

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、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自然現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

(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、以下の項目について評価を実施する。

【評価項目】

- ・ 地震
- ・ 津波
- ・ 地震及び津波の重畳
- ・ 地震及び津波随伴事象
- ・ その他の自然現象

なお、号機間相互影響評価については玄海 4 号機第 1 回届出時に評価を実施する。

(2) 評価の進め方

a. 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、使用済燃料ピット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、津波（これらの重畳を含む）及び地震・津波随伴事象並びにその他の自然現象とする。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ピットが同時に影響を受けると想定する。
また、防護措置の評価に当たっては、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。

b. 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。

c. 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フラジリティを使用することとしている。フラジリティ評価では、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フラジリティは実力値である。

※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、床応答曲線の拡幅、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、偶然的な不確かさ及び認識論的不確かさを考慮する。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。

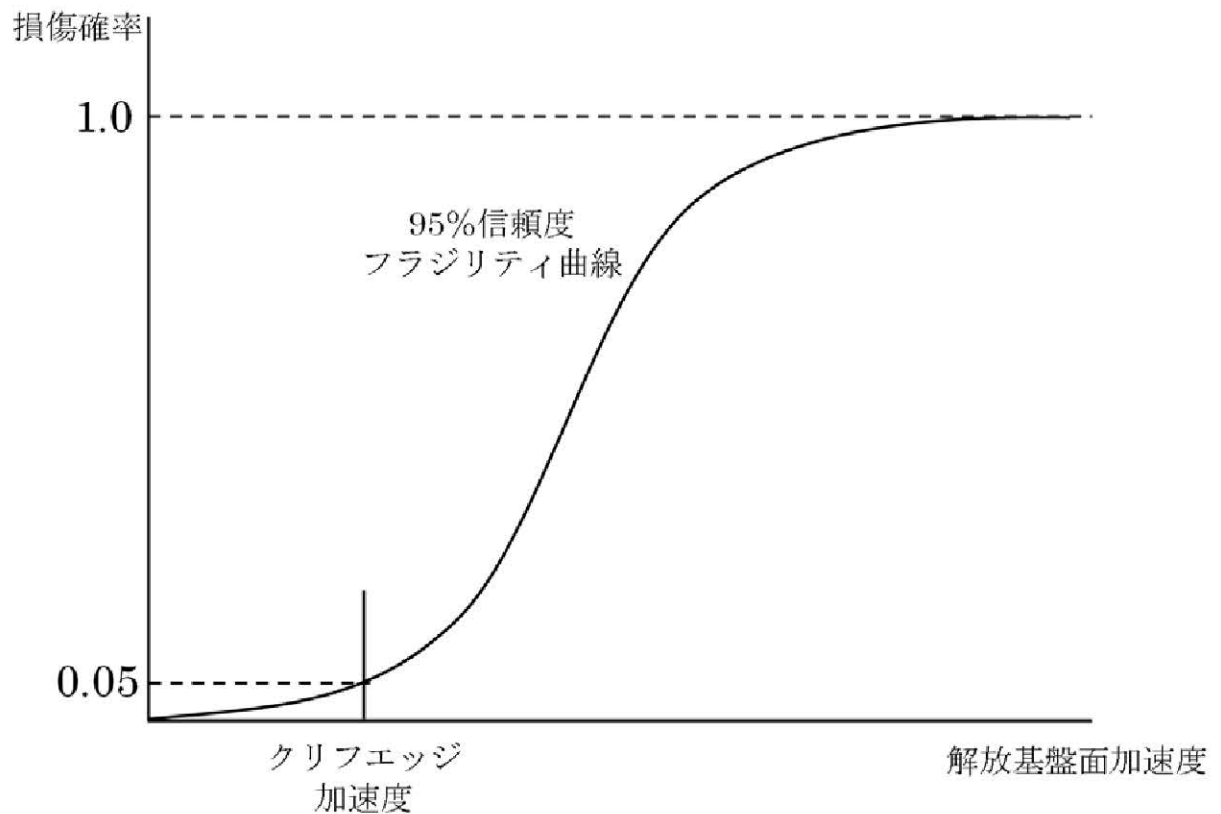
したがって、HCLPF を指標とすることで、信頼性に関する評価が含まれることとなり、運用ガイドの「偶然的な不確実さ及び認識論的不確実さを考慮」していることとなる。

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。

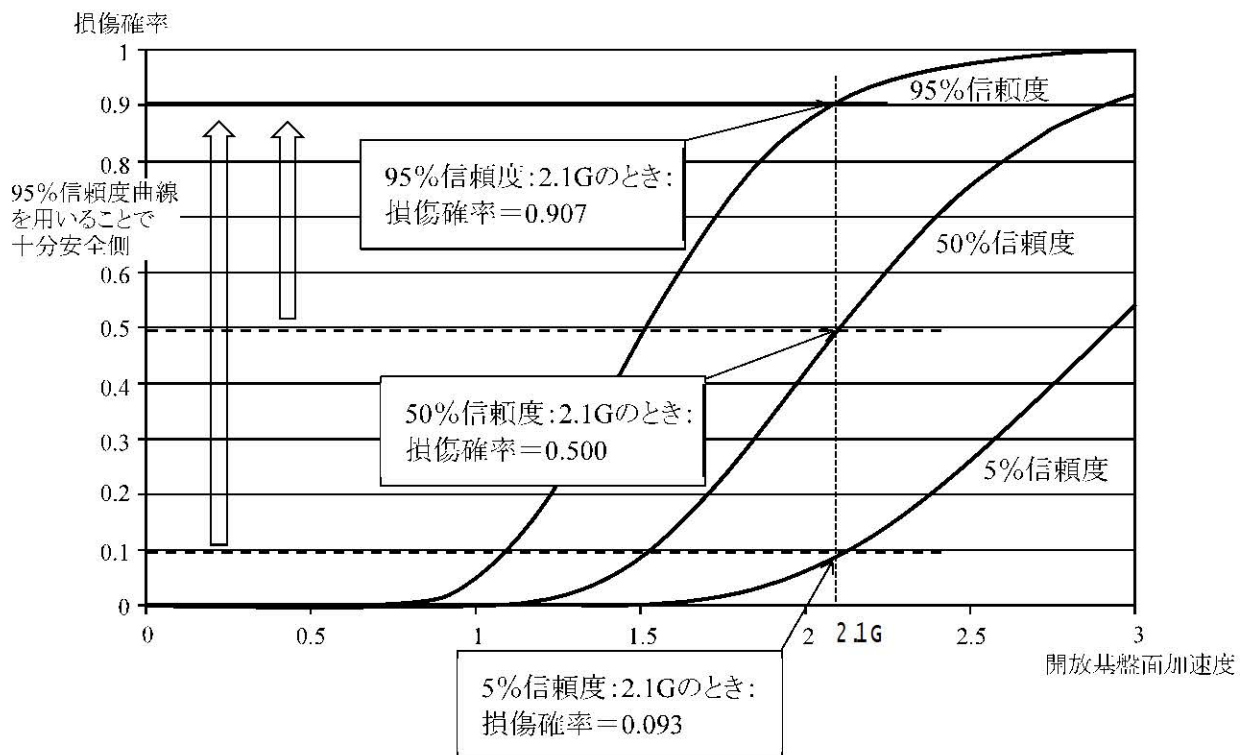
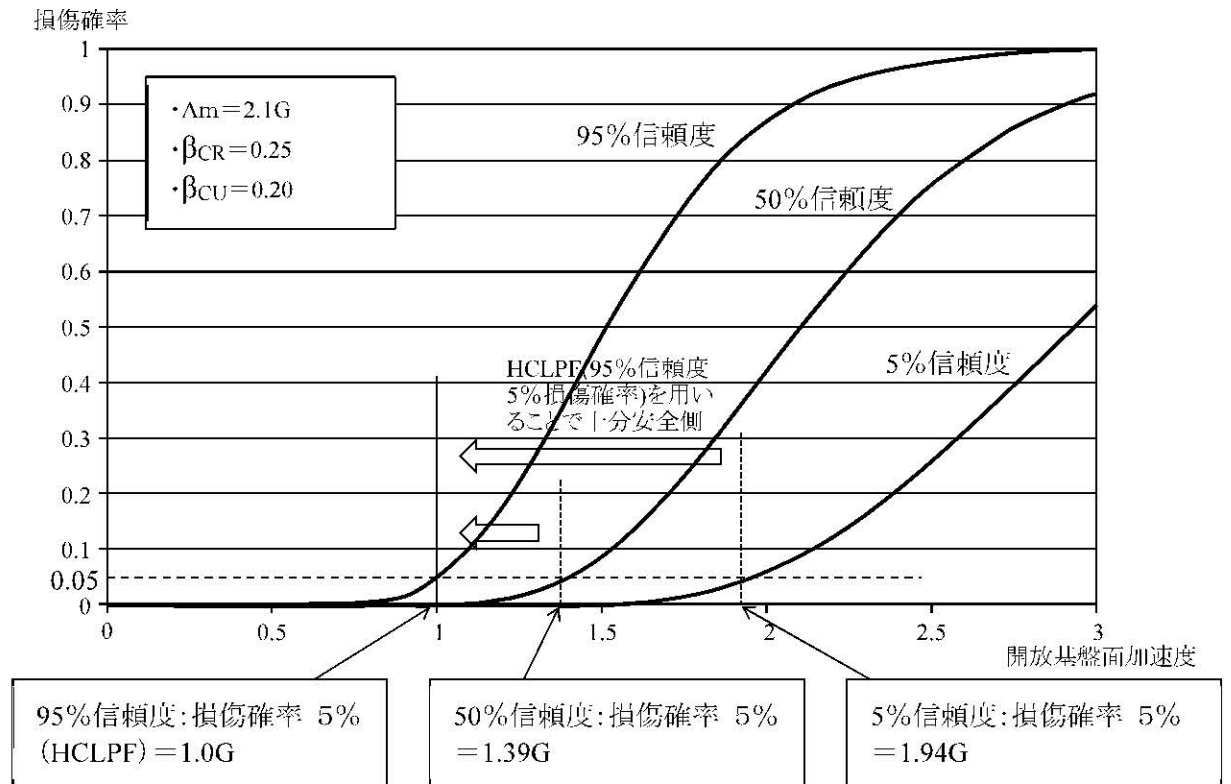
さらに、HCLPF が意味する損傷確率 5%の加速度レベルは、前述のとおり 95%信頼度に基づく値であることを考慮すると、第 3.1.4.1-1 図に示すとおり、信頼度の観点からも十分安全側（保守的）に設定されている値である。

※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、鉛直方向の地震ハザード曲線と水平方向の地震ハザード曲線の比を基に補正係数を評価し、損傷時の鉛直方向の解放基盤面加速度を水平方向の解放基盤面加速度に補正した値を記載



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

($A_m=2.1$ 、 $\beta_{CR}=0.25$ 、 $\beta_{CU}=0.20$ 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。

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

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_{c_R} : 偶然的不確実さ要因の対数標準偏差

β_{c_U} : 認識論的不確実さ要因の対数標準偏差

$$\beta_{c_R} = \sqrt{(\beta_{R-s})^2 + (\beta_{R-r})^2}$$

$$\beta_{c_U} = \sqrt{(\beta_{U-s})^2 + (\beta_{U-r})^2}$$

β_{R-s} : 現実的耐力の偶然的不確実さ

β_{R-r} : 現実的応答の偶然的不確実さ

β_{U-s} : 現実的耐力の認識論的不確実さ

β_{U-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。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。

したがって、津波に対する耐力評価の指標としては、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 地震及び津波に対する評価

(1) 地震

a. 炉心損傷防止対策

(a) 出力運転時

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 図参照)

(イ) 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(PRA)」に示す地震 PRA の検討結果を踏まえて選定する。

(ロ) 各起因事象発生に係る HCLPF 及び地震加速度区分の特定

(イ)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(PRA)」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。

(ハ) クリフエッジ評価

(ロ)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 i 項～iii 項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 i 項～iii 項の評価を実施する。

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。

i 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 (PRA)」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。

ii 各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF の特定

i 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 (PRA)」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。

iii 各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF の特定

ii 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

(イ) 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(PRA)」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 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
- ・ 原子炉補機冷却水系の全喪失(海水系の喪失を含む)
- ・ 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) 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。

(ロ) 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 3.1.4.2-2 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 1～7 を同表のとおり設定した。

(ハ) クリフエッジ評価結果

I 地震加速度区分 1(0.86G 未満)に対する評価結果

i 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 3.1.4.2-2 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 3.1.4.2-2 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添加を行い、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う。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添加」、「主蒸気逃がし弁による熱放出」、「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高压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、高压注入ポンプによる再循環炉心冷却及び格納容器スプレイによる再循環格納容器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「格納容器スプレイによる再循環格納容器冷却」に失敗した場合に、原子炉補機冷却水を用いた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「格納容器スプレイによる格納容器除熱」に失敗した場合、燃料取替用水タンクの水位低下後に再循環切替を行い、高压注入ポンプによる再循環炉心冷却及び原子炉補機冷却水を用

いた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。その後、大容量空冷式発電機により交流電源を復旧させる。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は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し、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い状態で RCP シール LOCA が発生した場合に、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水を行う。その後、大容量空冷式発電機により交流電源を復旧させる。制御用空気系統が使用できないことから、主蒸気逃がし弁は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 RCP シール LOCA が発生していることから、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高圧注入ポンプによる再循環炉心冷却及び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。

ii 各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF の特定

ii 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 3.1.4.2-3 表のとおり特定した。

iii 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 3.1.4.2-3 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、1.65G 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が小さく、RCP シール内で両者が接触することはないため、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。

各収束シナリオについて評価した結果、収束シナリオ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 (0.86～1.14G 未満) に対して以下のとおり評価を行った。

II 地震加速度区分 2 (0.86～1.14G 未満) に対する評価結果

i 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水系の全喪失を考慮し、「外部電源喪失＋原子炉補機冷却水系の全喪失」について、第 3.1.4.2-4 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＋原子炉補機冷却水系の全喪失」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は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給電されている状態で RCP シール LOCA が発生した場合に、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は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 RCP シール LOCA が発生していることから、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高圧注入ポンプによる再循環炉心冷却及び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。

ii 各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF の特定

i 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 3.1.4.2-4 表のとおり特定した。

iii 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＋原子炉補機冷却水系の全喪失」の収束シナリオ①～④の機能喪失に係る HCLPF について、第 3.1.4.2-5 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、1.65G 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が小さく、RCP シール内で両者が接触することはないため、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。

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 1.10G 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（0.86～1.14G 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 3.1.4.2-19 図、機器リストを参考資料-3 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水系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。大容量空冷式発電機によって交流電源を復旧させるものの、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、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又は淡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(1.10G)未満であれば、未臨界性が確保された上で、海水又は淡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、パワーセンタの機能喪失に伴い蓄電池給電以降の監視計器への給電不能となり、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

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 3.1.4.2-6 図参照)

(イ) 起回事象の選定

地震発生時の安全裕度評価における起回事象は、「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(PRA)」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。

(ロ) 各起回事象発生に係る HCLPF 及び地震加速度区分の特定

(イ) 項にて選定した各起回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、発生する起回事象に対応する地震加速度区分を設定する。

(ハ) クリフエッジ評価

(ロ) 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回事象に対して以下の i 項～iii 項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、新たな起回事象が追加して発生することを考慮して、以下の i 項～iii 項の評価を実施する。

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。

i 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。

ii 各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF の特定

i 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。

iii 各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF の特定

ii 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

(イ) 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 (PRA)」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。

I 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 3.1.4.2-5 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
- ・ 原子炉補機冷却水系の全喪失(海水系の喪失を含む)
- ・ 外部電源喪失

II 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 3.1.4.2-6 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
- ・ 原子炉補機冷却水系の全喪失
- ・ 外部電源喪失

Ⅲ 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、Ⅰ及びⅡ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)
- ・ 原子炉補機冷却水系の全喪失(海水系の喪失を含む)
- ・ 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)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 3.1.4.2-7 表に示す。

(ロ) 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 3.1.4.2-8 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。

(ハ) クリフエッジ評価結果

I 地震加速度区分 1 (0.86G 未満) に対する評価結果

i 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 3.1.4.2-7 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、⑤、⑥、⑦、⑧及び⑨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ポンプによる炉心注水により炉心冷却を行う。燃料取替用水タンク水位低下後は、再循環切替を行い、格納容器スプレイポンプを用いた代替再循環炉心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:

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「格納容器スプレイによる代替再循環炉心冷却」に失敗した場合に、高圧注入ポンプによる再循環炉心冷却及び格納容器スプレイによる再循環格納容器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:

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「格納容器スプレイによる再循環格納容器冷却」に失敗した場合に、原子炉補機冷却水を用いた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:

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「充てん注入による炉心への注水」に失敗した場合に、燃料取替用水タンクを水源とした高圧注入ポンプによる炉心注水により炉心冷却を行う。燃料取替用水タンク水位低下後は、再循環切替を行い、格納容器スプレイポンプを用いた代替再循環炉心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⑥:

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⑤で期待していた「格納容器スプレイによる代替再循環炉心冷却」に失敗した場合に、高圧注入ポンプによる再循環炉心冷却及び格納容器スプレイによる再循環格納容器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⑦:

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⑥で期待していた「格納容器スプレイによる再循環格納容器冷却」に失敗した場合に、原子炉補機冷却水を用いた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⑧:

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⑤で期待していた「高圧注入による炉心への注水」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炉心注水により炉心冷却を行う。燃料取替用水タンク水位低下後は、再循環切替を行い、格納容器スプレイポンプを用いた代替再循環炉心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⑨:

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高圧注入ポンプによる再循環炉心冷却及び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。

- ii 各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF の特定

- i 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 3.1.4.2-9 表のとおり特定した。

iii 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①～⑨の機能喪失に係る HCLPF について、第 3.1.4.2-8 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⑨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 (0.86～1.26G 未満)に対して以下のとおり評価を行った。

II 地震加速度区分 2 (0.86～1.26G 未満)に対する評価結果

i 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水系の全喪失を考慮し、「外部電源喪失＋原子炉補機冷却水系の全喪失」について、第 3.1.4.2-9 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＋原子炉補機冷却水系の全喪失」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高圧注入ポンプによる再循環炉心冷却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高圧注入ポンプによる再循環炉心冷却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。

ii 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 3.1.4.2-10 表のとおり特定した。

iii 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＋原子炉補機冷却水系の全喪失」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 3.1.4.2-10 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 1.10G 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 (0.86～1.26G 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 3.1.4.2-19 図、機器リストを参考資料-3 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、起因事象として外部電源喪失及び原子炉補機冷却水系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、高圧注入ポンプによる再循環炉心冷却を行い、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 (1.10G) 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、パワーセンタの機能喪失に伴い、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。

b. 格納容器機能喪失防止対策

イ 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 3.1.4.2-11 図参照)

(イ) 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(PRA)」に示す地震 PRA の検討結果を踏まえて選定する。

(ロ) 各起因事象発生に係る HCLPF 及び地震加速度区分の特定

(イ) 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(PRA)」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。

(ハ) クリフエッジ評価

(ロ) 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 i 項～iii 項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 i 項～iii 項の評価を実施する。

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。

i 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 (PRA)」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。

ii 各影響緩和機能の喪失に係る地震加速度の特定

i 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 (PRA)」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。

iii 各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF の特定

ii 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

(イ) 起回事象の選定結果

出力運転時炉心評価での選定結果((1) a. (a)ロ(イ)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
- ・ 原子炉補機冷却水系の全喪失(海水系の喪失を含む)
- ・ 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)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、選定した起回事象の概要を第 3.1.4.2-11 表に示す。

(ロ) 各起回事象発生に係る 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((1) a. (a)ロ(ロ)項)より、各起回事象を引き起こす設備等とその HCLPF を第 3.1.4.2-12 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 1～7 を同表のとおり設定した。

(ハ) クリフエッジ評価結果

クリフエッジの評価に当たっては、出力運転時炉心評価での評価結果((1)a.(a)ロ(ハ)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。

I 地震加速度区分 2 (0.86～1.14G 未満)に対する評価結果

i 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((1)a.(a)ロ(ハ)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＋原子炉補機冷却水系の全喪失」について、第 3.1.4.2-12 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＋原子炉補機冷却水系の全喪失」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、イグナイタ及び 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。

ii 各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF の特定

i 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 3.1.4.2-13 表のとおり特定した。

iii 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＋原子炉補機冷却水系の全喪失」の収束シナリオ①の機能喪失に係る HCLPF について、第 3.1.4.2-13 図のとおり特定した。

同シナリオでは、1.10G でパワーセンタの機能喪失に伴い、格納容器隔離に失敗し、格納容器機能喪失に至る。すなわち、地震加速度区分 2 (0.86～1.26G 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3.1.4.2-19図、機器リストを参考資料-3に示す。

c. 使用済燃料ピットの燃料損傷防止対策

イ 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 3.1.4.2-14 図参照)。

(イ) 起因事象の選定

SFP 燃料損傷に至る事象として、SFP 冷却系の機能喪失及び 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。

(ロ) 各起因事象発生に係る HCLPF 及び地震加速度区分の特定

(イ) 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。

(ハ) クリフエッジ評価

(ロ) 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 i 項～iii 項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 i 項～iii 項の評価を実施する。

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。

i 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。

ii 各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF の特定

i 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。

iii 各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF の特定

ii 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

(イ) 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。

- ・ 原子炉補機冷却水系の全喪失
- ・ SFP 冷却機能喪失
- ・ 外部電源喪失
- ・ SFP 燃料損傷直結

なお、選定した起因事象の概要を第 3.1.4.2-14 表に示す。

(ロ) 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 3.1.4.2-15 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。

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 1～3 を同表のとおり設定した。

(ハ) クリフエッジ評価結果

I 地震加速度区分 1 (0.86G 未満) に対する評価結果

i 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 3.1.4.2-15 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。

ii 各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF の特定

i 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 3.1.4.2-16 表のとおり特定した。

iii 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 3.1.4.2-16 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で発生する、地震加速度区分 2 (0.86～1.42G 未満) に対して以下のとおり評価を行った。

II 地震加速度区分 2 (0.86～1.42G 未満) に対する評価結果

i 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水系の全喪失及び従属的に発生する SFP 冷却機能喪失を考慮し、「外部電源喪失＋原子炉補機冷却水系の全喪失」

について、第 3.1.4.2-17 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、原子炉補機冷却水系の全喪失に対して、SFP 冷却機能喪失が従属的に発生する場合であっても、原子炉補機冷却水系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、原子炉補機冷却水系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、「外部電源喪失＋原子炉補機冷却水系の全喪失」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、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。

ii 各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF の特定

i 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 3.1.4.2-17 表のとおり特定した。

iii 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＋原子炉補機冷却水系の全喪失」の収束シナリオ①～③の機能喪失に係る HCLPF について、第 3.1.4.2-18 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 1.40G でタンクローリ及び水中ポンプ用発電機が機能喪失し、SFP 補給用水中ポンプからの注水が不能となることで、SFP 燃料損傷に至る。すなわち、地震加速度区分 2 (0.86～1.42G 未満) 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 3.1.4.2-19 図、機器リストを参考資料-3 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及び原子炉補機冷却水系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(1.40G)未満であれば、SFP 補給用水中ポンプを用いて海水又は淡水を 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、タンクローリ及び水中ポンプ用発電機の機能喪失に伴い、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 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 (加圧器スプレイライン配管) 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加圧器逃がし弁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
原子炉補機冷却水系の 全喪失 (海水系の喪失を 含む)	原子炉補機冷却水系のポンプ・配管等が損傷し、原子炉補機冷却水系の全喪失に至る事象。なお、原子炉補機冷却海水系のポンプ・配管等の損傷により従属的に当該事象に至る場合を含む。
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 3.1.4.2-2 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	0.86～1.14G 未満	原子炉補機冷却水系 の全喪失	制御棒駆動装 置冷却ユニット	0.86G	—
区分 3	1.14～1.26G 未満	主給水管破断	主給水系配管	1.14G	—
		CV 機能喪失直結	蒸気発生器 (上部胴支持構 造物用スナバ)		
区分 4	1.26～1.32G 未満	炉心損傷直結※ (CV 機能喪失直結を 除く)	蒸気発生器 (冷却材出口管 台)	1.26G	—
区分 5	1.32～1.40G 未満	大破断 LOCA※	加圧器 サージ管	1.32G	—
		中破断 LOCA※	加圧器スプレイ ライン配管		
		小破断 LOCA※	加圧器逃し弁 配管		
区分 6	1.40～1.84G 未満	主蒸気管破断※ (主蒸気隔離弁上流)	主蒸気系配管	1.40G	—
区分 7	1.84G 以上	主蒸気管破断※ (主蒸気隔離弁下流)	主蒸気ライン 圧力計	1.84G	—

