

4. 個別評価項目に対する評価方法および評価結果

4.1 地震

4.1.1 評価の概要

伊方発電所第3号機は、平成18年に改訂された「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」に照らした耐震安全性評価（以下、「耐震バックチェック」という。）を実施し、平成20年3月に中間報告（平成21年12月、一部補正）を、平成21年2月に本報告（平成23年3月、改訂）を原子力安全・保安院へ提出している。

したがって、想定を超える「地震」に対する安全裕度の評価においては、耐震バックチェックで策定した基準地震動 S_s を想定地震動とし、これを超える地震動に対する建屋、系統、機器等（以下、「設備等」という。）の耐震裕度は、原則として耐震バックチェックでの評価結果を用いて評価を実施する。また、必要に応じ最新知見等に基づく評価手法も用いることとする。

上記で求めた設備等の耐震裕度を踏まえ、想定を超える「地震」を起因として燃料の重大な損傷に至る過程を地震PSA（確率論的安全評価）の知見等を用いて同定し、クリフエッジとそのときの地震動の大きさを明らかにするとともに、事象の過程の進展を防止する措置の効果を確認する。

4.1.2 評価実施事項

- (1) 地震動が、設計上の想定を超える程度に応じて、耐震Sクラスおよび燃料の重大な損傷に関係し得るその他のクラスの設備等が損傷・機能喪失するか否かを許容値等との比較もしくは地震PSAの知見等を踏まえて評価する。
- (2) (1)の評価結果を踏まえて、発生する起因事象により燃料の重大な損傷に至る事象の過程を同定し、クリフエッジの所在を特定する。また、そのときの地震動の大きさを明らかにする。
- (3) 特定されたクリフエッジへの対応を含め、燃料の重大な損傷に至る事象の過程の進展を防止するための措置について、多重防護の観点から、その効果を示す。

4.1.3 評価方法

炉心にある燃料と使用済燃料ピット（以下、「SFP」という。）にある

燃料を対象に、図4. 1. 1のクリフエッジ評価に係るフロー図（地震）に従い、以下の評価を実施する。

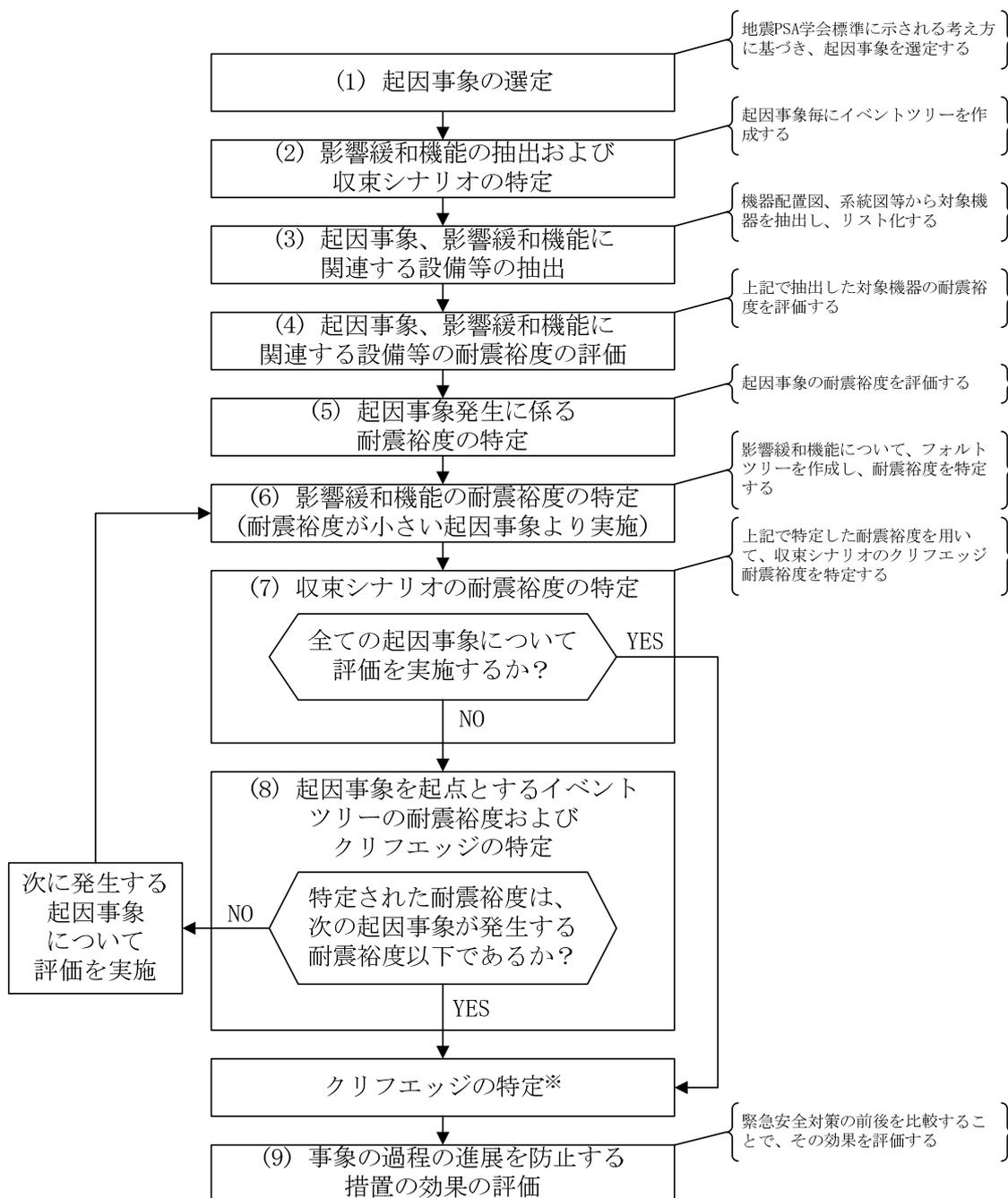


図4. 1. 1 クリフエッジ評価に係るフロー図（地震）

(1) 起回事象の選定

a. 炉心にある燃料

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」（以下、「地震P S A学会標準」という。）に示される考え方にに基づき、地震動による建物、配管等の大型静的機器の損傷が要因となる起回事象（格納容器バイパス^{*}、原子炉冷却材喪失事故（以下、「LOCA」という。）等）、および地震動による安全機能へ重大な影響を及ぼす機器等の損傷が要因となる起回事象を選定する。

※：燃料から放出された放射性物質が格納容器雰囲気を経由することなく環境に放出される事象

b. S F Pにある燃料

S F Pの燃料の損傷に至る事象として、S F P保有水の流出およびS F P冷却系の機能喪失に伴う崩壊熱除去失敗を考慮する。S F P保有水の流出原因としてピットの本体損傷、また、S F P冷却系の機能喪失の原因としてS F P冷却系配管等の損傷を考慮して、起回事象を選定する。

(2) 影響緩和機能の抽出および収束シナリオの特定

選定した各起回事象に対して、事象の影響緩和に必要な機能を抽出し、イベントツリーを作成の上、事象の進展を収束させる収束シナリオを特定する。なお、炉心にある燃料に対するイベントツリーは、これまでのP S Aで用いられている成功基準、事故シーケンス分析の結果に基づき展開された各起回事象に対するイベントツリーを基本にして作成する。

(3) 起回事象、影響緩和機能に関連する設備等の抽出

評価対象とする設備等は、燃料の重大な損傷に係わる耐震Sクラスの設備および燃料の重大な損傷に関係し得るその他クラスの設備等とする。具体的には、選定した起回事象に直接関連する設備等に加え、フロントライン系^{※1}に必要な設備等およびサポート系^{※2}に必要な設備等について、各起回事象を収束させるのに必要なものを対象として抽出する。

（添付資料－4. 1. 1）

※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、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。

(4) 起因事象、影響緩和機能に関連する設備等の耐震裕度の評価

a. 検討条件

- (a) 想定地震動は、耐震バックチェックにおいて、策定した基準地震動 S_s (以下、「 S_s 」という。) とする。
- (b) 解析諸元は、設計時の値に加え、建設後の実寸法・物性値および試験等で得られた最新の知見についても適用の妥当性に留意しつつ用いることとする。
- (c) 各設備等の評価値は、原則、 S_s に対して求める。
- (d) 各設備等の許容値は、以下のとおり、設計基準上の許容値を用いることを基本とする。
 - i 構造強度に係る許容値は、既往の評価等で実績があるものを用いるが、必要に応じ、設計基準で定められた設計引張強さ (S_u) を用いる。
 - ii 動的機能に係る許容値は、耐震バックチェック評価等で実績のある許容値を用いる。また、機能維持確認済加速度との比較による評価に加え、解析による評価も適用する。
ただし、建設時の材料諸元を用いた許容値等についても、必要に応じ、妥当性に留意しつつ用いる。(ミルシートの適用等)

b. 評価方法

- (a) 当該評価対象設備の損傷モードに応じた地震動に対する応力等の評価値を求める。なお、構造損傷の評価の場合には、設備等の機能喪失を考慮する上で、最も耐震裕度が小さい部位の評価値を求める。
- (b) 当該評価対象設備の損傷モードに対応する許容値を求める。
- (c) 評価対象設備毎に、評価値が許容値に達するのは S_s の何倍の地震動に相当するかを算出し、耐震裕度を求める。

c. 経年変化への対応

各設備等の耐震裕度評価において、経年変化の影響については以下のとおり考慮することとし、その考え方に基づく検討フローを図4. 1. 2に示す。

- (a) PWRプラントの高経年化技術評価(以下、「PLM」という。)における耐震安全性評価の知見を踏まえ、設備等の評価対象部位に想定

される耐震安全性評価上着目すべき経年変件事象を抽出*する。

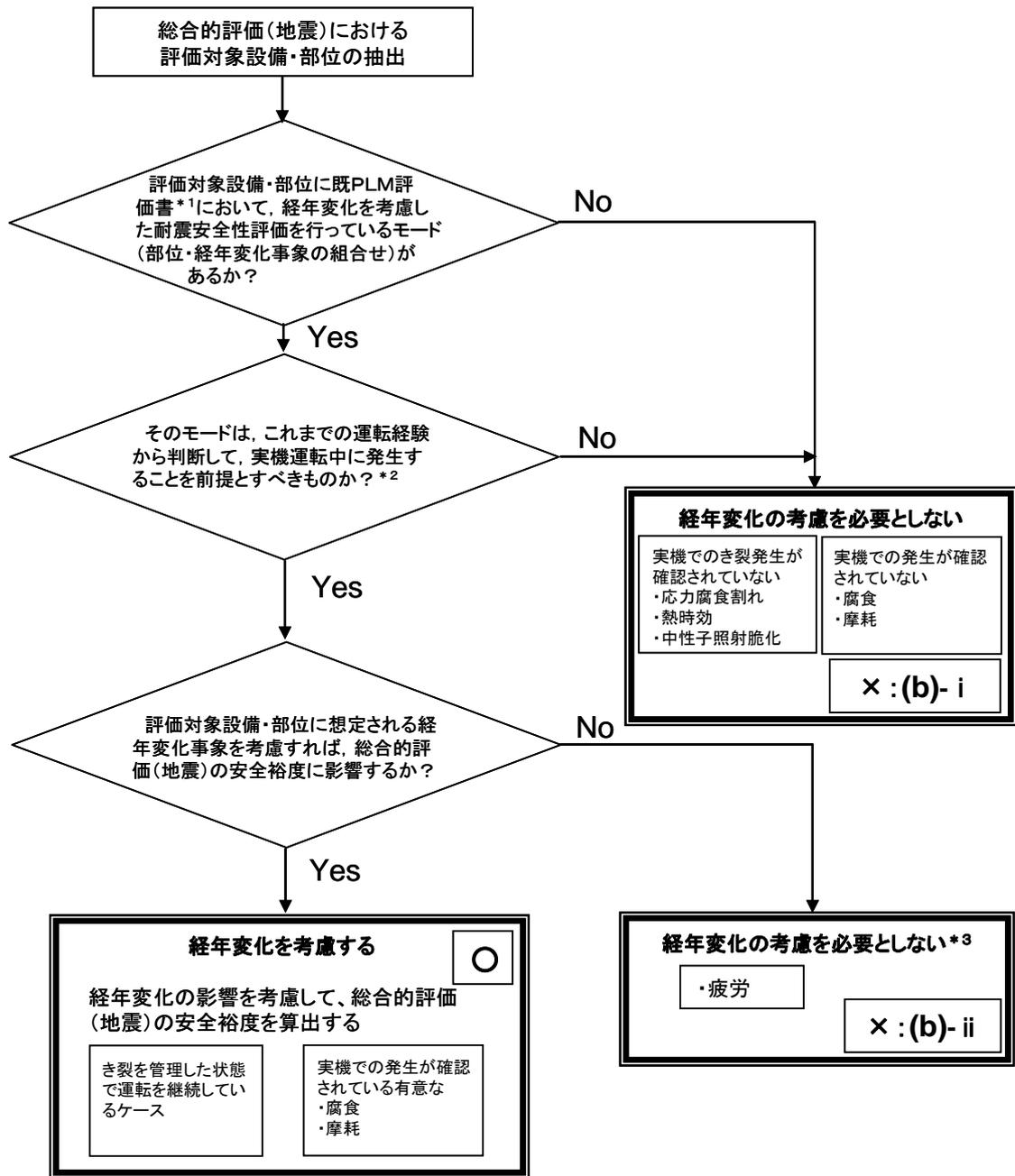
*：振動応答特性上または構造・強度上有意な経年変件事象として、靱性低下（中性子照射脆化、熱時効）、応力腐食割れ、疲労、腐食、摩耗が抽出される。

（添付資料－２．３．１）

(b) ただし、以下の場合については、考慮しないものとする。

- i P L Mにおける耐震安全性評価では、仮想き裂や、実際には認められていない腐食量等を安全側に想定した評価を行う場合があるが、本評価時点において、き裂や腐食等が認められない場合は、考慮を必要としない。
- ii 評価対象設備における疲労については、プラント運転と地震により生じるものを評価しているが、相対的にプラント運転によるものが支配的である。設計時点で設定したプラント運転による設計過渡回数は、実機が受けた過渡回数と比較して、相当な余裕をもっており、地震による疲労累積係数の増分は、この設計余裕に十分吸収できると考えられることから、疲労については考慮を必要としない。

(c) (a), (b)において抽出された評価対象部位および耐震安全性評価上着目すべき経年変件事象の組合せを考慮し、耐震裕度を算出する。



- * 1: 現時点において、PLMを実施していないプラントについては、先行プラントでのPLM評価書を参照し、評価対象部位に想定される耐震安全性評価上着目すべき経年変化事象を抽出する。
- * 2: 応力腐食割れ、熱時効、中性子照射脆化等、き裂が存在して初めてその経年変化が耐震安全性に影響する事象については、発電用原子力設備規格「維持規格」による評価結果に基づき、き裂を検知しているものの、その進展・大きさを管理した状態で運転を継続しているケースを除き、考慮を必要としない。また、実機保全実績から経年変化が確認されていない腐食等についても、考慮を必要としない。
- * 3: 総合的評価(地震)の安全裕度評価結果に影響を与えず、かつ、実際に割れが発生するまでには、相当な設計裕度があると判断される「疲労」については、考慮を必要としない。

図 4. 1. 2 総合評価(地震)における経年変化の影響考慮について

(5) 起因事象発生に係る耐震裕度の特定

(1)において選定した各起因事象について、(4)で求めた各設備等の耐震裕度評価結果を用いて、どの程度の地震動でどのような起因事象が発生するかを特定する。

(6) 影響緩和機能の耐震裕度の特定

(5)で求めた各起因事象発生に係る耐震裕度が小さい起因事象から順に、(4)で求めた各設備等の耐震裕度評価結果を使用し、当該起因事象のイベントツリーに含まれる影響緩和機能の耐震裕度を特定する。具体的には、各影響緩和機能のフォールトツリーを作成し、各影響緩和機能を構成する各設備等の耐震裕度から、各影響緩和機能の耐震裕度を特定する。

(7) 収束シナリオの耐震裕度の特定

(6)で求めた各収束シナリオの影響緩和機能の耐震裕度から、各収束シナリオの耐震裕度を特定する。耐震裕度は、各収束シナリオに必要な各影響緩和機能の耐震裕度の内、最も小さいものとなる。

(8) 起因事象を起点とするイベントツリーの耐震裕度およびクリフエッジの特定

(7)で求めた収束シナリオの耐震裕度から、当該起因事象を起点とするイベントツリーの耐震裕度（以下、「イベントツリーの耐震裕度」という。）を特定する。当該イベントツリーの耐震裕度は、収束シナリオが複数ある場合には、各収束シナリオの耐震裕度の内、最も大きいものとなる。

各イベントツリーの耐震裕度の中から、クリフエッジを特定する。クリフエッジは、各イベントツリーの耐震裕度の中の最も小さいものとなる。

なお、(1)～(3)において、燃料の重大な損傷に至る可能性のある全ての起因事象とその収束シナリオ、ならびに関連する設備等を抽出しており、これらの収束シナリオを一つずつ評価することで、クリフエッジを特定することができる。ただし、それぞれの起因事象に至る損傷対象設備が異なる結果、起因事象発生に係る耐震裕度も大小異なった値となることを踏まえると、クリフエッジを評価するためには、(1)において抽出された起因事象に対して、耐震裕度の小さい起因事象から順にクリフエッジが特定されるまでの評価を実施すればよい。具体的には、あるイベントツリー（当該イベントツリー）の耐震裕度を特定した上で、次の起因事象がそれ以上

の地震動により発生する場合においては、次のイベントツリーの耐震裕度が、当該イベントツリーの耐震裕度を下回ることはないことから、当該イベントツリーの耐震裕度をクリフエッジとして特定することができる。

(9) 事象の過程の進展を防止する措置の効果の評価

特定されたクリフエッジへの対応を含め、燃料の重大な損傷に至る事象の過程の進展を防止する措置の効果について、多重防護の観点から、その効果を示す。

4.1.4 評価条件

2.3 項の評価の進め方に示した最も厳しいプラント状態を評価条件とし、評価にあたっては、以下の事項を考慮する。

- (1) 原子炉およびSFP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、合理的な想定により機能回復を期待できる場合を除き、一度失った機能は回復しない、プラント外部からの支援は受けられない等、厳しい状況を仮定する。
- (2) 複数号機間の相互作用の可能性の考慮として、1, 2, 3号機が同時に地震の影響を受ける状況を仮定する。

4.1.5 炉心にある燃料に対する評価結果

検討を行うために必要な解析諸元や前提条件等については、耐震バックチェック時のものを使用することを基本とする。

(添付資料-4.1.2および4.1.3)

(1) 起回事象の選定結果

地震PSA学会標準に基づき図4.1.3の選定フローにより地震を起因として炉心損傷に至る起回事象として、以下の9事象を選定した。

【起回事象】

- ・主給水喪失
- ・外部電源喪失
- ・補機冷却水の喪失
- ・2次冷却系の破断
- ・大破断LOCA

- ・ 中破断LOCA
- ・ 小破断LOCA
- ・ 格納容器バイパス
- ・ 炉心損傷直結

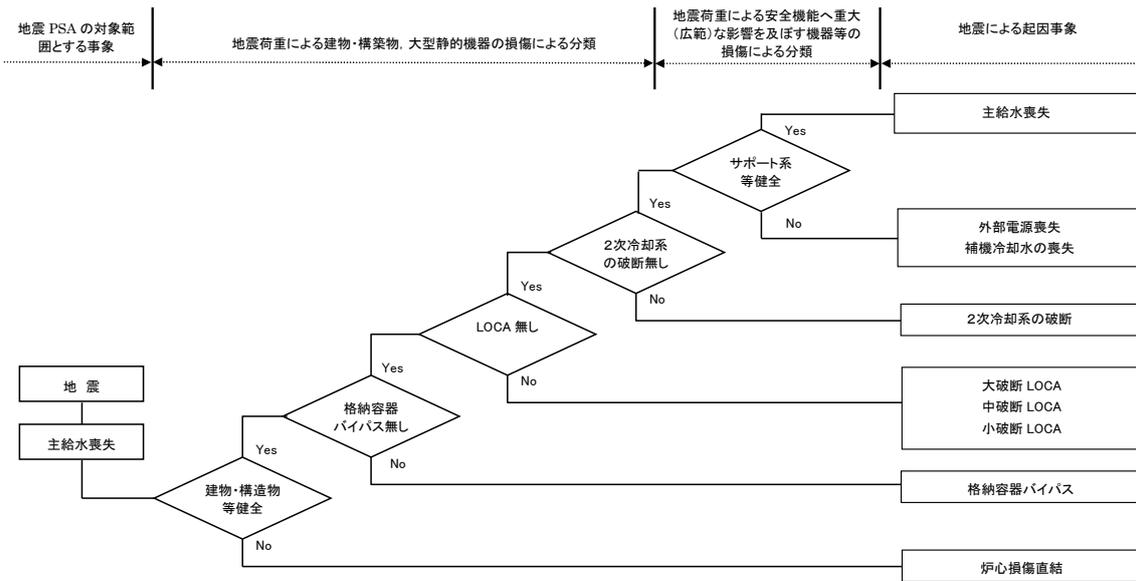


図4. 1. 3 炉心損傷に至る起因事象選定フロー

今回選定した上記の起因事象と、安全評価審査指針での想定事象等に基づき、定期安全レビュー、および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評価を実施している内的事象PSAにおける起因事象との関係を図4. 1. 4に整理した。

(2) 影響緩和機能の抽出および収束シナリオの特定結果

各起因事象について、事象の影響緩和に必要な機能を抽出し、イベントツリーを作成し、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、「格納容器バイパス」および「炉心損傷直結」については影響緩和機能に期待せず、炉心損傷に至るとみなすことからイベントツリーは作成していない。

（添付資料－ 4. 1. 4）

(3) 起因事象、影響緩和機能に関連する設備等の抽出結果

起因事象および影響緩和機能（フロントライン系およびサポート系）に関連する設備等を抽出した。

（添付資料－ 4. 1. 5）

(4) 起因事象、影響緩和機能に関連する設備等の耐震裕度の評価結果

抽出した設備等について、 S_s に基づく評価値および許容値から、耐震裕度を評価した。

（添付資料－ 4. 1. 5）

また、影響緩和機能については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、これら設備等の関係を系統図にまとめた。

（添付資料－ 4. 1. 6 および 4. 1. 7）

なお、安全機能に影響を及ぼさない、もしくは明らかに裕度が大きく、クリフエッジ評価に影響を及ぼさないと考えられる一部の設備については抽出対象としていない。

（添付資料－ 4. 1. 8）

(5) 起因事象発生に係る耐震裕度の特定結果

各起因事象について、設備等の耐震裕度の評価結果を用いて、 S_s の何倍でどのような起因事象が発生するか、表 4. 1. 1 のとおり特定した。「主給水喪失」および「外部電源喪失」については耐震 C クラス設備等の破損により発生することから、 S_s までの地震動で発生すると想定した。

表 4. 1. 1 各起因事象の対象設備および耐震裕度一覧（地震：炉心損傷）

起因事象	設 備	裕度（×S _s ）
主給水喪失	工学的判断※	1.00 未満
外部電源喪失	工学的判断※	1.00 未満
炉心損傷直結	原子炉建屋，原子炉補助建屋	2.00
補機冷却水の喪失	海水系配管，原子炉補機冷却水系配管	2.08
小破断 L O C A	1 次冷却材圧力バウンダリ接続 小口径配管	2.08
中破断 L O C A	SIS 高圧低温側注入配管 他	2.08
2 次冷却系の破断	補助給水系配管	2.08
大破断 L O C A	加圧器	2.09
格納容器バイパス	蒸気発生器（内部構造物）	2.14

※S_s 以上の場合、主給水ポンプ、碍子等の設備が必ず損傷に至ると想定する。

起因事象として、まず S_s までの地震動で発生する「主給水喪失」、「外部電源喪失」を対象に評価を実施することとした。なお、S_s の地震動下において外部電源が期待できないことを考えると「主給水喪失」と「外部電源喪失」のイベントツリーは同様のものとなる。従って、「主給水喪失」、「外部電源喪失」の評価は「外部電源喪失」にまとめて評価を実施することとした。

(6) 影響緩和機能の耐震裕度の特定結果

「外部電源喪失」の各影響緩和機能のフロントライン系とサポート系の耐震裕度を整理の上、各影響緩和機能をフォールトツリーに展開し、各影響緩和機能を構成する機能の耐震裕度を求めるとともに、それぞれの影響緩和機能に対する耐震裕度評価を行った。

(添付資料－4. 1. 9～4. 1. 11)

(7) 収束シナリオの耐震裕度の特定結果

「外部電源喪失」の収束シナリオ（成功パス）①～③の耐震裕度について評価を行った。

- ① 起因事象発生の後、原子炉の停止および非常用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なされている状態で、電動また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行われる。主蒸気逃がし弁が中央制御室からの手動操作により開放され、2次系による冷却が行われる。この状態で充てん系によるほう酸の添加を行い、未臨界性を確保する。この状態では未臨界性が確保された上で安定、継続的な冷却が行われており、燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。
- ② 起因事象発生の後、原子炉の停止および非常用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なされている状態で、①で期待していた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、充てん系によるほう酸の添加のいずれかに失敗した場合、高圧注入ポンプの起動、加圧器逃がし弁の開放、格納容器スプレイポンプの起動を中央制御室からの手動操作により行い、燃料取替用水タンクのほう酸水を注入し、1次系の冷却を行う。ほう酸水注入の後、再循環へ切り替えを行い高圧注入および格納容器スプレイによる継続した1次系冷却を行う。この状態では未臨界性が確保された上で安定、継続的な冷却が行われており、燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。
- ③ 起因事象発生の後、原子炉の停止に成功するが、地震により非常用所内電源からの電源供給が失敗し、全交流電源喪失に至る場合、または②で期待していた高圧注入による原子炉への給水、加圧器逃がし弁による熱放出、格納容器スプレイによる格納容器除熱、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

格納容器冷却のいずれかに失敗した場合、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、現場での手動操作により主蒸気逃がし弁を開放し、2次系による冷却が行われる。蓄圧タンクのほう酸水を注入し、未臨界性を確保し、蓄電池の枯渇までに電源車による給電を行う。なお、蓄圧タンク出口弁は中央制御室からの操作により閉止する。また、補助給水タンク枯渇までに海水の補助給水タンクへの補給を行うことにより、2次系冷却を継続する。この状態では未臨界性が確保された上で安定、継続的な2次系冷却が行われており、燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

以上の収束シナリオの内、最も耐震裕度が大きいのは収束シナリオ②および③となった。収束シナリオ②および③においては、電源供給に必要なドロップ盤（1.86Ss）が最小裕度となり機能喪失する結果、影響緩和機能に関連する設備へ電源が供給されないため、燃料の重大な損傷に至ると評価された。

(8) 起因事象を起点とするイベントツリーの耐震裕度およびクリフエッジの特定結果

「外部電源喪失」の次に大きな地震動で発生する起因事象は影響緩和機能に期待できない「炉心損傷直結」であり、その発生に係る耐震裕度 2Ss は「外部電源喪失」のイベントツリーの耐震裕度 1.86Ss よりも大きいことから、炉心にある燃料に対する重大な損傷を防止する観点では、「外部電源喪失」のイベントツリーの耐震裕度である 1.86Ss がクリフエッジとして特定された。

(9) 事象の過程の進展を防止する措置の効果の評価結果

(8)で特定したクリフエッジは、福島第一原子力発電所事故を踏まえて整備を行った緊急安全対策実施後の状態に対して評価を行ったものである。ここではクリフエッジへの対応、事象の過程の進展を防止するための措置でもある緊急安全対策のクリフエッジへの効果について検討する。

緊急安全対策のクリフエッジへの効果を検討するために、緊急安全対策を考慮しないイベントツリーを作成した。

(添付資料－4. 1. 12)

緊急安全対策実施前後の比較を行った結果、耐震裕度は変わらないもの

の、緊急安全対策として実施した電源車の配備により、非常用ディーゼル発電機による非常用所内電源からの給電が失敗した場合においても電源車からの給電が可能となるため、燃料の重大な損傷に至ることを防止するための多重防護措置がとられており、緊急安全対策の効果について確認することができた。

4.1.6 SFPにある燃料に対する評価結果

検討を行うために必要な解析諸元や前提条件等については、耐震バックチェック時のものを使用することを基本とする。

(添付資料－4. 1. 2および4. 1. 3)

(1) 起回事象の選定結果

地震を起因としてSFPの燃料の損傷に至る起回事象として以下の4事象を選定した。

【起回事象】

- ・外部電源喪失
- ・SFP冷却機能喪失
- ・補機冷却水の喪失
- ・SFP損傷

(2) 影響緩和機能の抽出および収束シナリオの特定結果

上記の各起回事象について、事象の影響緩和に必要な機能を抽出し、イベントツリーを作成し、収束シナリオを特定した。収束シナリオ特定においては、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（燃料損傷）とした。なお、「SFP損傷」については影響緩和機能に期待せず、燃料の重大な損傷に至るとみなすことからイベントツリーは作成していない。

(添付資料－4. 1. 13)

(3) 起回事象、影響緩和機能に関連する設備等の抽出結果

起回事象および影響緩和機能（フロントライン系およびサポート系）に関連する設備等を抽出した。

(添付資料－4. 1. 14)

(4) 起回事象、影響緩和機能に関連する設備等の耐震裕度の評価結果

抽出した設備等について、 S_s に基づく評価値および許容値から、耐震裕度を評価した。

(添付資料－4. 1. 14)

また、フロントライン系に必要なサポート系の関連を整理するとともに、これら設備等の関係を系統図にまとめた。

(添付資料－4. 1. 15および4. 1. 16)

なお、安全機能に影響を及ぼさない、もしくは明らかに耐震裕度が大きく、クリフエッジ評価に影響を及ぼさないと考えられる一部の設備については抽出対象としていない。

(添付資料－4. 1. 8)

(5) 起回事象発生に係る耐震裕度の特定結果

各起回事象について、設備等の耐震裕度評価結果を用いて、 S_s の何倍でどのような起回事象が発生するか、表4. 1. 2のとおり特定した。「外部電源喪失」および「SFP冷却機能喪失」については耐震B、Cクラス設備等の破損により発生することから、 S_s までの地震動で発生すると想定した。

表4. 1. 2 各起回事象の対象設備および耐震裕度一覧
(地震: SFP燃料損傷)

起回事象	設備	裕度 ($\times S_s$)
外部電源喪失	工学的判断 [※]	1.00 未満
SFP冷却機能喪失	工学的判断 [※]	1.00 未満
SFP損傷	SFP	2.00
補機冷却水の喪失	海水系配管, 原子炉補機冷却水系配管	2.08

※ S_s 以上の場合、碍子、SFP冷却系配管等の設備が必ず損傷に至ると想定する。

起因事象として、まず Ss までの地震動で発生する「外部電源喪失」、「S F P 冷却機能喪失」を対象に評価を実施することとした。なお、Ss の地震下において外部電源が期待できないことを考えると「外部電源喪失」と「S F P 冷却機能喪失」のイベントツリーは同様のものとなる。従って、「外部電源喪失」、「S F P 冷却機能喪失」の評価は「外部電源喪失」にまとめて評価を実施することとした。

(6) 影響緩和機能の耐震裕度の特定結果

「外部電源喪失」の各影響緩和機能のフロントライン系とサポート系の耐震裕度を整理の上、各影響緩和機能をフォールトツリーに展開し、各影響緩和機能を構成する機能の耐震裕度を求めるとともに、それぞれの影響緩和機能に対する耐震裕度評価を行った。

(添付資料－4. 1. 17～4. 1. 19)

(7) 収束シナリオの耐震裕度の特定結果

「外部電源喪失」の以下の収束シナリオ（成功パス）①、②の耐震裕度について評価を行った。

- ① 起因事象発生の後、非常用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なされている状態で、燃料取替用水タンクポンプを用いて燃料取替用水タンクのほう酸水を S F P に注入することにより安定、継続的な冷却が行われ、燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。
- ② 起因事象発生の後、地震により非常用所内電源からの電源供給が失敗し、燃料取替用水タンクポンプを用いて燃料取替用水タンクのほう酸水を S F P に注入することが困難となるため、消防自動車等を用いて海水を S F P に供給することにより、安定、継続的な冷却が行われ、燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

以上の収束シナリオの内、最も耐震裕度が大きいのは収束シナリオ②となった。収束シナリオ②においては、海水供給に必要な消防自動車（2.5Ss）が最小裕度となり機能喪失する結果、海水を S F P に供給できなくなる可能性があるため、燃料の重大な損傷に至ると評価された。

(8) 起因事象を起点とするイベントツリーの耐震裕度およびクリフエッジの特定結果

「外部電源喪失」の次に大きな地震動で発生する起因事象は影響緩和機能に期待できない「SFP損傷」であることから、SFPにある燃料に対する重大な損傷を防止する観点では、「SFP損傷」の耐震裕度である2Ssがクリフエッジとして特定された。

(9) 事象の過程の進展を防止する措置の効果の評価結果

(8)で特定したクリフエッジは福島第一原子力発電所事故を踏まえて整備を行った緊急安全対策実施後の状態に対して評価を行ったものである。ここではクリフエッジへの対応、事象の過程の進展を防止するための措置でもある緊急安全対策のクリフエッジへの効果について検討する。

緊急安全対策のクリフエッジへの効果を検討するために、緊急安全対策を考慮しないイベントツリーを作成した。

(添付資料－4. 1. 20)

緊急安全対策実施前後の比較を行った結果、緊急安全対策実施前においては、燃料取替用水タンクポンプを用いたSFPへの給水機能が喪失する結果、燃料の重大な損傷に至ると評価され、そのクリフエッジは1.85Ssと特定された。一方、緊急安全対策実施後においては、燃料取替用水タンクポンプの機能が喪失した場合においても消防自動車等を用いたSFPへの海水の補給により、燃料取替用水タンクポンプに頼らない冷却水補給が可能であり、クリフエッジが大きくなった。

以上より、緊急安全対策実施前後で、地震によるクリフエッジは改善されるとともに、燃料の重大な損傷に至ることを防止するための多重防護措置がとられており、緊急安全対策の効果について確認することができた。

4.1.7 結論

以上より、地震に対するクリフエッジは、炉心にある燃料に対しては1.86Ssであり、また、SFPにある燃料に対しては2Ssであると特定されたことから、プラント全体としての地震に対するクリフエッジは1.86Ssであると特定された。

また、本評価において、これまで実施してきた緊急安全対策の効果についても確認することができた。

なお、耐震安全性の向上に係る当社独自の取り組みとして、耐震Sクラスの安全上重要な主な機器についてSsの2倍程度の耐震裕度があるかど

うかを確認し必要なものは対策を実施すること、およびSFP冷却系設備について耐震Bクラスから耐震Sクラス相当に向上させる対策等を進めており、今後も必要に応じ対策の強化を図っていく。

耐震評価設備等リスト

耐震 クラス	設備等の名称	耐震バックチェック 結果の有無	本評価 での 適用
S	a. 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系		
	・原子炉容器	有	○
	・蒸気発生器	有	○
	・1次冷却材ポンプ	有	○
	・加圧器	有	○
	・1次冷却材管	有	○
	・付属配管・弁	有	○
S	b. 使用済燃料を貯蔵するための施設		
	・使用済燃料ピット	有	○
	・使用済燃料ラック	有	○
	・使用済燃料ピット補給水系	有	○
S	c. 原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を付加するための施設、および原子炉の停止状態を維持するための施設		
	・制御棒クラスタおよび制御棒駆動装置	有	○
	・ほう酸注入（移送）系	有	○
S	d. 原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設		
	・主蒸気系（蒸気発生器～主蒸気隔離弁）	有	○
	・主給水系（主給水逆止弁～蒸気発生器）	有	○
	・補助給水系	有	○
	・補助給水タンク	有	○
	・余熱除去系	有	○
S	e. 原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故後、炉心から崩壊熱を除去するための施設		
	・安全注入系	有	○
	・余熱除去系（ECCS）	有	○
	・燃料取替用水タンク	有	○

耐震 クラス	設備等の名称	耐震バックチェック 結果の有無	本評価 での 適用
S	f. 原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故の際に、圧力障壁となり放射性物質の放散を直接防ぐための施設		
	・原子炉格納容器	有	○
S	g. 放射性物質の放出を伴うような事故の際に、その外部放散を抑制するための施設で上記 f. 以外の施設		
	・格納容器スプレイ系	有	○
	・燃料取替用水タンク（再掲）	有	○
S	h. 補助設備		
	・原子炉補機冷却水系	有	○
	・原子炉補機冷却海水系	有	○
	・非常用所内電源	有	○
	・計装設備	有	○
	・制御用空気系	有	○
その他	i. 建屋、波及的影響を考慮すべき設備等		
	・耐震安全上重要な建屋等	有	○
	・波及的影響を考慮する設備（クレーン類ほか）	有	○
	・耐震 B, C クラス設備（上記「波及的影響を考慮する設備」を除く）	無	×

伊方発電所の基準地震動 S_s

「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂（平成18年9月原子力安全委員会決定）に伴う伊方発電所施設の耐震安全性評価（耐震バックチェック）において、新潟県中越沖地震を踏まえた耐震安全性評価に反映すべき事項も考慮し、これまで実施してきた各種地質調査等のデータの再整理および拡充を行い、基準地震動 S_s を策定した。

策定した基準地震動 S_s については、平成22年1月に原子力安全・保安院および原子力安全委員会より妥当との評価を得ている。

以下に基準地震動 S_s の策定の概要を示す。

1. 検討用地震の選定

1.1 内陸地殻内地震

【敷地に影響を及ぼす地震のリストアップ】

■ 主な被害地震

顕著な被害地震の記録は残っていないが、中央構造線が1596年9月の数日間に連鎖的に活動したとの指摘もある（岡田，2006）。いずれにしても下記活断層の想定で包絡されると考える。

■ 当社の調査に基づく敷地周辺30km内の活断層

- ・ 敷地前面海域の断層群
(中央構造線断層帯 L=54km 断層最短距離 8km) ①
- ・ 宇和海F-21断層 (L=19km 断層最短距離 16km) ⑫
- ・ 五反田断層 (L=2km 断層最短距離 12km) ⑬

■ 敷地から30km以遠の主な活断層

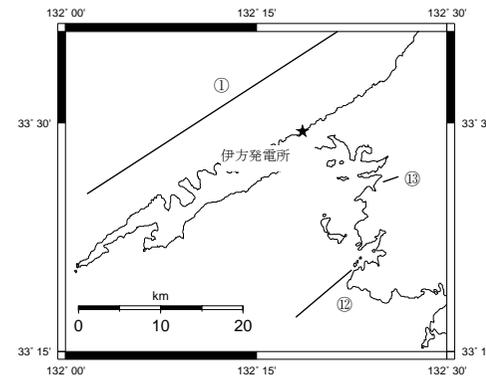
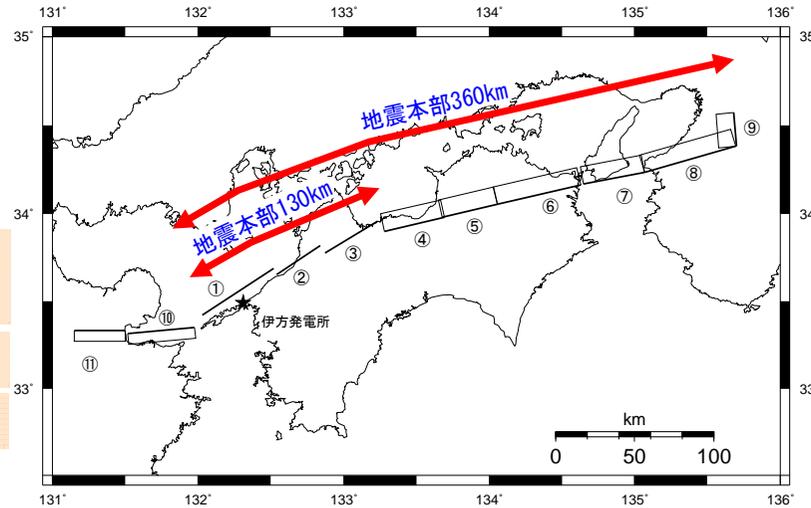
<当社調査に基づくもの>

- ・ 伊予断層 (中央構造線断層帯 L=23km 断層最短距離 32km) ②

<その他機関での評価に基づくもの>

活断層の長期評価において、地震調査研究推進本部が評価結果を公表(2003)

- ・ 中央構造線断層帯 (金剛山地東縁-伊予灘 L=約360km) ①②③④⑤⑥⑦⑧⑨
- ・ 中央構造線断層帯 (石鎚山脈北縁西部-伊予灘 L=約130km) ①②③
- ・ 別府湾^{ひじょう}一日出生断層帯 (L=76km 断層最短距離 36km) ⑩⑪



敷地周辺拡大図

網掛けは敷地に影響を及ぼす可能性のある活断層

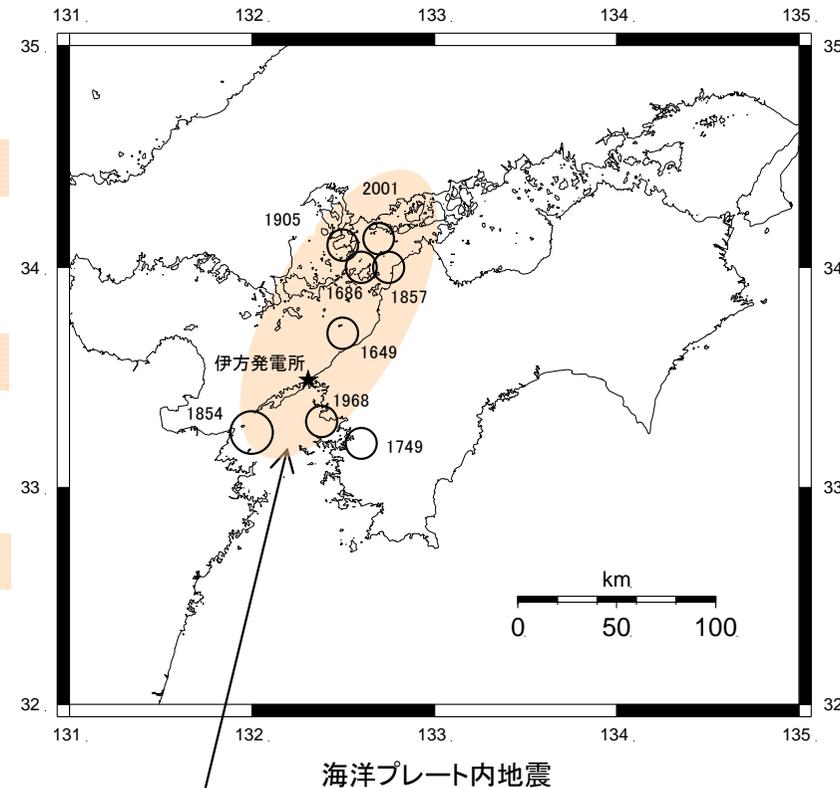


1.2 海洋プレート内地震

【敷地に影響を及ぼす地震のリストアップ】

■ 主な被害地震

- ・ 1649年 安芸・伊予 (M 6.9 震央距離 約29km)
- ・ 1686年 安芸・伊予 (M 6.9 震央距離 約63km)
- ・ 1749年 伊予宇和島 (M 6.7 震央距離 約42km)
- ・ 1854年 伊予西部 (M 7.0 震央距離 約39km)
- ・ 1857年 伊予・安芸 (M 6.8 震央距離 約70km)
- ・ 1905年 芸予地震 (M 6.7 震央距離 約70km)
- ・ 1968年 豊後水道 (M 6.6 震央距離 約22km)
- ・ 2001年 芸予地震 (M 6.7 震央距離 約80km)



