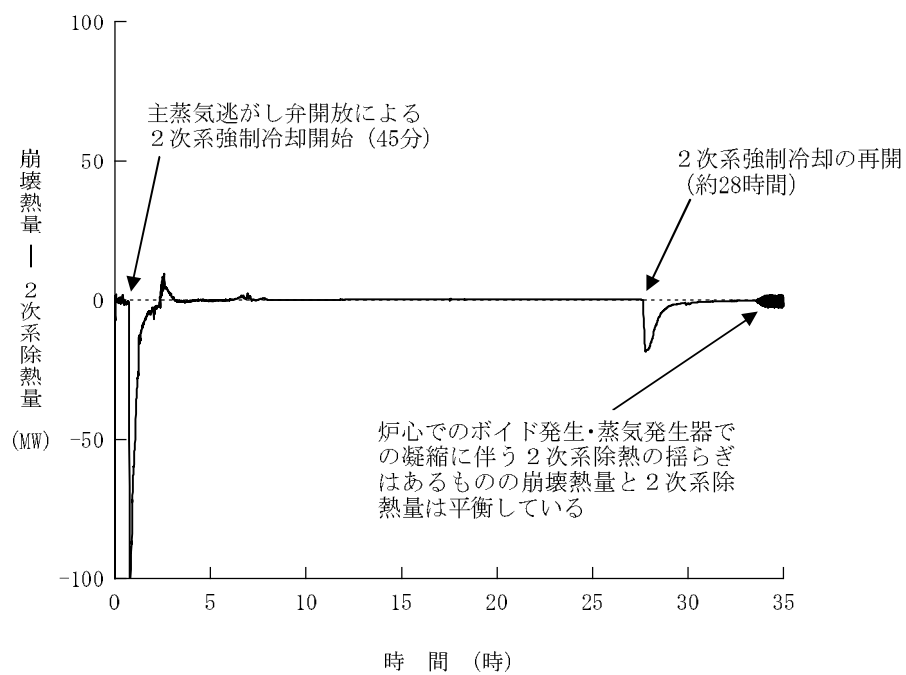
第 3.1.4.3.1.2.13 図 蒸気発生器保有水量の推移



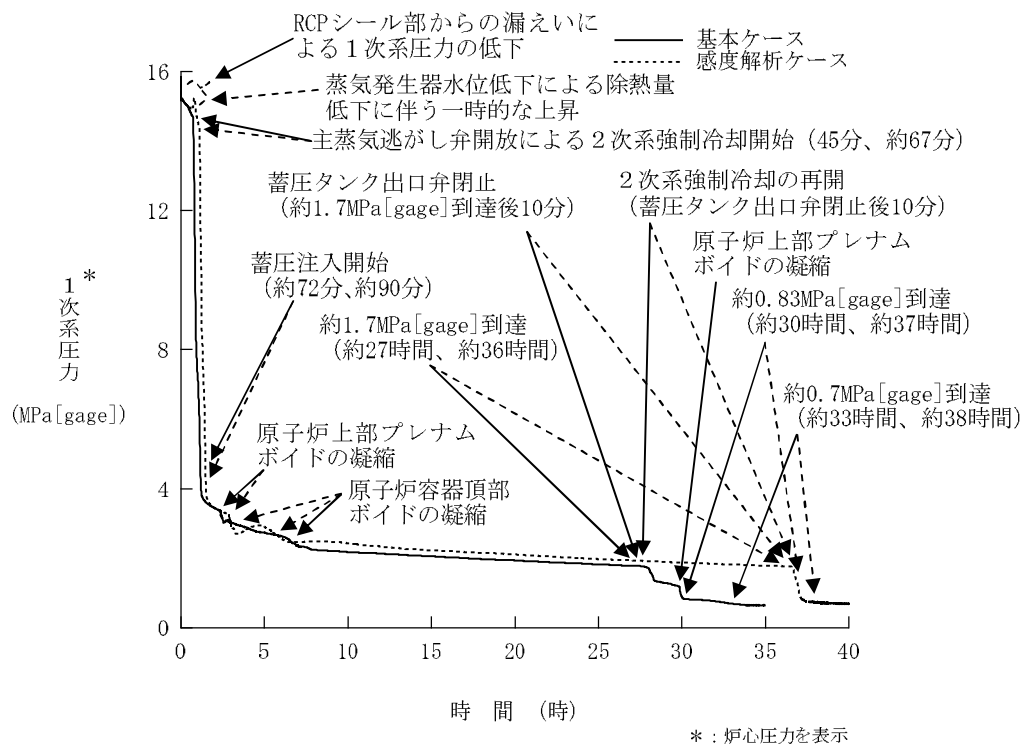
第3.1.4.3.1.2.14 図 蒸気発生器狭域水位の推移



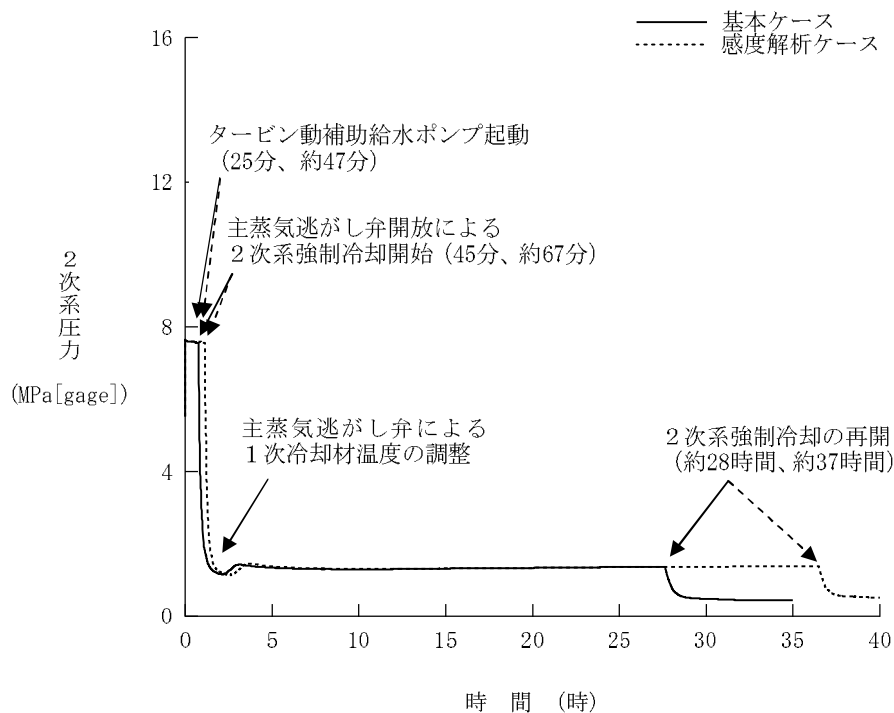
第3.1.4.3.1.2.15 図 補助給水流量の推移



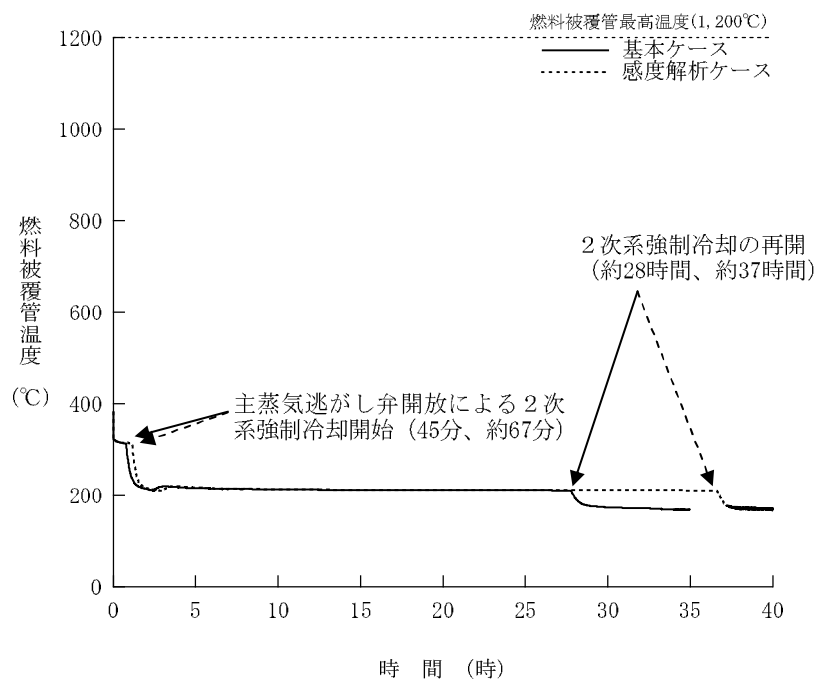
第 3.1.4.3.1.2.16 図 崩壊熱量と2次系除熱量の推移



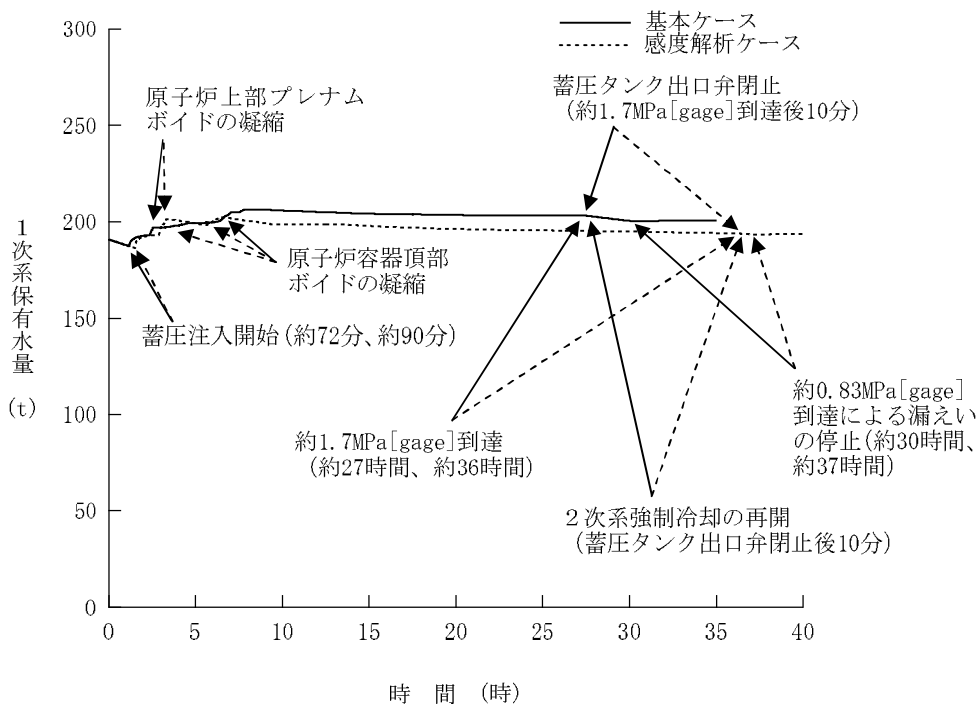
第 3.1.4.3.1.2.17 図 1 次系圧力の推移
(タービン動補助給水ポンプ起動操作余裕時間評価)



第 3.1.4.3.1.2.18 図 2 次系圧力の推移
(タービン動補助給水ポンプ起動操作余裕時間評価)



第 3.1.4.3.1.2.19 図 燃料被覆管温度の推移
(タービン動補助給水ポンプ起動操作余裕時間評価)



第 3.1.4.3.1.2.20 図 1次系保有水量の推移
(タービン動補助給水ポンプ起動操作余裕時間評価)

3.1.4.3.1.3 使用済燃料ピットの燃料損傷防止対策

3.1.4.3.1.3.1 評価シナリオ

使用済燃料ピットの燃料損傷防止対策における有効性を確認する評価シナリオは、「3.1.4.3.1.1(2)評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「外部電源喪失、使用済燃料ピット冷却機能喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故」である。

3.1.4.3.1.3.2 使用済燃料ピットの燃料損傷防止対策における有効性の評価結果

(1) 有効性の評価条件

本評価シナリオに対する主要な評価条件を第 3.1.4.3.1.3.1 表に示す。

(2) 有効性の評価結果

本評価シナリオにおける対策の概略系統図を第 3.1.4.3.1.3.1 図に、事象進展及び対応手順の概要を第 3.1.4.3.1.3.2 図に、必要な要員と作業項目について第 3.1.4.3.1.3.3 図に示す。第 3.1.4.3.1.3.2 図及び第 3.1.4.3.1.3.3 図に示すとおり、運転員、緊急時対策本部要員及び重大事故等対策要員にて対処可能である。

a. 事象進展

事象発生後、全交流動力電源喪失と同時に原子炉補機冷却機能、使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能が喪失するとともに、使用済燃料ピットゲート損傷により使用済燃料ピット水位が燃料取替キャナル等の水位と一致するまで低下した後、使用済燃料ピット内の水の温度が徐々に上昇し、第 3.1.4.3.1.3.4 図に示すとおり、事象発生の約 11 時間後に 100℃に到達する。

事故を検知し、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水を開始する

時間は、事象発生から 7 時間 40 分後であることから、事象発生から使用済燃料ピット水温が 100℃に到達する時間である約 11 時間に対して余裕時間がある。

使用済燃料ピットの崩壊熱による蒸散率を上回る容量の使用済燃料ピット補給用水中ポンプを整備していることから、使用済燃料ピットの水位を回復させ維持することができる。

b. 評価項目等

使用済燃料ピット水位が燃料取替キャナル等の水位と一致するまで低下した場合でも、燃料有効長頂部は冠水している。さらに、使用済燃料ピットの崩壊熱による蒸散率を上回る容量の使用済燃料ピット補給用水中ポンプを整備しており、使用済燃料ピット水温が 100℃に到達するまでに注水を開始できることから、燃料有効長頂部は冠水している。また、使用済燃料ピット水位が燃料取替キャナル等の水位と一致するまで低下した場合、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水に必要な現場操作場所での実効線量は約 13.4mSv であり、操作の成立性を確保できることから、放射線の遮蔽が維持できる水位を確保できる。

使用済燃料ピットは、通常ほう酸水で満たされているが、純水で満たされた状態で、最も反応度の高い新燃料を設備容量分収容した場合を想定しても実効増倍率は約 0.95 であり、十分な未臨界性を確保できる設計としている。純水で満たされた状態で使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し沸騰状態となり、水密度が低下する場合でも、使用済燃料ピット水位が維持されている状態では中性子は減速不足状態であるため、実効増倍率は低下し、使用済燃料ピットの未臨界は維持される。

事象発生後、7 時間 40 分から使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる

注水を行うことで、使用済燃料ピットの水位を回復させ維持できることから、水位及び温度は安定し、安定状態に至る。その後も使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水を行うことで、安定状態を維持できる。

3.1.4.3.1.3.3 重大事故等対策を開始するまでの余裕時間の評価結果

重大事故等対策を開始するまでの余裕時間として、本評価シナリオにおける緩和機能を選定し、緩和機能の余裕時間を評価した結果を以下に示す。

(1) 余裕時間を評価する緩和機能の選定結果

本評価シナリオにおける緩和機能は、以下のとおりである。

- ・使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる海水注水

余裕時間を評価する緩和機能として、「3.1.4.3.1.1 (3) 重大事故等対策を開始するまでの余裕時間の評価」に示す考え方にに基づき選定した結果は以下のとおりである。

- ・使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる海水注水

余裕時間を評価する。

したがって、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる海水注水における使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる海水注水の余裕時間について評価を実施する。

(2) 余裕時間の評価結果

(1)にて選定した使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水操作の実施時間に対する余裕時間については、「3.1.4.3.1.3.2 (2) 有効性の評価結果」に示すとおり、使用済燃料ピット水温が 100℃に到達する時間は約 11 時間であり、事故を検知し、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ

による注水を開始する時間である 7 時間 40 分に対して余裕時間を確保できる。

3.1.4.3.1.3.4 緩和機能の継続を必要とする時間の評価結果

緩和機能の継続を必要とする時間として、必要な水源、燃料及び電源における評価結果を以下に示す。

(1) 水 源

淡水(宮山池)又は海水を取水源として、取水用水中ポンプにて中間受槽へ送水する。中間受槽からは、使用済燃料ピット補給用水中ポンプにより使用済燃料ピットへ間欠的に注水(20m³/h)を行うことにより、7 日間の注水継続が可能である。

(2) 燃 料

代替緊急時対策所用発電機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 7.8kℓ の重油が必要となる。

使用済燃料ピットへの注水については、事象発生 7 時間 40 分後の運転を想定して、7 日間の運転継続に約 7.6kℓ の重油が必要となる。

使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムについては、事象発生 8 時間 40 分後の運転を想定して、7 日間の運転継続に約 3.7kℓ 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 19.1kℓ となるが、燃料油貯蔵タンク容量(約 294.0kℓ)にて供給可能である。

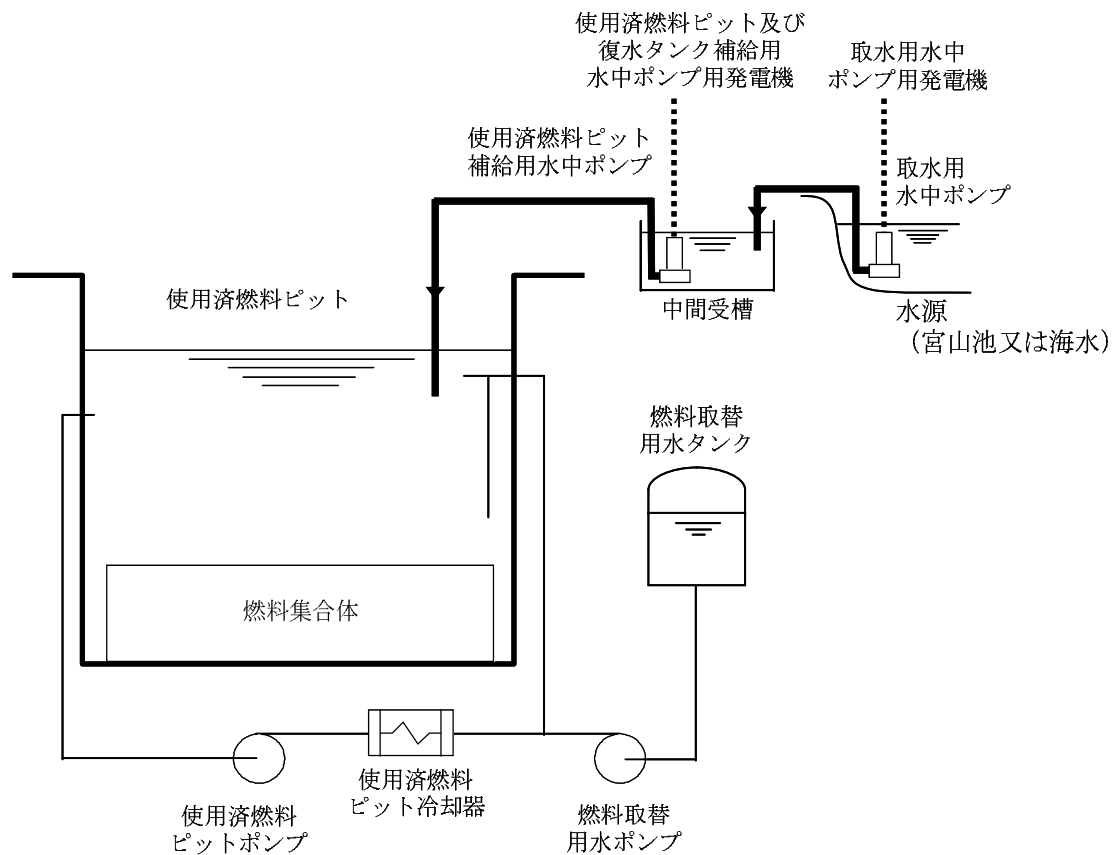
(3) 電 源

取水用水中ポンプ用発電機及び使用済燃料ピット及び復水タンク補給用

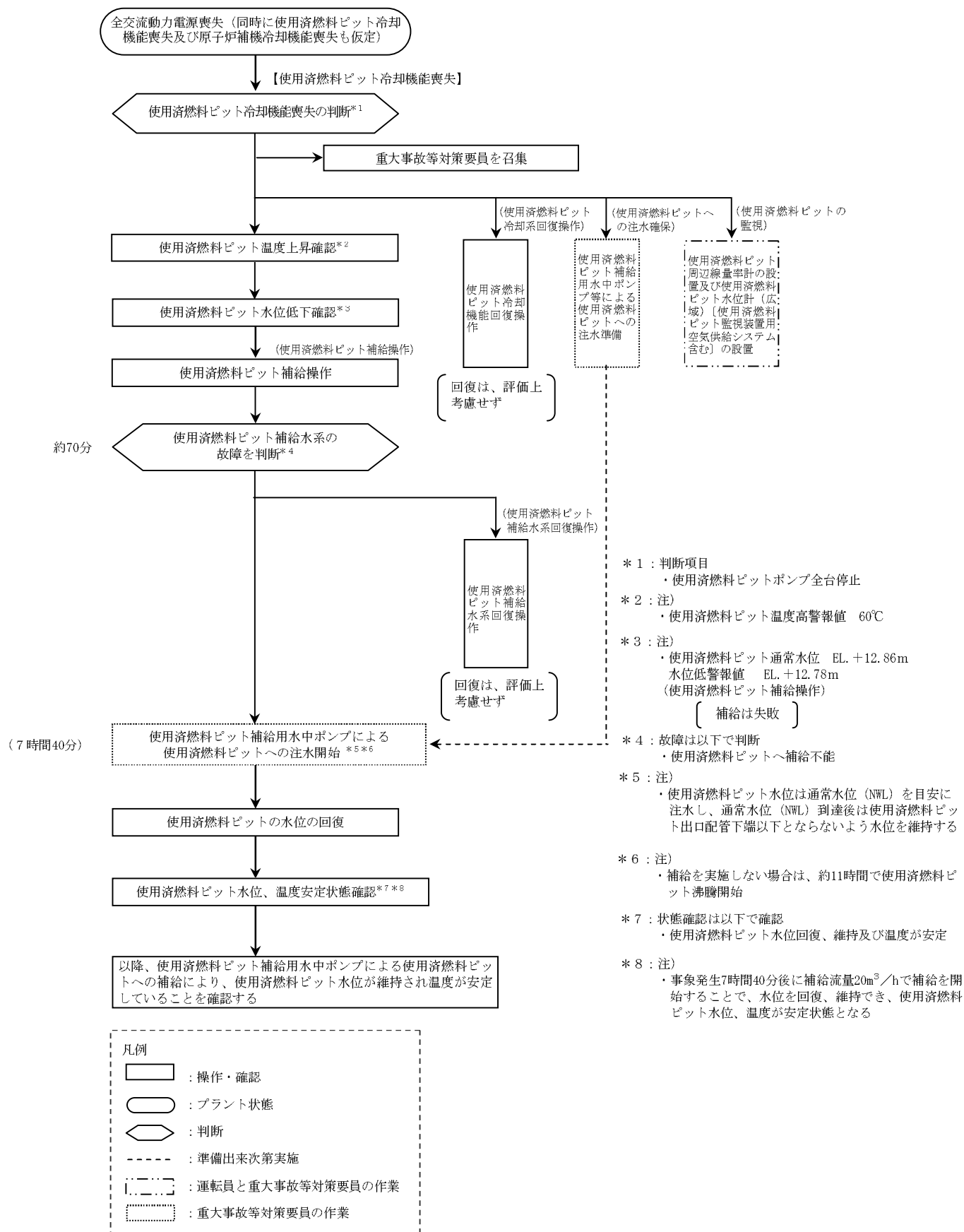
水中ポンプ用発電機の電源容量は各々約 100kVA(約 80kW(力率約 0.8))
に対し、取水用水中ポンプ及び使用済燃料ピット補給用水中ポンプの電動機
容量は、約 11kW 及び約 5.5kW であり、電源の供給は可能である。

