

(1) 事象進展と時間評価に関する評価の基本的考え方

a. 概 要

本発電用原子炉施設において、クリフエッジとなる地震等が発生した場合にも、重大事故等対策が有効であることを示すため、対応する評価項目を設定した上で、計算プログラムを用いた解析等を踏まえて、設備、手順及び体制の有効性を評価する。また、必要な緩和機能について、重大事故等対策を開始するまでの余裕時間及び緩和機能の継続を必要とする時間を評価する。

b. 評価対象の整理及び評価項目の設定

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

重大事故等対策の有効性を確認するため、「3.1.4.2 地震及び津波に対する評価」に示すクリフエッジシナリオについて、事象進展と時間評価（以下「時間評価等」という。）に関する評価を実施するクリフエッジシナリオ（以下「評価シナリオ」という。）の選定及び有効性を確認するための評価項目の設定を行う。

(a) 事象進展と時間評価に関する評価を実施するクリフエッジシナリオの選定

地震、津波並びに地震及び津波の重畳における以下、イ項～ロ項に示すクリフエッジシナリオに対し、評価シナリオを選定する。

なお、地震、津波並びに地震及び津波の重畳のクリフエッジシナリオが同様のシナリオとなった場合は、事象進展等が厳しくなる地震及び津波の重畳の評価シナリオにて時間評価等を実施する。

イ 地震

(イ) 炉心損傷防止対策

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

(ロ) 格納容器破損防止対策

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

(ハ) 使用済燃料ピットの燃料損傷防止対策

- ・ 外部電源喪失、原子炉補機冷却機能喪失及びSFP冷却系機能喪失時に非常用所内電源が喪失する事故

(ニ) 運転停止時の燃料損傷防止対策

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

ロ 津波

(イ) 炉心損傷防止対策

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

(ロ) 格納容器破損防止対策

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

(ハ) 使用済燃料ピットの燃料損傷防止対策

- ・ 外部電源喪失及び原子炉補機冷却喪失時に非常用所内電源が喪失する事故

(ニ) 運転停止時の燃料損傷防止対策

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

ハ 地震及び津波の重畳

(イ) 炉心損傷防止対策

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

(ロ) 格納容器破損防止対策

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

(ハ) 使用済燃料ピットの燃料損傷防止対策

- ・ 外部電源喪失、原子炉補機冷却機能喪失及びSFP冷却系機能喪失時に非常用所内電源が喪失する事故

(ニ) 運転停止時の燃料損傷防止対策

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

ニ 評価シナリオの選定

イ項からハ項に示したとおり、炉心損傷防止対策、使用済燃料ピット及び運転停止時の燃料損傷防止対策において、地震、津波並びに地震及び津波の重畳は、同様のクリフエッジシナリオとなる。

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

なお、格納容器破損防止対策について、「3.1.4.2 地震及び津波に対する評価」に示すとおり、格納容器破損防止対策の緩和手段の耐力は炉心損傷防止対策のクリフエッジ地震加速度及び津波高さと同じであり、炉心損傷となる地震加速度及び津波高さにおいて格納容器機能喪失に至ることから、時間評価等に関する評価は、炉心損傷防止対策の評価で代表させることとした。

(b) 有効性を確認するための評価項目の設定

「第 1 章 1.15.3.2(1)c. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価」に同じ。

c. 重大事故等対策を開始するまでの余裕時間の評価

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

具体的には、評価シナリオにおいて重大事故等対策を開始するまでの余裕時間の評価の対象となる緩和機能を選定し、評価項目を満足することを感度解析等により確認することで、余裕時間を評価する。

なお、緩和機能については、イベントツリーのヘディングを用いて抽出する。

但し、以下のとおり、(a)項から(d)項については評価対象外とする。

(a) 自動で作動又は停止する緩和機能

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

(b) サポート系の緩和機能

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

(c) 中央制御室内で操作を行う緩和機能

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

(d) 長期冷却に係る緩和機能

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

d. 緩和機能の継続を必要とする時間の評価

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

具体的には、原子炉施設でクリフエッジシナリオが発生することを想定し、必要となる発電所内の水源、燃料及び電源の資源の確保の観点から、必要水量、燃料消費量及び電源負荷を確認するとともに、7日間継続してこれらの資源が供給可能であることを評価する。また、有効性の評価において考慮されていない機器についても、使用した場合を想定して、各資源について7日間継続して資源の供給が可能であることを確認する。

(2) 炉心損傷防止対策

a. 評価シナリオ

炉心損傷防止対策における有効性を確認する評価シナリオは「(1) b. 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故」である。

b. 炉心損傷防止対策における有効性の評価結果

(a) 有効性の評価条件

本評価シナリオに対する主要な解析条件を第 3.1.4.3-1 表に示す。

(b) 有効性の評価結果

本評価シナリオにおける対策の概略系統図を第 3.1.4.3-1 図に、事象進展及び対応手順の概要を第 3.1.4.3-2 図に、必要な要員と作業項目について第 3.1.4.3-3 図に示す。第 3.1.4.3-2 図及び第 3.1.4.3-3 図に示すとおり、運転員、緊急時対策本部要員及び重大事故等対策要員にて対処可能である。また、1 次系圧力、1 次系温度、1 次系保有水量、原子炉容器内水位、燃料被覆管温度等の 1 次系パラメータの変化を第 3.1.4.3-4 図から第 3.1.4.3-10 図に、2 次系圧力、蒸気発生器水位等の 2 次系パラメータの変化を第 3.1.4.3-11 図から第 3.1.4.3-16 図に示す。

イ 事象進展

事象発生後、全交流動力電源喪失に伴い RCP の母線電圧が低下することにより、「1 次冷却材ポンプ電源電圧低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。また、全交流動力電源喪失と同時に原子炉

補機冷却機能喪失を想定するが、RCP シール LOCA は発生しないことから 1 次系は高圧で維持される。

事象発生約 1 分後にタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水が開始されることにより蒸気発生器の保有水量は回復する。事象発生約 30 分後に主蒸気逃がし弁の開放による 2 次系強制冷却を開始し、1 次系を減温、減圧することで、事象発生約 74 分後に蓄圧注入系が作動する。

事象発生約 24 時間後に 1 次系圧力が約 1.7MPa[gage]に到達し、その状態を維持し、その 10 分後に蓄圧タンクの出口弁を閉止し、さらに 10 分後に再び主蒸気逃がし弁を調整し 2 次系強制冷却を再開する。

事象発生約 28 時間後に、1 次系圧力が 0.83MPa[gage]に到達した時点で、RCP 封水戻りラインに設置されている逃がし弁が吹き止まることにより、RCP シール部からの 1 次冷却材の漏えいは停止し、事象発生約 30 時間後に 1 次系圧力が約 0.7MPa[gage]に到達する。

ロ 評価項目等

燃料被覆管温度は第 3.1.4.3-10 図に示すとおり、炉心は冠水状態にあることから初期値(約 390℃)以下にとどまる。このため、当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。

1 次系圧力は第 3.1.4.3-4 図に示すとおり、初期値(約 15.9MPa[gage])以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、1 次系において生じる圧力損失等を考慮しても約 16.3MPa[gage]にとどまり、最高使用圧力の 1.2 倍(20.59MPa[gage])を下回る。

また、RCP シール部からの漏えいが停止するまでに原子炉格納容器内に漏えいした 1 次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は

わずかであり、原子炉格納容器の最高使用圧力(0.392MPa[gage])及び最高使用温度(144℃)を下回る。

第 3.1.4.3-4 図及び第 3.1.4.3-5 図に示すように、1 次系圧力及び温度は低下傾向を示し、炉心は安定して冷却されており、安定停止状態に到達する。その後も主蒸気逃がし弁を用いた蒸気発生器による炉心冷却を継続することにより、安定停止状態を維持できる。

c. 重大事故等対策を開始するまでの余裕時間の評価結果

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

(a) 余裕時間を評価する緩和機能の選定結果

本評価シナリオにおける緩和機能は、以下のとおりである。

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

余裕時間を評価する緩和機能として、「(1)c. 重大事故等対策を開始するまでの余裕時間の評価」に示す考え方にに基づき選定した結果は以下のとおりである。

- ・ 補助給水による蒸気発生器への給水(タービン動)

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

- ・ 主蒸気逃がし弁による熱放出(手動・現場)

余裕時間を評価する。

- ・ 蓄圧注入による炉心への注水

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

- ・ 大容量空冷式発電機からの給電

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

(b) 余裕時間の評価結果

(a)項にて選定した主蒸気逃がし弁による熱放出の余裕時間を評価するため、主蒸気逃がし弁による熱放出の開始を RCP シール部の耐熱 O リング耐力が確認されている事象開始から 8 時間後に開始した場合の感度解析を実施した。その結果、第 3.1.4.3-17 図から第 3.1.4.3-20 図に示すとおり、1 次系の減温、減圧が遅くなることで、1 次系からの漏えい量が多くなり、1 次系保有水量の低下が早くなるが、評価項目となるパラメータに対して十分余裕がある。このため、余裕時間として事象発生から 8 時間程度は確保できる。

d. 緩和機能の継続を必要とする時間の評価結果

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

なお、今回の評価シナリオにおいては、「3.1.4.2 地震及び津波に対する評価」に示すとおり RCP シール LOCA の発生を想定しないが、評価結果が厳しくなる「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及び RCP シール LOCA が発生する事故」の評価結果を示す。

(a) 水 源

燃料取替用水ピットを水源とする常設電動注入ポンプによる代替炉心注水については、燃料取替用水ピット水位が水位異常低警報値となるまでの水量である約 1,960m³を使用し、事象発生後約 67.5 時間の注水継続が可能である。事象発生約 59 時間以降は、格納容器再循環サンプを水源とした高圧再循環による炉心注水を継続することにより、燃料取替用水ピットへの補給は不要である。

復水ピットを水源とするタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水については、復水ピット枯渇までの水量約 1,020m³の使用を考慮し、事象発生後約 16.6 時間の注水継続が可能である。以降は、復水タンク(ピット)補給用水中ポンプにより淡水(八田浦貯水池)又は海水を復水ピットに補給する。

(b) 燃 料

大容量空冷式発電機による電源供給については、事象発生直後から全負荷での運転を想定して、7 日間の運転継続に約 230.2kℓ の重油が必要となる。

移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却、復水ピットへの補給及び使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムについては、事象発生直後からの運転を想定して、7 日間の運転継続に約 46.5kℓ の重油が必要となる。使用済燃料ピットへの注水については、復水ピットへの補給に必要な重油に包絡される。

代替緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7 日間の運転継続に約 7.8kℓ の重油が必要となる。

7 日間の運転継続に必要な重油は、これらを合計して約 284.5kl となるが、燃料油貯蔵タンク容量及び大容量空冷式発電機用燃料タンクの重油量約 376kl にて供給可能である。

(c) 電 源

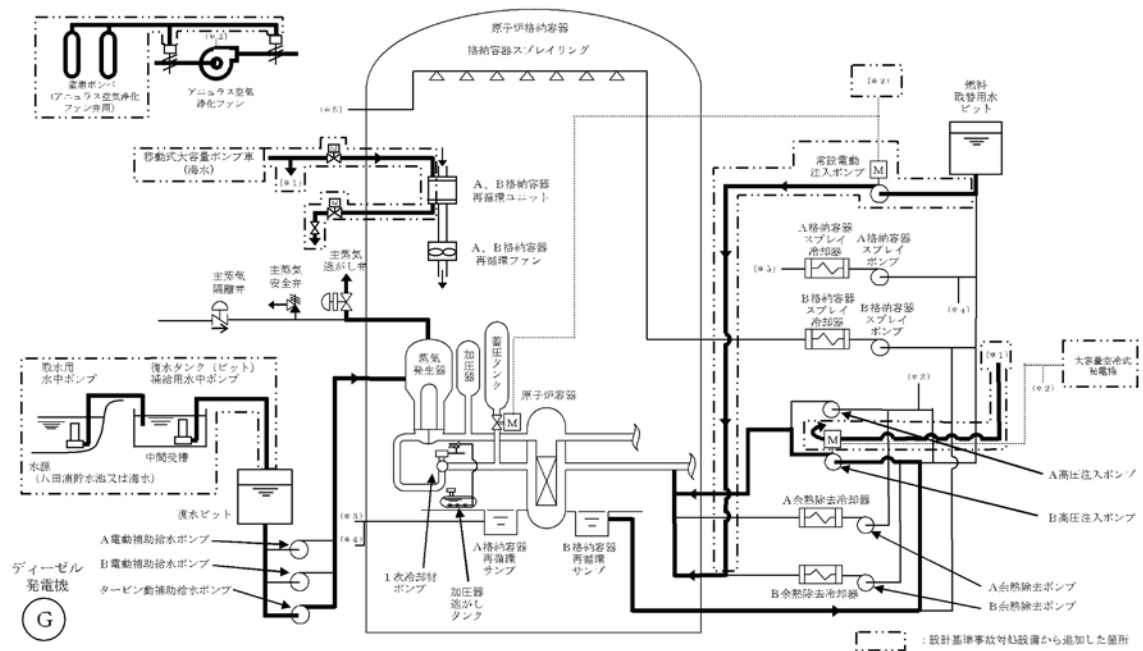
大容量空冷式発電機の電源負荷については、重大事故等対策に必要な負荷及びその他負荷として約 2,560kW の負荷が必要となるが、大容量空冷式発電機の給電容量約 3,200kW にて電源供給が可能である。

第 3.1.4.3-1 表 主要解析条件(炉心損傷防止対策(外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故))(1/2)

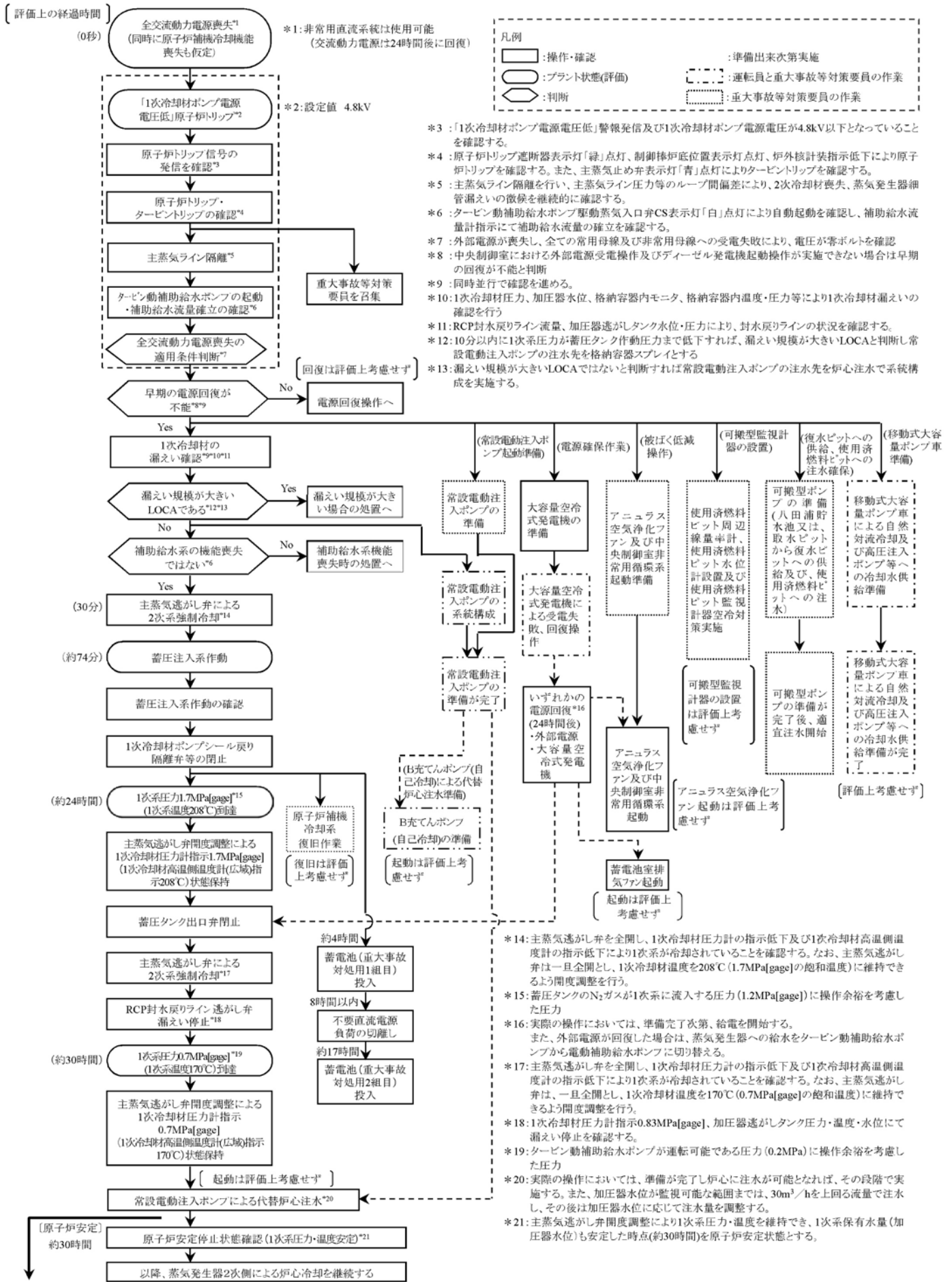
項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
解析コード	M-RELAP5	本評価シナリオに係る事象進展等を適切に評価することが可能であるコード。	
初期条件	炉心熱出力 (初期)	100%(3,411MWt)×1.02	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。 炉心熱出力が大きいと崩壊熱及び炉心保有熱が大きくなり、1次冷却材の蒸散量及び燃料被覆管温度の評価の観点から厳しい設定。
	1次系圧力 (初期)	15.41+0.21MPa[gage]	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。 1次系圧力が高いと2次系強制冷却による1次系の減温、減圧が遅くなるとともに、蓄圧注入のタイミングが遅くなり、比較的低温の冷却水を注水するタイミングも遅くなることから厳しい設定。
	1次冷却材平均温度 (初期)	307.1+2.2℃	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。 1次冷却材平均温度が高いと2次系強制冷却による1次系の減温、減圧が遅くなるとともに、蓄圧注入のタイミングが遅くなり、比較的低温の冷却水を注水するタイミングも遅くなることから厳しい設定。
	炉心崩壊熱	FP:日本原子力学会推奨値 アクチニド:ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。また、使用する崩壊熱はウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮。
事故条件	起因事象	外部電源喪失 原子炉補機冷却機能喪失	外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失が発生するものとして設定。
	安全機能の喪失 に対する仮定	非常用所内交流電源喪失	非常用所内交流電源が喪失するものとして設定。
	RCPからの漏えい率 (初期)	定格圧力において1.5m ³ /h/台 相当となる 口径約0.2cm(約0.07インチ)/台 (4台) (事象発生時からの漏えいを仮定)	RCPシール部の機能が維持されている場合の漏えい率を評価した結果と同程度の値として設定。