※ 本表は、起因事象を引き起こす設備等の HCLPF を整理したものであり、区分 3 の「CV 機能喪失直結」に包絡される。

3.1.4-52

○：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 3.1.4.2-4 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	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)		RCP シール LOCA	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	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)	補助給水による蒸気発生器への給水(タービン動)	大容量空冷式発電機からの給電
						電動	タービン動									
			設備	制御棒クラスタ	ディーゼル発電機内燃機関	主給水系配管	主給水系配管	—	原子炉補助盤	原子炉補助盤	重大事故等対処用変圧器受電盤	原子炉補助盤	原子炉補助盤	格納容器再循環系ダクト	主給水系配管	大容量空冷式発電機
サポート系	影響緩和機能	設備		1.20G	0.69G	1.14G	1.14G	—	1.32G	1.32G	1.14G	1.32G	1.32G	1.29G	1.14G	1.40G
	6.6kV AC 電源	メタルクラッド開閉装置	1.14G		○	○	○		○		○	○	○	○	○	●
	440V AC 電源	バザーセンタ	1.10G		○	○	●		●		●	●	●	●	●	
	125V DC 電源	充電器盤	1.60G		○	○	○				○		○		○	○
	115V AC 電源	原子炉補助建屋	1.79G		○	○	○		○		○	○	○	○	○	○
	バッテリー	蓄電池	2.39G		○		○								○	○
	海水系	海水ポンプ	0.98G		○	○										
	移動式大容量ポンプ車	主盤	1.32G										○	○		
	再循環切替	原子炉補助盤	1.32G										○			
	RWST	燃料取替用水タンク	1.26G								○					
	ディーゼル発電機空換気系	ディーゼル発電機制御盤	1.12G		○											
	中間補機棟空調系	中間補機棟空調ユニット	0.90G			●										
	空調用冷水系	中間補機棟空調ユニット	0.90G			●										
影響緩和機能の HCLPF				1.20G	0.69G	0.90G	1.10G	—	1.10G	1.32G	1.10G	1.10G	1.10G	1.10G	1.10G	1.14G

○: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 3.1.4.2-5 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	×	
原子炉補機冷却水系の 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。

第 3.1.4.2-6 表 内部事象停止時 PRA における起因事象に対する検討

(地震:運転停止時炉心損傷) (1/2)

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	○	—
加圧器逃がし弁／ 安全弁 LOCA	×	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。
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又は誤開することを想定しない。
反応度の誤投入	×	
水位維持失敗	○	—
余熱除去機能喪失	○	—
原子炉補機冷却水系 の全喪失	○	—
原子炉補機冷却水系 の部分喪失	×	損傷時には全系列損傷を想定する。
原子炉補機冷却海水系 の全喪失	×	「原子炉補機冷却水系の全喪失」で代表する。
原子炉補機冷却海水系 の部分喪失	×	損傷時には全系列損傷を想定する。
外部電源喪失	○	—
安全系高圧(低圧)交流 母線の全喪失	×	「外部電源喪失」のサポート系としてモデル化するため対象外とする。
安全系直流母線 の全喪失	×	

第 3.1.4.2-6 表 内部事象停止時 PRA における起因事象に対する検討

(地震:運転停止時炉心損傷) (2/2)

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
安全系高圧(低圧)交流 母線の部分喪失	×	損傷時には全系列損傷を想定する。
安全系直流母線 の部分喪失	×	
制御用空気系の 全喪失	×	「外部電源喪失」のサポート系として モデル化するため対象外とする。
制御用空気系の 部分喪失	×	損傷時には全系列損傷を想定する。
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 3.1.4.2-7 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
原子炉補機冷却水系の全喪失(海水系の喪失を含む)	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。なお、原子炉補機冷却海水系のポンプ・配管等の損傷により従属的に当該事象に至る場合を含む。
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 3.1.4.2-8 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	0.86～1.26G 未満	原子炉補機冷却水系 の全喪失	制御棒駆動装置 冷却ユニット	0.86G	—
区 分 3	1.26～1.41G 未満	炉心損傷直結 (CV 機能喪失直結を 除く)	蒸気発生器 (冷却材出口 管台)	1.26G	—
区 分 4	1.41～1.42G 未満	原子炉冷却材バウンダ リ機能喪失※	CVCS 抽出配管	1.41G	—
		余熱除去機能喪失※	高圧注入系配管 (C/L 側)		
区 分 5	1.42～3.12G 未満	CV 機能喪失直結	原子炉建屋	1.42G	—
区 分 6	3.12G 以上	水位維持失敗※	充てんポンプ	3.12G	—

※ 本表は、起因事象を引き起こす設備等の HCLPF を整理したものであり、区分 3 の「炉心損傷直結」に包絡される。

第 3.1.4.2-9 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	大容量空冷式発電機からの給電	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	高圧注入による再循環炉心冷却	格納容器スプレイによる再循環格納容器冷却	格納容器内自然対流冷却による格納容器除熱	移動式大容量ポンプ車による補機冷却	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)
				設備	ディーゼル発電機 内燃機関	原子炉補助盤	大容量空冷式発電機	原子炉補助盤	ディーゼル発電機 制御盤	重大事故等 対処用変圧器 受電盤	原子炉補助盤	原子炉補助盤	原子炉補助盤	原子炉補助機冷却水サージタンク 圧力計(SA)	原子炉補助盤	原子炉補助盤
サポート系	影響緩和機能	設備		0.69G	1.32G	1.40G	1.32G	1.12G	1.14G	1.32G	1.32G	1.32G	0.71G	1.14G	1.32G	1.29G
	6.6kV AC 電源	メタルクランプ 開閉装置	1.14G	○	○	●	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	440V AC 電源	パワーセンタ	1.10G	○	○		○	○	●	○	○	○	○	●	●	●
	125V DC 電源	充電器盤	1.60G	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○		○	
	115V AC 電源	原子炉補助建屋	1.79G	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	バッテリー	蓄電池	2.39G	○		○										
	原子炉補機冷却水系	制御棒駆動装置 冷却ユニット	0.86G		●		●	●		●	●	●	○			
	海水系	海水ポンプ	0.98G	○	○		○	○		○	○	○	○			
	移動式大容量ポンプ車	原子炉補助建屋	1.32G												○	○
	再循環切替	原子炉補助盤	1.32G								○	○	○		○	
	RWST	燃料取替用水 タンク	1.26G				○	○	○							
	ディーゼル発電機 室換気系	ディーゼル発電機 制御盤	1.12G	○												
影響緩和機能の HCLPF				0.69G	0.86G	1.14G	0.86G	0.86G	1.10G	0.86G	0.86G	0.86G	0.71G	1.10G	1.10G	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

第 3.1.4.2-10 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	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)	大容量空冷式発電機からの給電
			設備	ディーゼル発電機内燃機関	重大事故等対処用変圧器受電盤	原子炉補助盤	原子炉補助盤	格納容器再循環系ダクト	大容量空冷式発電機
サポート系	影響緩和機能	設備		0.69G	1.14G	1.32G	1.32G	1.29G	1.40G
	6.6kV AC 電源	メタルクラッド開閉装置	1.14G	○	○	○	○	○	●
	440V AC 電源	パワーセンタ	1.10G	○	●	●	●	●	
	125V DC 電源	充電器盤	1.60G	○	○		○		○
	115V AC 電源	原子炉補助建屋	1.79G	○	○	○	○	○	○
	バッテリー	蓄電池	2.39G	○					○
	海水系	海水ポンプ	0.98G	○					
	移動式大容量ポンプ車	原子炉補助盤	1.32G				○	○	
	再循環切替	原子炉補助盤	1.32G				○		
	RWST	燃料取替用水タンク	1.26G		○				
	ディーゼル発電機室換気系	ディーゼル発電機制御盤	1.12G	○					
影響緩和機能の HCLPF				0.69G	1.10G	1.10G	1.10G	1.10G	1.14G

○: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 3.1.4.2-11 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(加圧器スプレイライン配管)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加圧器逃がし弁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
原子炉補機冷却水系の 全喪失(海水系の喪失を含む)	原子炉補機冷却水のポンプ・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。なお、原子炉補機冷却海水系のポンプ・配管等の損傷により従属的に当該事象に至る場合を含む。
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 3.1.4.2-12 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	0.86～1.14G 未満	原子炉補機冷却水系 の全喪失	制御棒駆動装 置冷却ユニット	0.86G	—
区分 3	1.14～1.26G 未満	主給水管破断	主給水系配管	1.14G	—
		CV 機能喪失直結	蒸気発生器 (上部胴支持構 造物用スナバ)		
区分 4	1.26～1.32G 未満	炉心損傷直結※ (CV 機能喪失直結を 除く)	蒸気発生器 (冷却材出口管 台)	1.26G	—
区分 5	1.32～1.40G 未満	大破断 LOCA※	加圧器 サージ管	1.32G	—
		中破断 LOCA※	加圧器スプレイ ライン配管		
		小破断 LOCA※	加圧器逃し弁 配管		
区分 6	1.40～1.84G 未満	主蒸気管破断※ (主蒸気隔離弁上流)	主蒸気系配管	1.40G	—
区分 7	1.84G 以上	主蒸気管破断※ (主蒸気隔離弁下流)	主蒸気ライン 圧力計	1.84G	—

※ 本表は、起因事象を引き起こす設備等の HCLPF を整理したものであり、区分 3 の「CV 機能喪失直結」に包絡される。

第 3.1.4.2-13 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	イグナイタ及び静的水素再結合装置による水素処理	加圧器逃がし弁(空素ポンペ)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)
			設備	大容量空冷式発電機	主給水配管	重大事故等対処用制御盤	格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ)	重大事故等対象用変圧器受電盤	格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ)
サポート系	影響緩和機能	設備		1.40G	1.14G	1.72G	1.18G	1.14G	1.18G
	6.6kV AC 電源	メタルクラッド開閉装置	1.14G	●	○	○	○	○	○
	440V AC 電源	パワースェンタ	1.10G		●	●	●	●	●
	125V DC 電源	充電器盤	1.60G	○			○	○	○
	115V AC 電源	原子炉補助建屋	1.79G	○	○	○	○	○	○
	バッテリー	蓄電池	2.39G	○					
	移動式大容量ポンプ車	原子炉補助盤	1.32G						○
	RWST	燃料取替用水タンク	1.26G					○	
	中央制御室空調系(被ばく低減)	運転員控室給気加熱コイル	1.18G					○	○
	アニュラス空気浄化系	格納容器排気筒	1.21G					○	○
影響緩和機能の HCLPF				1.14G	1.10G	1.10G	1.10G	1.10G	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

第 3.1.4.2-14 表 選定した起因事象の概要

起因事象	事象概要
原子炉補機冷却水系の全喪失	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 燃料損傷直結	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り、事象緩和手段が無く燃料損傷を回避できない事象

第 3.1.4.2-15 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	0.86～1.42G 未満	原子炉補機冷却水系 の全喪失 (SFP 冷却機能喪失)	制御棒駆動 装置冷却 ユニット	0.86G	「原子炉補機冷却 水系の全喪失」に伴い、従属 的に「SFP 冷却 機能喪失」が発生する。
区 分 3	1.42G 以上	SFP 燃料損傷直結	使用済燃料 ピット	1.42G	—

第 3.1.4.2-16 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 内燃機関	使用済燃料ピットゲート	使用済燃料ピット脱塩塔	タンクホーリ 水中ポンプ用発電機
サポート系	影響緩和機能	設備		0.69G	1.05G	1.11G	1.40G
	6.6kV AC 電源	メタルクラッド 開閉装置	1.14G	○	○	○	
	440V AC 電源	パワーセンタ	1.10G	○	○	●	
	125V DC 電源	充電器盤	1.60G	○	○		
	115V AC 電源	原子炉補助建屋	1.79G	○	○	○	
	バッテリー	蓄電池	2.39G	○			
	原子炉補機 冷却水系	制御棒駆動装置 冷却ユニット	0.86G		●		
	海水系	海水ポンプ	0.98G	○	○		
	ディーゼル発電機室 換気系	ディーゼル発電機 制御盤	1.12G	○			
影響緩和機能の HCLPF				0.69G	0.86G	1.10G	1.40G

○: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

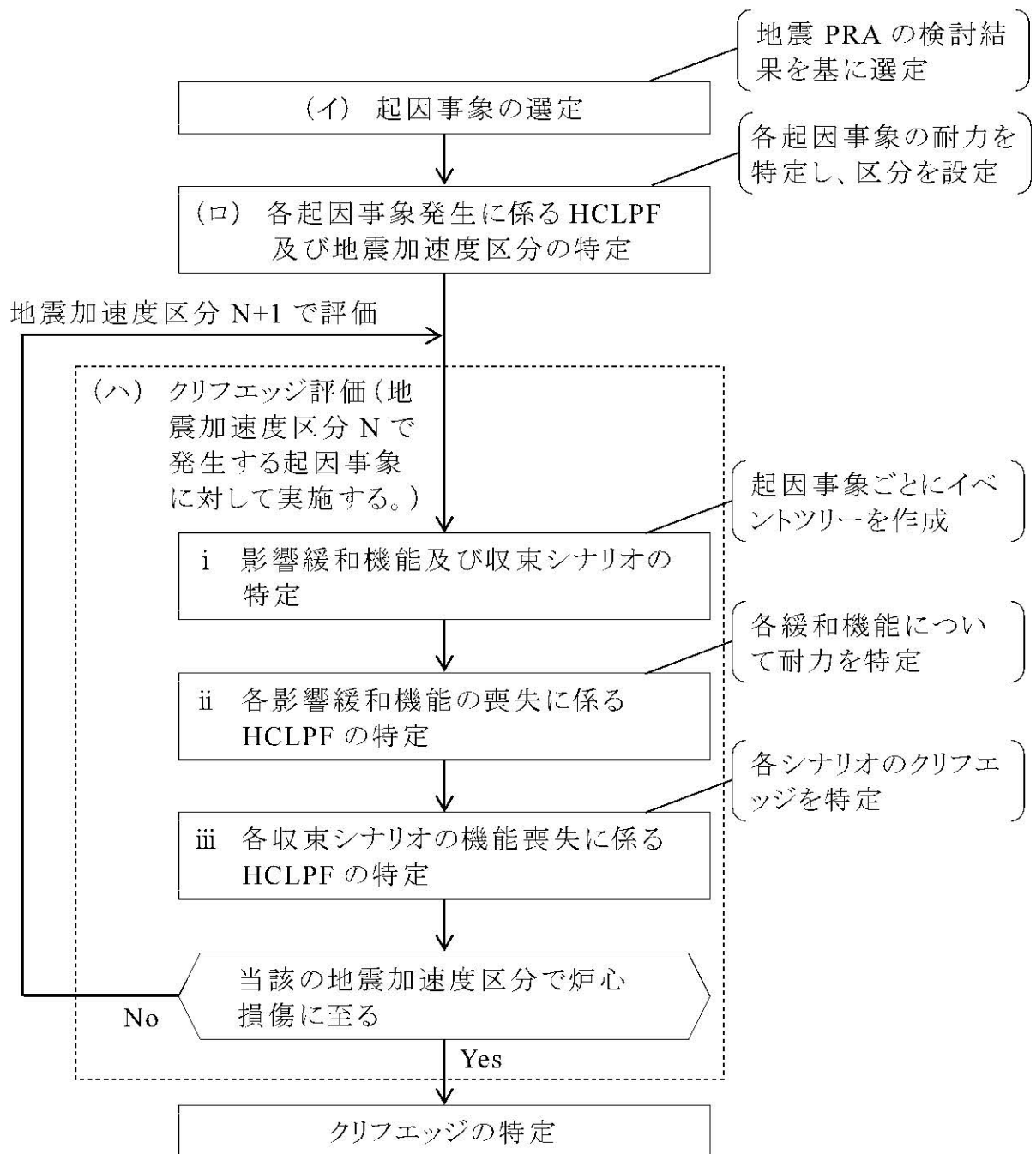
●:○に該当する項目のうち、各緩和機能のうち最も HCLPF の小さい項目であることを示す

第 3.1.4.2-17 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))

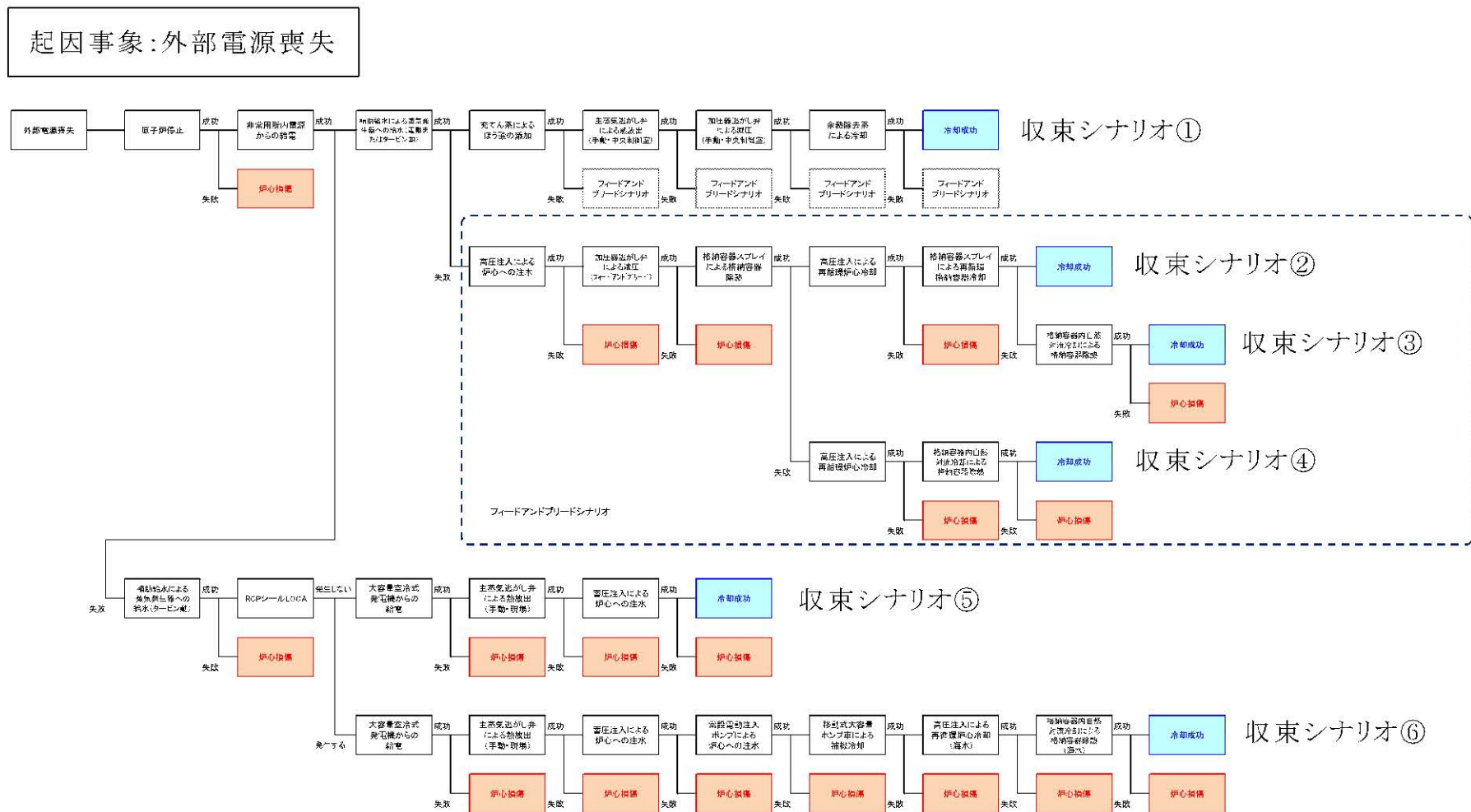
			フロントライン系			
			影響緩和機能	非常用所内電源からの給電	燃料取替用水ポンプによる注水	SFP 補給川水中ポンプによる海水注水
			設備	ディーゼル発電機 内燃機関	使用済燃料ピット脱塩塔	タンクローリ 水中ポンプ用発電機
サポート系	影響緩和機能	設備		0.69G	1.11G	1.40G
	6.6kV AC 電源	メタルクラッド 開閉装置	1.14G	○	○	
	440V AC 電源	パワーセンタ	1.10G	○	●	
	125V DC 電源	充電器盤	1.60G	○		
	115V AC 電源	原子炉補助建屋	1.79G	○	○	
	バッテリー	蓄電池	2.39G	○		
	海水系	海水ポンプ	0.98G	○		
	ディーゼル発電機主 換気系	ディーゼル発電機 制御盤	1.12G	○		
影響緩和機能の HICLPF				0.69G	1.10G	1.40G

○: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

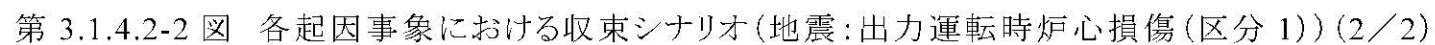
●:○に該当する項目のうち、各緩和機能のうち最も HICLPF の小さい項目であることを示す

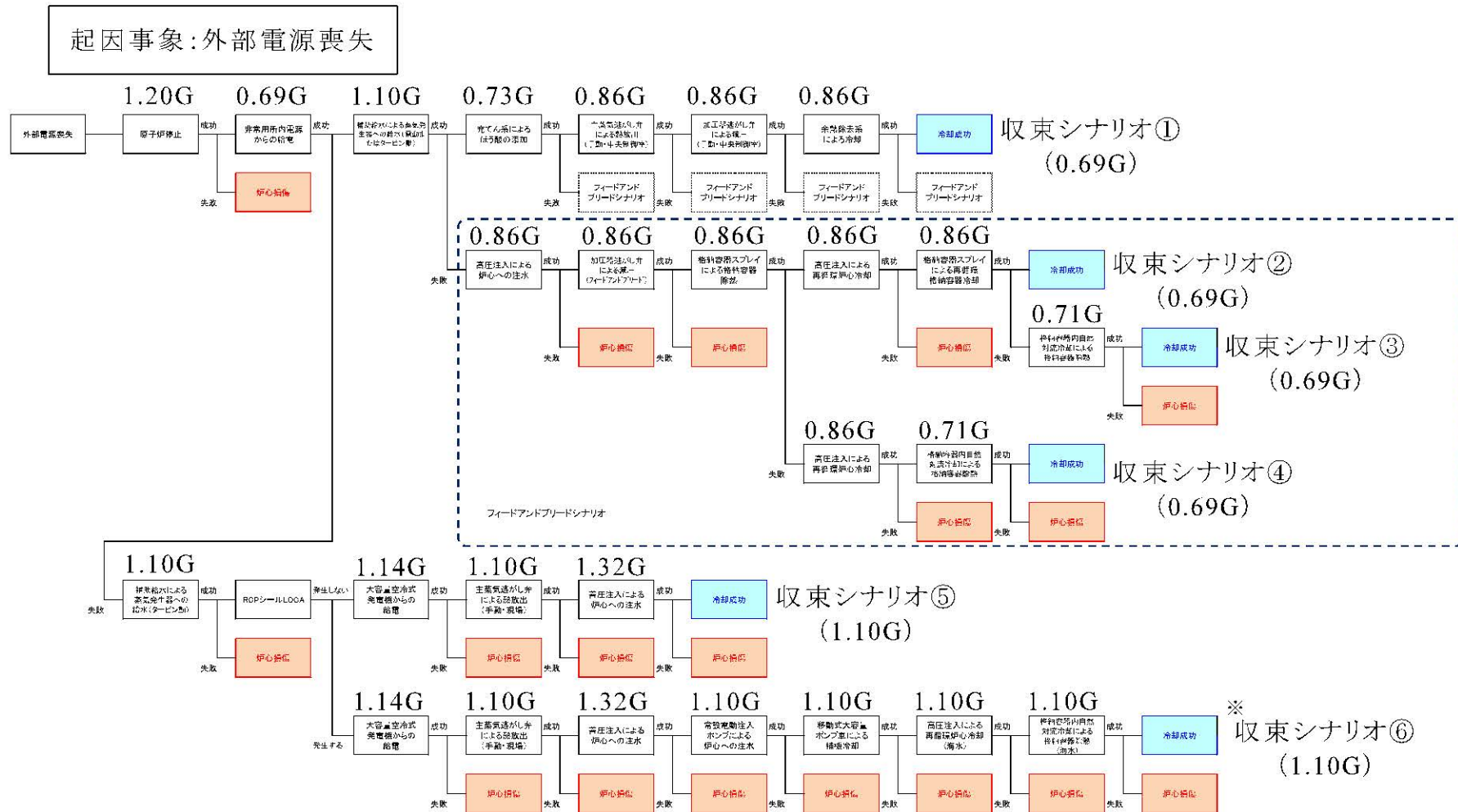


第 3.1.4.2-1 図 クリフエッジの特定に係るフロー図(地震:出力運転時炉心損傷)