第 3.1.4.3.1.3.1 表 主要評価条件(使用済燃料ピットの燃料損傷防止対策(外部電源喪失、使用済燃料ピット冷却機能喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故))

項 目		主要評価条件	条件設定の考え方
初期条件	使用済燃料ピット崩壊熱	2.490MW	使用済燃料ピット貯蔵容量一杯に崩壊熱の高い燃料を優先的に貯蔵した状態から、原子炉より一時的に取り出された 1 回及び 2 回照射燃料を原子炉に再装荷した状態を設定。なお、補給までの余裕時間の観点から厳しくなる A ピットの崩壊熱を設定。崩壊熱の計算に当たっては、FP については日本原子力学会推奨値、アクチニドについては ORIGIN2 を用いて算出。
	事象発生前使用済燃料ピット水温(初期水温)	30℃	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設定。
	使用済燃料ピットに隣接するピットの状態	A ピット、B ピット切離し燃料取替キャナル、燃料検査ピット及びキャスクピット接続	通常運転中の状態(A ピット、B ピットは切り離された状態、燃料取替キャナル、燃料検査ピット及びキャスクピットは接続された状態)に基づき設定。なお、補給までの余裕時間の観点から厳しくなる A ピットの水量を設定。また水量は使用済燃料、ラック等の体積を除いて算出。
事故条件	起回事象	外部電源喪失 使用済燃料ピット冷却機能喪失 原子炉補機冷却機能喪失	外部電源喪失、使用済燃料ピット冷却機能喪失及び原子炉補機冷却機能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	非常用所内交流電源喪失	非常用所内交流電源が喪失するものとして設定。
	使用済燃料ピットゲート損傷によって想定される初期水位	通常水位(NWL)－約 6.02m	使用済燃料ピットゲート損傷による燃料取替キャナル等への漏えいを想定し、使用済燃料ピットと燃料取替キャナル等の水位が一致するまで低下するものとして設定。
関連する重大事故等対策に 関する機器条件	放射線の遮蔽が維持できる水位	操作の成立性を確保できる水位	使用済燃料ピットへの注水操作が成立する水位を放射線の遮蔽が維持できる水位として設定。
	使用済燃料ピット補給用水中ポンプの使用済燃料ピットへの注水流量	20m ³ /h	崩壊熱による蒸散量(約 4.15m ³ /h)に対して燃料損傷防止が可能な流量として設定。
関連する重大事故等対策に 関する操作条件	使用済燃料ピット補給用水中ポンプの使用済燃料ピットへの注水開始	事象発生から 7時間 40 分後	使用済燃料ピット水位を放射線の遮蔽が維持できる水位に保つ必要があり、放射線の遮蔽が維持できる水位を維持するために注水操作を実施するとして、事象発生の確認及び移動に必要な時間等を考慮して設定。



第3.1.4.3.1.3.1図 使用済燃料ピットの燃料損傷防止対策
 (外部電源喪失、使用済燃料ピット冷却機能喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時に
 非常用所内交流電源が喪失する事故)
 における概略系統図



第 3.1.4.3.1.3.2 図 使用済燃料ピットの燃料損傷防止対策における対応手順の概要
（「外部電源喪失、使用済燃料ピット冷却機能喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時に
非常用所内交流電源が喪失する事故」の事象進展）

必要な要員と作業項目			経過時間(分)								経過時間(時間)				備 考
			20	40	60	80	100	120	140	160	6	12	18	24	
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員	手順の内容	事象発生 約70分 補給水系の故障を判断 約11時間 沸騰開始 (補給操作なしの場合) 7時間40分 補給用水中ポンプ による注水開始												
	2号		▽プラント状況判断												
	当直課長	1	号炉毎 運転操作指揮者												
	当直主任	1	号炉間連絡・運転操作助勢												
状況判断	運転員	—	●使用済燃料ピット冷却系故障確認 (中央制御室確認)	10分											
使用済燃料ピット冷却系 回復操作	運転員A	1	●使用済燃料ピット温度、水位の監視	適宜監視											
			●使用済燃料ピット冷却系回復操作・失敗原因調査 (中央制御室操作)	適宜監視											
	運転員C、D	2	●現地移動／使用済燃料ピット冷却系回復操作 (現場操作)	適宜監視											
				回復は、裕度評価上考慮せず											
使用済燃料ピット補給操 作	重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員E	1	●現地移動／2次系純水からの補給 ●現地移動／燃料取替用水タンクからの補給 (現場操作)	適宜実施											
使用済燃料ピット補給水 系回復操作	運転員A	【1】	●使用済燃料ピット補給水系回復操作・失敗原因調査 (中央制御室操作)	適宜監視											
				回復は、裕度評価上考慮せず											
	重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員E	【1】	●2次系純水からの補給水回復操作・失敗原因調査	適宜実施											
			●燃料取替用水タンクからの補給水回復操作・失敗原因調査 (現場操作)	適宜実施											
使用済燃料ピットの監視	重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員F	1	●使用済燃料ピット周辺線量率計用電源操作 (現場操作)								適宜実施				裕度評価上考慮せず
	重大事故等対策要員(初動) 保守対応要員	2	●使用済燃料ピット周辺線量率計設置 ●使用済燃料ピット水位計(広域)等設置 (現場操作)								適宜実施				裕度評価上考慮せず

・各操作・作業の必要時間算定については、有効性評価時に確認した実際の現場移動時間又は作業時間を基に算出している(一部については想定時間により算出)

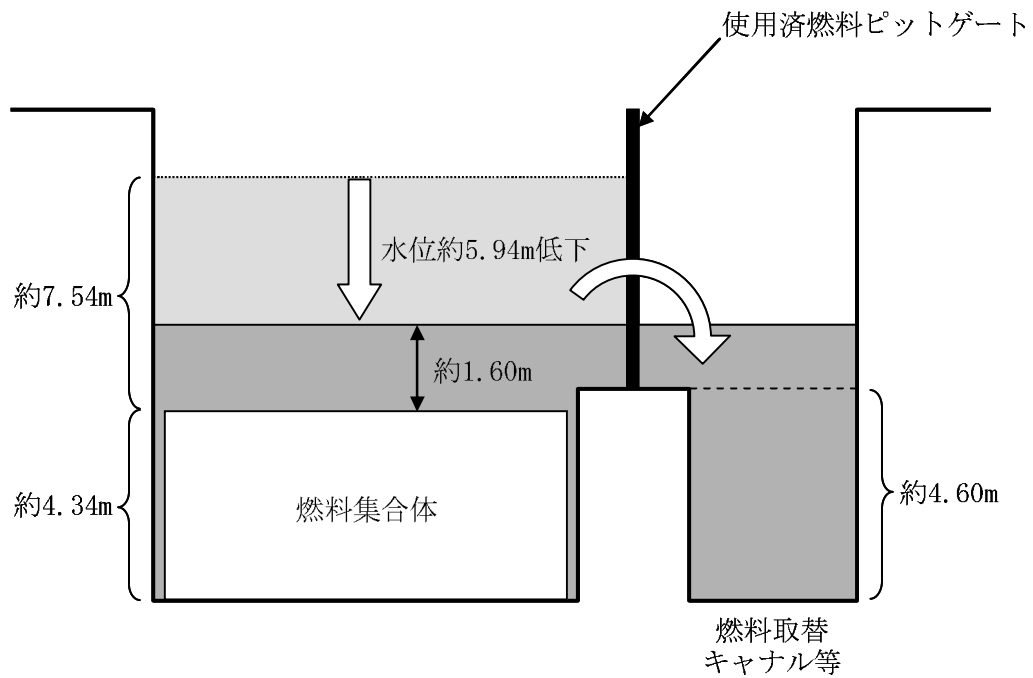
・緊急時対策本部要員は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う

第3.1.4.3.1.3.3 図 使用済燃料ピットの燃料損傷防止対策(外部電源喪失、使用済燃料ピット冷却機能喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故)における作業と所要時間(1/2)

必要な要員と作業項目			経過時間(時間)																備 考
			2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	26				
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員	手順の内容	▽ 事象発生 																

・各操作・作業の必要時間算定については、有効性評価時に確認した実際の現場移動時間又は作業時間を基に算出している(一部については想定時間により算出)
 ・緊急時対策本部要員は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う

第3.1.4.3.1.3.3 図 使用済燃料ピットの燃料損傷防止対策(外部電源喪失、使用済燃料ピット冷却機能喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故)における作業と所要時間(2/2)



使用済燃料ピット水位概略図

	評 価 結 果
流出後の評価水量(Aピット)	約 353.1m ³
水温 100℃までの時間	約 11 時間

第 3.1.4.3.1.3.4 図 使用済燃料ピットの燃料損傷防止対策
 (外部電源喪失、使用済燃料ピット冷却機能喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時に
 非常用所内交流電源が喪失する事故)
 における時間評価の結果

3.1.4.3.1.4 運転停止時の燃料損傷防止対策

3.1.4.3.1.4.1 評価シナリオ

運転停止時の燃料損傷防止対策における有効性を確認する評価シナリオは、「3.1.4.3.1.1(2)評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故」である。

3.1.4.3.1.4.2 運転停止時の燃料損傷防止対策における有効性の評価結果

(1) 有効性の評価条件

本評価シナリオに対する主要な解析条件を第 3.1.4.3.1.4.1 表に示す。

(2) 有効性の評価結果

本評価シナリオにおける対策の概略系統図を第 3.1.4.3.1.4.1 図に、事象進展及び対応手順の概要を第 3.1.4.3.1.4.2 図に、必要な要員と作業項目について第 3.1.4.3.1.4.3 図に示す。第 3.1.4.3.1.4.2 図及び第 3.1.4.3.1.4.3 図に示すとおり、運転員、緊急時対策本部要員及び重大事故等対策要員にて対処可能である。また、1 次系圧力、加圧器水位、燃料被覆管温度等の 1 次系パラメータの変化を第 3.1.4.3.1.4.4 図から第 3.1.4.3.1.4.12 図に示す。

a. 事象進展

事象発生後、全交流動力電源喪失による余熱除去系の機能喪失に伴い、崩壊熱除去機能が喪失することにより、1 次系温度が上昇し、約 2 分で 1 次冷却材が沸騰し、蒸散することで 1 次系保有水量は減少する。また、炉心で発生した蒸気が加圧器へ流入することで加圧器水位が上昇し、加圧器開口部からの放出が二相となる。二相放出となることで加圧器からの流出流量は

大きくなるが、加圧器水位が低下することにより流出流量は減少に転じる。その後、炉心に流入する冷却材温度の上昇により炉心での発生蒸気量が増加するため、加圧器への流入流量も増加することに伴い、加圧器からの流出流量は再び増加に転じる。事象発生後の 50 分後に常設電動注入ポンプによる炉心注水を開始し、加圧器からの流出流量と炉心への注水流量が釣り合うことにより、1 次系水位を確保することができる。

b. 評価項目等

炉心上端ボイド率は第 3.1.4.3.1.4.5 図に示すとおりであり、常設電動注入ポンプによる炉心注水によって、炉心は露出することはなく燃料有効長頂部は冠水している。

また、燃料有効長上端まで水位が低下しても、原子炉容器ふたは閉止されている状態であり、炉心上部の遮蔽物により被ばく低減を図ることができるため、燃料取替時の原子炉格納容器内の遮蔽設計基準値 0.15mSv/h を上回ることはなく、放射線の遮蔽を維持できる。

炉心崩壊熱による 1 次冷却材のボイド発生により、1 次冷却材の密度が低下すると、冷却材密度の低下に伴う中性子減速効果の減少による負の反応度帰還効果と、1 次冷却材中のほう素密度の低下に伴う中性子吸収効果の減少による正の反応度帰還効果が生じる。ミッドループ運転時の炉心が高濃度のほう酸水で満たされている場合は、ほう素密度の減少による正の反応度帰還効果が大きくなることにより、一時的に反応度は正側に移行する場合もある。これらの効果を考慮し、事象発生後の 1 次冷却材密度の低下に伴う炉心反応度の変化を評価した。その結果、事象進展中の炉心反応度の最大値は、代表的な取替炉心において約 $-7.3\% \Delta k/k$ であり、未臨界であることを確認した。このとき、事象発生前の初期未臨界度は、取替炉心による反

応度の変動を考慮して浅く設定している。また、事象進展中の反応度変化量は、ほう素価値が取替炉心で大きく変わらないことから、ほう素密度の変化に伴う反応度変化量も取替炉心で大きく変わらない。したがって、取替炉心を考慮した場合でも未臨界を維持できる。このため、燃料被覆管温度は第 3.1.4.3.1.4.12 図に示すとおりの初期温度から大きく上昇することはなく飽和温度と同等の温度に維持できる。

加圧器水位及び 1 次系温度は第 3.1.4.3.1.4.10 図及び第 3.1.4.3.1.4.11 図に示すとおりであり、1 次系保有水量及び 1 次系温度は安定しており、原子炉は安定状態に維持できる。

その後は、格納容器再循環サンプ広域水位が再循環切替値に到達後、移動式大容量ポンプ車を用いた海水通水を行い、低圧再循環運転に切替え、格納容器内自然対流冷却による除熱を継続することで燃料及び原子炉格納容器の健全性を維持できる。

3.1.4.3.1.4.3 重大事故等対策を開始するまでの余裕時間の評価結果

重大事故等対策を開始するまでの余裕時間として、本評価シナリオにおける緩和機能を選定し、緩和機能の余裕時間を評価した結果を以下に示す。

(1) 余裕時間を評価する緩和機能の選定結果

本評価シナリオにおける緩和機能は、以下のとおりである。

- ・中容量発電機車からの給電
- ・常設電動注入ポンプによる炉心への注水
- ・移動式大容量ポンプ車による補機冷却
- ・低圧注入による再循環炉心冷却
- ・格納容器内自然対流冷却による格納容器除熱(海水冷却)

余裕時間を評価する緩和機能として、「3.1.4.3.1.1(3) 重大事故等対策を開始するまでの余裕時間の評価」に示す考え方にに基づき選定した結果は以下のとおりである。

- ・中容量発電機車からの給電

「3.1.4.3.1.1(3) 重大事故等対策を開始するまでの余裕時間の評価」の b. に該当することから、余裕時間を評価しない。

- ・常設電動注入ポンプによる炉心への注水
余裕時間を評価する。

- ・移動式大容量ポンプ車による補機冷却

「3.1.4.3.1.1(3) 重大事故等対策を開始するまでの余裕時間の評価」の b. に該当することから、余裕時間を評価しない。

- ・低圧注入による再循環炉心冷却

「3.1.4.3.1.1(3) 重大事故等対策を開始するまでの余裕時間の評価」の d. に該当することから、余裕時間を評価しない。

- ・格納容器内自然対流冷却による格納容器除熱(海水冷却)

「3.1.4.3.1.1(3) 重大事故等対策を開始するまでの余裕時間の評価」の d. に該当することから、余裕時間を評価しない。

したがって、常設電動注入ポンプによる炉心への注水における常設電動注入ポンプによる炉心注水の余裕時間について評価を実施する。

(2) 余裕時間の評価結果

(1)にて選定した常設電動注入ポンプによる炉心注水操作の余裕時間としては、第 3.1.4.3.1.4.13 図に示すとおり、常設電動注入ポンプによる炉心注水操作開始時点の 1 次系からの流出量を維持するものとして概算した。その結果、常設電動注入ポンプによる炉心注水操作は事象発生から 50 分後に

実施できるが、炉心が露出する可能性がある1次系保有水量となる事象発生から約 103 分後までは評価項目を満足することから、操作の余裕時間として事象発生から 103 分程度は確保できる。

3.1.4.3.1.4.4 緩和機能の継続を必要とする時間の評価結果

緩和機能の継続を必要とする時間として、必要な水源、燃料及び電源における評価結果を以下に示す。

(1) 水 源

燃料取替用水タンク(約1,677m³:水位異常低警報値までの水量)を水源とする常設電動注入ポンプによる代替炉心注水については、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位(16%)までの約84.7時間の注水継続が可能である。約74時間以降は、格納容器再循環サンプを水源とするため、燃料取替用水タンクへの補給は不要である。

(2) 燃 料

中容量発電機車による電源供給については、事象発生直後の運転を想定して、7日間の運転継続に約68.9kℓの重油が必要となる。

移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却については、事象発生30時間20分後の運転を想定して、7日間の運転継続に約28.5kℓの重油が必要となる。

代替緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後の運転を想定して、7日間の運転継続に約7.8kℓの重油が必要となる。

使用済燃料ピットへの注水等については、事象発生7時間40分後の運転を想定して、7日間の運転継続に約7.6kℓの重油が必要となる。

使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムについては、事象発生8時間40分後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約3.7kℓ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116.8kℓの重油が必要となるが、燃料油貯蔵タンク容量(約294.0kℓ)にて供給可能である。

(3) 電 源

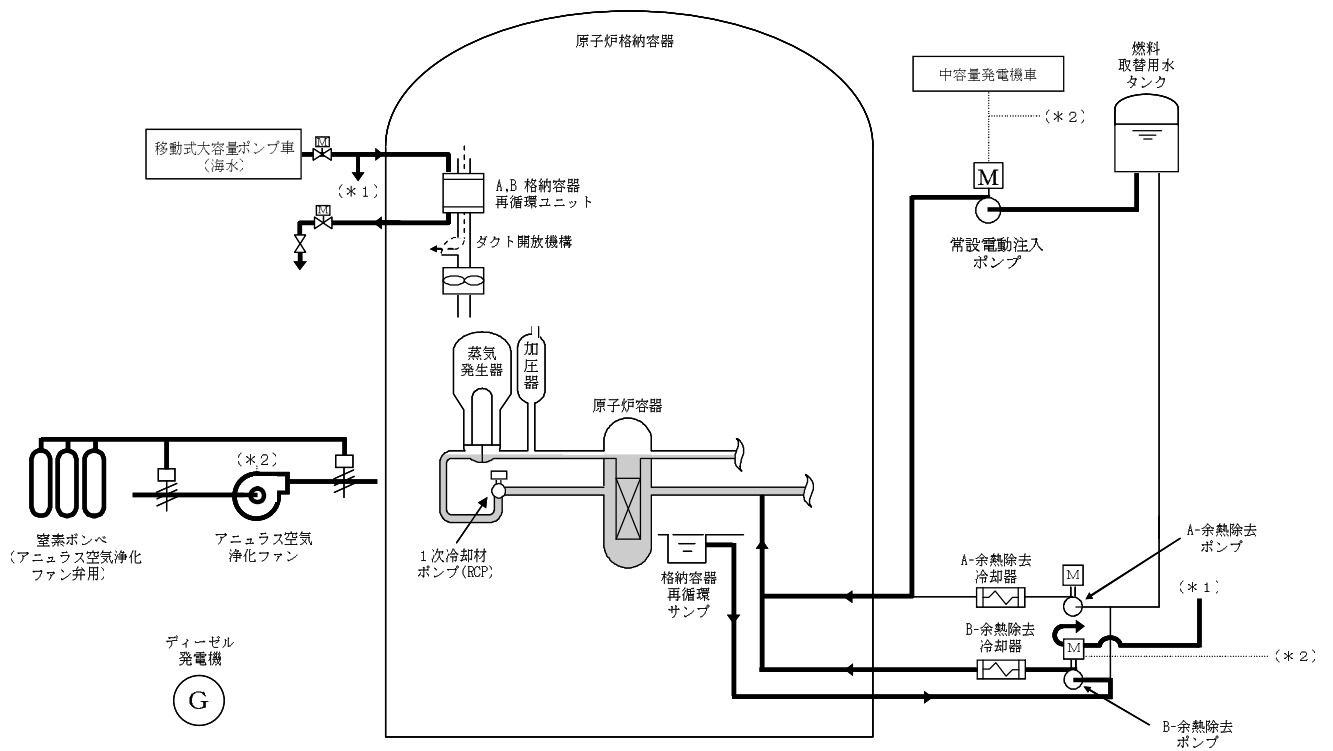
中容量発電機車の電源負荷については、重大事故等対策時に必要な負荷及びその他負荷として約980kW必要となるが、中容量発電機車の給電容量約1,460kW(約1,825kVA)にて供給可能である。

第3.1.4.3.1.4.1 表 主要解析条件(運転停止時の燃料損傷防止対策(燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故))(1/2)

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		M-RELAP5	本評価シナリオに係る事象進展等を適切に評価することが可能であるコード。
初期条件	原子炉停止後の時間	96時間	評価結果を厳しくするように、燃料取出前のミッドループ運転中のうち、炉心露出の観点から炉心崩壊熱と1次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見た時間として設定。 原子炉停止後の時間が短いと崩壊熱が大きくなり、1次冷却材の蒸散率も大きくなることから、1次系保有水量を確保しにくく厳しい設定。
	1次系圧力 (初期)	大気圧(0MPa[gage])	ミッドループ運転時は1次系を大気開放状態としていることから設定。
	1次冷却材高温側温度 (初期)	93℃(保安規定モード5)	評価結果を厳しくするように、ミッドループ運転時の運転モード(モード5)の上限値として設定。 1次冷却材温度が高いと1次系の保有熱が大きくなり、1次系保有水量を確保しにくくなることから厳しい設定。
	1次冷却材水位 (初期)	原子炉容器出入口 配管中心高さ+10cm	評価結果を厳しくするように、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設定。 ミッドループ運転時の水位が低いと1次系保有水量が少な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崩壊熱を設定。
	1次系開口部	加圧器安全弁3個取り外し 加圧器のベント弁2個開放	ミッドループ運転中の蒸気放出経路として、確保している蒸気放出経路を設定。
	2次系の状態	2次系からの冷却なし	崩壊熱による1次冷却材の蒸散に伴い、1次系保有水量の減少を早める観点から、2次系からの冷却は想定しない。
事故条件	起因事象	外部電源喪失 原子炉補機冷却機能喪失	外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能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	非常用所内交流電源喪失	非常用所内交流電源が喪失するものとして設定。

第 3.1.4.3.1.4.1 表 主要解析条件(運転停止時の燃料損傷防止対策(燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故)) (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	常設電動注入ポンプの原子炉への注水流量	20m ³ /h	原子炉停止後96時間後を事象開始として、常設電動注入ポンプの起動時間50分時点における崩壊熱による蒸散量約19.1m ³ /hを上回る値として設定。
	常設電動注入ポンプ起動	事象発生から 50 分後	運転員等操作時間として、事象発生の検知及び判断、代替交流電源の準備並びに常設電動注入ポンプによる炉心注水操作に計50分を想定して設定。



第 3.1.4.3.1.4.1 図 運転停止時の燃料損傷防止対策
 (燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失
 時に非常用所内交流電源が喪失する事故)
 における概略系統図