第 3.1.4.3-1 表 主要解析条件(炉心損傷防止対策(外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故))(2/2)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉トリップ信号	1次冷却材ポンプ電源電圧低 (定格値の65%) (応答時間1.5秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。検出遅れ、信号発信遅れ時間等を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。
	タービン動補助給水ポンプ	事象発生から60秒後に注水開始	タービン動補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れ及びポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
		200m ³ /h/4SG	タービン動補助給水ポンプの設計値から、ミニフロー流量を除いた値により4基の蒸気発生器へ注水される場合の注水流量から設定。
	主蒸気逃がし弁	定格ループ流量の10%/個 (定格運転時)	定格運転時において、設計値として各ループに設置している主蒸気逃がし弁1個当たり定格主蒸気流量(ループ当たり)の10%を処理できる流量として設定。
	蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa[gage] (最低保持圧力)	炉心への注水のタイミングを遅くする最低の圧力として設定。
	蓄圧タンク保有水量	26.9m ³ /基 (最小保有水量)	標準的に最小の保有水量を設定。
漏えい停止圧力	0.83MPa[gage]	1次冷却材ポンプ封水戻りラインに設置している逃がし弁の閉止圧力を基に設定。	
重大事故等対策に関連する操作条件	2次系強制冷却開始 (主蒸気逃がし弁開)	事象発生から30分後	運転員等操作時間として、事象発生の検知及び判断に10分、主蒸気逃がし弁の現場での人力による開操作に20分を想定して設定。
	1次系温度、圧力の保持	1次冷却材温度208℃ (約1.7MPa[gage])到達時及び 1次冷却材温度170℃ (約0.7MPa[gage])到達時	208℃については、蒸気発生器による炉心冷却に伴う1次系の自然循環を阻害するおそれがある窒素の混入を防止するために、蓄圧タンクから1次系に窒素が混入する圧力である約1.2MPa[gage]に対して、0.5MPaの余裕を考慮して設定。また、170℃については、余熱除去系による炉心冷却への切替え等を考慮して設定。
	蓄圧タンク出口弁閉止	1次系圧力約1.7MPa[gage]到達 から10分後	運転員等操作時間として、蓄圧タンク出口弁の駆動源である代替交流電源確立の検知及び判断に10分を想定し設定。
	2次系強制冷却再開 (主蒸気逃がし弁開)	蓄圧タンク出口弁閉止から10分後	運転員等操作時間として、主蒸気逃がし弁の調整操作に10分を想定して設定。
	補助給水流量の調整	蒸気発生器狭域水位内	運転員等操作として、蒸気発生器狭域水位内に維持するように設定。



第 3.1.4.3-1 図 炉心損傷防止対策
 (外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故)
 における概略系統図

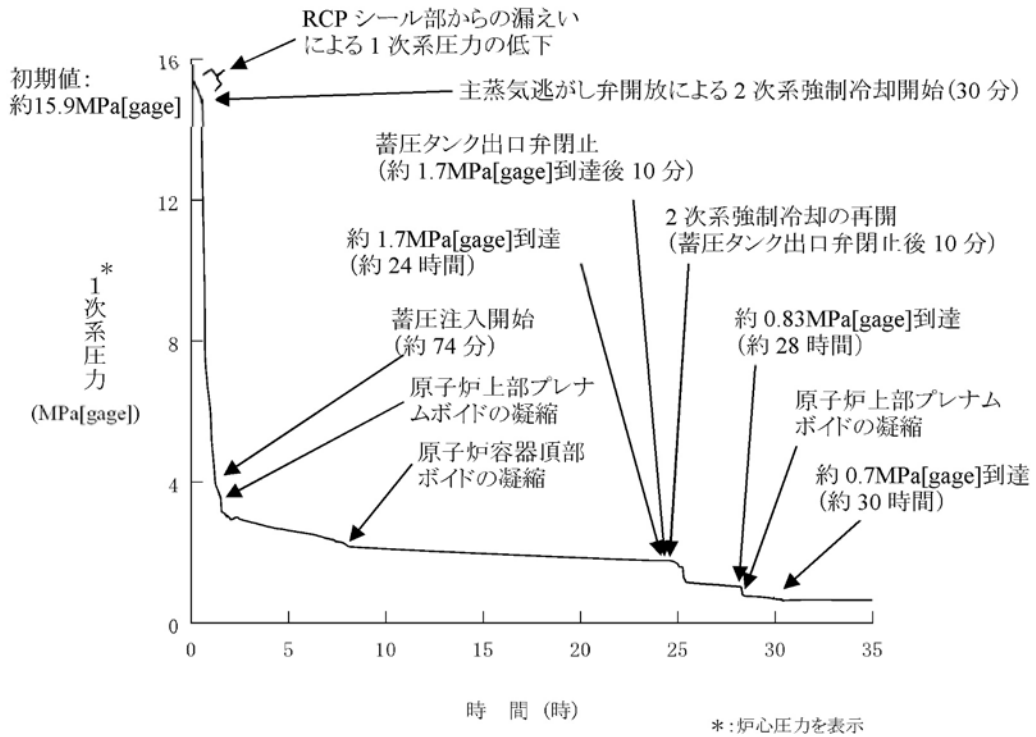


第 3.1.4.3-2 図 炉心損傷防止対策における対応手順の概要
(「外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故」の事象進展)

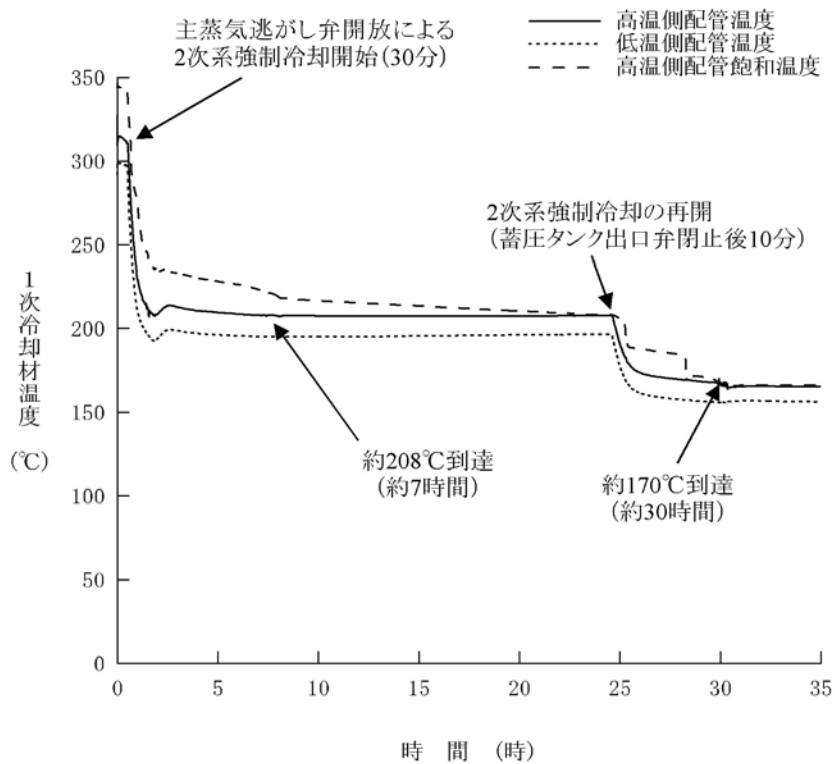
必要な要員と作業項目			経過時間(時間)																								備考	
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後移動してきた要員	手順の内容	2 4 6 8 10 12 14 16 18 20 22 24 30 32																									
			電源確保操作対応	3号 4号	2 ●電源回復操作	適宜実施																						
復水ピットへの供給	[5]+7	●取水用水中ポンプ、復水タンク(ピット)補給用水中ポンプ、中間受槽、水中ポンプ用発電機、可搬型ホース等の運搬	1時間																									
	[6]	●取水用水中ポンプ、水中ポンプ用発電機、可搬型ホース等の設置	30分(水中ポンプ用発電機設置) 4時間(ポンプ、ホース等設置)																									
	[1]	●給水、取水用水中ポンプ運転監視、水中ポンプ用発電機への燃料補給	20分(中間受槽へ水張り) 約8時間40分に1回 起動、監視、燃料補給																								蒸気発生器への注水は、復水ピットの水が枯渇する時間(約14時間)までに対応が可能である	
	[6]	●復水タンク(ピット)補給用水中ポンプ、水中ポンプ用発電機、中間受槽、可搬型ホース等の設置	1時間(中間受槽設置) 30分(水中ポンプ用発電機設置) 3時間(ポンプ、ホース等設置)																									
	[2]	●給水、復水タンク(ピット)補給用水中ポンプ・使用済燃料ピット補給用水中ポンプ監視、復水ピット水位監視、水中ポンプ用発電機への燃料補給	→復水ピット・SFPへの注水可能(14時間) 約8時間40分に1回 起動、監視、燃料補給																									
	[9]	●使用済燃料ピット補給用水中ポンプ、可搬型ホース等の設置	20分																								約32時間以内を実施	
使用済燃料ピットへの注水確保	重大事故等対策要員(初動) 10名 + 重大事故等対策要員(初動後) 16名	[2]	●使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム、使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム(発電機)等の運搬	1時間																								
可搬型使用済燃料ピット計測装置設置		[2]	●使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム、使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム(発電機)等の設置	1時間																								評価上考慮せず
		[2]	●使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムの監視、使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム(発電機)への燃料補給	約8時間20分に1回 起動、監視、燃料補給																								
移動式大容量ポンプ車準備		[7]	●移動式大容量ポンプ車の設置(水中ポンプの設置含む)	2時間																								
		[6]	●移動式大容量ポンプ車可搬型ホース等の運搬、設置	3時間																								
		[9]	●可搬型ホース接続	8時間																								
		[2]	●海水系統～原子炉補機冷却水系統ディスタンスヒース取替え	1時間																								
		[2]	●可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度 出口温度(SA)用)取付け	1時間																								格納容器圧力の上昇次第で通水検討
		[2]	●給水、移動式大容量ポンプ車監視、燃料補給	→格納容器再循環ユニットへの通水可能(20時間20分) 約4時間30分に1回 起動、監視、燃料補給																								
		運転員	[3]	●A、B格納容器再循環ユニット及び必要補機への海水通水系統構成(現場)	30分																							
		[1]	●A、B格納容器再循環ユニット及び必要補機への海水通水系統構成(中央制御室)	10分																								
直流電源確保操作	運転員	[1]	●重大事故用蓄電池投入(中央制御室)	*3分																								※事象発生後、パラメータを監視する中で、監視機能を阻害しないトレンを選択する
		[1]	●重大事故用蓄電池投入(現場)	10分																								
		[3]	●不要直流電源負荷切離し	10分																								※交流電源による復旧が期待できない場合、8時間以内を実施する
原子炉補機冷却系復旧作業	参集要員	-	●海水ポンプ用電動機予備品との取替え等	適宜実施																								評価上考慮せず

・燃料補給間隔は発電機等定格負荷連続運転時の目安時間を記載
 ・上記対応の他、代替緊急時対策所の電源確保対応者:2名(重大事故等対策要員(初動後)保修対応要員のうち2名が対応)、換気設備準備対応者:6名(重大事故等対策要員(初動後)保修対応要員のうち6名が対応)
 ・原子炉補機冷却系復旧作業:他の作業が完了する24時間からの対応としているが、要員に余裕があれば準備出来次第実施する

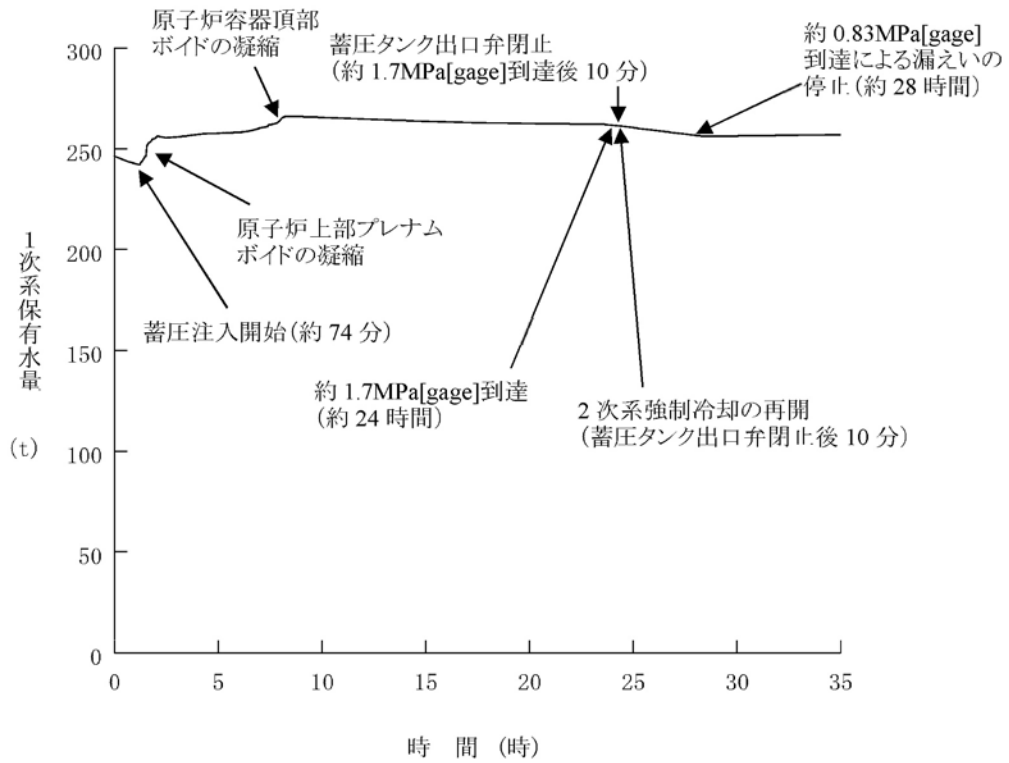
第 3.1.4.3-3 図 炉心損傷防止対策における作業と所要時間(2/2)
 (外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故)