南海トラフから安芸灘～伊予灘～豊後水道の方向（西北西）に沈み込んだフィリピン海プレート内において発生。

網掛けは、敷地での震度が5程度以上の地震
地震規模は地震カタログを比較して設定



1.3 プレート間地震

【敷地に影響を及ぼす地震のリストアップ】

南海トラフ沿いのプレート間地震

M8クラスのプレート間地震が過去に繰り返し発生

■ 主な被害地震

- ・ 684年 土佐その他南海・東海・西海諸道 (M8 1/4 震央距離 約198km)
- ・ 1707年 宝永地震 (M8.6 震央距離 約335km)
- ・ 1854年 安政南海地震 (M8.4 震央距離 約256km)

■ その他機関での評価に基づくもの

- ・ 想定南海地震 (地震調査研究推進本部 M8.4)
- ・ 想定南海地震 (中央防災会議 M8.6)

日向灘のプレート間地震

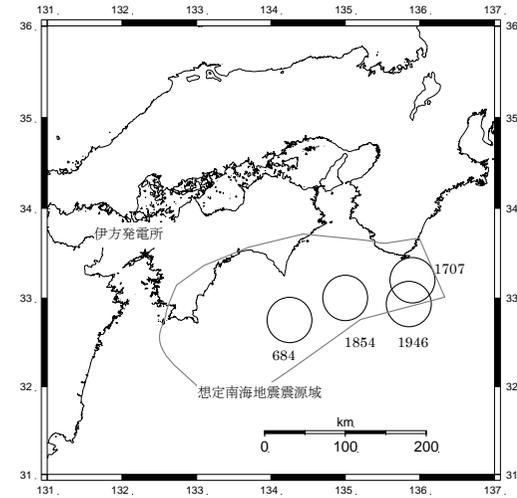
日向灘沖のフィリピン海プレートと陸側のプレートの境界面においてM7クラスのプレート間地震が繰り返し発生

■ 主な被害地震

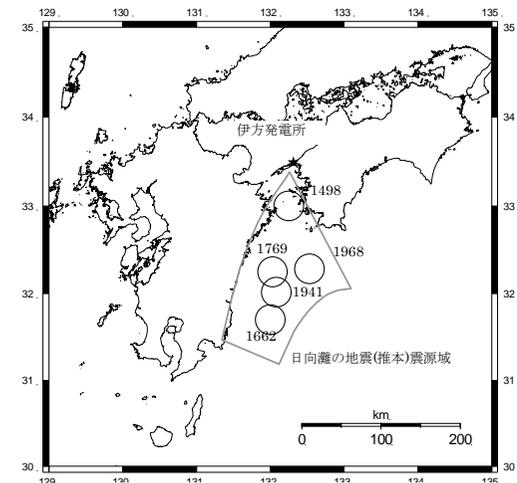
- ・ 1498年 日向灘 (M7 1/4 震央距離 約55km)
- ・ 1769年 日向・豊後 (M7.2 震央距離 約140km)

■ その他機関での評価に基づくもの

- ・ 日向灘の地震 (地震調査研究推進本部 M7.6)



南海トラフ沿いの地震

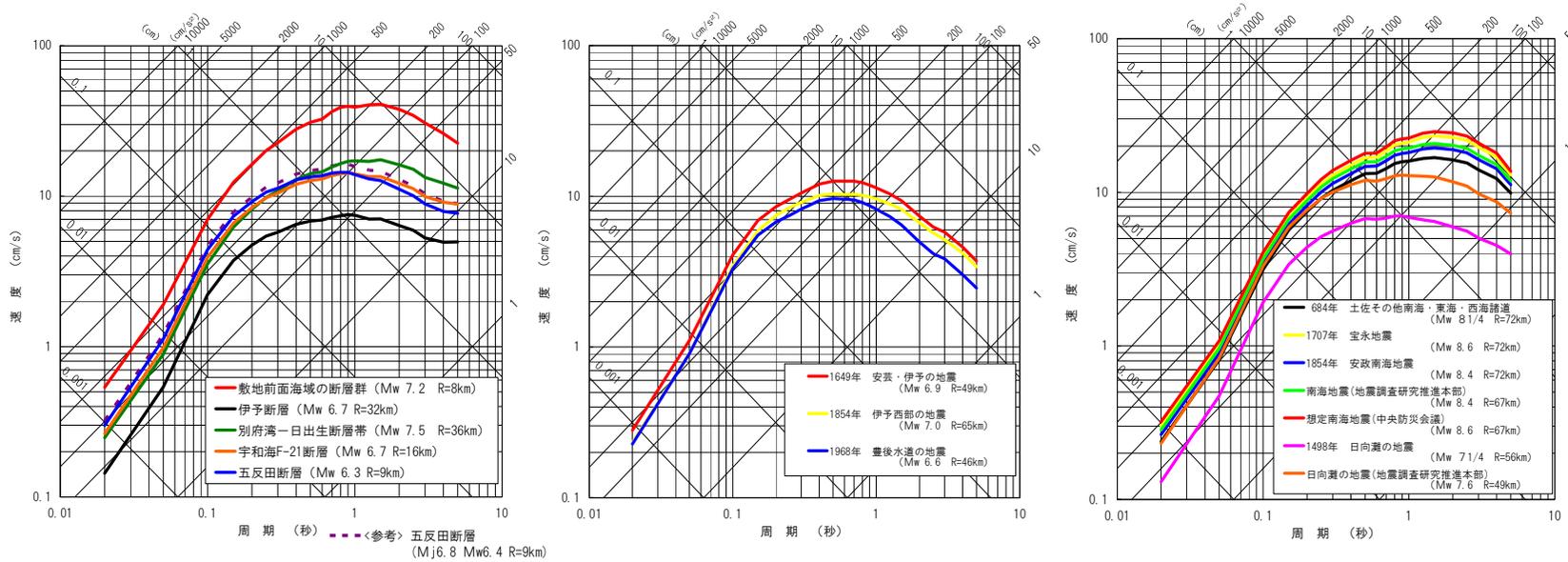


日向灘の地震

網掛けは、敷地での震度が5程度以上の地震, または敷地に影響を及ぼす可能性のある地震

1.4 地震タイプ毎の敷地に与える影響度合いと検討用地震の選定

距離減衰式を用いて敷地への影響を評価した結果を示す。これより検討用地震の選定を行った。



内陸地殻内地震

海洋プレート内地震

プレート間地震

中央構造線断層帯については、敷地前面海域の断層群(長さ54km)で代表して評価を行った。

検討用地震の選定結果

- 内陸地殻内地震 : 中央構造線断層帯による地震(敷地前面海域の断層群)
- 海洋プレート内地震 : 1649年安芸・伊予の地震 M6.9
- プレート間地震 : 想定南海地震 M8.6 (中央防災会議による想定南海地震)

敷地に与える影響は、中央構造線断層帯による地震が最も大きいと推察される

2. 基本震源モデルの設定と不確かさ考慮の考え方

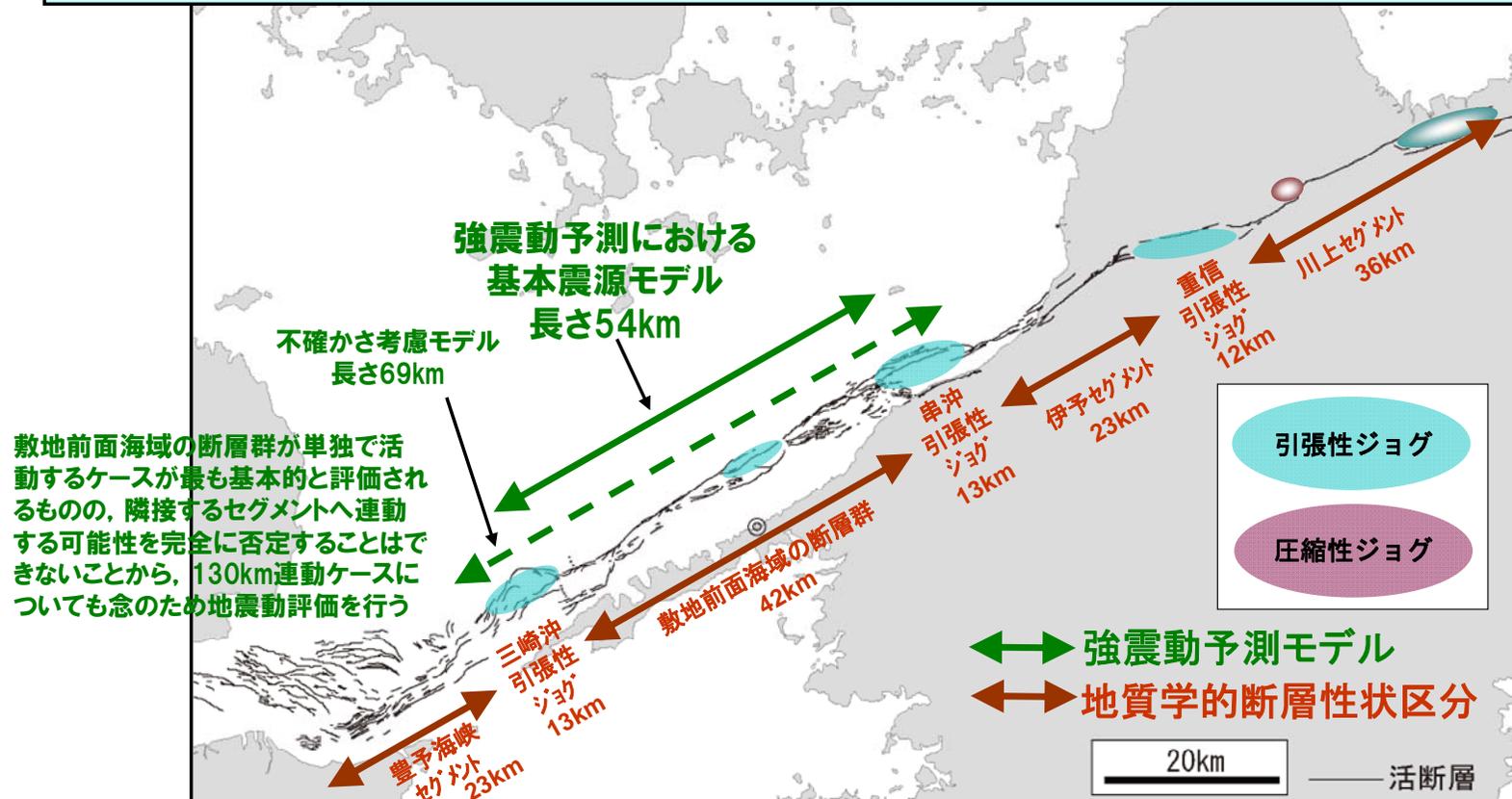
2.1 基本震源モデルの設定

(1) 震源モデルの傾斜角について

基本震源モデルの傾斜角を 90° とし、北傾斜 30° の地質境界断層が震源断層と一致する可能性を否定できないことから、不確かさを考慮した震源モデルの傾斜角として北傾斜 30° も考慮する。

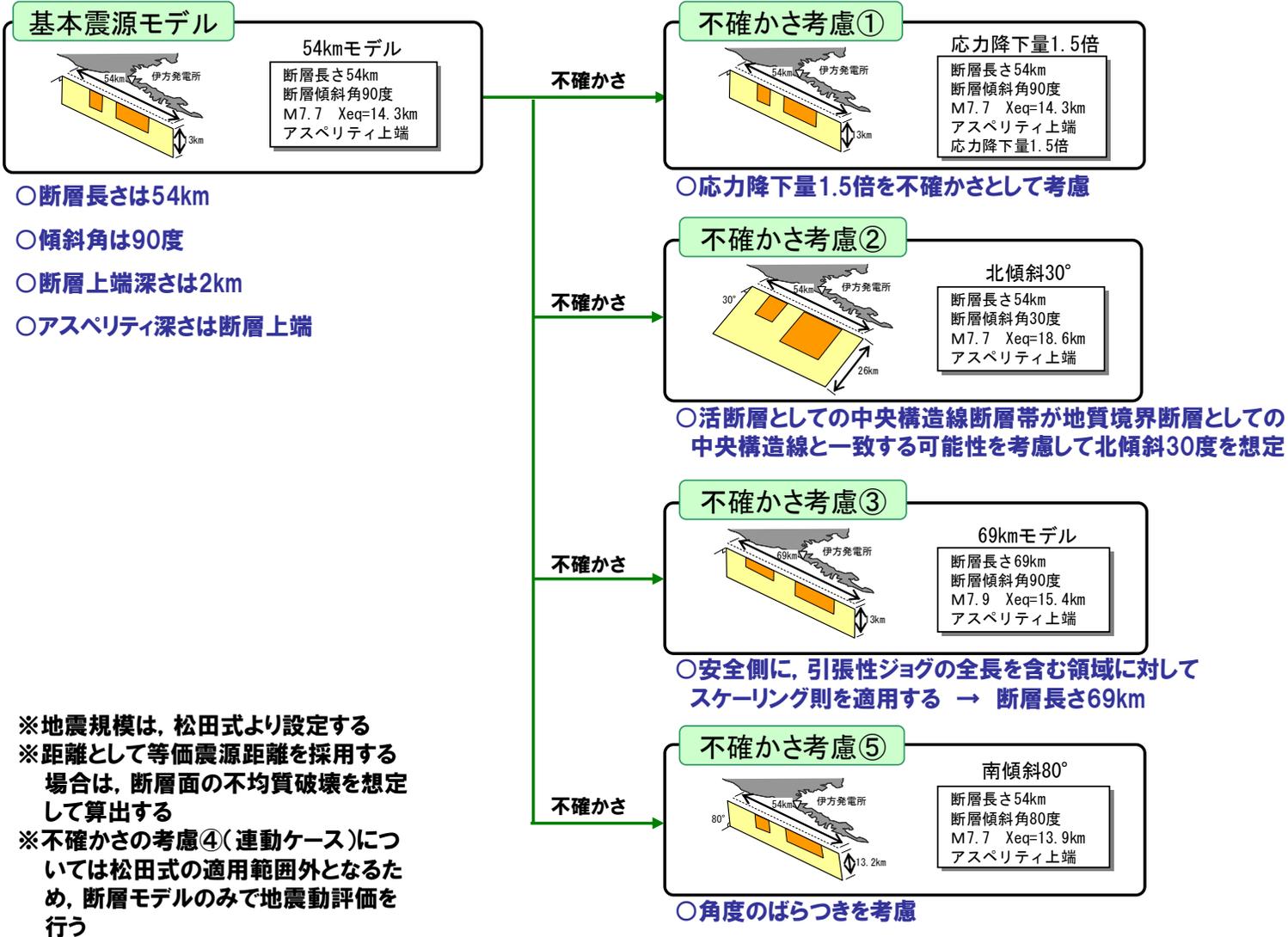
(2) 震源モデルの長さについて

隣合う活動セグメントとの連動を不確かさの考慮に含めることを条件に、基本震源モデルの長さを、両端の引張性ジョグの中央までの 54km とする。なお、不確かさを考慮した震源モデルの長さとして 69km も考慮する。



2.2 基本震源モデルと不確かさ考慮ケース①

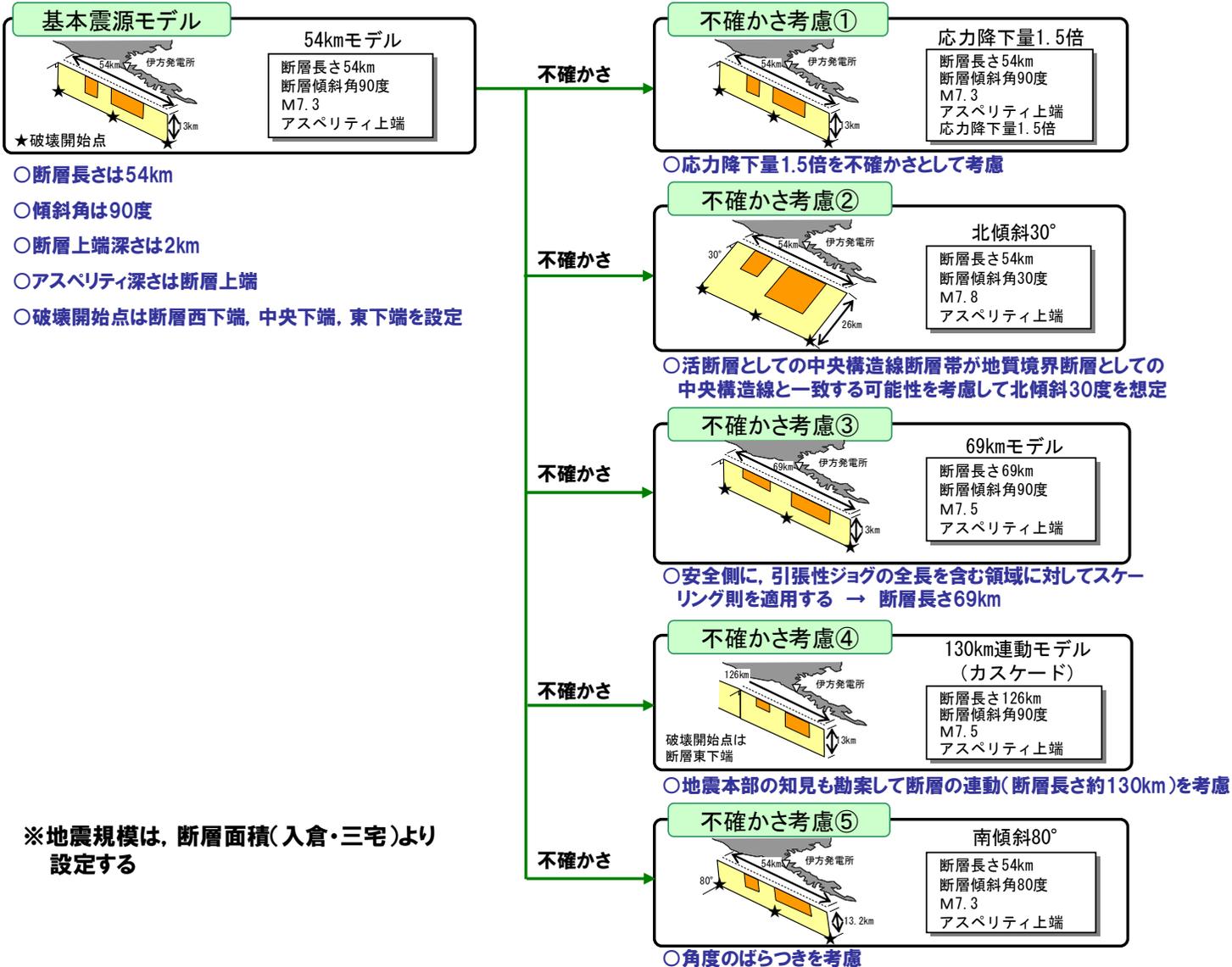
応答スペクトルに基づく手法



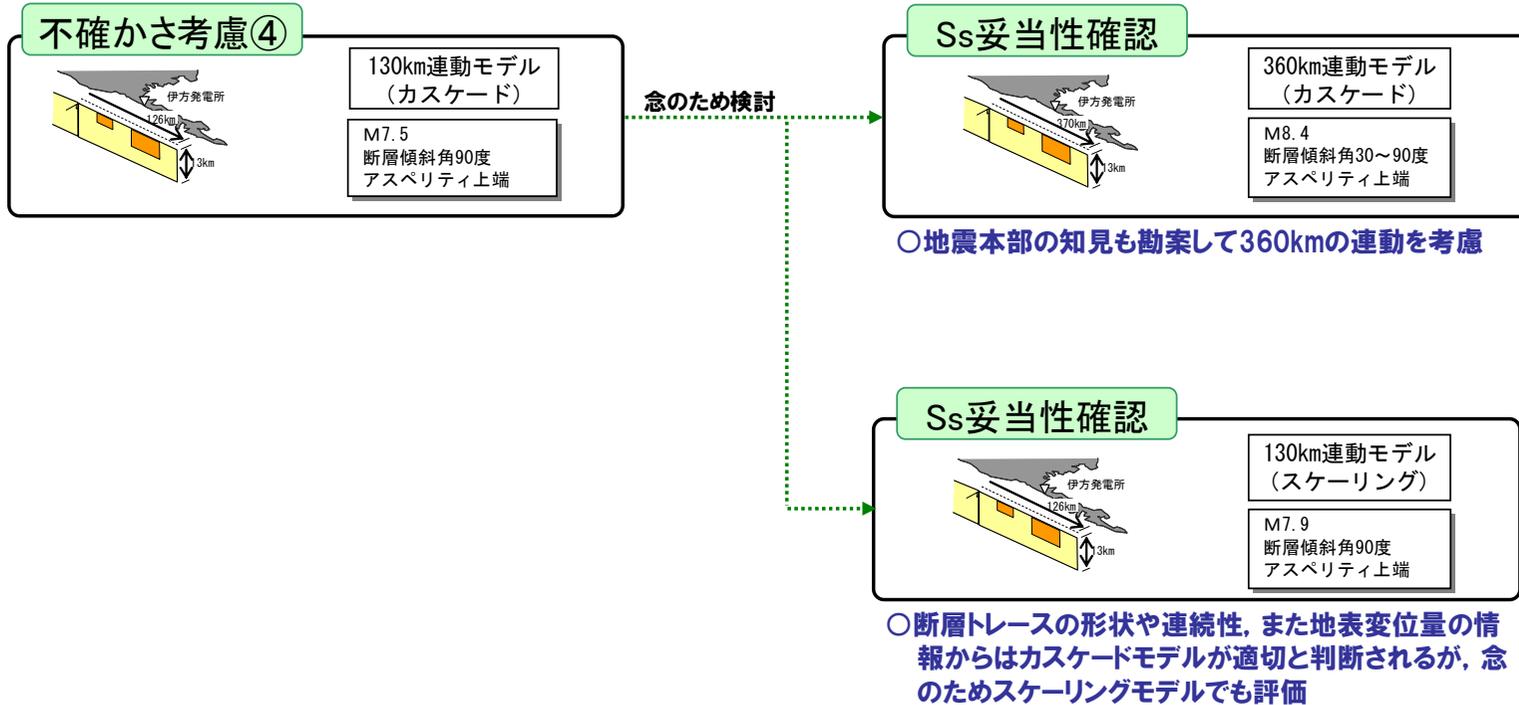
※地震規模は、松田式より設定する
 ※距離として等価震源距離を採用する場合は、断層面の不均質破壊を想定して算出する
 ※不確かさの考慮④(連動ケース)については松田式の適用範囲外となるため、断層モデルのみで地震動評価を行う

2.2 基本震源モデルと不確かさ考慮ケース②

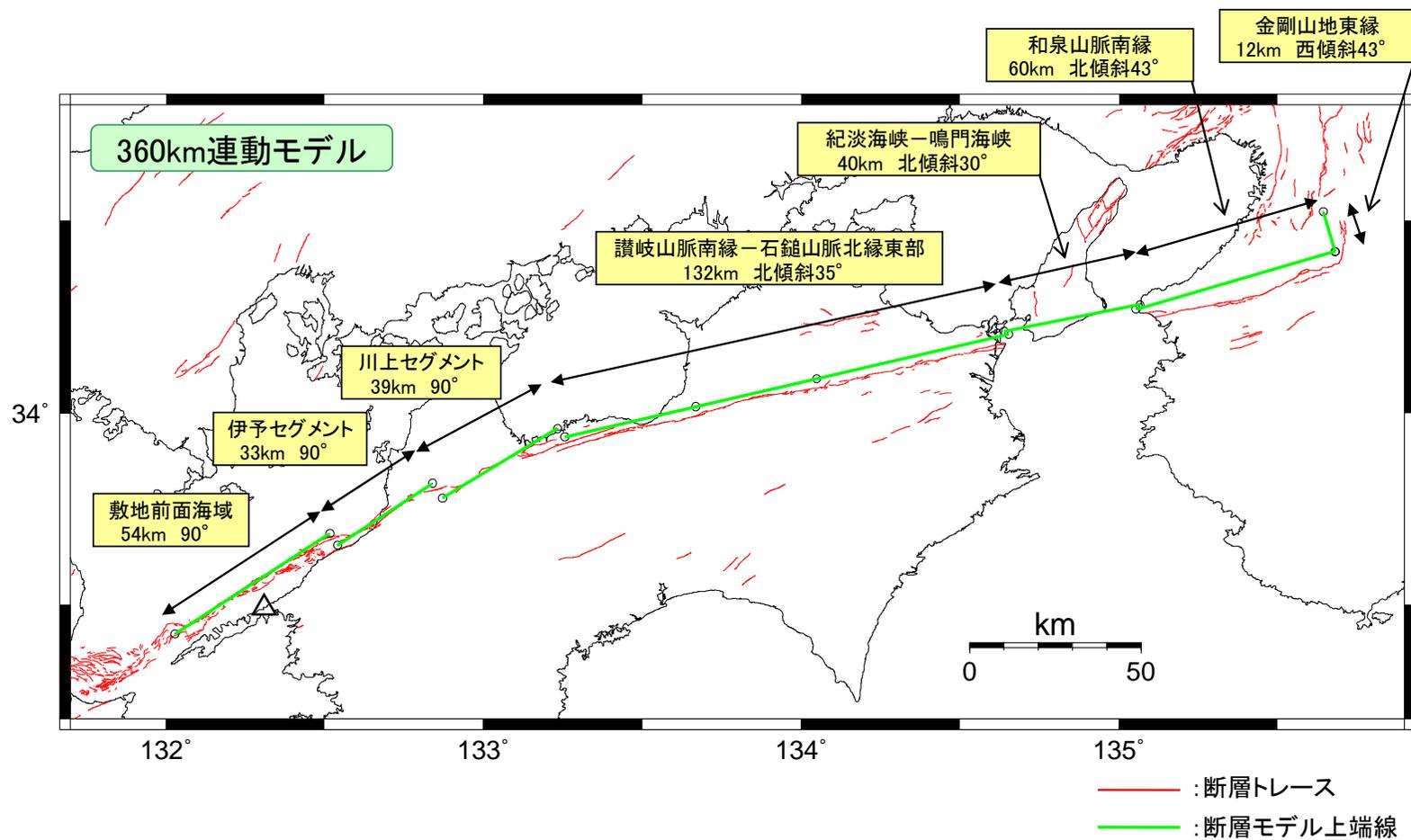
断層モデルを用いた手法



2.3 基準地震動 S_s の妥当性確認(断層の連動)①



2.3 基準地震動 S_s の妥当性確認(断層の連動)②



3. 地震動評価と基準地震動 S_s の策定

3.1 地盤構造モデル

- 解放基盤表面は敷地整地レベルEL.+10mに設定 ($V_s=2.6\text{km/s}$)
- 地震基盤は地下2kmに設定 ($V_s=3.5\text{km/s}$)
- 地震動評価は解放基盤表面 ($V_s=2.6\text{km/s}$) で行う
- 中央構造線断層帯の地震動評価においては、統計的グリーン関数は解放基盤表面で作成

地盤構造モデル

層上面 (m)	V_p (m/s)	V_s (m/s)	密度 (kg/m^3)	Q値	根拠
EL.+10m→ (解放基盤表面) 0	5300 ※1	2600 ※1	3000 ※5	50 ※6	○主に地質調査結果を参照して設定 ※1: 試掘坑における測定値 ※2: PS検層における測定値より設定 ※3: $\nu=0.34$ (測定値)および $V_p/V_s=\sqrt{2(1-\nu)/(1-2\nu)}$ より算出 ※4: $V_p=6\text{km/s}$ として, $V_s=V_p/1.73$ ※5: CH級岩盤の物理試験結果より ※6: PS検層による測定値より総合的に判断して設定 ※7: $Q=V_s/15$
10	5500 ※3	2700 ※2	3000 ※5	50 ※6	
200	5700 ※3	2800 ※2	3000 ※5	190 ※7	
地下2km→ (地震基盤) 2000	6100 ※4	3500 ※4	3000 ※5	230 ※7	
16000	6700	3870	2800	400	○Kakehi (2004) を参照して設定 Kakehi(2004)は下記に基づいてモデルを構築 ・下部地殻 上面深さ, V_p : 浅野ほか(1986) Q値: 纈纈・古村(2002) ・スラブ 上面深さ: 三好・石橋(2004), 大倉・瀬野(2002) V_p , V_s , Q値: Ohkura(2000), 纈纈・古村(2002) 海洋性地殻の2層区分: 渋谷(2001), Takahashi et al.(2002)
40000	6600	3820	2800	400	
42000	6700	3870	2900	400	
46000	8000	4620	3200	1200	

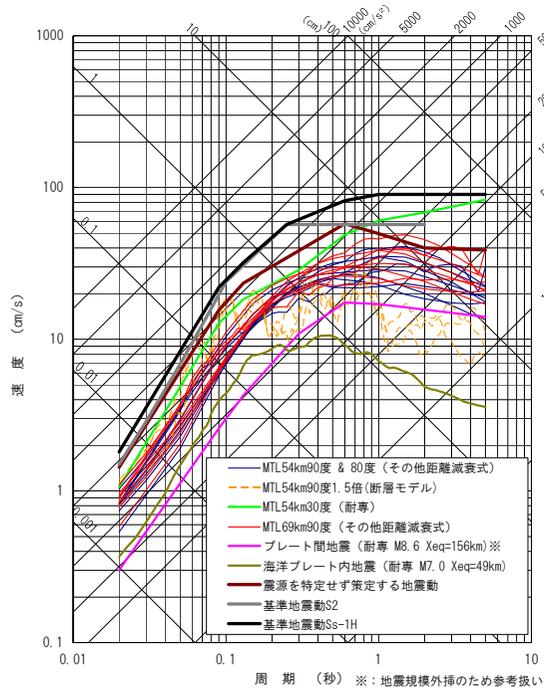
3.2 応答スペクトルに基づく手法による基準地震動Ss①

応答スペクトル手法による地震動評価結果を図に示す。

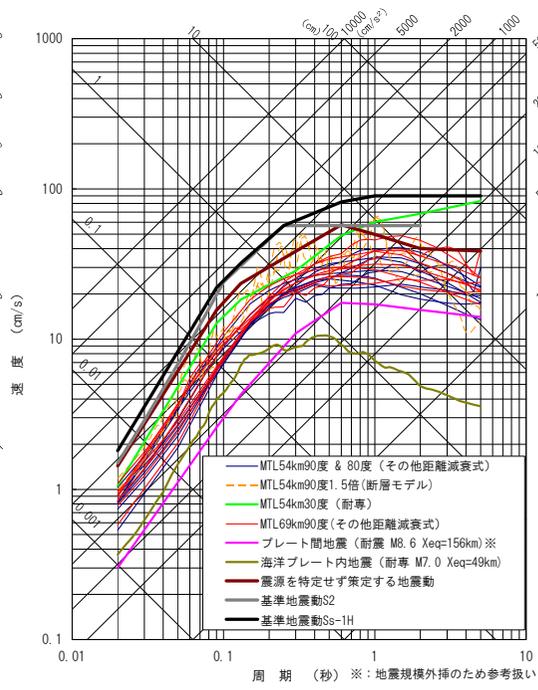
(耐専スペクトルの適用が適切でない場合には、その他距離減衰式の結果を示す。応答スペクトル手法で評価ができないケース(54km・30度を除く鉛直動、応力降下量1.5倍)については、断層モデルの結果を参考に示す。)

そして、応答スペクトルに基づく地震動評価結果および基準地震動S2を包絡するように、水平方向の「基準地震動Ss-1H」を設定する。鉛直動については、Ss-1Hに対して、耐専スペクトルの鉛直方向の地盤増幅率を乗じて「基準地震動Ss-1V」を設定する。

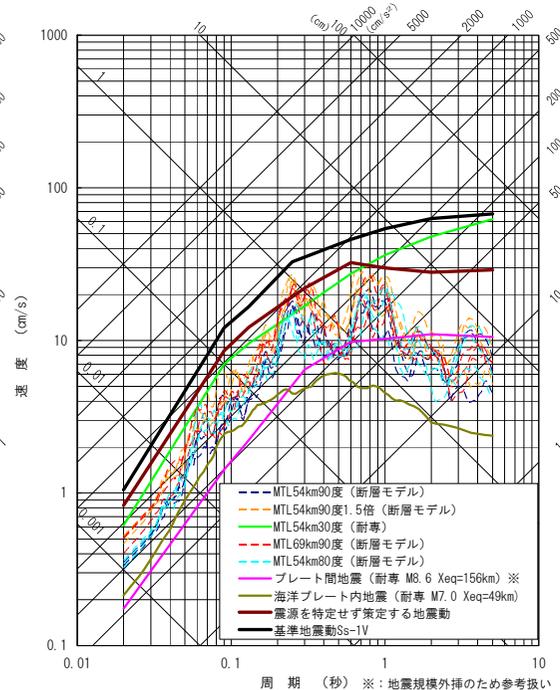
また、震源を特定せず策定する地震動による基準地震動Ssは、震源を特定せず策定する地震動の応答スペクトルが基準地震動Ss-1に全周期帯において包絡されるため、基準地震動Ss-1で代表させる。



NS方向



EW方向

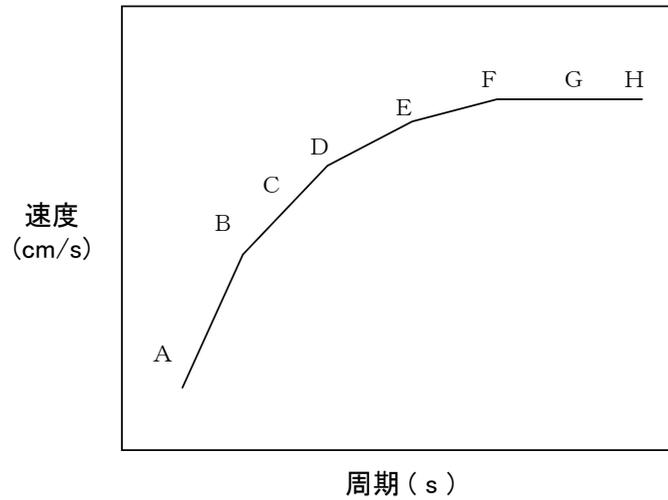


UD方向

※:その他距離減衰式では断層最短距離を採用しているため、54km90度と54km80度の水平方向の地震動は等しい

3. 2 応答スペクトルに基づく手法による基準地震動Ss②

設計用応答スペクトル		コントロールポイント							
		A	B	C	D	E	F	G	H
Ss-1H	周期 (s)	0.02	0.09	0.13	0.25	0.60	1	2	5
	速度 (cm/s)	1.810	22.00	32.00	57.00	82.00	90.00	90.00	90.00
Ss-1V	周期 (s)	0.02	0.09	0.13	0.25	0.60	1	2	5
	速度 (cm/s)	1.050	12.10	16.64	32.72	45.92	54.00	63.00	67.50



擬似速度応答スペクトル

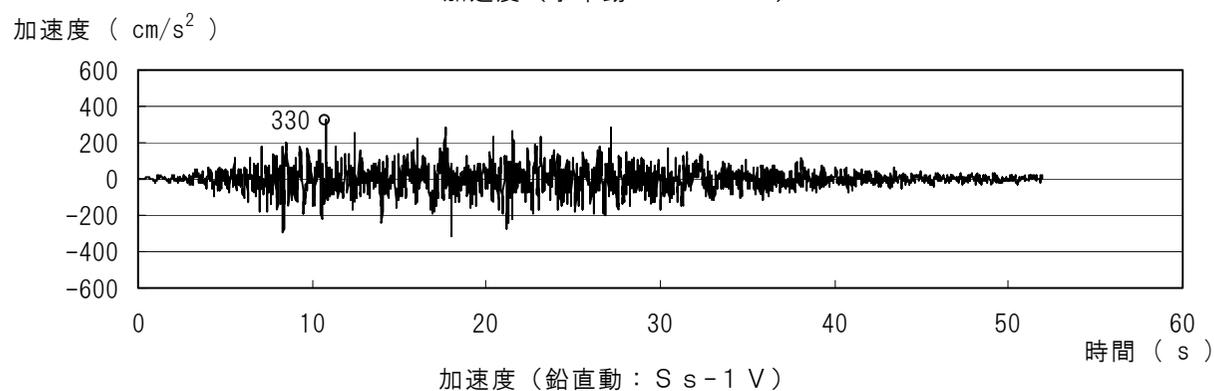
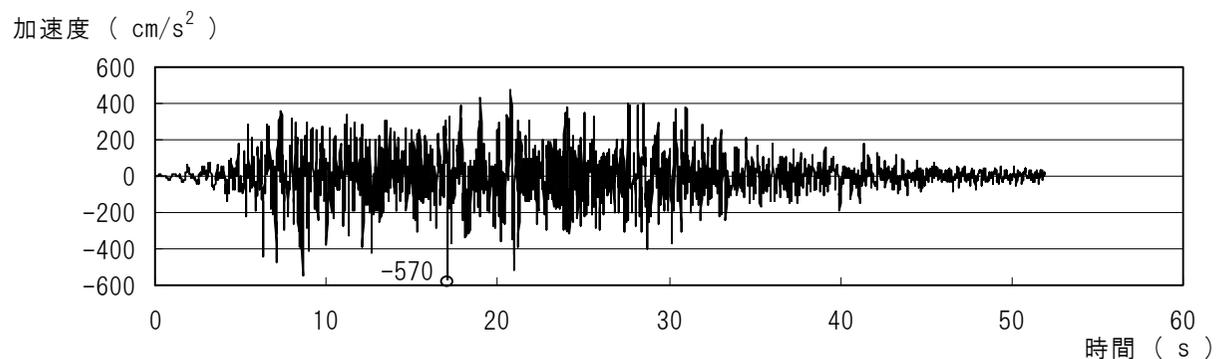


3.2 応答スペクトルに基づく手法による基準地震動Ss③

- 模擬地震波は応答スペクトルに適合する周波数-振動特性と一様乱数の位相をもつ正弦波の重ね合わせによって作成する
- 振幅包絡線の経時変化についてはNoda et al.(2002)に基づき設定

適合条件

- ・ 設計用模擬地震波(Ss-1H, Ss-1V)の設計用応答スペクトルに対する応答スペクトル比 0.85以上
- ・ SI(応答スペクトルの強さ)の比 1.0以上



3.3 断層モデルを用いた手法による基準地震動 S_s ①

➤ 断層モデル設定例(54km, 北傾斜30度ケース, 基準地震動 S_s -2に選定したケース)

地震調査研究推進本部の強震動予測手法に準拠して断層パラメータを設定

①地質調査結果に基づいてセグメンテーションを行い引張性ジョグの中央までを断層長さ L として設定
→ **54km**

②地震発生層の厚さを微小地震の発生様式等から設定
→ **上面2km, 下面15km**

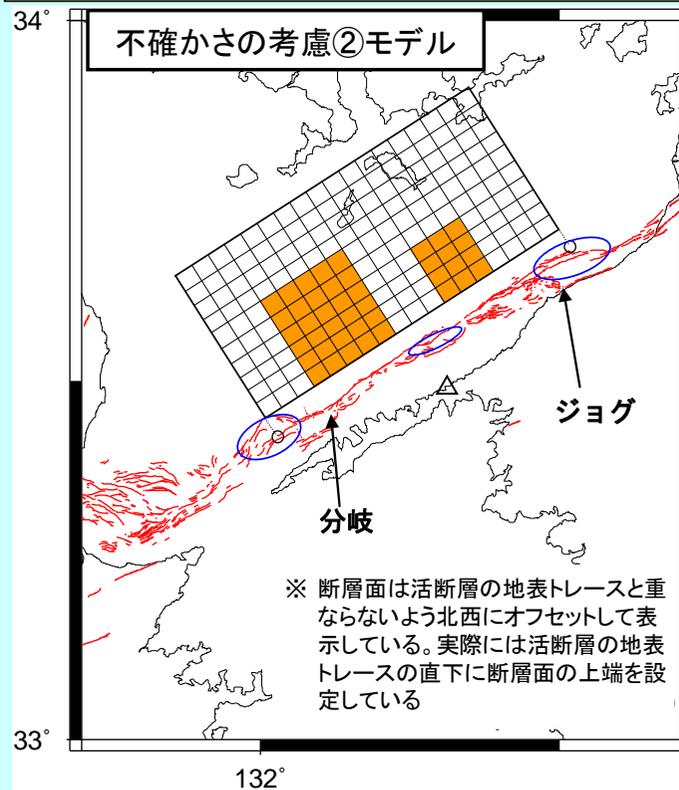
③断層の幅 W を地震発生層の厚さと断層の傾斜角(北傾斜30度)から設定
→ **$W=26\text{km}$**

④断層面積 ($S=L \times W$) から地震モーメント M_0 を算定

⑤断層全体の応力降下量は、楕円クラック式から設定
→ **3.6MPa**

⑥第1アスペリティの面積は $S \times 16\%$
第2アスペリティの面積は $S \times 6\%$
→アスペリティ応力降下量
 $3.6\text{MPa}/22\% = \mathbf{16.3\text{MPa}}$