必要な要員と作業項目			経過時間(分)																	備 考	
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員	2号	▽ 事象発生 ▽ グリッド状況判断 全交流動力電源喪失判断 50分 常設電動注入ポンプにて代替炉心注水開始																		
	当直 課長	1	号炉毎 運転操作担当者																	大津波警報発令にて閉止蓋 取付及び中容量発電機車 起動準備	
	当直 主任	1	号炉間連絡・運転操作助勢																		
状況判断	運転員	—	●全交流動力電源喪失確認 (中央制御室確認) 10分																		
原子炉格納容器 エアロック閉止操作	運転員C、D	2	●現地移動/原子炉格納容器からの退避指示及び 退避確認、原子炉格納容器エアロック閉止操作 (現場操作) 30分																	Iハルエーションフレーム又はベージング装 置により退避を指示	
原子炉格納容器 隔離操作	運転員A	【1】	●原子炉格納容器隔離弁閉止操作 (中央制御室操作) 5分																	原子炉格納容器からの退避確認 後、閉止する	
電源確保作業	運転員B	1	●現地移動/所内電源母線受電準備(遮断 路操作) (現場操作) 10分 ●現地移動/中容量発電機車受電準備 (現場操作) 15分 ●現地移動/不要交流電源負荷切離 ^{*1} (現場操作) 10分																	^{*1} 中容量発電機車から受電して いない場合は速やかに実施する	
		重大事故等対策要員(初 動)、(初動後) 係修対応要員	【4】	●現地移動/中容量発電機車系統構成・起 動操作 (現場操作) 15分																	
		重大事故等対策要員(初動) 係修対応要員	【1】	●現地移動/M/Cノリ付処置 (現場操作) 13分																	
		重大事故等対策要員(初動) 係修対応要員	【1】	●現地移動/燃料取替用ホウタンによる 炉心注水 (現場操作) 適宜実施																	
1次系への補給操作	運転員B + 運転員E、F、G	【1】 + 【3】	●現地移動/常設電動注入ポンプ系統構成 (炉心注水) (現場操作) 35分 ●現地移動/常設電動注入ポンプ準備(ディ スタンスピース取替え) (現場操作) 30分																	裕度評価上考慮せず	
常設電動注入ポンプ 起動準備	運転員B + 運転員E、F、G	【1】 + 【3】	●現地移動/常設電動注入ポンプ系統構成・ 起動操作 (現場操作) 3分																	常設電動注入ポンプ系統が、留断 上注水を期待している50分までに 実施できる	
常設電動注入ポンプ による代替炉心注水	運転員C、D	【2】	●現地移動/アニュウス空気浄化ファンダ N/A空気供給操作 (現場操作) 30分 ●現地移動/中央制御室非常用循環系ダン パ開始 (現場操作) 40分																		
被ばく低減操作	運転員B + 運転員E、F、G	【2】 + 【3】	●現地移動/自己冷却/高圧注入ポンプ(自 己冷却)系統構成 (現場操作) 70分 ●現地移動/自己冷却/高圧注入ポンプ(自 己冷却)準備(ディスタンスピース取替え) (現場操作) 60分																	起動は裕度評価上考慮せず	
B充てん/高圧注入 ポンプ(自己冷却) による代替炉心注水準備	運転員B + 運転員E、F、G	【2】 + 【3】	●現地移動/蓄電池室給排気ファン出入口ダ N/A開始 (現場操作) 40分																	運転員による充電器受電操作は、事象発生約6時間後までに実 施する	
充電器受電操作	運転員A	【1】	●大容量空冷式発電機からの給電準備・起動 操作 10分 ●常設電動注入ポンプ系統構成 10分 ●アニュウス空気浄化ファン起動 ^{*2} ●中央制御室非常用循環系起動 ^{*2} ●B充てん/高圧注入ポンプ(自己冷却)系統 構成 ^{*3} (中央制御室操作) 15分																	^{*2} 格納容器圧力計指示が22k Palpageにになれば起動する ^{*3} 起動は裕度評価上考慮せず	
可搬型計測器取付け	運転員B + 運転員E、F、G	【1】	●可搬型計測器取付 ^{*4} 適宜実施																	裕度評価上考慮せず	

・各操作・作業の必要時間算定については、有効性評価時に確認した実際の現場移動時間又は作業時間を基に算出している（一部については想定時間により算出）

・緊急時対策本部要員は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う

第3.1.4.3.1.4.3 図 運転停止時の燃料損傷防止対策(燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故)における作業と所要時間(1/2)

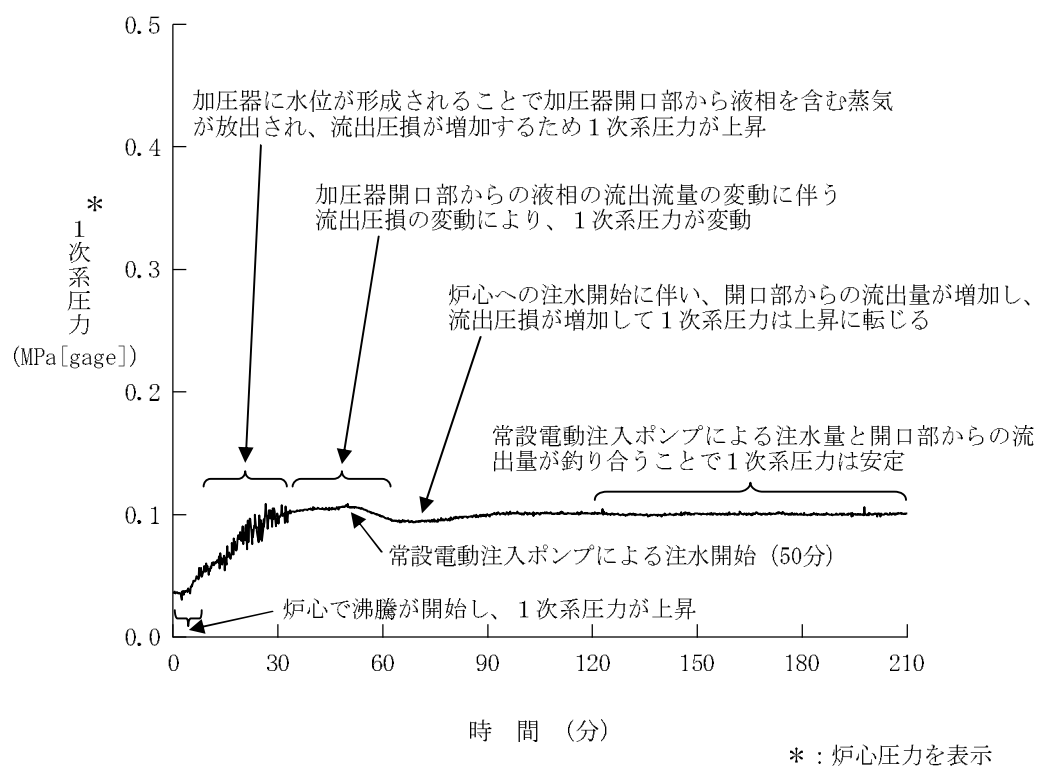
必要な要員と作業項目			経過時間(時間)																																						備考	
			2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	26	28	30	32	34	36	38	40																				
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員	手順の内容	▽ 事象発生																																						使用済燃料ピットへの注水に係るアクセスルートより復旧し、事象発生後3時間30分で作業に必要なアクセスルートが全て復旧する。	
中容量発電機車対応		【3】 ●中容量発電機車への給油	適宜実施																																							
使用済燃料ピットへの注水確保		【10】 ●水中ポンプ、中間受槽、水中ポンプ用発電機、可搬型ホース等の運搬	1時間																																							
		【5】 ●取水用水中ポンプ、水中ポンプ用発電機、可搬型ホース等の設置	30分(水中ポンプ用発電機設置) 4時間(ポンプ、ホース等設置)																																							
		【1】 ●給水、取水用水中ポンプ運転監視 水中ポンプ用発電機への給油	20分(中間受槽へ水張り) 起動、監視、給油																																							
		【5】 ●使用済燃料ピット補給用水中ポンプ、水中ポンプ用発電機、中間受槽、可搬型ホース等の設置	1時間(中間受槽設置) 30分(水中ポンプ用発電機設置) 2時間(ポンプ、ホース等設置)																																							
		【2】 ●給水、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ監視、水中ポンプ用発電機への給油	⇒使用済燃料ピットへの注水可能(7時間40分) 起動、監視、給油																																							
移動式大容量ポンプ車準備	重大事故等対策要員 (初動) 係修対応要員 10名 + 重大事故等対策要員 (初動後) 係修対応要員 16名	【10】 ●移動式大容量ポンプ車の設置(水中ポンプの設置含む)	30分(水中ポンプ用発電機設置) 1時間(取水用水中ポンプ、ホース設置)																																							
		【6】 ●移動式大容量ポンプ車の設置	2時間(移動式大容量ポンプ車の設置)																																							
		【4】 ●移動式大容量ポンプ車可搬型ホース等の運搬、設置	2時間30分 海水ポンプエリア以外実施 30分 海水ポンプエリア内																																							
		【7】 ●海水ストレーナ蓋取替及び可搬型ホース接続	8時間																																							
		【2】 ●海水系統～原子炉補機冷却水系統ディスタンスピース接続	1時間																																							
		【2】 ●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)取付け	1時間																																							
		【4】 ●給水、移動式大容量ポンプ監視、給油	格納容器再循環ユニットへの通水可能(30時間20分) 起動、監視、給油																																							
		運転員	【3】 ●A、B格納容器再循環ユニット及び必要補機への海水通水系統構成(現場操作)	50分 80分 30分 10分																																						
	低圧再循環運転	運転員	【1】 ●低圧再循環運転確認(中央制御室)																																							格納容器再循環サンプル広域水位が再循環切替値に到達後実施
原子炉補機冷却系復旧作業	参集要員	一 ●海水ポンプ用電動機予備品との取替等	30時間以降適宜実施																																						格度評価上考慮せず	

・移動式大容量ポンプ車準備・ホース接続口を2ヶ所(海水ストレーナ側、ラブチャードスク側)設けているが、ラブチャードスク側のホース接続作業については、布設距離は長くなるもののホース展開回収車により容易に布設可能であり、またラブチャードスクのフランジ取替が海水ストレーナ蓋取替に比べ短時間で可能であるため、海水ストレーナの作業時間には包括されることから、海水ストレーナの接続を記載

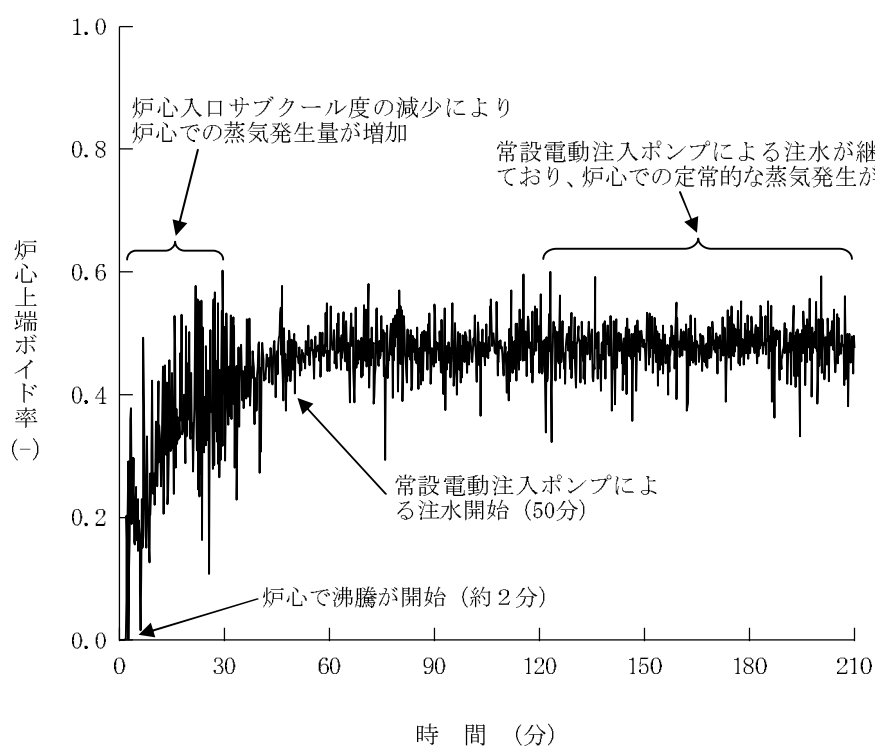
・上記対応の他、代替緊急時対策所の電源確保対応者:2名(重大事故等対策要員(初動後) 保修対応要員のうち2名が対応)

・原子炉補機冷却系復旧作業: 他の作業が完了する30時間後からの対応としているが、要員に余裕があれば準備出来次第実施する

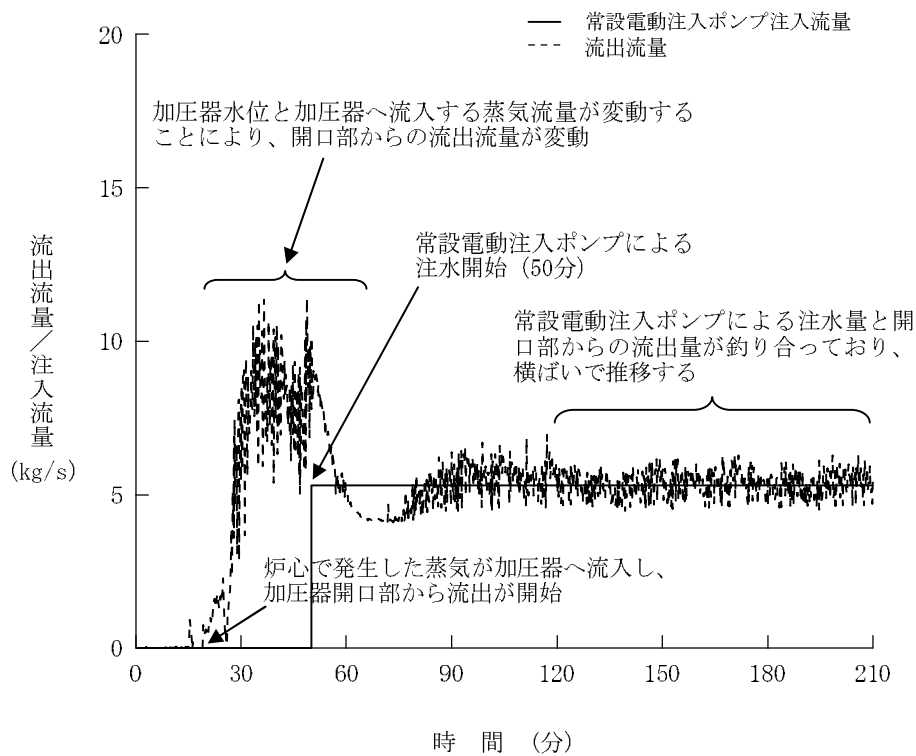
第 3.1.4.3.1.4.3 図 運転停止時の燃料損傷防止対策(燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故)における作業と所要時間(2/2)