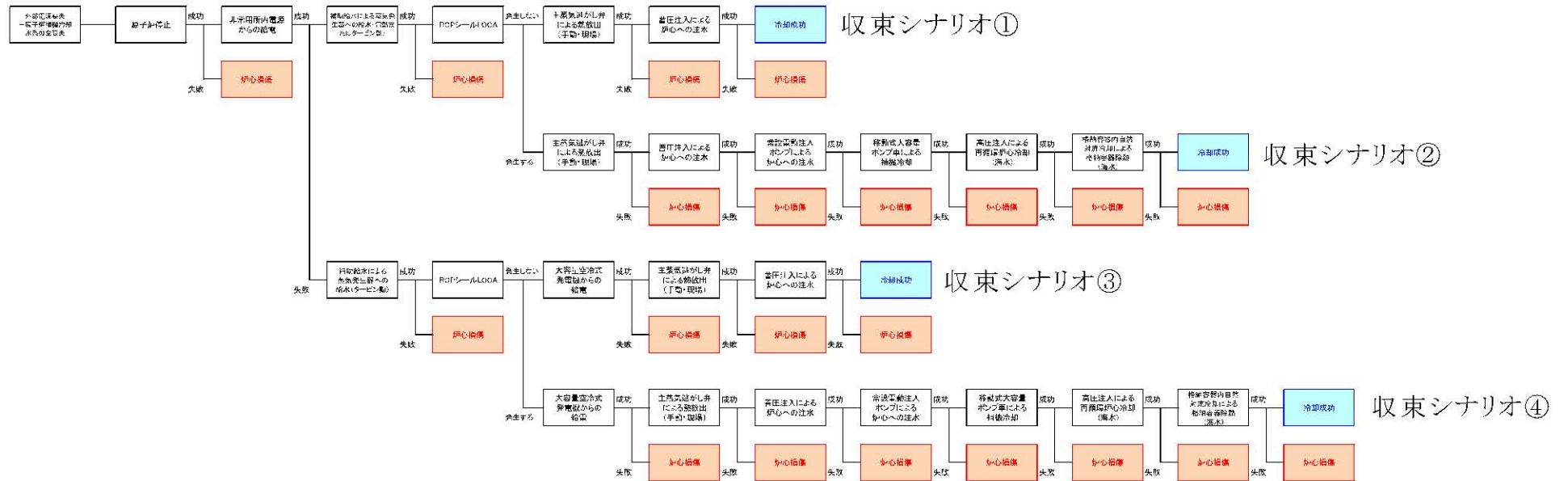
第 3.1.4.2-2 図 各起因事象における収束シナリオ(地震：出力運転時炉心損傷(区分 1))(1/2)



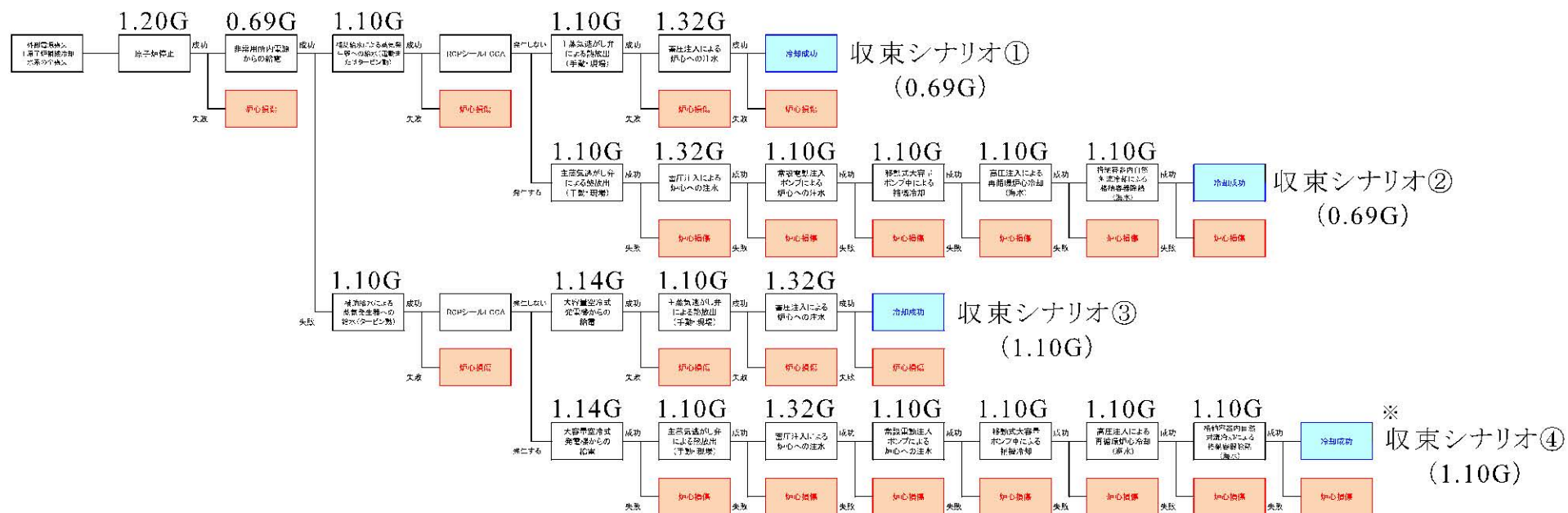


第 3.1.4.2-3 図 各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF 及びクリフエッジ評価(地震:出力運転時炉心損傷(区分 1))

起因事象：外部電源喪失＋原子炉補機冷却水系の全喪失

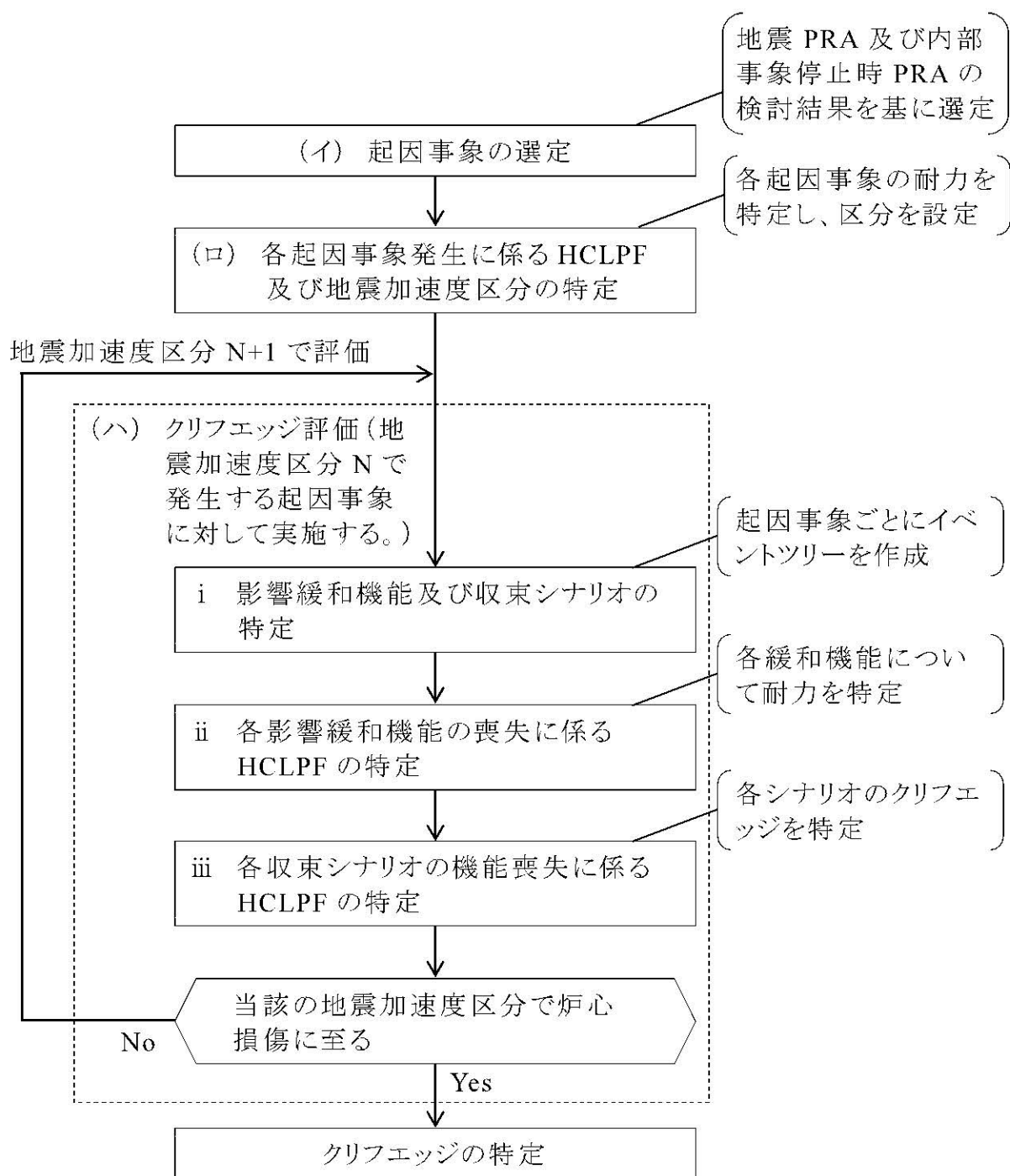


第 3.1.4.2-4 図 各起因事象における収束シナリオ(地震：出力運転時炉心損傷(区分 2))

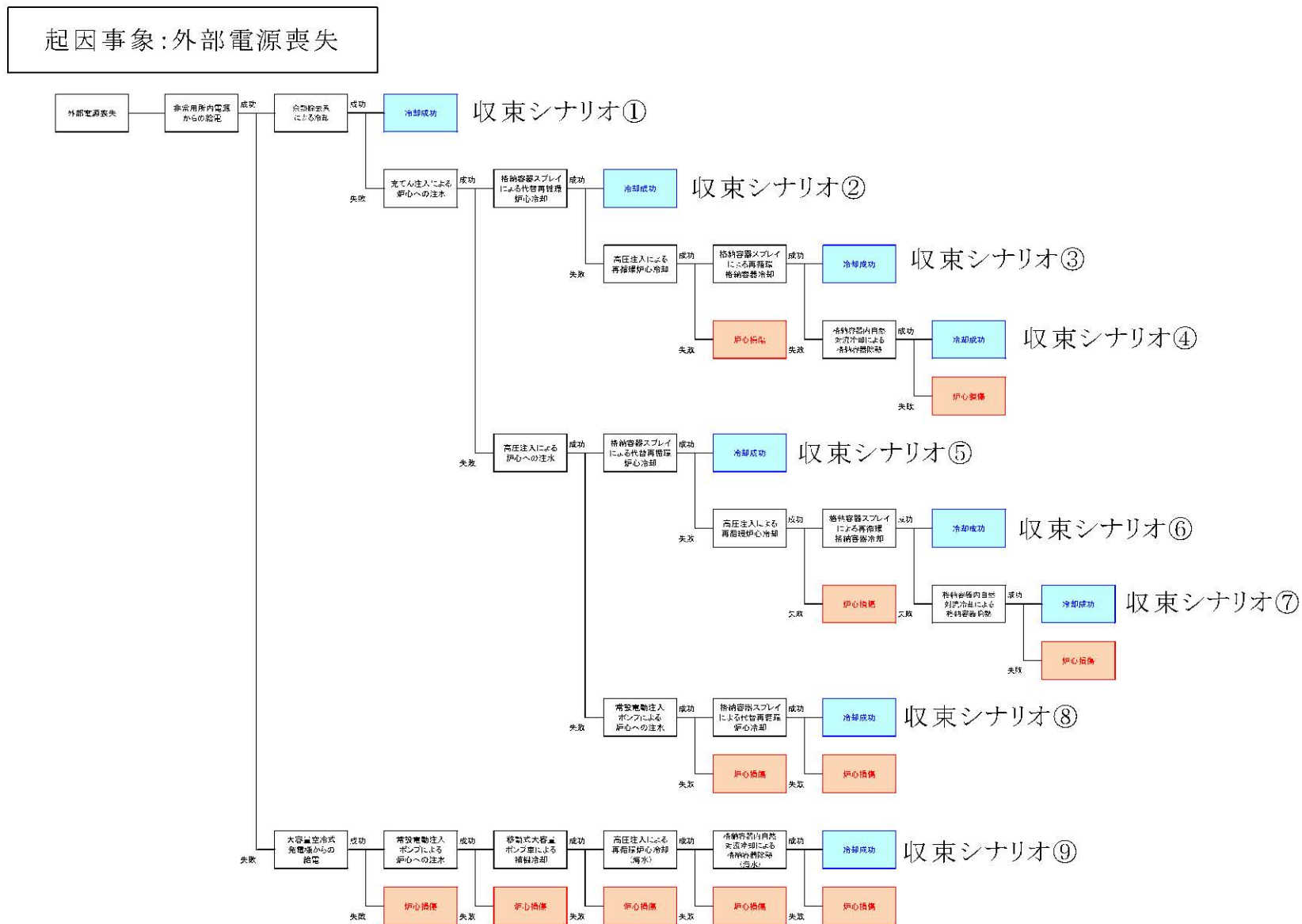


※地震加速度 0.82~1.10G 未満の範囲において、RCP シール LOCA の発生を想定しないが、参考として発生した場合の収束シナリオの耐力を記載

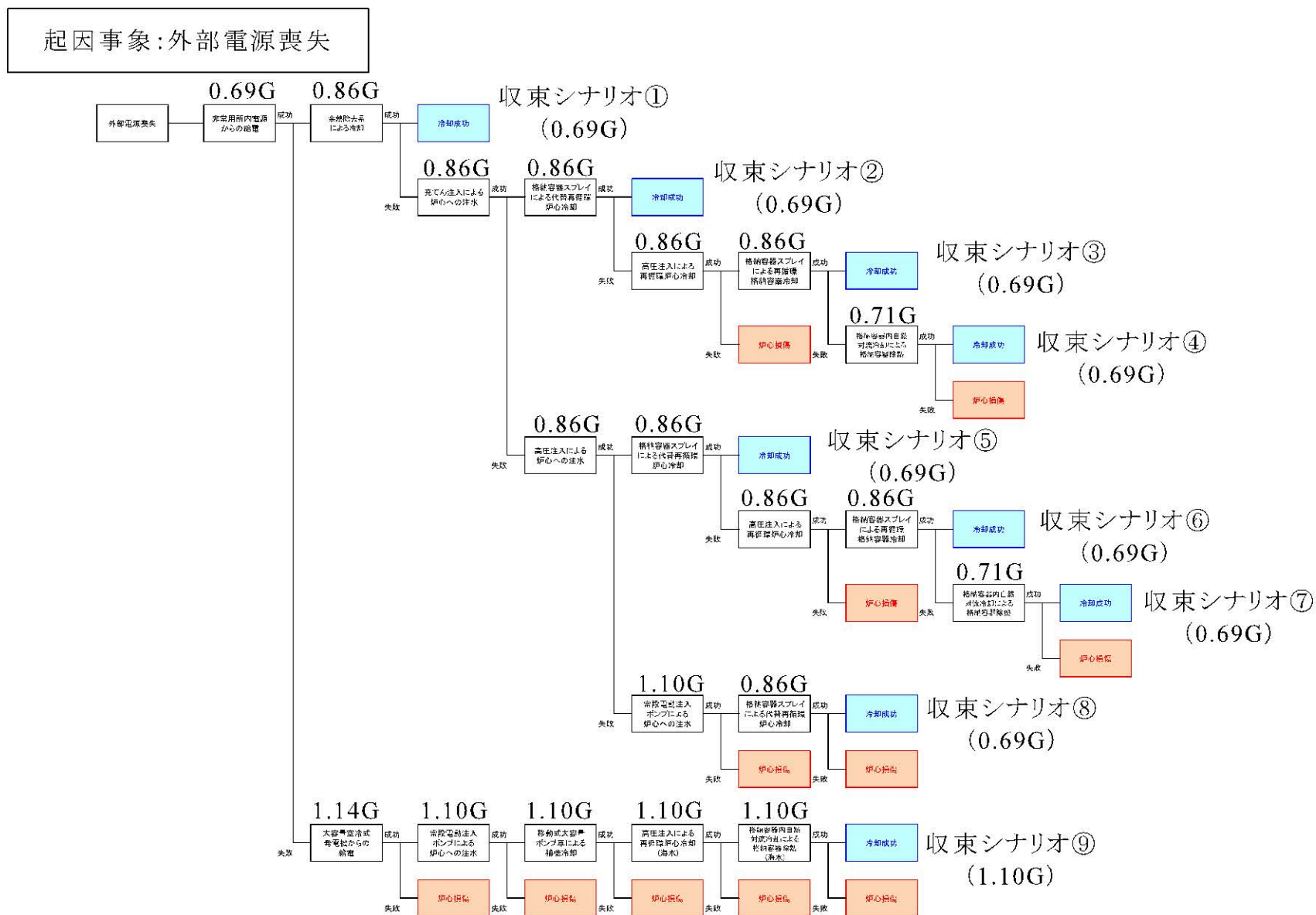
第 3.1.4.2-5 図 各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF 及びクリフエッジ評価(地震:出力運転時炉心損傷(区分 2))



第 3.1.4.2-6 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)

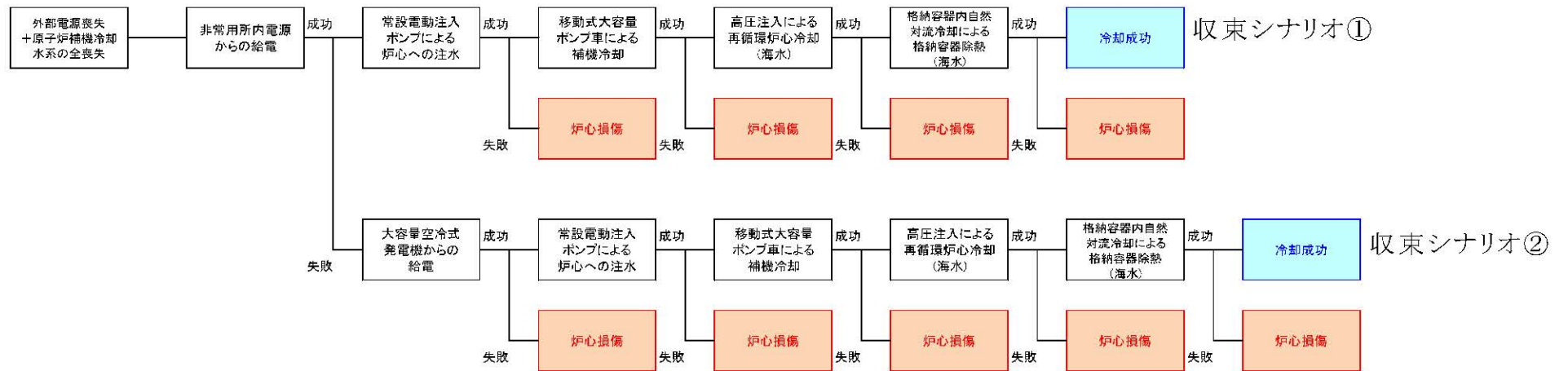


第 3.1.4.2-7 図 各起因事象における収束シナリオ(地震:運転停止時炉心損傷(区分 1))



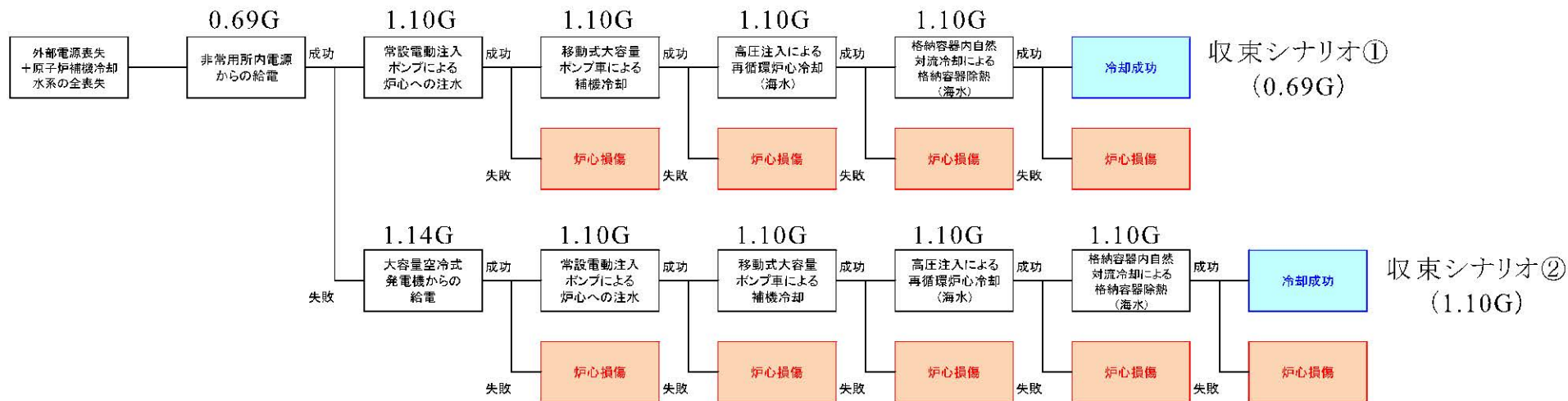
第 3.1.4.2-8 図 各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF 及びクリフエッジ評価 (地震: 運転停止時炉心損傷 (区分 1))