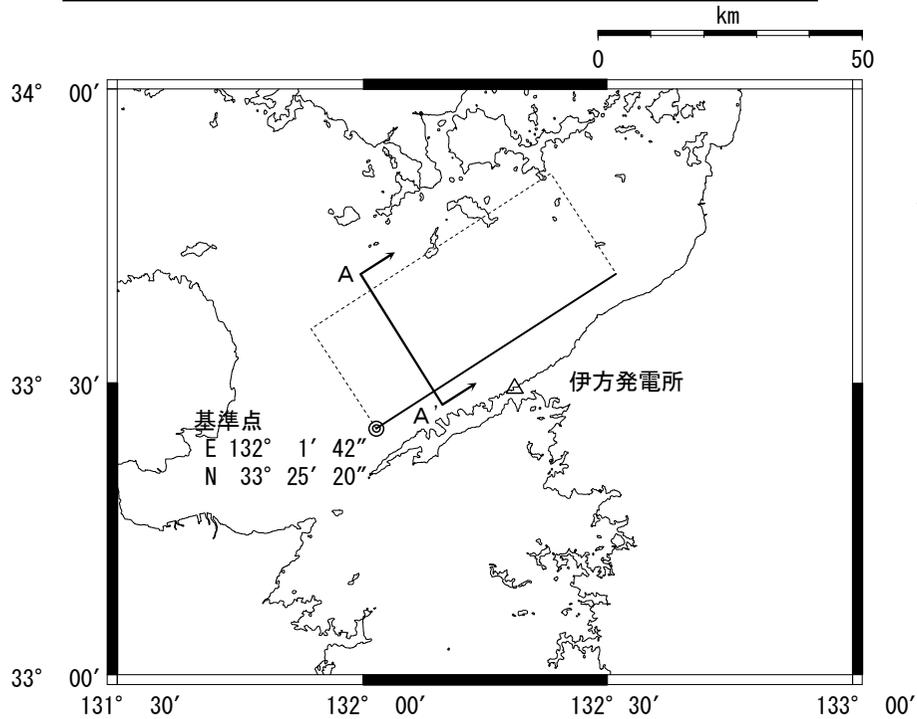
⑦アスペリティの平面位置は地表のトレースから判断して変位の大きいところ(ジョグの間)に配置



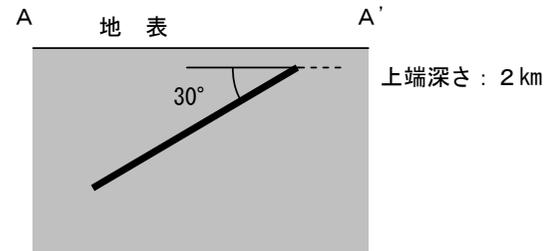
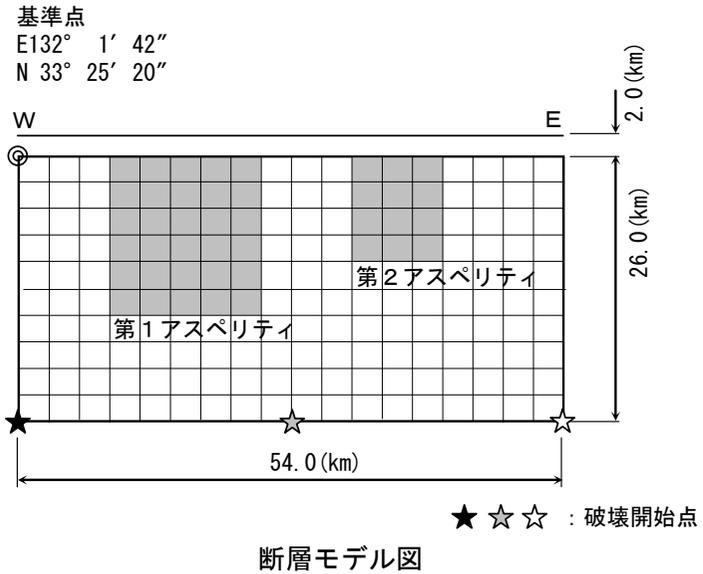
3.3 断層モデルを用いた手法による基準地震動Ss②

【断層諸元】

- 断層長さ : 54km
- 断層傾斜角 : 北傾斜30°
- アスペリティ位置 : 上端
- 破壊開始点 : 断層西下端, 中央下端, 東下端



断層位置図

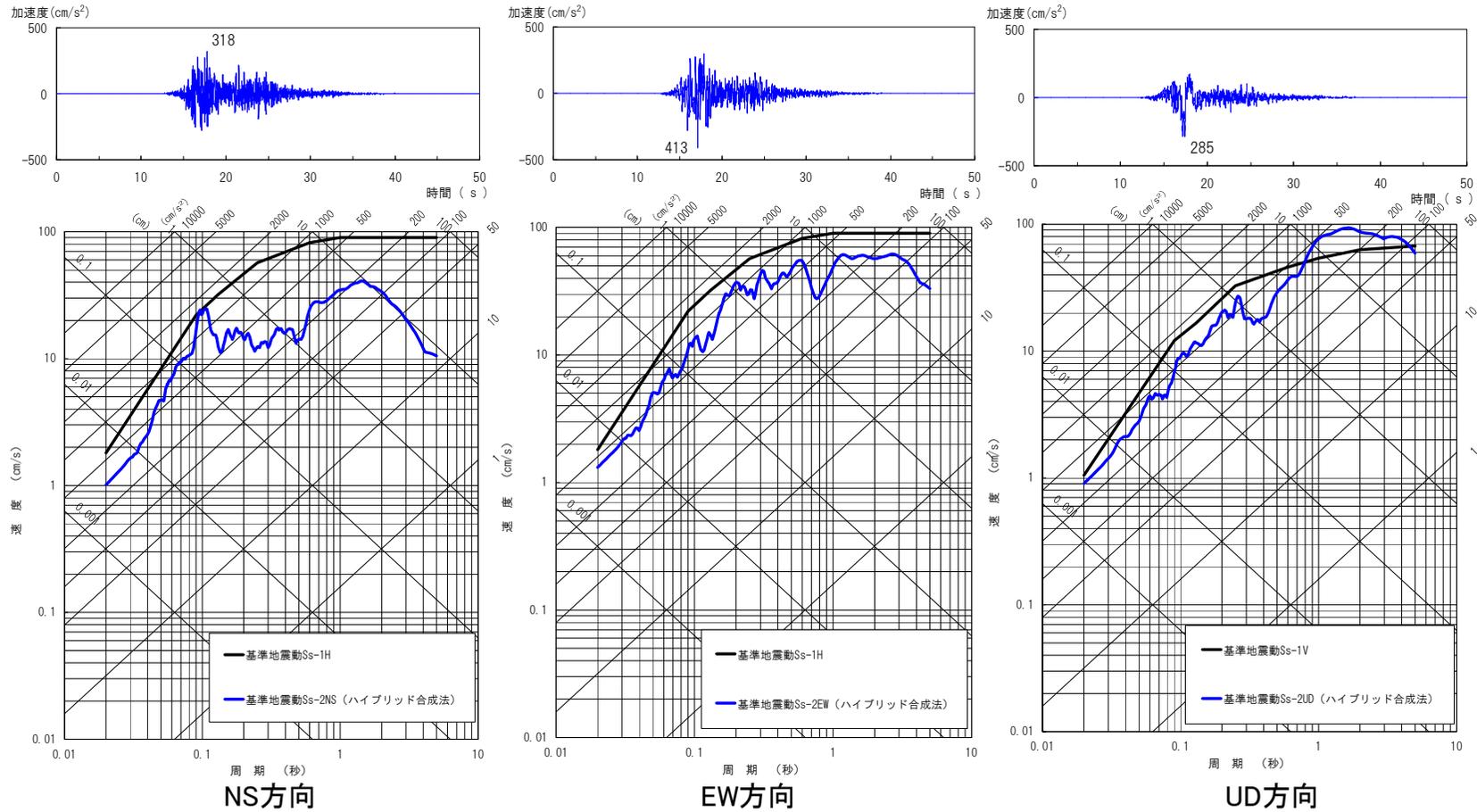


(A-A' 断面図)



3.3 断層モデルを用いた手法による基準地震動Ss③

策定した基準地震動Ss-2を示す。



3. 4 基準地震動S_sの加速度振幅および速度振幅

基準地震動S_sの最大加速度振幅および最大速度振幅

基準地震動S _s				最大加速度 振 幅 (cm/s ²)	最大速度 振 幅 (cm/s)
応答スペクトルに 基づく手法による 基準地震動S _s	設計用模擬地震波	水平動	S _s -1H	570	45.2
		鉛直動	S _s -1V	330	29.4
断層モデルを用 いた手法による 基準地震動S _s	中央構造線断層帯 不確かさ考慮② (ハイブリッド合成法 (経験的手法+理論的手法) 断層長さ:54km 断層傾斜角:30度 アスペリティ深さ:上端 破壊開始点:西下端)	水平動 NS成分	S _s -2NS	318	22.4
		水平動 EW成分	S _s -2EW	413	41.0
		鉛直動 UD成分	S _s -2UD	285	60.5

総合評価における耐震裕度の評価について

1. はじめに

「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂（平成18年9月原子力安全委員会決定）に伴い実施した伊方発電所第3号機「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全性評価（平成23年3月改訂版提出）（以下、「耐震バックチェック」という。）の結果に基づき、燃料の重大な損傷に係わるSクラス設備および燃料の重大な損傷に係るその他の設備について、基準地震動 S_s に対する耐震裕度を評価する。

2. 建物・構築物の耐震裕度評価

2.1 評価の概要

原子炉建屋および原子炉補助建屋について、設計上の想定を超える地震動に対し、燃料の重大な損傷を起こさせないとの観点からどの程度の裕度を有するか評価を実施する。

地震に対する安全性評価は、基準地震動 S_s を用いた地震応答解析（時刻歴応答解析）によることを基本とし、この地震動を係数倍した地震動による応答と許容値とを比較することにより、基準地震動 S_s に対する裕度を評価する。解析モデルは建屋の応答性状を適切に表現できるモデルとし、地震応答解析により求められたせん断ひずみをもとに評価する。解析モデルを設定する際の解析諸元については、設計時の値を用いることを基本とするが、実寸法、実測の物性値および試験研究等で得られた知見も妥当性に留意しつつ適用する。

2.2 地震応答解析

2.2.1 原子炉建屋の地震応答解析モデル

解析に用いる材料定数を第2.2.1-1表に、水平方向の地震応答解析モデルを第2.2.1-1図に、鉛直方向の地震応答解析モデルを第2.2.1-2図に示す。

(1) 水平方向の地震応答解析モデル

地震応答解析モデルは、地盤との相互作用を考慮して底面に地盤の水平および回転ばねを設けた基礎上に、内部コンクリート、外周コンクリート壁等、振動特性の異なる構造物ごとに独立した軸を有する多軸多質点系の曲げせん断棒モデルとしており、各軸が床等により接続されている部分は、床等の面内剛性を考慮した水平ばねにより質点間を接続している。

上部構造物および地盤の非線形特性については、JEAG4601-1991 等に基づき、以下の項目を考慮する。

- ・耐震壁の非線形復元力特性
- ・鉄骨部(筋かい架構、ラーメン架構)の非線形復元力特性
- ・基礎浮き上がりによる地盤の回転ばねの幾何学的非線形

なお、基準地震動 S_s による最大応答値を耐震壁のせん断スケルトンカーブ上にプロットして第 2.2.1-3 図に示す。

(2) 鉛直方向の地震応答解析モデル

地震応答解析モデルは、水平方向と同様に、地盤との相互作用を考慮して底面に地盤の鉛直ばねを設けた基礎上に、構造物ごとに耐震壁等の軸剛性を評価した独立軸を有する多軸多質点系の軸棒モデルとする。

2.2.2 原子炉補助建屋の地震応答解析モデル

解析に用いる材料定数を第 2.2.2-1 表に、水平方向の地震応答解析モデルを第 2.2.2-1 図に、鉛直方向の地震応答解析モデルを第 2.2.2-2 図に示す。

(1) 水平方向の地震応答解析モデル

地震応答解析モデルは、地盤との相互作用を考慮して底面に地盤の水平および回転ばねを設けた基礎上に軸を立ち上げた多質点系の曲げせん断棒モデルとする。

原子炉補助建屋は、耐震壁が各層毎の機器レイアウト等に応じて配置され、かつ剛性の高い床で構成されていることから同一レベルの床が一体で挙動するものと判断し、全体的には 1 軸モデルとしているが、周囲が縁切りされているディーゼル発電機支持架台部については独立した軸を設けている。

上部構造物および地盤の非線形特性については、JEAG4601-1991 に基づき、以下の項目を考慮する。

- ・耐震壁の非線形復元力特性
- ・基礎浮き上がりによる地盤の回転ばねの幾何学的非線形

なお、基準地震動 S_s による最大応答値を耐震壁のせん断スケルトンカーブ上にプロットして第 2.2.2-3 図に示す。

(2) 鉛直方向の地震応答解析モデル

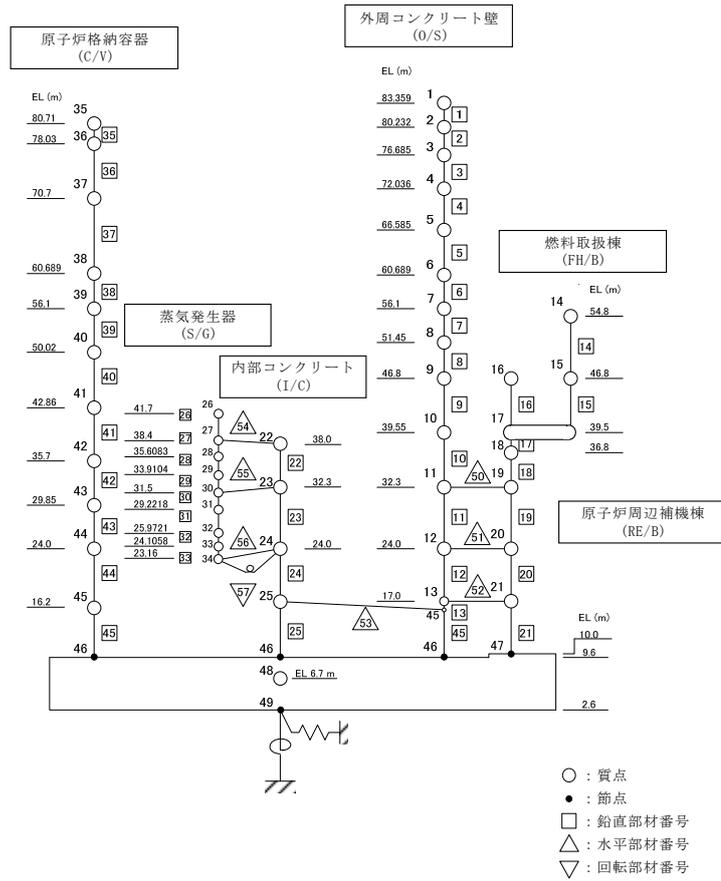
地震応答解析モデルは、水平方向と同様に、建屋と地盤の相互作用を考慮して底面に地盤の鉛直ばねを設けた基礎上に、耐震壁等の軸剛性を評価した軸を有する多質点系の軸棒モデルとする。

2.3 許容値

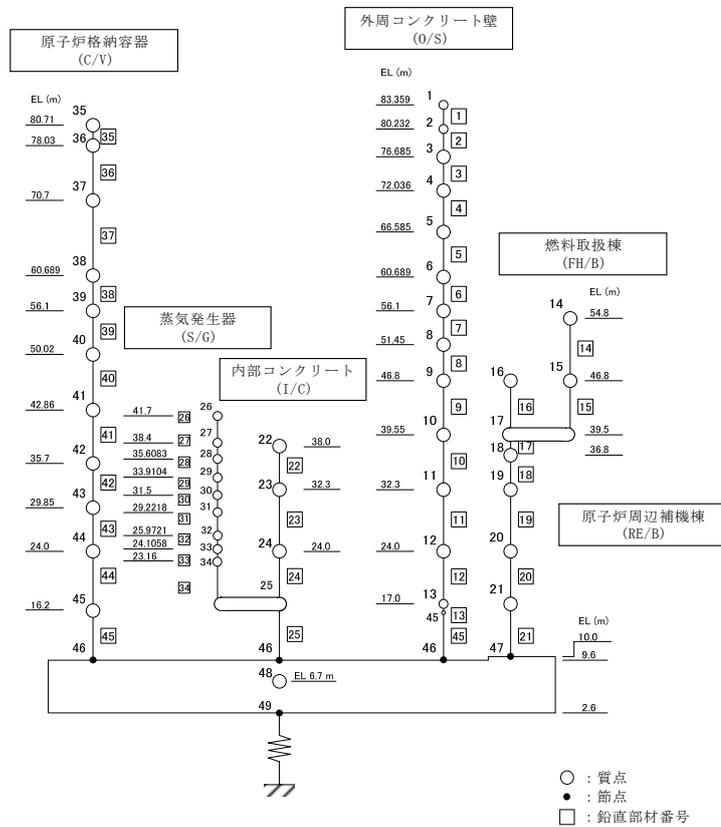
許容値については、(社)日本電気協会の「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」鉄筋コンクリート造耐震壁の終局点のせん断ひずみである 4.0×10^{-3} とする。

第 2.2.1-1 表 解析に用いる材料定数

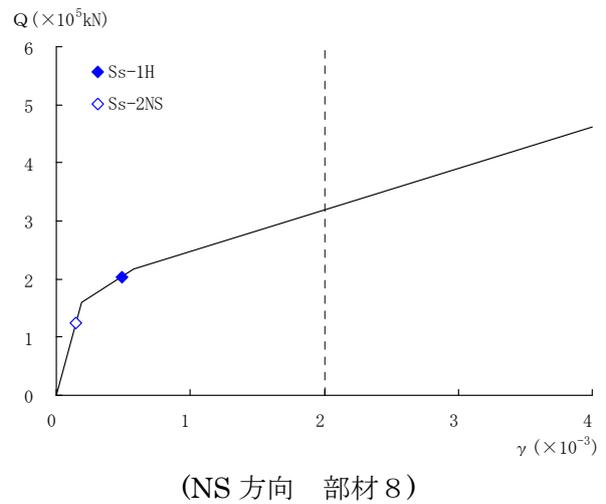
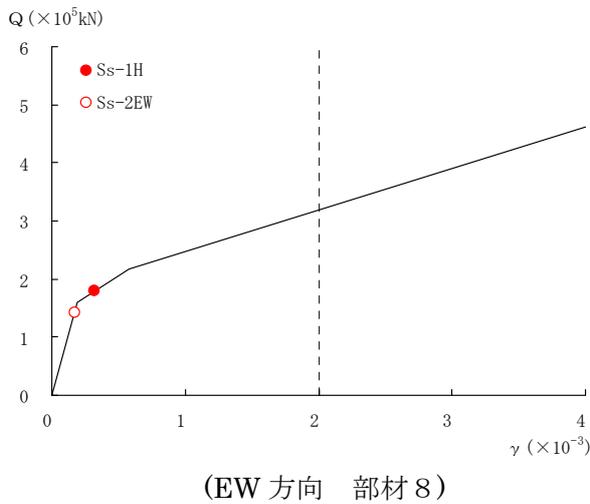
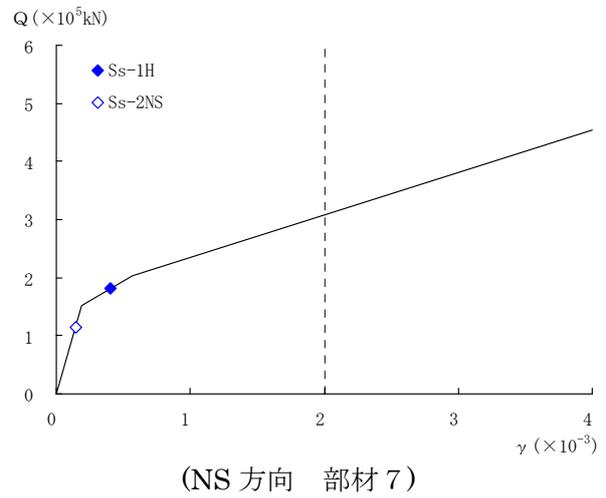
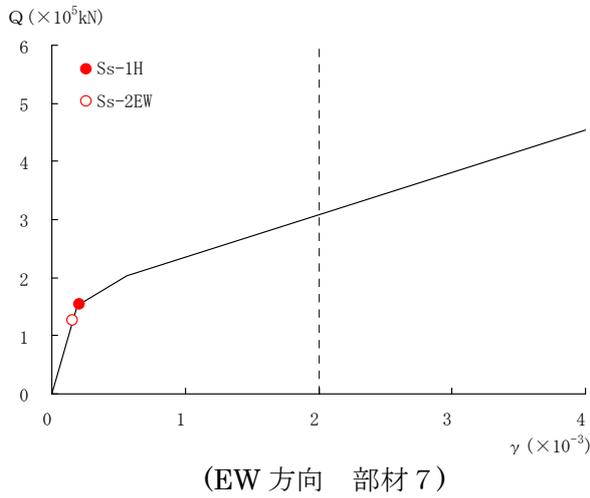
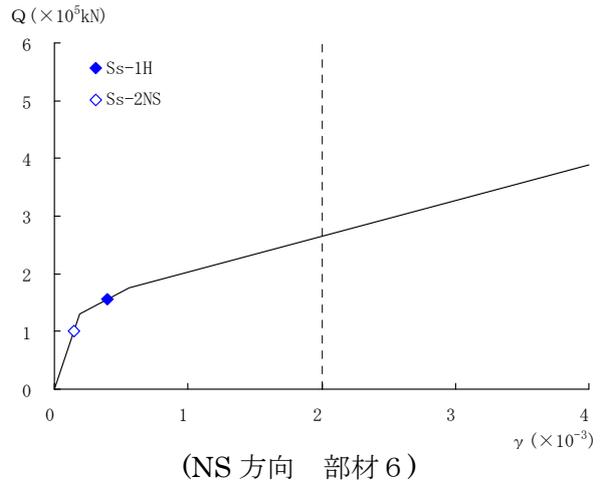
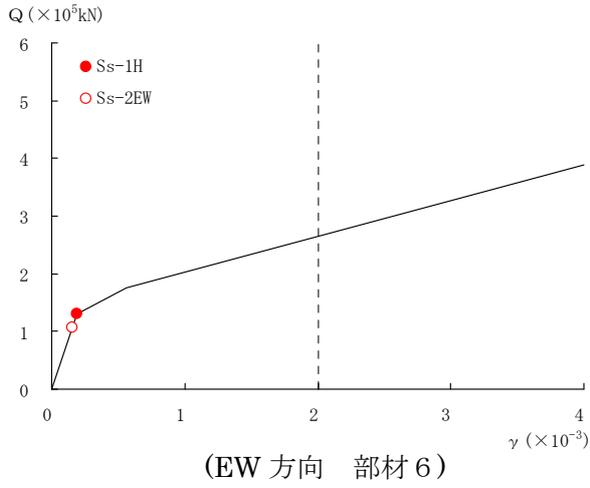
	設計基準強度 Fc (N/mm ²)	ヤング係数 E (N/mm ²)	せん断弾性係数 G (N/mm ²)	ポアソン比 ν	減衰定数 (%)
外周コンクリート壁 (O/S)	26.5	2.34×10^4	9.75×10^3	0.20	5
内部コンクリート (I/C)	26.5	2.34×10^4	9.75×10^3	0.20	5
原子炉周辺補機棟 (RE/B)	26.5	2.34×10^4	9.75×10^3	0.20	5
燃料取扱棟(鉄骨部) (FH/B)	-	2.05×10^5	7.90×10^4	0.30	2
原子炉格納容器 (C/V)	-	1.96×10^5	7.54×10^4	0.30	1
蒸気発生器(S/G) (33部材)	-	1.80×10^5	6.92×10^4	-	3(水平方向) 1(鉛直方向)
蒸気発生器(S/G) (26～32部材)		1.85×10^5	7.12×10^4		



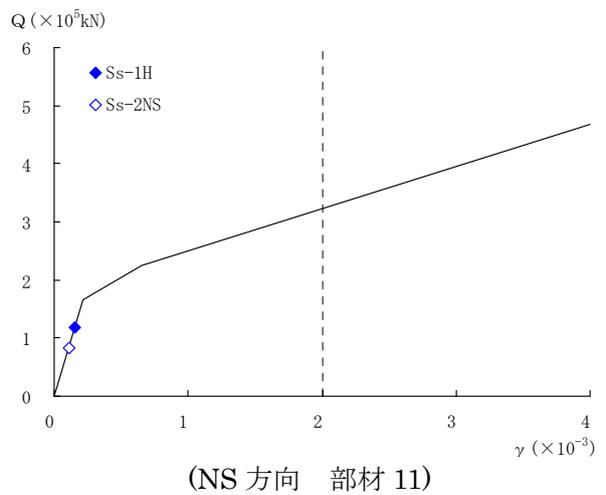
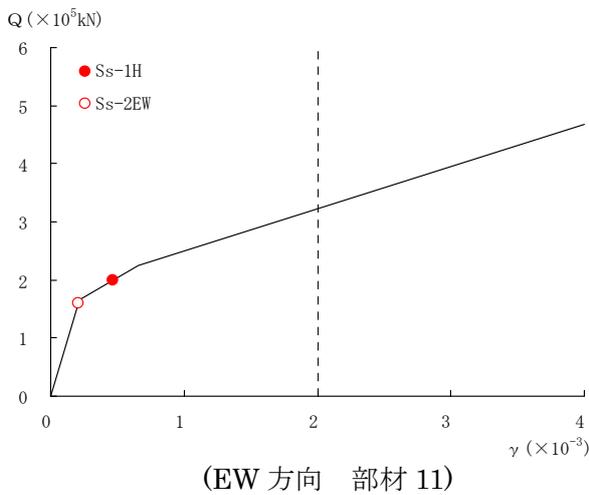
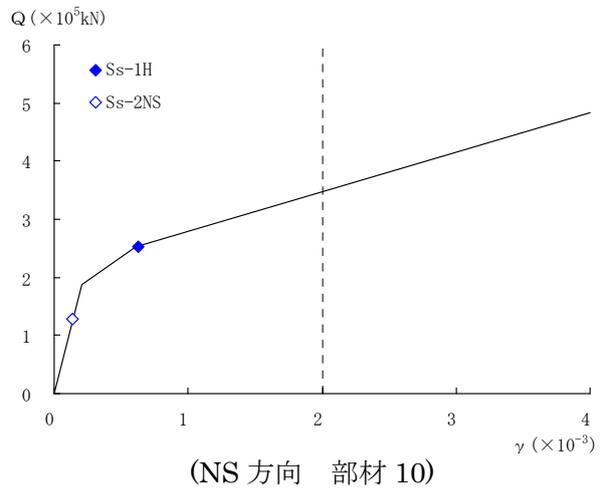
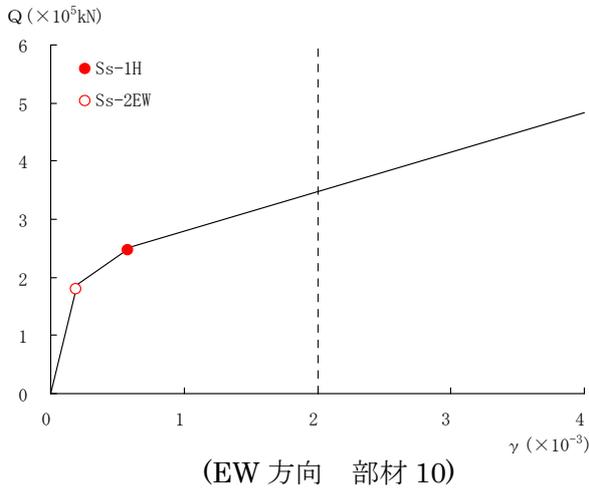
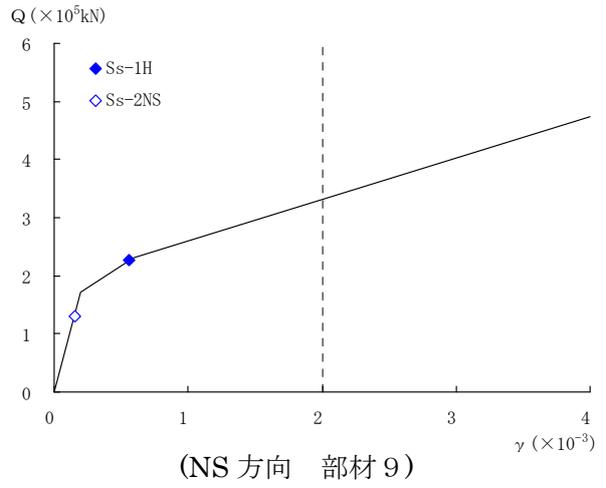
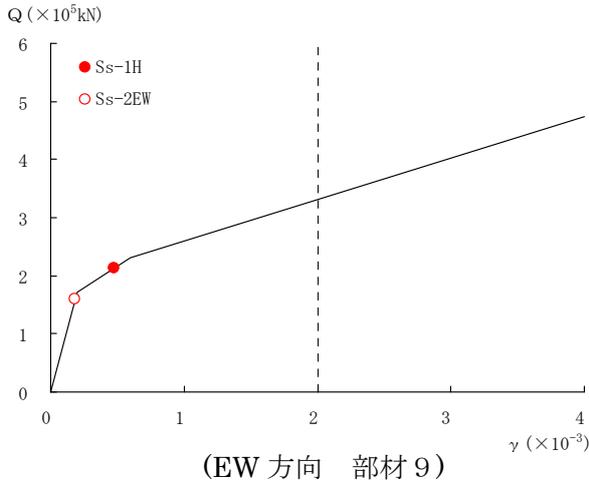
第 2.2.1-1 図 地震応答解析モデル(水平方向)



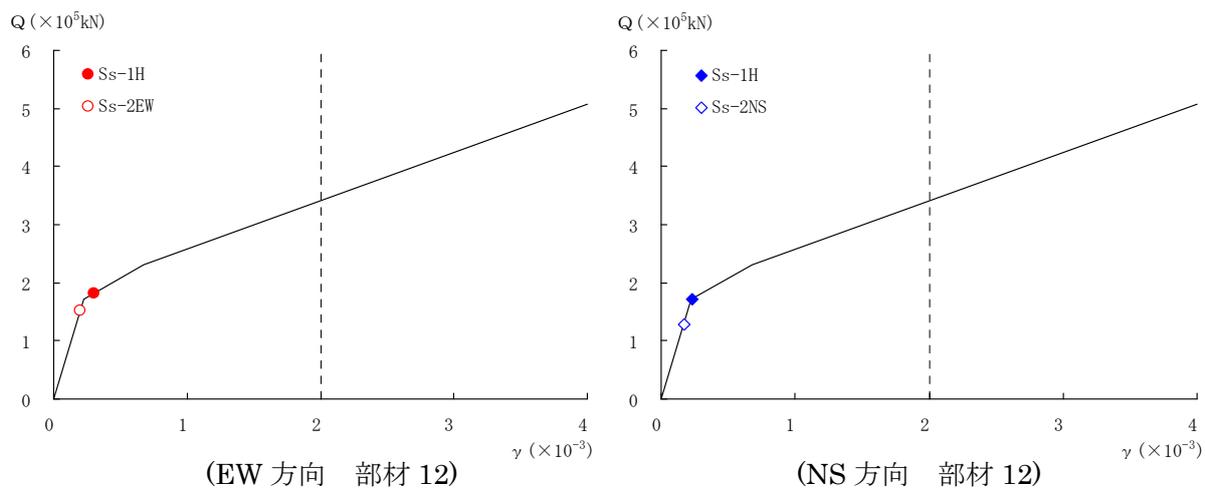
第 2.2.1-2 図 地震応答解析モデル(鉛直方向)



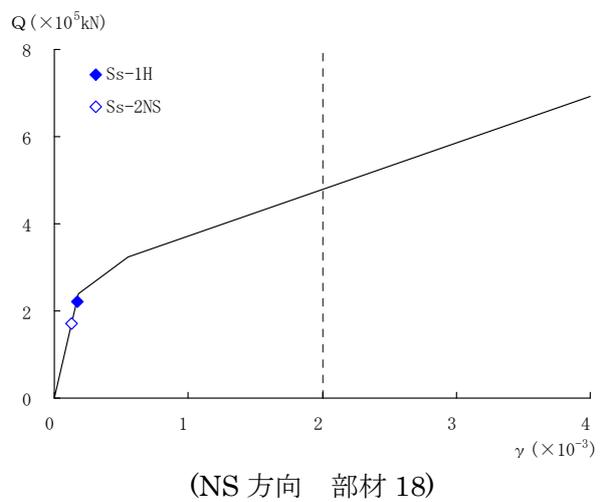
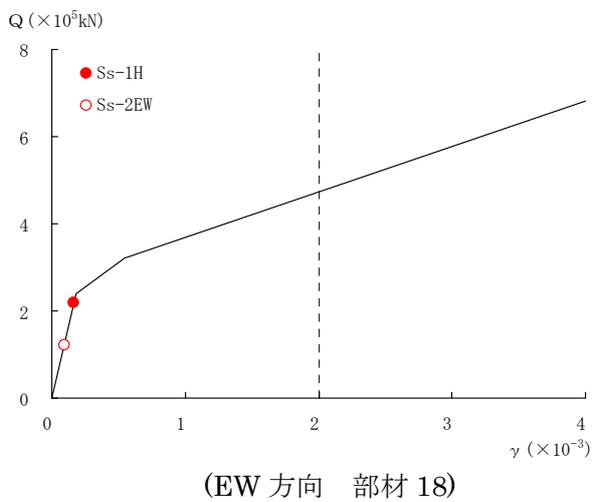
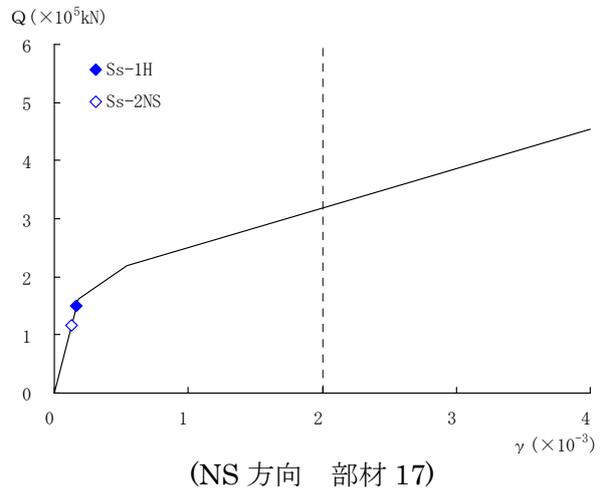
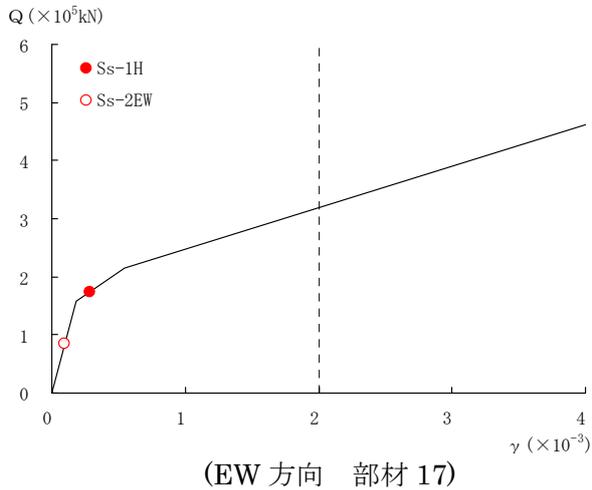
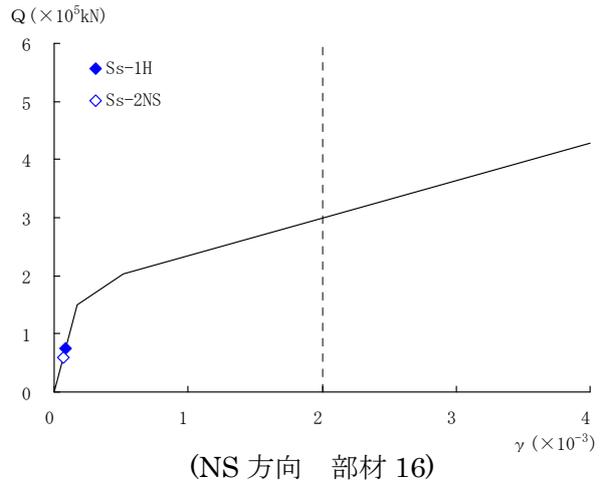
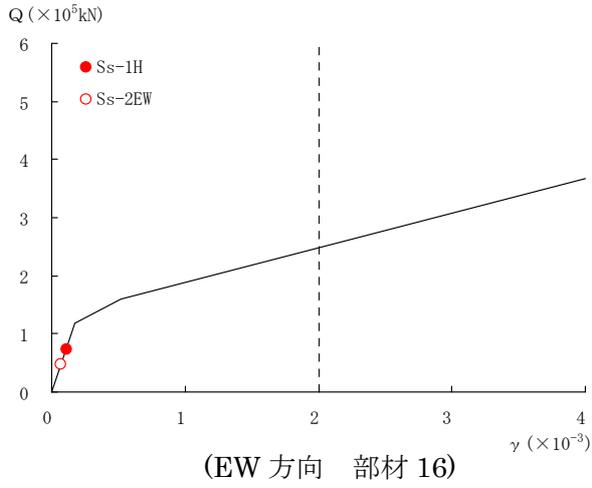
第 2. 2. 1-3 図(1) 最大応答値(外周コンクリート壁円筒部(1))



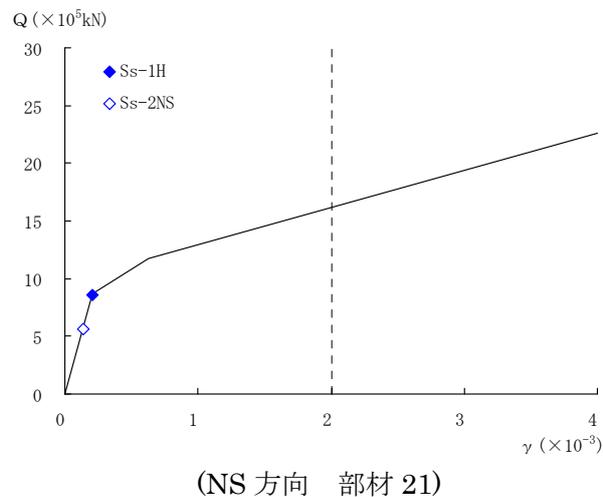
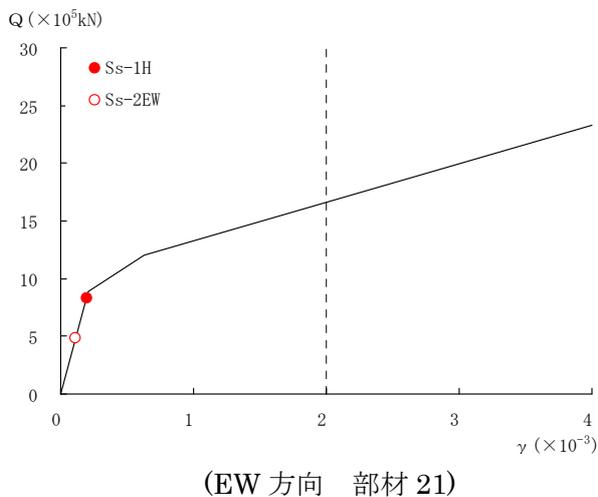
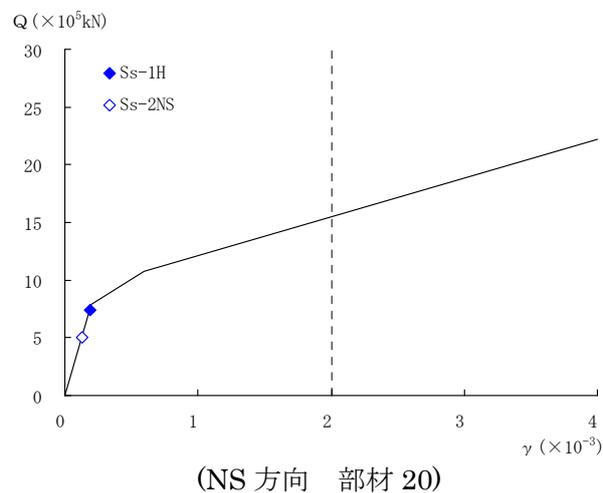
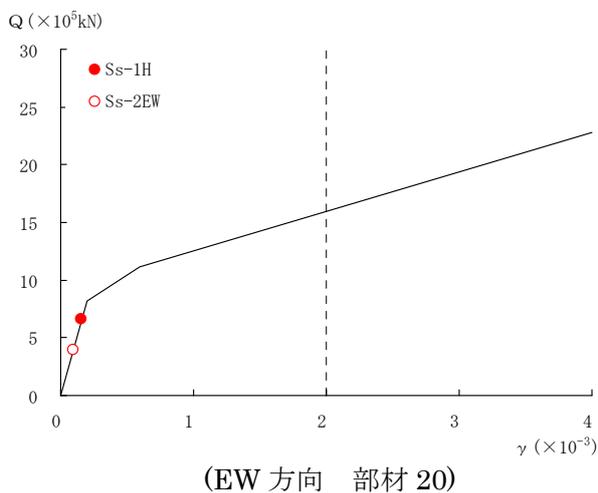
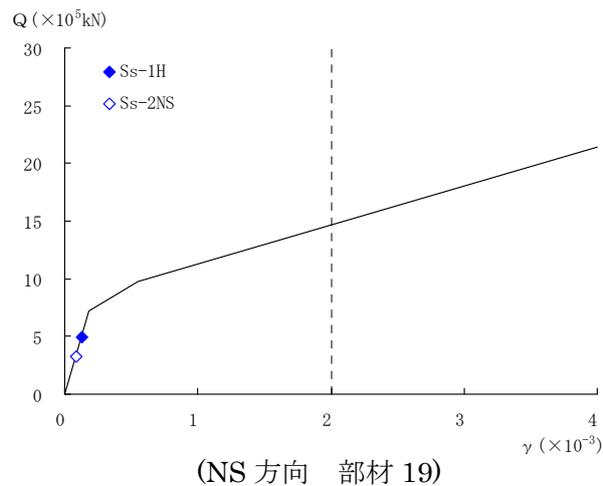
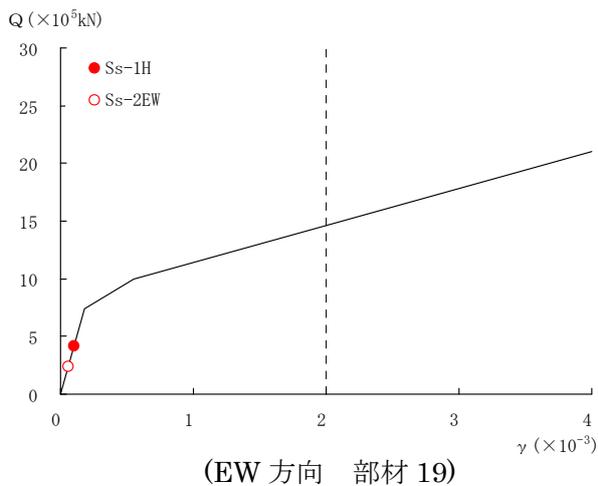
第 2. 2. 1-3 図(2) 最大応答値(外周コンクリート壁円筒部(2))