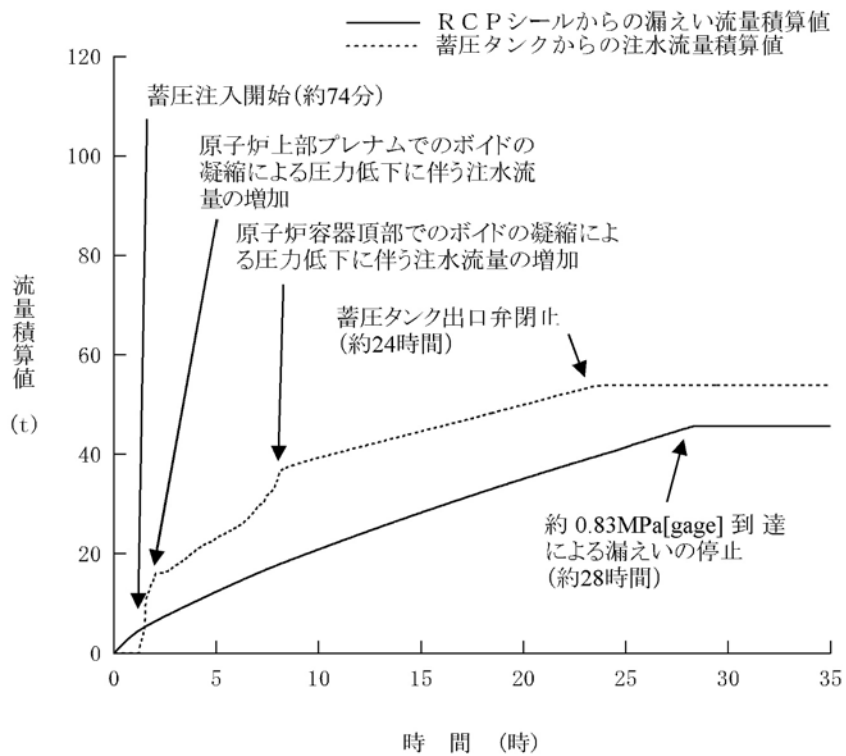
第 3.1.4.3-4 図 1次系圧力の推移



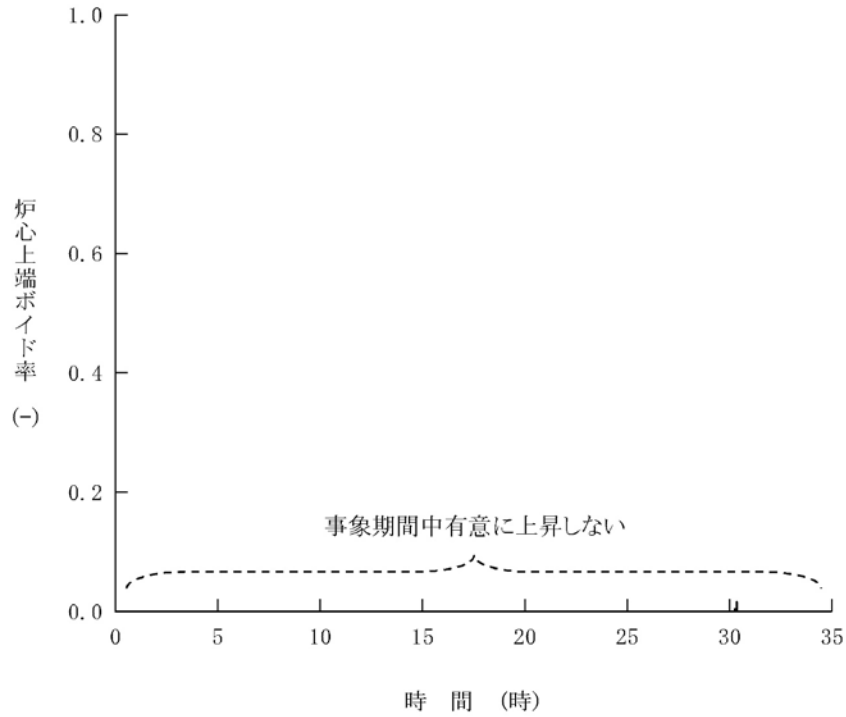
第 3.1.4.3-5 図 1次系温度の推移



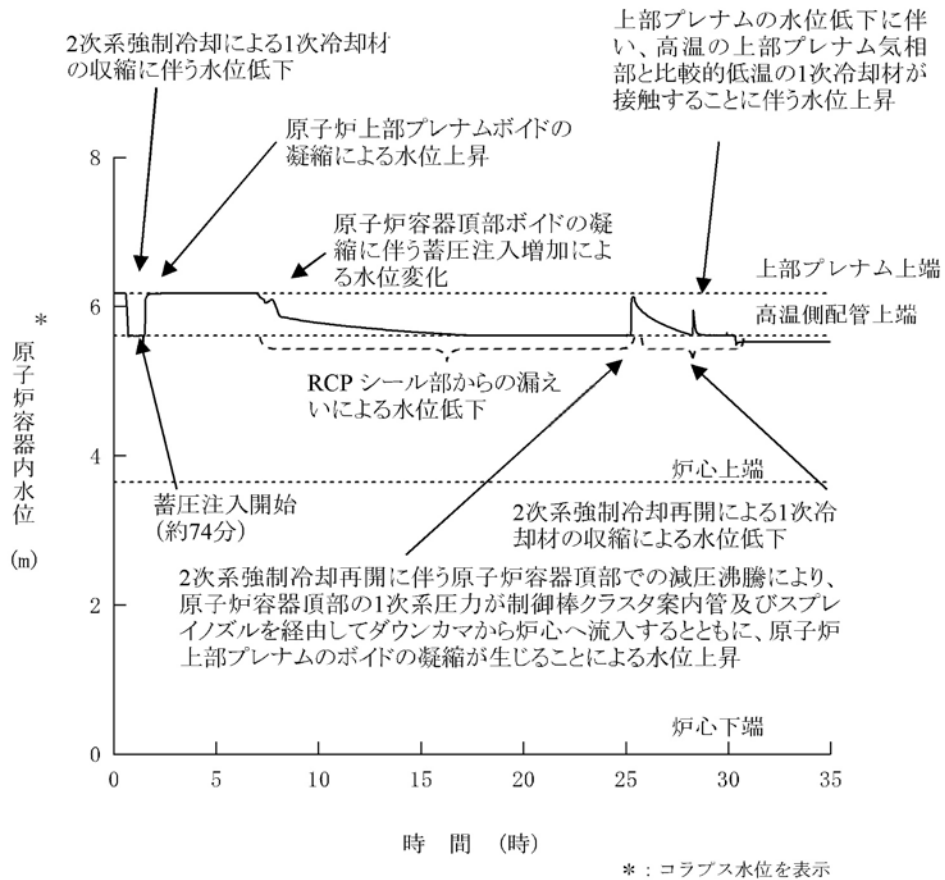
第 3.1.4.3-6 図 1次系保有水量の推移



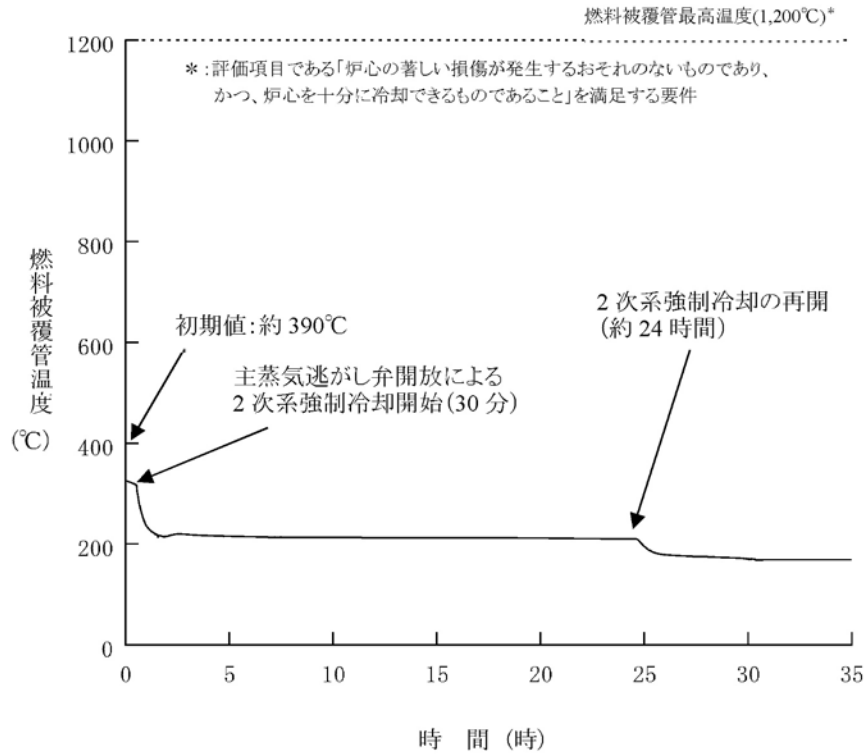
第 3.1.4.3-7 図 漏えい流量と注水流量の積算値の推移



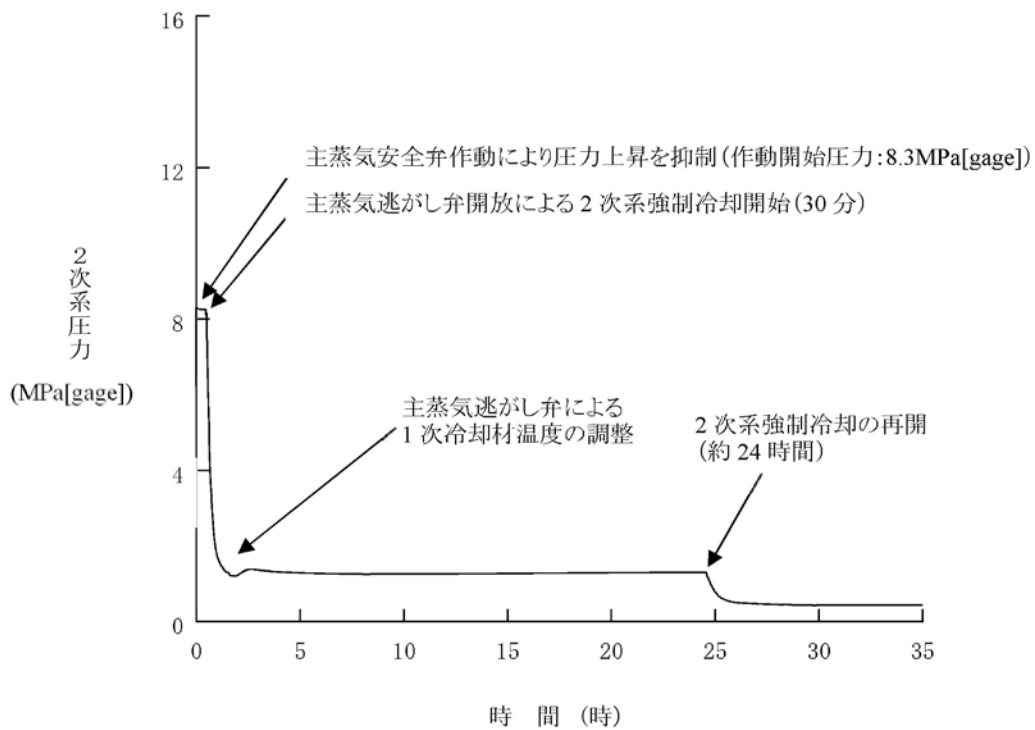
第 3.1.4.3-8 図 炉心上端ボイド率の推移



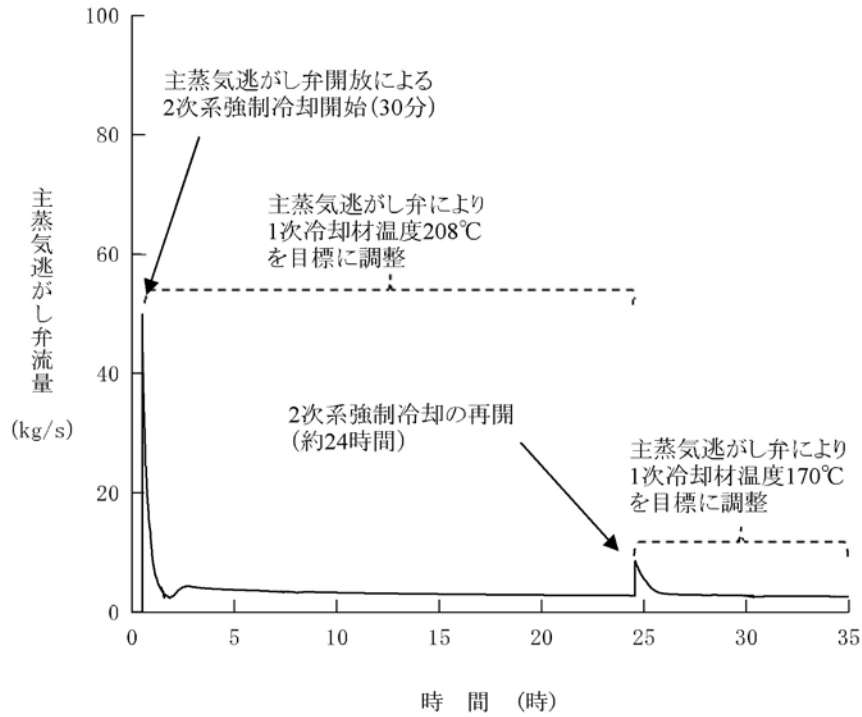
第 3.1.4.3-9 図 原子炉容器内水位の推移



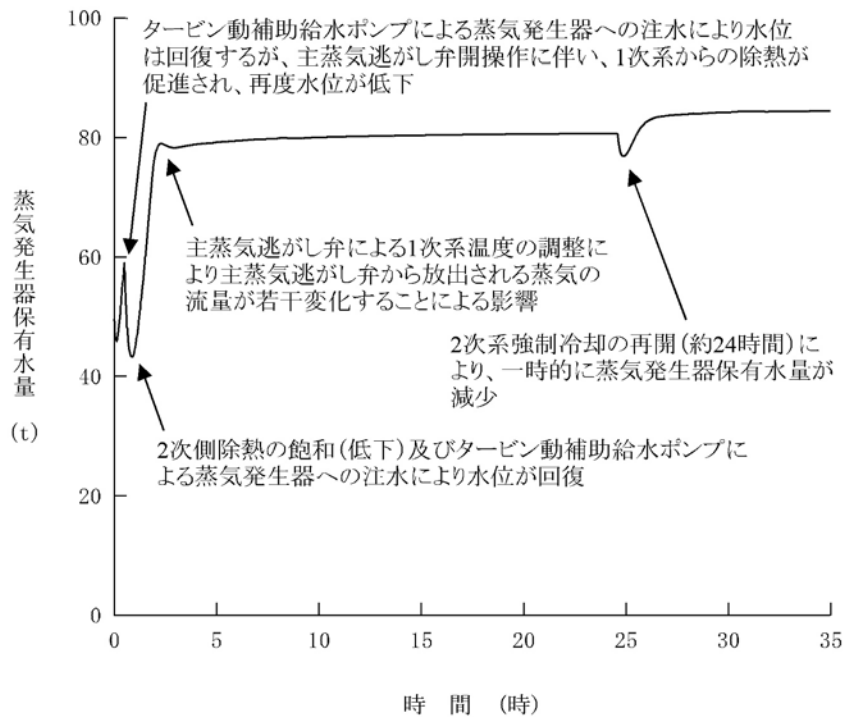
第 3.1.4.3-10 図 燃料被覆管温度の推移



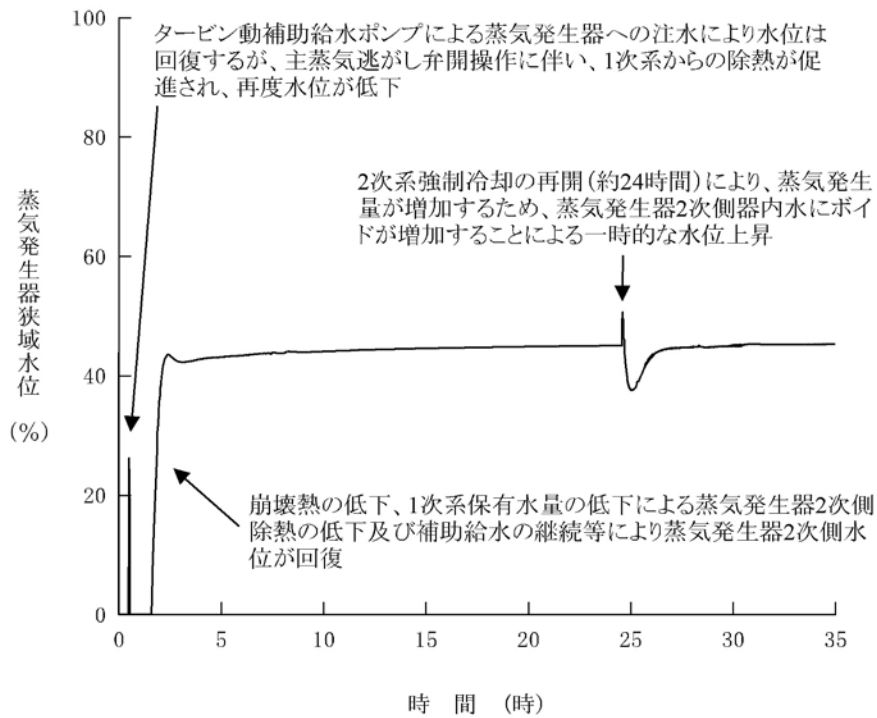
第 3.1.4.3-11 図 2次系圧力の推移



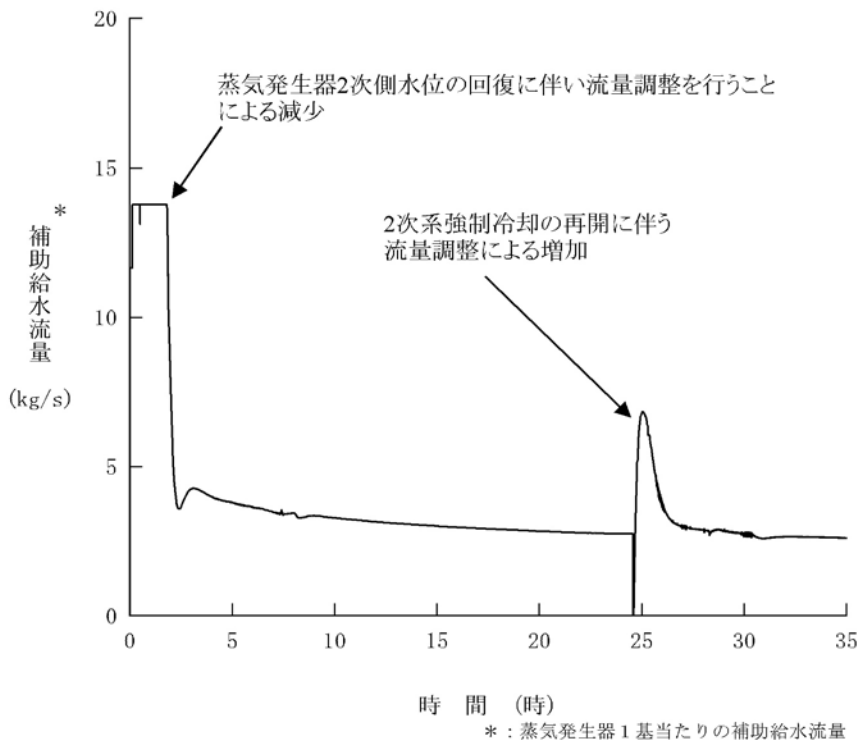
第 3.1.4.3-12 図 主蒸気逃がし弁流量の推移



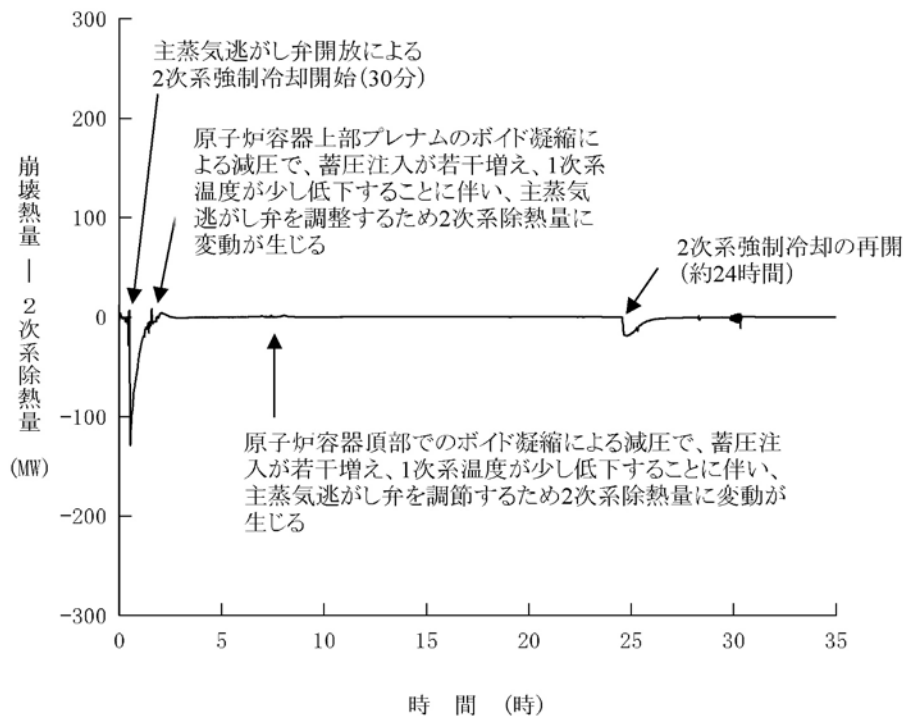
第 3.1.4.3-13 図 蒸気発生器保有水量の推移



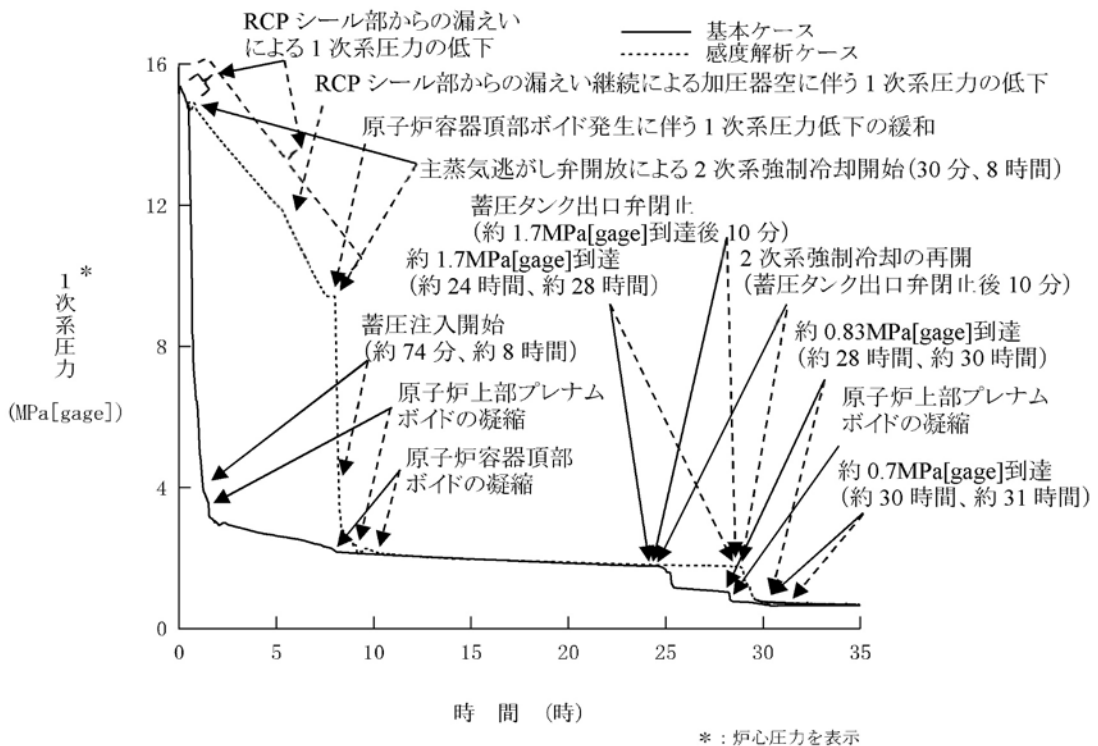
第 3.1.4.3-14 図 蒸気発生器狭域水位の推移



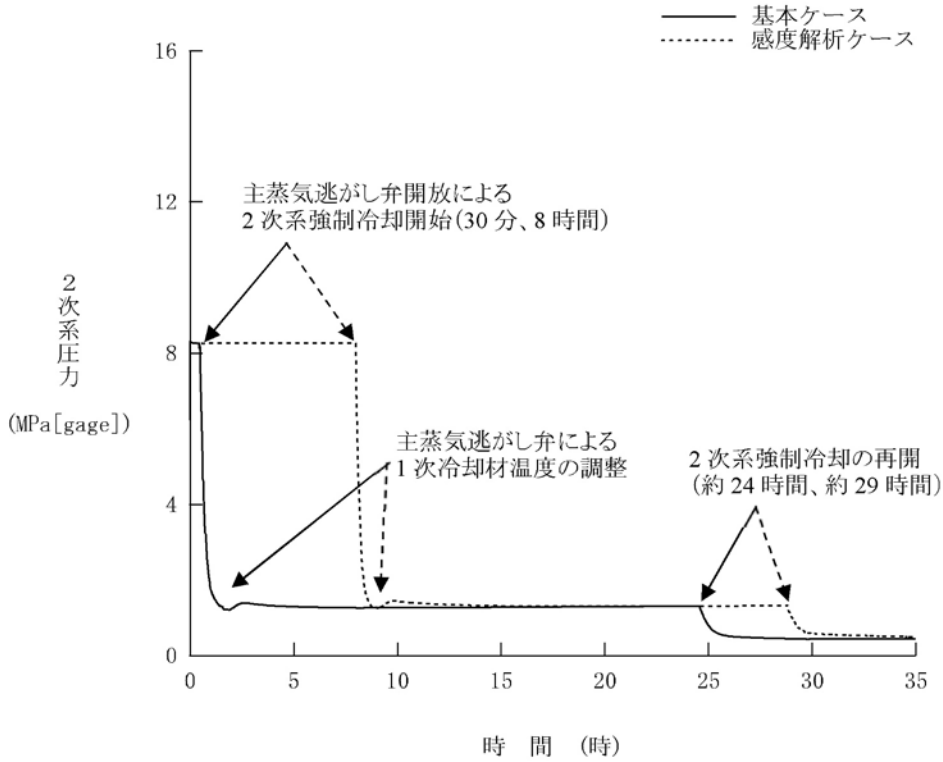
第 3.1.4.3-15 図 補助給水流量の推移



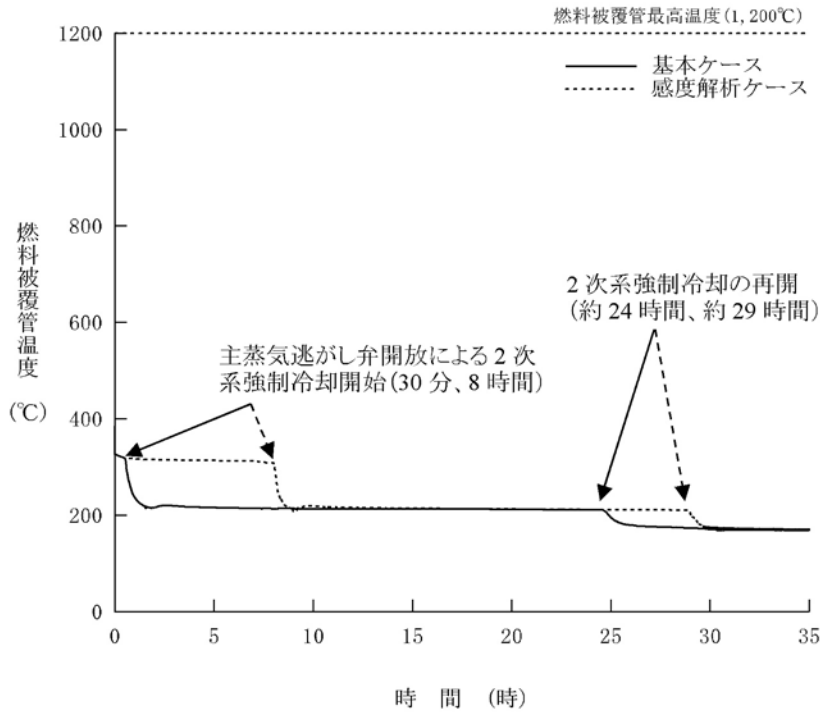
第 3.1.4.3-16 図 崩壊熱量と2次系除熱量の推移



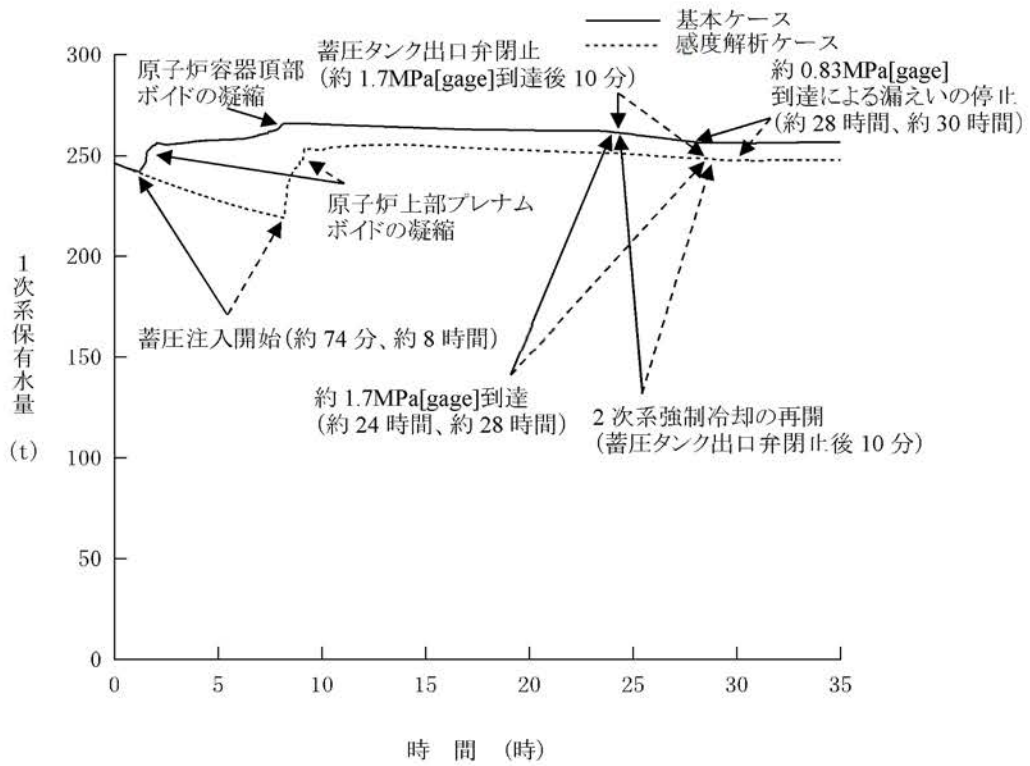
第 3.1.4.3-17 図 1次系圧力の推移
(主蒸気逃がし弁による熱放出に係る起動操作余裕時間評価)



第 3.1.4.3-18 図 2 次系圧力の推移
(主蒸気逃がし弁による熱放出に係る起動操作余裕時間評価)



第 3.1.4.3-19 図 燃料被覆管温度の推移
(主蒸気逃がし弁による熱放出に係る起動操作余裕時間評価)



第 3.1.4.3-20 図 1次系保有水量の推移
(主蒸気逃がし弁による熱放出に係る起動操作余裕時間評価)

(3) 使用済燃料ピットの燃料損傷防止対策

a. 評価シナリオ

使用済燃料ピットの燃料損傷防止対策における有効性を確認する評価シナリオは、「(1)b. 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、外部電源喪失、原子炉補機冷却機能喪失時及びSFP冷却系機能喪失時に非常用所内電源が喪失する事故」である。

b. 使用済燃料ピットの燃料損傷防止対策における有効性の評価結果

(a) 有効性の評価条件

本評価シナリオに対する主要な評価条件を第 3.1.4.3-2 表に示す。

(b) 有効性の評価結果

本評価シナリオにおける対策の概略系統図を第 3.1.4.3-21 図に、事象進展及び対応手順の概要を第 3.1.4.3-22 図に、必要な要員と作業項目について第 3.1.4.3-23 図に示す。第 3.1.4.3-22 図及び第 3.1.4.3-23 図に示すとおり、運転員、緊急時対策本部要員及び重大事故等対策要員にて対処可能である。

イ 事象進展

事象発生後、全交流動力電源喪失と同時に原子炉補機冷却機能、使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能が喪失するとともに、使用済燃料ピットゲート損傷により使用済燃料ピット水位が燃料取替チャンネル等の水位と一致するまで低下した後、使用済燃料ピット内の水の温度が徐々に上昇し、事象発生約 32 時間後に 100℃に到達する。その後、使用済燃料ピット水の蒸発に伴い、使用済燃料ピット水位は緩慢に低下する。さらに、

使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位まで低下するのは、第 3.1.4.3-24 図に示すとおり、事象発生から約 1.5 日後である。

事故を検知し、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水を開始する時間は、事象発生から 7 時間 50 分後であることから、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位まで低下する時間である約 1.5 日に対して十分な時間余裕がある。

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

ロ 評価項目等

使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでに使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水を開始できること、使用済燃料ピット崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸散率を上回る容量の使用済燃料ピット補給用水中ポンプを整備していることから、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水により、燃料有効長頂部が冠水し、かつ、放射線の遮蔽が維持できる水位を確保できる。使用済燃料ピットは、通常ほう酸水で満たされているが、純水で満たされた状態で、最も反応度の高い新燃料を設備容量分収容した場合を想定しても実効増倍率は、0.966 であり、十分な未臨界性を確保できる設計としている。純水で満たされた状態で使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し沸騰状態となり、水密度が低下する場合でも、使用済燃料ピット水位が維持されている状態では中性子は減速不足状態であるため、実効増倍率は低下し、使用済燃料ピットの未臨界は維持される。

事象発生後、7 時間 50 分から使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水を行うことで、使用済燃料ピットの水位を回復させ維持できることから、水位及び温度は安定し、安定状態に至る。その後も使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水を行うことで、安定状態を維持できる。

c. 重大事故等対策を開始するまでの余裕時間の評価結果

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

(a) 余裕時間を評価する緩和機能の選定結果

本評価シナリオにおける緩和機能は、以下のとおりである。

- ・ 使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる海水注水

余裕時間を評価する緩和機能として、「(1)c. 重大事故等対策を開始するまでの余裕時間の評価」に示す考え方にに基づき選定した結果は以下のとおりである。

- ・ 使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる海水注水

余裕時間を評価する。

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

(b) 余裕時間の評価結果