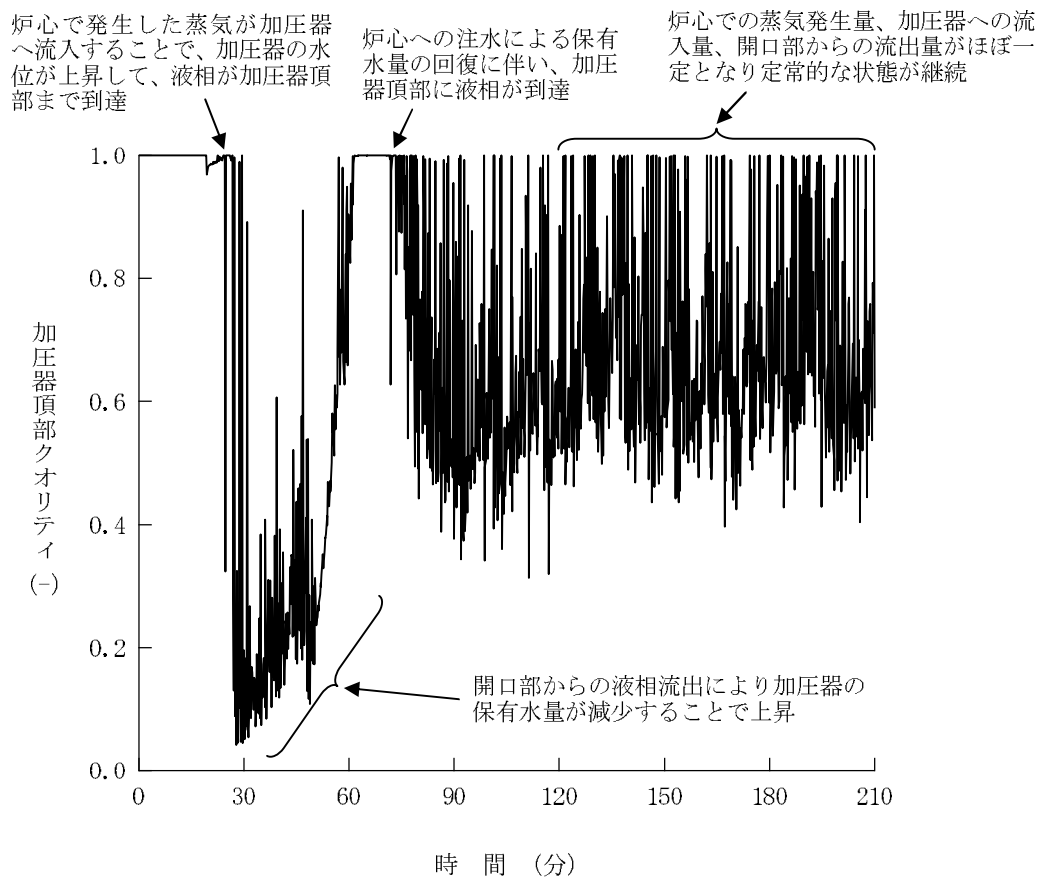
第 3.1.4.3.1.4.4 図 1 次系圧力の推移



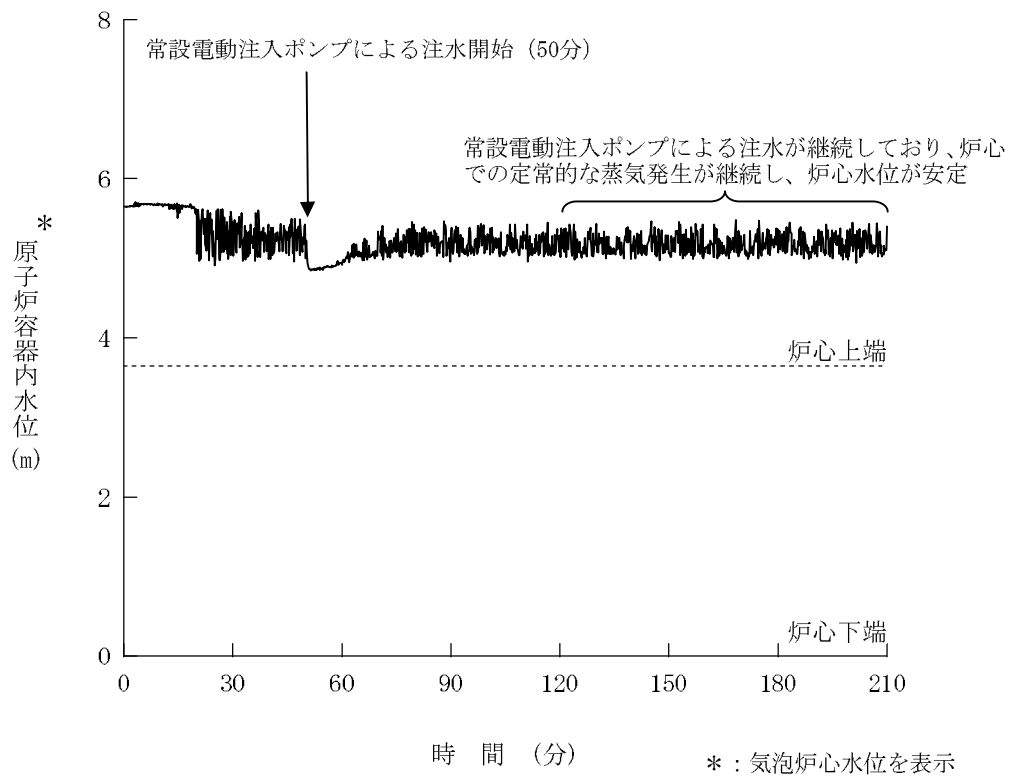
第 3.1.4.3.1.4.5 図 炉心上端ボイド率の推移



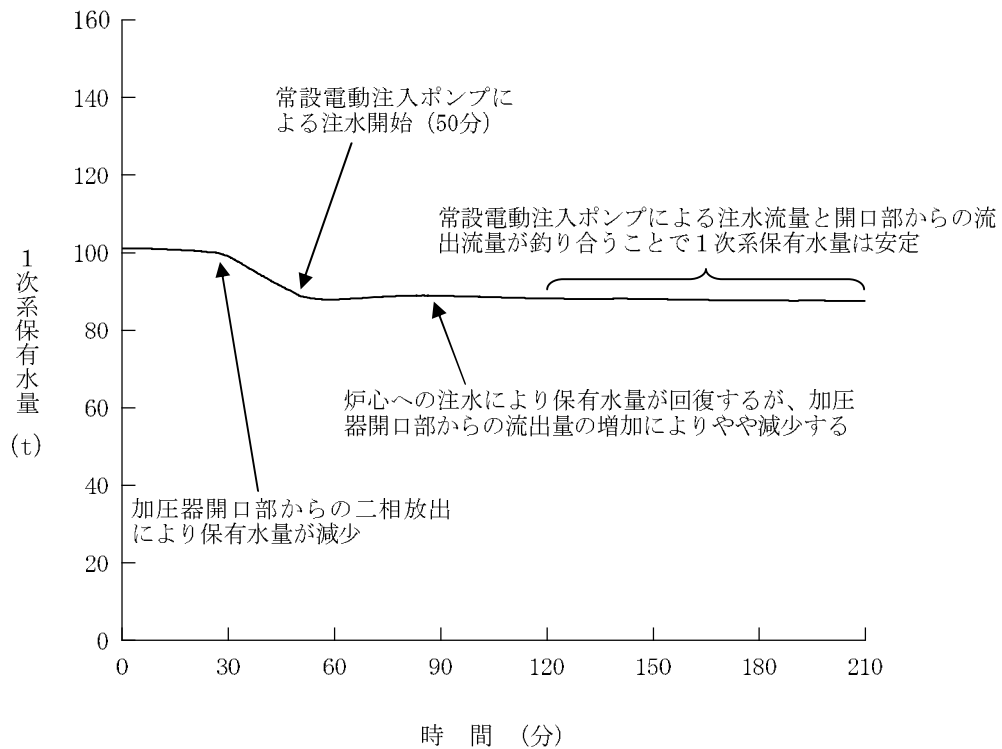
第 3.1.4.3.1.4.6 図 開口部からの流出流量と注入流量の推移



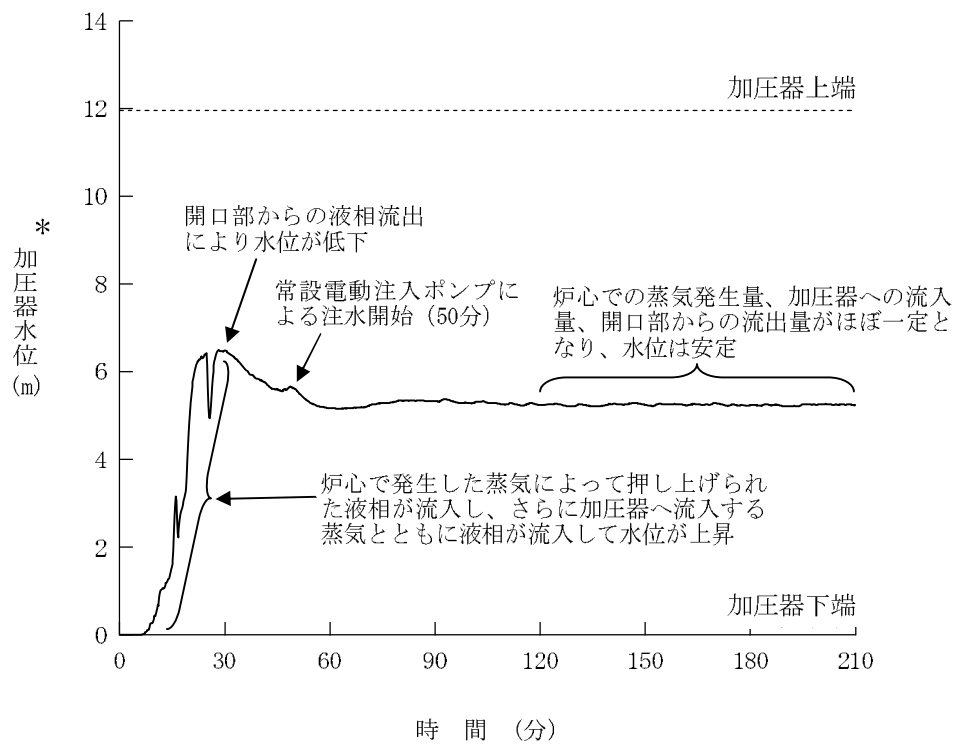
第 3.1.4.3.1.4.7 図 加圧器頂部クオリティの推移



第3.1.4.3.1.4.8図 原子炉容器内水位の推移

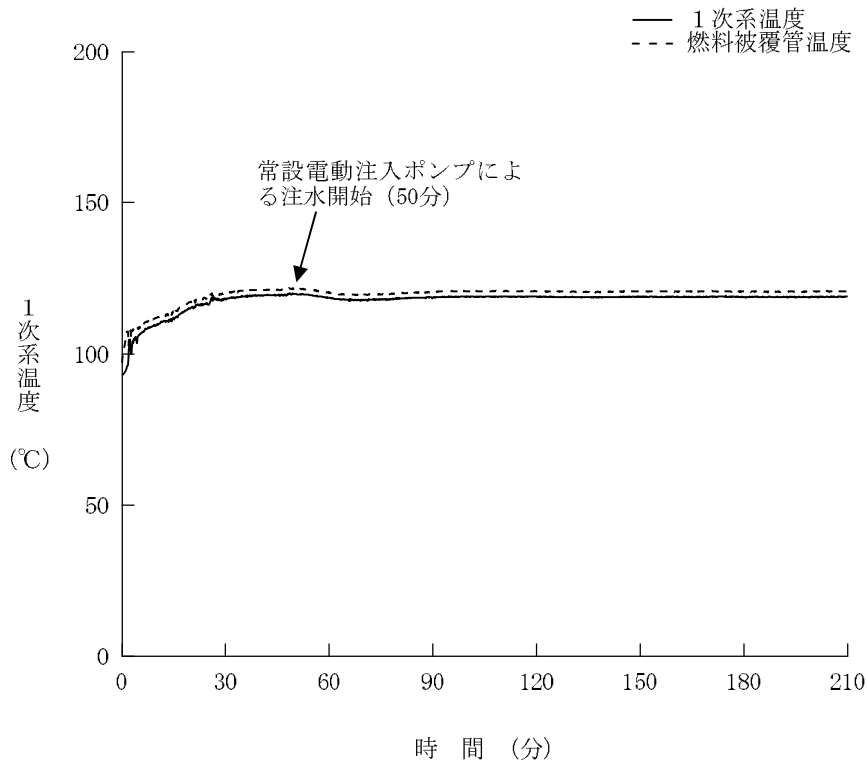


第 3.1.4.3.1.4.9 図 1次系保有水量の推移

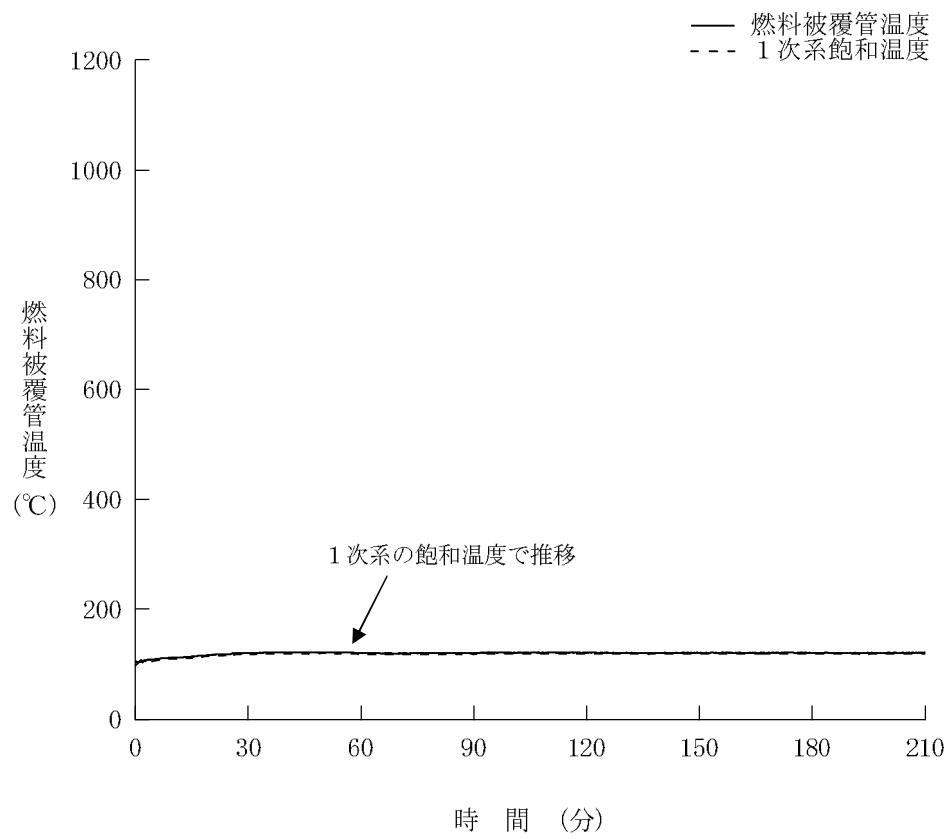


* : 加圧器下端から上端までのコラプス水位を表示

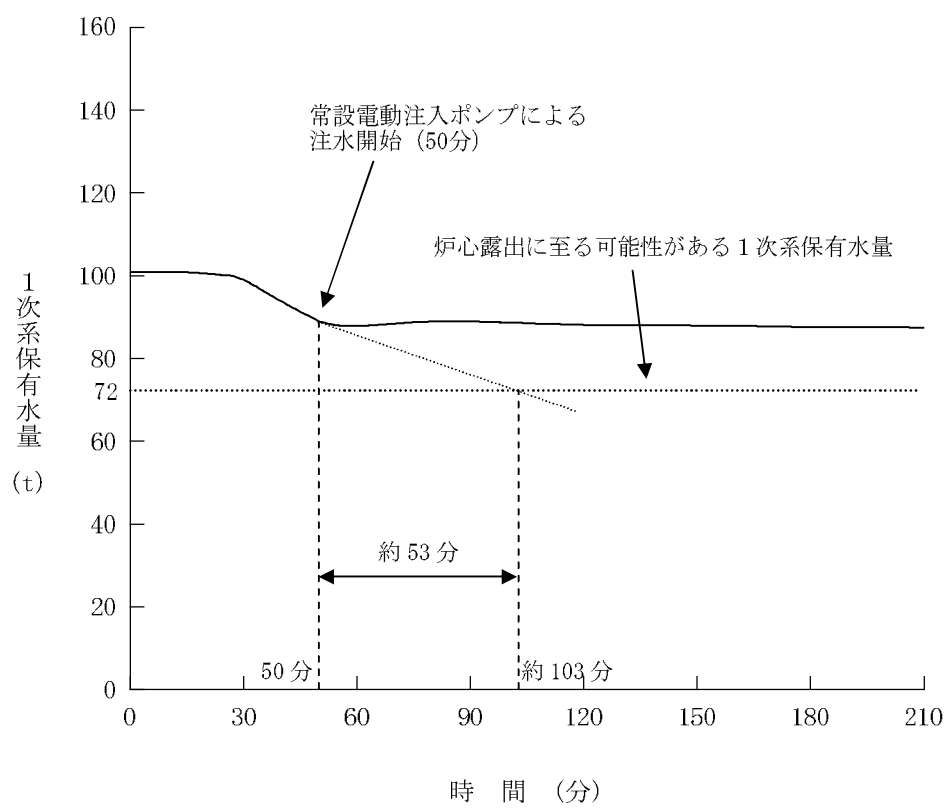
第 3.1.4.3.1.4.10 図 加圧器水位の推移



第 3.1.4.3.1.4.11 図 1次系温度の推移



第 3.1.4.3.1.4.12 図 燃料被覆管温度の推移



第 3.1.4.3.1.4.13 図 1 次系保有水量の推移(炉心注水操作余裕時間評価)

3.1.4.4 号機間相互影響評価

川内原子力発電所においては、2 基の原子炉が設置されている。ここでは、評価対象とする号機（以下「評価対象号機」という。）の評価結果に対して敷地内の他号機（以下「他号機」という。）が及ぼす影響について、号機間の耐性が異なる場合及び号機間の事象進展の過程が異なる場合の相互影響について評価を実施する。

3.1.4.4.1 耐性を考慮した相互影響

(1) 評価方法

評価対象号機に対して他号機の耐性が低い場合、他号機の損傷状態により、敷地内の放射線量が高くなり、緩和操作が制限される可能性があり、クリフエッジよりも低い耐性で燃料損傷や格納容器機能喪失に至る可能性がある。

そこで、本評価では評価対象号機単独の炉心損傷防止対策（出力運転時、運転停止時）、格納容器機能喪失防止対策、使用済燃料ピットの燃料損傷防止対策のそれぞれのクリフエッジ地震加速度及び許容津波高さと、他号機の評価結果を比較し、号機間の耐性の違いが単独号機でのクリフエッジシナリオの緩和操作に対して与える影響を被ばく影響の観点から評価する。

また、運転停止中における炉心に燃料がない状態（第 3.1.4.4.1.1 図を参照）では、原子炉格納容器機器搬入口や原子炉格納容器エアロック等が開放されている。その場合、単独の津波評価において考慮されている浸水口に加え、他号機を経由して伝播する津波の影響を考える必要があることから、停止中の他号機の開口部からの浸水が評価対象号機へ与える影響についても評価を実施する。

(2) 耐性を考慮した相互評価の対象となる事象進展の組合せ

本評価において考慮すべき耐性を考慮した相互評価の対象となる事象進展の組合せとしては、川内 1 号機及び川内 2 号機の炉心損傷防止対策(出力運転時、運転停止時)、格納容器機能喪失防止対策、使用済燃料ピットの燃料損傷防止対策の全評価の組合せとし、以下の事象ごとに評価を行う。

- a. 地震
- b. 津波
- c. 地震及び津波の重畳

第 3.1.4.4.1.2 表、第 3.1.4.4.1.3 表、第 3.1.4.4.1.5 表及び第 3.1.4.4.1.6 表に本評価の対象とした事象進展の組合せを示す。

(3) 耐性を考慮した相互評価の流れ

詳細な影響評価のフローを第 3.1.4.4.1.2 図に示す。

号機間の耐性の違いによる被ばくの影響評価にあたり、まず(2)項に示した事象進展の組合せを同フローに従い、分類する。

分類① 号機間の耐性に相違がない場合又は他号機の耐性が高い場合

分類② 他号機の耐性が低い場合(屋外での緩和操作なし)

分類③ 他号機の耐性が低い場合(屋外での緩和操作あり)

まず、他号機側からの放射性物質の放出による被ばくの影響を受ける要因として、他号機側からの影響がある場合とない場合で整理をする。号機間の耐性に相違がない場合又は他号機の耐性が高い場合は、評価対象号機より先

に他号機が炉心損傷や使用済燃料ピットの燃料損傷に至ることはなく、評価対象号機のクリフエッジの値は変化しない(フロー図中の分類①)。次に、他号機側が損傷し、影響の可能性がある場合でも、評価対象号機における緩和操作が屋内での作業のみであれば、他号機側からの放射性物質の放出による被ばくの影響を直接受けることは考え難く、評価対象号機のクリフエッジの値に影響はないと考えられる(フロー図中の分類②)。

このように、分類①、分類②となった組合せでは、評価対象号機への影響なしと判断される。したがって、以下の各評価においては、分類③について、個別の事象進展をもとに評価対象号機のクリフエッジの影響を評価していく。

(3) 評価結果

a. 地震

(a) 川内 1 号機及び川内 2 号機のクリフエッジ地震加速度の確認

川内 1 号機及び川内 2 号機における各評価のクリフエッジ地震加速度を第 3.1.4.4.1.1 表に示す。

(b) 川内 2 号機が川内 1 号機に与える影響評価

(a) 項で示した各評価の結果を用いて、川内 2 号機のクリフエッジ地震加速度が川内 1 号機の評価に与える影響について、前述のフローに基づき分類①から分類③に分類した。評価の組合せ及び分類については、第 3.1.4.4.1.2 表に示す。表の各列に示した影響を与えるユニットの各評価項目が表の各行に示されている影響を受けるユニットの各評価項目へ与える影響を示す。

分類③となったものの個別評価を以下に示す。

川内 1 号機の地震評価において、川内 1 号機第 1 回安全性向上評価

届出書(平成 29 年 7 月 6 日付け原発本第 90 号)第 3 章「3.1.4.2 評価結果」に示すように、今回の安全裕度評価で得られたクリフエッジシナリオの事象収束のための緩和操作については全て屋外操作を必要としている。以下に個別の事象進展(対策)毎の緩和操作の際に必要な屋外作業を示す。これらの作業への他号機からの放射性物質の放出による被ばくの影響について、評価を行った。

イ 出力運転時炉心損傷防止対策における屋外作業

川内 1 号機第 1 回安全性向上評価届出書(平成 29 年 7 月 6 日付け原発本第 90 号)第 3 章「3.1.4.2.1 地震 第 3.1.4.2.1.5 図」のクリフエッジとなるシナリオ(収束シナリオ③の緩和シナリオ)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給水、主蒸気逃がし弁による熱放出(手動・現場)、大容量空冷式発電機からの給電のための、屋外作業を実施する。具体的には、以下の屋外作業が必要となる。

- ・屋外作業のためのアクセスルートの確保
- ・復水タンク補給用水中ポンプ、取水用水中ポンプによる宮山池又は海水を水源とした給水のための系統構成(復水タンク補給用水中ポンプ・発電機、取水用水中ポンプ・発電機の設置、中間受槽の組立、水源から中間受槽、中間受槽から復水タンクへのホース布設・接続)及び給水
- ・復水タンク補給用水中ポンプ用発電機、取水用水中ポンプ用発電機への燃料供給
- ・大容量空冷式発電機への燃料供給

ロ 格納容器機能喪失防止対策における屋外作業

川内 1 号機第 1 回安全性向上評価届出書(平成 29 年 7 月 6 日付け原発本第 90 号)第 3 章「3.1.4.2.1 地震 第 3.1.4.2.1.13 図」のクリフエッジとなるシナリオ(収束シナリオ②の緩和シナリオ)において、大容量空冷式発電機からの給電、格納容器内自然対流冷却による格納容器除熱(海水冷却)のための、屋外作業を実施する。具体的には、以下の屋外作業が必要となる。

- ・屋外作業のためのアクセスルートの確保
- ・移動式大容量ポンプ車による海水通水のための系統構成(移動式大容量ポンプ車の設置、ホース布設・接続、弁操作)及び海水通水
- ・移動式大容量ポンプ車への燃料供給
- ・大容量空冷式発電機への燃料供給

ハ 使用済燃料ピットの燃料損傷防止対策における屋外作業

川内 1 号機第 1 回安全性向上評価届出書(平成 29 年 7 月 6 日付け原発本第 90 号)第 3 章「3.1.4.2.1 地震 第 3.1.4.2.1.20 図」のクリフエッジとなるシナリオ(収束シナリオ③の緩和シナリオ)において、SFP 補給用水中ポンプによる海水注水において、屋外作業を実施する。具体的には、以下の屋外作業が必要となる。

- ・屋外作業のためのアクセスルートの確保
- ・使用済燃料ピット補給用水中ポンプ、取水用水中ポンプによる宮山池又は海水を水源とした給水のための系統構成(使用済燃料ピット補給用水中ポンプ・発電機、取水用水中ポンプ・発電機の設置、中間

受槽の組立、水源から中間受槽、中間受槽から使用済燃料ピットへのホース布設・接続)及び給水

- ・使用済燃料ピット補給用水中ポンプ用発電機、取水用水中ポンプ用発電機への燃料供給

ニ 運転停止時炉心損傷防止対策における屋外作業

川内 1 号機第 1 回安全性向上評価届出書(平成 29 年 7 月 6 日付け原発本第 90 号)第 3 章「3.1.4.2.1 地震 第 3.1.4.2.1.10 図」のクリフエッジとなるシナリオ(収束シナリオ②の緩和シナリオ)において、大容量空冷式発電機からの給電、移動式大容量ポンプ車による補機冷却、格納容器内自然対流冷却による格納容器除熱(海水冷却)において、屋外作業を実施する。具体的には、以下の屋外作業が必要となる。

- ・屋外作業のためのアクセスルートの確保
- ・移動式大容量ポンプ車による海水通水のための系統構成(移動式大容量ポンプ車の設置、ホース布設・接続、弁操作)及び海水通水
- ・移動式大容量ポンプ車への燃料供給
- ・大容量空冷式発電機への燃料供給

これらの屋外作業については、第 3.1.4.4.1.2 表の評価項目の組合せにおいて、分類③の組合せ箇所を実施する。川内 1 号機のクリフエッジ地震加速度での出力運転時及び運転停止時炉心損傷防止対策、格納容器機能喪失防止対策の 1029Gal 又は使用済燃料ピットの燃料損傷防止対策の 1149Gal に対し、川内 2 号機のクリフエッジ地震加速度が 1026Gal で炉心燃料損傷及び格納容器機能喪失が起きることから、川内 2 号機の

方が先に炉心燃料損傷や格納容器機能喪失を生じることとなる。

放射性物質放出の恐れがある場合は、放射線測定器具（ガラスバッジ（以下「GB」という。）及び警報器付きポケット線量計（以下「APD」という。））及び適切な放射線防護具（全面マスク、高線量対応防護服（タングステン入り）等）を携帯もしくは着用することで被ばくに対して備えることで、分類③のいずれの組合せの場合においても、川内 1 号機の緩和操作に必要な資機材の準備及び系統構成が可能であり、その後の措置についても、緊急作業時の被ばく線量限度 250mSv を考慮し、適切な人員配置を行うことにより、継続的な緩和措置の実施が可能であると考えられる。

したがって、耐性の違いによる相互影響はないことを確認した。

(c) 川内 1 号機が川内 2 号機に与える影響評価

(b) 項と同様に、(a) 項で示した各評価の結果を用いて、川内 1 号機のクリフエッジ地震加速度が川内 2 号機の評価に与える影響について、前述のフローに基づき分類①から分類③に分類した。評価の組合せ及び分類については、第 3.1.4.4.1.3 表に示す。表の各列に示した影響を与えるユニットの各評価項目が表の各行に示されている影響を受けるユニットの各評価項目へ与える影響を示す。

分類③となったものの個別評価を以下に示す。

川内 2 号機の地震評価において、本届出書第 3 章「3.1.4.2 評価結果」に示すように、今回の安全裕度評価で得られたクリフエッジシナリオの事象収束のための緩和操作については全て屋外操作を必要としている。なお、以下に個別の事象進展（対策）毎の緩和操作の際に必要な屋外作業を示す。これらの作業への他号機からの放射性物質の放出による被ばくの影響について、評価を行った。

イ 出力運転時炉心損傷防止対策における屋外作業

本届出書第 3.1.4.2.1.5 図のクリフエッジとなるシナリオ(収束シナリオ③の緩和シナリオ)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給水、主蒸気逃がし弁による熱放出(手動・現場)、大容量空冷式発電機からの給電において、屋外作業を実施する。具体的には、以下の屋外作業が必要となる。

- ・屋外作業のためのアクセスルートの確保
- ・復水タンク補給用水中ポンプ、取水用水中ポンプによる宮山池又は海水を水源とした給水のための系統構成(復水タンク補給用水中ポンプ・発電機、取水用水中ポンプ・発電機の設置、中間受槽の組立、水源から中間受槽、中間受槽から復水タンクへのホース布設・接続)及び給水
- ・復水タンク補給用水中ポンプ用発電機、取水用水中ポンプ用発電機への燃料供給
- ・大容量空冷式発電機への燃料供給

ロ 格納容器機能喪失防止対策における屋外作業

本届出書第 3.1.4.2.1.13 図のクリフエッジとなるシナリオ(収束シナリオ②の緩和シナリオ)において、大容量空冷式発電機からの給電、格納容器内自然対流冷却による格納容器除熱(海水冷却)において、屋外作業を実施する。具体的には、以下の屋外作業が必要となる。

- ・屋外作業のためのアクセスルートの確保

- ・移動式大容量ポンプ車による海水通水のための系統構成(移動式大容量ポンプ車の設置、ホース布設・接続、弁操作)及び海水通水
- ・移動式大容量ポンプ車への燃料供給
- ・大容量空冷式発電機への燃料供給

ハ 使用済燃料ピットの燃料損傷防止対策における屋外作業

本届出書第 3.1.4.2.1.20 図のクリフエッジとなるシナリオ(収束シナリオ③の緩和シナリオ)において、SFP 補給用水中ポンプによる海水注水において、屋外作業を実施する。具体的には、以下の屋外作業が必要となる。

- ・屋外作業のためのアクセスルートの確保
- ・使用済燃料ピット補給用水中ポンプ、取水用水中ポンプによる宮山池又は海水を水源とした給水のための系統構成(使用済燃料ピット補給用水中ポンプ・発電機、取水用水中ポンプ・発電機の設置、中間受槽の組立、水源から中間受槽、中間受槽から使用済燃料ピットへのホース布設・接続)及び給水
- ・使用済燃料ピット補給用水中ポンプ用発電機、取水用水中ポンプ用発電機への燃料供給

ニ 運転停止時炉心損傷防止対策における屋外作業

本届出書第 3.1.4.2.1.10 図のクリフエッジとなるシナリオ(収束シナリオ②の緩和シナリオ)において、大容量空冷式発電機からの給電、移動式大容量ポンプ車による補機冷却、格納容器内自然対流冷却による格納容器除熱(海水冷却)において、屋外作業を実施する。具体的には、以

下の屋外作業が必要となる。

- ・屋外作業のためのアクセスルートの確保
- ・移動式大容量ポンプ車による海水通水のための系統構成(移動式大容量ポンプ車の設置、ホース布設・接続、弁操作)及び海水通水
- ・移動式大容量ポンプ車への燃料供給
- ・大容量空冷式発電機への燃料供給

これらの屋外作業については、第 3.1.4.4.1.3 表の評価項目の組合せにおいて、分類③の組合せ箇所を実施する。川内 2 号機のクリフエッジ地震加速度での使用済燃料ピットの燃料損傷防止対策の 1149Gal に対し、川内 1 号機のクリフエッジ地震加速度が 1029Gal で炉心燃料損傷及び格納容器機能喪失が起きることから、川内 1 号機の方が先に燃料損傷や格納容器機能喪失を生じることとなる。

放射性物質放出の恐れがある場合は、放射線測定器具(GB 及び APD)及び適切な放射線防護具(全面マスク、高線量対応防護服(タンゲステン入り)等)を携帯もしくは着用することで被ばくに対して備えることで、分類③のいずれの組合せの場合においても、川内 2 号機の緩和操作に必要な資機材の準備及び系統構成が可能であり、その後の措置についても、緊急作業時の被ばく線量限度 250mSv を考慮し、適切な人員配置を行うことにより、継続的な緩和措置の実施が可能であると考えられる。