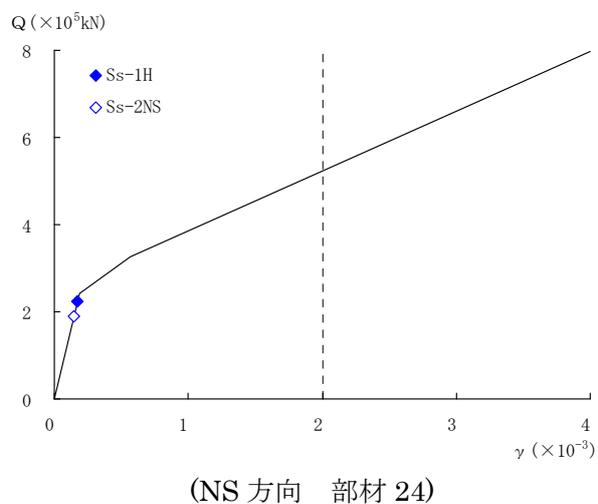
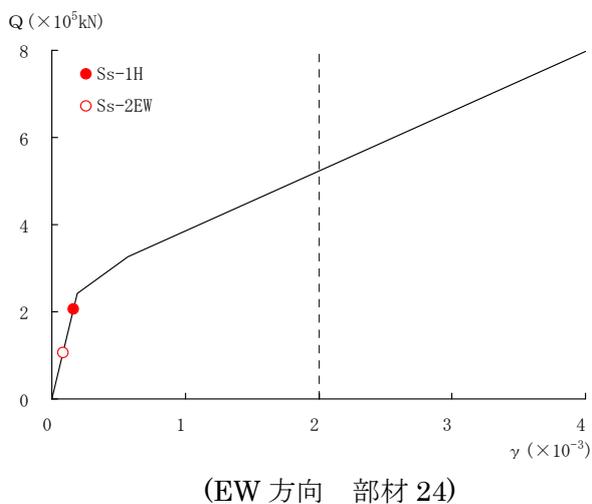
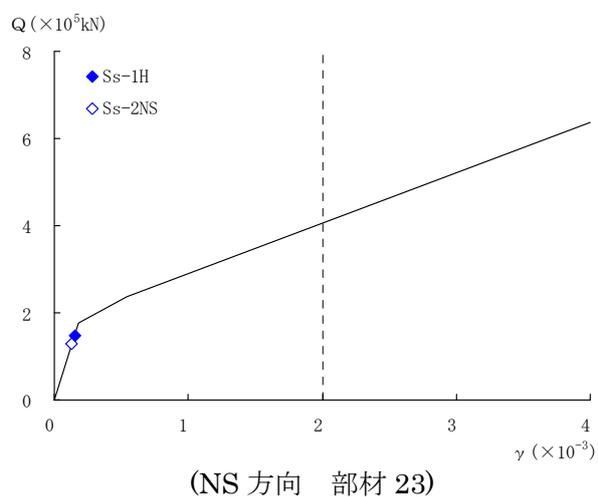
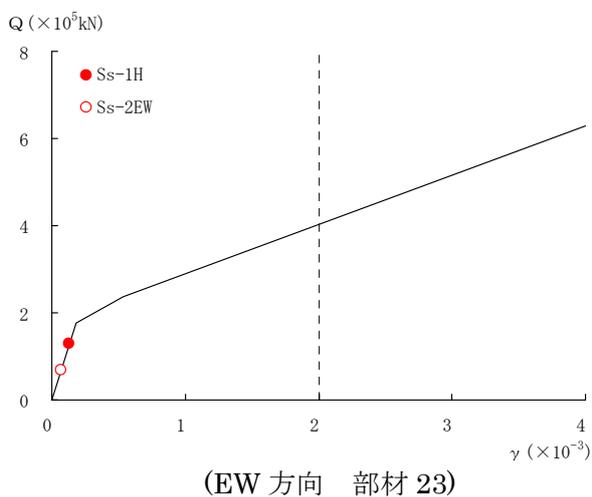
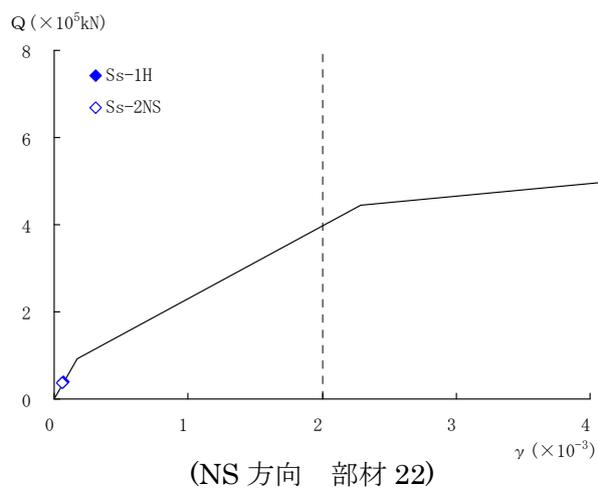
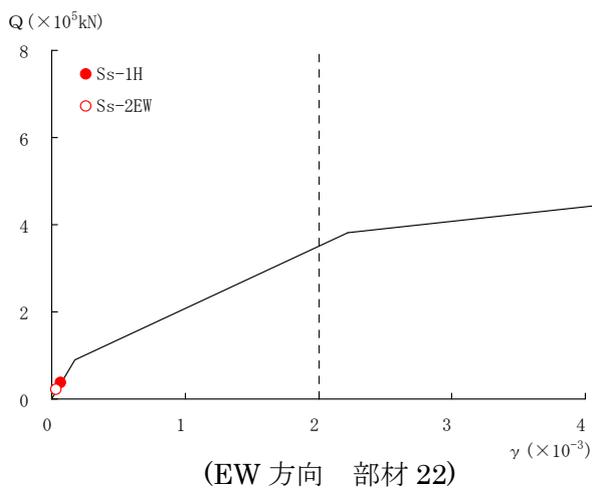
第 2. 2. 1-3 図(3) 最大応答値(外周コンクリート壁円筒部(3))



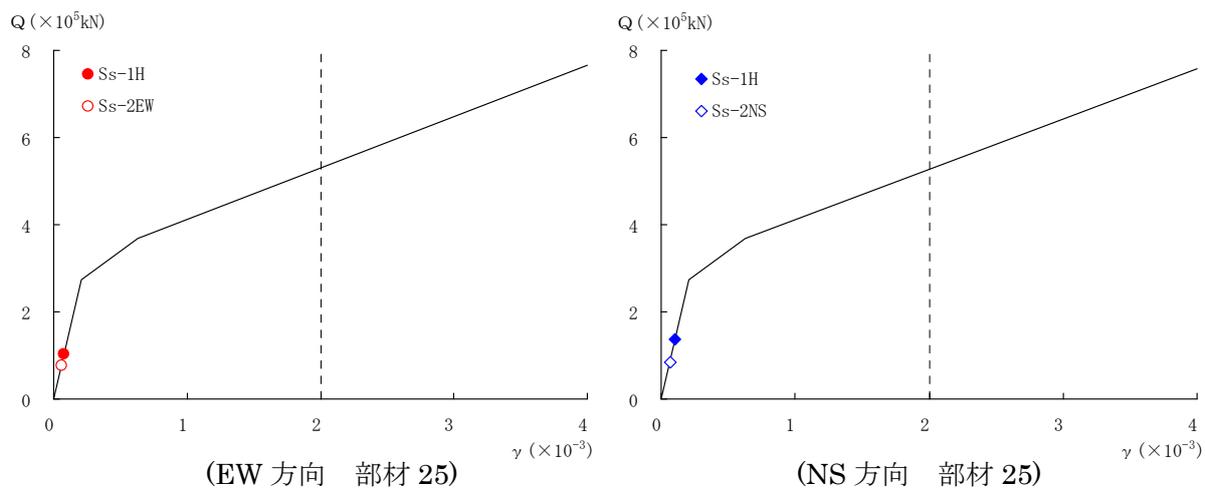
第 2. 2. 1-3 図(4) 最大応答値(原子炉周辺補機棟(1))



第 2.2.1-3 図(5) 最大応答値(原子炉周辺補機棟(2))



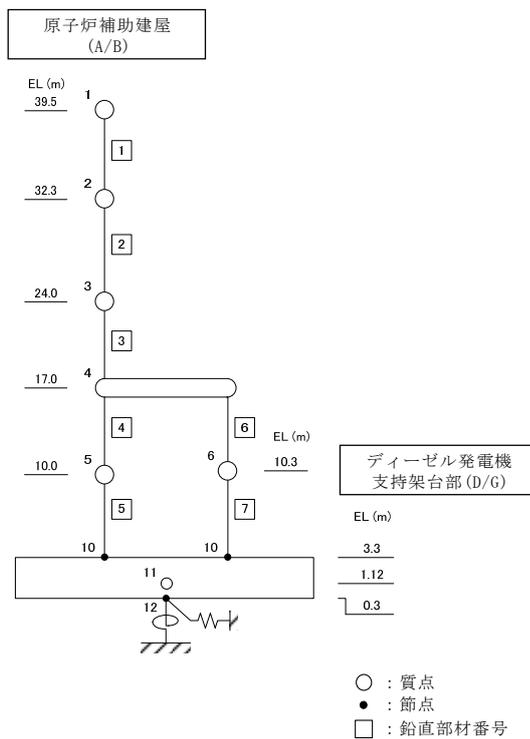
第 2. 2. 1-3 図(6) 最大応答値(内部コンクリート(1))



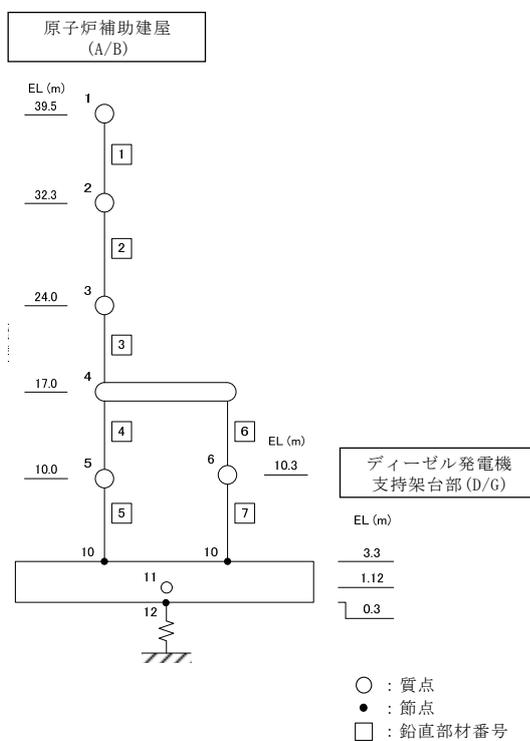
第 2. 2. 1-3 図 (7) 最大応答値 (内部コンクリート (2))

第 2.2.2-1 表 解析に用いる材料定数

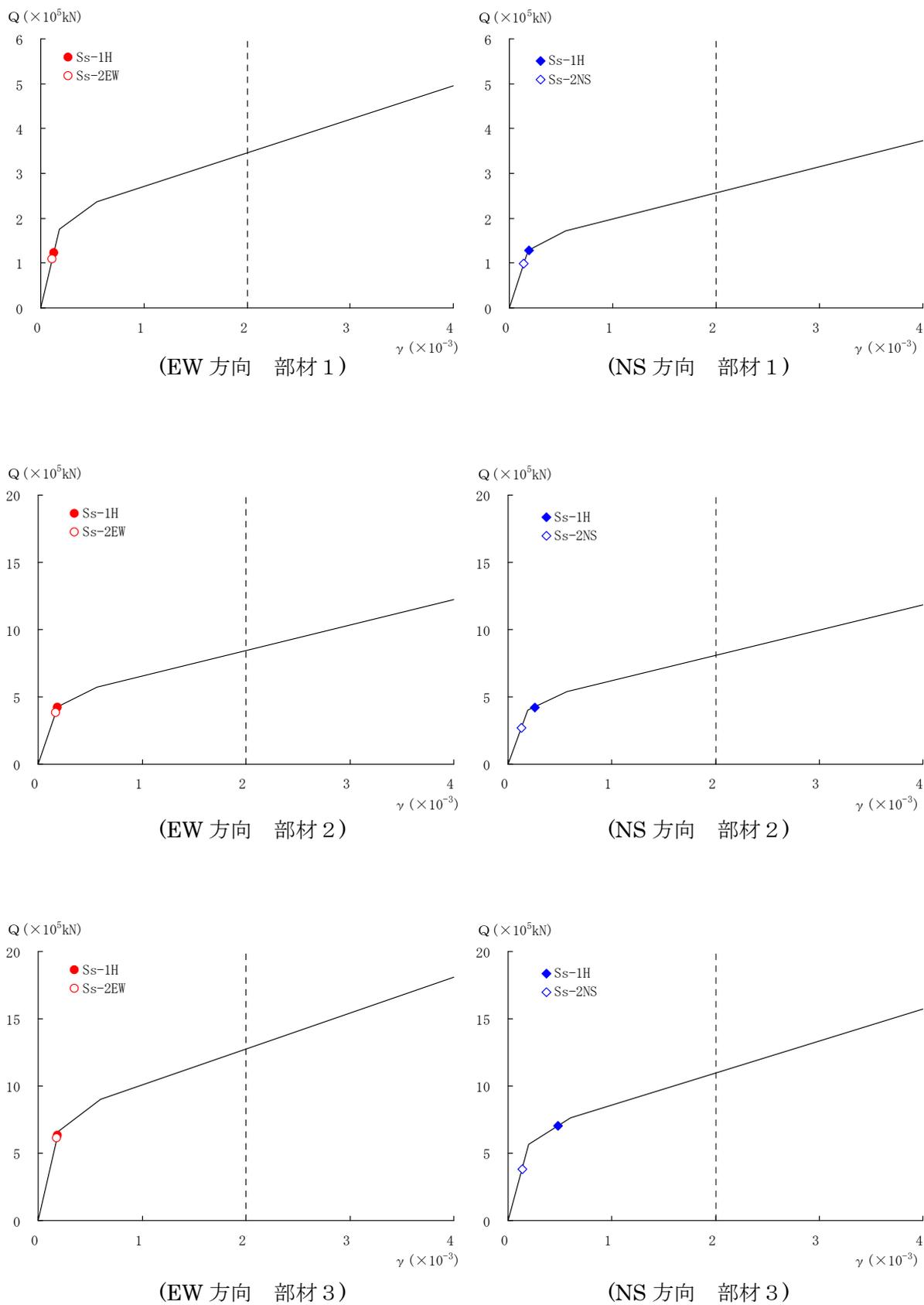
	設計基準強度 Fc (N/mm ²)	ヤング係数 E (N/mm ²)	せん断弾性係数 G (N/mm ²)	ポアソン比 ν	減衰定数 (%)
原子炉補助建屋, ディーゼル発電機 支持架台部	26.5	2.34×10^4	9.75×10^3	0.20	5



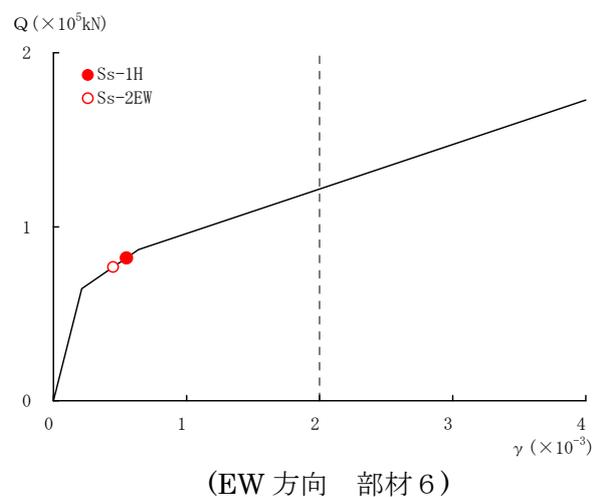
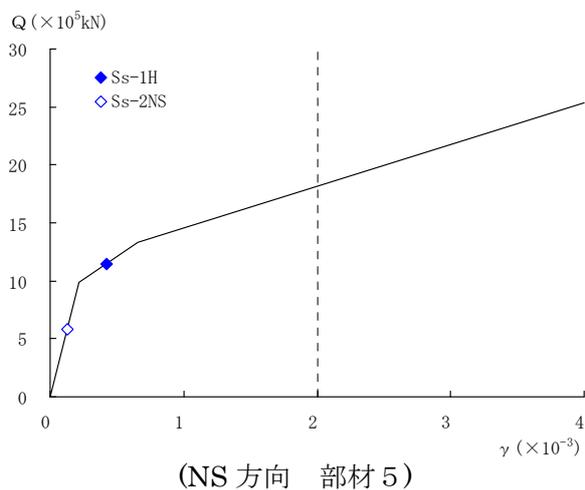
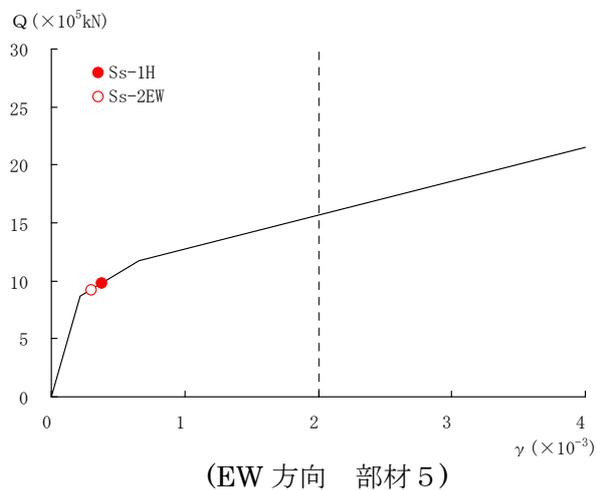
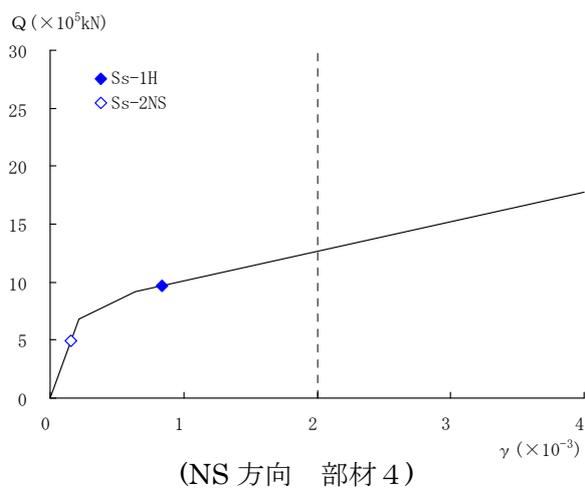
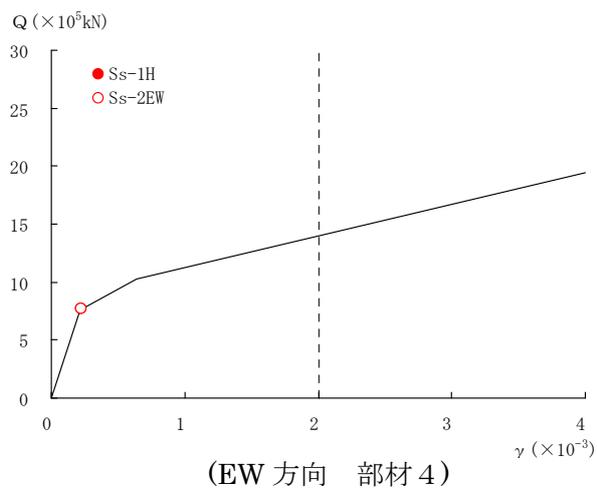
第 2. 2. 2-1 図 地震応答解析モデル(水平方向)



第 2. 2. 2-2 図 地震応答解析モデル(鉛直方向)

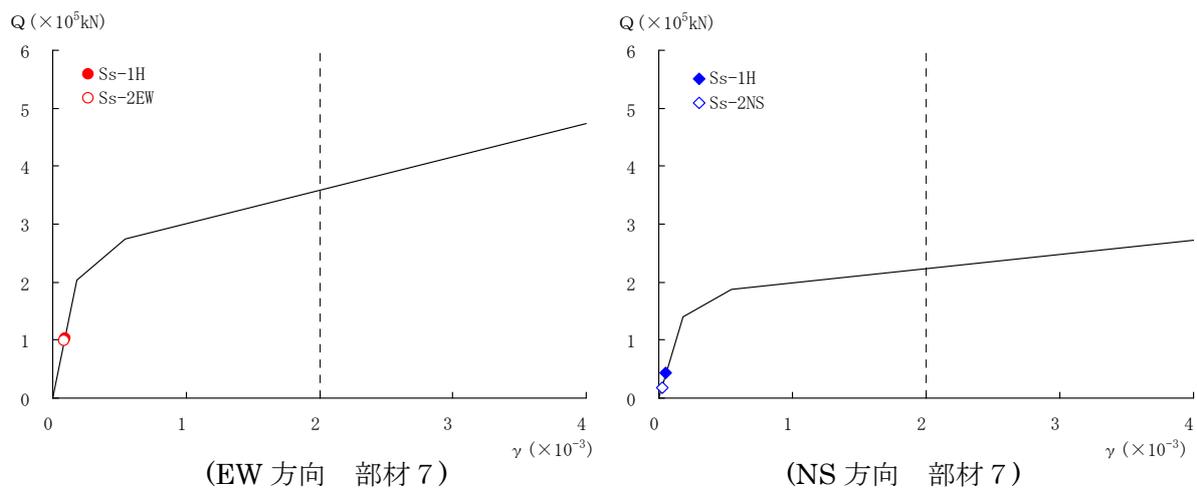


第 2.2.2-3 図(1) 最大応答値(1)



※(NS 方向 部材 6) は、耐震壁が面外方向の配置となるため、曲げ剛性のみを考慮しており、せん断の復元力特性は設定していない。

第 2.2.2-3 図(2) 最大応答値(2)



第 2. 2. 2-3 図 (3) 最大応答値 (3)

3. 機器・配管系の耐震裕度評価

3.1 評価概要

耐震 S クラスの設備ならびに、耐震 B, C クラス設備のうち、その破損が耐震 S クラス設備に波及的破損を生じさせ、燃料の重大な損傷に関係し得るおそれがある設備を対象とした構造強度評価結果から耐震裕度を評価する。また、耐震 S クラス設備のうち、ポンプ等の地震時の動的機能が要求される機器については動的機能維持評価結果から耐震裕度を評価する。ただし、今回の評価に影響を及ぼさないと考えられる設備（耐震 S クラス設備を含む）あるいは、設備の構成部位間の裕度の関係やこれまでの評価実績に基づく工学的判断により、耐震裕度が大きいことが明らかな設備については耐震裕度評価を省略する。

評価に当たり、同一仕様・同一設計の複数の設備が存在する場合は、代表設備について評価する。また、配管系のように類似設備が多数存在する場合は、仕様および使用条件等の観点から耐震安全評価上適切にグループ化し、その代表設備について評価する。

耐震裕度評価は、耐震バックチェックの評価結果を原則として用いる。新たに評価を行う場合には、基準地震動 S_s を用いた動的解析によることを基本とし、機器・配管系の応答性状を適切に表現できるモデルを設定した上で応答解析を行い、その結果求められた応力値、または応答加速度値等をもとに評価する。解析モデルを設定する際の解析諸元については、設計時の値を用いることを基本とするが、実寸法、実測の物性値および試験研究等で得られた知見も適用の妥当性に留意しつつ用いることとする。

原子炉容器、蒸気発生器および 1 次冷却材ポンプ等の評価にあたっては、水平地震動と鉛直地震動による建屋－機器連成応答解析を行い、それぞれの応答結果を二乗和平方根 (SRSS) 法等により組み合わせる。

また、比較的小型の機器等の評価にあたっては、当該設備の据付床の水平方向および鉛直方向それぞれの床応答を用いた応答解析等を行い、それぞれの応答結果を二乗和平方根 (SRSS) 法等により組み合わせる。

構造強度評価に際しては、当該設備の耐震安全機能を確認する観点から重要な評価箇所を既往評価の評価範囲を参考に選定する。また、選定した評価箇所に対して、地震慣性力による 1 次応力評

価を基本として構造強度評価を行う。

動的機能維持評価に際しては、地震時に動的機能が要求される動的機器を選定する。また、選定した動的機器の設置位置における応答加速度と機能確認済加速度との比較を基本として動的機能維持評価を行う。

構造強度評価、動的機能維持評価の両方を行っている設備の裕度評価にあたっては、構造強度評価・動的機能維持評価（水平・鉛直）のうち、最も低い裕度をその設備の裕度とする。

本評価では耐震バックチェック評価結果を基本的に用いるが、より設備の実力を忠実に反映する観点で踏み込んだ評価を行った結果、平成23年3月に提出した伊方発電所3号機「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全性評価結果報告書（改訂版）記載値と異なるものについて表3.1-1に整理した。

表 3.1-1 耐震バックチェック評価結果報告書記載値と異なる値を採用する機器 (1/3)

設備	損傷モード	単位	上段：総合評価における耐震裕度 下段：耐震バックチェック報告書記載値				備考*
			評価部位 (最小裕度部位)	評価値 (a)	許容値 (b)	裕度 (b/a)	
原子炉容器	構造損傷	MPa	出口管台 (13C, 14C)	185	422	2.28	最も裕度の小さい部位の発生値を地震と地震以外に分けて評価した結果、次に裕度の小さい部位に変更となった。
			出口管台 (13L, 14L)	264	422	1.59	
炉内構造物	構造損傷	MPa	熱遮へい体取付ボルト	28	483	17.25	耐震バックチェック報告書記載部位はクリフエッジ評価の抽出対象外としたため、代表部位が変更となった。
			ラジアルサポート	217	372	1.71	
炉心支持構造物	構造損傷	MPa	下部炉心支持柱	142	391	2.75	耐震バックチェック報告書記載部位はクリフエッジ評価の抽出対象外としたため、代表部位が変更となった。
			下部炉心支持柱取付ボルト	185	483	2.61	
蒸気発生器	構造損傷	MPa	上部胴支持金物取付部	179	421	2.35	最も裕度の小さい部位の発生値を地震と地震以外に分けて評価した結果、次に裕度の小さい部位に変更となった。
			給水入口管台	257	413	1.60	
蒸気発生器内部構造物	構造損傷	MPa	湿分分離器支持環	195	418	2.14	最も裕度の小さい部位をFEMモデルを用いてより精緻に評価した結果、次に裕度の小さい部位に変更となった。
			管群外筒支持金物	371	424	1.14	
1次冷却材ポンプ	構造損傷	MPa	吐出ノズル付け根	169	372	2.20	最も裕度の小さい部位の発生値を地震と地震以外に分けて評価した結果、次に裕度の小さい部位に変更となった。
			ケーシングボルト	205	372	1.81	
再生熱交換器	構造損傷	MPa	支持脚	136	222	1.63	耐震バックチェック報告書記載部位はクリフエッジ評価の抽出対象外としたため、代表部位が変更となった。 変更部位の許容値算出の際に、評価温度を最高使用温度から実運転温度に変更、およびミルシート値を使用した。
			取付ボルト	119	132	1.10	

※クリフエッジ評価において抽出対象外とした設備および理由については添付資料-4.1.8参照

表 3.1-1 耐震バックチェック評価結果報告書記載値と異なる値を採用する機器 (2/3)

設備	損傷モード	単位	上段：総合評価における耐震裕度 下段：耐震バックチェック報告書記載値				備考*
			評価部位 (最小裕度部位)	評価値 (a)	許容値 (b)	裕度 (b/a)	
蓄圧タンク	構造損傷	MPa	胴板	99	254	2.56	耐震バックチェック報告書記載部位はクリフエッジ評価の抽出対象外としたため、代表部位が変更となった。
			基礎ボルト	153	189	1.23	
原子炉補機冷却水冷却器	構造損傷	MPa	胴板	105	334	3.18	耐震バックチェック報告書記載部位はクリフエッジ評価の抽出対象外としたため、代表部位が変更となった。
			基礎ボルト	104	193	1.85	
原子炉補機冷却水サージタンク	構造損傷	MPa	支持脚	57	261	4.57	耐震バックチェック報告書記載部位はクリフエッジ評価の抽出対象外としたため、代表部位が変更となった。
			基礎ボルト	204	451	2.21	
制御棒クラスタ駆動装置	構造損傷	MPa	耐震サポート タイロッド Uリンク	92	234	2.54	許容値算出の際に、ミルシート値を使用した。また、せん断面積をより精緻に評価した。
			耐震サポート タイロッド Uリンク	135	219	1.62	
ほう酸タンク	構造損傷	MPa	胴板	17	267	15.70	耐震バックチェック報告書記載部位はクリフエッジ評価の抽出対象外としたため、代表部位が変更となった。
			基礎ボルト	14	210	15.00	
炉内計装引出管	構造損傷	MPa	コンジッチューブ ⁶	168	345	2.05	耐震バックチェック報告書記載部位の発生値を地震と地震以外に分けて評価した。また、許容値算出温度を定格運転温度に見直した。
			コンジッチューブ ⁶	182	342	1.87	
燃料取替用水タンクポンプ	機能損傷	G	軸位置	0.54	1.0	1.85	最も裕度の小さい部位（水平方向）の詳細評価を実施した結果、次に裕度の小さい部位（鉛直方向）に変更となった。
			軸位置	0.97	1.4	1.44	
よう素除去薬品タンク	構造損傷	MPa	支持脚	27	270	10.00	耐震バックチェック報告書記載部位はクリフエッジ評価の抽出対象外としたため、代表部位が変更となった。
			基礎ボルト	84	210	2.50	

※クリフエッジ評価において抽出対象外とした設備および理由については添付資料-4.1.8参照

表 3.1-1 耐震バックチェック評価結果報告書記載値と異なる値を採用する機器(3/3)

設備	損傷モード	単位	上段：総合評価における耐震裕度 下段：耐震バックチェック報告書記載値				備考※
			評価部位 (最小裕度部位)	評価値 (a)	許容値 (b)	裕度 (b/a)	
タービン動補助給水ポンプ	機能損傷	G	タービン動補助給水ポンプ	0.63	1.4	2.22	駆動用タービンについて、1G に対する動的機能維持評価における裕度 4.6 より、評価部位の現実的な裕度を評価した結果、次に裕度の小さい部位に変更となった。
			駆動用タービン	0.63	1.0	1.58	
燃料油サービスタンク	構造損傷	MPa	胴板	6	236	39.33	耐震バックチェック報告書記載部位はクリフエッジ評価の抽出対象外としたため、代表部位が変更となった。
			基礎ボルト	10	157	15.70	
その他配管	構造損傷	MPa	配管本体	202	422	2.08	耐震バックチェック報告書記載部位の発生値を地震と地震以外に分けて評価した。
			配管本体	248	468	1.88	
一般弁	機能損傷	MPa	ボンネット部	32	249	7.78	部品レベルの構造強度評価を実施し、裕度をより精緻に評価した。
		G	弁駆動部	4.26	6.0	1.40	
主蒸気隔離弁操作用電磁弁	機能損傷	G	弁駆動部	1.12	6.1	5.44	試験研究で得られた知見（機能維持加速度）を考慮した。
			弁駆動部	1.12	2.2	1.96	

※クリフエッジ評価において抽出対象外とした設備および理由については添付資料-4.1.8 参照

3.2 具体的な評価内容

3.2.1 構造強度の評価方法

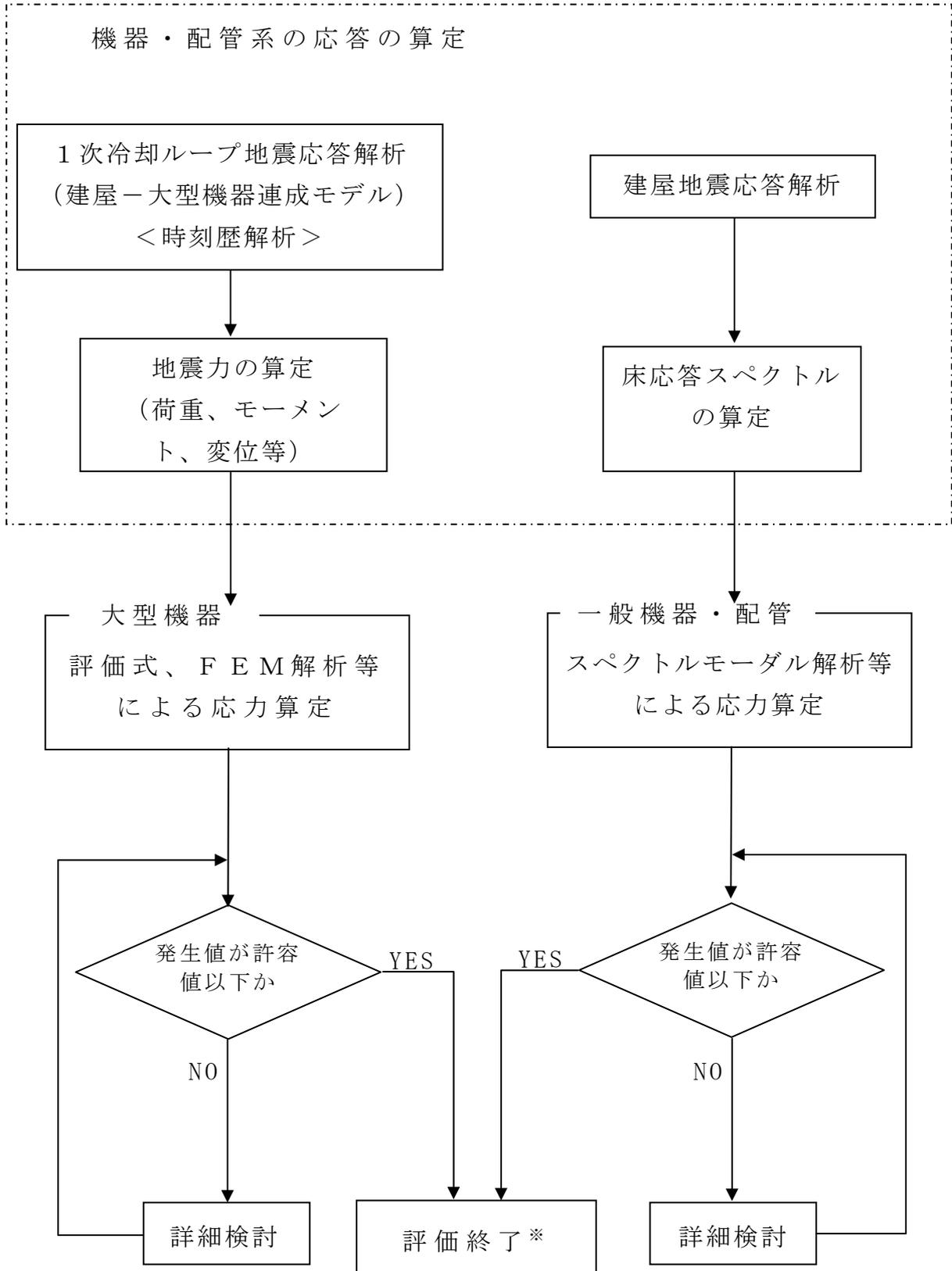
構造強度に関する評価は、原則として耐震バックチェックで用いられる以下に示す解析法による詳細評価を行い、発生値を算定し、許容値と比較する。

- a. スペクトルモーダル解析法
- b. 時刻歴応答解析法
- c. 定式化された評価式を用いた解析法（床置き機器等）

構造強度の評価手順を図 3.2.1-1 に示す。ただし、耐震バックチェック手法は相当の保守性をもった評価手法であるため、裕度を精緻に求める必要がある場合には、

- a. 有限要素法（FEM解析）
- b. 弾塑性解析

といった詳細評価手法等も用いるものとする。



※より精緻な裕度を求める場合は更に詳細な評価を実施する

図 3.2.1-1 構造強度の評価手順

3.2.2 動的機能維持の評価方法

動的機能維持に関する評価は、以下に示す機能確認済加速度との比較あるいは詳細評価により実施する。

動的機能維持の評価手順を図 3.2.2-1 に示す。

3.2.2.1 機能確認済加速度との比較

基準地震動 S_s による評価対象機器の応答加速度を求め、その加速度が機能確認済加速度以下であることを確認する。なお、機能確認済加速度とは、立形ポンプ、横形ポンプおよびポンプ駆動用タービン等、機種毎に、試験あるいは解析により、動的機能維持が確認された加速度である。

3.2.2.2 詳細評価

機能確認済加速度の設定されていない機器や、基準地震動 S_s による応答加速度が機能確認済加速度を上回る機器、もしくは裕度をより精緻に求める場合については、「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」等を参考に、動的機能維持を確認する上で評価が必要となる項目を抽出し、対象部位毎の構造強度評価または動的機能維持評価を行い、発生値が許容値を満足していることを確認する。

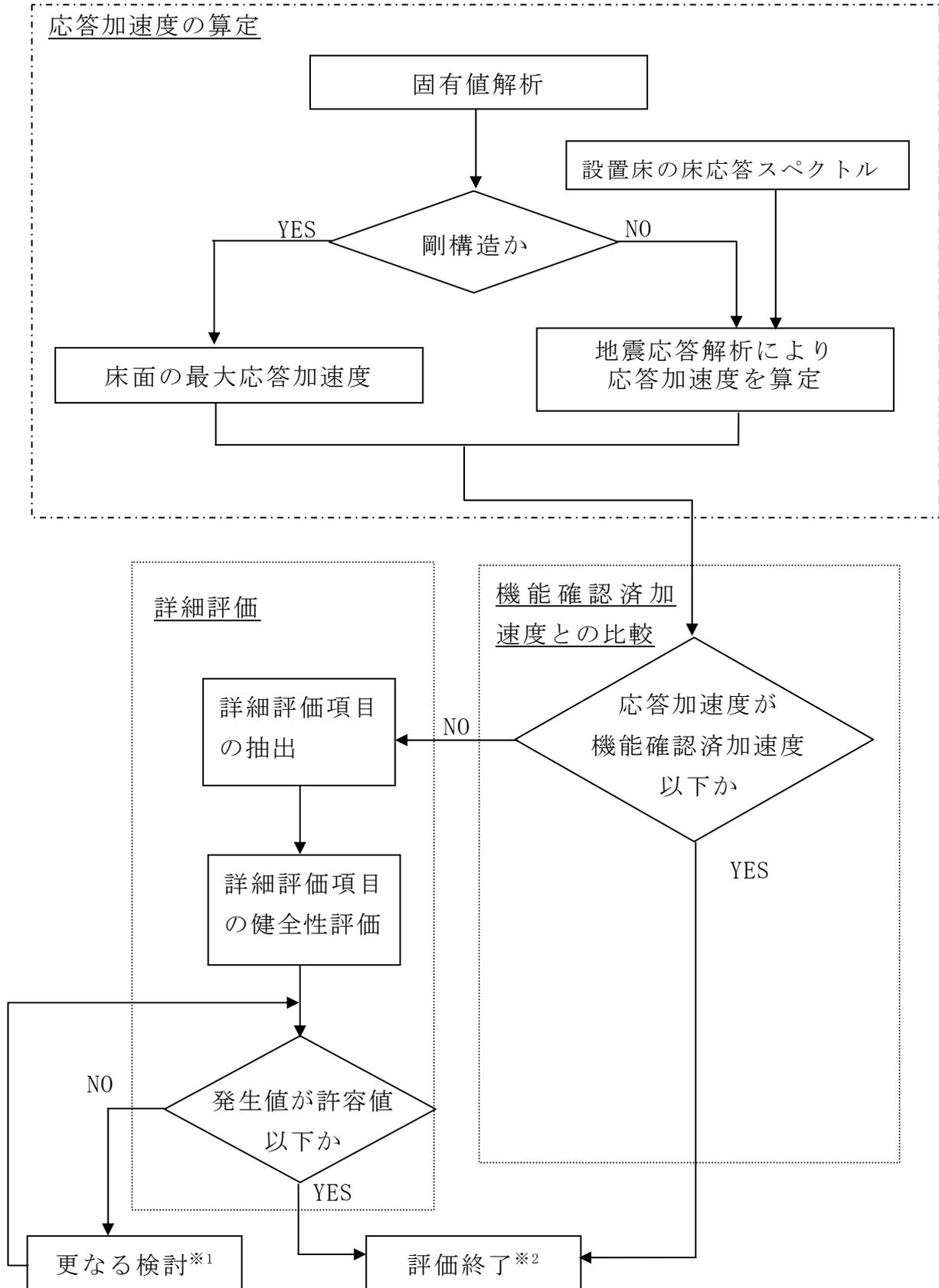


図 3.2.2-1 動的機能維持の評価手順

3.3 地震応答解析

3.3.1 地震応答解析モデル

機器・配管系の地震応答解析モデルは、その振動特性に応じて、代表的な振動モードが適切に表現でき、応力評価等に用いる地震荷重を適切に算定できるものを使用する。また、解析モデルは既往評価で用いられたものの他、有限要素法等実績がある手法によるモデルを使用する。モデル化にあたって使用する物性値等については、既往評価で用いられたものの他、施設運用上の管理値や実測値等を考慮して設定する。