(a)項にて選定した使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水操作の実施時間に対する余裕時間については、「(3) b. (b) 有効性の評価結果」に示すとおり、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位まで低下する時間は事象発生から約 1.5 日後であり、事故を検知し、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水を開始する時間である 7 時間 50 分に対して十分な時間余裕がある。

d. 緩和機能の継続を必要とする時間の評価結果

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

(a) 水 源

淡水(八田浦貯水池)又は海を水源として使用済燃料ピット補給用水中ポンプにより使用済燃料ピットへ間欠的に注水を行う。

(b) 燃 料

取水用水中ポンプ及び使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水並びに使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムについては、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約 11.7kl の重油が必要となる。

また、代替緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約 7.8kl の重油が必要となる。

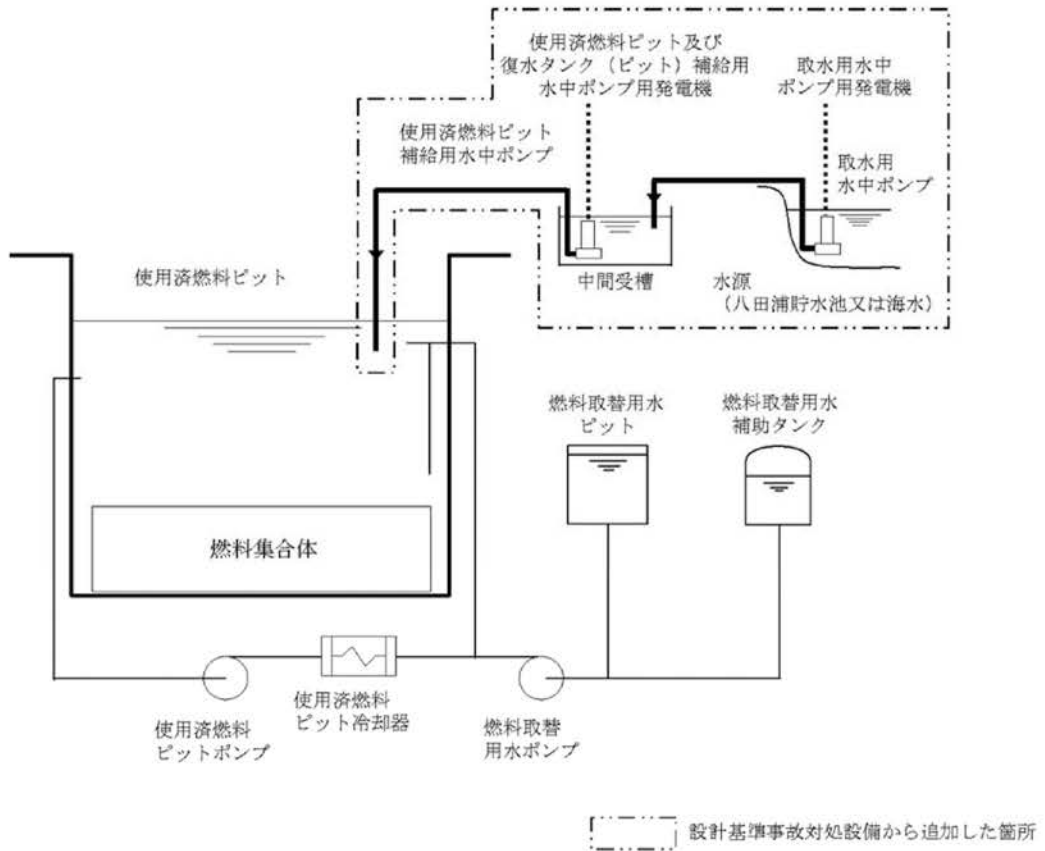
7日間の運転継続に必要な重油は、これらを合計して約 19.5kℓ となるが、燃料油貯油そう及び燃料油貯蔵タンクの重油量約 620kℓ にて供給可能である。

(c) 電 源

水中ポンプ用発電機 1 台の電源容量約 100kVA (約 80kW (力率約 0.8)) に対し、取水用水中ポンプ及び使用済燃料ピット補給用水中ポンプの電動機容量は、約 11kW 及び約 5.5kW であり、電源の供給は可能である。

第 3.1.4.3-2 表 主要評価条件(使用済燃料ピットの燃料損傷防止対策(外部電源喪失、使用済燃料ピット冷却機能喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故))

項目	主要評価条件	条件設定の考え方	
初期条件	使用済燃料ピット崩壊熱	3.597MW	使用済燃料ピット貯蔵容量一杯に崩壊熱の高い燃料を優先的に貯蔵した状態から、原子炉より一時的に取り出された1回、2回照射燃料を原子炉に再装荷した状態を設定。崩壊熱の計算に当たっては、FPについては日本原子力学会推奨値、アクチニドについては ORIGEN2 を用いて算出。
	事象発生前使用済燃料ピット水温(初期水温)	30℃	使用済燃料ピット水温の実測値に基づき、標準的な温度として設定。
	使用済燃料ピットに隣接するピットの状態	燃料取替チャンネル、燃料検査ピット及びキャスクピット接続	通常運転中の状態(燃料取替チャンネル、燃料検査ピット及びキャスクピットは接続された状態)に基づき設定。また、水量は使用済燃料、ラック等の体積を除いて算出。
事故条件	起回事象	外部電源喪失 原子炉補機冷却機能喪失 SFP 冷却系機能喪失	外部電源喪失、原子炉補機冷却機能喪失及び SFP 冷却系機能喪失が発生するものとして設定。
	安全機能の喪失に対する仮定	非常用所内交流電源喪失	非常用所内交流電源が喪失するものとして設定。
	使用済燃料ピットゲート損傷によって想定される初期水位	通常水位(NWL)一約 3.16m	使用済燃料ピットゲート損傷による燃料取替チャンネル等への漏えいを想定し、使用済燃料ピットと燃料取替チャンネル等の水位が一致するまで低下するものとして設定。
重大事故等対策に 関連する機器条件	放射線の遮蔽が維持できる水位	操作の成立性を確保できる水位	使用済燃料ピットへの注水操作が成立する水位を放射線の遮蔽が維持できる水位として設定。
	使用済燃料ピット補給用水中ポンプの使用済燃料ピットへの注水流量	25m ³ /h	崩壊熱による蒸散量(約 17.48m ³ /h)に対して燃料損傷防止が可能な流量として設定。
重大事故等対策に 関連する操作条件	使用済燃料ピット補給用水中ポンプの使用済燃料ピットへの注水開始	事象発生から 7時間 50分後	使用済燃料ピット水位を放射線の遮蔽が維持できる水位に保つ必要があり、放射線の遮蔽が維持できる水位を維持するために注水操作を実施するとして、事象発生の確認及び移動に必要な時間等を考慮して設定。

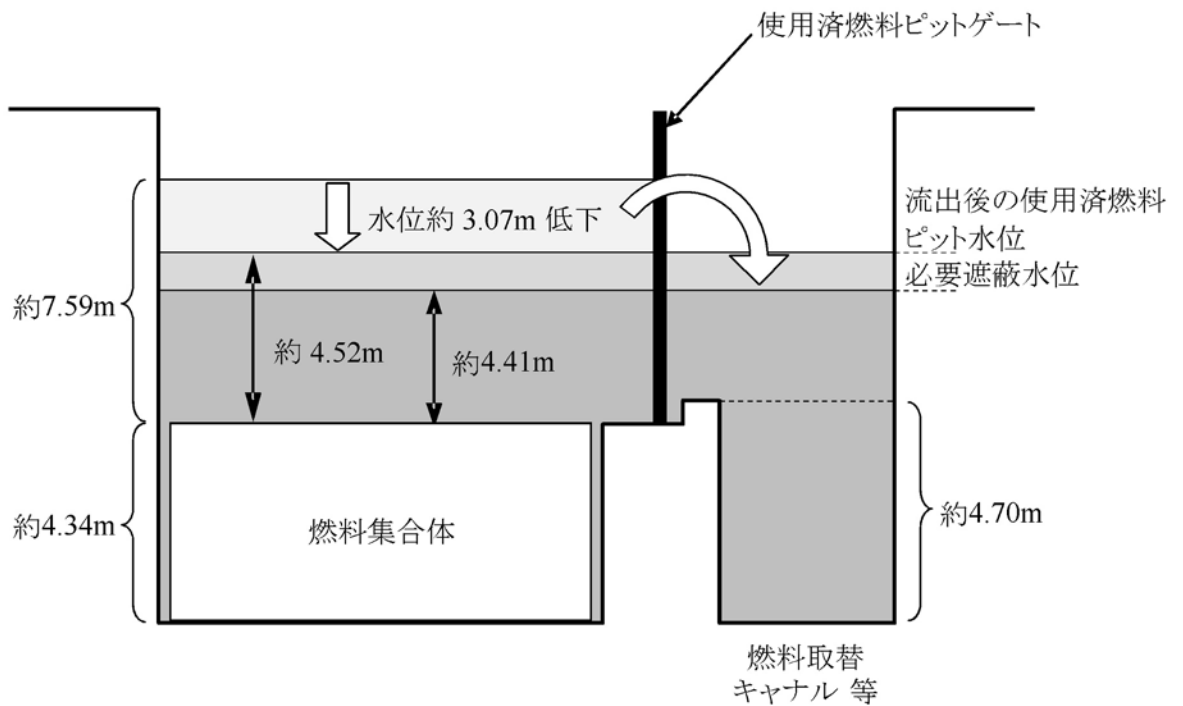


第3.1.4.3-21図 使用済燃料ピットの燃料損傷防止対策
 (外部電源喪失、使用済燃料ピット冷却機能喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時に
 非常用所内交流電源が喪失する事故)
 における概略系統図

必要な要員と作業項目				経過時間(分)							経過時間(時間)			経過時間(日)		備考				
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後移動してきた要員	3号 4号		手順の内容							10 20 30 40 50 60 70 5 10 15			2.0 3.0						
				1	1	号炉ごと 運転操作指揮者	事象発生 ▼プラント状況判断 使用済燃料ピット注水機能喪失 7時間50分 使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水開始 約32時間 沸騰開始(注水なしの場合) 約73時間30分(約3.1日)以降使用済燃料安定													
	当直課長 当直副長 当直主任 運転員	1	1	号炉ごと 運転操作指揮者																
	当直主任 運転員	1	1	号炉間連絡・運転操作助勢																
状況判断	運転員	-	-	●使用済燃料ピット冷却機能喪失確認 (中央制御室確認)	10分															
使用済燃料ピット冷却機能回復操作	運転員 A	1	1	●使用済燃料ピット冷却機能回復操作・喪失原因調査・温度水位の監視 (中央制御室操作)	適宜実施															
	運転員 B、C	2	2	●現地移動/使用済燃料ピット冷却機能回復操作・喪失原因調査 (現場操作)	適宜実施															評価上考慮せず
使用済燃料ピット注水操作	運転員 D	1	1	●現地移動/燃料取替用水ピットによる注水操作	20分															
				●現地移動/燃料取替用水補助タンクによる注水操作		20分														
				●現地移動/2次系純水タンクによる注水操作 (現場操作)			20分													
使用済燃料ピット周辺線量率計等準備	重大事故等対策要員(初動) 保修対応要員	1	1	●現地移動/使用済燃料ピット周辺線量率計等設置 (現場操作)	90分															評価上考慮せず
使用済燃料ピット注水機能回復操作	運転員 A	[1]	[1]	●使用済燃料ピット注水機能回復操作・喪失原因調査 (中央制御室操作)	適宜実施															
	運転員 D	[1]	[1]	●現地移動/燃料取替用水ピットによる注水機能回復操作・喪失原因調査	適宜実施															
				●現地移動/燃料取替用水補助タンクによる注水機能回復操作・喪失原因調査	適宜実施															評価上考慮せず
				●現地移動/2次系純水タンクによる注水機能回復操作・喪失原因調査 (現場操作)	適宜実施															