起因事象:外部電源喪失+原子炉補機冷却水系の全喪失

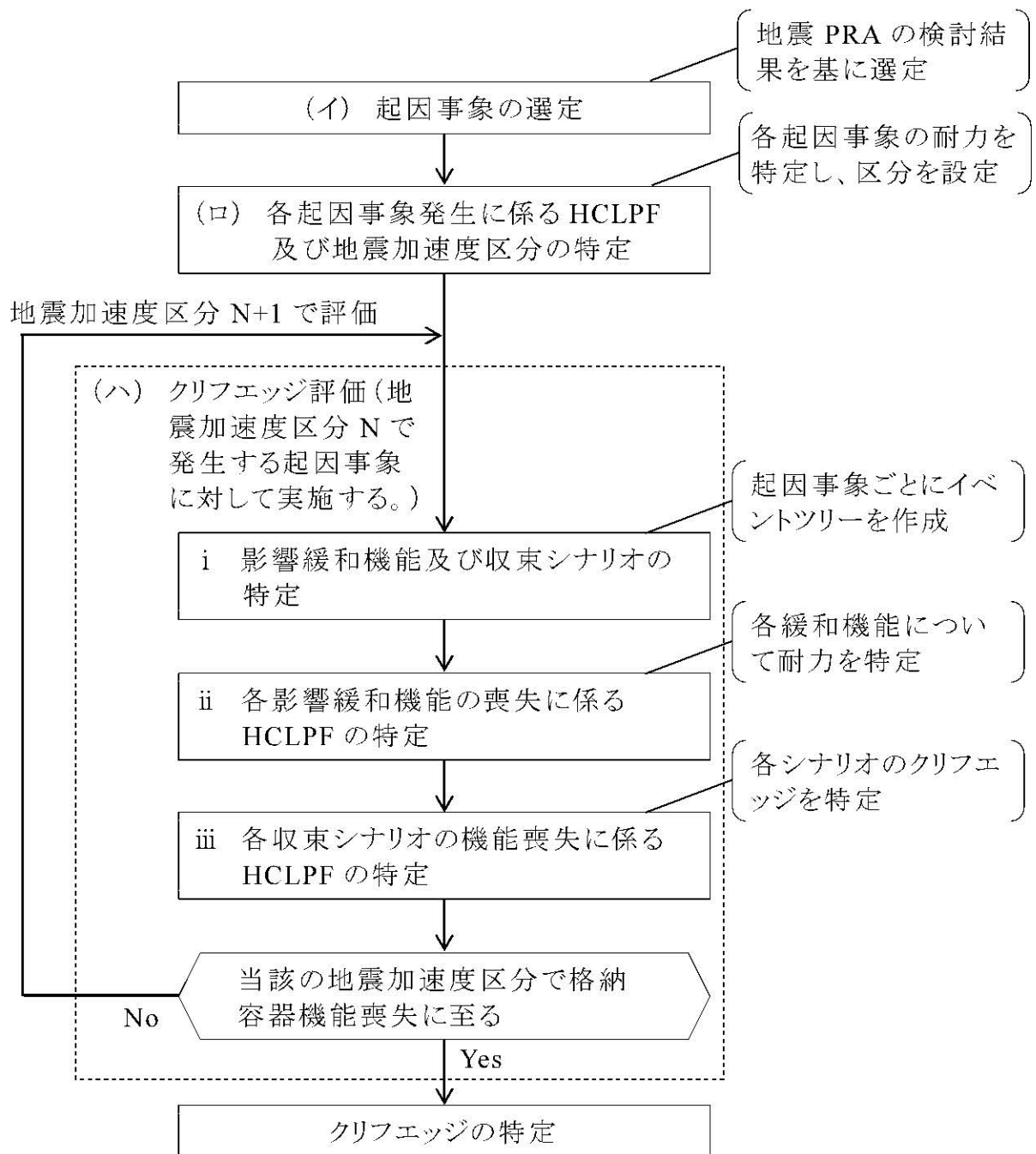


第 3.1.4.2-9 図 各起因事象における収束シナリオ(地震:運転停止時炉心損傷(区分 2))

起因事象：外部電源喪失＋原子炉補機冷却水系の全喪失

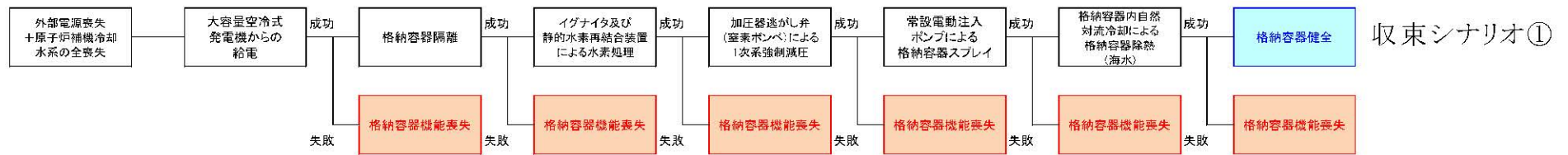


第 3.1.4.2.1-10 図 各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF 及びクリフエッジ評価 (地震：運転停止時炉心損傷 (区分 2))



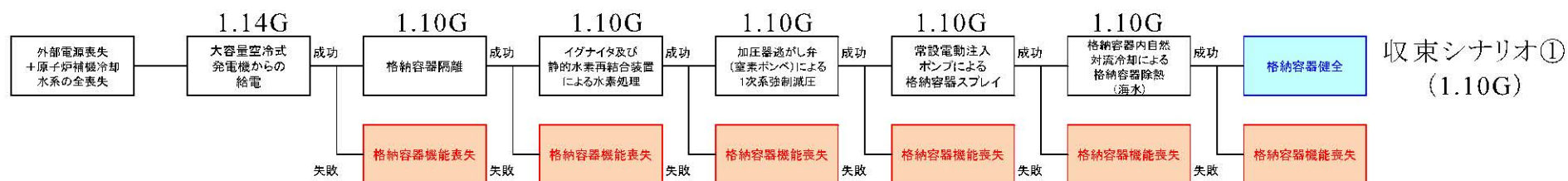
第 3.1.4.2-11 図 クリフエッジの特定に係るフロー図(地震:格納容器機能喪失)

起因事象：外部電源喪失＋原子炉補機冷却水系の全喪失

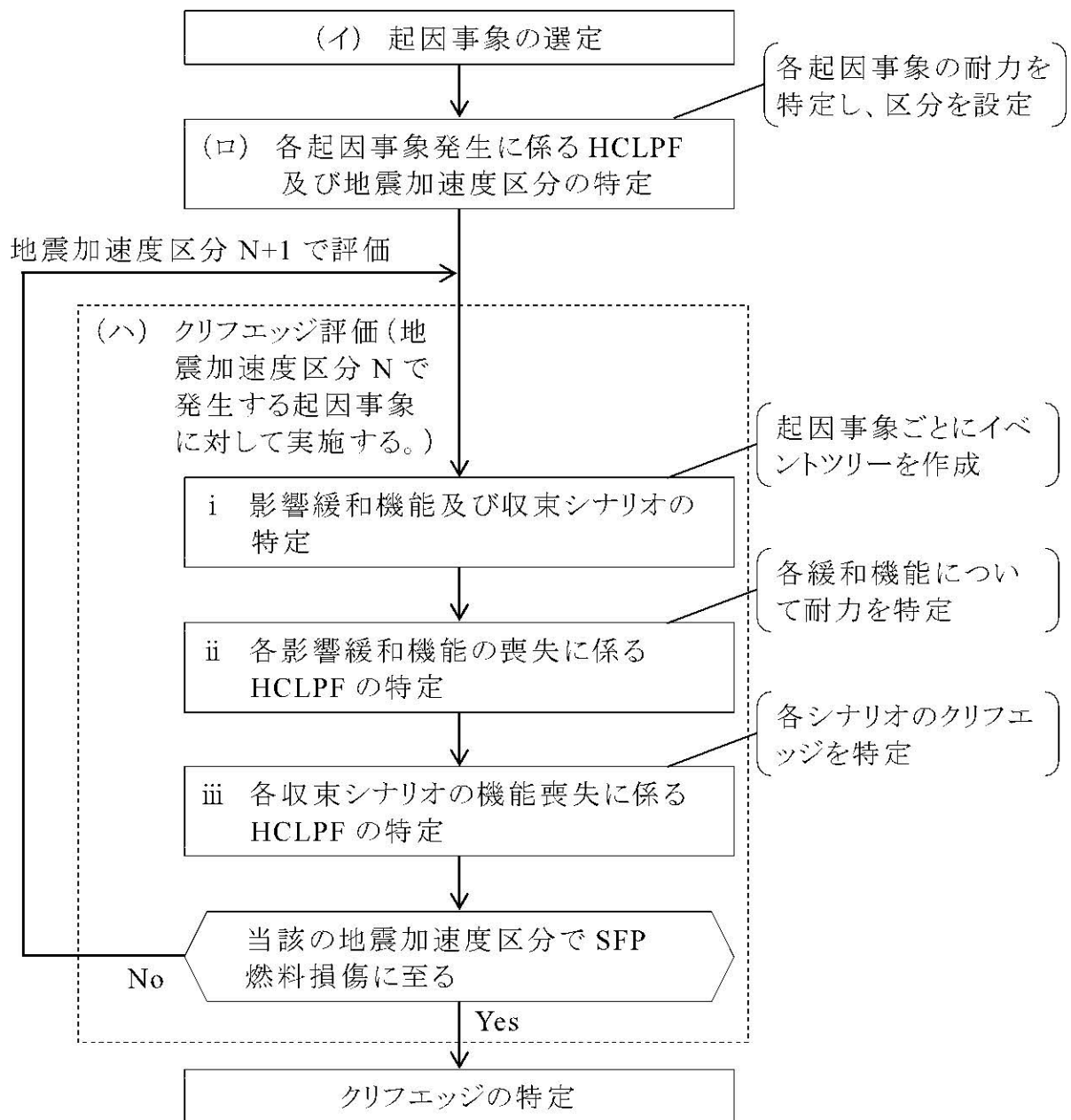


第 3.1.4.2-12 図 各起因事象における収束シナリオ(地震：格納容器機能喪失(区分 2))

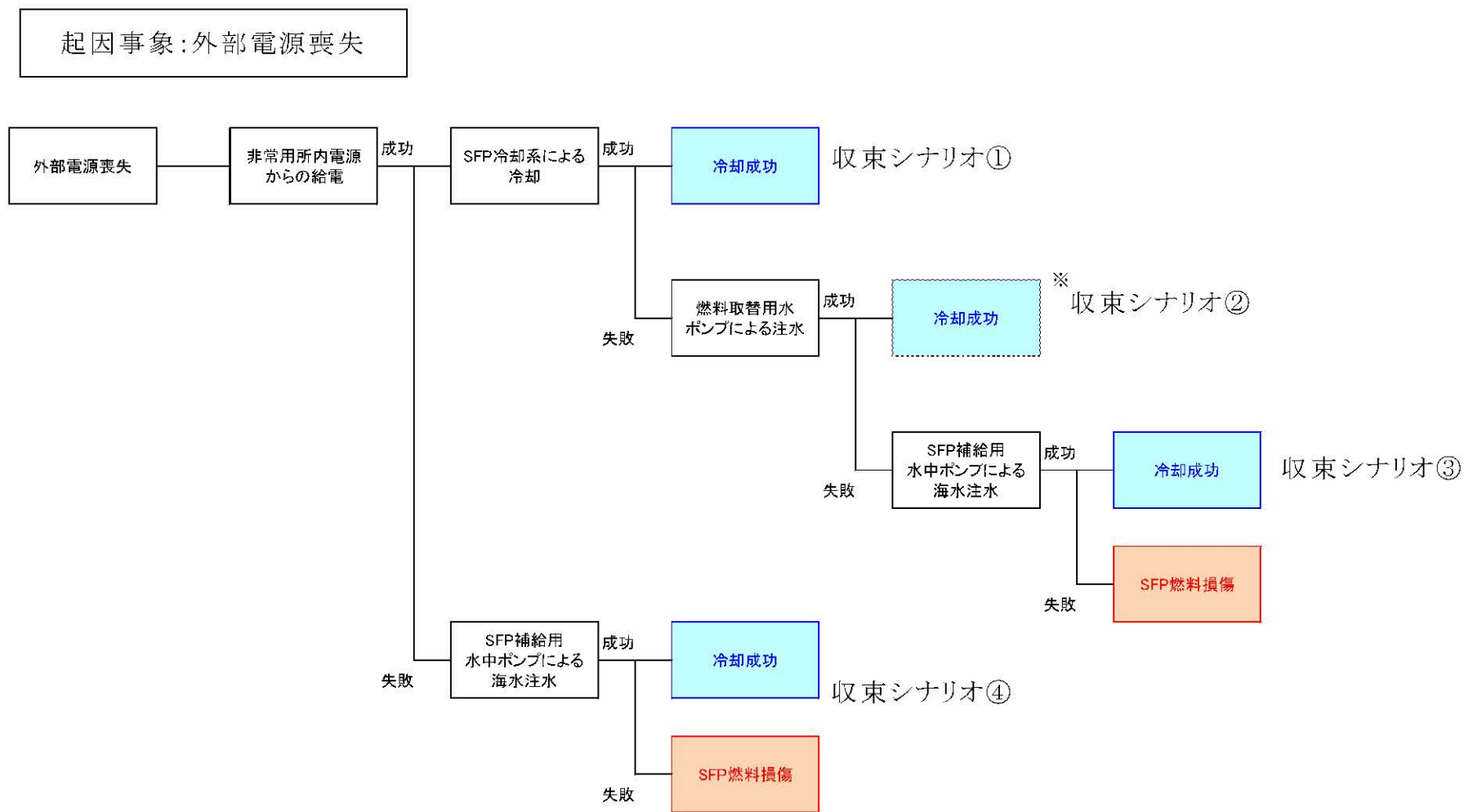
起因事象：外部電源喪失＋原子炉補機冷却水系の全喪失



第 3.1.4.2-13 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））

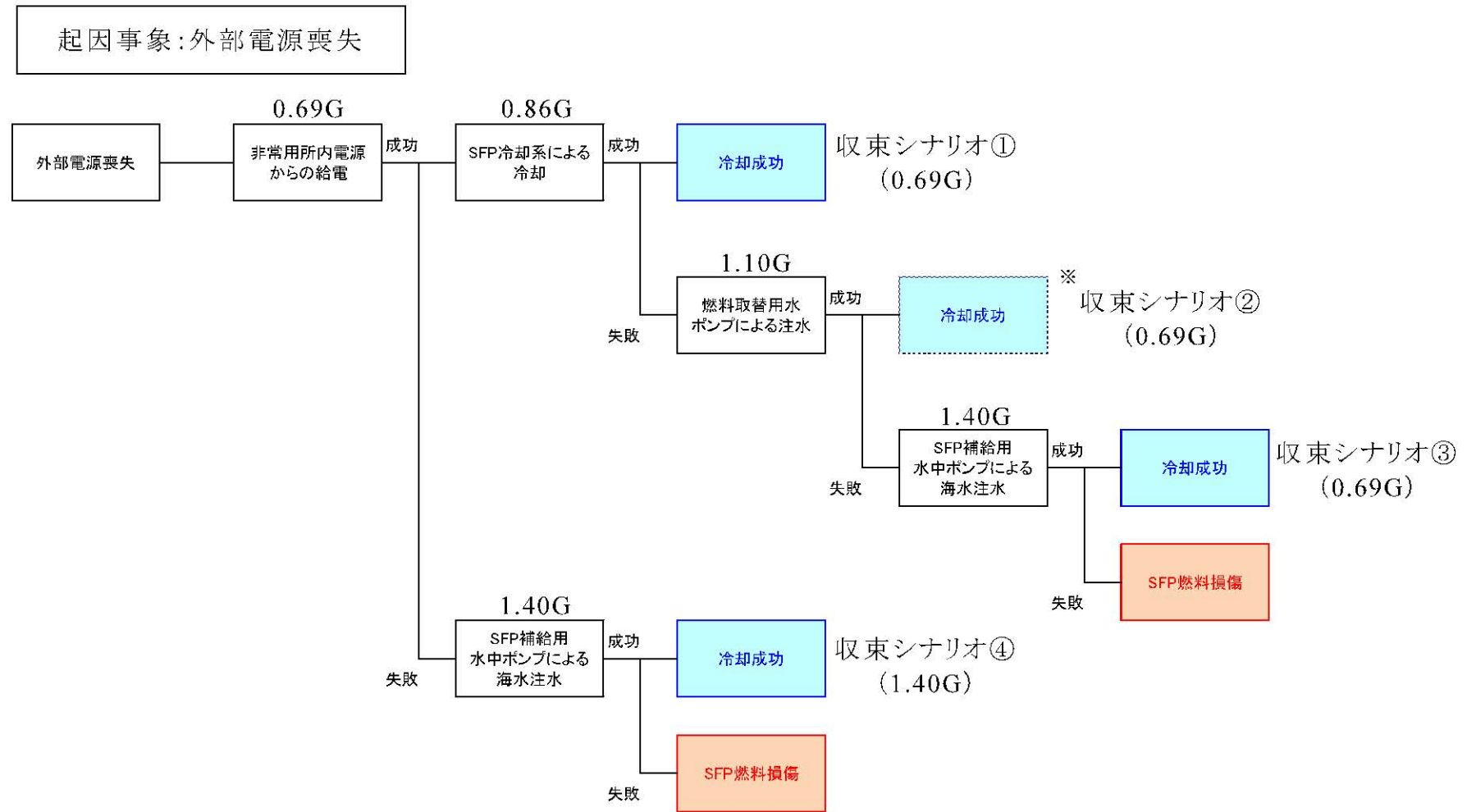


第 3.1.4.2-14 図 クリフエッジの特定に係るフロー図 (地震:SFP 燃料損傷)



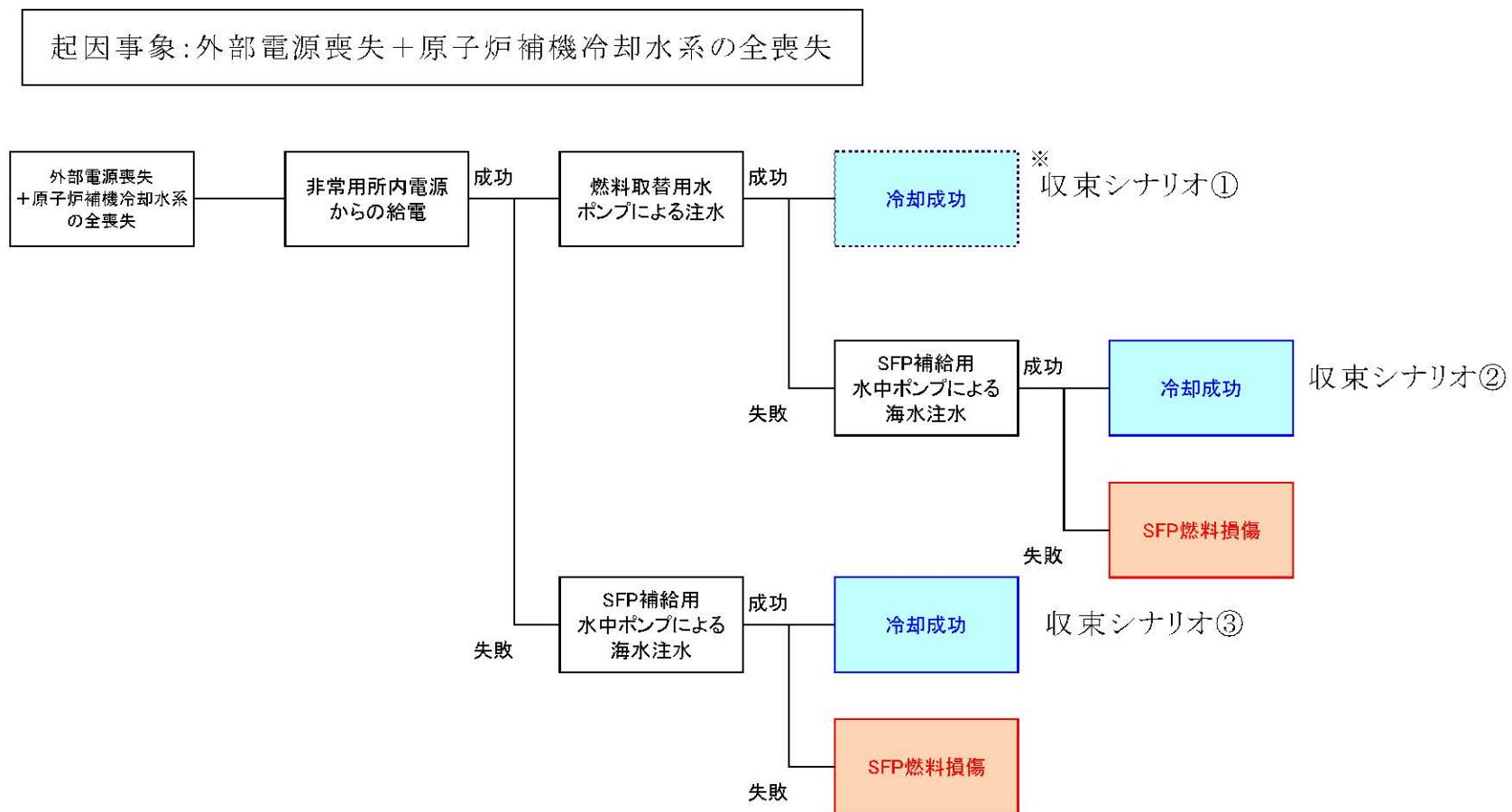
※炉心燃料損傷防止又は格納容器機能喪失防止に燃料取替用水タンク保有水を使用することを想定し、SFP燃料に対する評価では、当該成功シナリオを評価に含めず、参考として耐力を示す。

第 3.1.4.2-15 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))



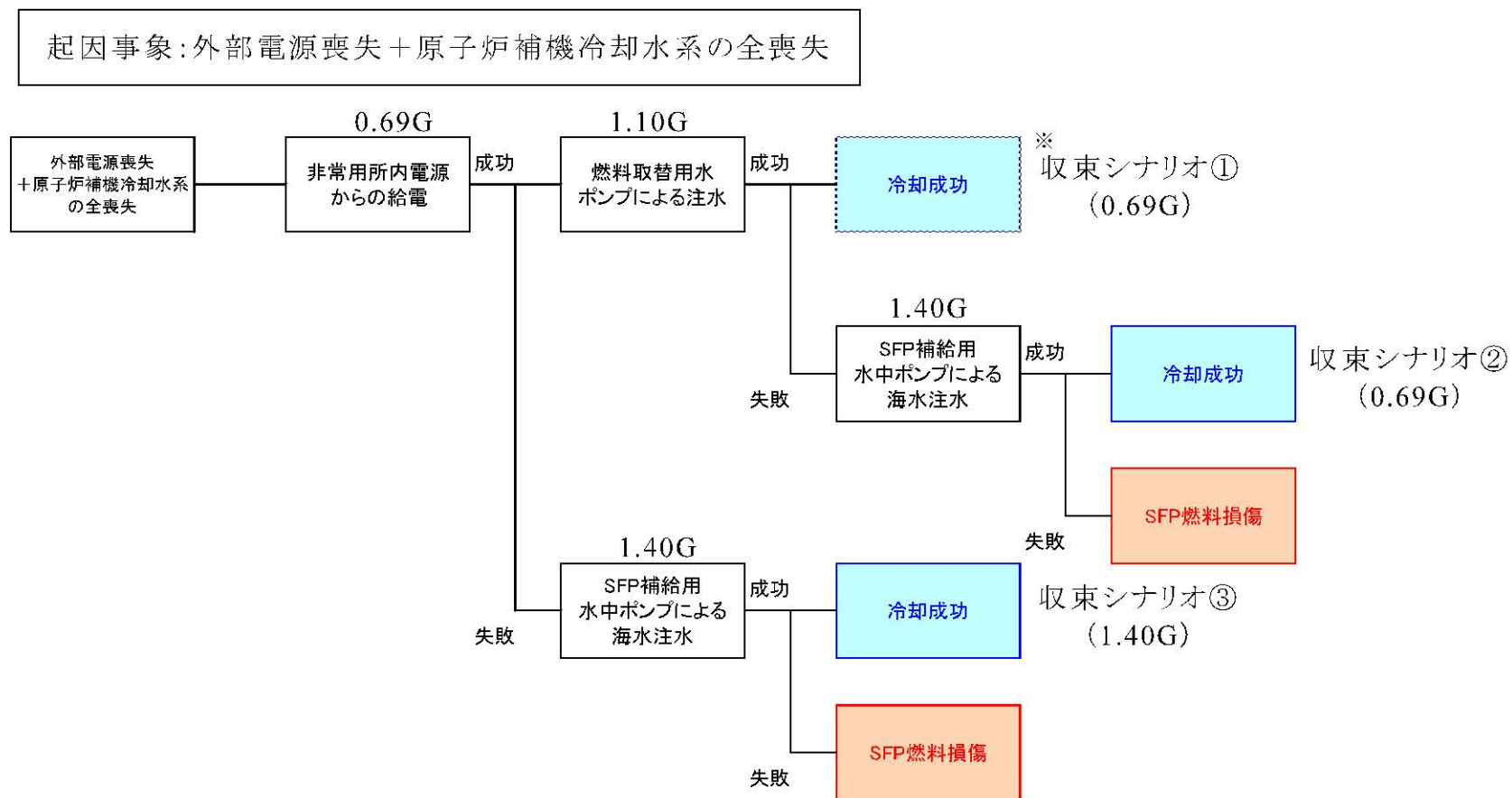
※炉心燃料損傷防止又は格納容器機能喪失防止に燃料取替用水タンク保有水を使用することを想定し、SFP燃料に対する評価では、当該成功シナリオを評価に含めず、参考として耐力を示す。