3.3.2 1次冷却設備の地震応答解析

1次冷却設備は、原子炉容器を中心として蒸気発生器、1次冷却材ポンプおよび1次冷却材管からなる複数の1次冷却ループから構成されており、また蒸気発生器には主蒸気管、主給水管が接続されている。さらに、これらの機器・配管系は耐震性を考慮して内部コンクリートに設置された各支持構造物により支持されている。

したがって、1次冷却設備の地震応答解析では、1次冷却ループおよび主蒸気管、主給水管を3次元はり質点系にモデル化し、建屋モデルと連成した解析モデルにより基準地震動 S_s による時刻歴応答解析を実施する。

解析は水平方向（NS および EW の両方向）および鉛直方向について実施する。

3.3.2.1 1次冷却設備解析モデル

原子炉本体（原子炉容器）および1次冷却設備（蒸気発生器、1次冷却材ポンプ等）の地震荷重を算定する解析モデルを図 3.3.2.1-1～2 に示す。

機器・配管系については、配管要素およびはり要素にて3次元はり質点系にモデル化し、支持構造物をモデル化した等価ばね等により建屋モデルとの連成を行う。

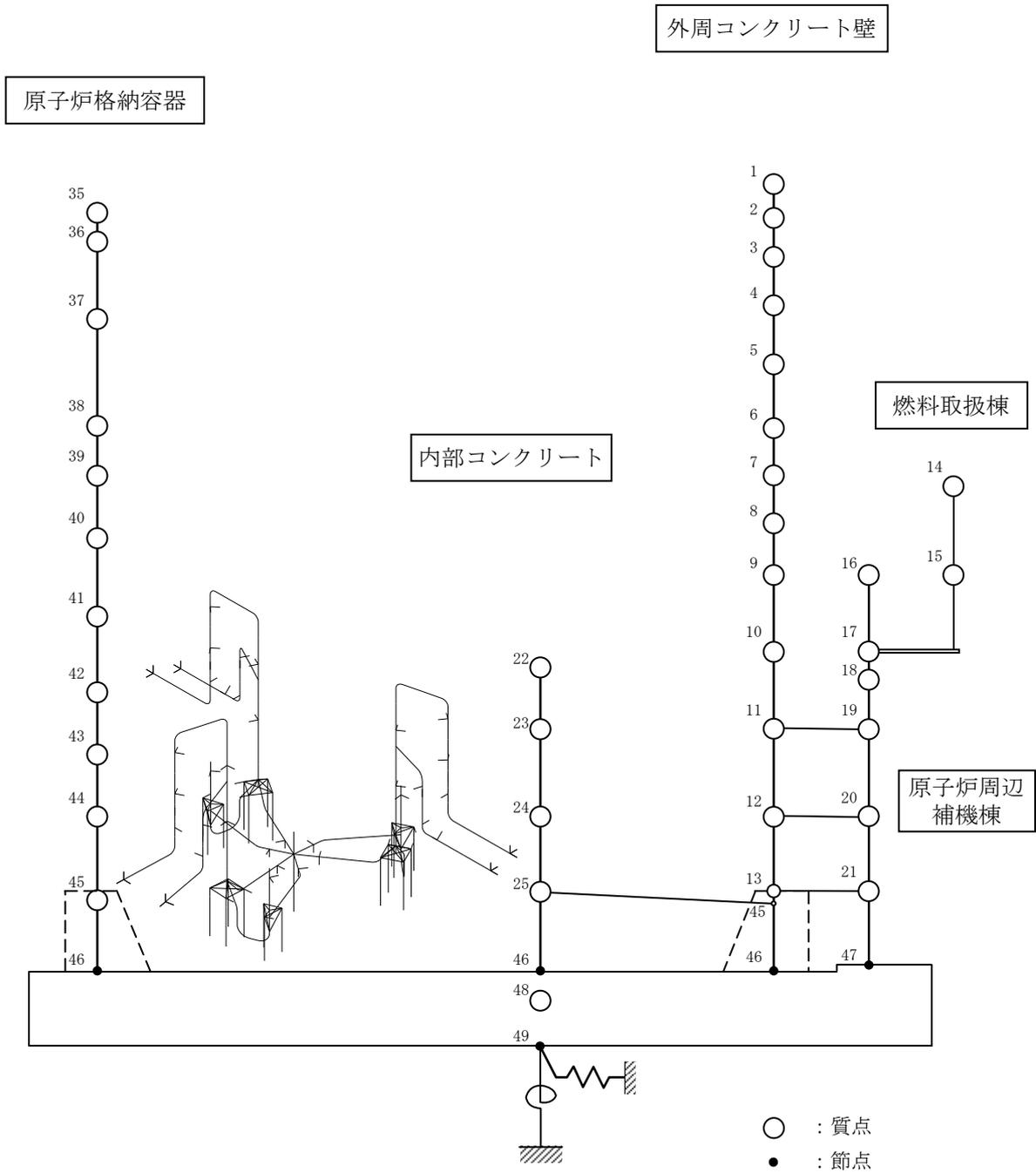


図 3.3.2.1-1

1次冷却設備の建屋-機器連成解析モデル(水平方向)

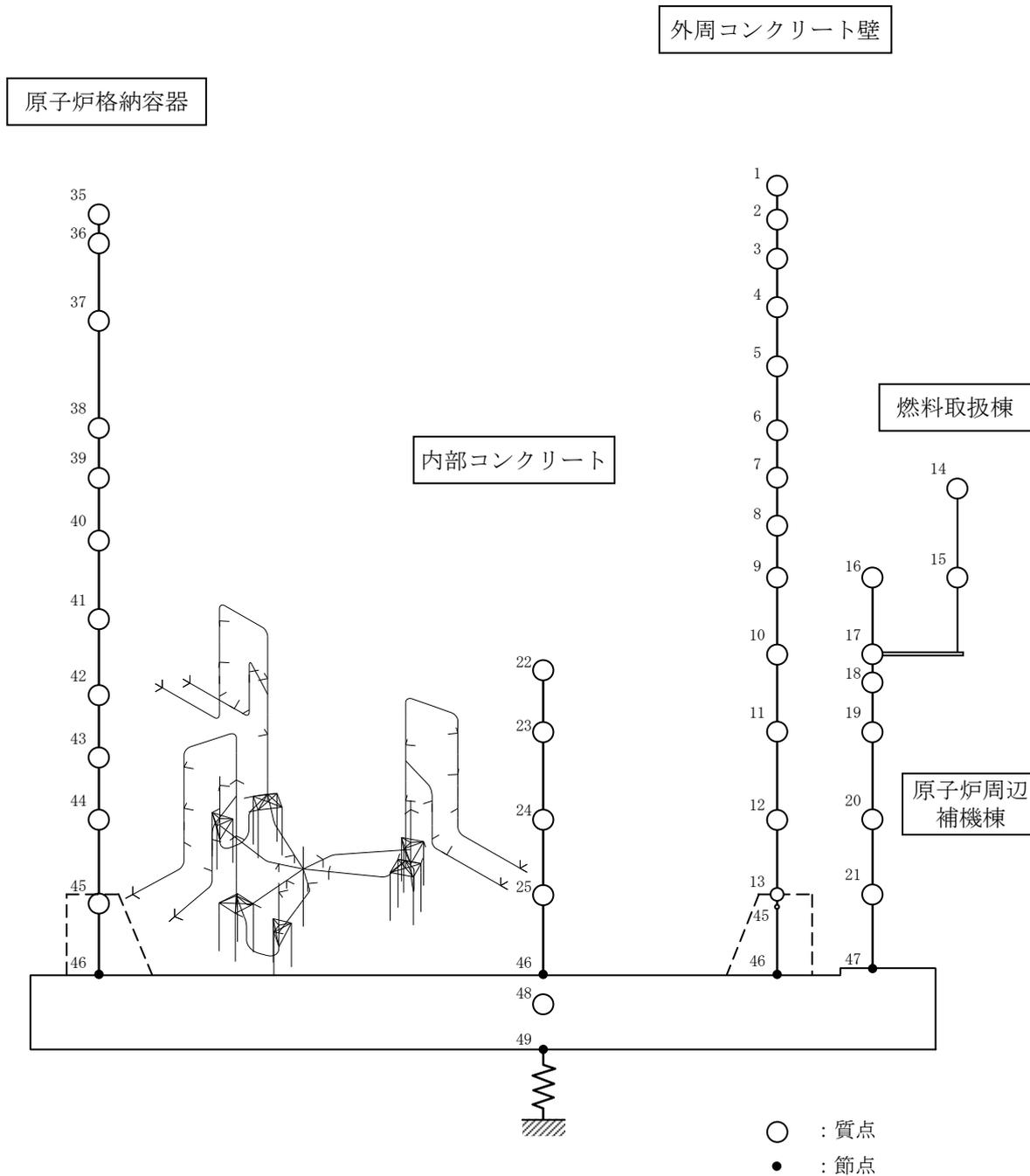


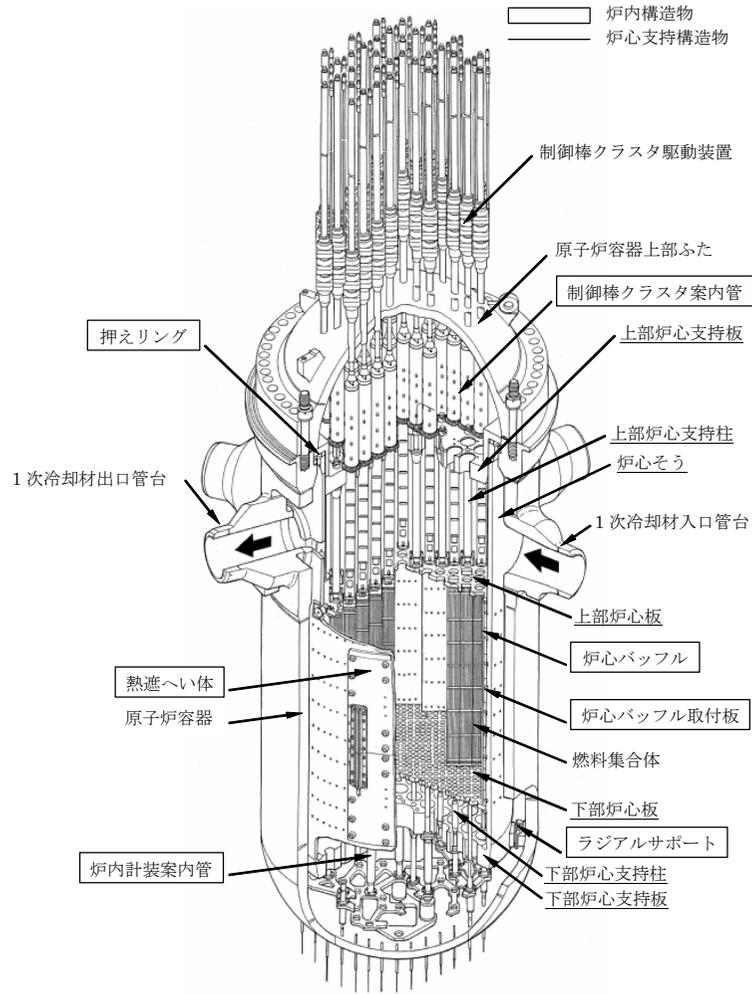
図 3.3.2.1-2

1 次冷却設備の建屋－機器連成解析モデル（鉛直方向）

3.3.3 機器・配管系の地震応答解析

3.3.2 項にて示した建屋と連成して地震応答解析を行うものの他、一般的な機器・配管系の地震応答解析では、振動特性等に応じて一質点または多質点によるモデル化を行い、床応答スペクトル、または応答時刻歴波を用いた地震応答解析を行う。

機器・配管系の地震応答解析モデル例を図 3.3.3-1～3 に示す。



モデル化

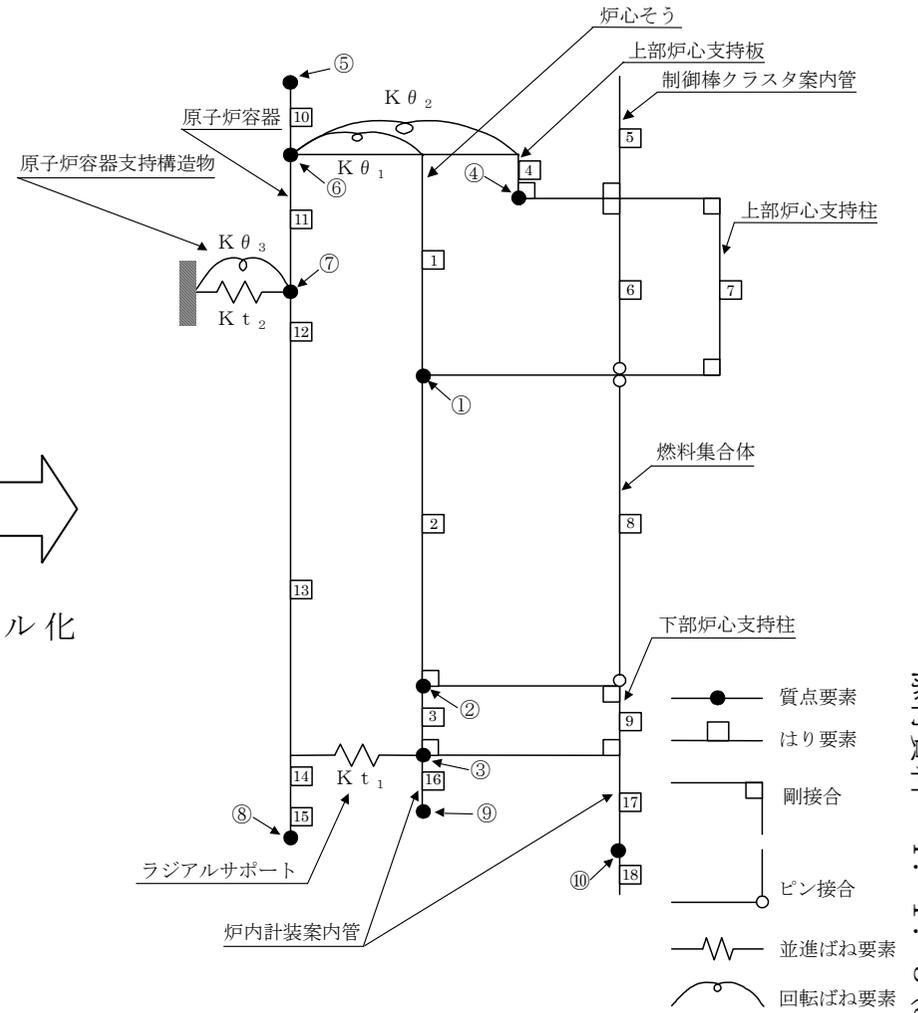
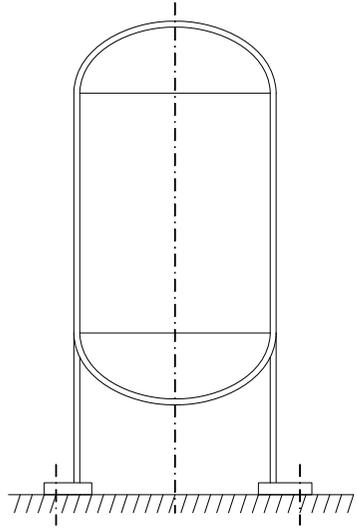
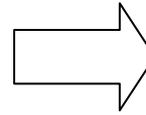
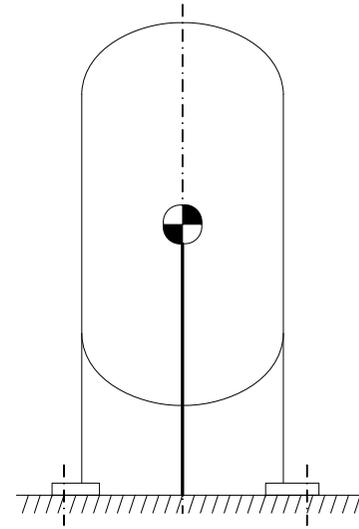


図 3.3.3-1 地震応答解析モデル（炉心支持構造物等の例）

スカート支持たて置円筒形容器



● : 重心位置
— : はり要素



モデル化

横形ポンプ

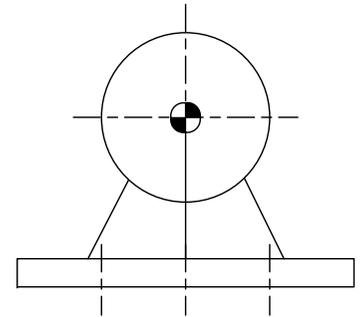
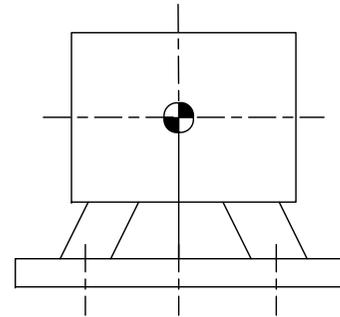
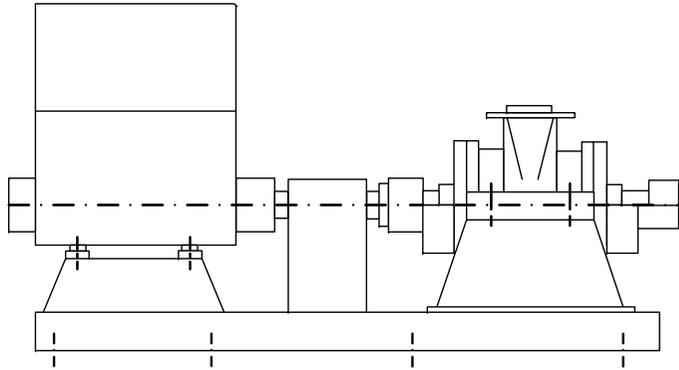


図 3.3.3-2 地震応答解析モデル（補機の例）

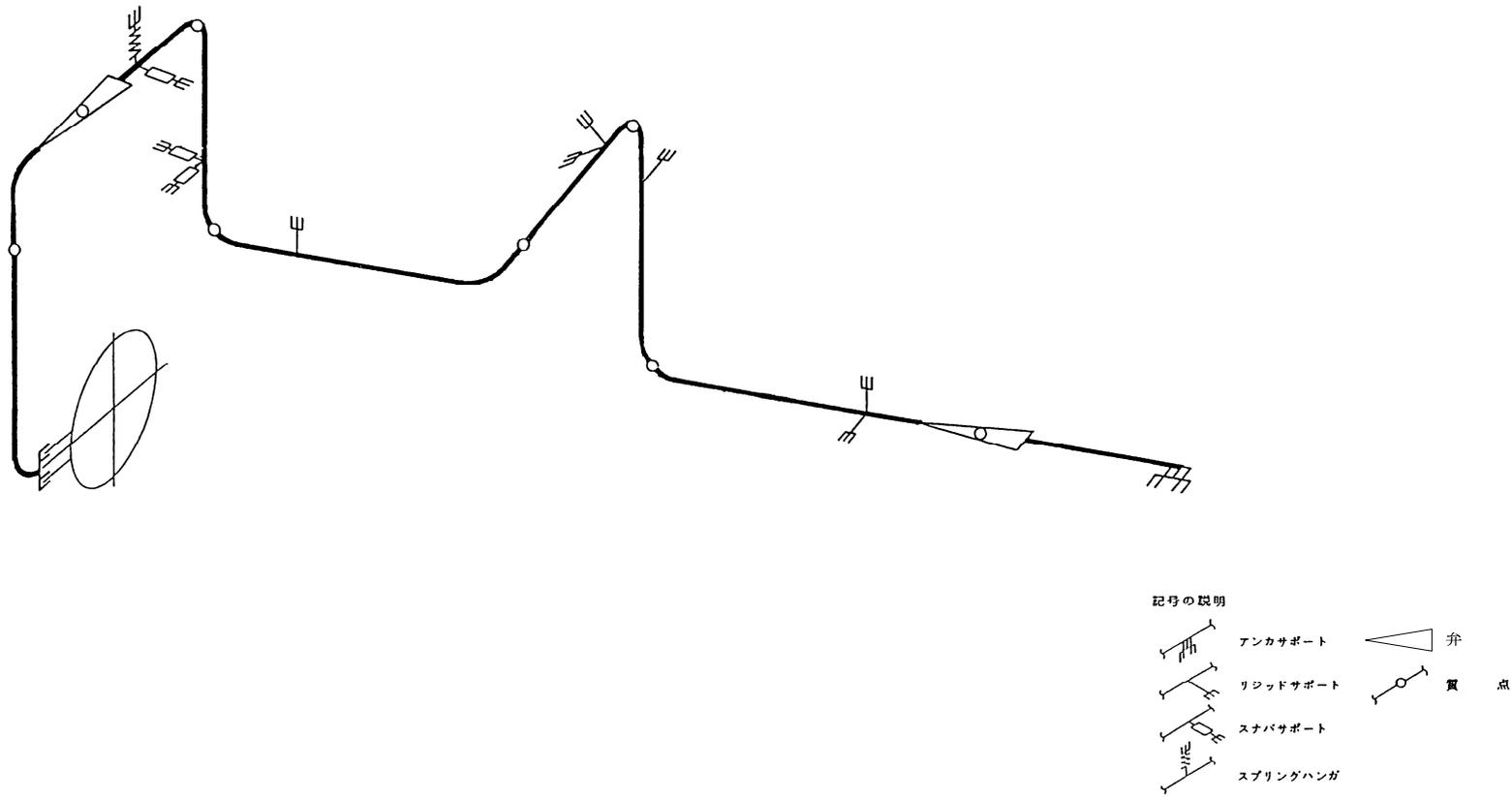


図 3.3.3-3 地震応答解析モデル（配管系の例）

3.3.4 減衰定数

機器・配管系の地震応答解析に用いる減衰定数を表 3.3.4-1 に示す。

減衰定数は、原則として耐震バックチェック評価等で認められている値とし、試験等で妥当性が確認された値等も評価に用いる。

表 3.3.4-1 機器・配管系の減衰定数

対象設備	減衰定数 (%)	
	水平方向	鉛直方向
溶接構造物	1.0	1.0
ボルトおよびリベット構造物	2.0	2.0
ポンプ等の機械装置	1.0	1.0
電気盤	4.0	1.0
制御棒クラスタ駆動装置	5.0	1.0
1次冷却設備	3.0	1.0
炉内計装引出管	2.5	2.5
蒸気発生器伝熱管	8.0(面外) 15.0(面内)	1.0
配管系	0.5～3.0	0.5～3.0

3.4. 許容値

3.4.1 構造強度の評価基準

構造強度評価に用いる許容値は耐震バックチェック評価等で認められている値、または試験等で妥当性が確認されている値を用いる。

設備の実力を忠実に反映する観点より、規格基準で規定されている以外の許容値を適用した設備、およびその妥当性の検討結果を表 3.4.1-1 に示す。

表 3.4.1-1 規格基準より踏み込んだ許容値を用いた設備

設備名	許容値
<p>制御棒駆動装置 耐震サポ-トタイロツト` U リンク</p>	<p>許容せん断応力 $1.5fs^*$ の算出にあたって、JSME 設計・建設規格に定められる設計降伏点 Sy、設計引張強さ Su の代わりに実測値（ミルシート値）の降伏点 σy、引張強さ σu を使用した。 規格基準に基づく許容値 $F^* = \min(1.2Sy, 0.7Su) = \min(409, 380) = 380$ $fs^* = F^* / (1.5\sqrt{3}) = 146$ $1.5 fs^* = 219$ 今回使用した許容値 $F^* = \min(1.2\sigma y, 0.7\sigma u) = \min(536, 406) = 406$ $fs^* = F^* / (1.5\sqrt{3}) = 156$ $1.5 fs^* = 234$ < 妥当性の説明 > 使用した強度値は当該機器の素材の実測値であり、実力評価として適切である。</p>
<p>再生熱交換器</p>	<p>許容引張応力 $1.5ft^*$ の算出にあたって、JSME 設計・建設規格に定められる設計降伏点 Sy、設計引張強さ Su の代わりに実測値（ミルシート値）の降伏点 σy、引張強さ σu を使用した。 規格基準に基づく許容値 $F^* = \min(1.2Sy, 0.7Su) = \min(207, 261) = 207$ $ft^* = F^* / 1.5 = 138$ $1.5 ft^* = 207$ 今回使用した許容値 $F^* = \min(\sigma y, 0.7\sigma u) = \min(222, 282) = 222$ $ft^* = F^* / 1.5 = 148$ $1.5 ft^* = 222$ < 妥当性の説明 > 使用した強度値は当該機器の素材の実測値であり、実力評価として適切である。</p>
<p>蒸気発生器伝熱管</p>	<p>許容値 $\alpha \min(2.4Sm, 2/3Su)$ の代わりに JSME 設計・建設規格に定められる設計引張強さ Su を使用した。 規格基準に基づく許容値 $\alpha \min(2.4Sm, 2/3Su)$ $= 1.34 \times \min(2.4 \times 164, 2/3 \times 539) = 481$ 今回使用した許容値 $\alpha Su = 1.34 \times 539 = 722$ ※ α : JEAC4601-2008 表 4.2.3.1-1 に基づく形状係数 < 妥当性の説明 > 設計引張強さ Su は実測値（ミルシート値）の引張強さに比べ保守的な値となっている。また、蒸気発生器伝熱管は、管群が一体となって振動し、管群内で変形によるひずみが制限されることから、弾性解析での応力評価値が Su に達した場合であっても、ひずみ量は破断ひずみに比べて十分小さいため、保守的な評価になる。</p>

3.4.2 動的機能維持の評価基準

機能確認済加速度は、耐震バックチェック評価等で認められている値、または試験等で妥当性が確認された値を用いる。

機能確認済加速度を表 3.4.2-1 に示す。

詳細評価における構造強度評価の許容値は、耐震バックチェック評価等で認められている値を用いる。また、部位毎の動的機能維持の許容値は、個別に試験等で妥当性が確認されている値を用いる。

表 3.4.2-1 機能確認済加速度 (1/3)

種別	機種	加速度 確認部位	機能確認済加速度	
			水平方向 (G※1)	鉛直方向 (G※1)
立形ポンプ	立形斜流ポンプ	コラム 先端部	10.0	1.0
横形ポンプ	横形単段遠心式ポンプ	軸位置	3.2 (軸直角方向)	1.0
	横形多段遠心式ポンプ		1.4 (軸方向)	
ポンプ駆動用 タービン	補助給水ポンプ用 タービン	重心位置	1.0	1.0
電動機	横形ころがり軸受電動機	軸受部	4.7	1.0
	横形すべり軸受電動機		2.6	
	立形ころがり軸受電動機		2.5	
	立形すべり軸受電動機			

※1 $G = 9.80665 (m/s^2)$

表 3.4.2-1 機能確認済加速度 (2/3)

種別	機種	加速度 確認部位	機能確認済加速度	
			水平方向 (G ^{※1})	鉛直方向 (G ^{※1})
非常用 ディーゼル 発電機	中速形 ディーゼル機関	機関 重心位置	1.7	1.0
		ガバナ 取付位置	1.8	
制御用 空気圧縮機	V型2気筒圧縮機	シリンダ部	2.2	1.0
弁 (一般弁および 特殊弁)	一般弁	駆動部	6.0	6.0
	ゴムダイヤフラム弁		2.7	
	主蒸気隔離弁操作用 電磁弁		6.1 ^{※2}	3.4 ^{※2}
	加圧器安全弁		13.0	3.0
	主蒸気安全弁		13.0	3.0

※1 $G = 9.80665 (m/s^2)$

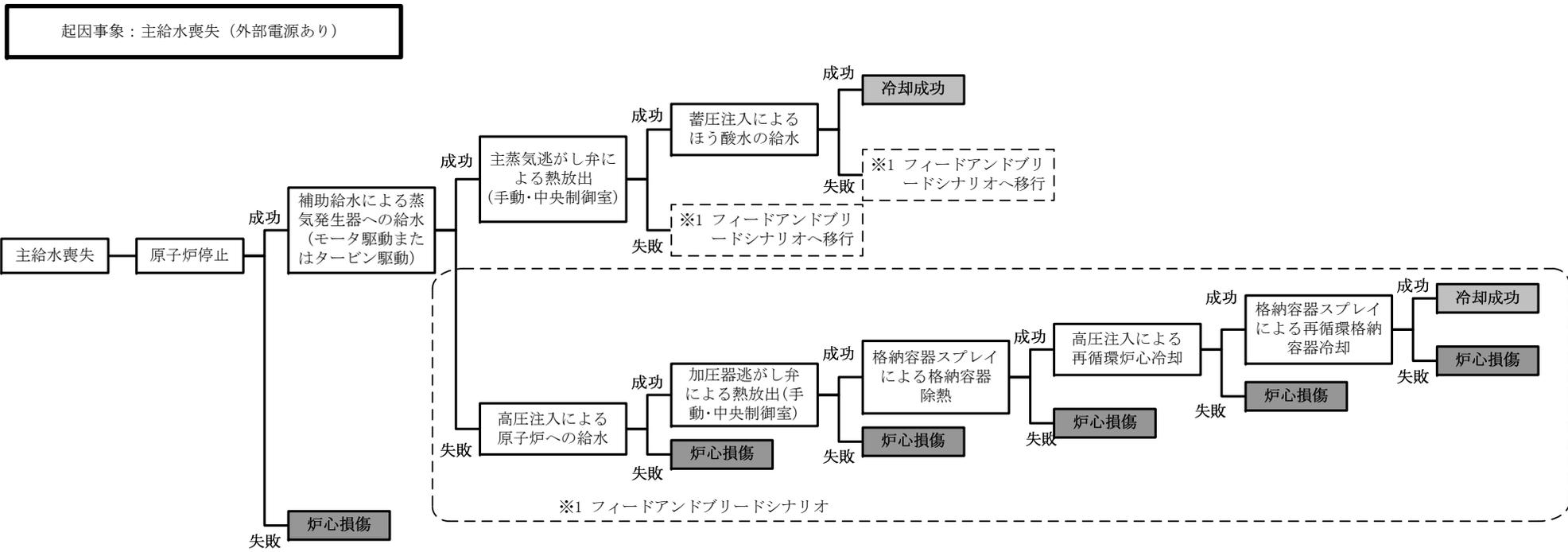
※2 独立行政法人 原子力安全基盤機構「平成19年度 原子力施設の耐震性評価技術に関する試験及び調査 機器耐力その4 (弁)に係る報告書」

表 3.4.2-1 機能確認済加速度 (3/3)

種別	機種	加速度 確認部位	機能確認済加速度 ^{※2}	
			水平方向 (G ^{※1})	鉛直方向 (G ^{※1})
盤	主盤および原子炉補助盤	据付位置	8.00	2.00
	安全保護系計器ラック盤		12.00	8.00
	安全保護系ロジック盤		10.00	8.00
	安全防護系シーケンス盤		10.00	10.00
	現場盤		9.90	7.80
	制御室退避時制御盤		9.90	7.80
	ソノイト分電盤		8.00	12.00
	ディーゼルコントロールセンタ		7.10	3.00
	ディーゼル発電機盤		5.20	2.00
	タービン動補助給水ポンプ起 動盤		6.00	3.00
	メタクラ		2.13	0.88
	パワーセンタ		2.13	0.80
	原子炉コントロールセンタ		7.10	3.00
	トロップ盤		5.00	2.00
	直流コントロールセンタ		8.00	8.00
	直流分電盤		8.00	12.00
	充電器盤		5.50	2.00
	計装用インバータ盤		12.00	8.00
	計装用分電盤		8.00	12.00
	計装用切替器盤		7.10	3.00
制御用空気圧縮機盤	7.10	3.00		
計装器具	制御用地震計		1.60	1.00
	1次冷却材高温側および 低温側温度計		15.00	15.00
	ディーゼル発電機電圧計		8.70	7.50
	その他の計器		6.43	2.37

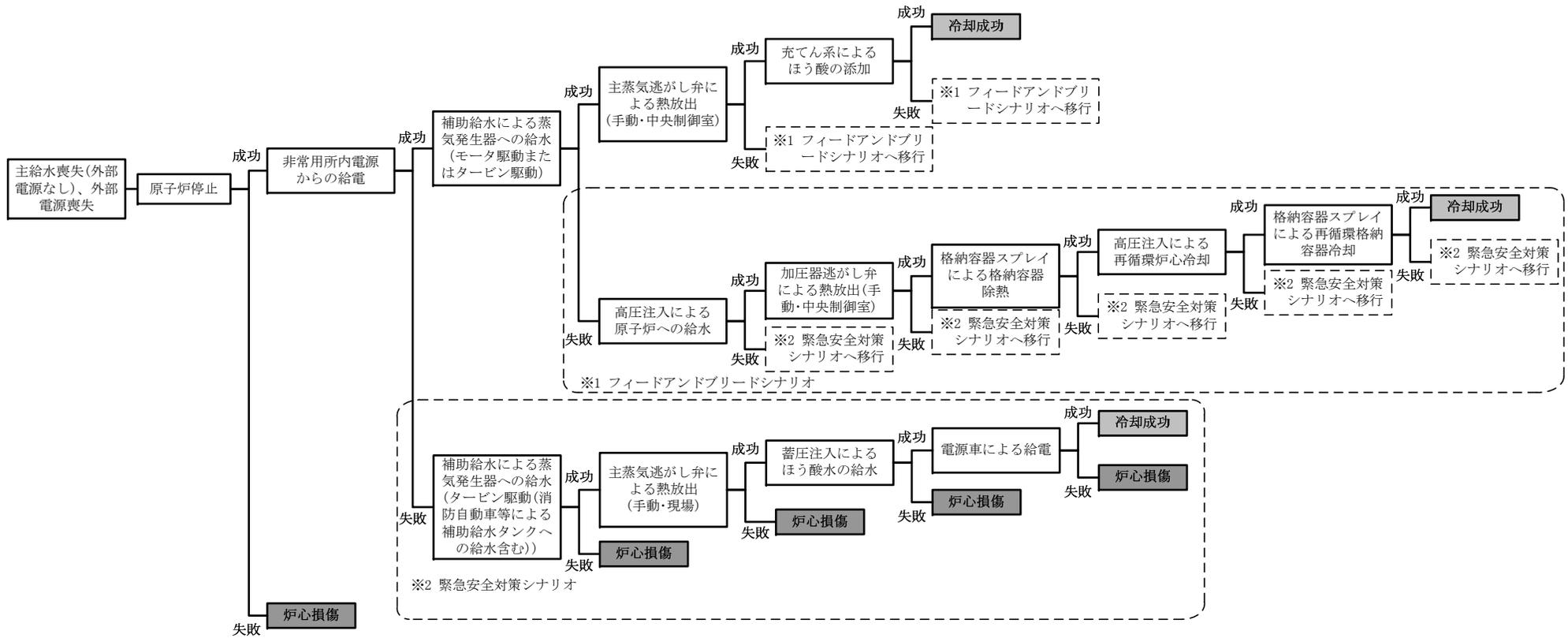
※1 G = 9.80665 (m/s²)