・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間及び作業時間を確認した上で算出している。(一部、未配備の機器については想定時間により算出)
 ・緊急時対策本部要員(指揮者等)は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う。

第 3.1.4.3-23 図 使用済燃料ピットの燃料損傷防止対策における作業と所要時間(1/2)
 (外部電源喪失、使用済燃料ピット冷却機能喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故)



使用済燃料ピット水位概略図

	評価結果
①流出後の使用済燃料ピット保有水量	約 1479.4m ³
②蒸散による必要遮蔽水位低下までの評価水量	約 31.8m ³
③崩壊熱による蒸散率	17.48m ³ /h
④水温 100℃までの時間	約 32 時間
⑤事象発生から蒸発により必要遮蔽水位まで低下する時間	約 1.5 日

第 3.1.4.3-24 図 使用済燃料ピットの燃料損傷防止対策
 (外部電源喪失、使用済燃料ピット冷却機能喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時に
 非常用所内交流電源が喪失する事故)
 における時間評価の結果

(4) 運転停止時の燃料損傷防止対策

a. 評価シナリオ

運転停止時の燃料損傷防止対策における有効性を確認する評価シナリオは、「(1)b. 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故」である。

b. 運転停止時の燃料損傷防止対策における有効性の評価結果

(a) 有効性の評価条件

本評価シナリオに対する主要な解析条件を第 3.1.4.3-3 表に示す。

(b) 有効性の評価結果

本評価シナリオにおける対策の概略系統図を第 3.1.4.3-25 図に、事象進展及び対応手順の概要を第 3.1.4.3-26 図に、必要な要員と作業項目について第 3.1.4.3-27 図に示す。第 3.1.4.3-26 図及び第 3.1.4.3-27 図に示すとおり、運転員、緊急時対策本部要員及び重大事故等対策要員にて対処可能である。また、1 次系圧力、加圧器水位、燃料被覆管温度等の 1 次系パラメータの変化を第 3.1.4.3-28 図から第 3.1.4.3-36 図に示す。

イ 事象進展

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

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

ロ 評価項目等

炉心上端ボイド率は第3.1.4.3-29図に示すとおりであり、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水により、炉心は露出することはなく、燃料有効長頂部は冠水している。

また、炉心水位が燃料有効長頂部まで低下した場合においても、原子炉容器は閉止されている状態であり、炉心上部の遮蔽物により被ばく低減を図ることができるため、燃料取替時の原子炉格納容器内の遮蔽設計基準値0.15mSv/hを上回ることはなく、放射線の遮蔽を維持できる。

炉心崩壊熱による1次冷却材のボイド発生により、1次冷却材の密度が低下すると、冷却材密度の低下に伴う中性子減速効果の減少による負の反応度帰還効果及び1次冷却材中のほう素密度の低下に伴う中性子吸収効果の減少による正の反応度帰還効果が生じる。ミッドループ運転中のように、燃料取替作業時の未臨界確保の観点から、炉心が高濃度のほう酸水で満たされている状況下においては、後者のほう素密度の低下に伴う中性子吸収効果の減少による正の反応度帰還効果が大きくなることにより、一時的に反応度は正側に移行する可能性がある。この効果は、ほう素価値が大きいほど顕著になることから、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装

荷炉心に比べてほう素価値が大きいウランを評価対象に、事象発生後の1次冷却材密度の低下に伴う炉心反応度の変化を評価した。その結果、事象進展中の炉心反応度の最大値は、代表的な取替炉心であるウラン平衡炉心において約 $-6.6\% \Delta k/k$ であり、未臨界を確保できる。このとき、事象発生前の初期未臨界度は、取替炉心による反応度の変動を考慮して、その絶対値を小さめに設定している。また、事象進展中の反応度変化量は、評価対象となる取替炉心のほう素価値により変化するが、取替炉心のほう素価値はウラン炉心で同程度であり、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷により小さくなる方向であることから、ほう素密度の変化に伴う反応度変化量も取替炉心で同程度又は小さくなる。したがって、取替炉心を考慮した場合でも未臨界を確保できる。このため、燃料被覆管温度は第 3.1.4.3-36 図に示すとおり、初期温度から大きく上昇することはなく、1次系の飽和温度と同等の温度に維持できる。

1次系保有水量及び1次系温度は第 3.1.4.3-33 図及び第 3.1.4.3-35 図に示すとおりであり、事象発生から約 200 分後に安定しており、原子炉は安定状態を維持できる。

その後は、燃料取替用水ピット水位及び格納容器再循環サンプ広域水位が再循環切替水位に到達後、B 高圧注入ポンプ(海水冷却)による高圧再循環運転に切り替えることにより燃料の冠水状態を維持し、A、B 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器雰囲気の安定した除熱を継続することから、長期的に原子炉及び原子炉格納容器の安定状態を維持できる。

c. 重大事故等対策を開始するまでの余裕時間の評価結果

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

(a) 余裕時間を評価する緩和機能の選定結果

本評価シナリオにおける緩和機能は、以下のとおりである。

- ・ 大容量空冷式発電機からの給電
- ・ 常設電動注入ポンプによる炉心への注水
- ・ 移動式大容量ポンプ車による補機冷却
- ・ 高圧注入による再循環炉心冷却(海水)
- ・ 格納容器内自然対流冷却による格納容器除熱(海水冷却)

余裕時間を評価する緩和機能として、「(1)c. 重大事故等対策を開始するまでの余裕時間の評価」に示す考え方にに基づき選定した結果は以下のとおりである。

- ・ 大容量空冷式発電機からの給電

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

- ・ 常設電動注入ポンプによる炉心への注水
余裕時間を評価する。

- ・ 移動式大容量ポンプ車による補機冷却

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

- ・ 高圧注入による再循環炉心冷却(海水)

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

- ・ 格納容器内自然対流冷却による格納容器除熱(海水冷却)

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

したがって、常設電動注入ポンプによる炉心への注水における常設電動注入ポンプによる炉心注水の余裕時間について評価を実施する。

(b) 余裕時間の評価結果

(a)にて選定した常設電動注入ポンプによる炉心注水操作の余裕時間としては、第 3.1.4.3-37 図に示すとおり、常設電動注入ポンプによる炉心注水操作開始時点の 1 次系からの流出量を維持するものとして概算した。その結果、常設電動注入ポンプによる炉心注水操作は事象発生から 50 分後に実施できるが、炉心が露出する可能性がある 1 次系保有水量となる事象発生から約 86 分後までは評価項目を満足することから、操作の余裕時間として事象発生から約 86 分は確保できる。

d. 緩和機能の継続を必要とする時間の評価結果

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

(a) 水 源

燃料取替用水ピットを水源とする常設電動注入ポンプによる代替炉心注水については、燃料取替用水ピット水位が水位異常低警報値となるまでの水量である約 1,960m³を使用し、事象発生から約 53.8 時間の注水継続が可能である。再循環切替え以降は、格納容器再循環サンプを水源とした高

圧再循環による炉心注水を継続することにより、燃料取替用水ピットへの補給は不要である。

(b) 燃 料

大容量空冷式発電機による電源供給については、事象発生直後から全負荷での運転を想定して、7日間の運転継続に約 230.2kℓ の重油が必要となる。

移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却、使用済燃料ピットへの注水及び使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムについては、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約 46.5kℓ の重油が必要となる。

代替緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約 7.8kℓ の重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な重油は、これらを合計して約 284.5kℓ となるが、燃料油貯蔵タンク及び大容量空冷式発電機用燃料タンクの重油量約 376kℓ にて供給可能である。

(c) 電 源

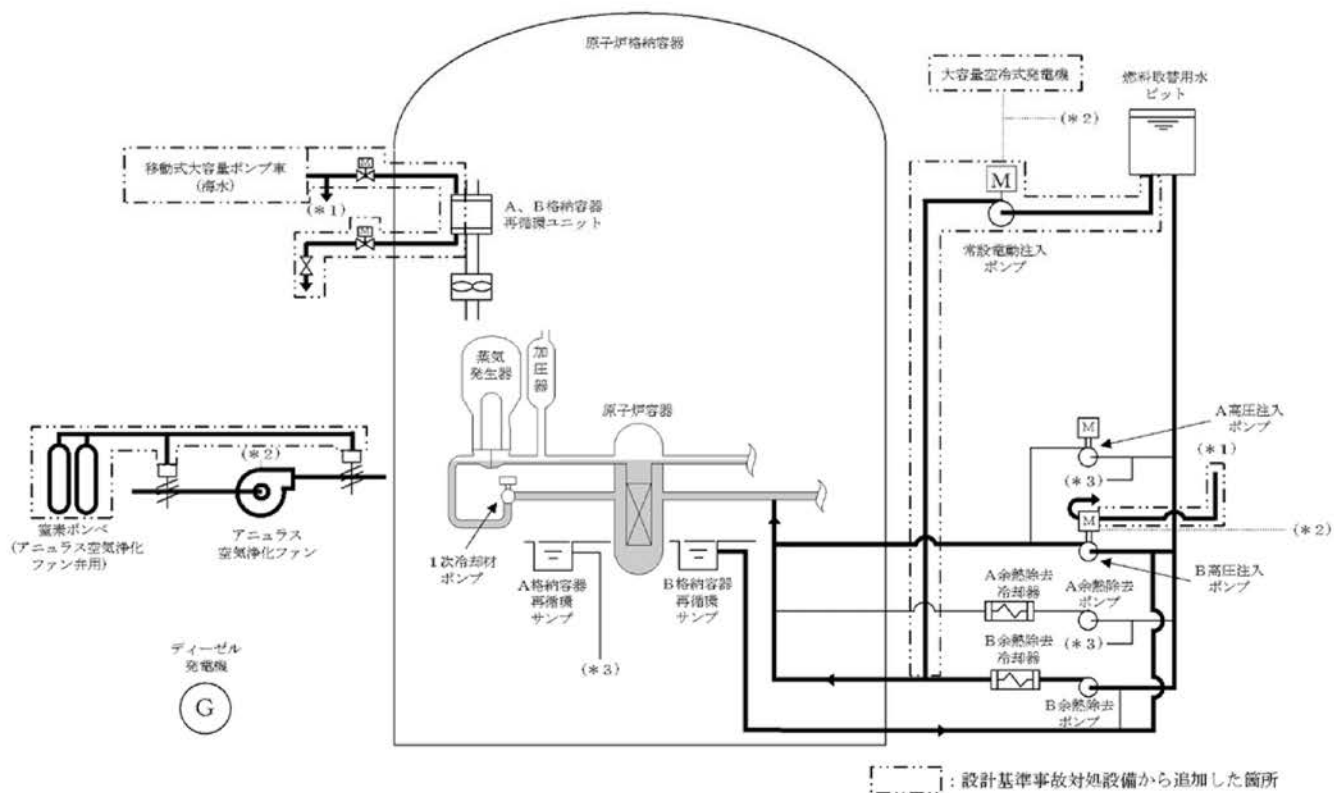
大容量空冷式発電機の電源負荷については、重大事故等対策に必要な負荷及びその他負荷として約 2,560kW の負荷が必要となるが、大容量空冷式発電機の給電容量約 3,200kW にて電源供給が可能である。

第 3.1.4.3-3 表 主要解析条件(運転停止時の燃料損傷防止対策(燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故))(1/2)

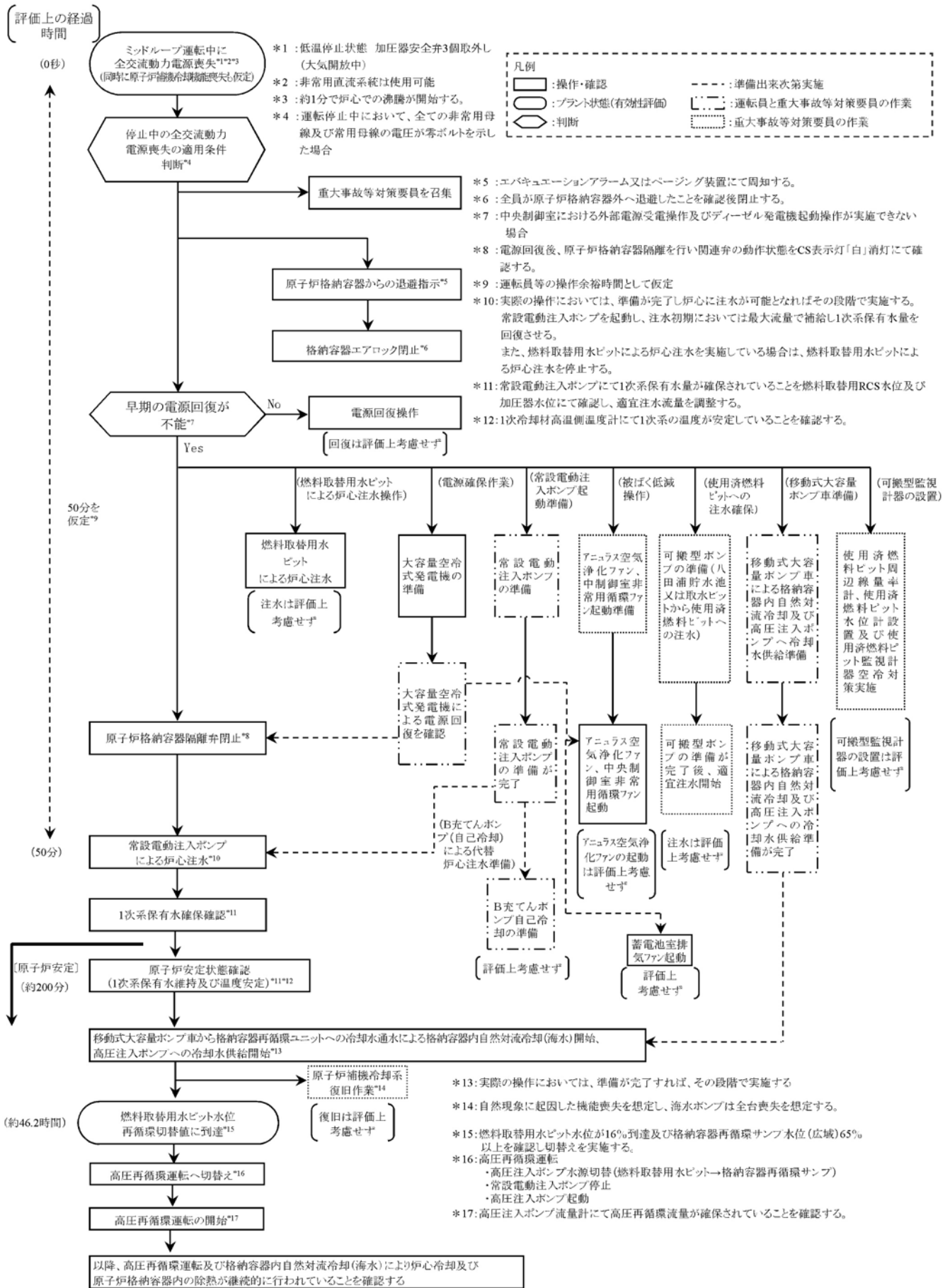
項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	M-RELAP5	本評価シナリオに係る事象進展等を適切に評価することが可能であるコード。
初期条件	原子炉停止後の時間	72時間 評価結果を厳しくするように、燃料取出前のミッドループ運転中の事故を想定し、そのうち、炉心露出の観点から炉心崩壊熱と1次系保有水量の最も厳しい組合せとなる1次冷却材水抜き完了時に事故が発生するものとする。したがって、定期検査工程上、原子炉停止から1次冷却材水抜き完了までの時間として考えられる最短時間に余裕を見た時間として設定。 原子炉停止後の時間が短いと崩壊熱が大きくなり、1次冷却材の蒸散率も大きくなることから、1次系保有水量確保の観点から厳しい設定。
	1次系圧力(初期)	大気圧(0MPa[gage]) ミッドループ運転時は1次系を大気開放状態としていることから設定。
	1次冷却材高温側温度(初期)	93℃ 評価結果を厳しくするように、ミッドループ運転中の運転モードにおける上限値として設定。 1次冷却材温度が高いと1次冷却材の保有熱量が多くなり、1次系保有水量確保の観点から厳しい設定。
	1次冷却材水位(初期)	原子炉容器出入口配管中心高さ+10cm プラント系統構成上の制約から定めているミッドループ運転中の水位として設定。
	炉心崩壊熱	FP: 日本原子力学会推奨値 アクチニド: ORIGEN2 (サイクル末期を仮定) サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。また、使用する崩壊熱はウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮して設定。
	1次系開口部	加圧器安全弁3個取り外し ミッドループ運転中に確保している蒸気放出経路として設定。
	2次系の状態	2次系からの冷却なし 炉心崩壊熱による1次冷却材の蒸散に伴い、1次系保有水量の減少を早める観点から、2次系からの冷却は想定しない。
事故条件	起因事象	外部電源喪失 原子炉補機冷却機能喪失 外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失が発生するものとして設定。
	安全機能の喪失に対する仮定	非常用所内交流電源喪失 非常用所内交流電源が喪失するものとして設定。

第 3.1.4.3-3 表 主要解析条件(運転停止時の燃料損傷防止対策(燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故))(2/2)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関する機器条件	常設電動注入ポンプの原子炉への注水流量 $37\text{m}^3/\text{h}$	炉心への注水は、常設電動注入ポンプを使用するものとする。 原子炉停止後72時間後を事象開始として、事象発生から50分後の常設電動注入ポンプによる代替炉心注水を開始する時点の炉心崩壊熱に相当する蒸散量(約 $36.6\text{m}^3/\text{h}$)を上回る値として設定。
重大事故等対策に関する操作条件	常設電動注入ポンプ起動 事象発生から 50 分後	運転員等操作時間として、事象発生の検知及び判断、代替交流電源の準備並びに常設電動注入ポンプによる炉心注水操作に50分を想定して設定。



第 3.1.4.3-25 図 運転停止時の燃料損傷防止対策
 (燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時に非常
 用所内交流電源が喪失する事故)
 における概略系統図



第 3.1.4.3-26 図 運転停止時の燃料損傷防止対策における対応手順の概要
 (「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時に
 非常用所内交流電源が喪失する事故」の事象進展)