したがって、耐性の違いによる相互影響はないことを確認した。

(d) 評価結果

地震評価において、川内 1 号機及び川内 2 号機の号機間の耐性の違

いによる相互影響を確認した結果、全ての組合せにおいて、相互影響がないことを確認した。

b. 津波

(a) 川内 1 号機及び川内 2 号機の許容津波高さの確認

川内 1 号機及び川内 2 号機における各評価の許容津波高さを第 3.1.4.4.1.4 表に示す。

(b) 川内 2 号機が川内 1 号機に与える影響評価

(a) 項で示した各評価の結果を用い、川内 2 号機の許容津波高さが川内 1 号機の評価に与える影響について、前述のフローに基づき分類①から分類③に分類した。評価の組合せ及び分類については、第 3.1.4.4.1.5 表に示す。表の各列に示した影響を与えるユニットの各評価項目が表の各行に示されている影響を受けるユニットの各評価項目へ与える影響を示す。

分類③となったものの個別評価を以下に示す。

川内 1 号機の津波評価において、川内 1 号機第 1 回安全性向上評価届出書(平成 29 年 7 月 6 日付け原発本第 90 号)第 3 章「3.1.4.2 評価結果」に示すように、今回の安全裕度評価で得られたクリフエッジシナリオの事象収束のための緩和操作については全て屋外操作を必要としている。なお、個別の事象進展(対策)毎の緩和操作の際に必要な屋外作業を示す。これらの作業への他号機からの放射性物質の放出による被ばくの影響について、評価を行った。

イ 出力運転時炉心損傷防止対策における屋外作業

川内 1 号機第 1 回安全性向上評価届出書(平成 29 年 7 月 6 日付け
原発本第 90 号)第 3 章「3.1.4.2.2 津波 第 3.1.4.2.2.5 図」のクリフエッ
ジとなるシナリオ(収束シナリオ②の緩和シナリオ)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給水、主蒸気逃がし弁による熱放出
(手動・現場)、中容量発電機車からの給電において、屋外作業を実施
する。具体的には、以下の屋外作業が必要となる。

- ・屋外作業のためのアクセスルートの確保
- ・復水タンク補給用水中ポンプ、取水用水中ポンプによる宮山池又は
海水を水源とした給水のための系統構成(復水タンク補給用水中ポン
プ・発電機、取水用水中ポンプ・発電機の設置、中間受槽の組立、
水源から中間受槽、中間受槽から復水タンクへのホース布設・接続)
及び給水
- ・復水タンク補給用水中ポンプ用発電機、取水用水中ポンプ用発電
機への燃料供給
- ・中容量発電機車のケーブル敷設、接続及び給電
- ・中容量発電機車のへの燃料供給

ロ 格納容器機能喪失防止対策における屋外作業

川内 1 号機第 1 回安全性向上評価届出書(平成 29 年 7 月 6 日付け
原発本第 90 号)第 3 章「3.1.4.2.2 津波 第 3.1.4.2.2.13 図」のクリフエッ
ジとなるシナリオ(収束シナリオ②の緩和シナリオ)において、中容量発電
機車からの給電、格納容器内自然対流冷却による格納容器除熱(海水
冷却)において、屋外作業を実施する。具体的には、以下の屋外作業が

必要となる。

- ・屋外作業のためのアクセスルートの確保
- ・移動式大容量ポンプ車による海水通水のための系統構成(移動式大容量ポンプ車の設置、ホース布設・接続、弁操作)及び海水通水
- ・移動式大容量ポンプ車への燃料供給
- ・中容量発電機車のケーブル敷設、接続及び給電
- ・中容量発電機車への燃料供給

ハ 使用済燃料ピットの燃料損傷防止対策における屋外作業

川内 1 号機第 1 回安全性向上評価届出書(平成 29 年 7 月 6 日付け原発本第 90 号)第 3 章「3.1.4.2.2 津波 第 3.1.4.2.2.18 図」のクリフエッジとなるシナリオ(収束シナリオ①の緩和シナリオ)において、SFP 補給用水中ポンプによる海水注水において、屋外作業を実施する。具体的には、以下の屋外作業が必要となる。

- ・屋外作業のためのアクセスルートの確保
- ・使用済燃料ピット補給用水中ポンプ、取水用水中ポンプによる宮山池又は海水を水源とした給水のための系統構成(使用済燃料ピット補給用水中ポンプ・発電機、取水用水中ポンプ・発電機の設置、中間受槽の組立、水源から中間受槽、中間受槽から使用済燃料ピットへのホース布設・接続)及び給水
- ・使用済燃料ピット補給用水中ポンプ用発電機、取水用水中ポンプ用発電機への燃料供給

ニ 運転停止時炉心損傷防止対策における屋外作業

川内 1 号機第 1 回安全性向上評価届出書(平成 29 年 7 月 6 日付け原発本第 90 号)第 3 章「3.1.4.2.2 津波 第 3.1.4.2.2.10 図」のクリフエッジとなるシナリオ(収束シナリオ②の緩和シナリオ)において、中容量発電機車からの給電、移動式大容量ポンプ車による補機冷却、格納容器内自然対流冷却による格納容器除熱(海水冷却)において、屋外作業を実施する。具体的には、以下の屋外作業が必要となる。

- ・屋外作業のためのアクセスルートの確保
- ・移動式大容量ポンプ車による海水通水のための系統構成(移動式大容量ポンプ車の設置、ホース布設・接続、弁操作)及び海水通水
- ・移動式大容量ポンプ車への燃料供給
- ・中容量発電機車のケーブル敷設、接続及び給電
- ・中容量発電機車への燃料供給

これらの屋外作業については、第 3.1.4.4.1.5 表の評価項目の組合せにおいて、分類③の組合せ箇所を実施する。川内 1 号機の使用済燃料ピットの燃料損傷防止対策の許容津波高さ EL.+27m に対し、川内 2 号機の許容津波高さが EL.+15m で炉心燃料損傷、格納容器機能喪失が起きることから、川内 2 号機の方が先に炉心燃料損傷や格納容器機能喪失を生じることとなる。

放射性物質放出の恐れがある場合は、放射線測定器具(GB 及び APD)及び適切な放射線防護具(全面マスク、高線量対応防護服(タンゲステン入り)等)を携帯もしくは着用することで被ばくに対して備えることで、分類③のいずれの組合せの場合においても川内 1 号機の緩和操作に必

要な資機材の準備及び系統構成が可能であり、その後の措置についても、緊急作業時の被ばく線量限度 250mSv を考慮し、適切な人員配置を行うことにより、継続が可能であると考えられる。

したがって、耐性の違いによる相互影響はないことを確認した。

(c) 川内 1 号機が川内 2 号機に与える影響評価

(b) 項と同様に、(a) 項で示した各評価の結果を用いて、川内 1 号機の許容津波高さが川内 2 号機の評価に与える影響について、前述のフローに基づき分類①から分類③に分類した。評価の組合せ及び分類については、第 3.1.4.4.1.6 表に示す。表の各列に示した影響を与えるユニットの各評価項目が表の各行に示されている影響を受けるユニットの各評価項目へ与える影響を示す。

分類③となったものの個別評価を以下に示す。

川内 2 号機の津波評価において、本届出書第 3 章「3.1.4.2 評価結果」に示すように、今回の安全裕度評価で得られたクリフエッジシナリオの事象収束のための緩和操作については全て屋外操作を必要としている。なお、以下に個別の事象進展(対策)毎の緩和操作の際に必要な屋外作業を示す。これらの作業への他号機からの放射性物質の放出による被ばくの影響について、評価を行った。

イ 出力運転時炉心燃料損傷防止対策における屋外作業

本届出書第 3.1.4.2.2.5 図のクリフエッジとなるシナリオ(収束シナリオ②の緩和シナリオ)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給水、中容量発電機車からの給電において、屋外作業を実施する。具体的には、以下の屋外作業が必要となる。

- ・屋外作業のためのアクセスルートの確保
- ・復水タンク補給用水中ポンプ、取水用水中ポンプによる宮山池又は海水を水源とした給水のための系統構成(復水タンク補給用水中ポンプ・発電機、取水用水中ポンプ発電機の設置、中間受槽の組立、水源から中間受槽、中間受槽から復水タンクへのホース布設・接続)及び給水
- ・復水タンク補給用水中ポンプ用発電機、取水用水中ポンプ用発電機への燃料供給
- ・中容量発電機車のケーブル敷設、接続及び給電
- ・中容量発電機車のへの燃料供給

ロ 格納容器機能喪失防止対策における屋外作業

本届出書第 3.1.4.2.2.13 図のクリフエッジとなるシナリオ(収束シナリオ②の緩和シナリオ)において、中容量発電機車からの給電、格納容器内自然対流冷却による格納容器除熱(海水冷却)において、屋外作業を実施する。具体的には、以下の屋外作業が必要となる。

- ・屋外作業のためのアクセスルートの確保
- ・移動式大容量ポンプ車による海水通水のための系統構成(移動式大容量ポンプ車の設置、ホース布設・接続、弁操作)及び海水通水
- ・移動式大容量ポンプ車への燃料供給
- ・中容量発電機車のケーブル敷設、接続及び給電
- ・中容量発電機車のへの燃料供給

ハ 使用済燃料ピットの燃料損傷防止対策における屋外作業

本届出書第 3.1.4.2.2.18 図のクリフエッジとなるシナリオ(収束シナリオ①の緩和シナリオ)において、SFP 補給用水中ポンプによる海水注水において、屋外作業を実施する。具体的には、以下の屋外作業が必要となる。

- ・屋外作業のためのアクセスルートの確保
- ・使用済燃料ピット補給用水中ポンプ、取水用水中ポンプによる宮山池又は海水を水源とした給水のための系統構成(使用済燃料ピット補給用水中ポンプ・発電機、取水用水中ポンプ・発電機の設置、中間受槽の組立、水源から中間受槽、中間受槽から使用済燃料ピットへのホース布設・接続)及び給水
- ・使用済燃料ピット補給用水中ポンプ用発電機、取水用水中ポンプ用発電機への燃料供給

ニ 運転停止時炉心損傷防止対策における屋外作業

本届出書第 3.1.4.2.2.10 図のクリフエッジとなるシナリオ(収束シナリオ②の緩和シナリオ)において、中容量発電機車からの給電、移動式大容量ポンプ車による補機冷却、格納容器内自然対流冷却による格納容器除熱(海水冷却)において、屋外作業を実施する。具体的には、以下の屋外作業が必要となる。

- ・屋外作業のためのアクセスルートの確保

- ・移動式大容量ポンプ車による海水通水のための系統構成(移動式大容量ポンプ車の設置、ホース布設・接続、弁操作)及び海水通水
- ・移動式大容量ポンプ車への燃料供給
- ・中容量発電機車のケーブル敷設、接続及び給電
- ・中容量発電機車のへの燃料供給

これらの屋外作業については、第 3.1.4.4.1.6 表の評価項目の組合せにおいて、分類③の組合せ箇所を実施する。川内 2 号機の使用済燃料ピット燃料損傷の許容津波高さ EL.+27.0m に対し、川内 1 号機の許容津波高さが EL.+15.0m で炉心燃料損傷及び格納容器機能喪失が起きることから、川内 1 号機の方が先に炉心燃料損傷や格納容器機能喪失を生じることとなる。

放射性物質放出の恐れがある場合は、放射線測定器具(GB 及び APD)及び適切な放射線防護具(全面マスク、高線量対応防護服(タンゲステン入り)等)を携帯もしくは着用することで被ばくに対して備えることで、分類③のいずれの組合せの場合においても、川内 2 号機の格納容器機能喪失までに川内 1 号機の緩和操作に必要な資機材の準備及び系統構成が可能であり、その後の措置についても、緊急作業時の被ばく線量限度 250mSv を考慮し、適切な人員配置を行うことにより、継続的な緩和措置の実施が可能であると考えられる。

したがって、耐性の違いによる相互影響はないことを確認した。

(d) 炉心に燃料がない他号機の開口部からの浸水を考慮した影響評価

単独の津波評価において考慮されている浸水口に加え、運転停止中における炉心に燃料がない他号機側の開口部からの浸水を考慮した場合、

津波が伝搬して影響を及ぼす他号機側の開口部は、川内 1 号機及び川内 2 号機共に原子炉格納容器機器搬入口の EL.+13.3m である。

炉心損傷防止対策(出力運転時、運転停止時)、格納容器機能喪失防止対策の許容津波高さは、EL.+15.0m であり、第 3.1.4.4.1.3 図に示すように直ちに閉止が出来ない原子炉格納容器機器搬入口(EL.+13.3m)を通じて原子炉格納容器内に津波が流入するものの、原子炉格納容器エアロックを閉止することにより、伝播経路を遮断することができるため、炉心に燃料がない他号機の開口部による相互影響がないことを確認した。

(e) 評価結果

津波評価において、川内 1 号機及び川内 2 号機の号機間の耐性の違いによる相互影響を確認した結果、全ての組合せにおいて、相互影響がないことを確認した。

また、炉心に燃料がない他号機の開口部からの浸水を考慮した場合においても、原子炉格納容器エアロックの閉止により津波の伝播経路を遮断することができるため、相互影響がないことを確認した。

c. 地震及び津波の重畳

(a) 評価結果

川内 1 号機安全性向上評価届出書第 3 章「3.1.4.2.3 地震及び津波の重畳」及び本届出書第 3 章「3.1.4.2.3 地震及び津波の重畳」の評価結果に示したとおり、地震単独のクリフエッジ地震加速度、津波単独の許容津波高さが互いに影響しあうことがないことを確認している。

また、耐性を考慮した相互影響評価においても、地震評価の結果と津波評価の結果は号機間で相互影響することはない。

そのため、地震及び津波の重畳事象においても号機間の耐性の違いによる相互影響はない。

第 3.1.4.4.1.1 表 川内 1、2 号機の地震に対する裕度評価結果

	出力時炉心	停止時炉心	格納容器	SFP 燃料
川内 1 号機	1029Gal	1029Gal	1029Gal	1149Gal
川内 2 号機	1026Gal	1026Gal	1026Gal	1149Gal

第 3.1.4.4.1.2 表 号機間相互影響を考慮する組合せと影響の分類

(地震:川内 2 号機からの影響)

		影響を与えるユニット				
影響を受けるユニット	川内 2 号機 川内 1 号機		出力時炉心	停止時炉心	格納容器	SFP 燃料
			1026Gal	1026Gal	1026Gal	1149Gal
	出力時炉心	1029Gal	③	③	③	①
	停止時炉心	1029Gal	③	③	③	①
	格納容器	1029Gal	③	③	③	①
	SFP 燃料	1149Gal	③	③	③	①

第 3.1.4.4.1.3 表 号機間相互影響を考慮する組合せと影響の分類

(地震:川内 1 号機からの影響)

		影響を与えるユニット				
影響を受けるユニット	川内 1 号機		出力時炉心	停止時炉心	格納容器	SFP 燃料
			1029Gal	1029Gal	1029Gal	1149Gal
	川内 2 号機					
	出力時炉心	1026Gal	①	①	①	①
	停止時炉心	1026Gal	①	①	①	①
	格納容器	1026Gal	①	①	①	①
SFP 燃料	1149Gal	③	③	③	①	

第 3.1.4.4.1.4 表 川内 1、2 号機の津波に対する裕度評価結果

	出力時炉心	停止時炉心	格納容器	SFP 燃料
川内 1 号機	15m	15m	15m	27m
川内 2 号機	15m	15m	15m	27m

第 3.1.4.4.1.5 表 号機間相互影響を考慮する組合せと影響の分類

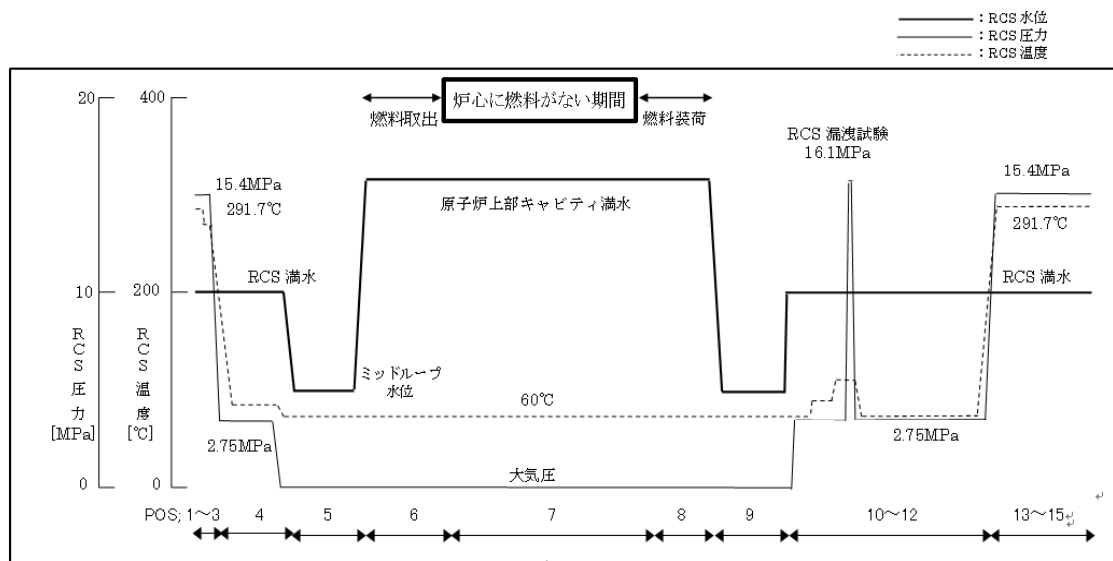
(津波：川内 2 号機からの影響)

影響を与えるユニット						
影響を受けるユニット	川内 2 号機		出力時炉心	停止時炉心	格納容器	SFP 燃料
	川内 1 号機		15m	15m	15m	27m
	出力時炉心	15m	①	①	①	①
	停止時炉心	15m	①	①	①	①
	格納容器	15m	①	①	①	①
	SFP 燃料	27m	③	③	③	①

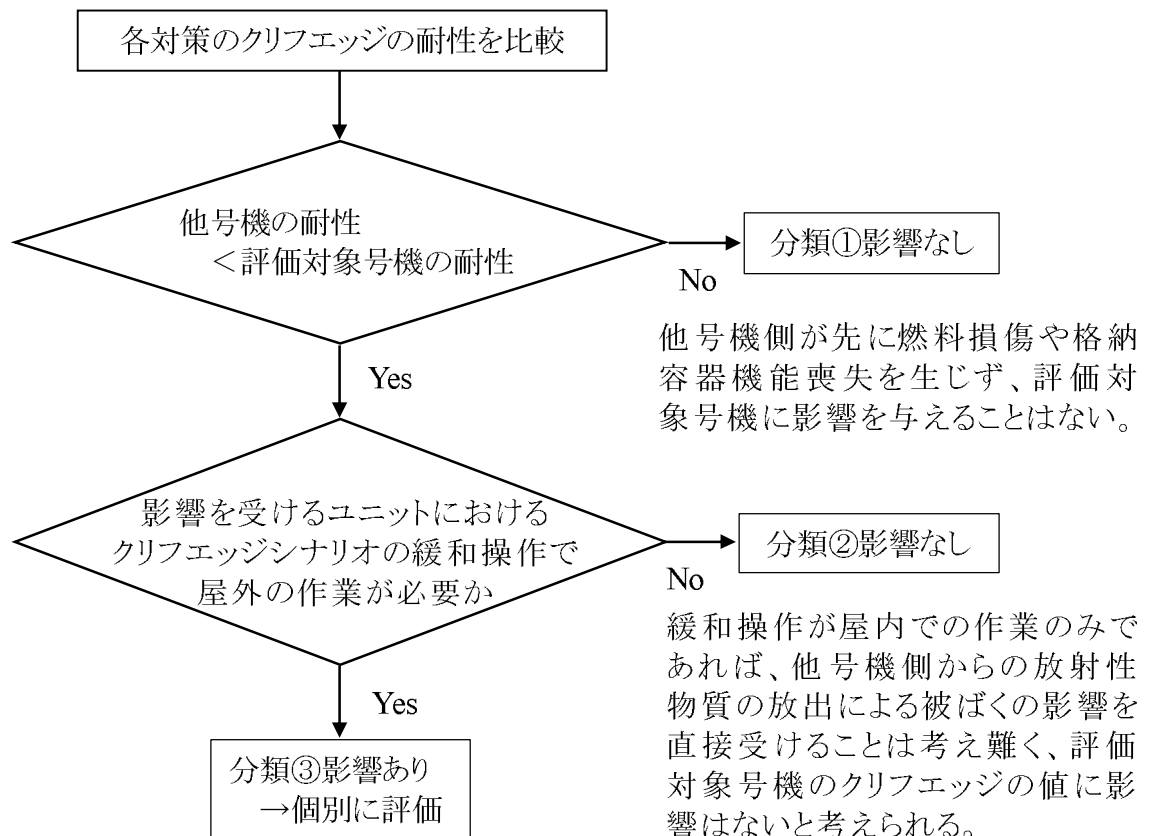
第 3.1.4.4.1.6 表 号機間相互影響を考慮する組合せと影響の分類

(津波：川内 1 号機からの影響)

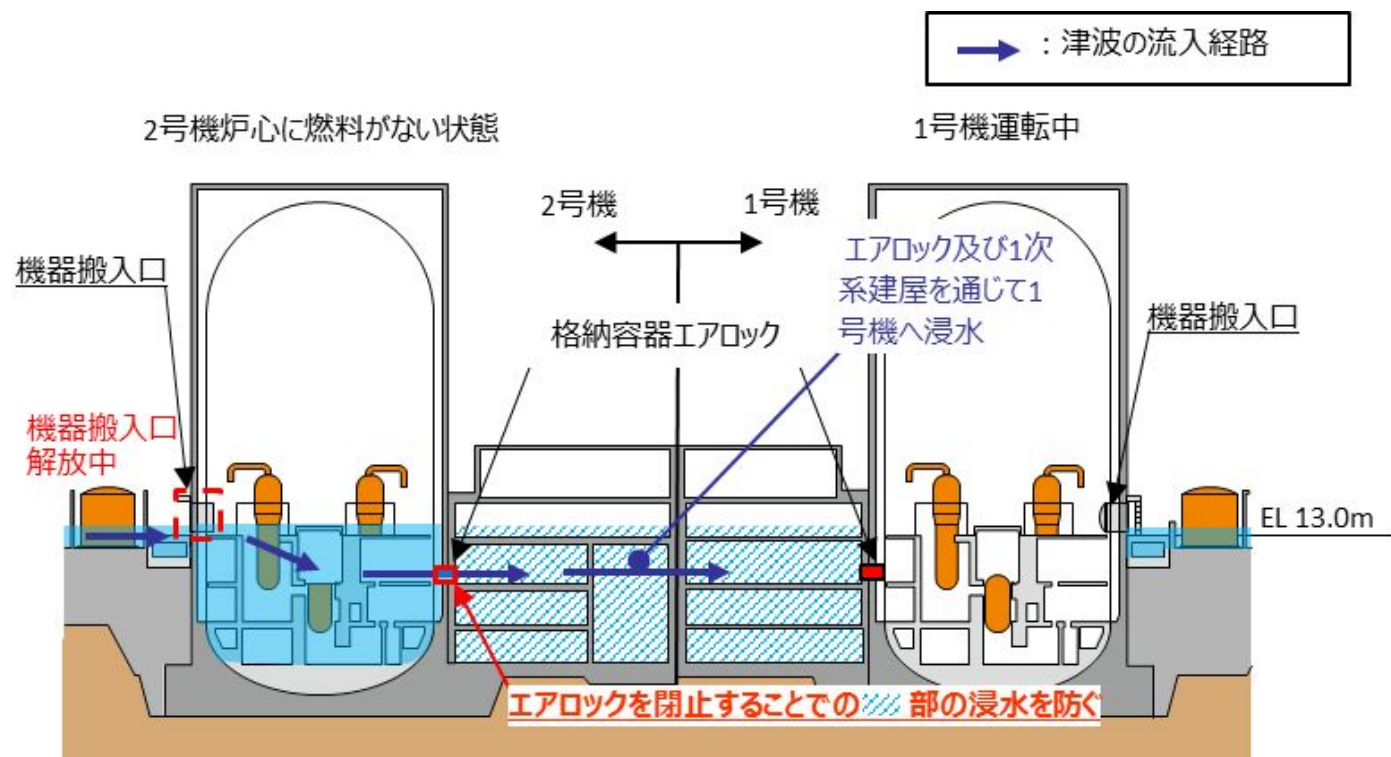
影響を与えるユニット						
影響を受けるユニット	川内 1 号機		出力時炉心	停止時炉心	格納容器	SFP 燃料
	川内 2 号機		15m	15m	15m	27m
	出力時炉心	15m	①	①	①	①
	停止時炉心	15m	①	①	①	①
	格納容器	15m	①	①	①	①
	SFP 燃料	27m	③	③	③	①