※2 既往試験 (電力共通研究、メーカー社内試験等) により確認された数値

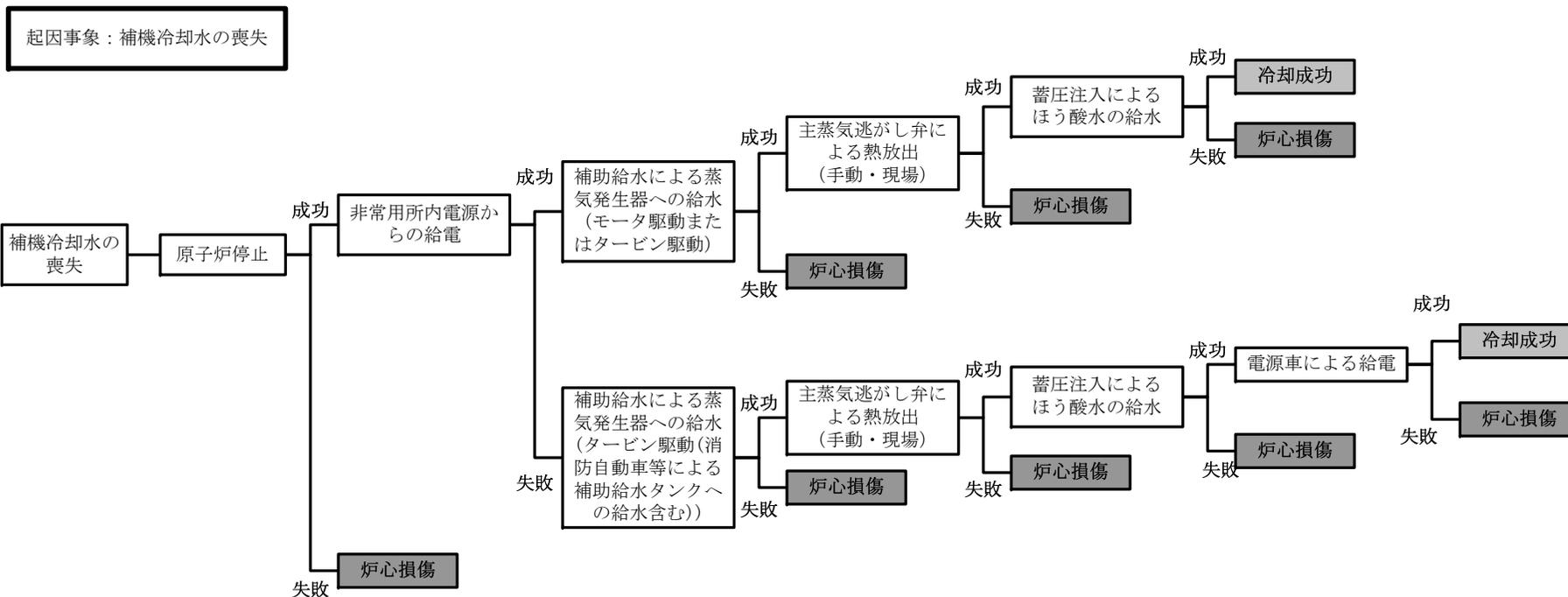


各起因事象におけるイベントツリー（地震：炉心損傷）

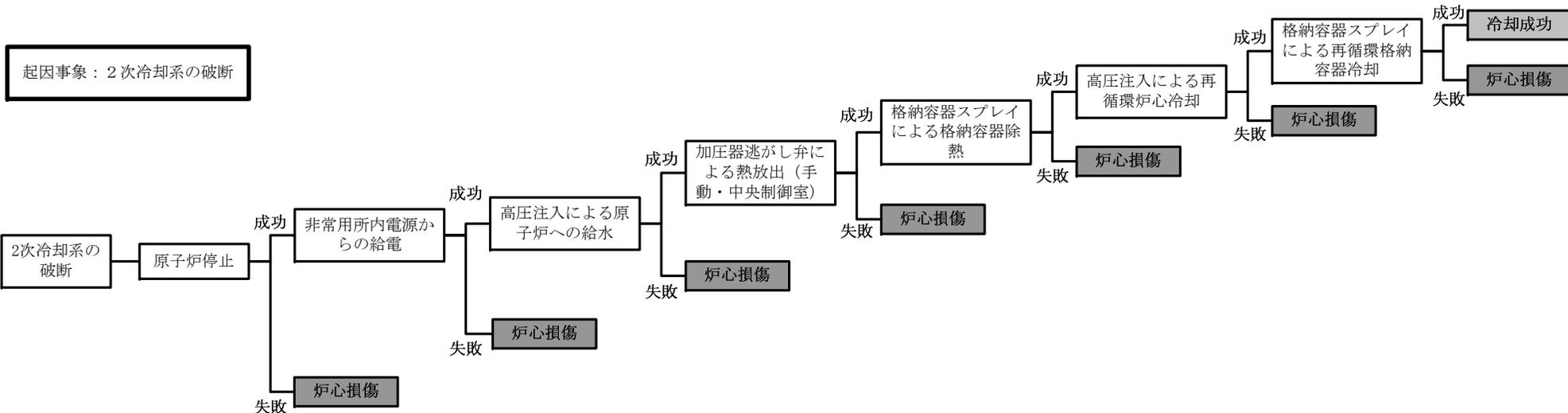
起因事象：主給水喪失（外部電源なし）
 起因事象：外部電源喪失



各起因事象におけるイベントツリー（地震：炉心損傷）

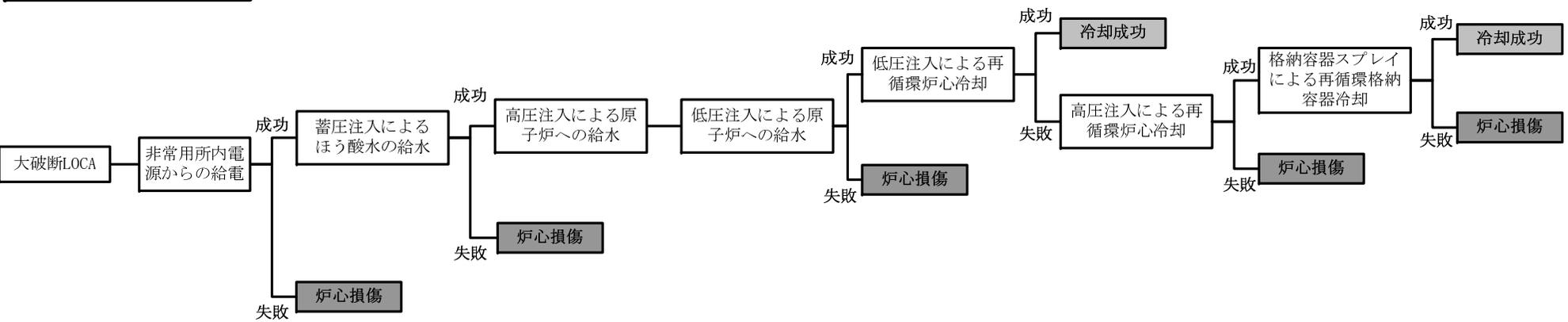


各起因事象におけるイベントツリー（地震：炉心損傷）

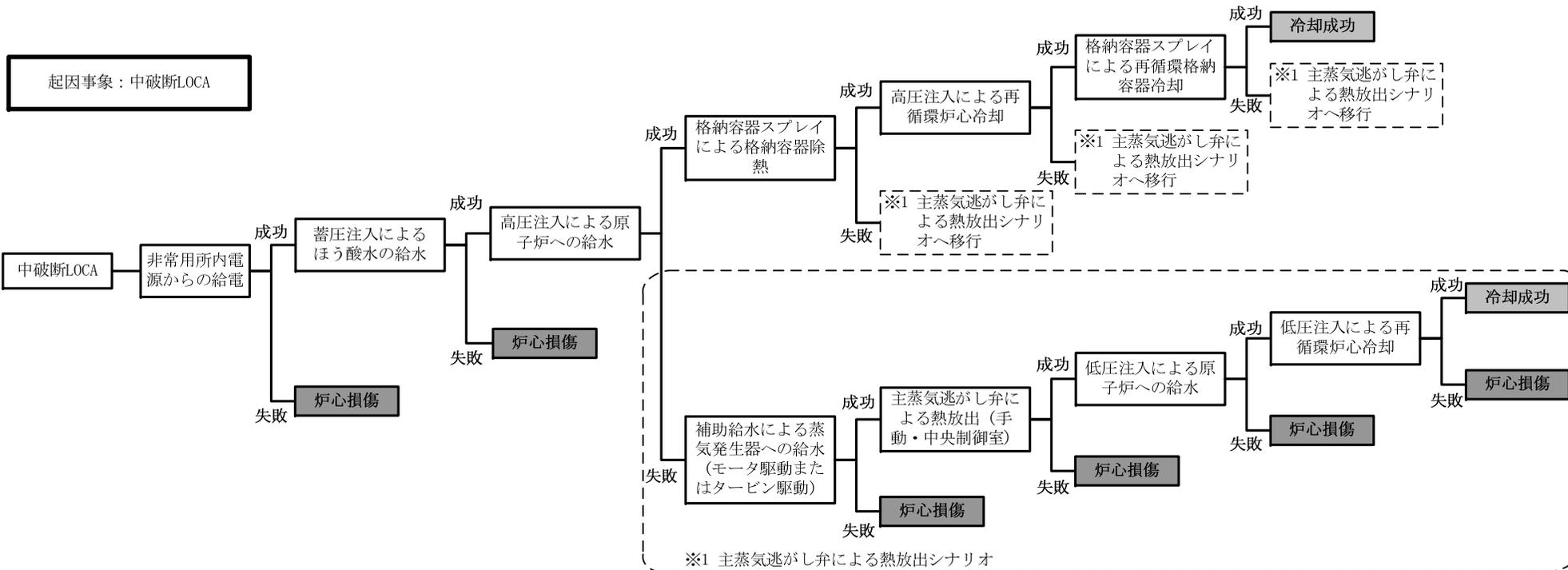


各起因事象におけるイベントツリー（地震：炉心損傷）

起因事象：大破断LOCA

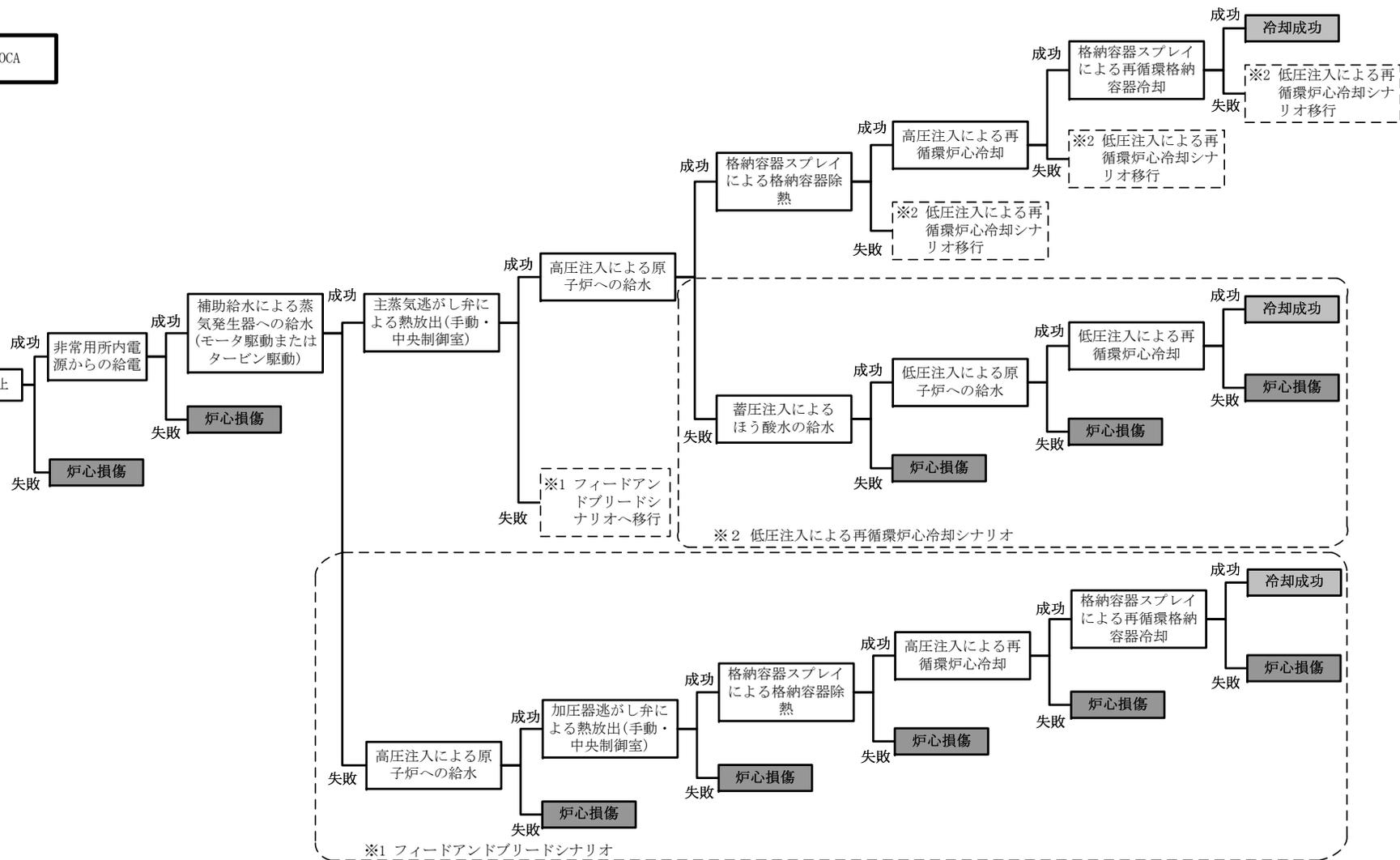


各起因事象におけるイベントツリー（地震：炉心損傷）



各起因事象におけるイベントツリー（地震：炉心損傷）

起因事象：小破断LOCA



各起因事象におけるイベントツリー（地震：炉心損傷）

耐震裕度評価結果（地震：炉心損傷）

起因事象に関連する設備

起因事象	設備	設置場所	耐震クラス	損傷モード	単位	評価値(a)	許容値(b)	裕度(b/a)
主給水喪失	工学的判断							
外部電源喪失	工学的判断							
補機冷却水の喪失	海水ポンプ	屋外	S	機能損傷	G	0.39	1.0	2.56
	海水ポンプ現場盤	屋外	S	機能損傷	G	2.19	9.90	4.52
	海水ストレーナ	屋外	S	構造損傷	MPa	31	236	7.61
	海水系配管	屋外～A/B	S	構造損傷	MPa	202	422	2.08
	原子炉補機冷却水ポンプ	A/B	S	機能損傷	G	0.62	1.4	2.25
	原子炉補機冷却水ポンプ現場盤	A/B	S	機能損傷	G	2.19	9.90	4.52
	原子炉補機冷却水冷却器	A/B	S	構造損傷	MPa	105	334	3.18
	原子炉補機冷却水サージタンク	A/B	S	構造損傷	MPa	57	261	4.57
	原子炉補機冷却水系配管	A/B RE/B FH/B	S	構造損傷	MPa	202	422	2.08
2次冷却系の破断	蒸気発生器（2次系管台）	C/V	S	構造損傷	MPa	168	410	2.44
	主蒸気系配管	C/V RE/B	S	構造損傷	MPa	99	324	3.27
	主給水系配管	C/V RE/B	S	構造損傷	MPa	132※	380	2.87
	補助給水系配管	RE/B	S	構造損傷	MPa	202	422	2.08

※経年変化事象として流れ加速型腐食を考慮し、エルボ下流部等に必要最小厚さ(tsr)まで周軸方向に一様減肉した状態をモデル化し耐震計算を行い算出

起因事象	設備	設置場所	耐震クラス	損傷モード	単位	評価値(a)	許容値(b)	裕度(b/a)
大破断LOCA	加圧器	C/V	S	構造損傷	MPa	194	406	2.09
	1次冷却材管（余熱除去系戻り管台）	C/V	S	構造損傷	MPa	167	383	2.29
	加圧器サージ管	C/V	S	構造損傷	MPa	130	342	2.63
	RHRS 余熱除去ポンプ高温側抽出配管	C/V	S	構造損傷	MPa	167	401	2.40
	RHRS ポンプ吐出低温側注入配管	C/V	S	構造損傷	MPa	167	401	2.40
	SIS 蓄圧タンク低温側注入配管	C/V	S	構造損傷	MPa	122	342	2.80
	SIS 高圧、RHRS 低圧高温側注入配管	C/V	S	構造損傷	MPa	167	401	2.40
中破断LOCA	1次冷却材管（充てん管台）	C/V	S	構造損傷	MPa	170	383	2.25
	RCS 加圧器スプレイ配管	C/V	S	構造損傷	MPa	130	342	2.63
	SIS 高圧低温側注入配管	C/V	S	構造損傷	MPa	202	422	2.08
	CVCS 充てんポンプ低温側注入配管	C/V	S	構造損傷	MPa	202	422	2.08
	CVCS 抽出ライン配管	C/V	S	構造損傷	MPa	202	422	2.08
	WDS 格納容器冷却材ドレンタンク抽出配管	C/V	S	構造損傷	MPa	202	422	2.08

起因事象	設備	設置場所	耐震クラス	損傷モード	単位	評価値(a)	許容値(b)	裕度(b/a)
小破断LOCA	原子炉容器 空気抜管台	C/V	S	構造損傷	MPa	100	497	4.97
	加圧器 (スプレイライン用管台)	C/V	S	構造損傷	MPa	186	406	2.18
	加圧器逃がし弁配管	C/V	S	構造損傷	MPa	130	342	2.63
	加圧器安全弁配管	C/V	S	構造損傷	MPa	130	342	2.63
	加圧器補助スプレイ配管	C/V	S	構造損傷	MPa	130	342	2.63
	1次冷却材圧力バウンダリ接続 小口径配管	C/V	S	構造損傷	MPa	202	422	2.08
格納容器バイパス	蒸気発生器 (内部構造物)	C/V	S	構造損傷	MPa	195	418	2.14

起因事象	設備	設置場所	耐震クラス	損傷モード	単位	評価値(a)	許容値(b)	裕度(b/a)
炉心損傷直結	原子炉建屋	—	—	構造損傷	2×Ss に対し、せん断ひずみ $\leq 4 \times 10^{-3}$ を確認			2
	原子炉補助建屋	—	—	構造損傷	2×Ss に対し、せん断ひずみ $\leq 4 \times 10^{-3}$ を確認			2
	主盤および原子炉補助盤	A/B	S	構造損傷	※	0.40	1.00	2.50
	制御室退避時制御盤	屋内	S	機能損傷	G	0.76	9.90	13.02
	安全保護系計器ラック盤	A/B	S	機能損傷	G	1.17	12.00	10.25
	安全保護系ロジック盤	A/B	S	機能損傷	G	1.17	10.00	8.54
	安全防護系シーケンス盤	A/B	S	機能損傷	G	1.41	10.00	7.09
	ソレノイド分電盤	A/B	S	機能損傷	G	1.17	8.00	6.83
	炉心支持構造物	C/V	S	構造損傷	MPa	142	391	2.75
	原子炉容器	C/V	S	構造損傷	MPa	185	422	2.28
	炉内構造物	C/V	S	構造損傷	MPa	28	483	17.25
	蒸気発生器（2次系管台除く）	C/V	S	構造損傷	MPa	179	421	2.35
	1次冷却材ポンプ	C/V	S	構造損傷	MPa	169	372	2.20
	炉内計装引出管	C/V	S	構造損傷	MPa	168	345	2.05
	制御棒クラスタ駆動装置	C/V	S	構造損傷	MPa	92	234	2.54
1次冷却材管	C/V	S	構造損傷	MPa	115	357	3.10	

※組合せ応力に対する評価式により、評価値は許容値に対する比率で示す。

影響緩和機能（フロントライン系）に関連する設備

フロント ライン系	設備	設置 場所	耐震 クラス	損 傷 モード	単位	評価値 (a)	許容値 (b)	裕度 (b/a)
停止 原子 炉	制御用地震計	RE/B A/B	S	機能損傷	G	0.62	1.60	2.58
非常用 所内電 源から の 給電	ディーゼルコントロールセンタ	A/B	S	機能損傷	G	1.08	7.10	6.57
	ディーゼル発電機盤	A/B	S	機能損傷	G	1.50	5.20	3.46
	ディーゼル機関本体(ディーゼル発電機含む)	A/B	S	機能損傷	G	0.90	1.7	1.88
	燃料油サービスタンク	A/B	S	構造損傷	MPa	6	236	39.33
	始動空気だめ	A/B	S	構造損傷	MPa	93	391	4.20
	ディーゼル発電機電圧計	A/B	S	機能損傷	G	1.17	8.70	7.43
	ディーゼル関連配管（燃料油配管等）	A/B	S	構造損傷	MPa	202	422	2.08
補助給 水(モ ータ駆 動) の 給水 による 蒸気発 生器へ	補助給水タンク	RE/B (屋上)	S	構造損傷	MPa	104	240	2.30
	蒸気発生器水位計	C/V	S	機能損傷	G	1.74	6.43	3.69
	電動補助給水ポンプ	RE/B	S	機能損傷	G	0.63	1.4	2.22
	電動補助給水ポンプ現場盤	RE/B	S	機能損傷	G	2.19	9.90	4.52
	補助給水系配管	RE/B	S	構造損傷	MPa	202	422	2.08
	主給水系配管	RE/B C/V	S	構造損傷	MPa	132※	380	2.87
	関連弁	RE/B	S	機能損傷	MPa	32	249	7.78

※経年変化事象として流れ加速型腐食を考慮し、エルボ下流部等に必要最小厚さ(tsr)まで周軸方向に一様減肉した状態をモデル化し耐震計算を行い算出

フロント ライン系	設備	設置 場所	耐震 クラス	損 傷 モード	単位	評価値 (a)	許容値 (b)	裕度 (b/a)
補助給水による蒸気発生器への給水 (タービン駆動)	補助給水タンク	RE/B (屋上)	S	構造損傷	MPa	104	240	2.30
	蒸気発生器水位計	C/V	S	機能損傷	G	1.74	6.43	3.69
	タービン動補助給水ポンプ	RE/B	S	機能損傷	G	0.63	1.4	2.22
	タービン動補助給水ポンプ起動盤	RE/B	S	機能損傷	G	0.44	3.00	6.81
	補助給水系配管	RE/B	S	構造損傷	MPa	202	422	2.08
	主給水系配管	RE/B C/V	S	構造損傷	MPa	132※	380	2.87
	主蒸気系配管	RE/B C/V	S	構造損傷	MPa	99	324	3.27
	関連弁	RE/B	S	機能損傷	MPa	32	249	7.78
主蒸気逃がし弁による 熱放出(手動・中央制御室)	主蒸気逃がし弁	RE/B	S	機能損傷	G	1.51	6.0	3.97
	主蒸気隔離弁	RE/B	S	機能損傷	G	1.12	6.1	5.44
	主蒸気ライン圧力計	RE/B	S	機能損傷	G	0.60	2.37	3.95
	主蒸気系配管	C/V RE/B	S	構造損傷	MPa	99	324	3.27
	1次冷却材高温側および低温側温度計	C/V	S	機能損傷	G	3.47	15.00	4.32
	1次冷却材圧力計	C/V	S	機能損傷	G	0.50	2.37	4.74

※経年変化事象として流れ加速型腐食を考慮し、エルボ下流部等に必要最小厚さ(tsr)まで周軸方向に一様減肉した状態をモデル化し耐震計算を行い算出

フロント ライン系	設備	設置 場所	耐震 クラス	損 傷 モード	単位	評価値 (a)	許容値 (b)	裕度 (b/a)
充てん系によるほう酸の添加	充てんポンプ	A/B	S	機能損傷	G	0.77	1.4	1.81
	充てんポンプ現場盤	A/B	S	機能損傷	G	2.19	9.90	4.52
	再生熱交換器	C/V	S	構造損傷	MPa	136	222	1.63
	封水注入フィルタ	RE/B	S	構造損傷	MPa	95	253	2.66
	ほう酸ポンプ	A/B	S	機能損傷	G	0.77	1.4	1.81
	ほう酸ポンプ現場盤	A/B	S	機能損傷	G	2.19	9.90	4.52
	ほう酸タンク	A/B	S	構造損傷	MPa	17	267	15.70
	ほう酸フィルタ	A/B	S	構造損傷	MPa	18	267	14.83
	CVCS 充てんポンプ低温側注入配管	C/V	S	構造損傷	MPa	202	422	2.08
	1次冷却材管(充てん管台)	C/V	S	構造損傷	MPa	170	383	2.25
	充てん系配管	A/B RE/B C/V	S	構造損傷	MPa	202	422	2.08
	加圧器水位計	C/V	S	機能損傷	G	0.50	2.37	4.74
関連弁	A/B	S	機能損傷	MPa	32	249	7.78	

フロント ライン系	設備	設置 場所	耐震 クラス	損 傷 モード	単位	評価値 (a)	許容値 (b)	裕度 (b/a)
原子炉 への給水 による 高圧注入	高圧注入ポンプ	A/B	S	機能損傷	G	0.62	1.4	2.25
	高圧注入ポンプ現場盤	A/B	S	機能損傷	G	2.19	9.90	4.52
	SIS 高圧低温側注入配管	C/V	S	構造損傷	MPa	202	422	2.08
	高圧注入系配管	A/B RE/B C/V	S	構造損傷	MPa	202	422	2.08
	1次冷却材管（安全注入管台）	C/V	S	構造損傷	MPa	170	383	2.25
熱放出（手動・中央制御室） による 加圧器逃がし弁	加圧器逃がし弁	C/V	S	機能損傷	MPa	32	249	7.78
	加圧器逃がし弁配管	C/V	S	構造損傷	MPa	130	342	2.63
格納容器 スプレイによる 格納容器除熱	格納容器スプレイポンプ	A/B	S	機能損傷	G	0.62	1.4	2.25
	格納容器スプレイポンプ現場盤	A/B	S	機能損傷	G	2.19	9.90	4.52
	格納容器スプレイ冷却器	A/B	S	構造損傷	MPa	108	334	3.09
	格納容器圧力計	RE/B	S	機能損傷	G	0.52	2.37	4.55
	格納容器スプレイ配管 （スプレイリング含む）	A/B RE/B C/V	S	構造損傷	MPa	202	422	2.08
	よう素除去薬品タンク	A/B	S	構造損傷	MPa	27	270	10.00
	関連弁	RE/B	S	機能損傷	MPa	32	249	7.78

フロント ライン系	設備	設置 場所	耐震 クラス	損 傷 モード	単位	評価値 (a)	許容値 (b)	裕度 (b/a)
再循環炉心冷却 高圧注入による	高圧注入ポンプ	A/B	S	機能損傷	G	0.62	1.4	2.25
	高圧注入ポンプ現場盤	A/B	S	機能損傷	G	2.19	9.90	4.52
	SIS 高圧低温側注入配管	C/V	S	構造損傷	MPa	202	422	2.08
	高圧注入系配管	A/B RE/B C/V	S	構造損傷	MPa	202	422	2.08
	SIS 高圧、RHRS 低圧高温側注入配管	C/V	S	構造損傷	MPa	167	401	2.40
	1次冷却材管（安全注入管台）	C/V	S	構造損傷	MPa	170	383	2.25
	関連弁	A/B C/V	S	機能損傷	MPa	32	249	7.78
再循環格納容器冷却 格納容器スプレイによる	格納容器スプレイポンプ	A/B	S	機能損傷	G	0.62	1.4	2.25
	格納容器スプレイポンプ現場盤	A/B	S	機能損傷	G	2.19	9.90	4.52
	格納容器スプレイ冷却器	A/B	S	構造損傷	MPa	108	334	3.09
	格納容器圧力計	RE/B	S	機能損傷	G	0.52	2.37	4.55
	格納容器スプレイ配管 （スプレイリング含む）	A/B RE/B C/V	S	構造損傷	MPa	202	422	2.08
	よう素除去薬品タンク	A/B	S	構造損傷	MPa	27	270	10.00
	関連弁	A/B	S	機能損傷	MPa	32	249	7.78

フロント ライン系	設備	設置 場所	耐震 クラス	損 傷 モード	単位	評価値 (a)	許容値 (b)	裕度 (b/a)
補助給水による蒸気発生器への給水(タービン駆動(消防自動車等による補助給水タンクへの給水含む))	補助給水タンク	RE/B (屋上)	S	構造損傷	MPa	104	240	2.30
	蒸気発生器水位計	C/V	S	機能損傷	G	1.74	6.43	3.69
	タービン動補助給水ポンプ	RE/B	S	機能損傷	G	0.63	1.4	2.22
	タービン動補助給水ポンプ起動盤	RE/B	S	機能損傷	G	0.44	3.00	6.81
	補助給水系配管	RE/B	S	構造損傷	MPa	202	422	2.08
	主給水系配管	RE/B C/V	S	構造損傷	MPa	132※	380	2.87
	主蒸気系配管	RE/B C/V	S	構造損傷	MPa	99	324	3.27
	関連弁	RE/B	S	機能損傷	MPa	32	249	7.78
	消防自動車	屋外	—	2.5×Ss に対し、消防自動車が転倒しないことを確認				2.5
ホース等	屋外	—	ホース等は地震による影響がないように保管				—	

※経年変化事象として流れ加速型腐食を考慮し、エルボ下流部等に必要最小厚さ(tsr)まで周軸方向に一樣減肉した状態をモデル化し耐震計算を行い算出

フロント ライン系	設備	設置 場所	耐震 クラス	損 傷 モード	単位	評価値 (a)	許容値 (b)	裕度 (b/a)
主蒸気逃がし弁による 熱放出(手動・現場)	主蒸気逃がし弁	RE/B	S	機能損傷	G	1.51	6.0	3.97
	主蒸気隔離弁	RE/B	S	機能損傷	G	1.12	6.1	5.44
	1次冷却材高温側および低温側温度計	C/V	S	機能損傷	G	3.47	15.00	4.32
	1次冷却材圧力計	C/V	S	機能損傷	G	0.50	2.37	4.74
	主蒸気系配管	C/V RE/B	S	構造損傷	MPa	99	324	3.27
蓄圧注入による ほう酸水の給水	蓄圧タンク	C/V	S	構造損傷	MPa	99	254	2.56
	SIS 蓄圧タンク低温側注入配管	C/V	S	構造損傷	MPa	122	342	2.80
	蓄圧注入系配管	C/V	S	構造損傷	MPa	122	342	2.80
	1次冷却材管(蓄圧タンク注入管台)	C/V	S	構造損傷	MPa	165	383	2.32
	関連弁	C/V	S	機能損傷	MPa	32	249	7.78
電源車に よる給電	電源車	屋外	—	2×Ss に対し、電源車が転倒しないことを確認				2
	接続ケーブル	屋外	—	接続ケーブルは、地震による影響がないように保管				—
	メタクラ	A/B	S	機能損傷	G	0.38	0.88	2.31

フロント ライン系	設備	設置 場所	耐震 クラス	損 傷 モード	単位	評価値 (a)	許容値 (b)	裕度 (b/a)
低 圧 注 入 に よ る 原 子 炉 へ の 給 水	余熱除去ポンプ	A/B	S	機能損傷	G	0.62	1.4	2.25
	余熱除去ポンプ現場盤	A/B	S	機能損傷	G	2.19	9.90	4.52
	余熱除去冷却器	A/B	S	構造損傷	MPa	120	334	2.78
	余熱除去ポンプ出口流量計	A/B	S	機能損傷	G	0.35	2.37	6.77
	RHRS ポンプ吐出低温側注入配管	C/V	S	構造損傷	MPa	167	401	2.40
	余熱除去系配管	A/B RE/B C/V	S	構造損傷	MPa	202	422	2.08
	1次冷却材管（余熱除去系戻り管台）	C/V	S	構造損傷	MPa	167	383	2.29
	関連弁	A/B	S	機能損傷	MPa	32	249	7.78

フロント ライン系	設備	設置 場所	耐震 クラス	損 傷 モード	単位	評価値 (a)	許容値 (b)	裕度 (b/a)
低圧注入による再循環炉心冷却	余熱除去ポンプ	A/B	S	機能損傷	G	0.62	1.4	2.25
	余熱除去ポンプ現場盤	A/B	S	機能損傷	G	2.19	9.90	4.52
	余熱除去冷却器	A/B	S	構造損傷	MPa	120	334	2.78
	余熱除去ポンプ出口流量計	A/B	S	機能損傷	G	0.35	2.37	6.77
	RHRS ポンプ吐出低温側注入配管	C/V	S	構造損傷	MPa	167	401	2.40
	余熱除去系配管	A/B RE/B C/V	S	構造損傷	MPa	202	422	2.08
	SIS 高圧、RHRS 低圧高温側注入配管	C/V	S	構造損傷	MPa	167	401	2.40
	1次冷却材管（余熱除去系戻り管台）	C/V	S	構造損傷	MPa	167	383	2.29
	関連弁	A/B C/V	S	機能損傷	MPa	32	249	7.78

影響緩和機能（サポート系）に関連する設備

サポート系	設備	設置場所	耐震クラス	損傷モード	単位	評価値(a)	許容値(b)	裕度(b/a)
6.6 kV AC 電源	メタクラ	A/B	S	機能損傷	G	0.38	0.88	2.31
	外部電源	工学的判断						<1
440V AC 電源	パワーセンタ	A/B	S	機能損傷	G	0.38	0.80	2.10
	原子炉コントロールセンタ	A/B	S	機能損傷	G	0.46	3.00	6.52
	動力変圧器	A/B	S	構造損傷	MPa	16	210	13.12
125V DC 電源	ドロップ盤	A/B	S	機能損傷	G	2.68	5.00	1.86
	直流コントロールセンタ	A/B	S	機能損傷	G	0.93	8.00	8.60
	直流分電盤	A/B	S	機能損傷	G	1.17	8.00	6.83
	充電器盤	A/B	S	機能損傷	G	2.79	5.50	1.97
	蓄電池	A/B	S	構造損傷	MPa	107	279	2.60
115V 計装用電源	計装用インバータ盤	A/B	S	機能損傷	G	1.79	12.00	6.70
	計装用分電盤	A/B	S	機能損傷	G	1.17	8.00	6.83
	計装用切替器盤	A/B	S	機能損傷	G	0.65	3.00	4.61

サポート系	設備	設置場所	耐震クラス	損傷モード	単位	評価値(a)	許容値(b)	裕度(b/a)
非常用所内電源	ディーゼルコントロールセンタ	A/B	S	機能損傷	G	1.08	7.10	6.57
	ディーゼル発電機盤	A/B	S	機能損傷	G	1.50	5.20	3.46
	ディーゼル機関本体 (ディーゼル発電機含む)	A/B	S	機能損傷	G	0.90	1.7	1.88
	燃料油サービスタンク	A/B	S	構造損傷	MPa	6	236	39.33
	始動空気だめ	A/B	S	構造損傷	MPa	93	391	4.20
	ディーゼル発電機電圧計	A/B	S	機能損傷	G	1.17	8.70	7.43
	ディーゼル関連配管 (燃料油配管等)	A/B	S	構造損傷	MPa	202	422	2.08
CCW	原子炉補機冷却水ポンプ	A/B	S	機能損傷	G	0.62	1.4	2.25
	原子炉補機冷却水ポンプ現場盤	A/B	S	機能損傷	G	2.19	9.90	4.52
	原子炉補機冷却水冷却器	A/B	S	構造損傷	MPa	105	334	3.18
	原子炉補機冷却水サージタンク	A/B	S	構造損傷	MPa	57	261	4.57
	原子炉補機冷却水系配管	A/B RE/B FH/B	S	構造損傷	MPa	202	422	2.08

サポート系	設備	設置場所	耐震クラス	損傷モード	単位	評価値(a)	許容値(b)	裕度(b/a)
海水系	海水ポンプ	屋外	S	機能損傷	G	0.39	1.0	2.56
	海水ポンプ現場盤	屋外	S	機能損傷	G	2.19	9.90	4.52
	海水ストレーナ	屋外	S	構造損傷	MPa	31	236	7.61
	海水系配管	屋外～A/B	S	構造損傷	MPa	202	422	2.08
制御用空気系	制御用空気圧縮機盤	RE/B	S	機能損傷	G	0.51	3.00	5.88
	制御用空気圧縮機	RE/B	S	機能損傷	G	0.36	1.0	2.77
	制御用空気だめ	RE/B	S	構造損傷	MPa	58	243	4.18
	制御用空気除湿装置吸着塔	RE/B	S	構造損傷	MPa	36	223	6.19
	制御用空気供給母管圧力計	RE/B	S	機能損傷	G	0.52	2.37	4.55
	制御用空気系配管	A/B RE/B C/V	S	構造損傷	MPa	202	422	2.08
	関連弁	RE/B	S	機能損傷	MPa	32	249	7.78

サポート系	設備	設置場所	耐震クラス	損傷モード	単位	評価値(a)	許容値(b)	裕度(b/a)
再循環切替	格納容器再循環サンプ	C/V	S	構造損傷	2×Ss に対し、せん断ひずみ $\leq 4 \times 10^{-3}$ を確認			2
	燃料取替用水タンク水位計	A/B	S	機能損傷	G	0.54	2.37	4.38
	格納容器再循環サンプ配管	A/B RE/B C/V	S	構造損傷	MPa	202	422	2.08
	関連弁	A/B RE/B	S	機能損傷	MPa	32	249	7.78
R W S T	燃料取替用水タンク	A/B	S	構造損傷	MPa	99	267	2.69
	高圧注入系配管	A/B RE/B	S	構造損傷	MPa	202	422	2.08
	余熱除去系配管	A/B RE/B	S	構造損傷	MPa	202	422	2.08
	充てん系配管	A/B RE/B	S	構造損傷	MPa	202	422	2.08
	格納容器スプレイ系配管	A/B RE/B	S	構造損傷	MPa	202	422	2.08
	燃料取替用水系配管	A/B FH/B	S	構造損傷	MPa	202	422	2.08
	余熱除去冷却器	A/B	S	構造損傷	MPa	120	334	2.78
	格納容器スプレイ冷却器	A/B	S	構造損傷	MPa	108	334	3.09
安全注入信号	加圧器圧力計	C/V	S	機能損傷	G	1.74	6.43	3.69
	格納容器圧力計	RE/B	S	機能損傷	G	0.52	2.37	4.55

主給水喪失（外部電源あり）

4-1-103

		フロントライン系									
		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（手動・中央制御室）	蓄圧注入によるほう酸水の給水	高圧注入による原子炉への給水	加圧器逃がし弁による熱放出（手動・中央制御室）	格納容器スプレイによる格納容器除熱	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
			モータ駆動	タービン駆動							
サポート系	①6.6kV AC電源		○	○	○	○	○	○	○	○	○
	②440V AC電源		○	○	○	○	○	○	○	○	○
	③125V DC電源		○	○	○	○	○	○	○	○	○
	④115V AC計装用電源		○	○	○	○	○	○	○	○	○
	⑤非常用所内電源		○	○	○	○	○	○	○	○	○
	⑥CCW			○	○		○	○	○	○	○
	⑦海水系		○	○	○	○	○	○	○	○	○
	⑧制御用空気系			○	○			○			
	⑨再循環切替								○	○	
	⑩RWST						○		○		
	⑪安全注入信号										

フロントライン系とサポート系の関連表（地震：炉心損傷）

主給水喪失（外部電源なし）
外部電源喪失

		フロントライン系														
		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			主蒸気逃がし弁による熱放出（手動・中央制御室）	充てん系によるほう酸の添加	高圧注入による原子炉への給水	加圧器逃がし弁による熱放出（手動・中央制御室）	格納容器スプレイによる格納容器除熱	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	主蒸気逃がし弁による熱放出（手動・現場）	蓄圧注入によるほう酸水の給水	電源車による給電
				モータ駆動	タービン駆動	タービン駆動（消原自動運転等による補助給水タンクへの給水後⑩）										
サポート系	①6.6kV AC電源		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
	②440V AC電源		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
	③125V DC電源		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
	④115V AC計装用電源		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
	⑤非常用所内電源		—	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
	⑥CCW				○		○	○	○	○	○	○				
	⑦海水系		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
	⑧制御用空気系				○		○			○						
	⑨再循環切替										○	○				
	⑩RWST								○		○					
	⑪安全注入信号															

4-1-104

フロントライン系とサポート系の関連表（地震：炉心損傷）

補機冷却水の喪失

4-1-105

		フロントライン系							
		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			主蒸気逃がし弁による熱放出（手動・現場）	蓄圧注入によるほう酸水の給水	電源車による給電
				モータ駆動	タービン駆動	タービン駆動（消防自動車等による補助給水タンクへの給水含む）			
サポート系	①6.6kV AC電源		○	○	○	○	○	○	
	②440V AC電源		○	○	○	○	○	○	
	③125V DC電源		○	○	○	○	○	○	
	④115V AC計装用電源		○	○	○	○	○	○	
	⑤非常用所内電源		—	○	○	○	○	○	
	⑥CCW				○				
	⑦海水系		○	○	○	○	○	○	
	⑧制御用空気系				○				
	⑨再循環切替								
	⑩RWST								
	⑪安全注入信号								

フロントライン系とサポート系の関連表（地震：炉心損傷）

2次冷却系の破断

		フロントライン系						
		原子炉停止	非常用所内電源からの給電	高圧注入による原子炉への給水	加圧器逃がし弁による熱放出（手動・中央制御室）	格納容器スプレイによる格納容器除熱	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
4-1-106 サポート系	①6.6kV AC電源		○	○	○	○	○	○
	②440V AC電源		○	○	○	○	○	○
	③125V DC電源		○	○	○	○	○	○
	④115V AC計装用電源		○	○	○	○	○	○
	⑤非常用所内電源		—	○	○	○	○	○
	⑥CCW			○	○	○	○	○
	⑦海水系		○	○	○	○	○	○
	⑧制御用空気系				○			
	⑨再循環切替						○	○
	⑩RWST			○		○		
	⑪安全注入信号							

フロントライン系とサポート系の関連表（地震：炉心損傷）

大破断LOCA

4-1-107

		フロントライン系						
		非常用所内電源からの給電	蓄圧注入によるほう酸水の給水	高圧注入による原子炉への給水	低圧注入による原子炉への給水	低圧注入による再循環炉心冷却	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
サポート系	①6.6kV AC電源	○	○	○	○	○	○	○
	②440V AC電源	○	○	○	○	○	○	○
	③125V DC電源	○	○	○	○	○	○	○
	④115V AC計装用電源	○	○	○	○	○	○	○
	⑤非常用所内電源	—	○	○	○	○	○	○
	⑥CCW			○	○	○	○	○
	⑦海水系	○	○	○	○	○	○	○
	⑧制御用空気系							
	⑨再循環切替					○	○	○
	⑩RWST			○	○			
	⑪安全注入信号			○	○			

フロントライン系とサポート系の関連表（地震：炉心損傷）

中破断LOCA

4-1-108

		中破断LOCA										
		非常用所内電源からの給電	蓄圧注入によるほう酸水の給水	高圧注入による原子炉への給水	格納容器スプレイによる格納容器除熱	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	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（手動・中央制御室）	低圧注入による原子炉への給水	低圧注入による再循環炉心冷却
								モータ駆動	タービン駆動			
サポート系	①6.6kV AC電源	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	②440V AC電源	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	③125V DC電源	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	④115V AC計装用電源	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	⑤非常用所内電源	—	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	⑥CCW			○	○	○	○		○	○	○	○
	⑦海水系	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	⑧制御用空気系								○	○		
	⑨再循環切替					○	○					○
	⑩RWST			○	○						○	
	⑪安全注入信号			○								

フロントライン系とサポート系の関連表（地震：炉心損傷）

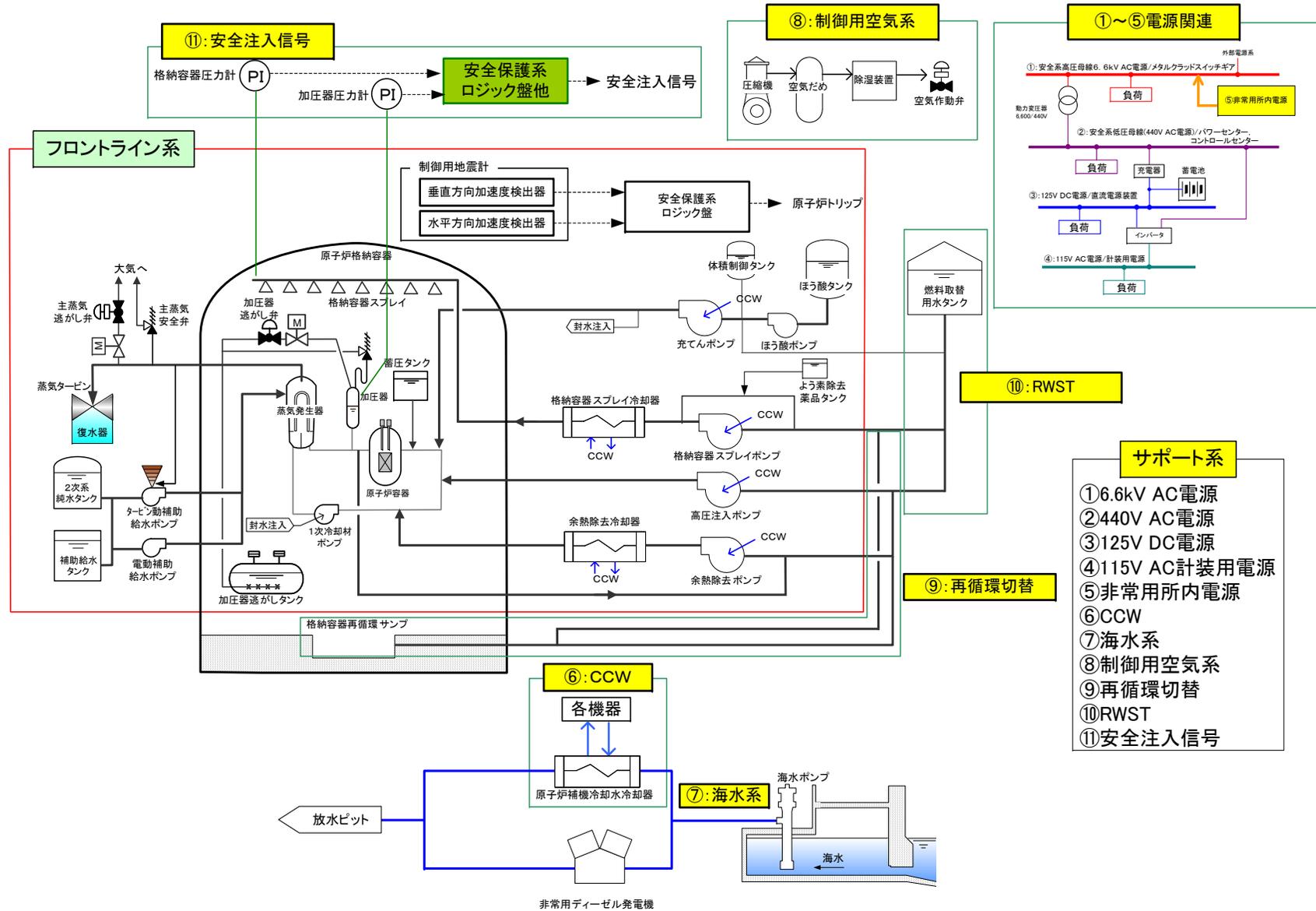
小破断LOCA

4-1-109

		フロントライン系												
		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		主蒸気逃がし弁による熱放出（手動・中央制御室）	高圧注入による原子炉への給水	格納容器スプレイによる格納容器除熱	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	蓄圧注入によるほう酸水の給水	低圧注入による原子炉への給水	低圧注入による再循環炉心冷却	加圧器逃がし弁による熱放出（手動・中央制御室）
				モータ駆動	タービン駆動									
サポート系	①6.6kV AC電源		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	②440V AC電源		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	③125V DC電源		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	④115V AC計装用電源		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	⑤非常用所内電源		—	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	⑥CCW				○	○	○	○	○	○		○	○	○
	⑦海水系		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	⑧制御用空気系				○	○								○
	⑨再循環切替								○	○			○	
	⑩RWST						○	○				○		
	⑪安全注入信号						○							