必要な要員と作業項目			経過時間(分)										経過時間(時間)					備考								
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後移動してきた要員	手順の内容	10	20	30	40	50	60	70	80	90	2	3	4	5											
						事象発生 ▼ 約1分 炉心での沸騰開始 プラント状況判断 ▼ 約50分 常設電動注入ポンプによる炉心注水開始 約200分以降 原子炉安定																				
	当直課長 当直副長 当直主任 運転員	1 1 1 1	号炉ごと 運転操作指揮者 号炉間連絡・運転操作助勢																							
状況判断	運転員	— —	●停止中の全交流動力電源喪失確認 (中央制御室確認)	10分																エバキュエーションアラーム又はベージング装置にて退避を指示						
原子炉格納容器内からの退避指示	重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員G	1 1	●原子炉格納容器内からの退避指示 (中央制御室操作)	10分																全員が原子炉格納容器外へ退出したことを確認後閉止する						
格納容器エアロック閉止操作	重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員G、H	[2] [2]	●現地移動/原子炉格納容器内からの退避確認 ●現地移動/格納容器エアロック(常用・非常用)閉止 (現場操作)			30分		5分																評価上考慮せず常設電動注入ポンプによる炉心注水を開始すれば閉止する		
燃料取扱用水ピットによる代替炉心注水操作	重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員H	1 1	●燃料取扱用水ピットによる代替炉心注水 (現場操作)	20分																						
電源確保作業	運転員B	1 1	●現地移動/所内電源母線受電準備(遮断器操作) (現場操作)	15分																運転員による充電器盤の受電操作は、事象発生約4時間後までに実施できる						
	重大事故等対策要員(初動) 係対応要員	1 1	●現地移動/大容量空冷式発電機起動確認 (現場確認)		適宜確認																					
常設電動注入ポンプによる代替炉心注水準備	運転員C、D +	4 4	●現地移動/常設電動注入ポンプ系統構成 (現場操作)		35分															常設電動注入ポンプ系統構成が、評価上注水を期待している約50分までに実施できる						
	重大事故等対策要員(初動) 係対応要員	2 2	●現地移動/常設電動注入ポンプ準備(ディスタンスヒース取替え) (現場操作)		30分																					
液ばく低減操作	重大事故等対策要員(初動) 係対応要員	1 1	●現地移動/アニュラス空気浄化ファンダンプ空気供給操作 (現場操作)		45分															アニュラスダンプ空気供給操作は評価上考慮せず						
		[2]	●現地移動/中央制御室非常用循環系ダンプ開処置 (現場操作)		90分																					
使用済燃料ピット周辺線量率計等準備	重大事故等対策要員(初動) 係対応要員	[1] [1]	●現地移動/使用済燃料ピット周辺線量率計等設置 (現場操作)		90分															評価上考慮せず						
B充てんポンプ(自己冷却)による代替炉心注水準備	重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員B、F	[2] [2]	●現地移動/B充てんポンプ(自己冷却)系統構成 (現場操作)		35分															起動は評価上考慮せず						
	重大事故等対策要員(初動) 係対応要員	2 2	●現地移動/B充てんポンプ(自己冷却)準備(ディスタンスヒース取替え) (現場操作)		30分																					
中央制御室操作	運転員A	1 1	●大容量空冷式発電機からの給電操作 ●蓄電池室排気ファン起動* ●原子炉格納容器隔離弁の閉止 ●常設電動注入ポンプ系統構成 ●常設電動注入ポンプ起動操作 ●B充てんポンプ(自己冷却)系統構成* ●アニュラス空気浄化ファン起動操作* ●中央制御室非常用循環ファン起動操作 (中央制御室操作)	15分	5分	5分	10分	5分	10分	5分																*起動は評価上考慮せず
可搬型計測器による計測	重大事故等対策要員(初動) 係対応要員	[1] [1]	●現地移動/可搬型計測器接続 (現場操作)		適宜実施															評価上考慮せず						

*各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間及び作業時間を確認した上で算出している。(一部の機器については想定時間により算出)
*緊急時対策本部要員(指揮者等)は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う。

第 3.1.4.3-27 図 運転停止時の燃料損傷防止対策における作業と所要時間(1/2)

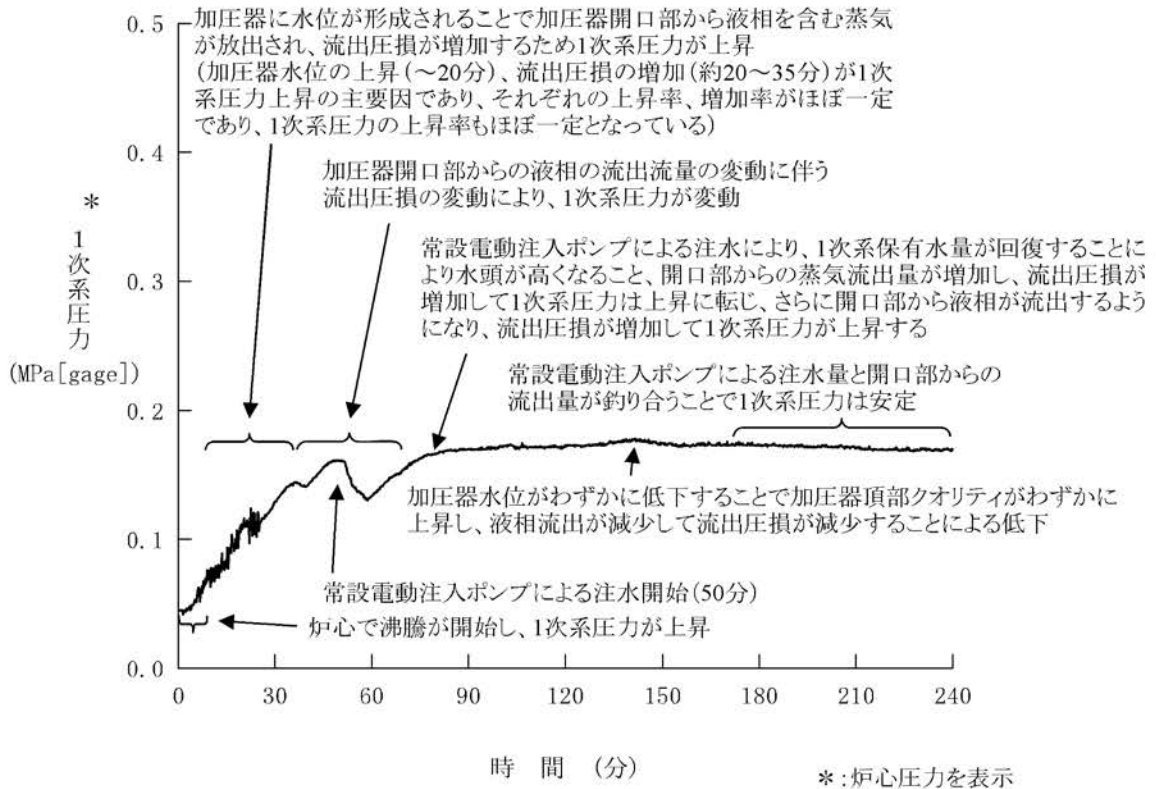
(燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故)

必要な要員と作業項目			経過時間(時間)												備考	
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員	手順の内容	2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	26	
			3号	4号												
大容量空冷式発電機対応	2	●大容量空冷式発電機用燃料タンクへの燃料補給														24時間 格納容器内自然対流冷却開始
使用済燃料ピットへの注水確保	[5]・[7]	●取水用水中ポンプ、水中ポンプ用発電機、中間受槽、可搬型ホース等の運転														
	[6]	●取水用水中ポンプ、水中ポンプ用発電機、可搬型ホース等の設置														
	[11]	●給水、取水用水中ポンプ運転監視、水中ポンプ用発電機への燃料補給														
	[6]	●水中ポンプ用発電機、中間受槽の設置														
	[9]	●使用済燃料ピット補給用水中ポンプ、送水用ホース等の設置														
	[2]	●給水、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ監視、水中ポンプ用発電機への燃料補給														
可搬型使用済燃料ピット計測装置設置	[2]	●使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム、使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム(発電機)等の運転														
	[2]	●使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム、使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム(発電機)等の設置														
	[2]	●使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムの監視、使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム(発電機)への燃料補給														
移動式大容量ポンプ車準備	[7]	●移動式大容量ポンプ車の設置(水中ポンプの設置含む)														
	[6]	●移動式大容量ポンプ車可搬型ホース等の運転、設置														
	[9]	●可搬型ホース接続														
	[2]	●海水系統～原子炉補機冷却水系統ディスタンスピース切替え														
	[2]	●可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度(SA)用)取付け														
	[2]	●給水、移動式大容量ポンプ車監視、燃料補給														
	[3]	●A、B格納容器再循環ユニット及び必要補機への海水通水系統構成(現場操作)														
運転員	[1]	●A、B格納容器再循環ユニット及び必要補機への海水通水系統構成(中央制御室)														
	[1]	●高圧再循環運転確認(中央制御室)														
原子炉補機冷却系復旧作業	参集要員	●海水ポンプ用電動機子備品との取替え等													適宜実施 評価上考慮せず	

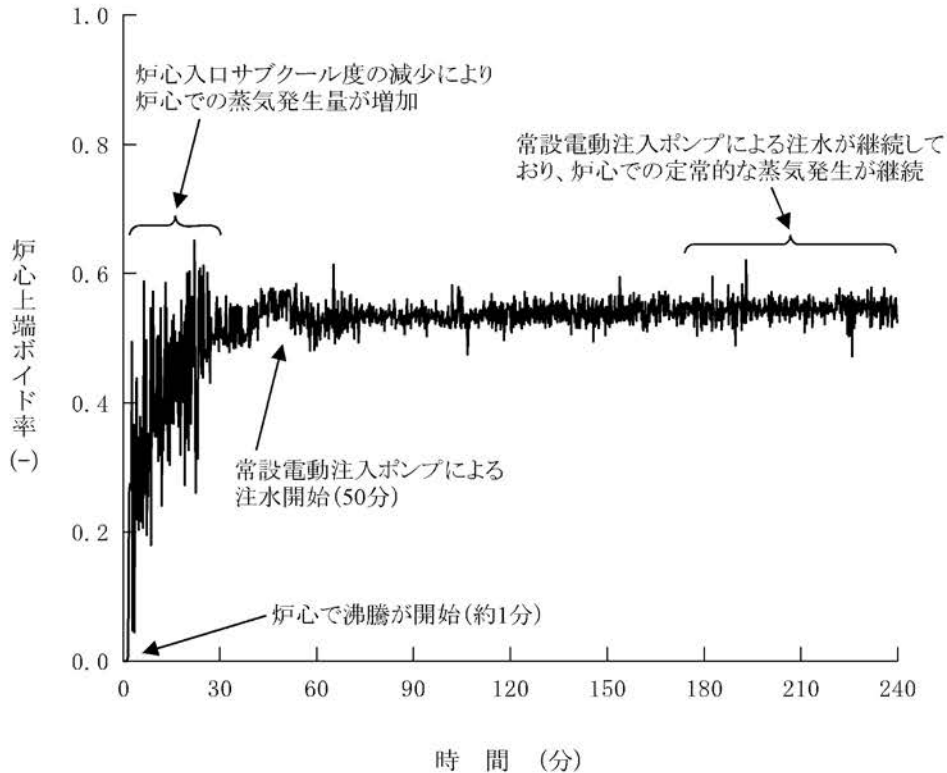
●燃料補給間隔は発電機等定格負荷連続運転時の目安時間を記載
 ・上記対応の他、代替緊急時対策所の電源確保対応者:2名(重大事故等対策要員(初動後)保修対応要員のうち2名が対応)、換気設備準備対応者:6名(重大事故等対策要員(初動後)保修対応要員のうち6名が対応)
 ・原子炉補機冷却系復旧作業:他の作業が完了する24時間からの対応としているが、要員に余裕があれば準備出来次第実施する

第 3.1.4.3-27 図 運転停止時の燃料損傷防止対策における作業と所要時間(2/2)

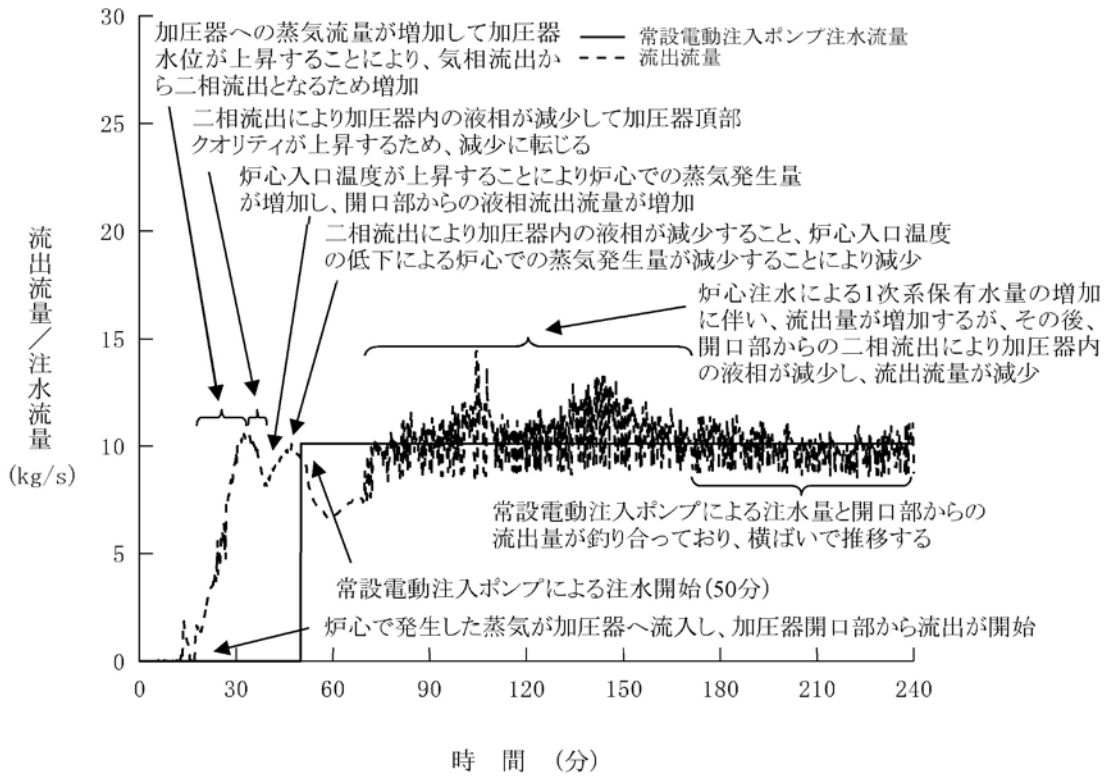
(燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故)