第 3.1.4.2-16 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))



※炉心燃料損傷防止又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。

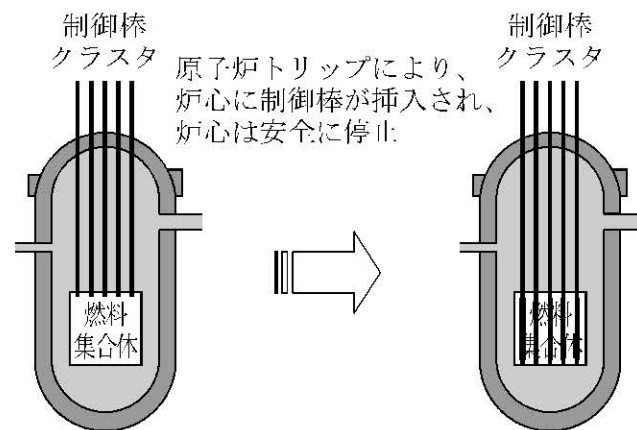
第 3.1.4.2-17 図 各起 因 事 象 に お け る 収 束 シ ナ リ オ (地 震 : SFP 燃 料 損 傷 (区 分 2))



※炉心燃料損傷防止又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。

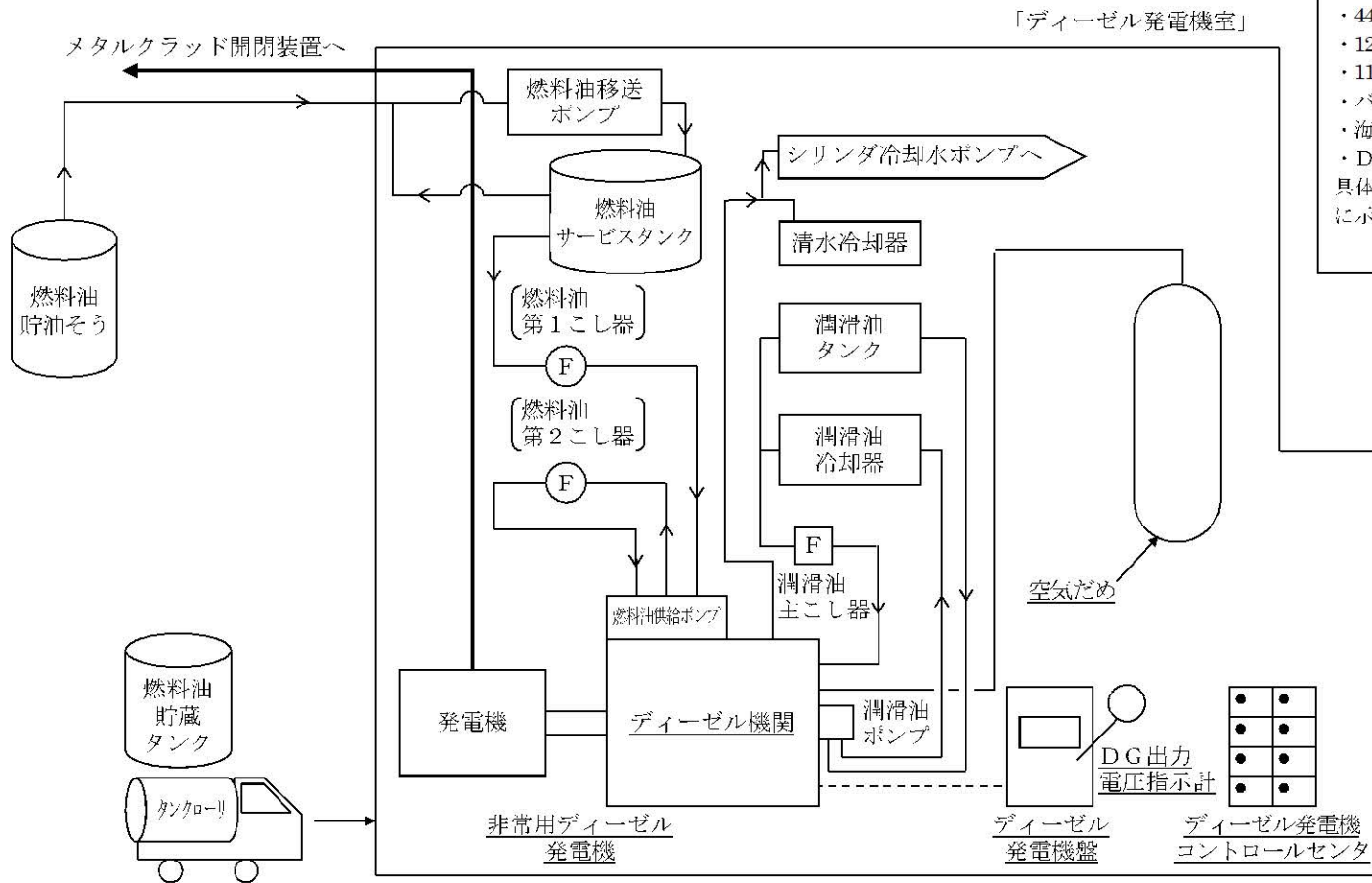
第 3.1.4.2-18 図 各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF 及びクリフエッジ評価(地震:SFP 燃料損傷(区分 2))

原子炉停止（フロントライン系）



第3.1.4.2-19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)(1/26)

非常用所内電源からの給電（フロントライン系）



必要なサポート系は以下のとおり

- ・ 6.6kV AC電源 (18/26)
- ・ 440V AC電源 (18/26)
- ・ 125V DC電源 (18/26)
- ・ 115V AC計装用電源 (18/26)
- ・ バッテリー (18/26)
- ・ 海水系 (19/26)
- ・ D/G室換気系 (22/26)

具体的な系統については、() のページに示す。

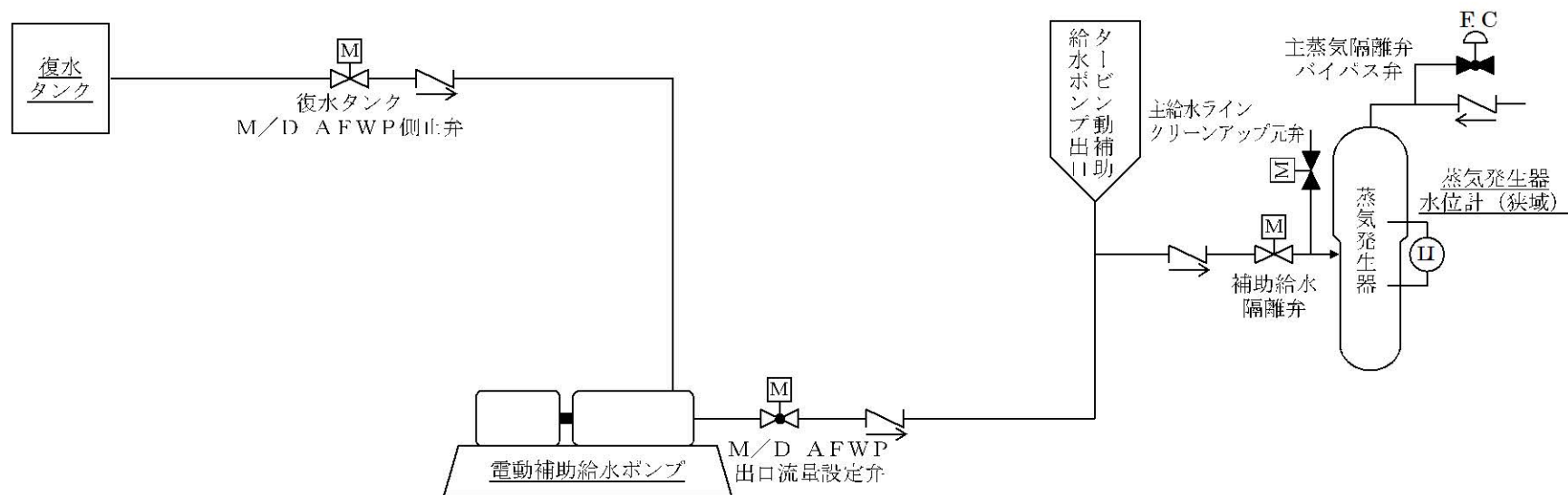
第3.1.4.2-19図 各影響緩和機能の系統概要図(地震:出力運転時炉心損傷、運転停止時炉心損傷、SFP燃料損傷) (2/26)

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）

必要なサポート系は以下のとおり

- ・ 6.6kV AC電源（18/26）
- ・ 440V AC電源（18/26）
- ・ 125V DC電源（18/26）
- ・ 115V AC計装用電源（18/26）
- ・ 海水系（19/26）
- ・ 中間補機棟空調系（23/26）
- ・ 空調用冷水系（24/26）

具体的な系統については、（ ）のページに示す。



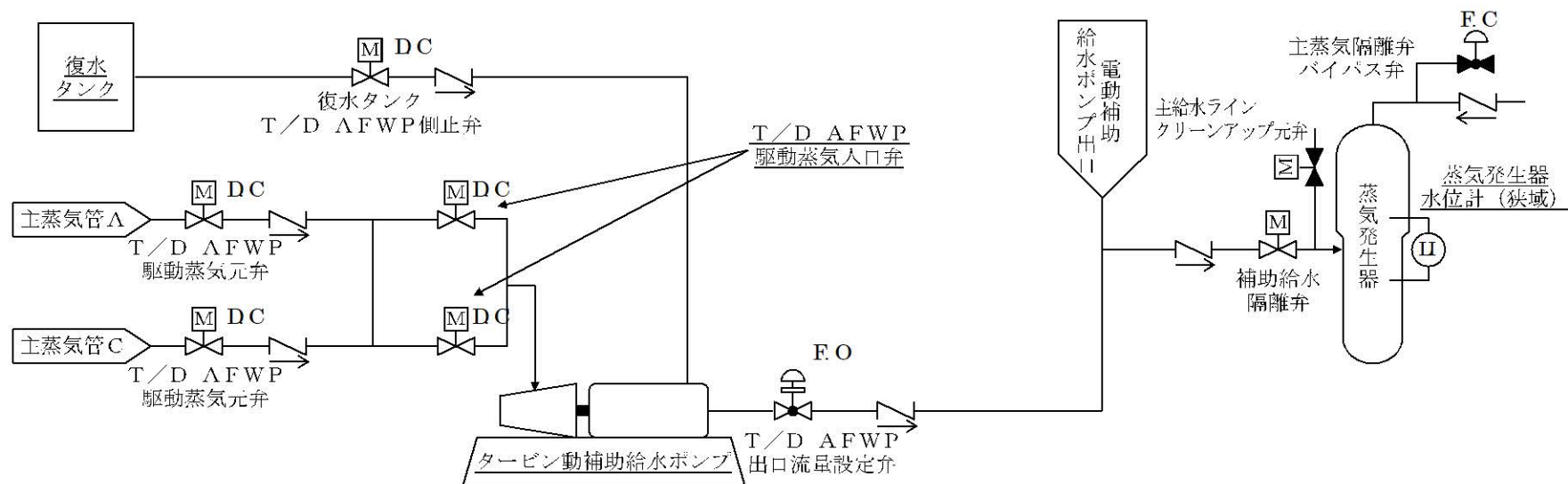
第3.1.4.2-19図 各影響緩和機能の系統概要図(地震:出力運転時炉心損傷) (3/26)

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）

必要なサポート系は以下のとおり

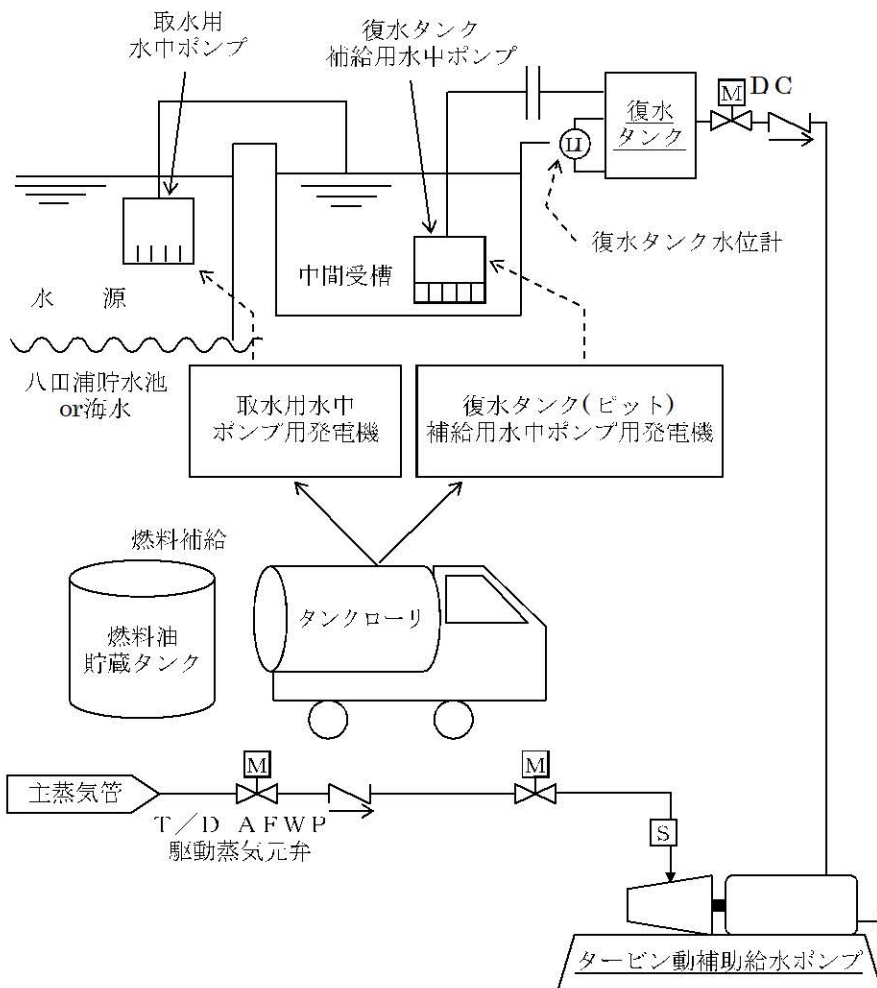
- ・ 6.6kV AC電源 (18/26)
- ・ 440V AC電源 (18/26)
- ・ 125V DC電源 (18/26)
- ・ 115V AC計装用電源 (18/26)
- ・ バッテリー (18/26)

具体的な系統については、() のページに示す。



第3.1.4.2-19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) (4/26)

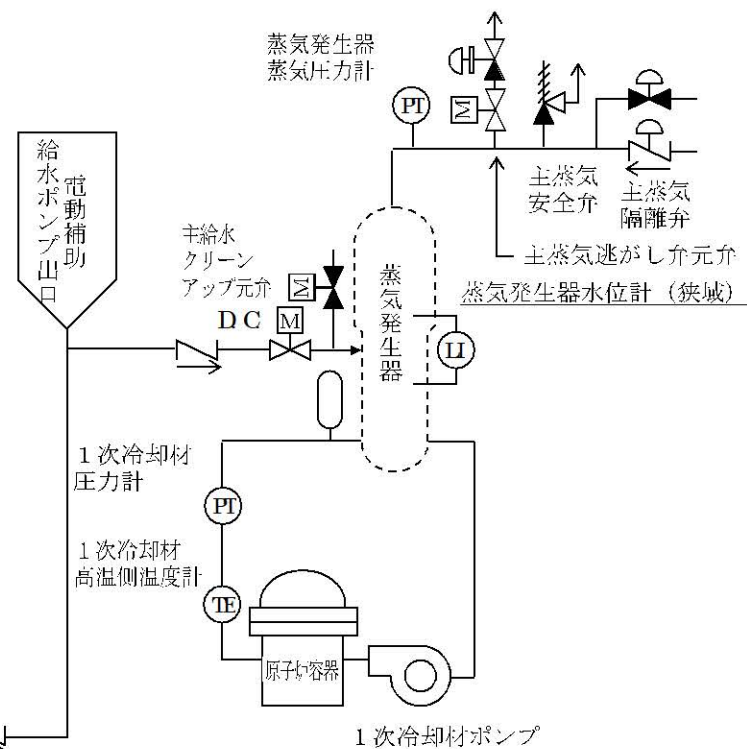
主蒸気逃がし弁による熱放出（手動・現場）（フロントライン系）



必要なサポート系は以下のとおり

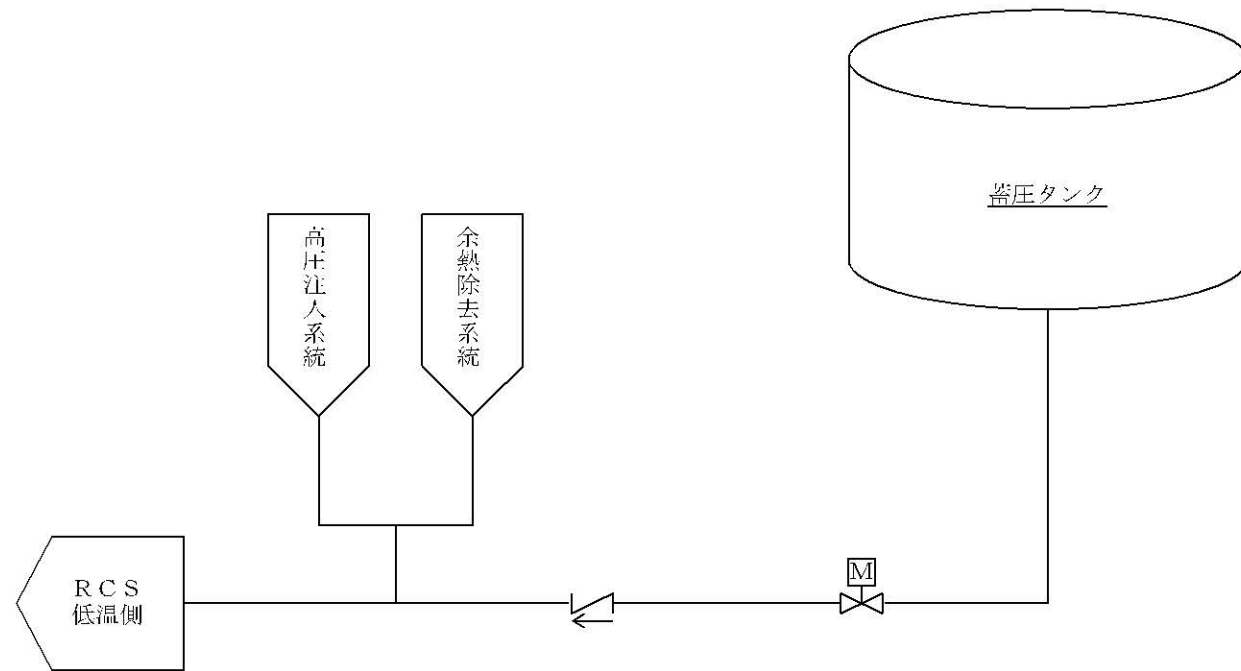
- ・ 6.6kV AC電源 (18/26)
- ・ 440V AC電源 (18/26)
- ・ 115V AC計装用電源 (18/26)

具体的な系統については、() のページに示す。



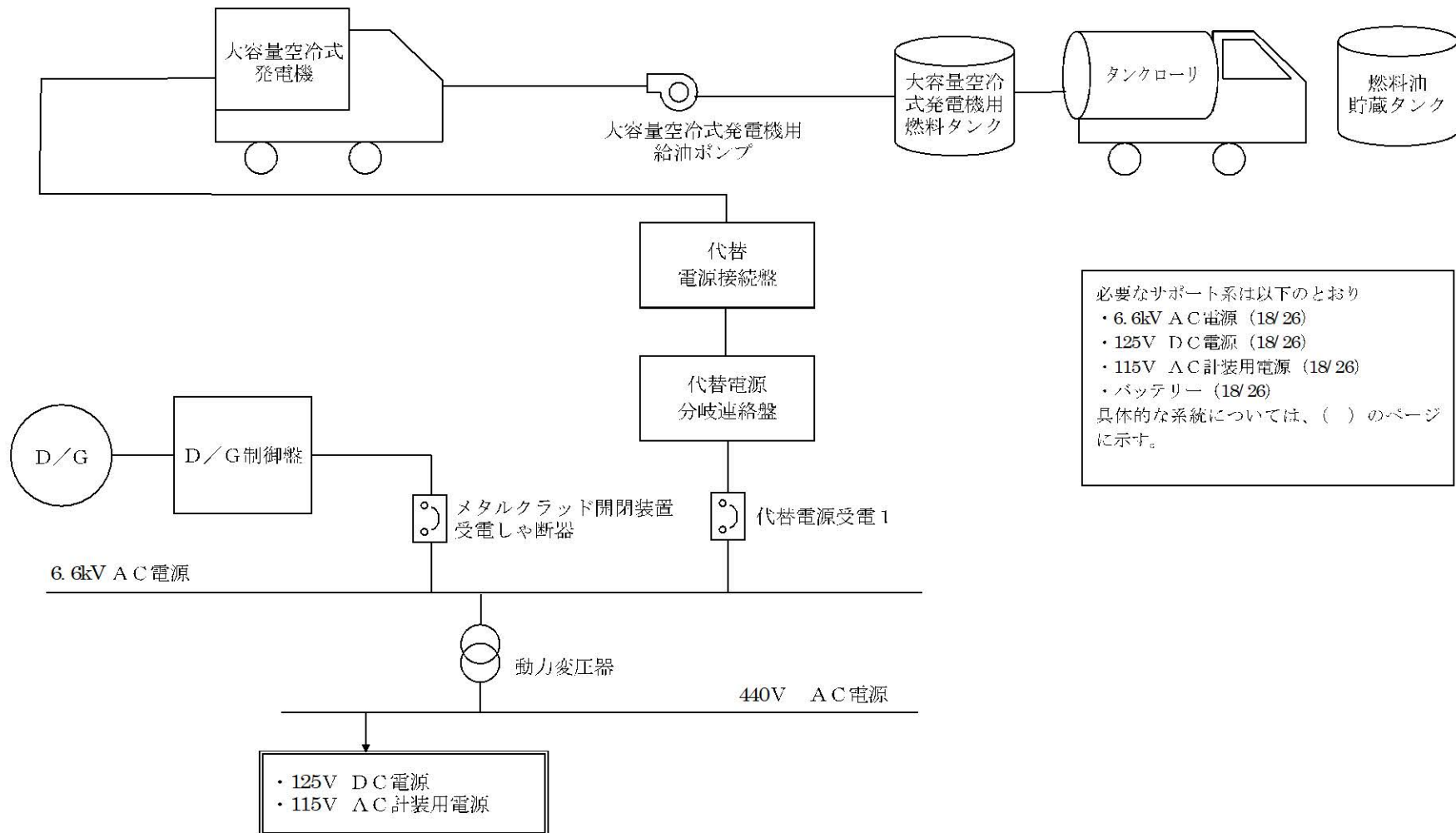
第3.1.4.2-19図 各影響緩和機能の系統概要図(地震:出力運転時炉心損傷) (5/26)

蓄圧注入による炉心への注水（フロントライン系）



第3.1.4.2-19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) (6/26)