第 3.1.4.4.1.1 図 運転停止時における炉心に燃料がない期間



第 3.1.4.4.1.2 図 影響評価のフロー図



第 3.1.4.4.1.3 図 炉心に燃料がない他号機の開口部からの浸水の経路

(例:1 号機運転中、2 号機炉心に燃料がない状態)

3.1.4.4.2 号機間の事象進展の過程が異なる場合の相互影響

(1) 評価方法

評価対象号機に対して他号機の事象進展が異なる場合、他号機の事象進展の過程により、評価対象号機の緩和操作に影響を与える可能性がある。そのため、敷地全体としての事象進展の過程を踏まえ、手順及び組織体制の有効性を評価する。

a. 評価対象シナリオの整理及び評価項目の設定

安全裕度評価結果におけるクリフエッジシナリオを踏まえ、号機間の事象進展が異なる場合の相互影響を確認するためのクリフエッジシナリオを選定して、対応する措置の有効性の評価を行う。

対応する措置の有効性を確認するため、川内 1 号機第 1 回安全性向上評価届出書(平成 29 年 7 月 6 日付け原発本第 90 号)第 3 章「3.1.4.2 評価結果」及び本届出書第 3 章「3.1.4.2 評価結果」に示すクリフエッジシナリオについて、事象進展に関する評価を実施するクリフエッジシナリオ(以下「評価シナリオ」という。)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。

(a) 評価を実施するシナリオの選定

川内 1 号機及び川内 2 号機の地震、津波並びに地震及び津波の重畳における以下のイ～ハ項に示すクリフエッジシナリオに対し、号機間の事象進展の過程が異なる場合の相互影響にて考慮すべき、評価シナリオを選定する。なお、川内 1 号機及び川内 2 号機の地震、津波並びに地震及び津波の重畳のクリフエッジシナリオが同様のシナリオとなった場合は、事象進展等が厳しくなる地震及び津波の重畳の評価シナリオにて評価を実施する。

イ 地震

(イ) 出力運転時炉心損傷防止対策

川内 1 号機及び川内 2 号機どちらも、クリフエッジとなるシナリオは、外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故である。

(ロ) 格納容器機能喪失防止対策

格納容器機能喪失防止対策については、前述の川内 1 号機第 1 回安全性向上評価届出書(平成 29 年 7 月 6 日付け原発本第 90 号)第 3 章「3.1.4.2 評価結果」及び本届出書「3.1.4.2 評価結果」に示すとおり、炉心損傷となる地震加速度において格納容器機能喪失に至るものとして取り扱っている。

したがって、格納容器機能喪失防止対策の号機間の事象進展の過程が異なる場合の相互影響に用いる評価シナリオは、炉心損傷防止対策の評価と同様に外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故である。

(ハ) 使用済燃料ピット燃料損傷防止対策

川内 1 号機及び川内 2 号機どちらも、クリフエッジとなるシナリオは、外部電源喪失、使用済燃料ピット冷却機能喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故である。

(二) 運転停止時炉心損傷防止対策

川内 1 号機及び川内 2 号機どちらも、クリフエッジとなるシナリオは、燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故である。

ロ 津波

(イ) 出力運転時炉心損傷防止対策

川内 1 号機及び川内 2 号機どちらも、クリフエッジとなるシナリオは、原子炉補機冷却機能喪失及び外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故である。

(ロ) 格納容器機能喪失防止対策

格納容器機能喪失防止対策については、前述の川内 1 号機第 1 回安全性向上評価届出書(平成 29 年 7 月 6 日付け原発本第 90 号)第 3 章「3.1.4.2 評価結果」及び本届出書「3.1.4.2 評価結果」に示すとおり、炉心損傷となる津波高さにおいて格納容器機能喪失に至るものとして取り扱っている。

したがって、格納容器機能喪失防止対策の号機間の事象進展の過程が異なる場合の相互影響に用いる評価シナリオは、炉心損傷防止対策の評価と同様に原子炉補機冷却機能喪失及び外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故である。

(ハ) 使用済燃料ピット燃料損傷防止対策

川内 1 号機及び川内 2 号機どちらも、クリフエッジとなるシナリオは、原子炉補機冷却機能喪失及び外部電源喪失時に非常用所内交流

電源が喪失する事故である。

(二) 運転停止時炉心損傷防止対策

川内 1 号機及び川内 2 号機どちらも、クリフエッジとなるシナリオは、燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉補機冷却機能喪失及び外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故である。

ハ 地震及び津波の重畳

(イ) 出力運転時炉心損傷防止対策

川内 1 号機及び川内 2 号機どちらも、クリフエッジとなるシナリオは、外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故である。

(ロ) 格納容器機能喪失防止対策

格納容器機能喪失防止対策については、前述の川内 1 号機第 1 回安全性向上評価届出書(平成 29 年 7 月 6 日付け原発本第 90 号)第 3 章「3.1.4.2 評価結果」及び本届出書「3.1.4.2 評価結果」に示すとおり、炉心損傷となる地震加速度及び津波高さにおいて格納容器機能喪失に至るものとして取り扱っている。

したがって、格納容器機能喪失防止対策の号機間の事象進展の過程が異なる場合の相互影響に用いる評価シナリオは、炉心損傷防止対策の評価と同様に外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故である。

(ハ) 使用済燃料ピット燃料損傷防止対策

川内 1 号機及び川内 2 号機どちらも、クリフエッジとなるシナリオは、原子炉補機冷却機能喪失及び外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故である。

(二) 運転停止時炉心損傷防止対策

川内 1 号機及び川内 2 号機どちらも、クリフエッジとなるシナリオは、燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉補機冷却機能喪失及び外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故である。

ニ 評価シナリオの選定

イ～ハ項に示したとおり、川内 1 号機と川内 2 号機の地震、津波並びに地震及び津波の重畳において、出力運転時炉心損傷防止対策、運転停止時炉心損傷防止対策は、同様のクリフエッジシナリオとなる。また、使用済燃料ピット燃料損傷防止対策における地震と津波のクリフエッジシナリオにおいても、川内 1 号機及び川内 2 号機どちらも、原子炉補機冷却機能喪失に伴い、従属的に使用済燃料ピット冷却機能喪失が発生する。

したがって、いずれの評価においても、事象進展等が最も厳しくなる地震及び津波の重畳におけるクリフエッジシナリオを評価シナリオとして選定し、評価を実施する。

(b) 事象進展の過程の違いによる号機間相互影響を確認するための評価項目の設定

単独号機での事象進展については、それぞれ川内 1 号機第 1 回安全性向上評価届出書(平成 29 年 7 月 6 日付け原発本第 90 号)第 3 章「3.1.4.3 事象進展と時間評価に関する評価」及び本届出書内「3.1.4.3 事象進展と時間評価に関する評価」にて有効であると評価されている。そ

のため、本評価では、単独号機での事象進展の評価結果に影響を及ぼす可能性のある以下の観点より、相互影響の有無を確認する。

イ 事象を収束させるための緩和操作にあたる体制の評価

単独号機での評価においては、事象を収束させるために必要な各操作が現状の体制で所要時間以内に実施できることを確認している。そのため、号機間の相互影響の確認では、クリフエッジに至るような事象が川内 1 号機及び川内 2 号機同時に発生した場合を想定し、各号機のクリフエッジシナリオの緩和操作への影響の有無を確認する。

ロ 事故を収束させるために必要な資源に係る評価

単独号機の評価においては、クリフエッジシナリオに対して、シナリオを成立させるために必要な緩和機能が、炉心損傷、格納容器破損等を回避する観点から、7 日間継続して供給できることを確認している。号機間の相互影響の確認では、イ項と同様にクリフエッジに至るような事象が川内 1 号機及び川内 2 号機同時に発生した場合を想定し、事象を収束させるために必要な資源への影響の有無を確認する。

具体的には、必要となる発電所内の水源、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、川内 1 号機及び川内 2 号機共に 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、手順及び組織体制の有効性の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。

(2) 評価対象となる組合せ

(1) 項にて、選定した地震及び津波の重畳のクリフエッジシナリオを対象に事象進展の過程の違いによる号機間相互影響を確認するための組合せを第 3.1.4.4.2.1 表に示すように、以下の 3 つの組合せを設定した。

- ・ 川内 1 号機出力運転時炉心損傷防止対策＋川内 2 号機出力運転時炉心損傷防止対策
- ・ 川内 1 号機使用済燃料ピット燃料損傷防止対策＋川内 2 号機使用済燃料ピット燃料損傷防止対策
- ・ 川内 1 号機運転停止時炉心損傷防止対策＋川内 2 号機運転停止時炉心損傷防止対策

なお、第 3.1.4.4.2.1 表に示す全ての組合せに対する考え方は以下の通り。

① 川内 1 号機出力運転時炉心損傷防止対策＋川内 2 号機出力運転時炉心損傷防止対策

事象が同時進行した場合における、それぞれの事象に対応するための体制及び資源（燃料、水源、電源）の有効性を評価する。

② 川内 1 号機出力運転時炉心損傷防止対策＋川内 2 号機使用済燃料ピット燃料損傷防止対策

川内 1 号機第 1 回安全性向上評価届出書（平成 29 年 7 月 6 日付け原発本第 90 号）第 3 章「3.1.4.3 事象進展と時間評価に関する評価」又は本届出書「3.1.4.3 事象進展と時間評価に関する評価」における単独号機での評価では、炉心のクリフエッジに至った時点で既に使用済燃

料ピットの起因事象が発生していることから、使用済燃料ピット燃料損傷防止対策は出力運転時炉心損傷防止対策に含めて評価を行っている。したがって、「① 川内 1 号機出力運転時炉心損傷防止対策＋川内 2 号機出力運転時炉心損傷防止対策」の組合せに包含される。

③ 川内 1 号機出力運転時炉心損傷防止対策＋川内 2 号機運転停止時炉心損傷防止対策

川内 1 号機第 1 回安全性向上評価届出書(平成 29 年 7 月 6 日付け原発本第 90 号)第 3 章「3.1.4.3 事象進展と時間評価に関する評価」又は本届出書「3.1.4.3 事象進展と時間評価に関する評価」における単独号機での評価結果に示すように、出力運転時炉心損傷防止対策の方が川内 1 号機及び川内 2 号機共に必要な緩和操作までの余裕時間が短く、また、運転停止時炉心損傷防止対策の方が川内 1 号機及び川内 2 号機共に出力運転時炉心損傷防止対策よりも必要となる資源が多い。そのため、組合せとしては、「① 川内 1 号機出力運転時炉心損傷防止対策＋川内 2 号機出力運転時炉心損傷防止対策」及び「⑨ 川内 1 号機運転停止時炉心損傷防止対策＋川内 2 号機運転停止時炉心損傷防止対策」の方が厳しい条件であるため、評価としては①及び⑨で代表する。

④ 川内 1 号機使用済燃料ピット燃料損傷防止対策＋川内 2 号機出力運転時炉心損傷防止対策

川内 1 号機第 1 回安全性向上評価届出書(平成 29 年 7 月 6 日付け原発本第 90 号)第 3 章「3.1.4.3 事象進展と時間評価に関する評価」又は本届出書「3.1.4.3 事象進展と時間評価に関する評価」における単

独号機での評価では、炉心のクリフエッジに至った時点で既に使用済燃料ピットの起因事象が発生していることから、使用済燃料ピット燃料損傷防止対策は出力運転時炉心損傷防止対策に含めて評価を行っている。したがって、「① 川内 1 号機出力運転時炉心損傷防止対策＋川内 2 号機出力運転時炉心損傷防止対策」の組合せに包含される。

⑤ 川内 1 号機使用済燃料ピット燃料損傷防止対策＋川内 2 号機使用済燃料ピット燃料損傷防止対策

事象が同時進行した場合における、それぞれの事象に対応するための体制及び資源（燃料、水源、電源）の有効性を評価する。

⑥ 川内 1 号機使用済燃料ピット燃料損傷防止対策＋川内 2 号機運転停止時炉心損傷防止対策

川内 1 号機第 1 回安全性向上評価届出書（平成 29 年 7 月 6 日付け原発本第 90 号）第 3 章「3.1.4.3 事象進展と時間評価に関する評価」又は本届出書「3.1.4.3 事象進展と時間評価に関する評価」における単独号機での評価では、運転停止中の炉心のクリフエッジに至った時点で既に使用済燃料ピットの起因事象が発生していることから、使用済燃料ピット燃料損傷防止対策は運転停止時炉心損傷防止対策に含めて評価を行っている。したがって、「⑨ 川内 1 号機運転停止時炉心損傷防止対策＋川内 2 号機運転停止時炉心損傷防止対策」の組合せに包含される。

⑦ 川内 1 号機運転停止時炉心損傷防止対策＋川内 2 号機出力運転時炉心損傷防止対策

川内 1 号機第 1 回安全性向上評価届出書(平成 29 年 7 月 6 日付け原発本第 90 号)第 3 章「3.1.4.3 事象進展と時間評価に関する評価」又は本届出書「3.1.4.3 事象進展と時間評価に関する評価」における単独号機での評価結果に示すように、出力運転時炉心損傷防止対策の方が川内 1 号機及び川内 2 号機共に必要な緩和操作までの余裕時間が短く、また、運転停止時炉心損傷防止対策の方が川内 1 号機及び川内 2 号機共に出力運転時炉心損傷防止対策よりも必要となる資源が多い。そのため、組合せとしては、「① 川内 1 号機出力運転時炉心損傷防止対策＋川内 2 号機出力運転時炉心損傷防止対策」及び「⑨ 川内 1 号機運転停止時炉心損傷防止対策＋川内 2 号機運転停止時炉心損傷防止対策」の方が厳しい条件であるため、評価としては①及び⑨で代表する。

⑧ 川内 1 号機運転停止時炉心損傷防止対策＋川内 2 号機使用済燃料ピット燃料損傷防止対策

川内 1 号機第 1 回安全性向上評価届出書(平成 29 年 7 月 6 日付け原発本第 90 号)第 3 章「3.1.4.3 事象進展と時間評価に関する評価」又は本届出書「3.1.4.3 事象進展と時間評価に関する評価」における単独号機での評価では、運転停止中の炉心のクリフエッジに至った時点で既に使用済燃料ピットの起因事象が発生していることから、使用済燃料ピット燃料損傷防止対策は運転停止時炉心損傷防止対策に含めて評価を行っている。したがって、「⑨ 川内 1 号機運転停止時炉心損傷防

止対策＋川内 2 号機運転停止時炉心損傷防止対策」の組合せに包含される。

⑨ 川内 1 号機運転停止時炉心損傷防止対策＋川内 2 号機運転停止時炉心損傷防止対策

事象が同時進行した場合における、それぞれの事象に対応するための体制及び資源（燃料、水源、電源）の有効性を評価する。

(3) 評価結果

a. 川内 1 号機出力運転時炉心損傷防止対策＋川内 2 号機出力運転時炉心損傷防止対策

(a) 評価シナリオ

川内 1 号機出力運転時炉心損傷防止対策＋川内 2 号機出力運転時炉心損傷防止対策において号機間の相互影響を確認する評価シナリオは、外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故である。

(b) 事象を収束させるための緩和操作にあたる体制の評価結果

本評価シナリオにおける対策の概略系統図を第 3.1.4.4.2.1 図に、事象進展及び対応手順の概要を第 3.1.4.4.2.2 図に、必要な要員と作業項目について第 3.1.4.4.2.3 図に示す。第 3.1.4.4.2.2 図及び第 3.1.4.4.2.3 図に示すとおり、運転員、緊急時対策本部要員及び重大事故等対策要員にて対処可能である。

(c) 事故を収束させるために必要な資源に係る評価結果

緩和機能の継続を必要とする時間に対して、川内 1 号機及び川内 2 号機で必要な水源、燃料及び電源における評価結果を以下に示す。

イ 水源

復水タンク(約 640m³:水位異常低警報値までの水量)を水源とするタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水については、復水タンク枯渇までの約 10.9 時間の注水継続が可能である。なお、9 時間 40 分以降は、復水タンクに復水タンク補給用水中ポンプ(約 90m³/h)等による補給を行うことにより、7 日間の注水継続が可能である。

ロ 燃料

中容量発電機車による電源供給については、事象発生 24 時間後からの運転を想定して、7 日間の運転継続に約 118.2kl の重油が必要となる。

復水タンクへの補給については事象発生 9 時間 40 分後からの運転等を想定して、7 日間の運転継続に約 14.9kl の重油が必要となる。また、使用済燃料ピットへの注水についても、事象発生 9 時間 40 分後から 7 日間の運転を想定しているが、復水タンクへの補給に必要な重油に包絡される。

代替緊急時対策所用発電機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 7.8kl の重油が必要となる。

使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムについては、事象発生 8 時間 40 分後からの運転を想定して、7 日間の運転継続に約 7.4kl 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 148.3kl となるが、川内 1 号機及び川内 2 号機の燃料油貯蔵タンク容量(約 588.0kl:片号機約 294.0 kl×2)にて供給可能である。

ハ 電源

中容量発電機車の電源負荷については、重大事故等対策時に必要な負荷及びその他負荷として各々約 620kW 必要となるが、中容量発電機車の給電容量約 1,460kW(約 1,825kVA)にて供給可能である。

b. 川内 1 号機使用済燃料ピット燃料損傷防止対策＋川内 2 号機使用済燃料ピット燃料損傷防止対策

(a) 評価シナリオ

川内 1 号機使用済燃料ピット燃料損傷防止対策＋川内 2 号機使用済燃料ピット燃料損傷防止対策において号機間の相互影響を確認する評価シナリオは、原子炉補機冷却機能喪失及び外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故である。

(b) 事象を収束させるための緩和操作にあたる体制の評価結果

本評価シナリオにおける対策の概略系統図を第 3.1.4.4.2.4 図に、事象進展及び対応手順の概要を第 3.1.4.4.2.5 図に、必要な要員と作業項目について第 3.1.4.4.2.6 図に示す。第 3.1.4.4.2.5 図及び第 3.1.4.4.2.6 図に示すとおり、運転員、緊急時対策本部要員及び重大事故等対策要員にて対処可能である。

(c) 事故を収束させるために必要な資源に係る評価結果

緩和機能の継続を必要とする時間に対して、川内 1 号機及び川内 2 号機で必要な水源、燃料及び電源における評価結果を以下に示す。

イ 水源

淡水(宮山池)又は海水を取水源として、取水用水中ポンプにて中間受槽へ送水する。中間受槽からは、使用済燃料ピット補給用水中ポンプにより使用済燃料ピットへ間欠的に注水(20m³/h)を行うことにより、7 日間の注水継続が可能である。

ロ 燃料

代替緊急時対策所用発電機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 7.8kl の重油が必要となる。

使用済燃料ピットへの注水については、事象発生 7 時間 40 分後からの運転を想定して、7 日間の運転継続に約 15.2kl の重油が必要となる。

使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムについては、事象発生 8 時間 40 分後からの運転を想定して、7 日間の運転継続に約 7.4kl 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 30.4kl となるが、川内 1 号機及び川内 2 号機の燃料油貯蔵タンク容量(約 588.0kl:片号機約 294.0 kl×2)にて供給可能である。

ハ 電源

取水用水中ポンプ用発電機及び使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機の電源容量は各々約 100kVA (約 80kW (力率約 0.8)) に対し、取水用水中ポンプ及び使用済燃料ピット補給用水中ポンプの電動機容量は、約 11kW 及び約 5.5kW であり、電源の供給は可能である。

c. 川内 1 号機運転停止時炉心損傷防止対策＋川内 2 号機運転停止時炉心損傷防止対策

(a) 評価シナリオ

川内 1 号機運転停止時炉心損傷防止対策＋川内 2 号機運転停止時炉心損傷防止対策において号機間の相互影響を確認する評価シナリオは、燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉補機冷却機能喪失及び外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故である。

(b) 事象を収束させるための緩和操作にあたる体制の評価結果

本評価シナリオにおける対策の概略系統図を第 3.1.4.4.2.7 図に、事象進展及び対応手順の概要を第 3.1.4.4.2.8 図に、必要な要員と作業項目について第 3.1.4.4.2.9 図に示す。第 3.1.4.4.2.8 図及び第 3.1.4.4.2.9 図に示すとおり、運転員、緊急時対策本部要員及び重大事故等対策要員にて対処可能である。

(c) 事故を収束させるために必要な資源に係る評価結果

緩和機能の継続を必要とする時間に対して、川内 1 号機及び川内 2 号機で必要な水源、燃料及び電源における評価結果を以下に示す。

イ 水源

燃料取替用水タンク(約 1,677m³:水位異常低警報値までの水量)を水源とする常設電動注入ポンプによる代替炉心注水については、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位(16%)までの約 84.7 時間の注水継続が可能である。約 74 時間以降は、格納容器再循環サンプを水源とするため、燃料取替用水タンクへの補給は不要である。

ロ 燃料

中容量発電機車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 68.9kℓ の重油が必要となる。

移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却については、事象発生 30 時間 20 分後からの運転を想定して、7 日間の運転継続に約 28.5kℓ の重油が必要となる。

代替緊急時対策所用発電機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 7.8kℓ の重油が必要となる。

使用済燃料ピットへの注水等については、事象発生 7 時間 40 分後からの運転を想定して、7 日間の運転継続に約 15.2kℓ の重油が必要となる。

使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムについては、事象発生 8 時間 40 分後からの運転を想定して、7 日間の運転継続に約 7.4kℓ 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 128.4kℓ の重油が必要となるが、川内 1 号機及び川内 2 号機の燃料油貯蔵タンク容量(約 588.0kℓ:片号機約 294.0 kℓ×2)にて供給可能である。