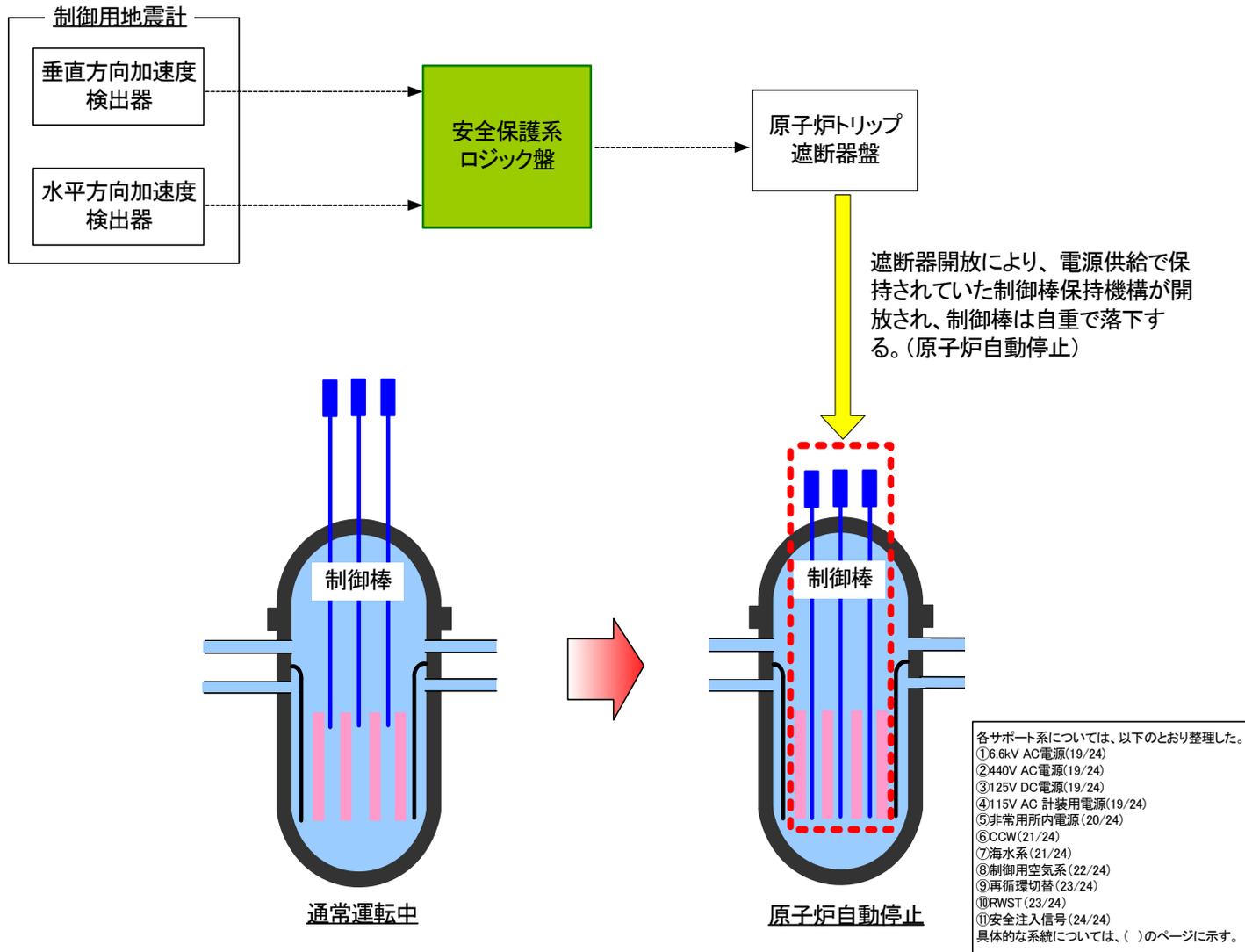
フロントライン系とサポート系の関連表（地震：炉心損傷）

フロントライン系とサポート系関連概略図



各影響緩和機能の系統図 (地震: 炉心損傷)

原子炉停止(フロントライン系)

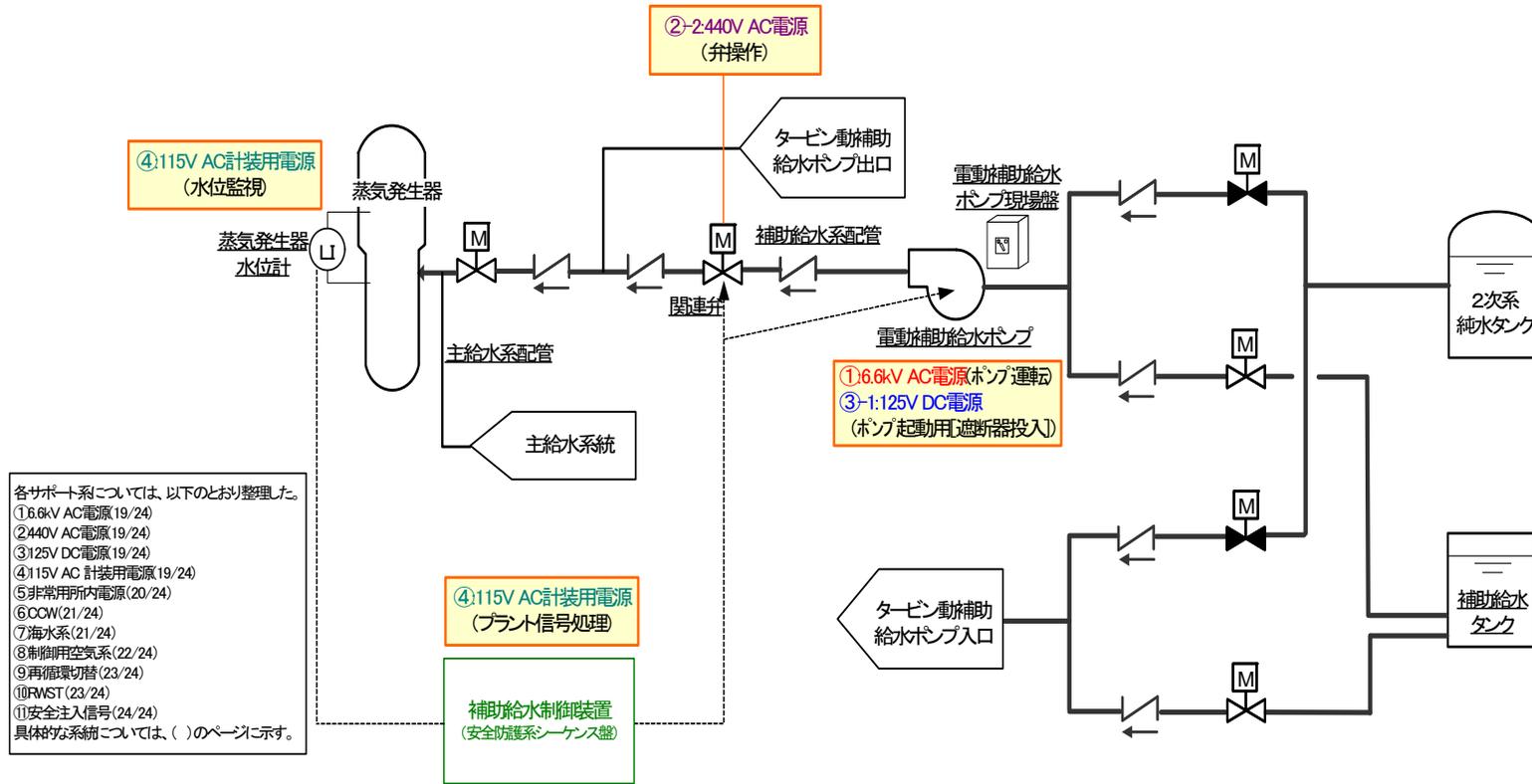


■: 炉心損傷直結起因事象

安全保護系ロジック盤の機能損傷は炉心損傷直結起因事象の要因として考慮

各影響緩和機能の系統図 (地震: 炉心損傷)

補助給水による蒸気発生器への給水(モータ駆動)(フロントライン系)



各サポート系については、以下のとおり整理した。

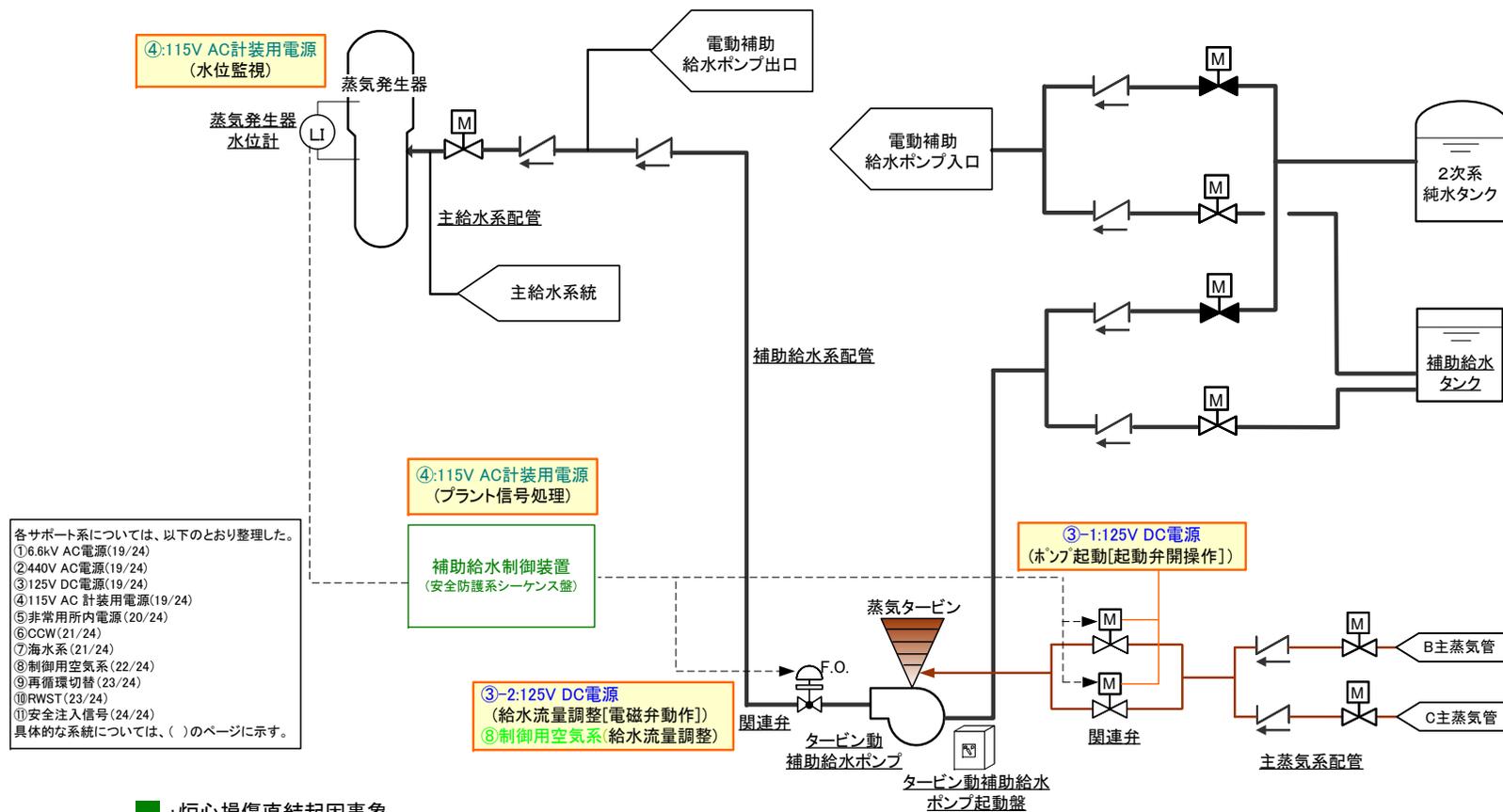
- ①:6.6kV AC電源(19/24)
- ②:440V AC電源(19/24)
- ③:125V DC電源(19/24)
- ④:115V AC計装用電源(19/24)
- ⑤:非常用所内電源(20/24)
- ⑥:CCW(21/24)
- ⑦:海水系(21/24)
- ⑧:制御用空気系(22/24)
- ⑨:再循環切替(23/24)
- ⑩:RMST(23/24)
- ⑪:安全注入信号(24/24)

具体的な系統については、()のページに示す。

■ :炉心損傷直結起因事象
個別図面にされていない安全防護系シーケンス盤の機能損傷は炉心損傷直結起因事象の要因として考慮

各影響緩和機能の系統図 (地震:炉心損傷)

補助給水による蒸気発生器への給水(タービン駆動)(フロントライン系)

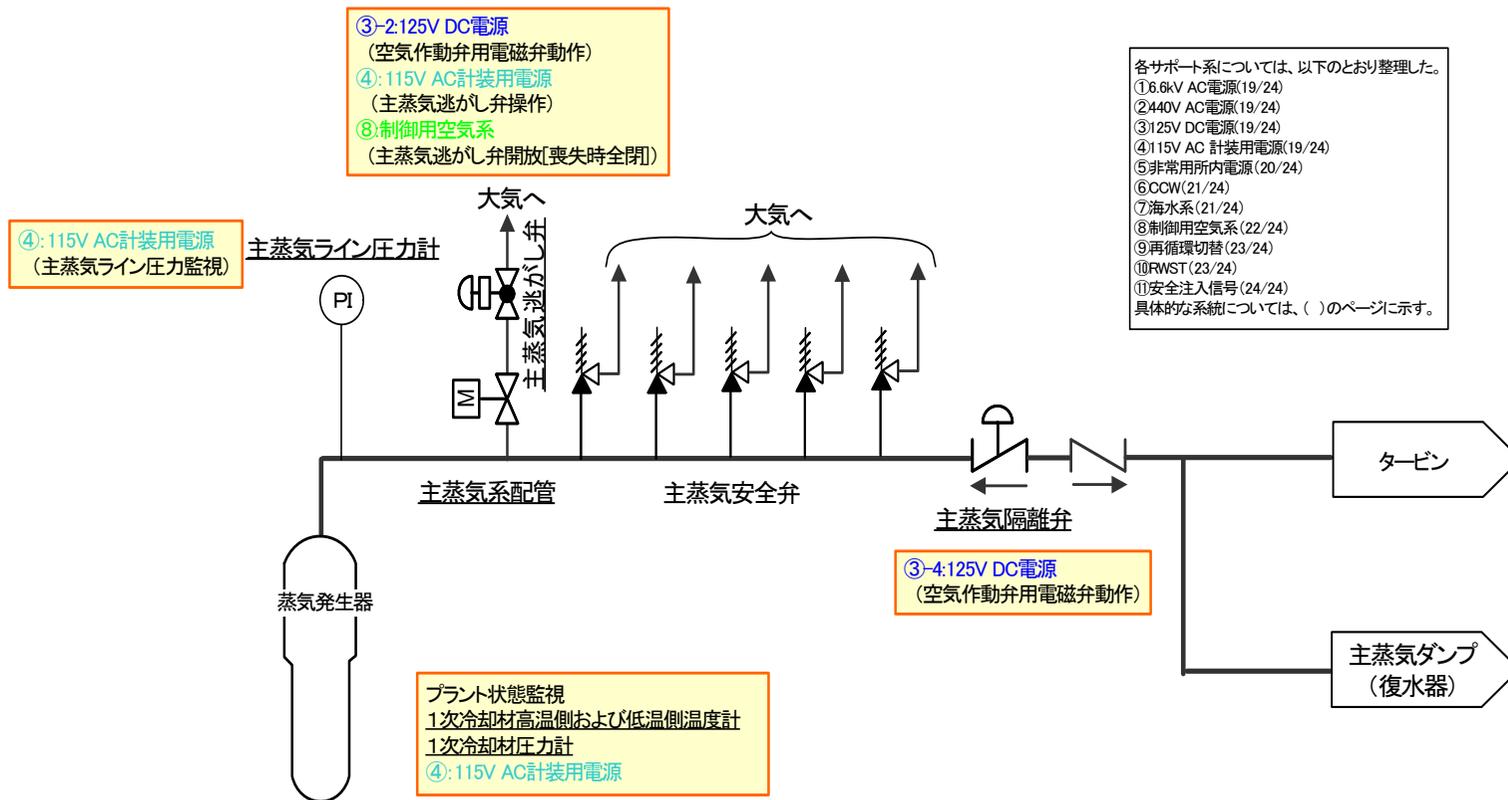


- 各サポート系については、以下のとおり整理した。
- ① 6.6kV AC電源 (19/24)
 - ② 440V AC電源 (19/24)
 - ③ 125V DC電源 (19/24)
 - ④ 115V AC計装用電源 (19/24)
 - ⑤ 非常用所内電源 (20/24)
 - ⑥ CCW (21/24)
 - ⑦ 海水系 (21/24)
 - ⑧ 制御用空気系 (22/24)
 - ⑨ 再循環切替 (23/24)
 - ⑩ RWST (23/24)
 - ⑪ 安全注入信号 (24/24)
- 具体的な系統については、()のページに示す。

個別評価されていない安全防護系シーケンス盤の機能損傷は炉心損傷直結起因事象の要因として考慮

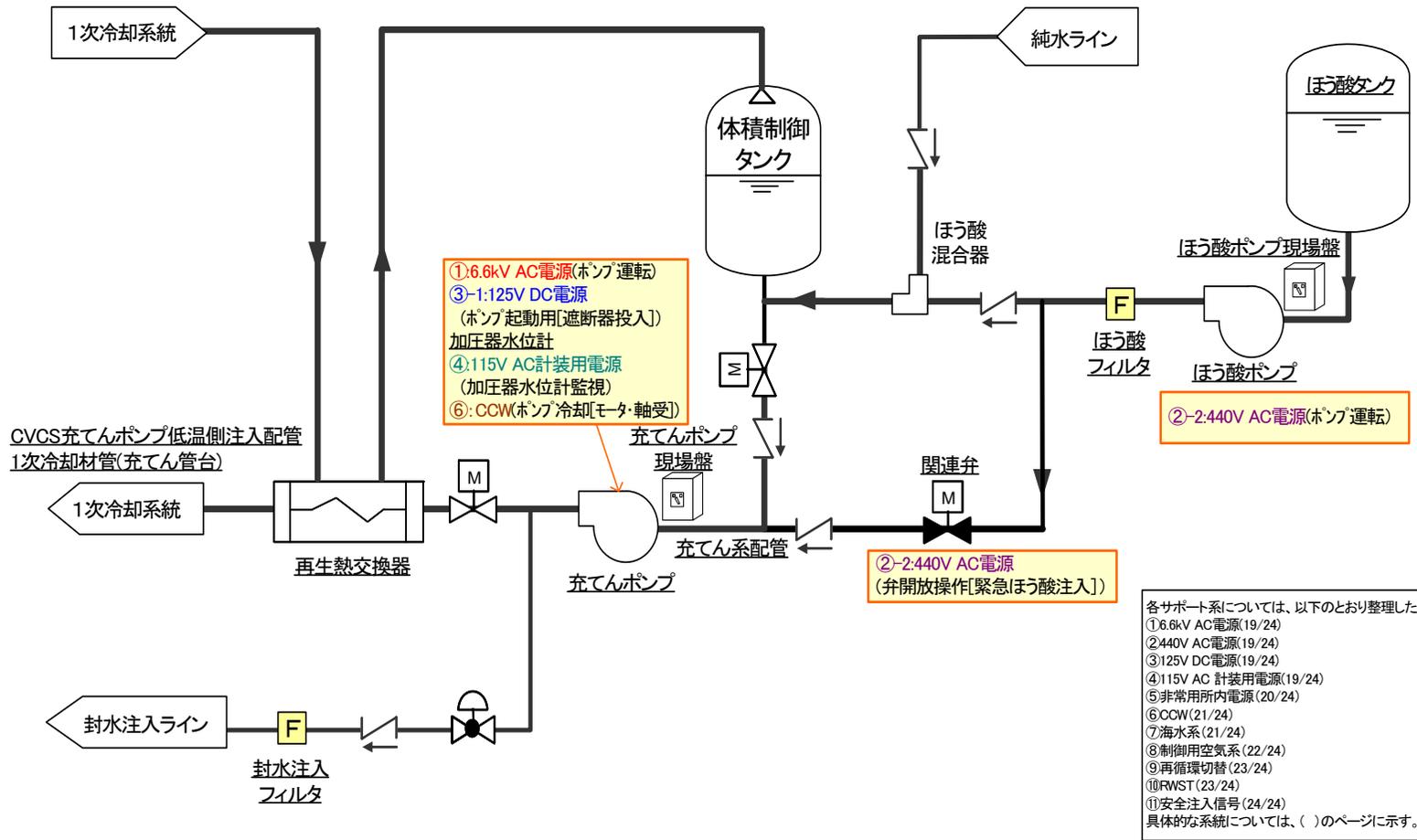
各影響緩和機能の系統図 (地震: 炉心損傷)

主蒸気逃がし弁による熱放出(手動・中央制御室)(フロントライン系)



各影響緩和機能の系統図 (地震：炉心損傷)

充てん系によるほう酸の添加(フロントライン系)

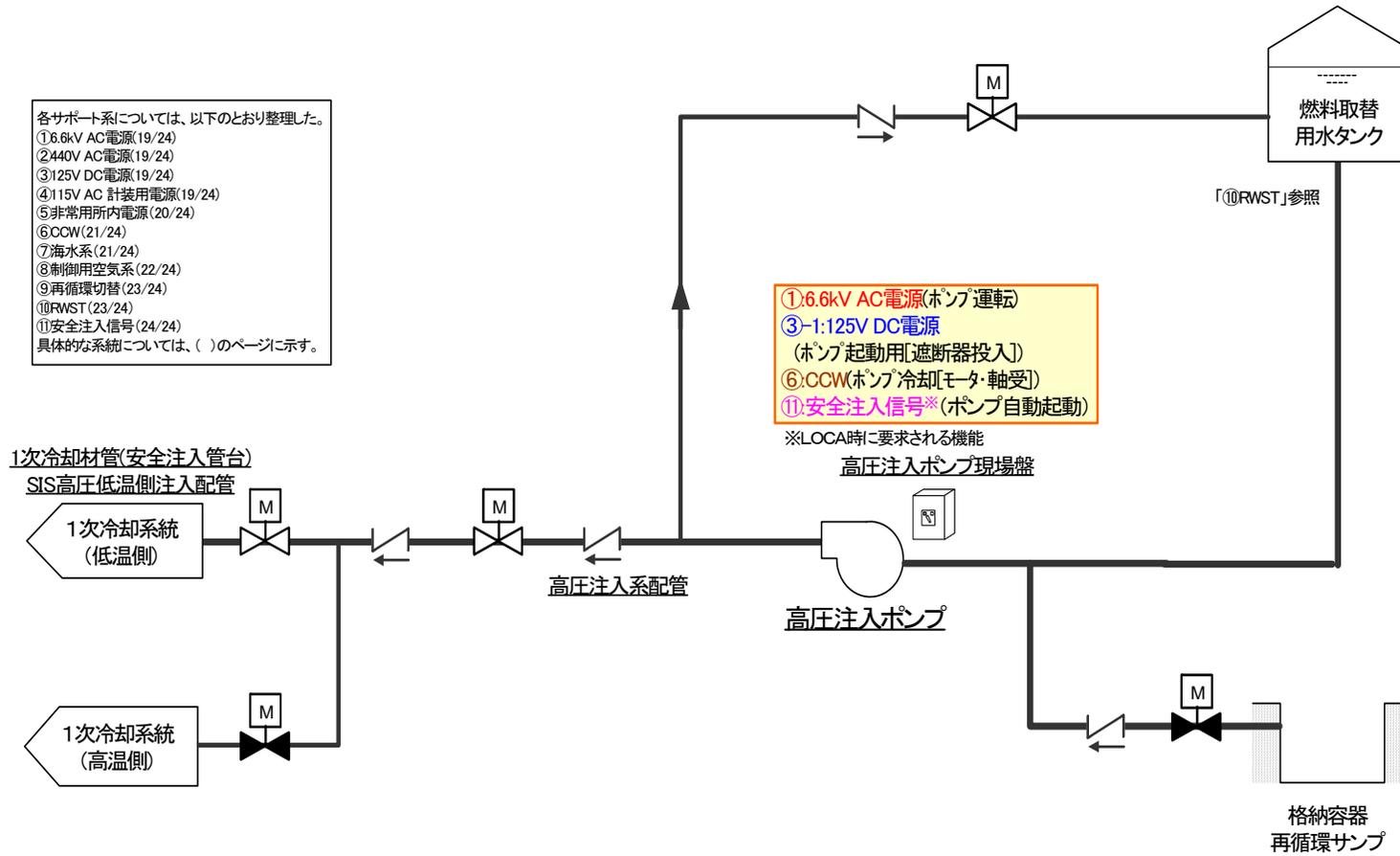


4-1-116

添付資料—4. 1. 7 (7/24)

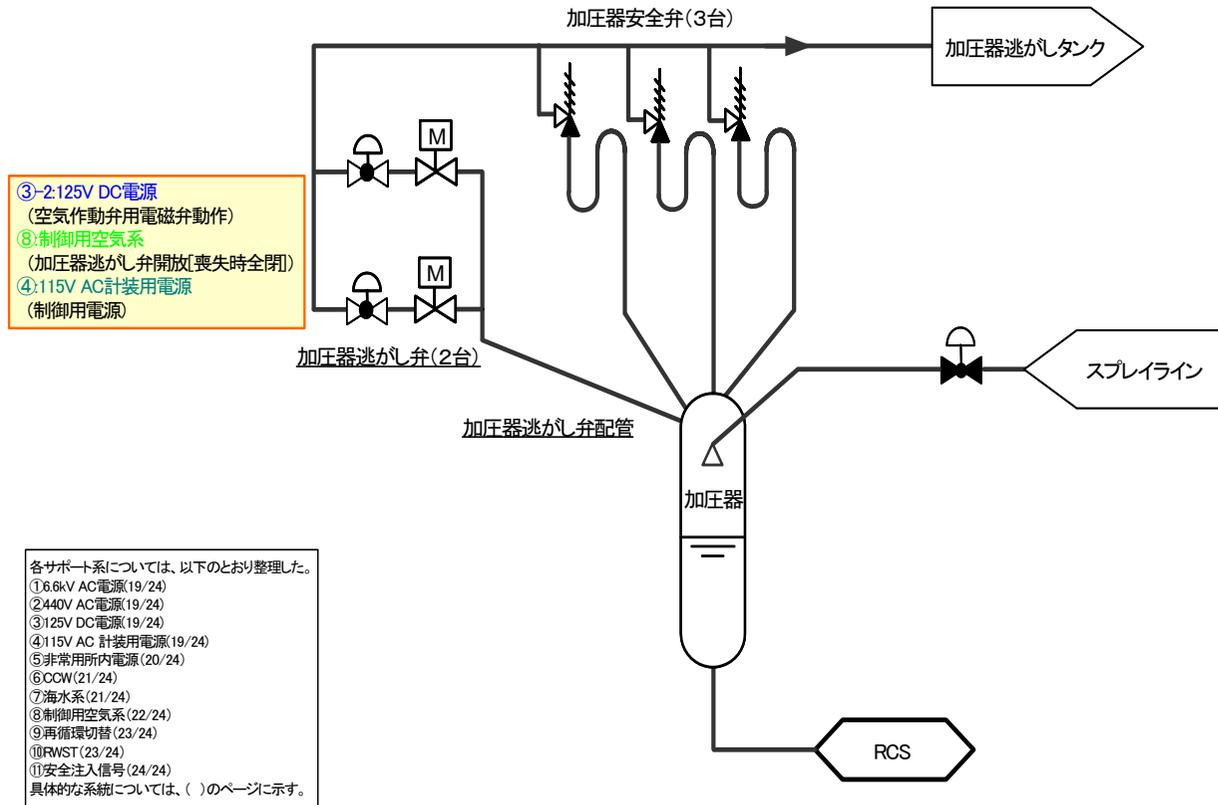
各影響緩和機能の系統図 (地震：炉心損傷)

高圧注入による原子炉への給水(フロントライン系)

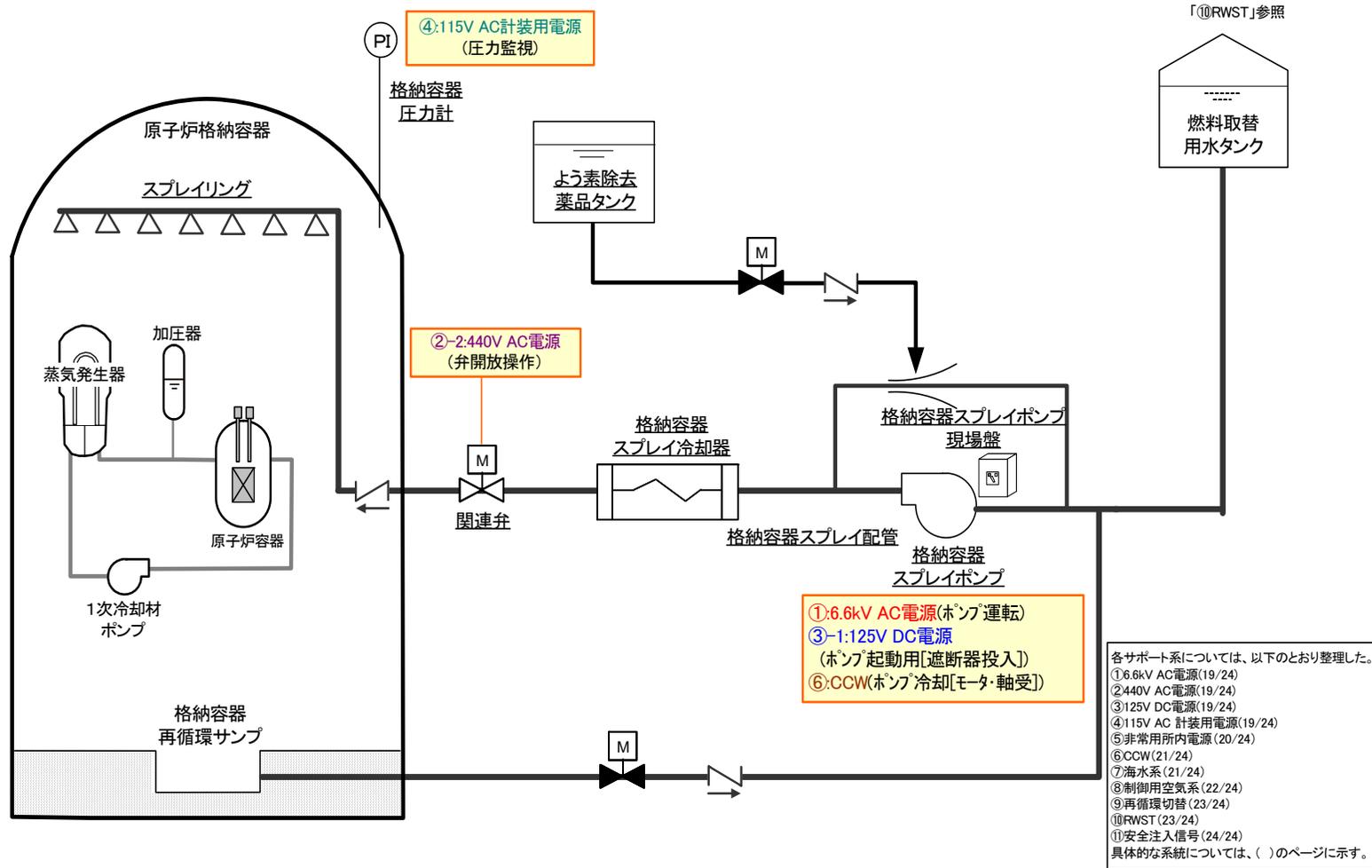


各影響緩和機能の系統図 (地震：炉心損傷)

加圧器逃がし弁による熱放出(手動・中央制御室)(フロントライン系)



格納容器スプレイによる格納容器除熱(フロントライン系)



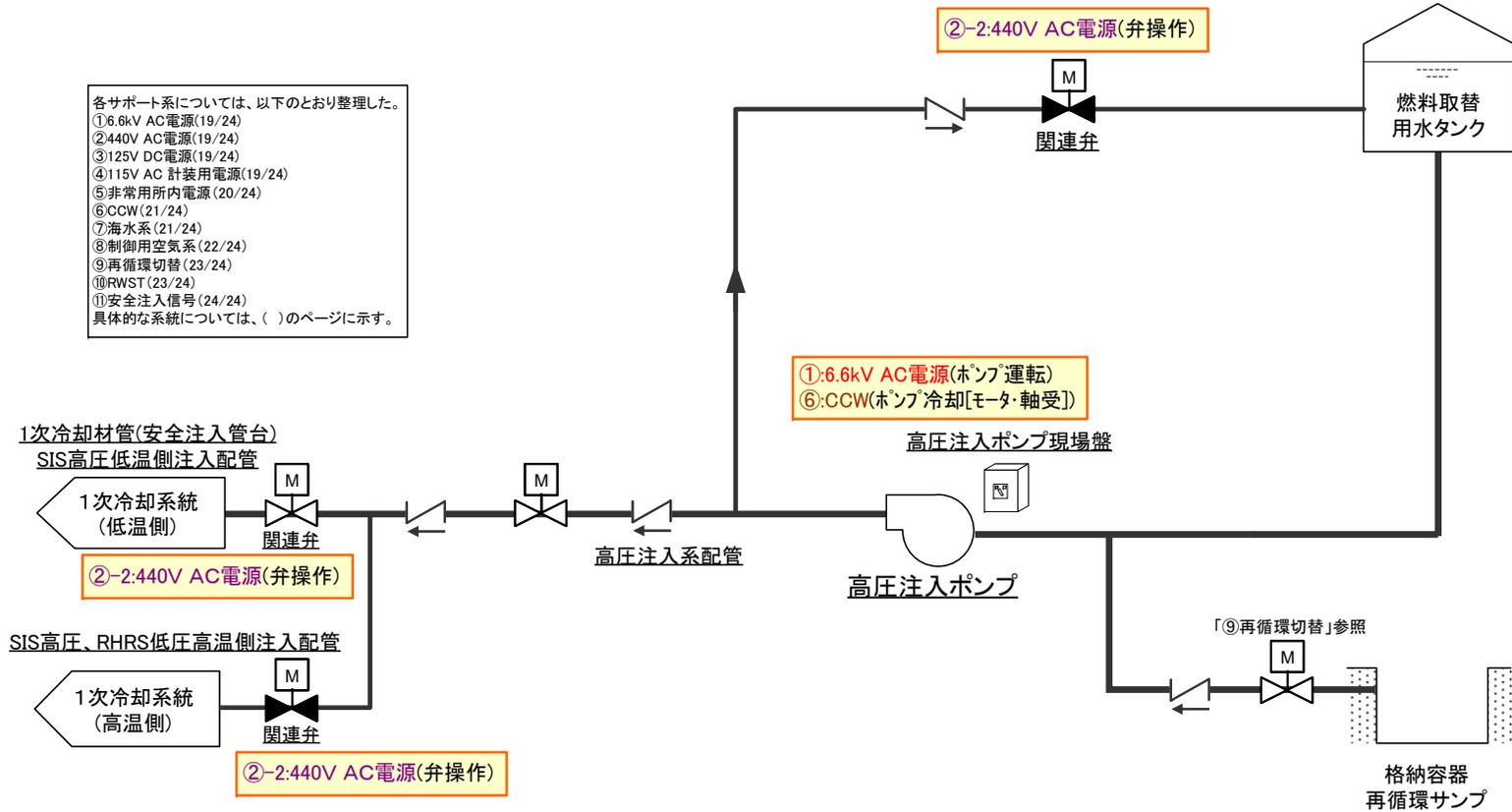
4-1-119

添付資料-4.1.7 (10/24)

各影響緩和機能の系統図 (地震: 炉心損傷)

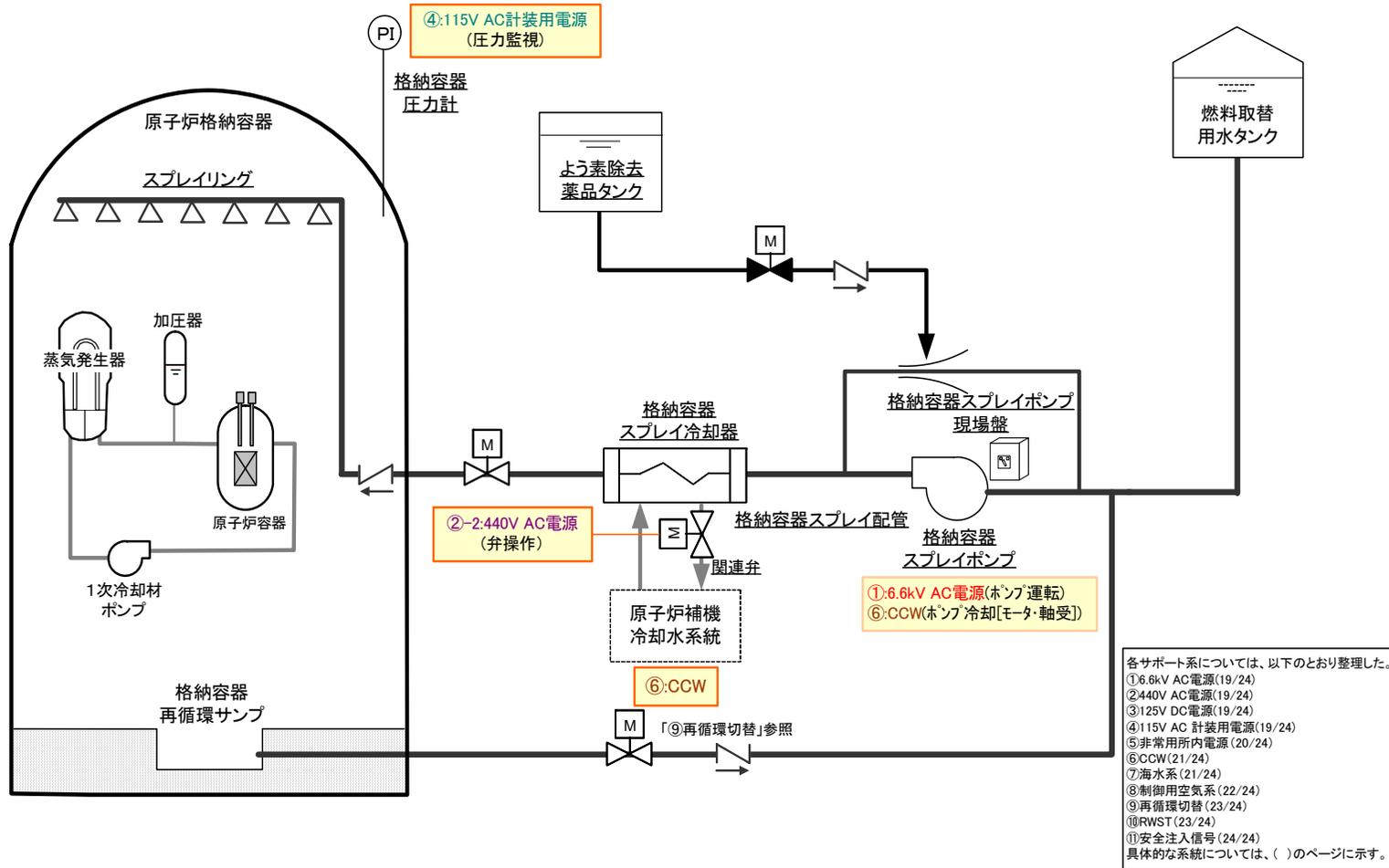
高圧注入による再循環炉心冷却(フロントライン系)

- 各サポート系については、以下のとおり整理した。
- ① 6.6kV AC電源(19/24)
 - ② 440V AC電源(19/24)
 - ③ 125V DC電源(19/24)
 - ④ 115V AC 計装用電源(19/24)
 - ⑤ 非常用所内電源(20/24)
 - ⑥ CCW(21/24)
 - ⑦ 海水系(21/24)
 - ⑧ 制御用空気系(22/24)
 - ⑨ 再循環切替(23/24)
 - ⑩ RWST(23/24)
 - ⑪ 安全注入信号(24/24)
- 具体的な系統については、()のページに示す。



各影響緩和機能の系統図 (地震：炉心損傷)

格納容器スプレイによる再循環格納容器冷却(フロントライン系)

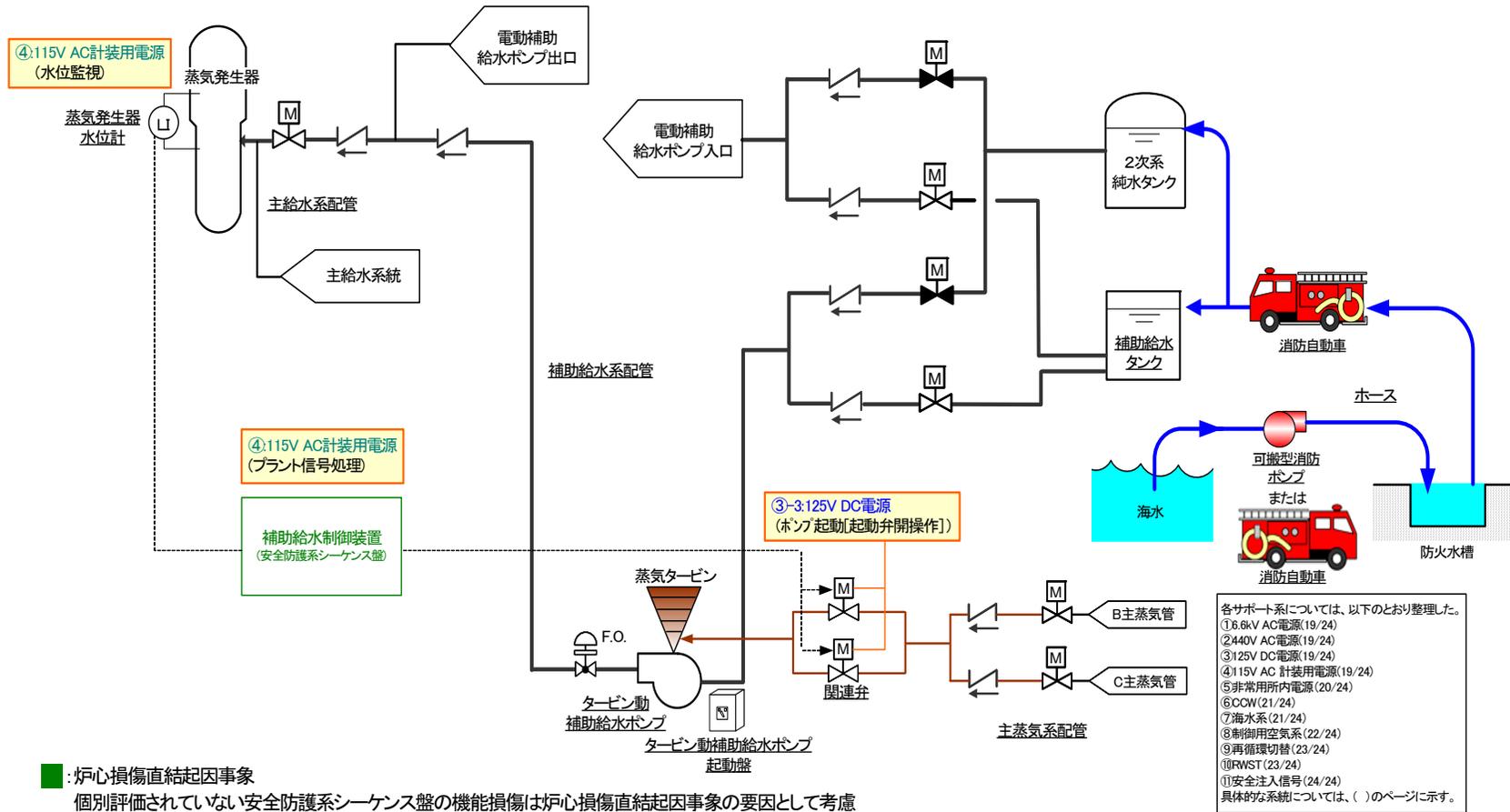


4-1-121

添付資料-4.1.7 (12/24)