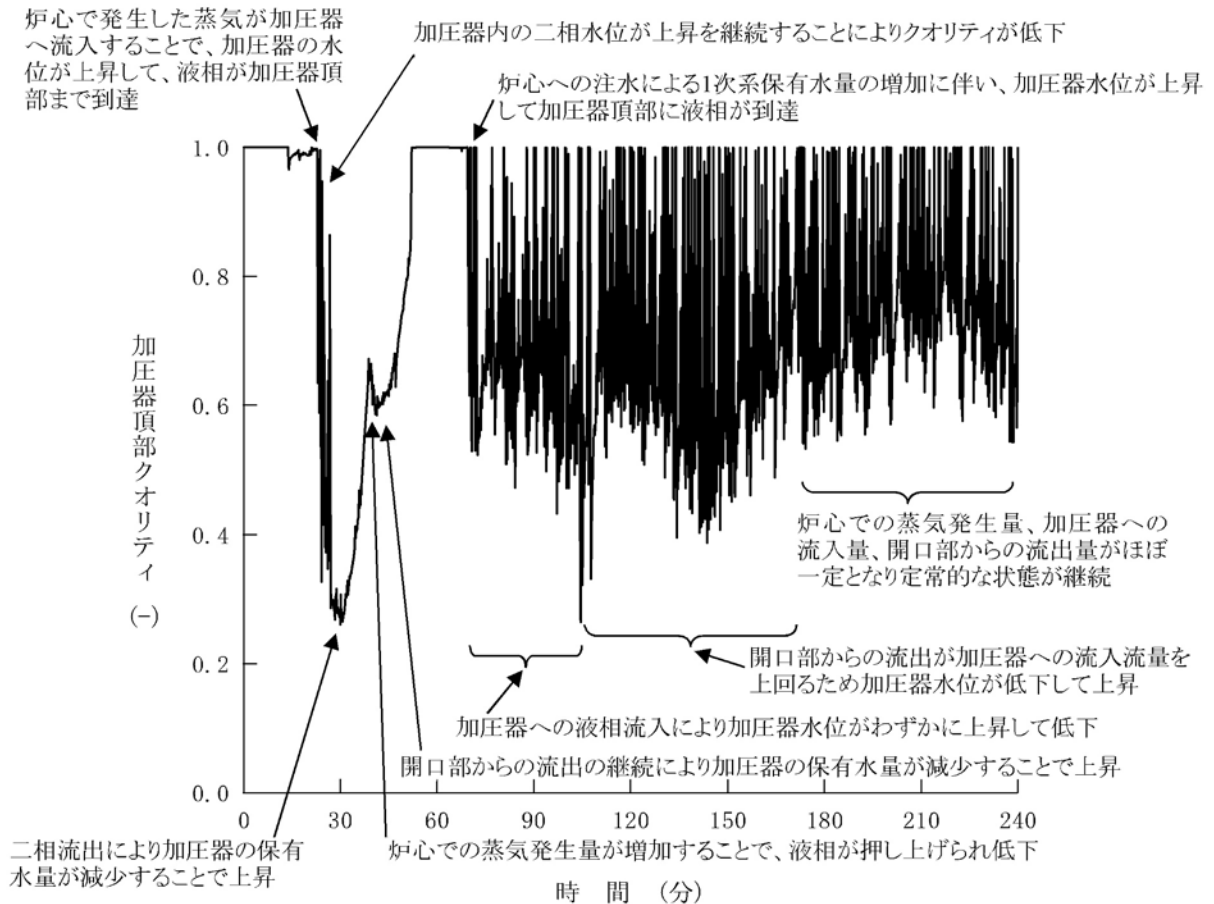
第 3.1.4.3-28 図 1 次系圧力の推移



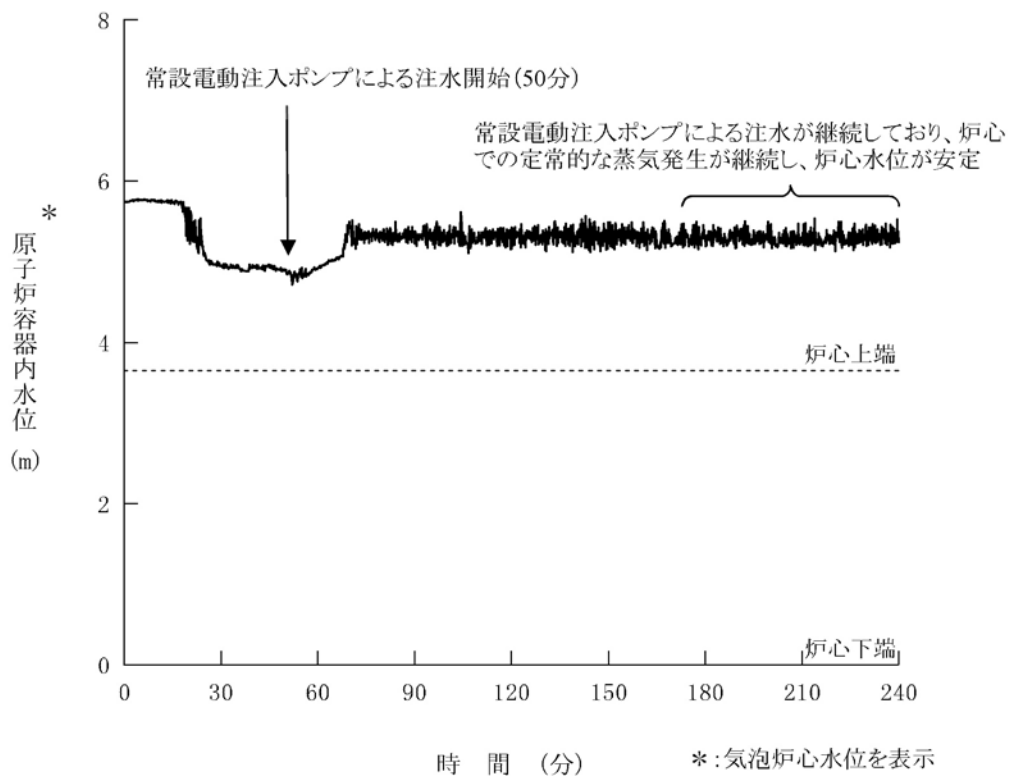
第 3.1.4.3-29 図 炉心上端ボイド率の推移



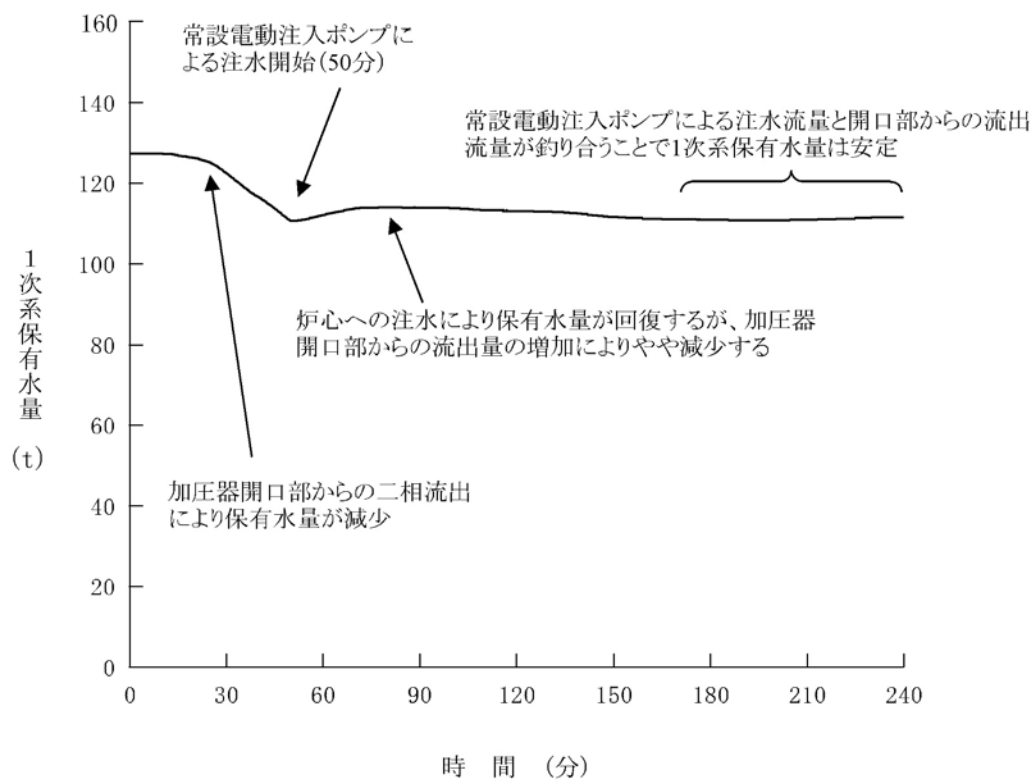
第 3.1.4.3-30 図 開口部からの流出流量と注入流量の推移



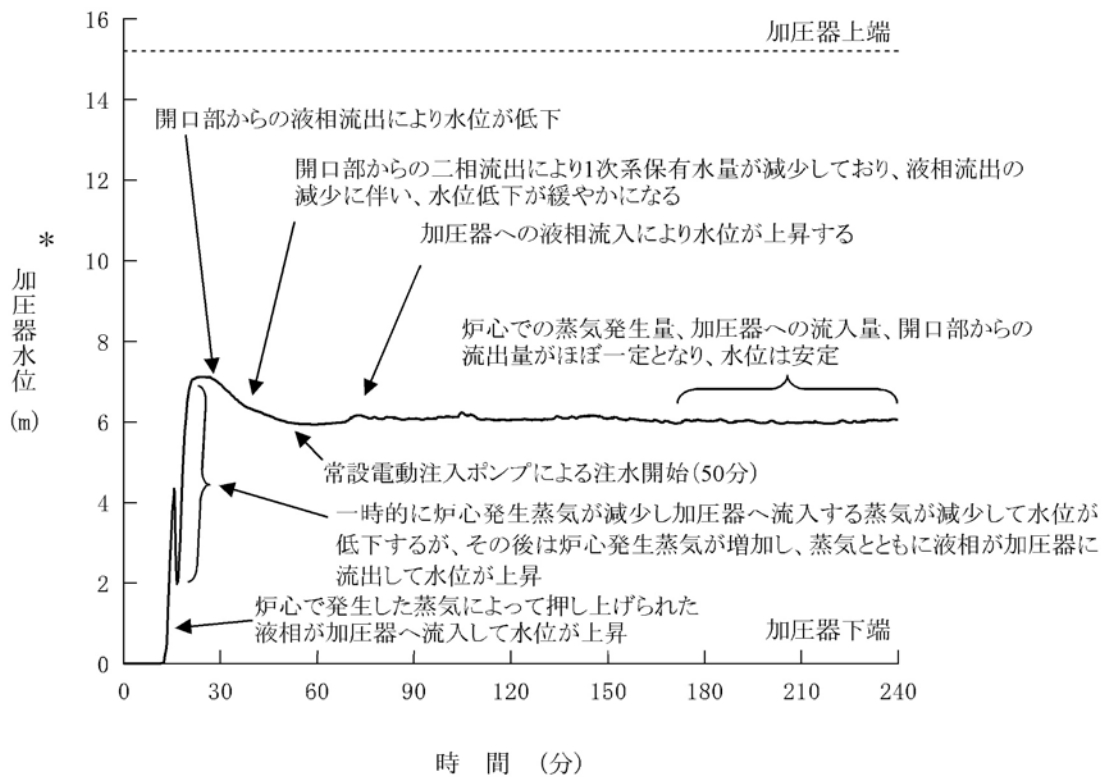
第 3.1.4.3-31 図 加圧器頂部クオリティの推移



第3.1.4.3-32図 原子炉容器内水位の推移

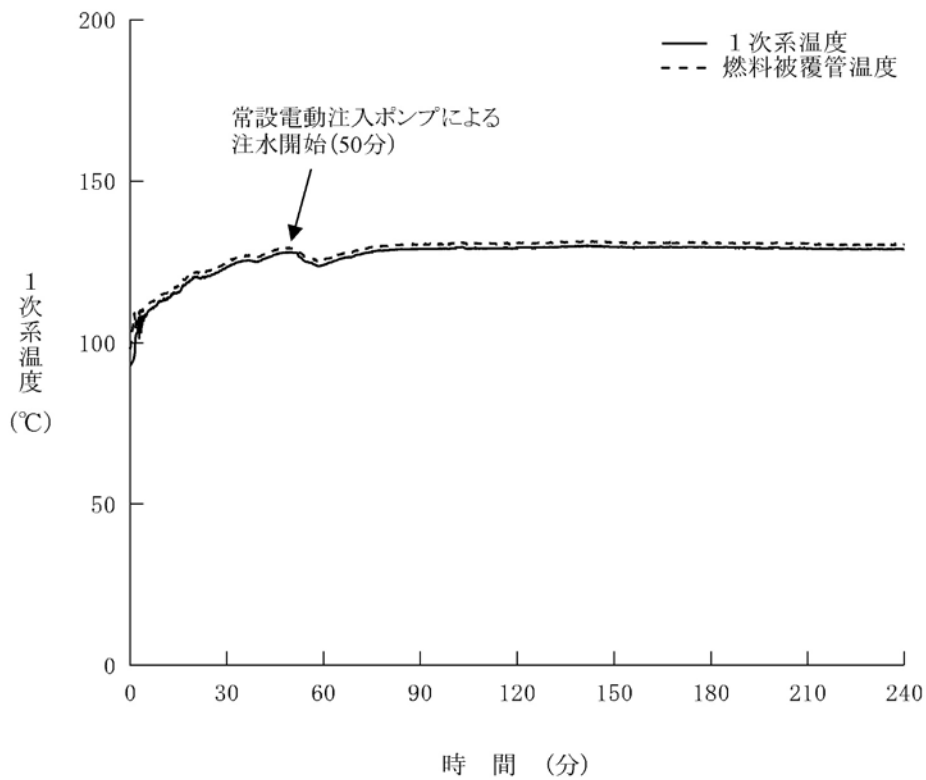


第 3.1.4.3-33 図 1 次系保有水量の推移

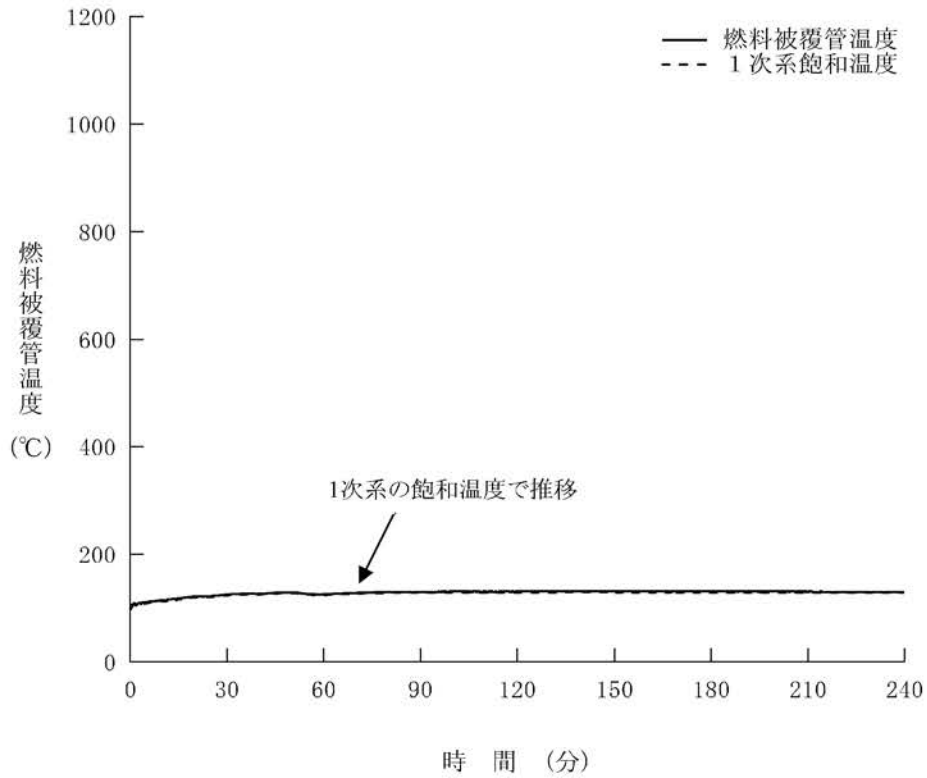


*: 加圧器下端から上端までのコラプス水位を表示

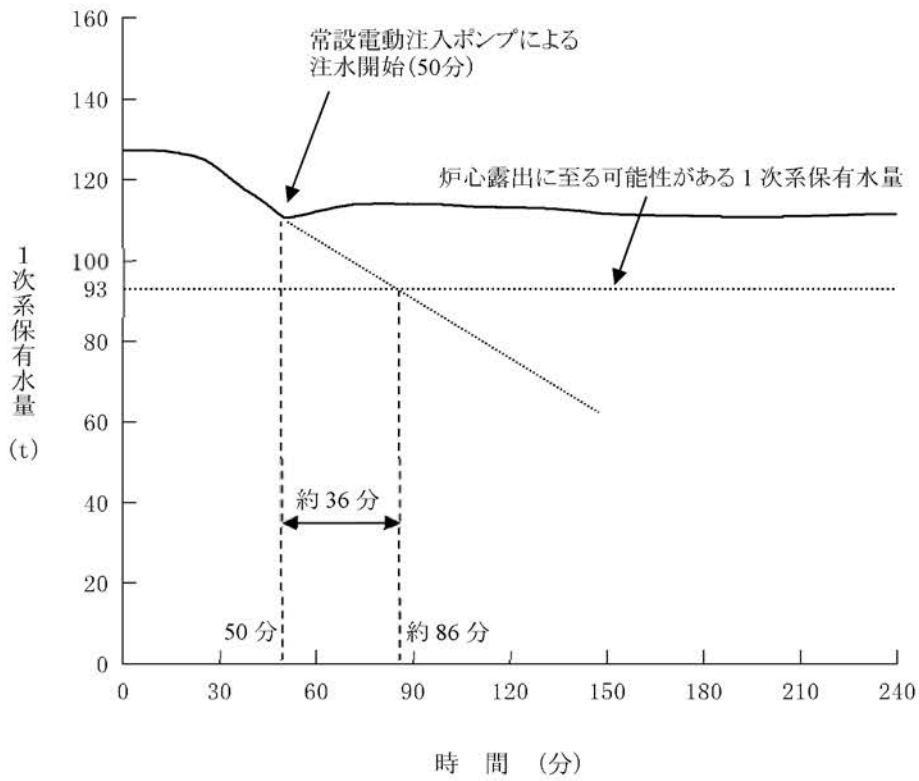
第 3.1.4.-34 図 加圧器水位の推移



第 3.1.4.3-35 図 1 次系温度の推移



第 3.1.4.3-36 図 燃料被覆管温度の推移



第 3.1.4.3-37 図 1次系保有水量の推移(炉心注水操作余裕時間評価)

3.1.4.4 地震及び津波随件事象の評価

地震随件事象は、地震による建屋内外での溢水、建屋の背後斜面等の滑り及び剥落並びに地震による建屋内外での火災が考えられる。玄海原子力発電所の敷地の立地条件を踏まえると、背後斜面等の滑り及び剥落の要因となる地形が存在しないことから、地震随件事象では建屋内外の溢水及び建屋内外での火災を考慮し、地震の単独評価で得られたクリフエッジに対して、随件事象が及ぼす影響を評価する。

津波随件事象は、津波による建屋内外の火災が考えられる。建屋内火災は、津波単独の評価において、津波高さ 13m まで建屋内への津波の流入がないことが確認されており、建屋内の火災は発生しない。また、津波高さが 13m を超えると建屋内（原子炉格納容器外）の機器のほとんどが浸水・水没するため、プラントの重要な制御・保護機能が不能となり直接炉心損傷となる。このため、津波随件事象では、津波による建屋外の火災を考慮し、津波の単独評価で得られたクリフエッジに対して、随件事象が及ぼす影響を評価する。

(1) 地震随件事象に対する評価

a. 地震随伴溢水

(a) 建屋内の防護すべき設備に関する溢水評価

イ 評価方法

地震の単独評価のクリフエッジシナリオに必要な建屋内設備へのクリフエッジ地震により損傷した機器から発生した溢水による影響について、以下の評価を実施する。

(イ) 防護すべき設備の設定

炉心損傷防止対策(出力運転時/運転停止時)、格納容器機能喪失防止対策及び SFP 燃料損傷防止対策のクリフエッジシナリオの成立のために必要な設備のうち、建屋内に設置されているものを防護すべき設備とする。

なお、構造が単純で外部からの動力の供給を必要としないもの等、溢水による影響を受けない設備は防護すべき設備に設定しない。

溢水影響評価において、防護すべき設備の考え方について、第 3.1.4.4-1 図に示す。

(ロ) 溢水源及び溢水量の設定

液体・蒸気を内包する機器のうち、HCLPF がクリフエッジより小さく、クリフエッジ地震加速度により損傷が生じるおそれのある機器を溢水源とする。

また、溢水源の選定に当たっては、評価対象号機のみならず他号機からの溢水伝ばの可能性を考慮し、他号機からの伝ばが想定される場合には、それらも溢水源に選定する。

なお、使用済燃料ピットについては、本体の破損以外にもスロッシング

により、溢水源となり得ることから、溢水源とする。

溢水量の算出に当たっては、溢水源とした機器及び配管の内包水量を溢水量として想定する。

なお、破損箇所を特定できる場合、隔離時間までの漏えい量を評価することにより溢水量を算出する。SFP のスロッシングによる溢水量は、クリフエッジ地震加速度により生じるスロッシング現象を 3 次元流動解析により評価し、SFP 外へ漏えいする水量を設定する。

(ハ) 評価区画及び溢水経路の設定

評価区画は、防護すべき設備を設置している全ての区画について設定する。評価区画は、壁、扉及び堰又はそれらの組合せによって他の区画と分離される区画として設定する。

防護すべき設備が建屋において、床面開口部（機器ハッチ、階段等）及び溢水影響評価において期待することのできる設備（水密扉、堰等）の抽出を行い溢水経路を設定する。また、溢水経路の設定に当たっては、溢水源となる機器から溢水が発生した場合に当該フロア及び下階への溢水伝ばを想定する。

(ニ) 溢水影響評価

溢水は、滞留水又は流水（蒸気を含む。）の形態で存在することから、水没影響、被水影響及び蒸気影響の観点から評価を実施する。

I 水没影響に対する評価

建屋内で発生を想定する溢水源、溢水量、評価区画及び溢水経路から算出される溢水水位と防護すべき設備が要求される機能を損なうおそ

れのある高さ(以下「機能喪失高さ」という。)を比較し、防護すべき設備の機能喪失の有無を評価する。

水没影響評価に用いる溢水水位の算出は、漏えい発生階とその経路上のすべての評価区画に対して行い、溢水水位 H は以下の式に基づいて算出する。床勾配が評価区画にある場合には、床勾配分の滞留量は考慮せず、第 3.1.4.4-2 図に示すように溢水水位の算出は床勾配高さ^{※1}分嵩上げする。

※1 床勾配の下端から上端までの高さ

$$H=Q/A + h$$

H:溢水水位[m]

Q:流入量[m³]

設定した溢水量及び溢水経路に基づき評価対象区画への流入量を算出する。

A:滞留面積[m²]

評価対象区画内と溢水経路に存在する区画の総面積を滞留面積として評価する。滞留面積は、壁及び床の盛り上がり(コンクリート基礎等)範囲を除く有効面積を滞留面積とする。

h:床勾配高さ[m](溢水評価区画に床勾配がある場合)

II 被水影響に対する評価

建屋内における溢水源からの直線軌道及び放物線状の飛散による被水又は天井面開口部若しくは貫通部からの被水により、防護すべき設備の機能喪失の有無を評価する。

具体的には、以下のいずれかの判定基準により機能喪失の有無を確

認する。

- ・ 防護すべき設備が溢水源からの直線軌道及び放射線軌道の飛散による被水^{※2}の範囲外であり、かつ、天井面の開口部又は貫通部からの被水の影響を受ける範囲外であること
- ・ 対象設備が、「JIS C 0920 電気機械器具の外郭による保護等級 (IP コード)」による保護構造を有しており、被水の影響により要求される機能を損なうおそれがないこと
- ・ 対象設備が多重性又は多様性を有しており、各々が別区画に設置されていることから、同時に要求される機能を損なうおそれのないこと

※2 溢水源からの直線軌道及び放射線軌道による被水の影響については、プラント・ウォークダウンの実施結果を踏まえて評価する。被水影響範囲の考え方を第 3.1.4.4-3 図に示す。

Ⅲ 蒸気影響に対する評価

地震起因で発生する評価区画内での漏えい蒸気及び評価区画間を拡散する漏えい蒸気により、防護すべき設備の機能喪失の有無を評価する。

なお、蒸気の漏えい源が存在しない場合は、蒸気影響に対する評価は不要である。

ロ 評価結果

(イ) 防護すべき設備の設定結果

3.1.4.2(1) 項のクリフエッジシナリオを踏まえ、シナリオ成立のために必要な設備のうち、建屋内に設置されているものの中から、第 3.1.4.4-1 図

の考え方にに基づき、防護すべき設備を選定した。

ここで、炉心損傷防止対策(出力運転時)及び格納容器機能喪失防止対策は、クリフエッジ地震加速度並びに想定するプラント運転状態が同一のため、合わせて評価することとした。

また、第 3.1.4.4-1 表及び第 3.1.4.4-2 表に、「(ハ) 評価区画及び溢水経路の設定結果」において設定する評価区画ごとの機能喪失高さが最も低い設備を示す。

なお、SFP 燃料損傷防止対策に関する防護すべき設備は、すべて屋外設備であり、建屋内の防護すべき設備はない。

(ロ) 溢水源及び溢水量の設定結果

炉心損傷防止対策(出力運転時/運転停止時)及び格納容器機能喪失防止対策のクリフエッジ地震加速度(1.10G)により損傷するおそれのある機器を溢水源として設定した。設定した溢水源及び溢水量を第 3.1.4.4-3 表及び第 3.1.4.4-4 表に示す。