大容量空冷式発電機からの給電（フロントライン系）



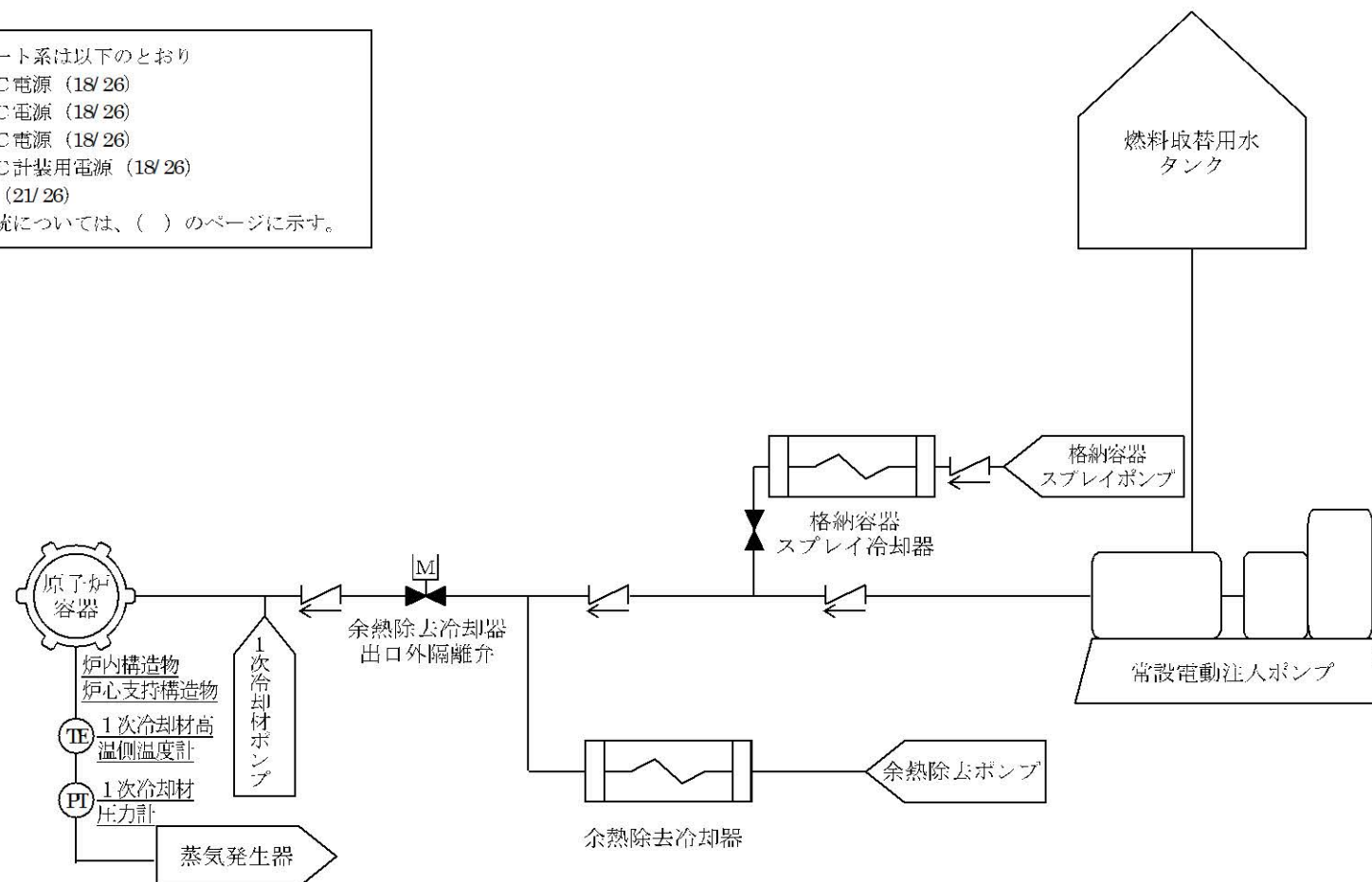
第3.1.4.2-19図 各影響緩和機能の系統概要図(地震:出力運転時炉心損傷、運転停止時炉心損傷、格納容器機能喪失) (7/26)

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）

必要なサポート系は以下のとおり

- ・ 6.6kV AC電源 (18/26)
- ・ 440V AC電源 (18/26)
- ・ 125V DC電源 (18/26)
- ・ 115V AC計装用電源 (18/26)
- ・ RWS T (21/26)

具体的な系統については、() のページに示す。



第3.1.4.2-19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、運転停止炉心損傷)(8/26)

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）

必要なサポート系は以下のとおり

- ・ 6. 6kV AC 電源 (18/ 26)
- ・ 440V AC 電源 (18/ 26)
- ・ 115V AC 計装用電源 (18/ 26)

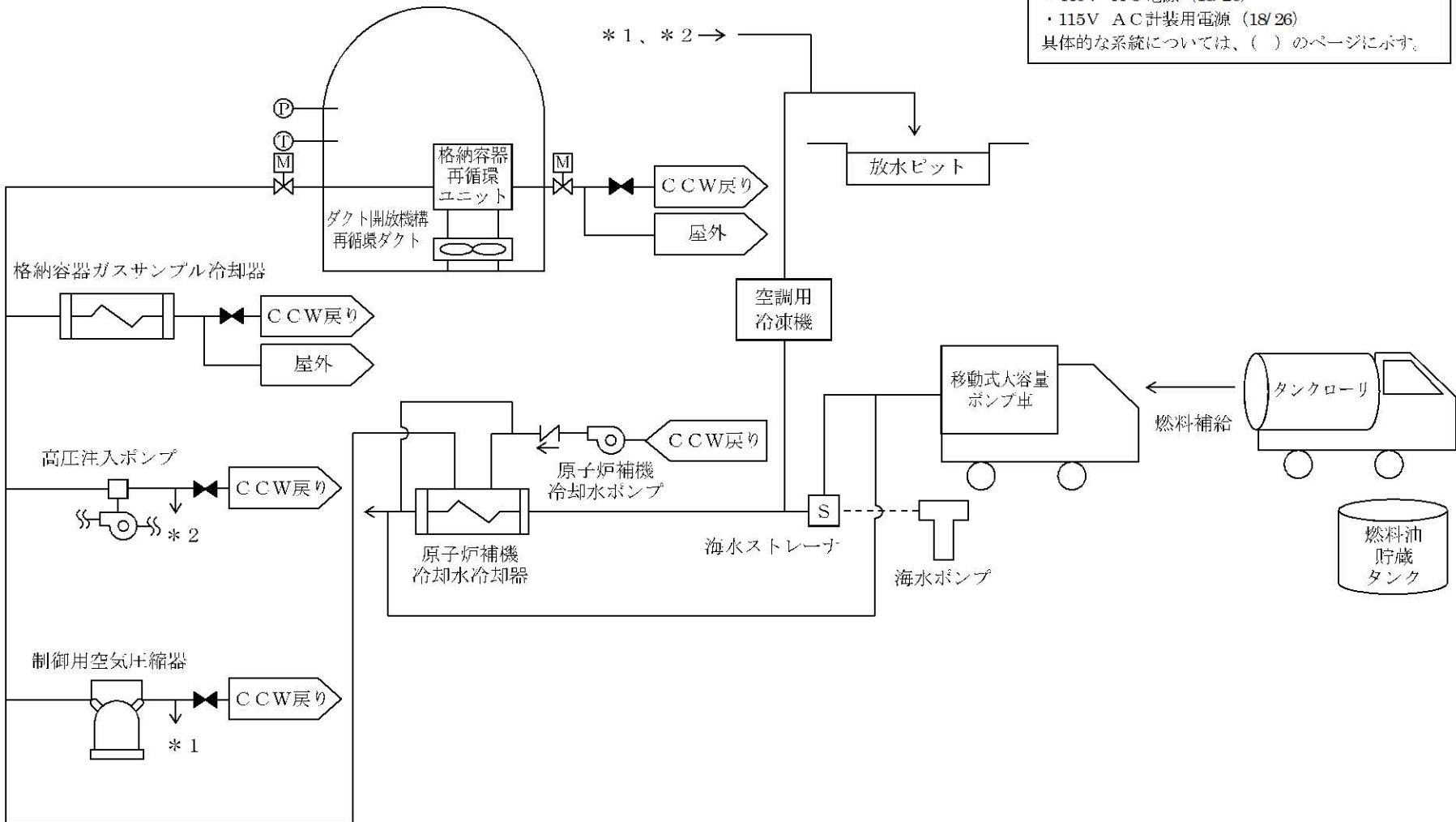
具体的な系統については、() のページに示す。

- 必要なサポート系は以下のとおり
- ・ 6. 6kV AC 電源 (18/ 26)
 - ・ 440V AC 電源 (18/ 26)
 - ・ 115V AC 計装用電源 (18/ 26)
- 具体的な系統については、() のページに示す。

必要なサポート系は以下のとおり

- ・ 6. 6kV AC 電源 (18/ 26)
- ・ 440V AC 電源 (18/ 26)
- ・ 115V AC 計装用電源 (18/ 26)

具体的な系統については、() のページに示す。



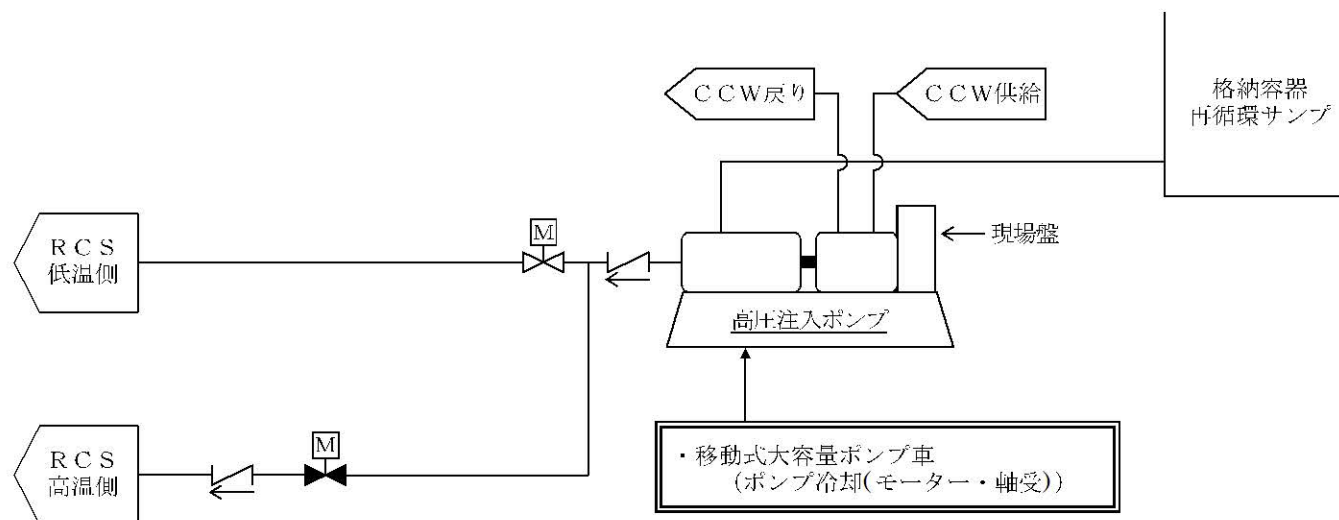
第3.1.4.2-19図 各影響緩和機能の系統概要図(地震:出力運転時炉心損傷、運転停止時炉心損傷)(9/26)

高圧注入による再循環炉心冷却（海水）（フロントライン系）

必要なサポート系は以下のとおり

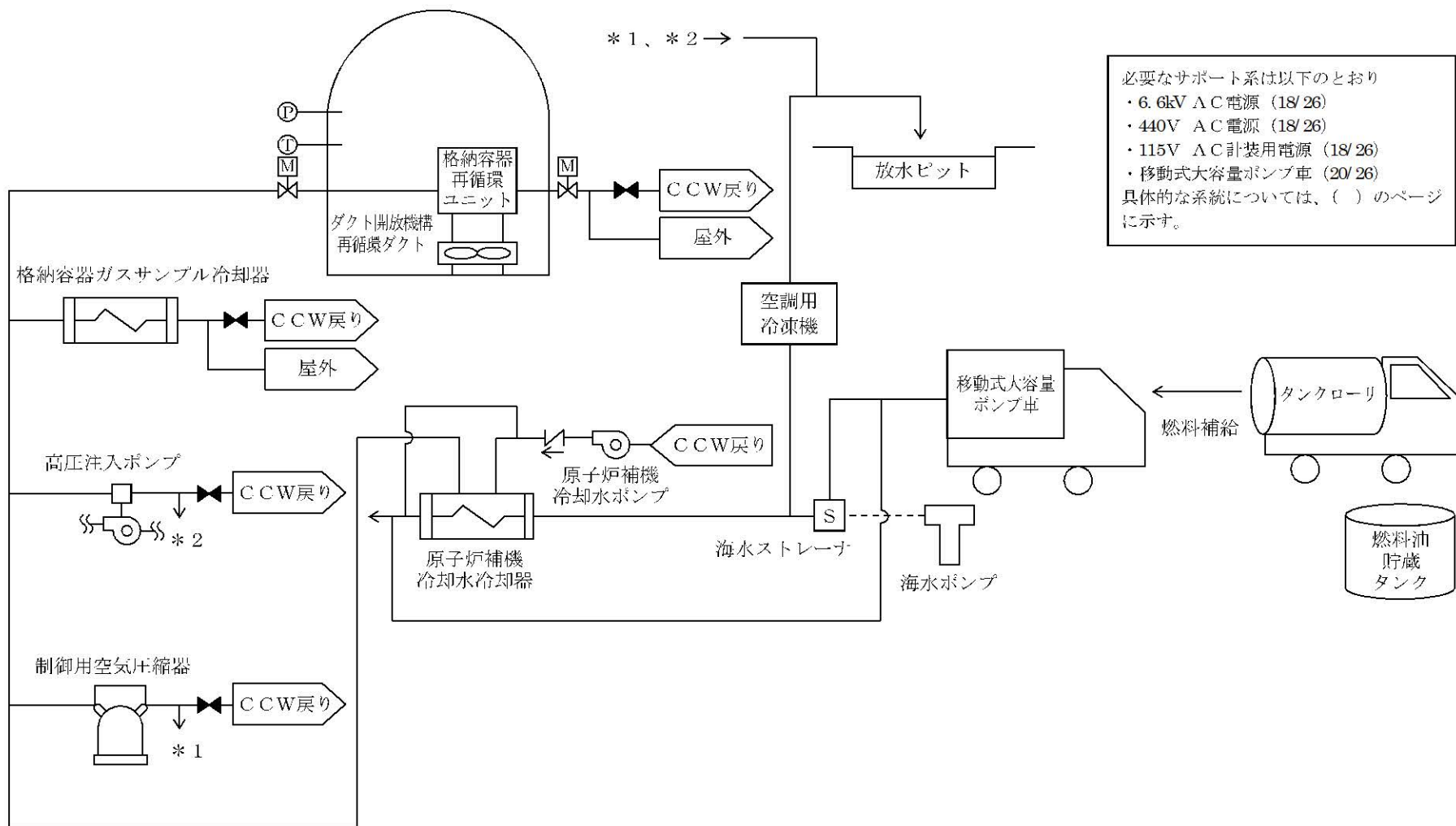
- ・ 6.6kV AC電源 (18/26)
- ・ 440V AC電源 (18/26)
- ・ 125V DC電源 (18/26)
- ・ 115V AC計装用電源 (18/26)
- ・ 移動式大容量ポンプ車 (20/26)
- ・ 再循環切替 (21/26)

具体的な系統については、() のページに示す。



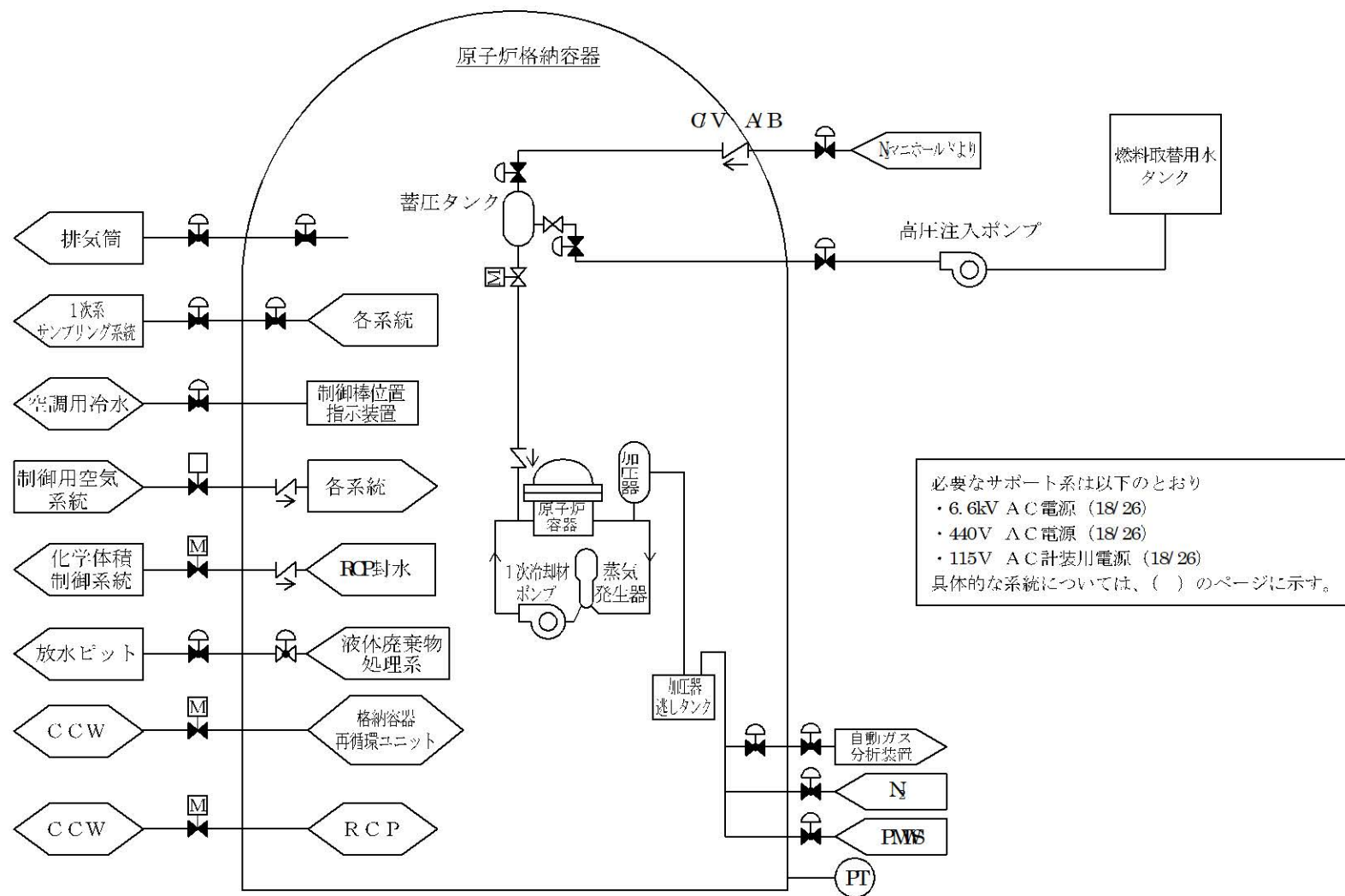
第3.1.4.2-19図 各影響緩和機能の系統概要図(地震:出力運転時炉心損傷、運転停止時炉心損傷)(10/26)

格納容器内自然対流冷却による格納容器除熱（海水）（フロントライン系）



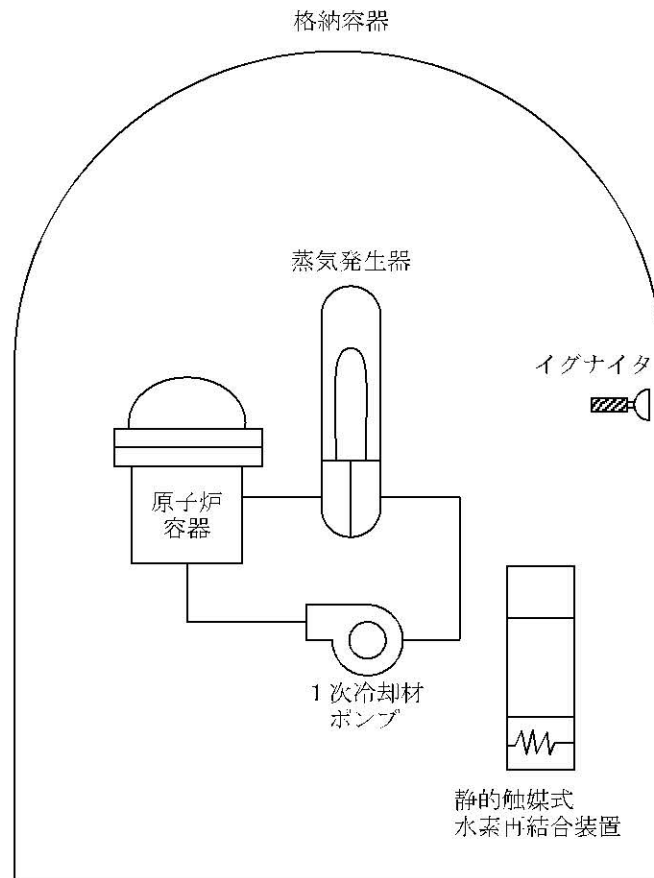
第3.1.4.2-19図 各影響緩和機能の系統概要図(地震:出力運転時炉心損傷、運転停止時炉心損傷、格納容器機能喪失) (11/26)

格納容器隔離（フロントライン系）



第3.1.4.2-19図 各影響緩和機能の系統概要図(地震:格納容器機能喪失) (12/26)

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）



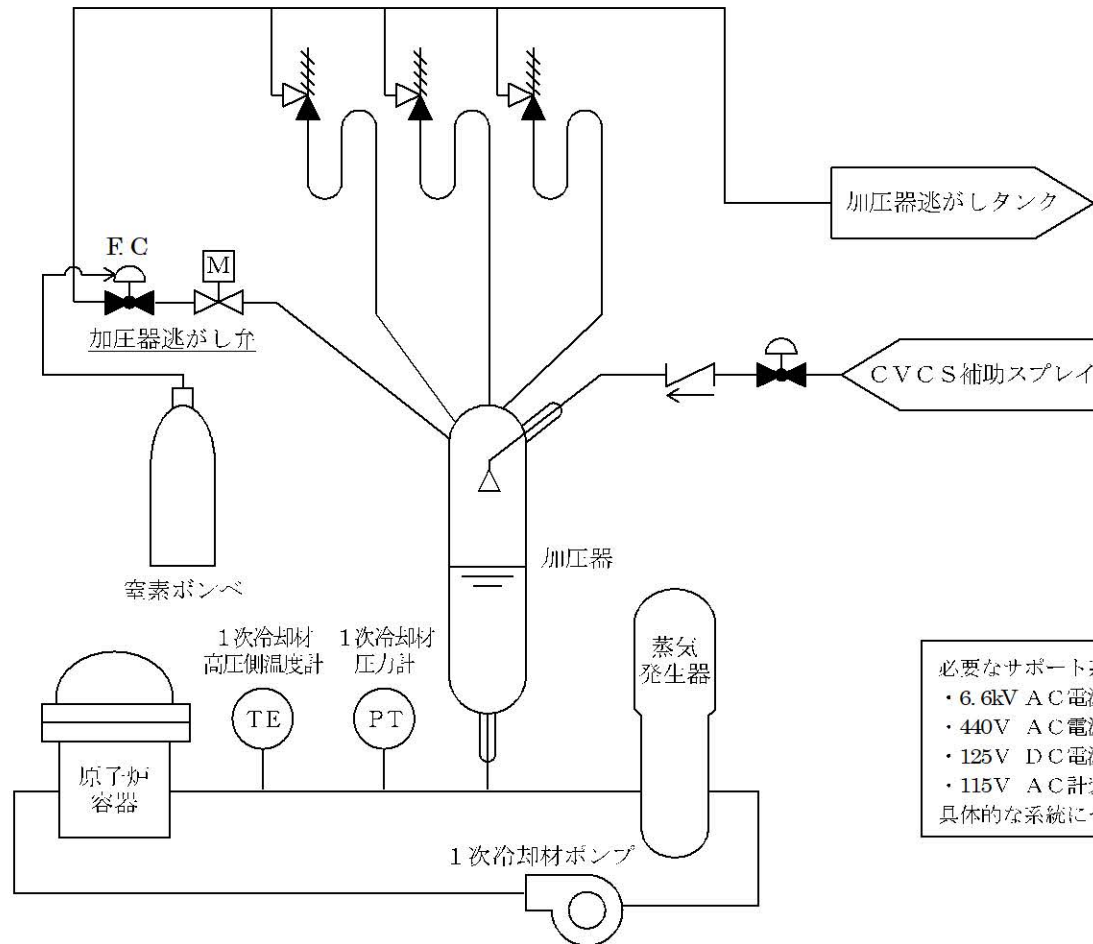
必要なサポート系は以下のとおり

- ・ 6.6kV AC電源 (18/26)
- ・ 440V AC電源 (18/26)
- ・ 115V AC計装用電源 (18/26)