各影響緩和機能の系統図 (地震: 炉心損傷)

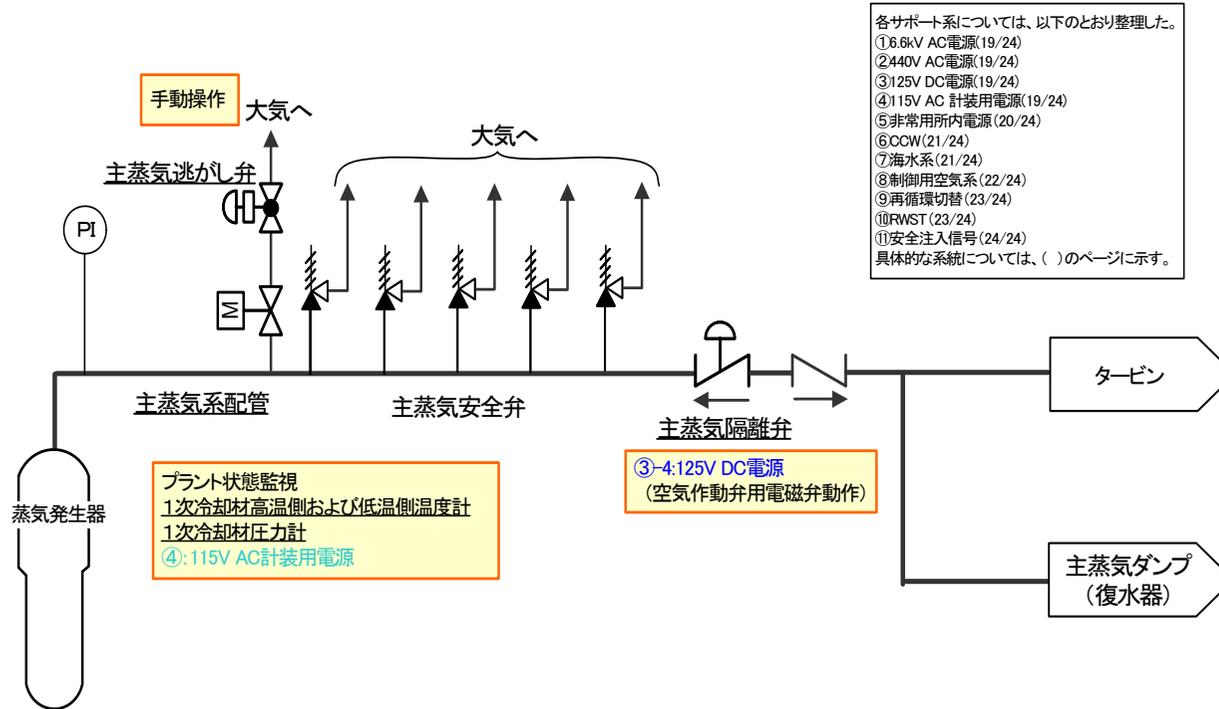
補助給水による蒸気発生器への給水 (タービン駆動(消防自動車等による補助給水タンクへの給水含む))(フロントライン系)



■: 炉心損傷直結起因事象
 個別評価されていない安全防護系シーケンス盤の機能損傷は炉心損傷直結起因事象の要因として考慮

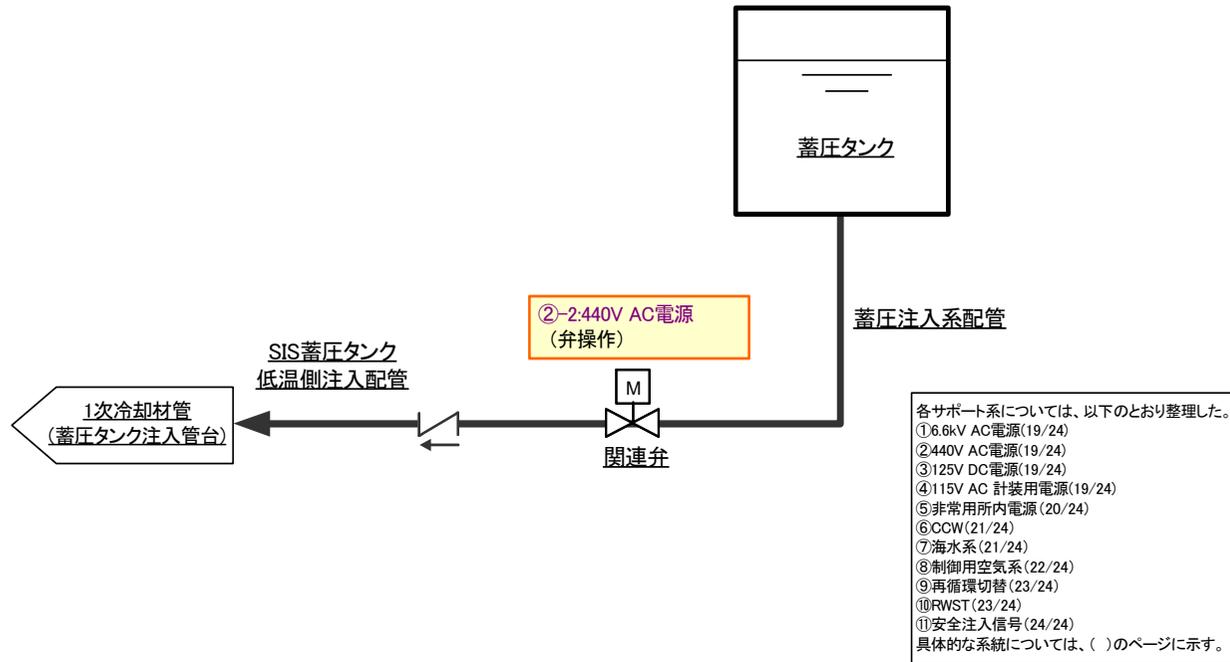
各影響緩和機能の系統図 (地震: 炉心損傷)

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)

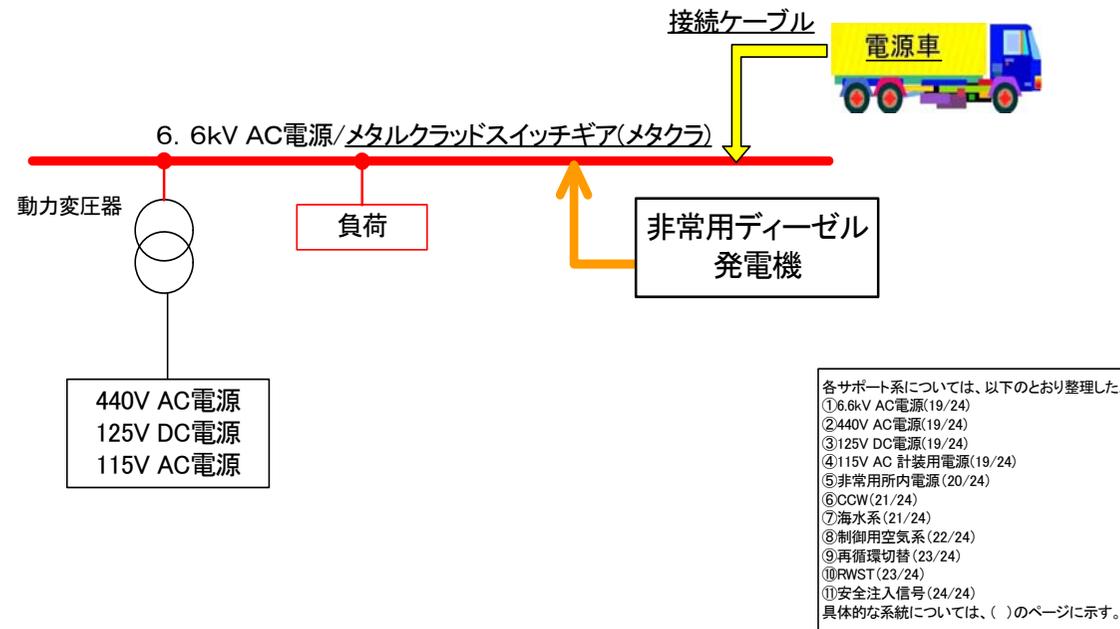


各影響緩和機能の系統図 (地震：炉心損傷)

蓄圧注入によるほう酸水の給水(フロントライン系)



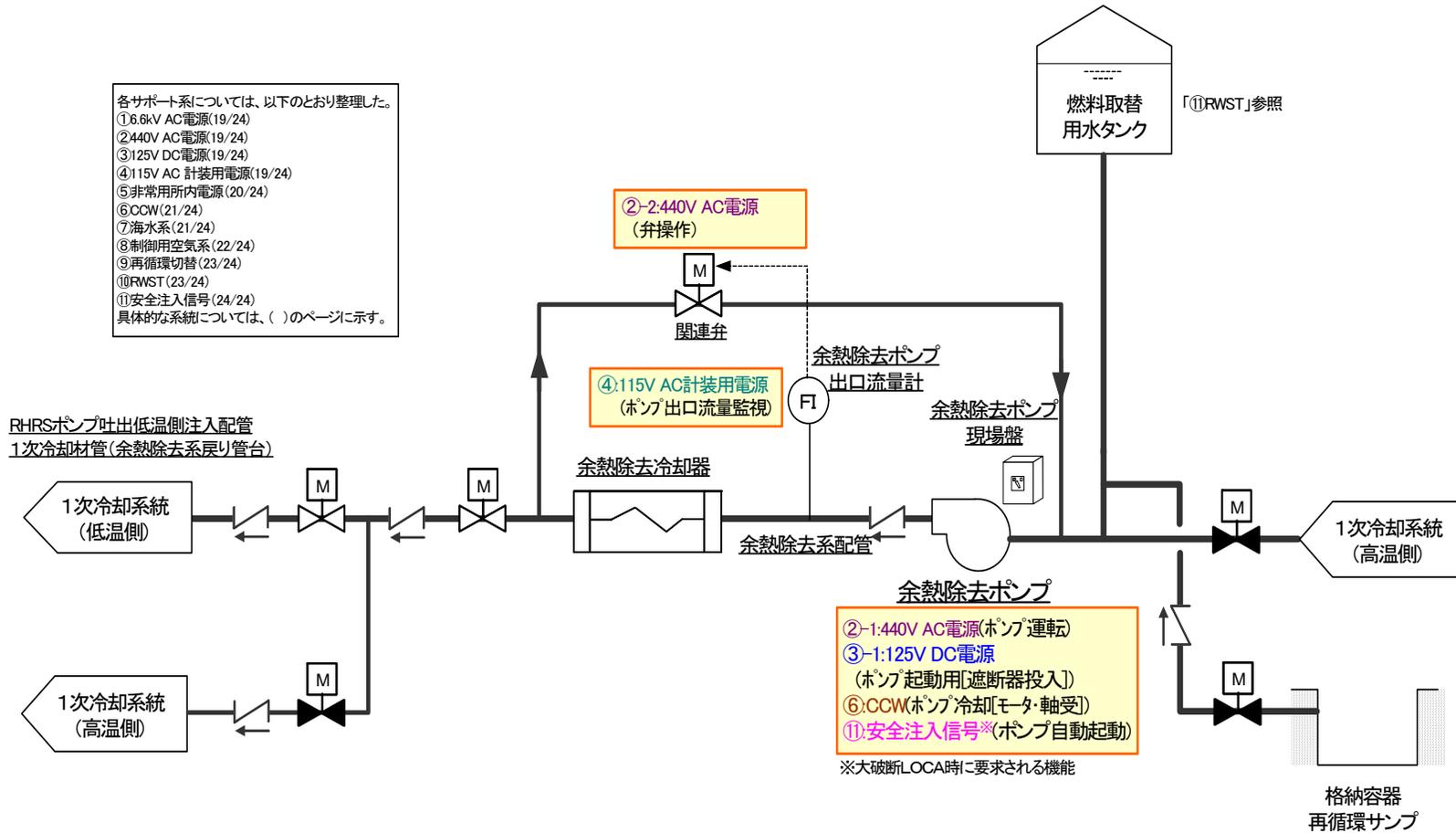
電源車による給電(フロントライン系)



各影響緩和機能の系統図 (地震：炉心損傷)

低圧注入による原子炉への給水(フロントライン系)

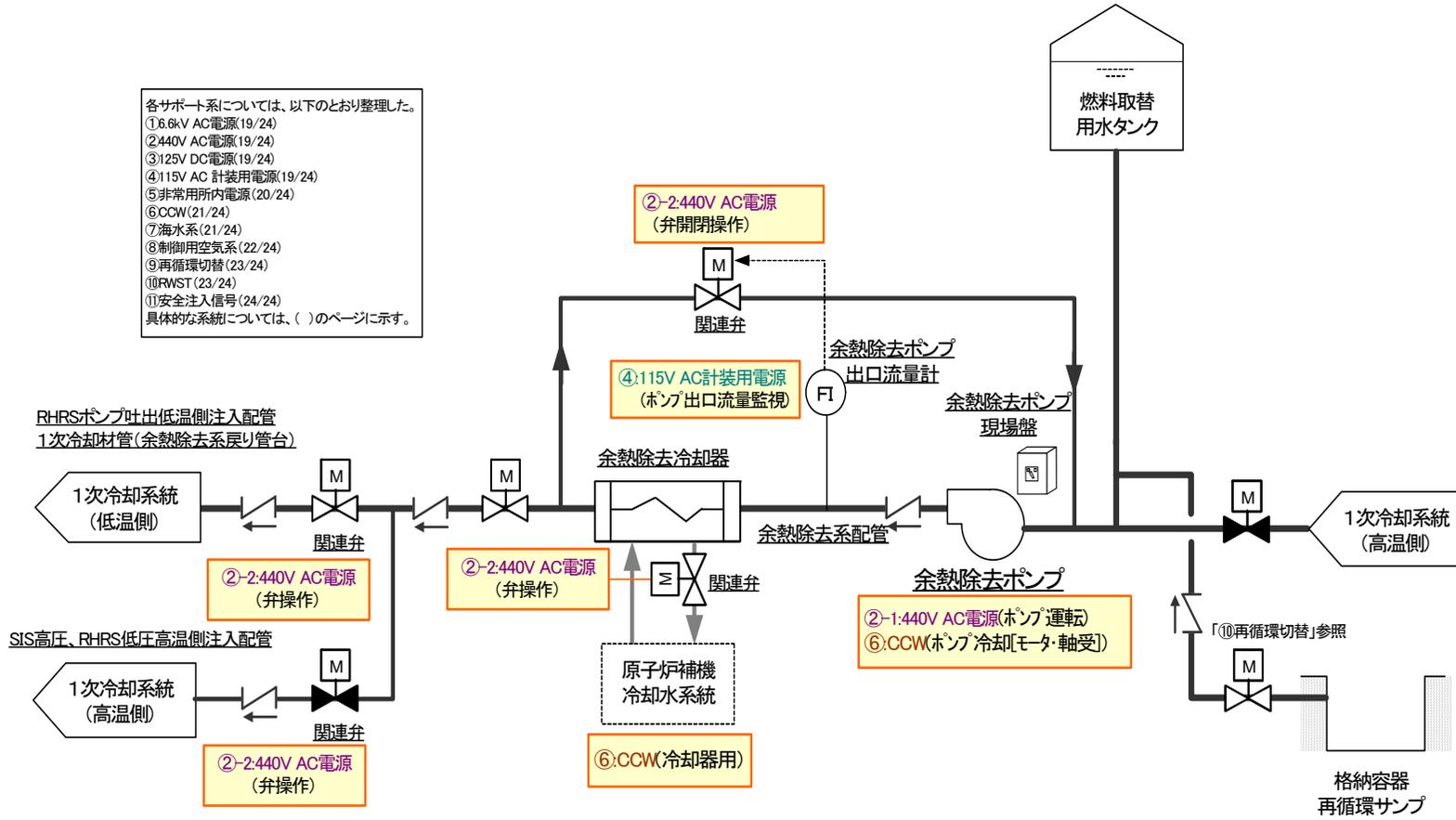
- 各サポート系については、以下のとおり整理した。
- ① 6.6kV AC電源(19/24)
 - ② 440V AC電源(19/24)
 - ③ 125V DC電源(19/24)
 - ④ 115V AC計装用電源(19/24)
 - ⑤ 非常用所内電源(20/24)
 - ⑥ CCW(21/24)
 - ⑦ 海水系(21/24)
 - ⑧ 制御用空気系(22/24)
 - ⑨ 再循環切替(23/24)
 - ⑩ RWST(23/24)
 - ⑪ 安全注入信号(24/24)
- 具体的な系統については、()のページに示す。



各影響緩和機能の系統図 (地震：炉心損傷)

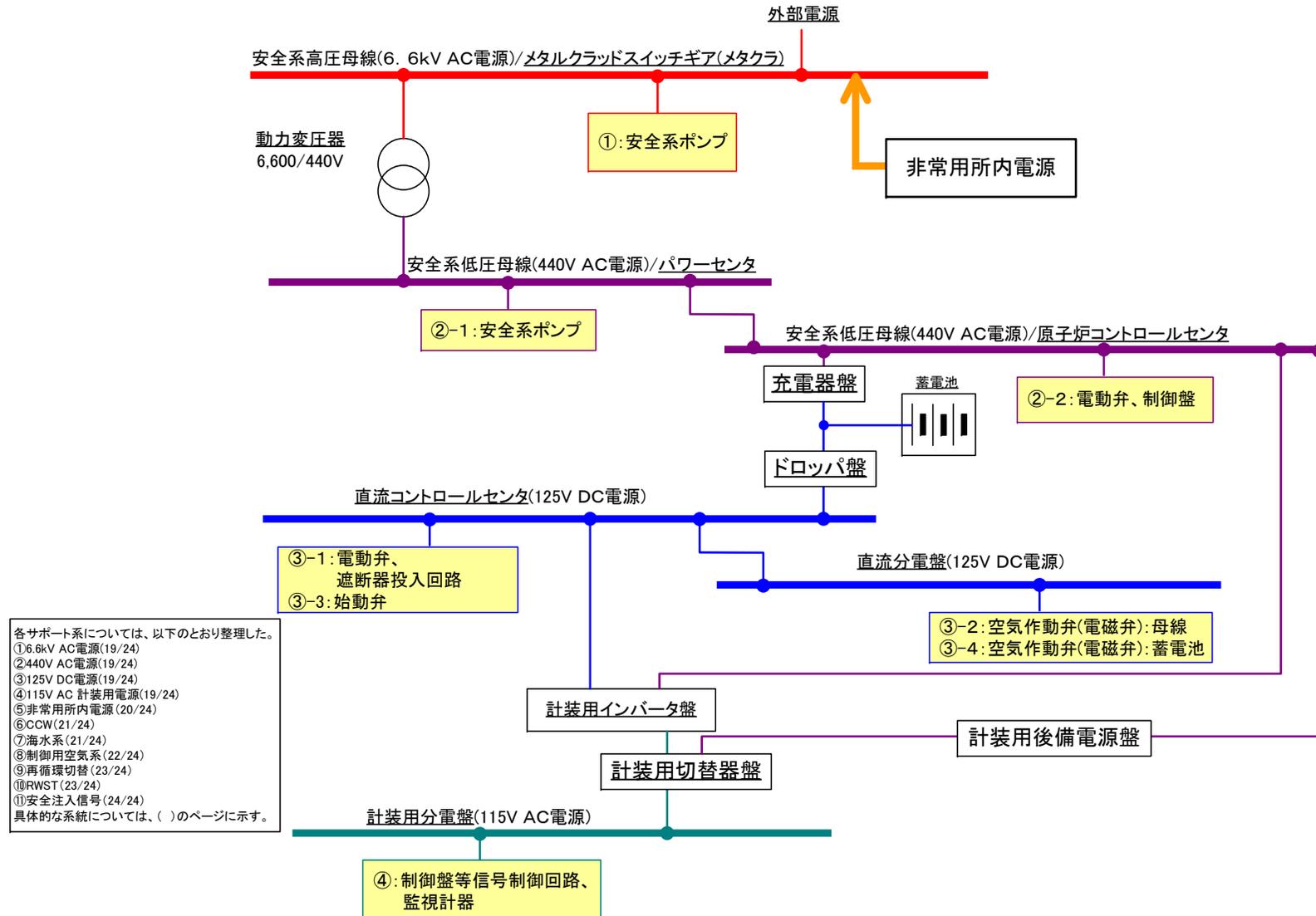
低压注入による再循環炉心冷却(フロントライン系)

- 各サポート系については、以下のとおり整理した。
- ① 6.6kV AC電源(19/24)
 - ② 440V AC電源(19/24)
 - ③ 125V DC電源(19/24)
 - ④ 115V AC 計装用電源(19/24)
 - ⑤ 非常用所内電源(20/24)
 - ⑥ CCW(21/24)
 - ⑦ 海水系(21/24)
 - ⑧ 制御用空気系(22/24)
 - ⑨ 再循環切替(23/24)
 - ⑩ FWST(23/24)
 - ⑪ 安全注入信号(24/24)
- 具体的な系統については、()のページに示す。



各影響緩和機能の系統図 (地震：炉心損傷)

①6.6kV AC電源、②440V AC電源、③125V DC電源、④115V AC 計装用電源(サポート系)

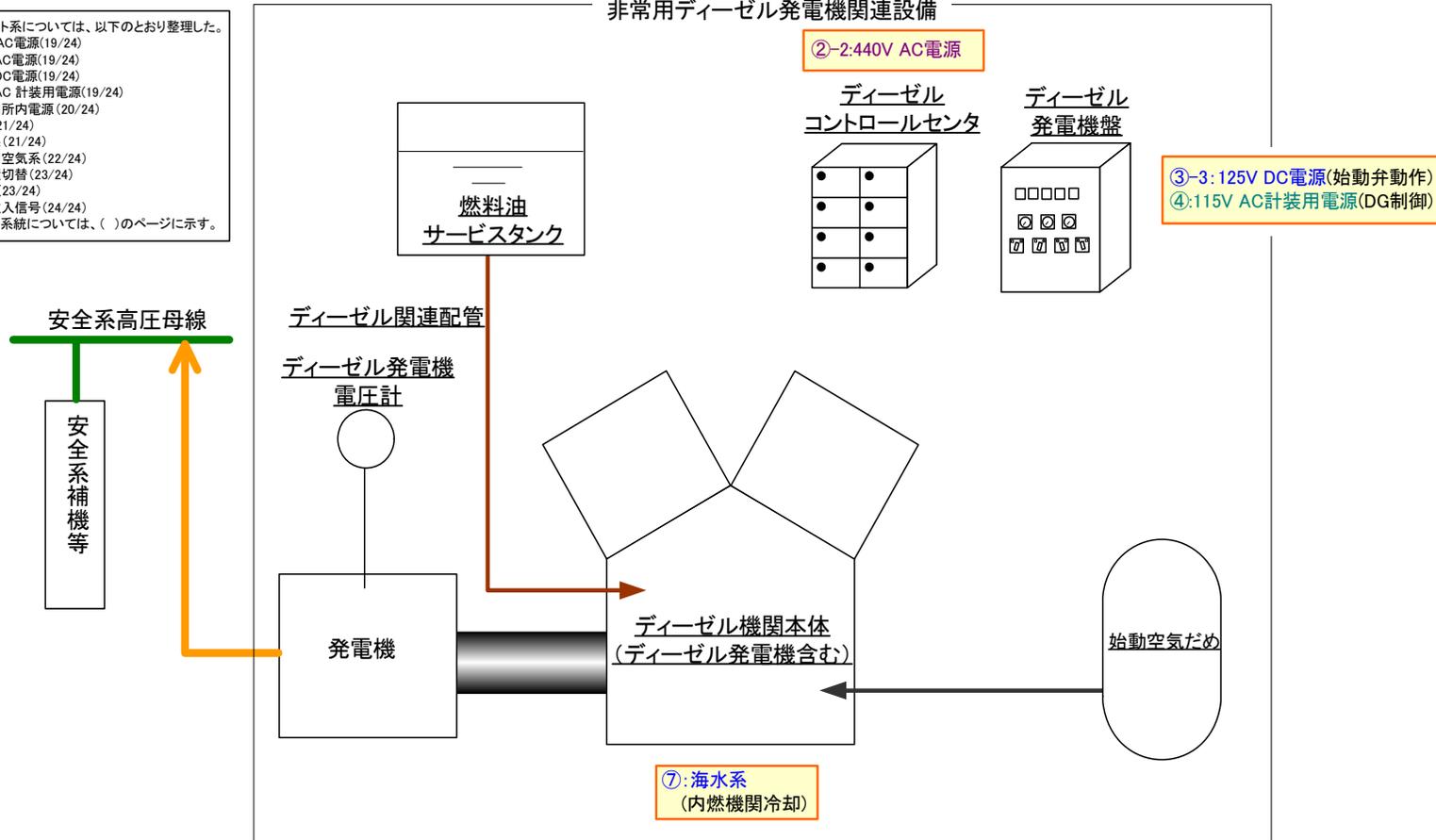


各影響緩和機能の系統図 (地震: 炉心損傷)

⑤非常用所内電源(サポート系)

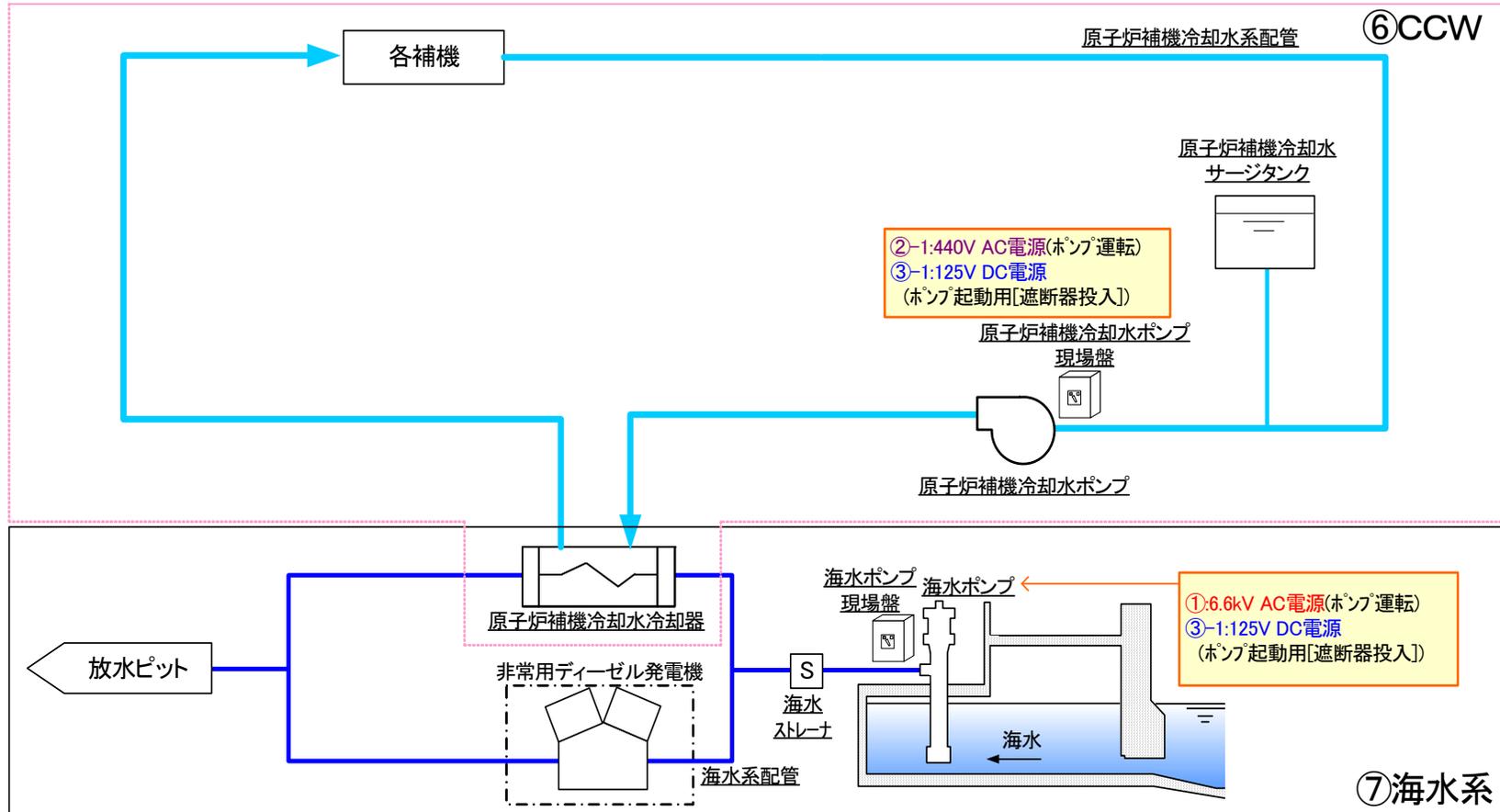
非常用ディーゼル発電機関連設備

各サポート系については、以下のとおり整理した。
 ①6.6kV AC電源(19/24)
 ②440V AC電源(19/24)
 ③125V DC電源(19/24)
 ④115V AC 計装用電源(19/24)
 ⑤非常用所内電源(20/24)
 ⑥CCW(21/24)
 ⑦海水系(21/24)
 ⑧制御用空気系(22/24)
 ⑨再循環切替(23/24)
 ⑩RWST(23/24)
 ⑪安全注入信号(24/24)
 具体的な系統については、()のページに示す。



各影響緩和機能の系統図 (地震: 炉心損傷)

⑥CCW、⑦海水系（サポート系）



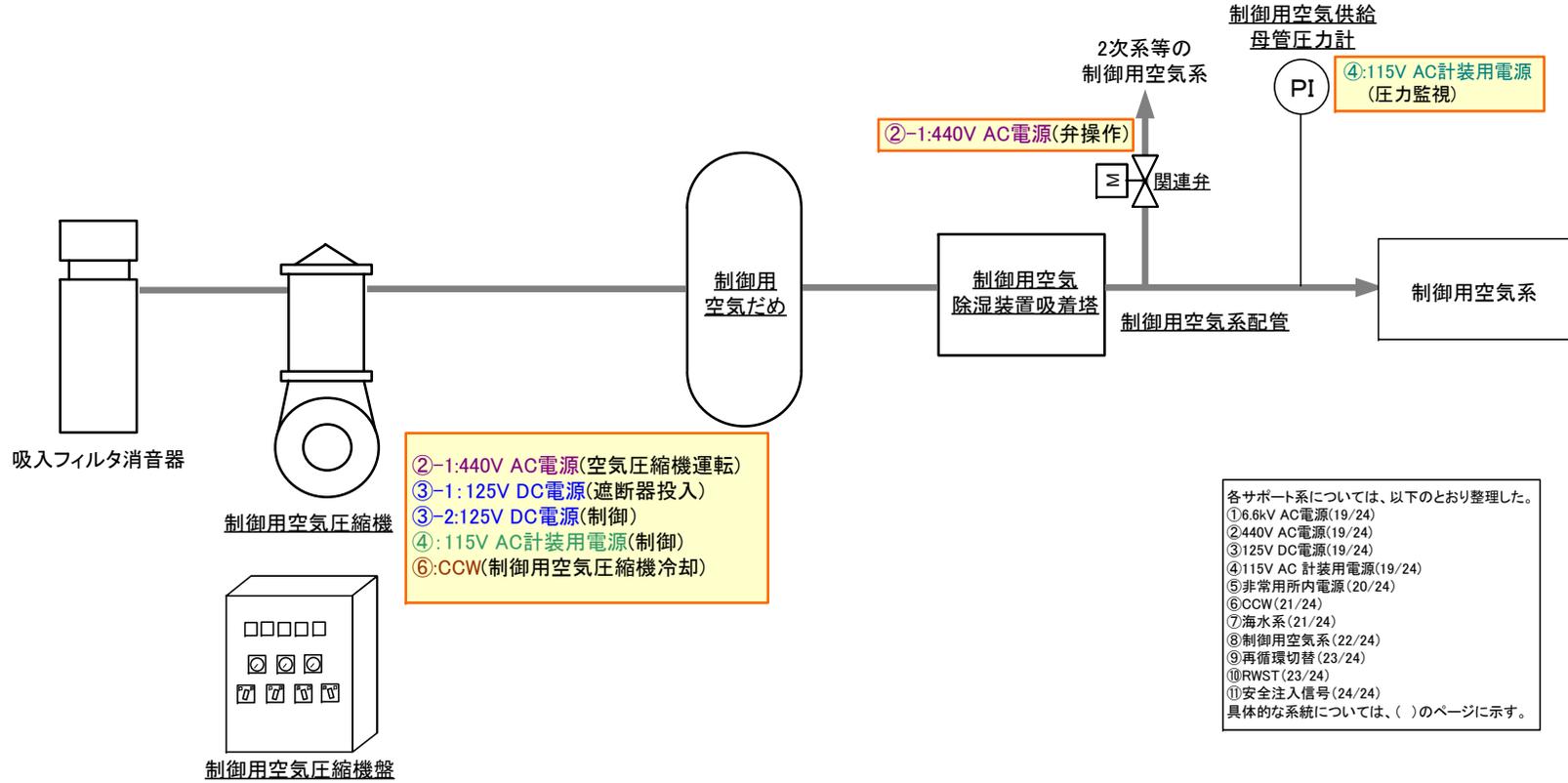
4-1-130

添付資料-4.1.7 (21/24)

各影響緩和機能の系統図（地震：炉心損傷）

各サポート系については、以下のとおり整理した。
 ①6.6kV AC電源(19/24)
 ②440V AC電源(19/24)
 ③125V DC電源(19/24)
 ④115V AC 計装用電源(19/24)
 ⑤非常用所内電源 (20/24)
 ⑥CCW(21/24)
 ⑦海水系(21/24)
 ⑧制御用空気系(22/24)
 ⑨再循環切替(23/24)
 ⑩RWST(23/24)
 ⑪安全注入信号(24/24)
 具体的な系統については、()のページに示す。

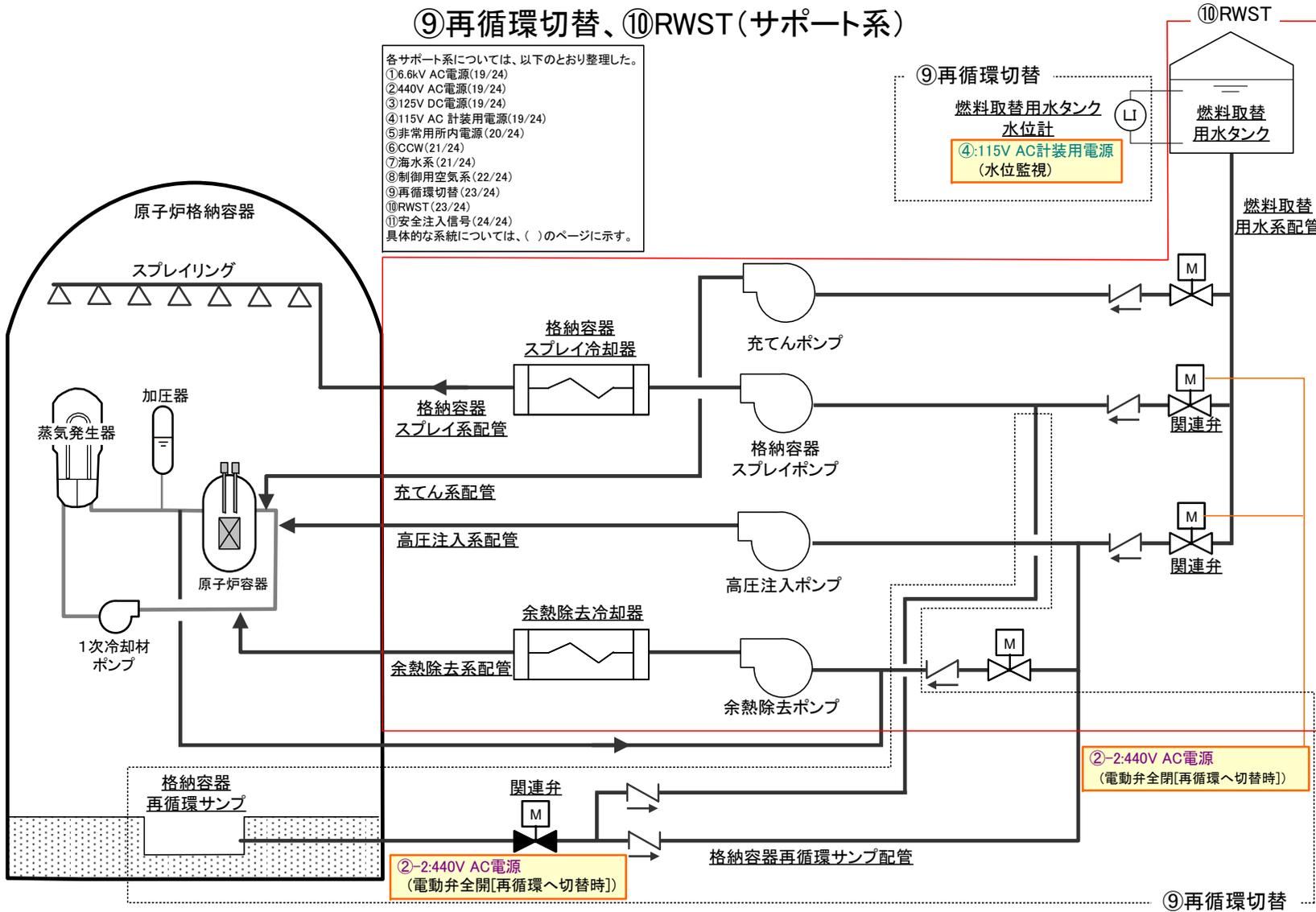
⑧制御用空気系(サポート系)



各影響緩和機能の系統図 (地震：炉心損傷)

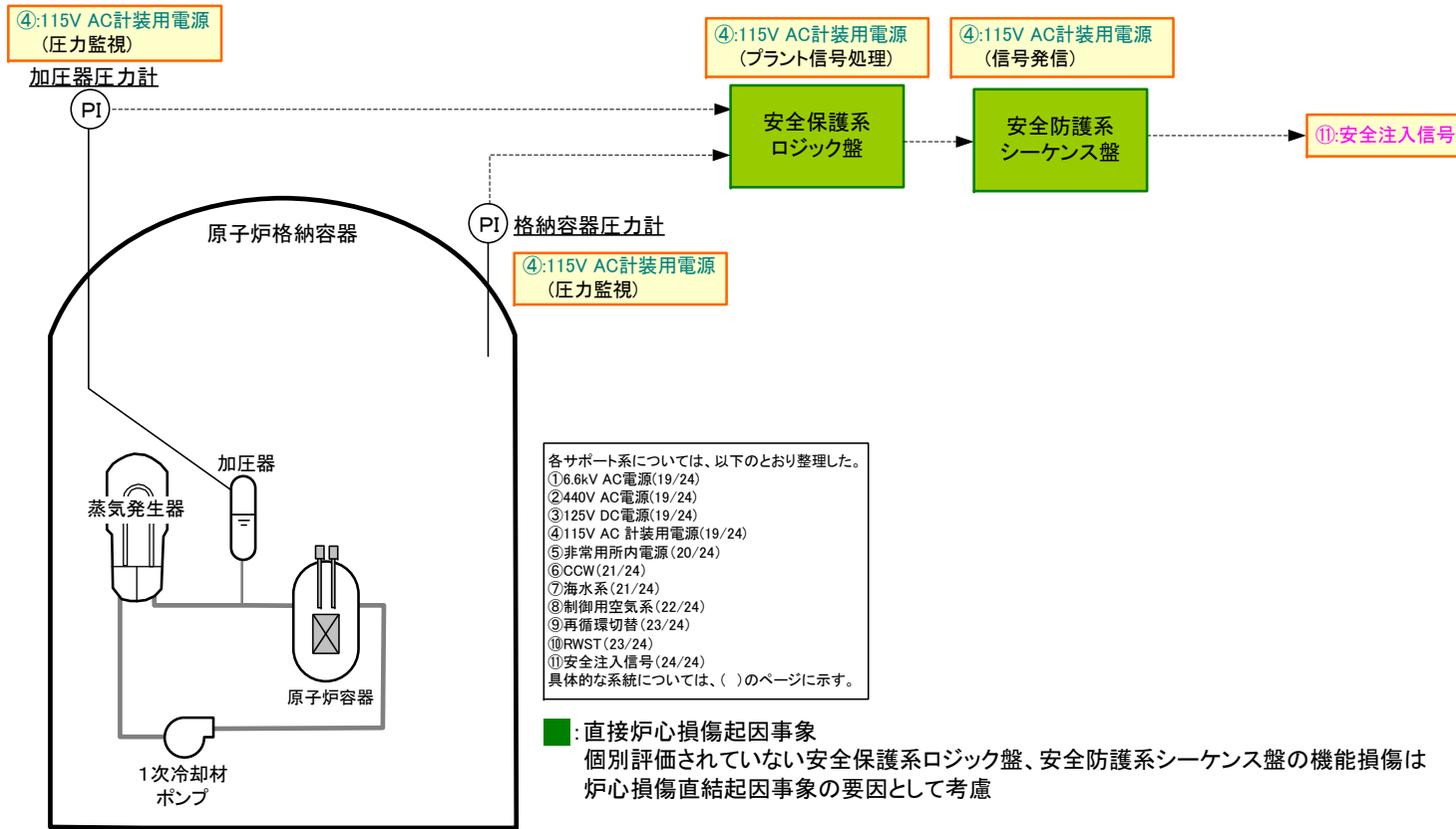
⑨再循環切替、⑩RWST(サポート系)

各サポート系については、以下のとおり整理した。
 ①6.6kV AC電源(19/24)
 ②440V AC電源(19/24)
 ③125V DC電源(19/24)
 ④115V AC計装用電源(19/24)
 ⑤非常用所内電源(20/24)
 ⑥CCW(21/24)
 ⑦海水系(21/24)
 ⑧制御用空気系(22/24)
 ⑨再循環切替(23/24)
 ⑩RWST(23/24)
 ⑪安全注入信号(24/24)
 具体的な系統については、()のページに示す。



各影響緩和機能の系統図 (地震：炉心損傷)

⑪安全注入信号(サポート系)



各影響緩和機能の系統図 (地震：炉心損傷)