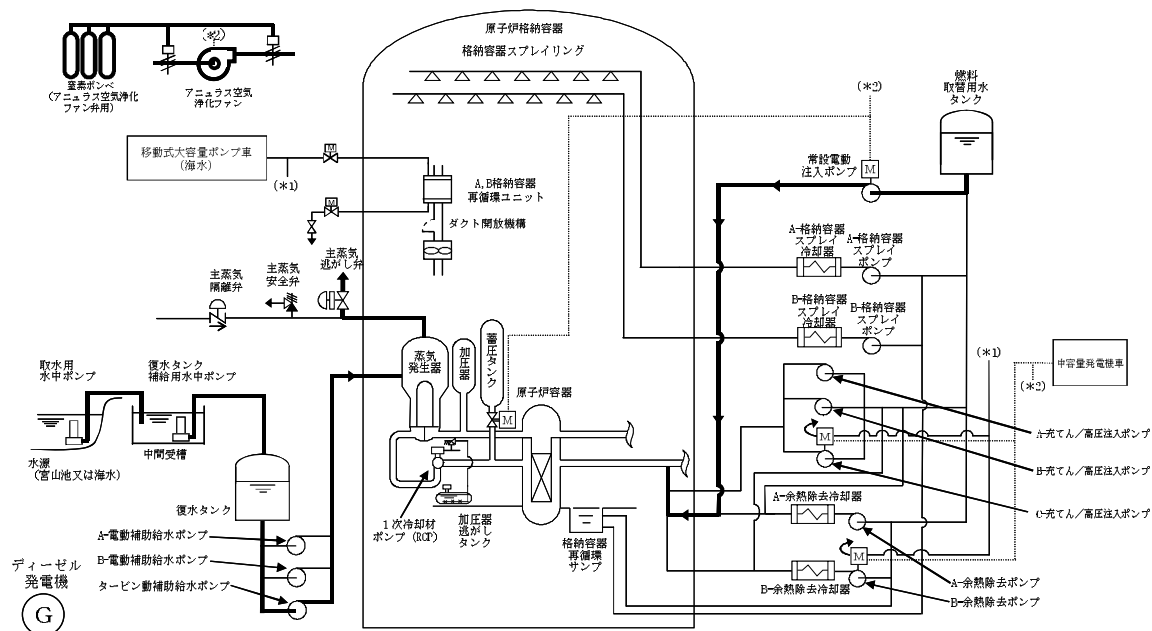
ハ 電源

中容量発電機車の電源負荷については、重大事故等対策時に必要な負荷及びその他負荷として川内 1 号機及び川内 2 号機合わせて約 1,345kW 必要となるが、中容量発電機車の給電容量約 1,460kW(約 1,825kVA)にて供給可能である。

第 3.1.4.4.2.1 表 号機間相互影響(事象進展)を確認するための組合せ

		川内 2 号機			
		出力時炉心	格納容器※	SFP 燃料	停止時炉心
川内 1 号機	出力時炉心	①	—	② (①に包含)	③ (①⑨で代表)
	格納容器※	—	—	—	—
	SFP 燃料	④ (①に包含)	—	⑤	⑥ (⑨に包含)
	停止時炉心	⑦ (①⑨で代表)	—	⑧ (⑨に包含)	⑨

※ 評価シナリオは炉心損傷評価と同様であるため、組合せから除外



第 3.1.4.4.2.1 図 炉心損傷防止対策(外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故)における概略系統図

必要な要員と作業項目				経過時間(分)																	備 考	
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員	1号 2号		手順の内容																		
		1号	2号		0	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	170
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員	1号	2号		▼ 事故発生 ▼ プラント状況判断 全交流動力電源喪失判断 25分 タービン補助給水ポンプ駆動 45分 ▼ 2次系強制冷却開始																	大津波警報発令にて閉止蓋 取付
状況判断	運転員	—	—		● 原子炉/リファクターミッドトップ確認 ● タービン補助給水ポンプ自動起動失敗確認 ● 全交流動力電源喪失確認 (中央制御室)																	
電源確保作業	運転員B	1	1		● 現地移動/所内電源母線受電準備 (避難所操作) (現場操作) ● 現地移動/不要直流電源負荷切離し*1 (現場操作)																	*1 中容量発電機車から受電して いない場合は速やかに実施する
	重大事故等対策要員(初動) 係対応要員	1	1		● 現地移動/中容量発電機車起動準備 (M/Cリフト位置含む) (現場操作)																	*2 状況に応じて人員を配置し 実施する
蒸気発生器2次側による 炉心冷却	運転員C、D+ 重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員E	3	3		● 現地移動/タービン補助給水ポンプ手 動起動 ● 現地移動/主蒸気流かし弁開放 (現場操作)																	主蒸気流かし弁手動開放操作に よる蒸気発生器を使用した2次系 強制冷却(45分解析上の仮定) までに開始することができる
	運転員D	1	1		● 現地移動/タービン補助給水ポンプ給 水流量制御弁開度調整 (現場操作)																	
常設電動注入ポンプ起動 準備	運転員B+ 重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員F、G	1+ 2	1+ 2		● 現地移動/常設電動注入ポンプ系統構成 (炉心注水)*3 (現場操作)																	起動は裕度評価上考慮せず *3 電源回復後、起動操作を行う
	重大事故等対策要員(初動) 係対応要員	2	2		● 現地移動/常設電動注入ポンプ準備 (ディスタンスピース取替入) (現場操作)																	
低減操作	重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員F、G	2	2		● 現地移動/アニュラス空気浄化ファンタ ンク供給操作 (現場操作)																	30分
	重大事故等対策要員(初動) 係対応要員	3	3		● 現地移動/中央制御室非常用循環系 タンク開放量 (現場操作)																	
B充てん/高圧注入ポン (自己冷却)による 代償炉心注水準備	重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員F、G	2	2		● 現地移動/B充てん/高圧注入ポンプ自 己冷却系統構成 (現場操作)																	70分
	重大事故等対策要員(初動) 係対応要員	3	3		● 現地移動/B充てん/高圧注入ポンプ(自 己冷却)準備(ディスタンスピース取替入) (現場操作)																	60分
充電器受電操作	重大事故等対策要員(初動) 係対応要員	2	2		● 現地移動/蓄電池室給排気ファン出入 口タンク開放量 (現場操作)																	120分
	1次冷却ポンプシール 戻り隔離弁等閉止操 作	運転員C	1	1		● 現地移動/1次冷却ポンプシール戻 り隔離弁及び原子炉格納容器隔離弁の閉止 (現場操作) ● 現地移動/主給水隔離弁の閉止*4 (現場操作)																
中央制御室操作	運転員A	1	1		● 大容量空冷式発電機からの給電準備・起 動操作及び受電失敗後の回復操作 ● 常設電動注入ポンプ系統構成*5*6 ● 重圧タンク出口弁閉止*5 ● アニュラス空気浄化ファン起動*5*6 ● 中央制御室非常用循環系起動*5*6 ● B充てん/高圧注入ポンプ(自己冷却)系 統構成*5*6 (中央制御室操作)																	*5 電源回復後、操作を行う *6 起動は裕度評価上考慮せず
	可搬型計測器取付ナ	重大事故等対策要員(初動) 係対応要員	1	1		● 可搬型計測器取付ナ (現場操作)																

*各操作・作業の必要時間算定については、有効性評価時に確認した実際の現場移動時間又は作業時間を基に算出している(一部については想定時間により算出)

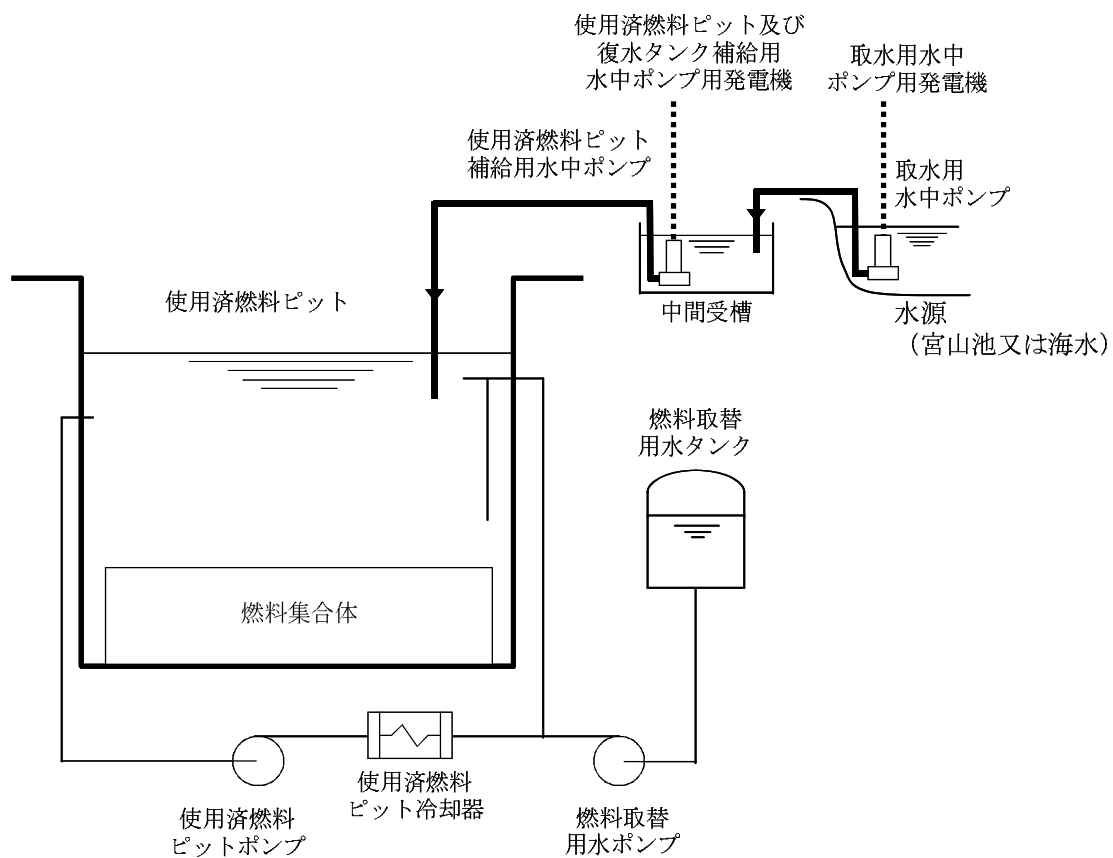
*緊急時対策本部要員は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う

第3.1.4.4.2.3 図 出力運転時の炉心損傷防止対策(外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時に非常用所 内交流電源が喪失する事故)における作業と所要時間(1/2)

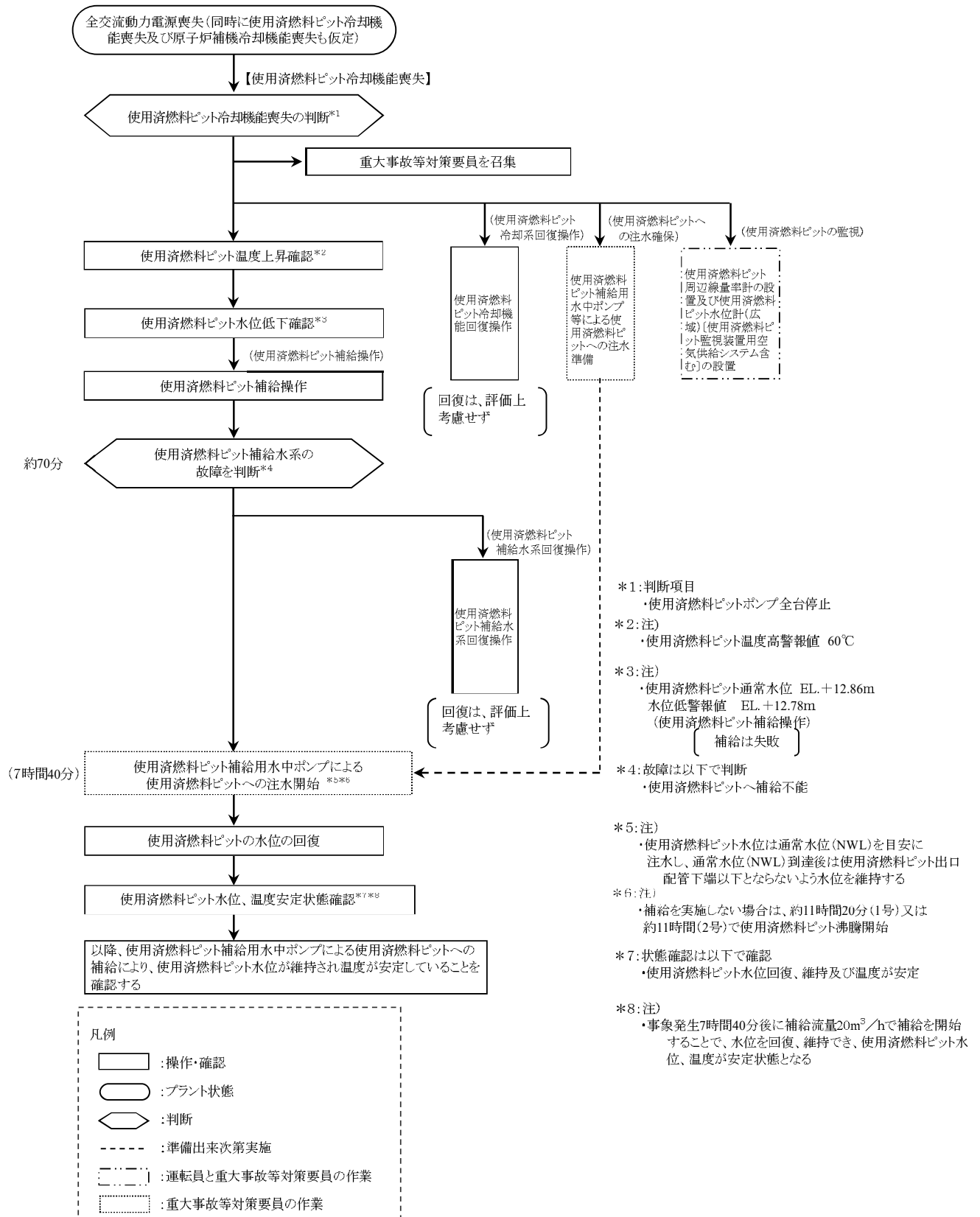
必要な要員と作業項目			経過時間(時間)																																						備考																																							
			2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	26	28	30	32	34	36	38	40																																																										
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員	手順の内容	▼ 事象発生																																						復水タンクへの供給に係るアクセ スルートより復旧し、事象発生後4 時間20分で作業に必要なアクセ スルートが全て復旧する。																																							
電源確保操作対応	1号	2号																																																																														
	3	3	●電源回復操作(中容量発電機車 起動)																																						適宜実施																																							
	【20】		●水中ポンプ、中間受槽、水中ポンプ用発電 機、可搬型ホース等の運搬																																						1時間10分																																							
	【5】	—	30分(水中ポンプ用発電機設置)																																																																													
	—	【6】	●取水用水中ポンプ、水中ポンプ用発電機、 可搬型ホース等の設置																																						4時間(ポンプ、ホース等設置)																																							
			30分(水中ポンプ用発電機設置)																																																																													
			4時間(ポンプ、ホース等設置)																																																																													
			20分(中間受槽へ水張り)																																																																													
			20分(中間受槽へ水張り)																																																																													
			起動、監視、給油																																																																													
復水タンクへの供給	—	【1】	●給水、取水用水中ポンプ運転監視、 水中ポンプ用発電機への給油																																																																													
	—	【1】	20分(中間受槽へ水張り)																																																																													
			起動、監視、給油																																																																													
	【6】	【10】	●取水用水中ポンプ、水中ポンプ用発電機、 可搬型ホース等の運搬																																						30分(水中ポンプ用発電機設置)																																							
			2時間(取水用水中ポンプ設置)																																																																													
	【6】	【6】	●復水タンク補給用水中ポンプ、水中ポンプ 用発電機、中間受槽、可搬型ホース等の設置																																						1時間(中間受槽設置)																																							
			3時間(ポンプ・ホース等設置)																																																																													
			⇒復水タンク・使用済燃料ピットへの注水可能(9時間40分)																																																																													
			20分																																																																													
			起動、監視、給油																																																																													
使用済燃料ピットへの 注水確保	【7】	【7】	●使用済燃料ピット補給用水中ポンプ、可搬 型ホース等の設置・運転監視																																						30分(水中ポンプ用発電機設置)																																							
移動式大容量ポンプ車 準備	【10】	●移動式大容量ポンプ車の設置(水中ポンプ の設置含む)	1時間(取水用水中ポンプ、ホース設置)																																																																													
	【6】		2時間(移動式大容量ポンプ車の設置)																																																																													
	【4】	【4】	●移動式大容量ポンプ車可搬型ホース等の 運搬、設置																																						2時間30分 海水ポンプエリア以外実施	30分 海水ポンプエリア内																																						
	【7】	【7】	●海水ストレナ蓋取替及び可搬型ホース接 続																																						3時間																																							
	【2】	【2】	●海水系統～原子炉補機冷却水系統ディス タンスピース接続																																						1時間																																							
	【2】	【2】	●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)取付け																																						1時間																																							
			●給水、移動式大容量ポンプ監視、給油																																						格納容器再循環ユニットへの 起動、監視、給油 通水可能(33時間40分)																																							
	運転員	【3】	【3】	●A、B格納容器再循環ユニット及び必要補機 への海水通水系統構成																																						50分	80分	30分	10分																																			
	蒸気発生器2次側による 炉心冷却再開	運転員	【3】	●主蒸気逃がし弁、タービン動補給給水ポン プ制御弁開度調整																																						適宜実施																																						
	蓄電池投入	運転員	【1】	【1】	●重大事故等対処用蓄電池投入(中央制御 室)																																						5分																																					
電源確保作業	運転員	【1】	【1】	●不要直流電源負荷切離し(計装用電源負荷 切離し)																																						20分																																						
原子炉補機冷却系復旧 作業	参集要員	—	—	●海水ポンプ用電動機予備品との取替え等																																						34時間以降適宜実施																裕度評価上考慮せず																						

・移動式大容量ポンプ車準備:ホース接続口を2ヶ所(海水ストレナ側、ラプチャーディスク側)設けているが、ラプチャーディスク側のホース接続作業については、希設距離は長くなるもののホース展張回収車により容易に布設可能であり、またラプチャーディスクのフランジ取替が海水ストレナ蓋取替に比べ短時間で可能であるため、海水ストレナ側の作業時間(に)包括されることから、海水ストレナ側の接続を記載
・上記対応の他、代替緊急時対策所の電源確保対応者:2名(重大事故等対策要員(初動後) 係修対応要員のうち2名が対応)
・原子炉補機冷却系復旧作業:他の作業が完了する34時間後からの対応としているが、要員に余裕があれば準備出来次第実施する

第3.1.4.4.2.3 図 出力運転時の炉心損傷防止対策(外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時に非常用所 内交流電源が喪失する事故)における作業と所要時間(2/2)



第3.1.4.4.2.4図 使用済燃料ピット燃料損傷防止対策(外部電源喪失、使用済燃料ピット冷却機能喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故)における概略系統図



第 3.1.4.4.2.5 図 使用済燃料ピット燃料損傷防止対策における対応手順の概要
 (「外部電源喪失、使用済燃料ピット冷却機能喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故」の事象進展)

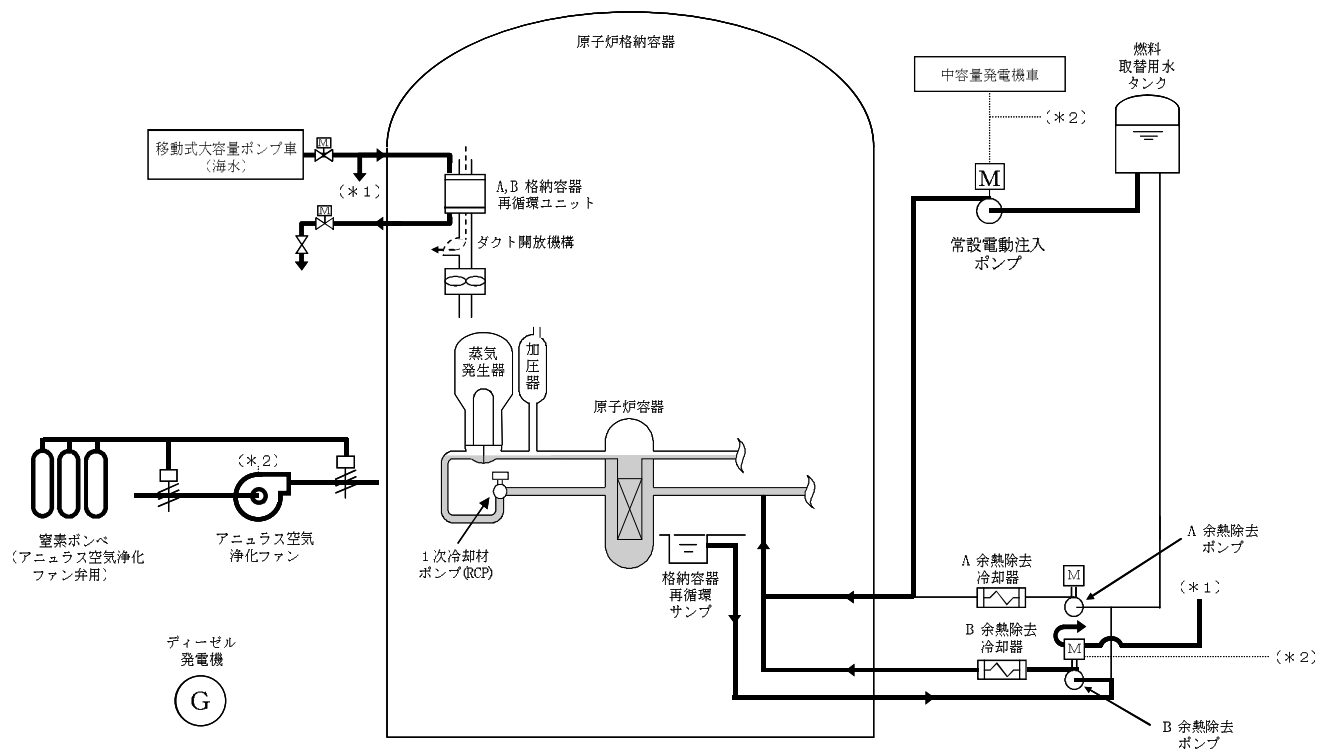
必要な要員と作業項目				経過時間(分)																経過時間(時間)				備 考
				20	40	60	80	100	120	140	160					6	12	18	24					
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員			手順の内容	▽ 事象発生 約70分 ▽ 補給水系の故障を判断 ▽ プラント状況判断																▽ 約11時間20分 沸騰開始 (1号補給操作なしの場合) ▽ 約11時間 沸騰開始 (2号補給操作なしの場合) ▽ 7時間40分 補給用水中ポンプ による注水開始			
		1号	2号																					
	当直課長 当直副長	1	1	号炉毎 運転操作指揮者																				
	当直主任 運転員	1	1	号炉間連絡・運転操作助勢																				
状況判断	運転員	-	-	●使用済燃料ピット冷却系故障確認 (中央制御室確認)	10分																			
使用済燃料ピット冷却系 回復操作	運転員A	1	1	●使用済燃料ピット温度、水位の監視 ●使用済燃料ピット冷却系回復操作・失敗原因調査 (中央制御室操作)															使用済燃料ピットへの注水開始後は、 水位が維持されていることを確認					
	運転員C、D	2	2	●現地移動／使用済燃料ピット冷却系回復操作 (現場操作)															回復は、裕度評価上考慮せず					
使用済燃料ピット補給操 作	重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員E	1	1	●現地移動／2次系純水からの補給 ●現地移動／燃料取替用水タンクからの補給 (現場操作)	適宜実施														燃料取替用水タンクからの補給は、 裕度評価上考慮せず					
使用済燃料ピット補給水 系回復操作	運転員A	【1】	【1】	●使用済燃料ピット補給水系回復操作・失敗原因調査 (中央制御室操作)																				
	重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員E	【1】	【1】	●2次系純水からの補給水回復操作・失敗原因調査 ●燃料取替用水タンクからの補給水回復操作・失敗原因調査 (現場操作)															回復は、裕度評価上考慮せず					
使用済燃料ピットの監視	重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員F	1	1	●使用済燃料ピット周辺線量率計用電源操作 (現場操作)															裕度評価上考慮せず					
	重大事故等対策要員(初動) 保修対応要員	2	2	●使用済燃料ピット周辺線量率計設置 ●使用済燃料ピット水位計(広域)等設置 (現場操作)															裕度評価上考慮せず					