具体的な系統については、() のページに示す。

第3.1.4.2-19図 各影響緩和機能の系統概要図(地震:格納容器機能喪失) (13/26)

加圧器逃がし弁（窒素ポンベ）による1次系強制減圧（フロントライン系）



必要なサポート系は以下のとおり

- ・ 6.6kV AC電源 (18/26)
- ・ 440V AC電源 (18/26)
- ・ 125V DC電源 (18/26)
- ・ 115V AC計装用電源 (18/26)

具体的な系統については、() のページに示す。

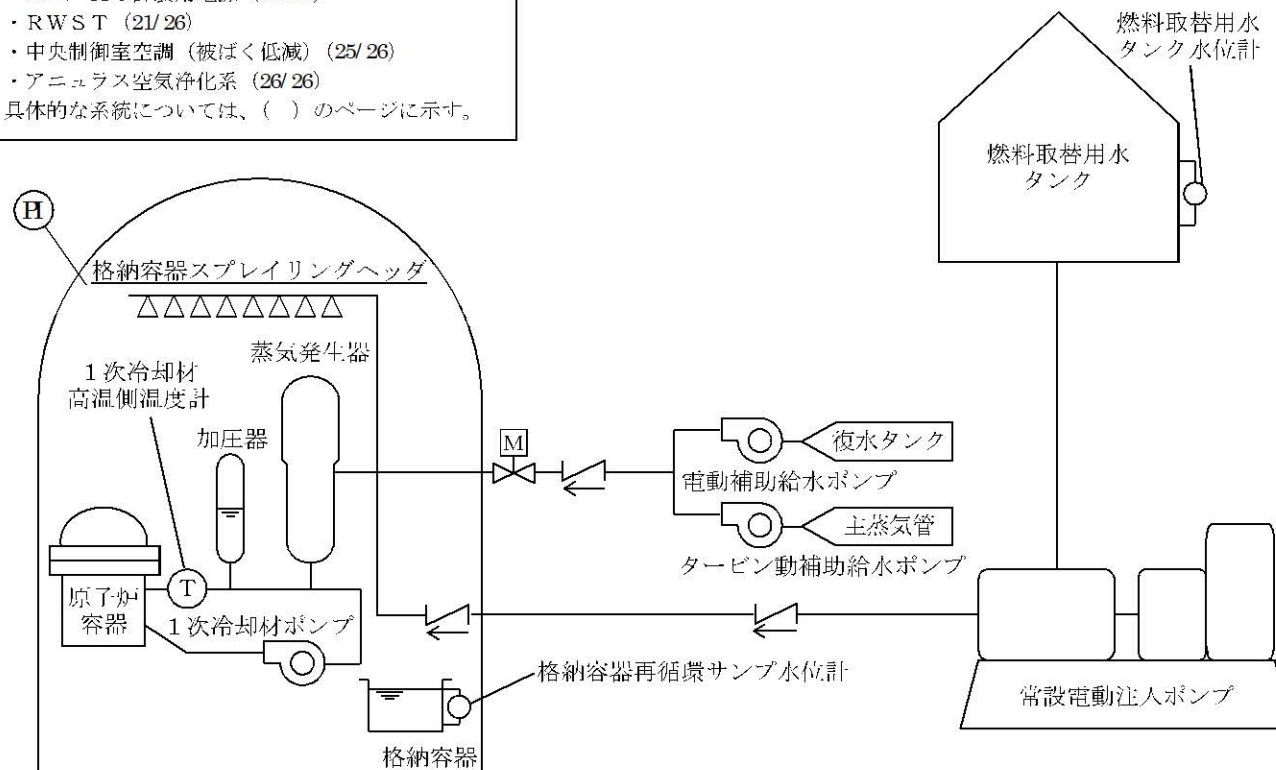
第3.1.4.2-19図 各影響緩和機能の系統概要図(地震:格納容器機能喪失)(14/26)

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）

必要なサポート系は以下のとおり

- ・ 6.6kV AC電源 (18/26)
- ・ 440V AC電源 (18/26)
- ・ 125V DC電源 (18/26)
- ・ 115V AC計装用電源 (18/26)
- ・ RWS T (21/26)
- ・ 中央制御室空調（被ばく低減）(25/26)
- ・ アニュラス空気浄化系 (26/26)

具体的な系統については、() のページに示す。



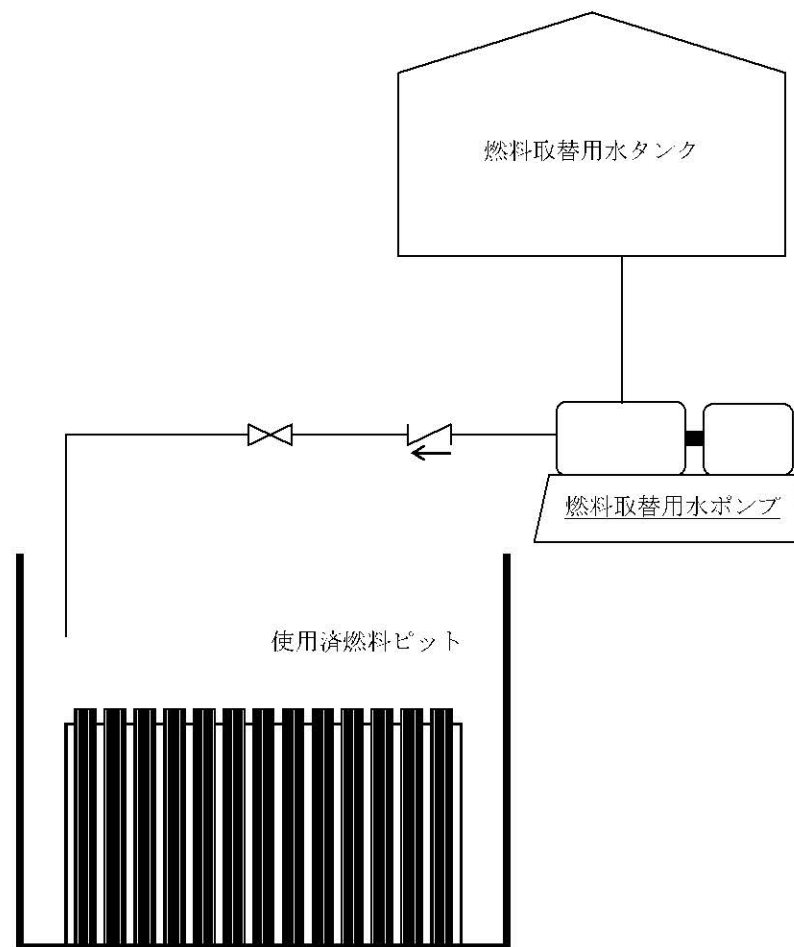
第3.1.4.2-19図 各影響緩和機能の系統概要図(地震:格納容器機能喪失) (15/26)

燃料取替用水ポンプによる注水（フロントライン系）

必要なサポート系は以下のとおり

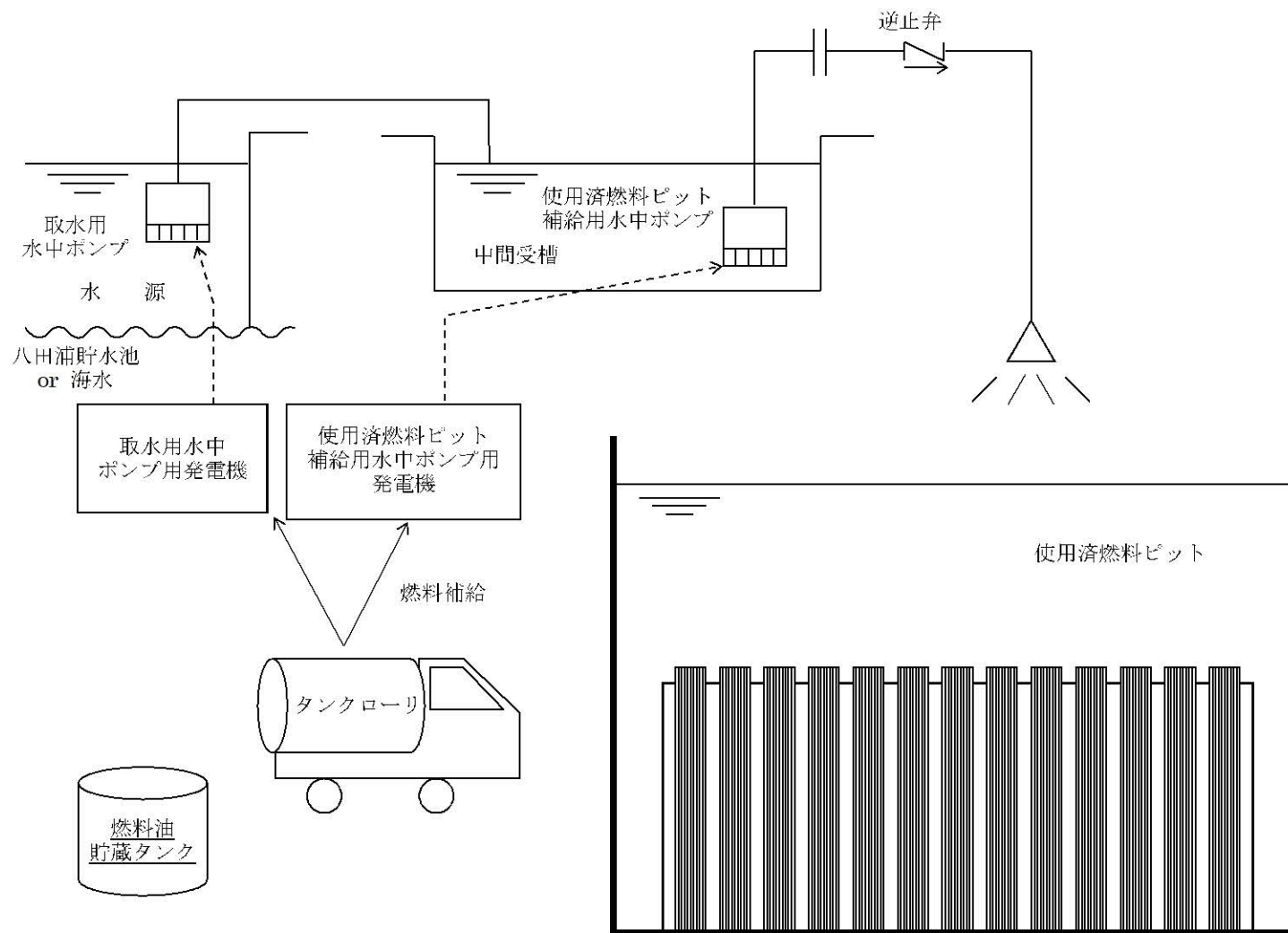
- ・ 6.6kV AC電源（18/26）
- ・ 440V AC電源（18/26）
- ・ 115V AC計装用電源（18/26）

具体的な系統については、（ ）のページに示す。



第3.1.4.2-19図 各影響緩和機能の系統概要図(地震:SFP燃料損傷)(16/26)

SFP補給用水中ポンプによる海水注水（フロントライン系）

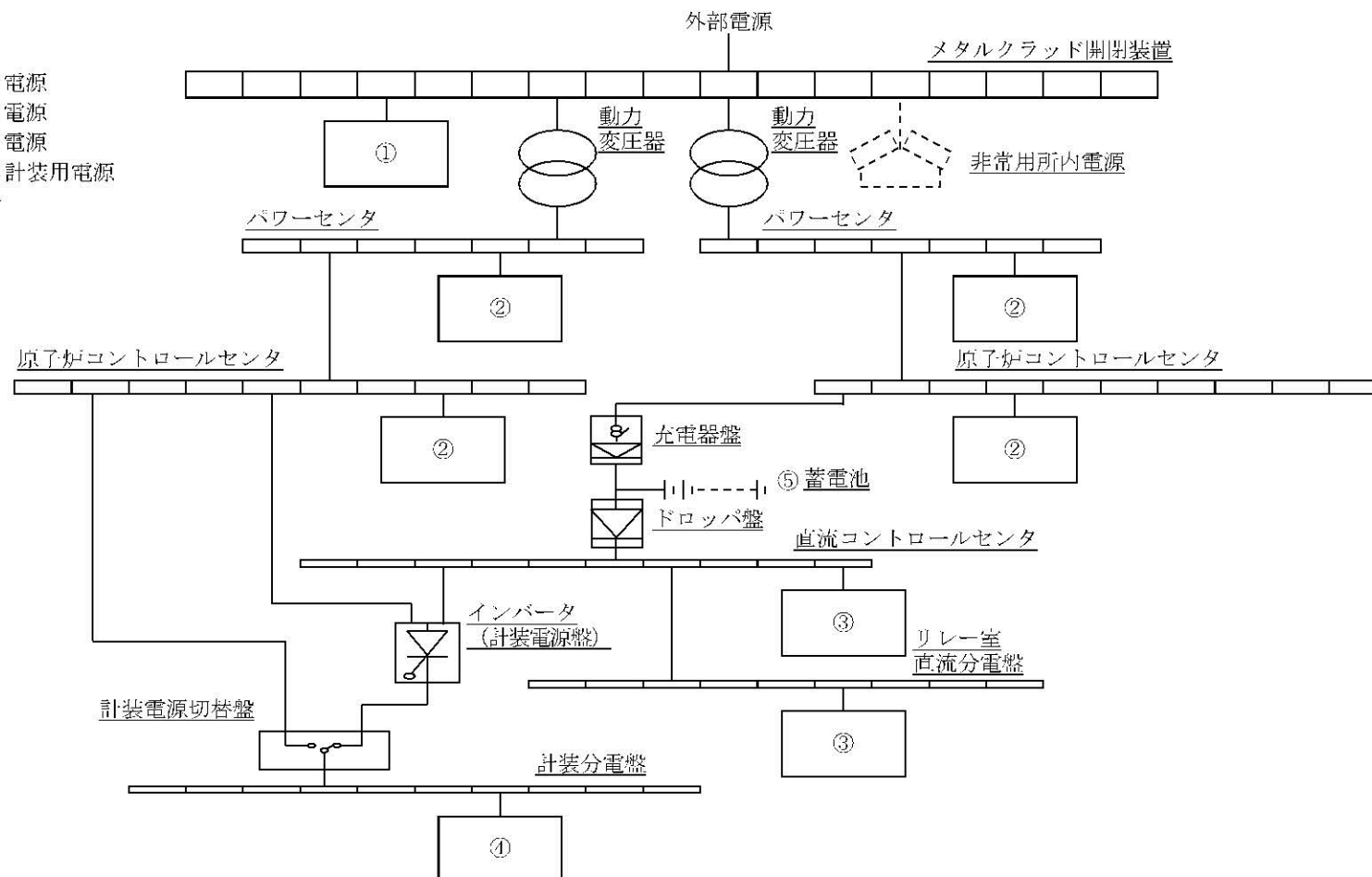


第3.1.4.2-19図 各影響緩和機能の系統概要図(地震:SFP損傷) (17/26)

6. 6kV AC電源、440V AC電源、125V DC電源、 115V AC計装用電源、バッテリー（サポート系）

系統の説明

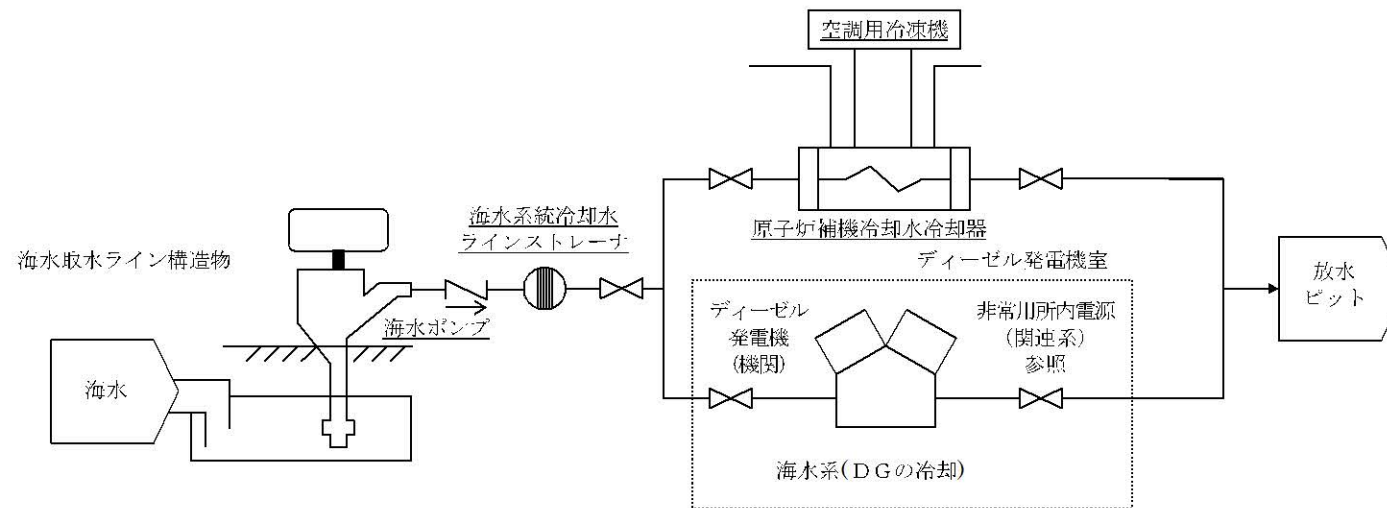
- ① 6kV AC電源
- ② 440V AC電源
- ③ 125V DC電源
- ④ 115V AC計装用電源
- ⑤ バッテリー



第3.1.4.2-19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損傷) (18/26)

海水系（サポート系）



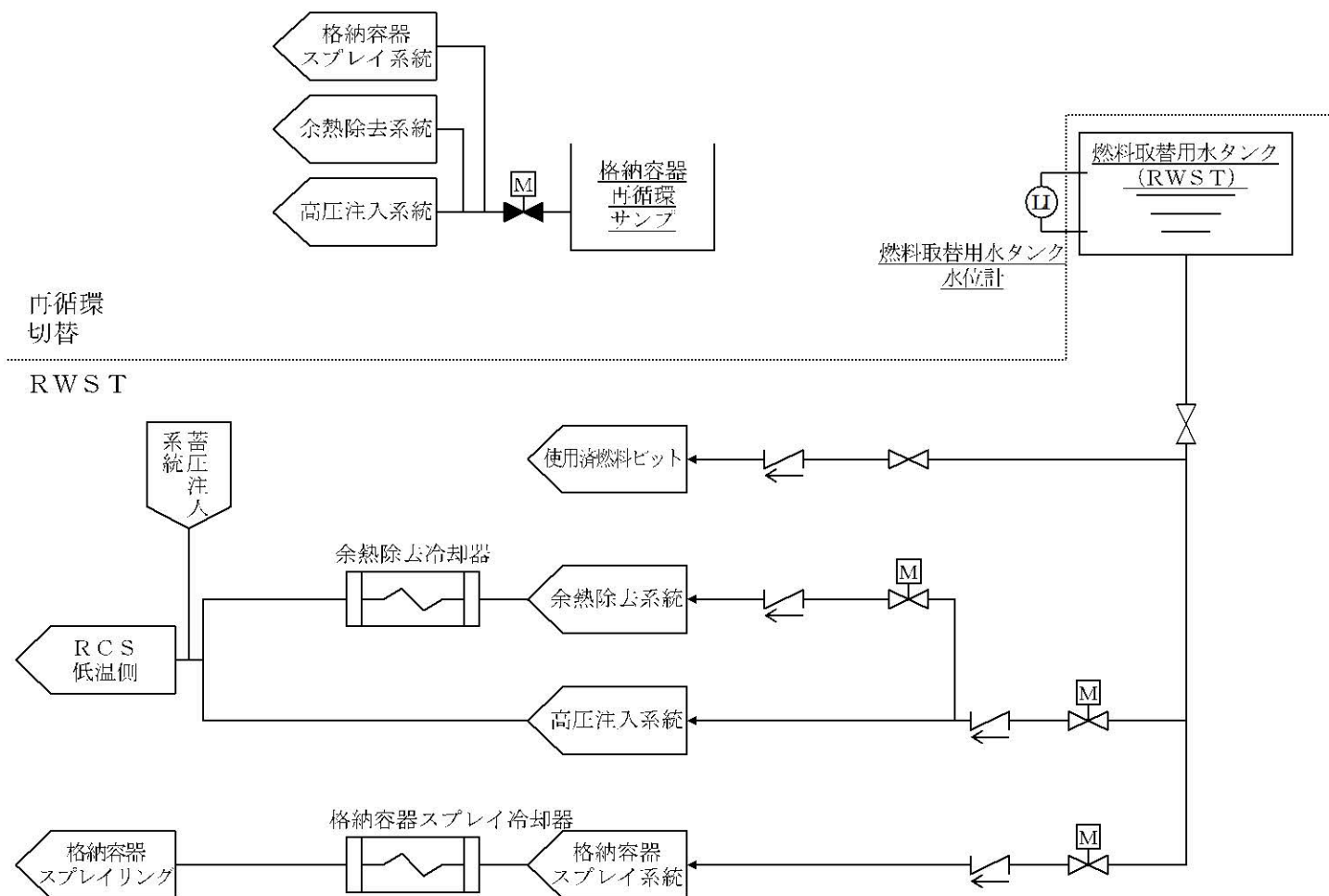
第3.1.4.2-19図 各影響緩和機能の系統概要図(地震:出力運転時炉心損傷、運転停止時炉心損傷、SFP損傷) (19/26)

移動式大容量ポンプ車（サポート系）



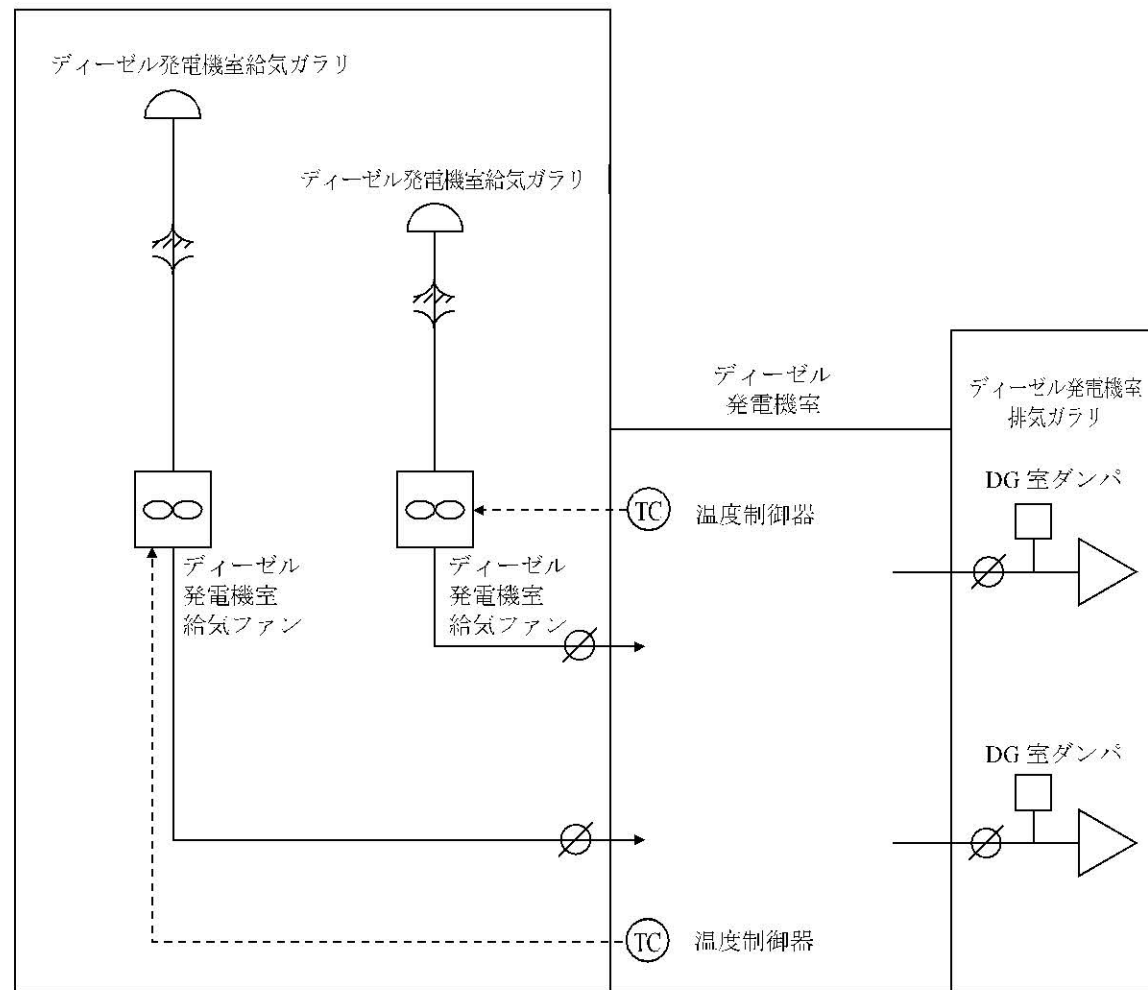
第3.1.4.2-19図 各影響緩和機能の系統概要図(地震:出力運転時炉心損傷、運転停止時炉心損傷、格納容器機能喪失) (20/26)

再循環切替（サポート系）、RWST（サポート系）



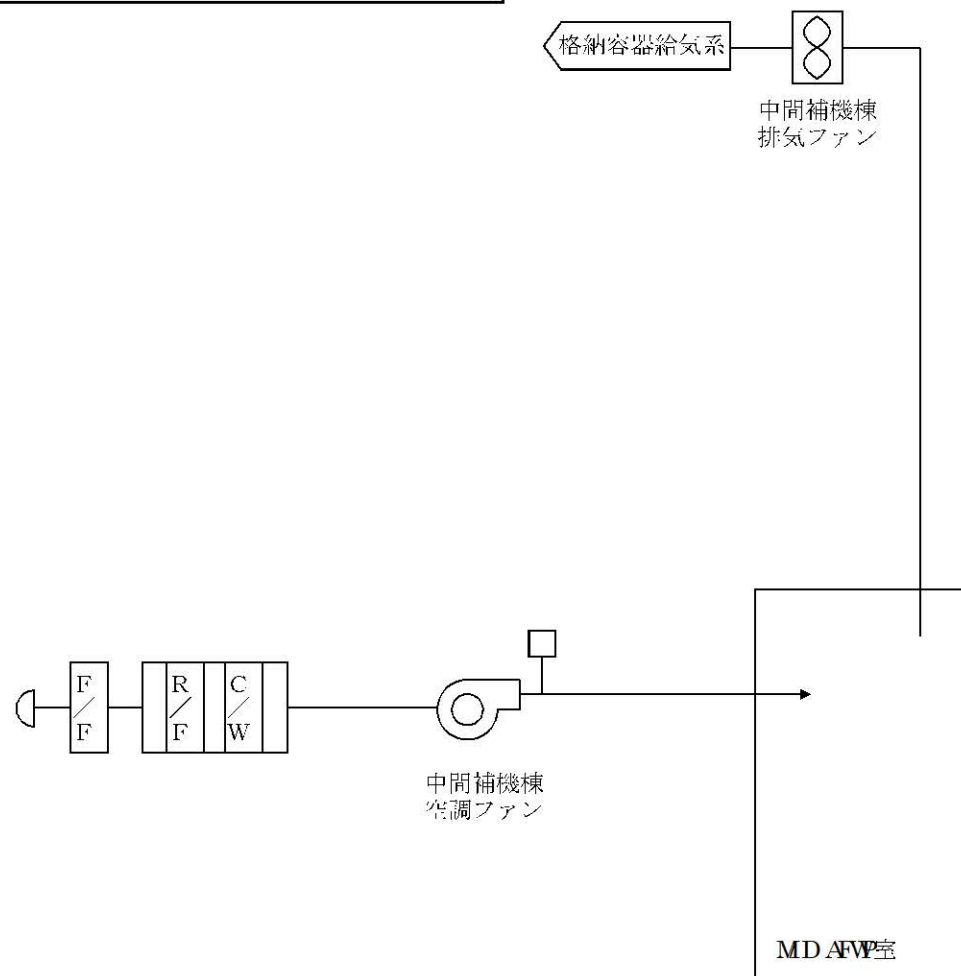
第3.1.4.2-19図 各影響緩和機能の系統概要図(地震:出力運転時炉心損傷、運転停止時炉心損傷、格納容器機能喪失) (21/26)

ディーゼル発電機室換気系（サポート系）



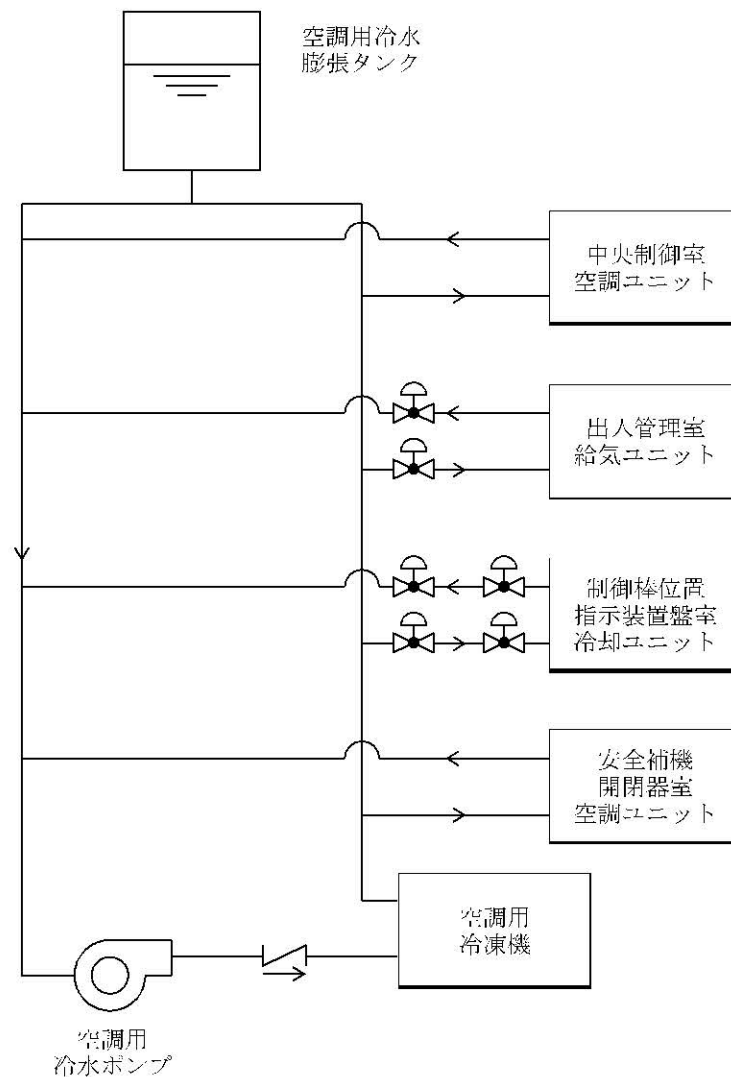
第3.1.4.2-19図 各影響緩和機能の系統概要図(地震:出力運転時炉心損傷、運転停止時炉心損傷、SFP損傷) (22/26)

中間補機棟換気空調系(サポート系)



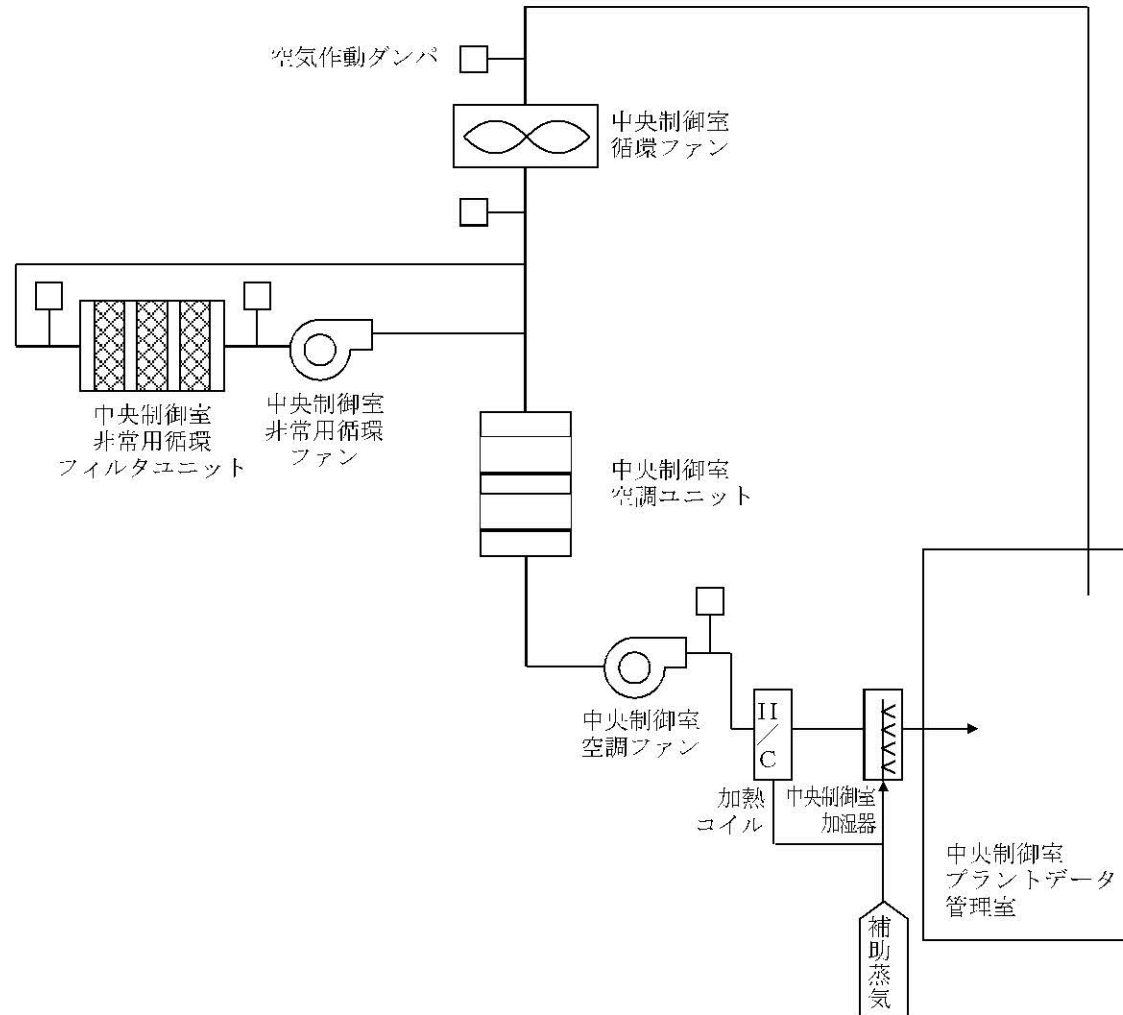
第3.1.4.2-19図 各影響緩和機能の系統概要図(地震:出力運転時炉心損傷) (23/26)

空調用冷水設備（サポート系）



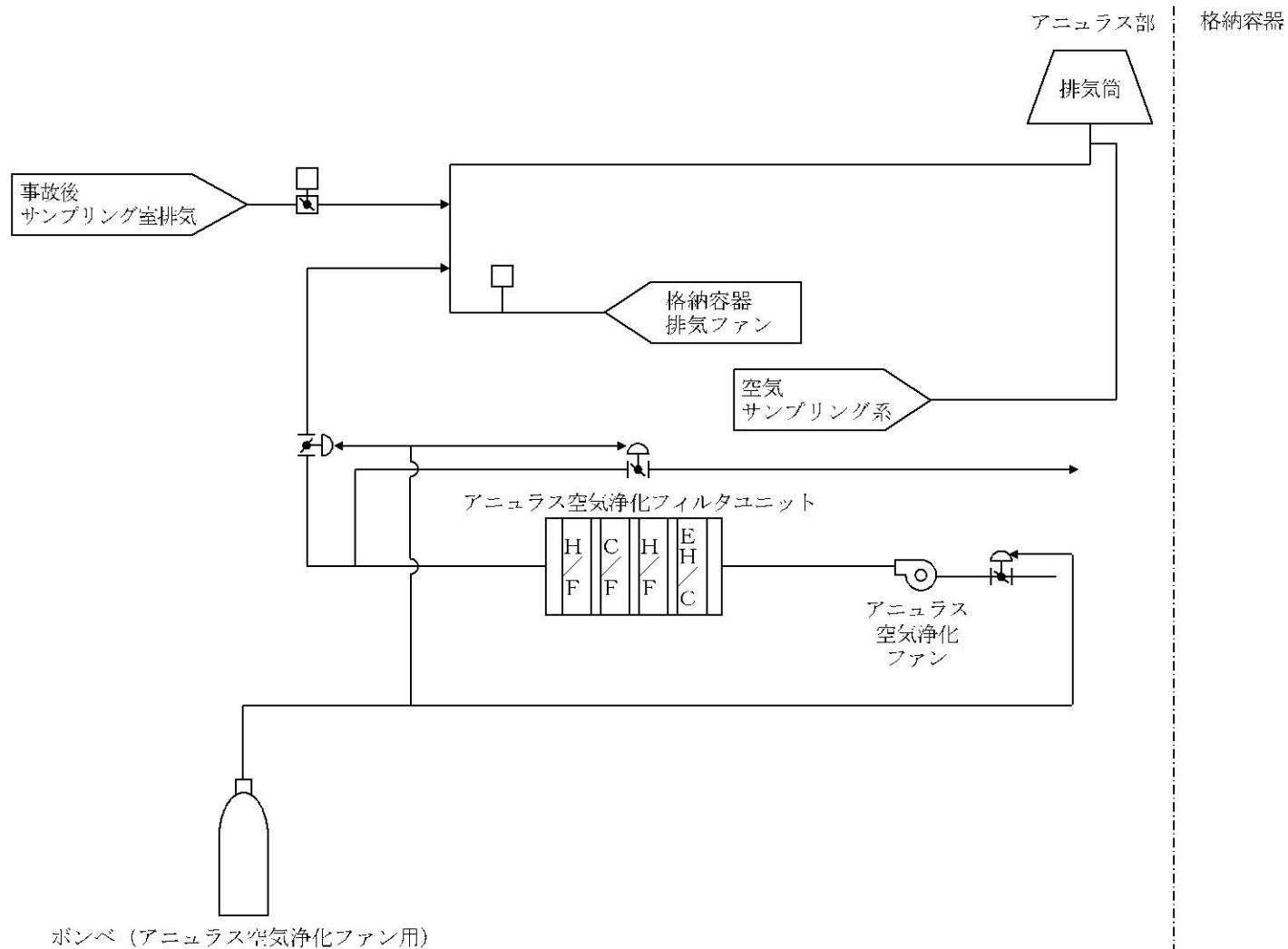
第3.1.4.2-19図 各影響緩和機能の系統概要図(地震:出力運転時炉心損傷) (24/26)

中央制御室空調系（被ばく低減）（サポート系）



第3.1.4.2-19図 各影響緩和機能の系統概要図(地震:格納容器機能喪失) (25/26)

アニュラス空気浄化系（サポート系）



第3.1.4.2-19図 各影響緩和機能の系統概要図（地震：格納容器機能喪失）（26／26）

(2) 津波

a. 炉心損傷防止対策

(a) 出力運転時

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 3.1.4.2-20 図参照)

(イ) 起回事象の選定

津波発生時の安全裕度評価における起回事象は、「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(PRA)」に示す津波 PRA の検討結果を踏まえて選定する。

(ロ) 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

(イ)項にて選定した各起回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(PRA)」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、発生する起回事象に対応する津波高さ区分を設定する。

(ハ) クリフエッジ評価

(ロ)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回事象に対して以下の i 項～iii 項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 i 項～iii 項の評価を実施する。

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。

i 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 (PRA)」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。

ii 各影響緩和機能の喪失に係る許容津波高さの特定

i 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 (PRA)」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。

iii 各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さの特定

ii 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

(イ) 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 (PRA)」に示す津波 PRA の検討結果を踏まえて、以下の 4 事象を選定した。

- ・ 外部電源喪失
- ・ 原子炉補機冷却海水系の全喪失
- ・ 主給水流量喪失
- ・ 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に該当する。なお、選定した起因事象の概要を第 3.1.4.2-18 表に示す。

(ロ) 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 3.1.4.2-19 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 1～4 を同表のとおり設定した。

(ハ) クリフエッジ評価結果

I 津波高さ区分 1 (9.1～11.0m 未満) に対する評価結果

i 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主給水流量喪失について、第 3.1.4.2-21 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。

なお、「主給水流量喪失」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。その後、充てん系によるほう酸の添加を行い、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し弁を開放し、2 次系による冷却を行う。加圧器逃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、原子炉の停止に成功し、外部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

ほう酸の添加」、「主蒸気逃し弁による熱放出」、「加圧器逃し弁による減圧」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、高圧注入ポンプによる再循環炉心冷却及び格納容器スプレイによる再循環格納容器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、原子炉の停止に成功し、外部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「格納容器スプレイによる再循環格納容器冷却」に失敗した場合に、原子炉補機冷却水を用いた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、原子炉の停止に成功し、外部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「格納容器スプレイによる格納容器除熱」に失敗した場合、燃料取替用水タンクの水位低下後に再循環切替を行い、高圧注入ポンプによる再循環炉心冷却及び原子炉補機冷却水を用いた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。

ii 各影響緩和機能の喪失に係る許容津波高さの特定

i 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 3.1.4.2-20 表のとおり特定した。

iii 各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さの特定

主給水流量喪失の収束シナリオ①、②、③及び④の機能喪失に係る許容津波高さについて、第 3.1.4.2-22 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。

各収束シナリオについて評価した結果、すべての収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さが 11.0m 以上であることから、津波高さ区分 1 (9.1～11.0m 未満) で発生する「主給水流量喪失」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 (11.0～12.0m 未満) に対して以下のとおり評価を行った。

II 津波高さ区分 2 (11.0～12.0m 未満) に対する評価結果

i 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、「主給水流量喪失＋外部電源喪失」について、第 3.1.4.2-23 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、「主給水流量喪失＋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う。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添加」、「主蒸気逃が

し弁による熱放出」、「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、高圧注入ポンプによる再循環炉心冷却及び格納容器スプレイによる再循環格納容器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「格納容器スプレイによる再循環格納容器冷却」に失敗した場合に、原子炉補機冷却水を用いた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「格納容器スプレイによる格納容器除熱」に失敗した場合、燃料取替用水タンクの水位低下後に再循環切替を行い、高圧注入ポンプによる再循環炉心冷却及び原子炉補機冷却水を用

いた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。その後、大容量空冷式発電機により交流電源を復旧させる。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は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し、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い状態で RCP シール LOCA が発生した場合に、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水を行う。その後、大容量空冷式発電機により交流電源を復旧させる。制御用空気系統が使用できないことから、主蒸気逃がし弁は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 RCP シール LOCA が発生していることから、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高圧注入ポンプによる再循環炉心冷却及び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。

ii 各影響緩和機能の喪失に係る許容津波高さの特定

i 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 3.1.4.2-21 表のとおり特定した。

iii 各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さの特定

「主給水流量喪失＋外部電源喪失」の収束シナリオ①～⑥の機能喪失に係る許容津波高さについて、第 3.1.4.2-24 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。

各収束シナリオについて評価した結果、すべての収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さが 12.0m 以上であることから、津波高さ区

分 2 (11.0～12.0m 未満)で発生する「主給水流量喪失＋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、より大きな津波高さにより発生する、津波高さ区分 3 (12.0～13.0m 未満)に対して以下のとおり評価を行った。

Ⅲ 津波高さ区分 3 (12.0～13.0m 未満)に対する評価結果

i 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である原子炉補機冷却海水系の全喪失を考慮し、「主給水流量喪失＋外部電源喪失＋原子炉補機冷却海水系の全喪失」について、第 3.1.4.2-25 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、「主給水流量喪失＋外部電源喪失＋原子炉補機冷却海水系の全喪失」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:

「主給水流量喪失＋外部電源喪失」の収束シナリオ⑤に同じ。

- ・ 収束シナリオ②:

「主給水流量喪失＋外部電源喪失」の収束シナリオ⑥に同じ。

ii 各影響緩和機能の喪失に係る許容津波高さの特定

i 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 3.1.4.2-22 表のとおり特定した。

iii 各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さの特定

「主給水流量喪失＋外部電源喪失＋原子炉補機冷却海水系の全喪失」の収束シナリオ①～②の機能喪失に係る許容津波高さについて、第 3.1.4.2-26 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。

評価の結果、収束シナリオ①の機能喪失に係る許容津波高さが 13.0m 以上であることから、津波高さ区分 3 (12.0～13.0m 未満) で発生する「主給水流量喪失＋外部電源喪失＋原子炉補機冷却海水系の全喪失」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 4 (13.0m 以上) に対して以下のとおり評価を行った。

IV 津波高さ区分 4 (13.0m 以上) に対する評価結果

i 影響緩和機能及び収束シナリオの特定

津波高さ区分 4 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。

ii 各影響緩和機能の喪失に係る許容津波高さの特定

i 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。

iii 各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さの特定

i 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 13m 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 3 における「主給水流量喪失＋外部電源喪失＋原子炉補機冷却海水系の全喪失」の収束シナリオ①の許容津波高さ及び津波高さ区分 4 における炉心損傷直結の許容津波高さが 13m 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 3.1.4.2-44 図、機器リストを参考資料-3 に示す。

このクリフエッジシナリオ（津波高さ区分 3 の収束シナリオ①の緩和シナリオ）では、起因事象として主給水流量喪失、外部電源喪失及び原子炉補機冷却海水系の全喪失が重畳して発生した後、原子炉の停止が成功し、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。大容量空冷式発電機によって交流電源を復旧させるものの、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、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又は淡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(13m)未満であれば、未臨界性が確保された上で、海水又は淡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

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 3.1.4.2-27 図参照)

(イ) 起回事象の選定

津波発生時の安全裕度評価における起回事象は、「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(PRA)」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。

(ロ) 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

(イ)項にて選定した各起回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、発生する起回事象に対応する津波高さ区分を設定する。

(ハ) クリフエッジ評価

(ロ)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回事象に対して以下の i 項～iii 項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 i 項～iii 項の評価を実施する。

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。

i 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。

ii 各影響緩和機能の喪失に係る許容津波高さの特定

i 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。

iii 各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さの特定

ii 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

(イ) 起回事象の選定結果

津波発生時の安全裕度評価における起回事象については、「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(PRA)」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。

I 津波 PRA における起回事象に対する検討

津波 PRA の起回事象のうち、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回事象を第 3.1.4.2-23 表のとおり検討し、以下のとおり抽出した。

- ・ 外部電源喪失
- ・ 原子炉補機冷却海水系の全喪失
- ・ 複数の信号系損傷

II 内部事象停止時 PRA における起回事象に対する検討

内部事象停止時 PRA の起回事象のうち、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回事象を第 3.1.4.2-24 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
- ・ 原子炉補機冷却海水系の全喪失
- ・ 外部電源喪失
- ・ 反応度の誤投入

Ⅲ 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、Ⅰ及びⅡ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
- ・ 原子炉補機冷却海水系の全喪失
- ・ 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、選定した起因事象の概要を第 3.1.4.2-25 表に示す。

(ロ) 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 3.1.4.2-26 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。

(ハ) クリフエッジ評価結果

Ⅰ 津波高さ区分 1(11.0～12.0m 未満)に対する評価結果

ⅰ 影響緩和機能及び収束シナリオの特定