・各操作・作業の必要時間算定については、有効性評価時に確認した実際の現場移動時間又は作業時間を基に算出している(一部については想定時間により算出)
 ・緊急時対策本部要員は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う

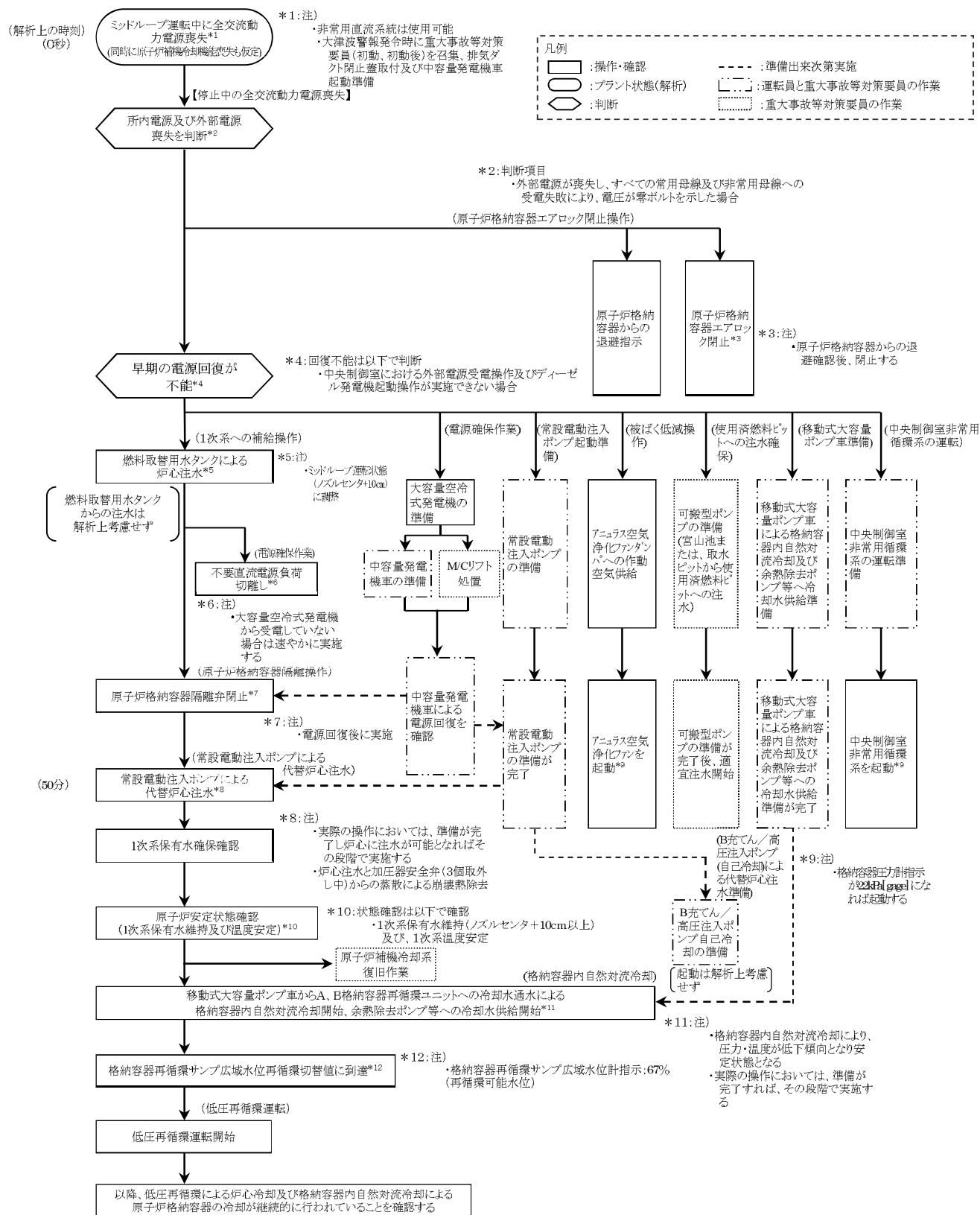
第 3.1.4.4.2.6 図 使用済燃料ピット燃料損傷防止対策(外部電源喪失、使用済燃料ピット冷却機能喪失及び原子炉補機
 冷却機能喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故)における作業と所要時間(1/2)

必要な要員と作業項目			経過時間(時間)														備 考																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
			2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	26																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																											
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員	手順の内容	事象発生														事象発生後3時間20分でアクセスルートが閉じられる。																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
			▽ 約11時間20分 沸騰開始(1号補給操作なしの場合) ▽ 約11時間 沸騰開始(2号補給操作なしの場合)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
使用済燃料ピットへの注水確保	1号	2号																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
	8+12	●水中ポンプ、中間受槽、水中ポンプ用発電機、可搬型ホース等の運搬																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								

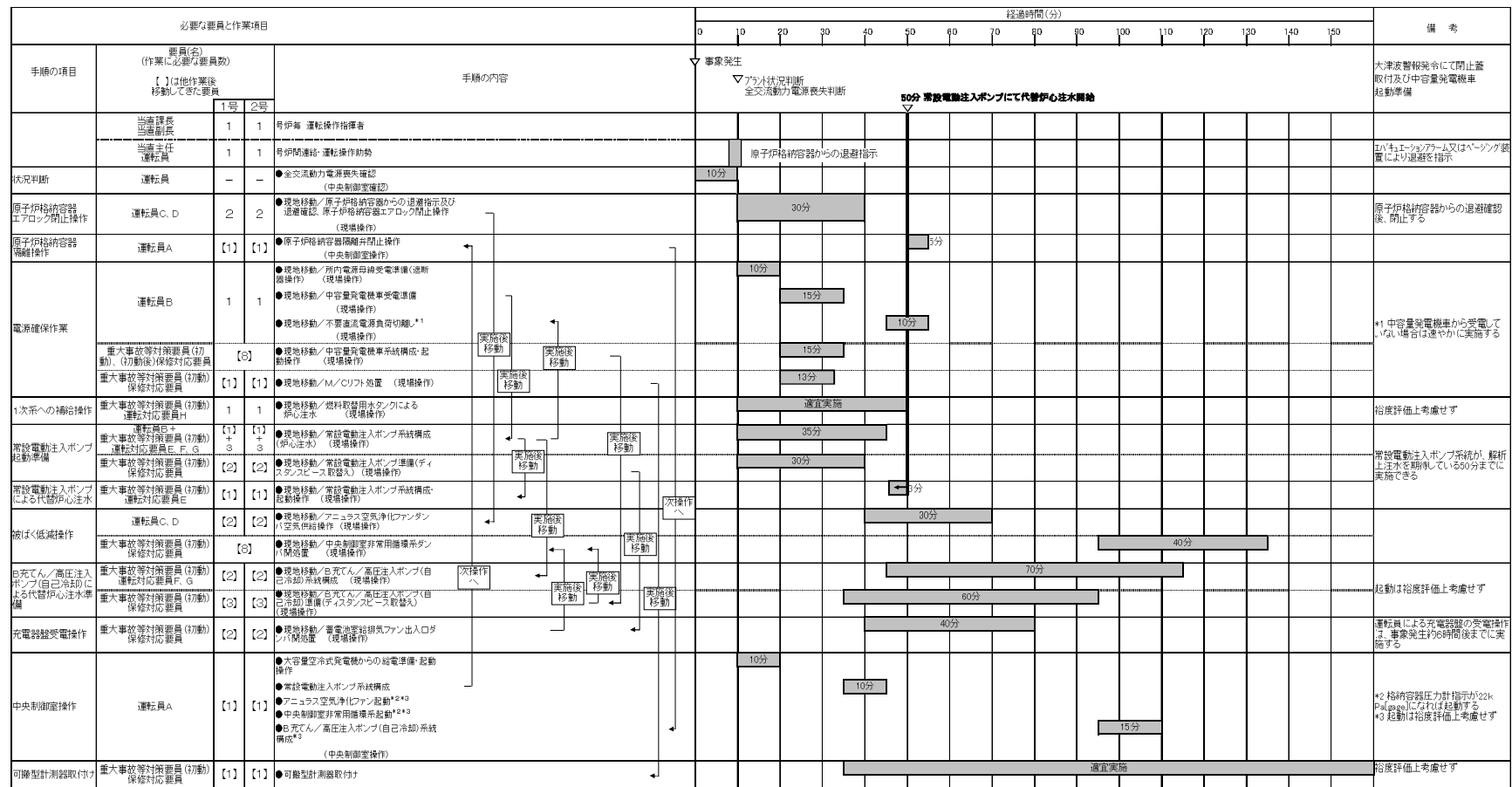
第 3.1.4.4.2.6 図 使用済燃料ピット燃料損傷防止対策(外部電源喪失、使用済燃料ピット冷却機能喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故)における作業と所要時間(2／2)



第 3.1.4.4.2.7 図 運転停止時の炉心損傷防止対策(燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故)における概略系統図



第 3.1.4.4.2.8 図 運転停止時の炉心損傷防止対策における対応手順の概要(「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故」の事象進展)



*各操作・作業の必要時間算定については、有効性評価時に確認した実際の現場移動時間又は作業時間を基に算出している(一部については想定時間により算出)
*緊急時対策本部要員は4名であり、全体計画書、通報連絡等を行う

第 3.1.4.4.2.9 図 運転停止時の炉心損傷防止対策(燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故)における作業と所要時間(1/2)

・上記対応の他、代替緊急時対策所の電源確保対応者:2名(重大事故等対策要員(初動後) 保修対応要員のうち2名が対応)

・原子炉補機冷却系復旧作業:他の作業が完了する30時間後からの対応としているが、要員に余裕があれば準備出来次第実施する

冷却機能喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故)における作業と所要時間(2/2)

3.1.4.5 安全裕度評価により抽出された追加措置

安全裕度評価により抽出された追加措置及び期待される効果について以下に示す。

(1) クリフエッジに到達した際の措置を含む、安全裕度評価結果の所員への教育・訓練

安全裕度評価の結果、クリフエッジとなるシナリオ及びクリフエッジ・エフェクトを回避するための対応について教育・訓練を行う。設計基準を超える地震及び津波が起こった際に予想されるプラント挙動を知ることにより、緊急時対応要員の対応能力が向上する。

(2) メタクラ保護継電器のリフト処置の手順作成、教育・訓練

地震評価における炉心(出力運転時、運転停止時)のクリフエッジシナリオで期待しているメタクラ保護継電器のリフト処置について、手順を作成し、教育・訓練を実施し、処置がより確実にできるよう習熟を図る。

(3) メタクラ保護継電器のデジタル化

アナログ式の保護継電器は機械的な動きにより信号を伝える構造となっているが、保護継電器をデジタル化することにより、機械的な駆動部がなくなり、メタクラの耐震信頼性向上を図ることができる。また、手動操作によるリフト処置が不要となることから、緊急時対応要員の負担を軽減することができる。

(4) 大津波警報発表時の停止中ユニットのエアロック閉止の手順作成、教育・訓練

号機間相互影響評価のうち、炉心に燃料がない他号機の開口部からの浸水を考慮した影響評価における原子炉格納容器エアロックの閉止措置について、当該措置に係る手順を作成し、運転中の他ユニットへの浸水を防ぐ。また、教育・訓練を実施し、処置がより確実にできるよう習熟を図る。

3.1.4.6 過去に公表している評価との比較

川内原子力発電所第 2 号機については、原子力安全・保安院の指示文書「東京電力株式会社福島第一原子力発電所における事故を踏まえた既設の発電用原子炉施設の安全性に関する総合評価の実施について(指示)」(平成 23 年 7 月 22 日)に基づき、「東京電力株式会社福島第一原子力発電所における事故を踏まえた川内原子力発電所 2 号機の安全性に関する総合評価(一次評価)の結果について(以下「ストレステスト一次評価」という。)」を取りまとめ、平成 23 年 12 月 14 日に、同院へ報告している。

ここでは、ストレステスト一次評価と今回届出した川内 2 号機第 1 回安全性向上評価届出書(平成 29 年 9 月 25 日付け原発本第 156 号)の安全性裕度評価(以下「今回届出」という。)との相違について、変更内容を明らかにするとともに変更による影響を示す。

3.1.4.6.1 評価手法の変更による影響

評価事象、評価項目及び評価方法に関して、ストレステスト一次評価と今回届出との比較を第 3.1.4.6.1 表に示す。

以下、評価手法に関する主な変更点及び変更による影響について説明する。

(1) 評価対象事象

ストレステスト一次評価にて実施していた「全交流電源喪失」又は「最終的な熱の逃し場(最終ヒートシンク)の喪失」に相当する項目として、今回届出においては、「事象進展と時間評価に関する評価」において、地震及び津波の重畳事象により「全交流電源喪失」及び「最終的な熱の逃し場(最終ヒートシンク)の喪失」事象が発生した場合の重大事故等対策を開始するまでの余裕時間及び緩和機能の継続を必要とする時間を評価している。

また、「その他のシビアアクシデント・マネジメント」は、ストレステスト一次評価報告時のシビアアクシデント・マネジメント対策に対して措置の有効性や実施体制を示したものであり、設置許可申請書の添付に記載されている有効性評価や技術的能力の項目に相当するものである。今回の評価時点における有効性評価や技術的能力については、本届出書第 1 章に記載しており、ストレステスト一次評価からの変更はない。

(2) 評価項目

ストレステスト一次評価では、「原子炉にある燃料」及び「使用済燃料ピットにある燃料」を対象としているのに対し、今回届出では、ストレステスト一次評価の評価項目から対象を拡充し、ストレステスト一次評価の「原子炉にある燃料」及び「使用済燃料ピットにある燃料」に相当する「出力運転時炉心損傷防止対策」及び「使用済燃料ピット燃料損傷防止対策」に加え、「格納容器機能喪失防止対策」、「運転停止時燃料損傷防止対策」、「事象進展と時間評価に関する評価」及び「号機間相互影響評価」を対象とした。

(3) 評価方法

① モデル化の範囲

ストレステスト一次評価では、平成 23 年 11 月 25 日時点における施設と管理状態を対象としており、平成 23 年 4 月 26 日に「原子力発電所における緊急安全対策について(実施状況報告の補正)」で報告及び整備した仮設ポンプ、ホース及び高圧発電機車といった緊急安全対策をモデル化の範囲に含めている。

一方、今回届出では、本章の「3.1.4.1.2 評価の進め方」に記載したとおり、ストレステスト一次評価以降の対策を含めた平成 29 年 3 月 24 日の評価時

点における設計基準対象施設及び発電用原子炉設置変更許可申請書添付書類十の有効性評価において考慮した重大事故等対処設備(シビアアクシデント対策)を対象とした評価を実施している。その他にも、今後の地震及び津波随伴事象等を対象とした安全裕度評価の実施を鑑み、必要と考えられる機器についてもモデル化の範囲に含めており、これらの変更により、評価時点におけるプラントの実力を評価したものとなる。

② 起因事象の選定

ストレステスト一次評価の地震評価では日本原子力学会標準「原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価実施基準:2007」に基づき起因事象を選定している。また、津波評価では安全評価指針に示される安全評価事象、定期安全レビューやアクシデントマネジメント整備有効性評価等でこれまで実施している内的事象 **PSA** で用いた起因事象及び津波の影響として固有で考慮すべき事象から起因事象を選定している。

一方、今回届出では、本章の「3.1.4.2.1 地震」及び「3.1.4.2.2 津波」に記載したとおり、地震評価及び津波評価それぞれ「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価」に示す地震 **PRA** の検討結果及び津波 **PRA** の検討結果より起因事象を選定した。

上述の選定方法によるストレステスト一次評価と今回届出の起因事象の選定結果の比較を第 3.1.4.6.2 表及び第 3.1.4.6.3 表に示す。変更内容はストレステスト一次評価の起因事象「2 次冷却系の破断」について、評価を精緻に行うために細分化を図ったものであり、この変更により、より現実的な評価となった。

③ 地震評価の指標

ストレステスト一次評価では、評価対象設備の損傷モードに応じた地震動 (Ss:540gal) に対する評価値 (発生応力) を求め、評価対象設備の許容値と比較し、許容値に評価値 (発生応力) が達するのは地震動 (Ss:540gal) の何倍の地震動に相当するかを指標としている。

一方、今回届出では、本章の「3.1.4.1.2 評価の進め方」に記載したとおり、基準地震動を用いて fragility 加速度中央値を求め、得られた中央値にバラつき β を考慮することにより得られる fragility 曲線のうち、95%信頼度曲線の 5%損傷確率の時の地震加速度 (HCLPF) を評価指標とし、当該地震加速度で損傷するものとして評価を実施した。

この変更は、機器の耐力を許容値と評価値 (発生応力) の比による決定論的な評価から、確率論的なバラつき (不確実さ) を考慮したより現実的な評価に変更を図ったものである。

3.1.4.6.2 評価結果の相違による影響

地震及び津波評価の結果に関して、ストレステスト一次評価と今回届出との比較を第 3.1.4.6.4 表及び第 3.1.4.6.5 表に示す。

以下、評価結果に関する主な相違点について説明する。

(1) 地震評価

① 炉心損傷防止対策

第 3.1.4.6.4 表に示すようにクリフエッジ及びクリフエッジが発生する際の地震加速度が、ストレステスト一次評価と相違する。

この相違は地震の評価指標を **HCLPF** に変更したことによるものであり、評価指標を **HCLPF** に変更した場合においてもストレステスト一次評価と同程度の耐力が確認された。

② SFP 燃料損傷防止対策

第 3.1.4.6.4 表に示すようにクリフエッジ及びクリフエッジが発生する際の地震加速度が、ストレステスト一次評価と相違する。

この相違は地震の評価指標を **HCLPF** に変更したこと及びストレステスト一次評価で評価した地震加速度を超えて評価したことによるものであり、ストレステスト一次評価よりも現実的な耐力を示すものである。

(2) 津波評価

① 炉心損傷防止対策

第 3.1.4.6.5 表に示すようにクリフエッジ及び許容津波高さのストレステスト一次評価との相違はない。

② SFP 燃料損傷防止対策

第 3.1.4.6.5 表に示すようにクリフエッジが、ストレステスト一次評価と相違する。

この相違は発電所内の機器配置が変更になったことによるものであるが、今回の評価時点における機器配置を基に評価した場合においても、ストレステスト一次評価と同一の許容津波高さが確認された。

3.1.4.5.3 国内外の最新の科学的知見及び技術的知見の反映状況

第 2 章「2.2.2 国内外の最新の科学的知見及び技術的知見」に示すように評価時点までに収集した最新の知見で安全裕度評価に反映すべき知見は抽出されておらず、また、「3.1.4.5.1 評価手法の変更による影響」及び「3.1.4.5.2 評価結果の相違による影響」に示すように第 2 章「2.2.2 国内外の最新の科学的知見及び技術的知見」において収集・抽出した知見を反映した箇所はない。

第 3.1.4.6.1 表 評価手法に関するストレステスト一次評価と今回届出の比較

項目		ストレステスト一次評価	今回届出	変更	備考
評価事象		- 地震 - 津波 - 地震及び津波の重畳 - 全交流電源喪失 - 最終的な熱の逃し場(最終ヒートシンク)の喪失 - その他のシビアアクシデント・マネジメント	- 地震 - 津波 - 地震及び津波の重畳	有	
評価項目		- 原子炉にある燃料 - 使用済燃料ピットにある燃料	- 出力運転時炉心損傷防止対策 - 格納容器機能喪失防止対策 - 使用済燃料ピット燃料損傷防止対策 - 事象進展と時間評価に関する評価 - 号機間相互影響評価	有	
評価方法	モデル化の範囲	緊急安全対策を考慮	重大事故対策を考慮	有	
	起因事象の選定	地震 PSA 学会標準及び内的事象 PSA より選定	地震 PRA、内部事象 PRA(停止時含む)及び津波 PRA より選定	有※	※SFP 燃料損傷防止対策については変更なし
	地震評価の指標	損傷する地震動と基準地震動の比較	フラジリティ評価の結果より 95%信頼度の 5%損傷確率時の地震加速度(HCLPF)	有	
	津波評価の指標	許容津波高さ	許容津波高さ	無	

第 3.1.4.6.2 表 地震評価における起因事象の選定結果の比較

ストレステスト一次評価	今回届出	変更	備 考
主給水喪失	主給水流量喪失	無	
外部電源喪失	外部電源喪失	無	
補機冷却水の喪失	原子炉補機冷却機能の全喪失	無	
2 次冷却系の破断	主蒸気管破断 (主蒸気隔離弁上流)	有	起因事象を 細分化
	主蒸気管破断 (主蒸気隔離弁下流)		
	主給水管破断		
大破断 LOCA	大破断 LOCA	無	
中破断 LOCA	中破断 LOCA	無	
小破断 LOCA	小破断 LOCA	無	
格納容器バイパス	CV 機能喪失直結	無	
炉心損傷直結	炉心損傷直結	無	

第 3.1.4.6.3 表 津波評価における起因事象の選定結果の比較

ストレステスト一次評価	今回届出	変更	備 考
外部電源喪失	外部電源喪失	無	
補機冷却水の喪失	原子炉補機冷却機能の全喪失	無	
主給水喪失	主給水流量喪失	無	
過渡事象	過渡事象	無	
炉心損傷直結	炉心損傷直結	無	

第 3.1.4.6.4 表 評価結果に関するストレステスト一次評価と今回届出の比較(地震)

項目	ストレステスト一次評価		今回届出		相違	相違理由
	クリフエッジ	裕度	クリフエッジ	HCLPF		
炉心損傷防止対策	パワーセンタ	1.89Ss (1,020gal)	自動弁動作機能	1,026gal	有	・評価指標の変更
格納容器機能喪失 防止対策	評価実績なし		PAR の水素処理機能	1,026gal	—	—
使用済燃料ピット 燃料損傷防止対策	使用済燃料ピット	2Ss* (1,080gal)	SFP 補給用水中ポンプの注水機能	1,149gal	有	・評価指標の変更 ・安全裕度評価では 2Ss を超えた範囲まで 評価
停止時燃料損傷 防止対策	評価実績なし		自動弁動作機能	1,026gal	—	—

※ 2Ss(1,080gal)で損傷しないことを確認

第 3.1.4.6.5 表 評価結果に関するストレステスト一次評価と今回届出の比較（津波）

項目	ストレステスト一次評価		今回届出		相違	相違理由
	クリフエッジ	許容津波 高さ	クリフエッジ	許容津波 高さ		
炉心損傷防止対策	タービン動補助給 水ポンプ	15.0m	電気盤からの給電機能 (タービン動補助給水に よる蒸気発生器への給 水不能)	15.0m	無※	※喪失する機能(ター ビン動補助給水ポン プ)の相違なし
格納容器機能喪失 防止対策	評価実績なし		電気盤からの給電機能 (中容量発電機車から の給電不能)	15.0m	—	—
使用済燃料ピット 燃料損傷防止対策	仮設ポンプ等の資 機材保管高さ	27.0m	タンクローリからの給油 機能	27.0m	有	・機器配置の変更
停止時燃料損傷 防止対策	評価実績なし		電気盤からの給電機能 (中容量発電機車から の給電不能)	15.0m	—	—