なお、原子炉補助建屋及び玄海 3 号機の原子炉周辺建屋の非管理区域について、玄海 4 号機の原子炉周辺建屋で発生した溢水の伝ぱが想定されることから、伝ぱする可能性のある溢水源及び溢水量を第 3.1.4.4-5 表のとおり設定した。

SFP のスロッシングのモデル化範囲は、SFP フロアレベルの燃料取扱棟全体(原子炉周辺建屋:EL.+11.3m)とした。燃料取扱棟(原子炉周辺建屋:EL.+11.3m)の SFP 周辺の概略を第 3.1.4.4-4 図に示す。

SFP スロッシングの 3 次元流動解析条件を第 3.1.4.4-6 表に示す。これらの条件を基に、汎用 3 次元熱流体解析コード FLOW-3D を用い有限差分法により非定常流れを解いた。SFP スロッシングによる最大溢水量を第

3.1.4.4-7 表に示す。

なお、SFP 燃料損傷防止対策に関する防護すべき設備は、いずれも屋外設備であり、建屋内溢水の影響を受けないことから、スロッシング解析を行わない。

(ハ) 評価区画及び溢水経路の設定結果

評価方法に基づき設定した評価区画及び溢水経路を参考資料-3 に示す。

溢水経路は、床面開口部（機器ハッチ、階段等）及び溢水評価において期待することのできる設備（水密扉、堰等）を考慮し、「(ロ) 溢水源及び溢水量の設定結果」にて設定した溢水源となる機器について、地震時の損傷による内包流体の流出を配置図上に整理し、各評価区画における溢水経路を設定した。

(ニ) 溢水評価結果

I 水没影響に対する評価結果

溢水量から算出される各評価区画での溢水水位と、当該区画の炉心損傷防止対策（出力運転時／運転停止時）及び格納容器機能喪失防止対策の防護すべき設備の機能喪失高さが最も低い設備の評価結果を第 3.1.4.4-8 表及び第 3.1.4.4-9 表に示す。

水没影響に対しては、防護すべき設備の機能喪失高さが、発生を想定する溢水水位を上回ることから、水没の影響を受けず、地震単独の評価結果に影響を与えないことを確認した。

II 被水影響に対する評価結果

(I) プラント・ウォークダウンの実施結果

地震随伴溢水評価のうち被水影響評価にあたり必要となる基本的な情報(設計情報、運転・保守管理情報等)について、机上検討では確認が困難な情報を取得し、地震評価において特定されたクリフエッジシナリオに必要な構築物、系統及び機器(以下「SSC」という。)への被水による影響の有無を確認するため、プラント・ウォークダウンを実施した。

i. 実施方法

調査対象とする設備を第3.1.4.4-5図のフローに従い抽出し、第3.1.4.4-6図に示すチェックシートを用い、主に以下について確認を実施した。

- ・調査対象設備から直視できる範囲の溢水源の有無
- ・天井面に開口部又は貫通部の有無

ii. 実施結果

(i) 実施日

2020年3月2日

(ii) 結果

プラント・ウォークダウンの結果、調査対象設備は、被水源からの直線軌道及び放射線軌道の飛散による被水の範囲外であり、かつ天井面の開口部又は貫通部からの被水の影響を受ける範囲外であることを確認した。

(II) 被水影響評価結果

プラント・ウォークダウンの結果を踏まえ、各評価区画の代表設備の被水影響に対する評価結果を第3.1.4.1-10表及び第3.1.4.1-11表に示す。また、防護すべき設備すべての被水影響に対する評価結果を参考資料-3に示す。

地震起因による被水影響に対して、防護すべき設備が判定基準のいずれかを満足することから、被水の影響を受けず、地震単独の評価結果に影響を与えないことを確認した。

III 蒸気影響に対する評価結果

蒸気を内包する設備について HCLPF を確認した結果、HCLPF が最も小さい設備である放射化学室給気加熱コイルの値が 1.11G であり、炉心損傷防止対策(出力運転時/運転停止時)及び格納容器機能喪失防止対策におけるクリフエッジ地震加速度 1.10G を上回っていることから、蒸気影響を受けないことを確認した。

(b) 建屋外の防護すべき設備に関する溢水評価

イ 評価方法

地震により想定される屋外の溢水源を選定し、選定した溢水源がクリフエッジシナリオで必要な設備へ及ぼす影響について、以下の評価を実施する。

(イ) 地震随伴外部溢水で想定する溢水源の選定

発電所の敷地内に設置される屋外タンク等、建屋外の液体・蒸気を内包する機器のうち、地震により損傷が生じるおそれのある機器を溢水源とする。

(ロ) 防護すべき設備の選定

地震単独の評価の炉心損傷防止対策（出力運転時／運転停止時）、格納容器機能喪失防止対策及び SFP 燃料損傷防止対策のクリフエッジシナリオの成立のために必要な設備のうち建屋外に設置されるものを防護すべき設備とする。

(ハ) 溢水影響評価

建屋外で発生した溢水源による防護すべき設備の機能喪失の有無を評価する。

なお、3.1.4.2(3)項の地震及び津波の重畳評価において、地震評価におけるクリフエッジシナリオで要求される各機能が同時に発生した津波により機能を喪失しないことをそれぞれ確認し、事象が重なったとしても第 3.1.4.1-12 表及び第 3.1.4.1-13 表に示す互いのクリフエッジの値に影響しあうことがないことが確認されている。

このため、屋外で発生した溢水の水位が 3.1.4.2(2)項の津波単独の評

価結果であるクリフエッジ津波高さ 13m(敷地高さ+2m)を超えないことを確認する。

ロ 評価結果

(イ) 地震随伴外部溢水で想定する溢水源の選定結果

建屋外の溢水が想定されるものは、循環水管伸縮継手の損傷により発生する溢水、屋外に設置される大型タンク及び小型タンク類の損傷による溢水が想定される。循環水管伸縮継手の損傷により発生する溢水については、溢水が発生する海水ポンプエリア周辺に防護すべき設備がなく、溢水による影響はない。

このため、屋外に設置される大型タンク及び小型タンク類を溢水源に選定した。

なお、玄海原子力発電所の敷地内には、1号機から4号機に関連する複数の屋外タンク類が設置されているが、1、2号機側の大型タンクであるろ過水貯蔵タンク及び2次系純水タンク並びに所内用水等の小型タンク類と3号機の防護すべき設備が設置されている区画は十分な離隔距離と拡散できる敷地があることから、玄海原子力発電所第4号機の既工事計画認可申請書(平成29年9月14日付け原規規発第1709141号にて認可)添付資料8 発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書補足説明資料「8. 建屋外からの影響評価」(以下「工認補足説明資料」という。)と同様に、3号機北側の大型タンクが密集するエリアを代表とし、以下のとおり溢水源を選定した。

【大型タンク】

- ・2次系純水タンク

- ・原水タンク

【小型タンク】

- ・所内用水タンク
- ・補給水処理装置
- ・電気加熱法海水淡水化装置
- ・高塩系排水回収装置
- ・低塩系排水回収装置
- ・薬品タンクヤード
- ・排水処理装置

(ロ) 防護すべき設備の選定結果

地震単独の評価の炉心損傷防止対策(出力運転時/運転停止時)、格納容器機能喪失防止対策及び SFP 燃料損傷防止対策のクリフエッジシナリオの成立のために必要な設備のうち建屋外に設置されるものを防護すべき設備に選定した。選定した結果を参考資料-3 に示す。

(ハ) 溢水影響評価結果

(イ)項で選定した溢水源から発生する溢水水位の最大値は工認補足説明資料に示すとおり約 261mm であり、3.1.4.2(2)項の津波単独の評価結果であるクリフエッジ津波高さ 13m(敷地高さ+2m)を超えず、地震単独の評価結果に影響を与えないことを確認した。

第 3.1.4.4-1 表 防護すべき設備の選定結果(出力運転時/ CV) (1/2)

評価区画	フロア (EL.[m])	防護すべき設備(代表)*	機能喪失高さ (床上[m])
4R/B-1	11.3 (中間床)	重大事故等対処用直流コントロール センタ	0.20
4R/B-2	11.3	復水ピット水位計(4LT-3761)	0.98
4R/B-3		4C 主蒸気隔離弁(4V-MS-533C)	0.82
4R/B-4		C/V 給気ラインアニュラス入口第二ダ ンパ(4D-VS-053)	5.82
4R/B-5		4C C/V 再循環ユニット CCW 出口ライ ン外隔離弁(4V-CC-198C)	0.82
4R/B-6		排気筒入口第二ダンパ(4D-VS-106)	4.84
4R/B-7		4B アニュラス空気浄化全量排気弁 (4V-VS-102B)	0.66
4R/B-8		3.7m (中間床)	タービン動補助給水ポンプ盤 (4TDAP-A)
4R/B-9	3.7	T/D AFWP 駆動蒸気入口弁 A (4V-MS-570A)	7.46
4R/B-10		格納容器内高レンジエリアモニタ 前置増幅器(4RX-92BA)	1.07
4R/B-11		4C1 動力変圧器	0.02
4R/B-12		計装用電源盤(4IPC-A)	0.10
4R/B-13		計装用電源盤(4IPC-B)	0.10
4R/B-14		4B 蓄電池	0.50
4R/B-15		4A 蓄電池	0.50
4R/B-16		電気式水素燃焼装置変圧器盤 (4HCTC-2)	0.30
4R/B-17		4B アニュラス空気浄化ファン入口ダン パ(4D-VS-101B)	0.37
4R/B-18		CVDT 窒素供給ライン外隔離弁 (4V-WL-098)	0.68

※ 各評価区画において、炉心損傷防止対策(出力運転時)及び格納容器機能喪失防止対策の防護すべき設備のうち、機能喪失高さが最も低い設備を示す。

第 3.1.4.4-1 表 防護すべき設備の選定結果(出力運転時/CV) (2/2)

評価区画	フロア (EL.[m])	防護すべき設備(代表)*	機能喪失高さ (床上[m])
4R/B-19	-3.5	タービン動補助給水ポンプ(4-TDAFWP)	0.65
4R/B-20		4A 制御用空気供給ライン外隔離弁 (4V-IA-508A)	0.46
4R/B-21		蓄圧タンクサンプルライン外隔離弁 (4V-SS-564)	3.50
4R/B-22		燃料取替用水ピット水位計 (4LT-1400)	1.10
4R/B-23		4B 制御用空気供給ライン外隔離弁 (4V-IA-508B)	0.49
4R/B-24	-11.0	4A CCWP 出口弁(4V-CC-063A)	0.65
4R/B-25		重大事故等対処用変圧器受電盤	0.22
4R/B-26		4A 高圧注入ポンプ第一ミニフロー弁 (4V-SI-015A)	0.55
4R/B-27		4B 高圧注入ポンプ第一ミニフロー弁 (4V-SI-015B)	0.56
4R/B-29	-18.0	余熱除去ポンプ出口流量計 (4FT-611)	1.12
A/B-3	11.3	主盤(4MCB)	0.11
A/B-5		重大事故等対処用入出力盤 (4SAIO)	0.49
A/B-7		事故時放射線監視盤(4PRMC-Ⅲ)	0.05
A/B-8		事故時放射線監視盤(4PRMC-Ⅳ)	0.06
A/B-9		中央制御室外気取入ダンパ駆動用 空気圧力計(4PC-2840)	0.60
A/B-11		常設代替電源接続盤	0.58
A/B-20	3.7	中央制御室外換気空調盤 (4VEP(A)-1)	0.40
A/B-21		中央制御室外換気空調盤 (4VEP(B)-1)	0.40
A/B-22		4D1 動力変圧器	0.02
A/B-33		代替電源分岐連絡盤 2- I	0.75
A/B-25	-3.5	1 次系試料採取装置盤(4PSSP-1)	0.80

※ 各評価区画において、炉心損傷防止対策(出力運転時)及び格納容器機能喪失防止対策の防護すべき設備のうち、機能喪失高さが最も低い設備を示す。

第 3.1.4.4-2 表 防護すべき設備の選定結果(運転停止時)

評価区画	フロア (EL.[m])	防護すべき設備(代表)*	機能喪失高さ (床上[m])
4R/B-1	11.3 (中間床)	重大事故等対処用直流コントロールセンタ	0.20
4R/B-5	11.3	4C C/V 再循環ユニット CCW 出口ライン 外隔離弁(4V-CC-198C)	0.82
4R/B-11	3.7	4C1 動力変圧器	0.02
4R/B-12		計装用電源盤(4IPC-A)	0.10
4R/B-13		計装用電源盤(4IPC-B)	0.10
4R/B-14		4B 蓄電池	0.50
4R/B-15		4A 蓄電池	0.50
4R/B-20		-3.5	CRDM 冷却ユニット CCW 出口ライン外 隔離弁(4V-CC-348)
4R/B-21	4B 高圧注入ライン外隔離弁 (4V-SI-062B)		3.50
4R/B-22	燃料取替用水ピット水位計(4LT-1400)		1.10
4R/B-23	RCP、余剰抽出冷却器 CCW 入口ライン 外隔離弁(4V-CC-403)		1.21
4R/B-24	4A CCWP 出口弁(4V-CC-063A)		0.65
4R/B-25	-11.0	重大事故等対処用変圧器受電盤	0.22
4R/B-27		4B 高圧注入ポンプ第一ミニフロー弁 (4V-SI-015B)	0.56
4R/B-28		4B C/V 再循環サンプル外隔離弁 (4V-SI-093B)	2.74
4R/B-29		余熱除去ポンプ出口流量計(4FT-611)	1.12
4R/B-30	-18.0	4B 高圧注入ポンプ(4B-SIP)	0.35
A/B-3	11.3	主盤(4MCB)	0.11
A/B-5		重大事故等対処用入出力盤(4SAIO)	0.49
A/B-7		原子炉安全保護シーケンス盤 (4RSSC G1(A))	0.11
A/B-8		原子炉安全保護シーケンス盤 (4RSSC G1(B))	0.12
A/B-11		常設代替電源接続盤	0.58
A/B-20		3.7	中央制御室外換気空調盤(4VEP(A)-1)
A/B-21	中央制御室外換気空調盤(4VEP(B)-1)		0.40
A/B-22	4D1 動力変圧器		0.02
A/B-33	代替電源分岐連絡盤 2- I		0.75

※ 各評価区画において、機能喪失高さが最も低い設備を示す。

第 3.1.4.4-3 表 地震に起因する溢水源リスト(管理区域)

建屋	フロア (EL.[m])	溢水源	溢水量 [m ³]	備考
原子炉周辺 建屋	11.3	使用済燃料ピットスロッシング	39.6	—
		4号樹脂タンク	0.5	
	3.7	4号ほう酸補給タンク	1.5	
	-3.5	4号1次系薬品タンク	0.1	
		4号亜鉛注入装置	0.1	
原子炉補助 建屋	3.7	3号樹脂タンク	0.5	—
		洗浄排水濃縮液タンク	6.0 [*]	※左記の溢水源からの合計量を示す
		洗浄排水濃縮液移送ポンプ		
		洗浄排水処理装置薬品注入装置	0.3	—
	-3.5	3号ほう酸補給タンク	1.5	—
		3号1次系薬品タンク	0.1	—
		3号亜鉛注入装置	0.1	—
		廃液蒸発装置中和剤注入装置	0.4	—
		ほう酸回収装置脱塩塔フィルタ	58.5 [*]	※左記の溢水源と“#1”の合計量を示す
		ほう酸回収装置混床式脱塩塔		
		廃液フィルタ	29.7 [*]	※左記の溢水源と“#2”の合計量を示す
		廃液蒸留水脱塩塔		
	-11.0	ほう酸回収装置	#1	—
		廃液蒸発装置	#2	—
		除湿装置	0.2	—
		ガス圧縮装置	0.3	—
	-18.0	酸液ドレンタンク	0.3 [*]	※左記の溢水源からの合計量を示す
		酸液ドレンタンク中和装置 か性ソーダ計量タンク		

第 3.1.4.4-4 表 地震に起因する溢水源リスト(非管理区域)

建屋	フロア (EL.[m])	溢水源	溢水量 [m ³]	備考
原子炉周辺 建屋	11.3	4号格納容器冷却ユニット	2.5	—
	-3.5	4号薬液混合タンク	0.1	
原子炉補助 建屋	11.3	3号格納容器冷却ユニット	2.5	—

第 3.1.4.4-5 表 玄海 3 号機からの伝ばを想定する溢水源リスト(非管理区域)

建屋	フロア (EL.[m])	溢水源	溢水量 [m ³]	備考
原子炉周辺 建屋	-2.2	3 号薬液混合タンク	0.1	—

第 3.1.4.4-6 表 3 次元流動解析に用いた評価条件

モデル化範囲	SFP のあるフロアレベルの燃料取扱棟全体(原子炉周辺建屋(EL.+11.3m))
境界条件	<ul style="list-style-type: none"> ・建屋外への流出境界はシャッター位置とする。 ・建屋内の室内外への出入口も流出境界とする。 ・鉛直方向の上部は開放とし、他は壁による境界を設定
蓋で閉鎖する箇所※	機器ハッチ、新燃料貯蔵庫、除染ピット
初期水位	EL.+10.96m(高水位警報設定値)
評価用地震波	<ul style="list-style-type: none"> ・Ss 地震動(スペクトルベース:Ss540R-1)の 2.02 倍(地震評価における炉心損傷防止対策(出力運転時・運転停止時)及び格納容器機能喪失防止対策のクリフエッジ地震加速度:1.10G を包絡できる値)による燃料取扱棟 EL.+11.3m の応答を使用 ・応答スペクトルベースに対し、EW 方向と UD 方向、NS 方向と UD 方向で評価する。
その他	<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料ラックは考慮せず、SFP 内の水は全て揺動する。 ・SFP 周りに設置されているフェンスによる SFP 水のはね返り挙動は考慮しない。

※ 機器搬入ハッチ、新燃料貯蔵庫及び除染ピットは蓋で閉止する条件とし、機器搬入ハッチ及び新燃料貯蔵庫へ溢水するピット水はすべて溢水量として評価する。

第 3.1.4.4-7 表 SFP のスロッシングによる最大溢水量

EW 方向、UD 方向	39.6m ³
NS 方向、UD 方向	27.5m ³

第 3.1.4.4-8 表 炉心損傷防止対策(出力運転時)及び格納容器機能喪失防止対策 水没影響評価結果(1/2)

建屋	区域区分	EL.[m]	評価区画	防護すべき設備	溢水量 [m ³]	滞留面積 [m ²]	床勾配 [m]	①溢水水位 (床上[m])	②機能喪失高さ (床上[m])	影響評価	判定
原子炉周辺 建屋	管理区域	11.3	4R/B-5	4C C/V 再循環ユニット CCW 出口ライン外隔離弁(4V-CC-198C)	40.1	1071.0	0	0.038	0.82	①<②	○
			4R/B-6	排気筒入口第二ダンパ(4D-VS-106)	40.1	948.2	0	0.043	4.84	①<②	○
			4R/B-7	4B アンユラス空気浄化全量排気弁(4V-VS-102B)	39.6	537.6	0	0.074	0.66	①<②	○
		3.7	4R/B-10	格納容器内高レンジエリアモニタ前置増幅器(4RX-92BA)	41.6	513.9	0.05	0.131	1.07	①<②	○
			4R/B-16	電気式水素燃焼装置変圧器盤(4HCTC-2)	41.6	295.8	0	0.141	0.30	①<②	○
			4R/B-17	4B アンユラス空気浄化ファン入口ダンパ(4D-VS-101B)	40.1	461.8	0	0.087	0.37	①<②	○
			4R/B-18	CVDT 窒素供給ライン外隔離弁(4V-WL-098)	41.6	530.0	0.05	0.129	0.68	①<②	○
		-3.5	4R/B-20	4A 制御用空気供給ライン外隔離弁(4V-IA-508A)	溢水源及び他区画からの溢水伝ばなし				0.46	—	○
			4R/B-21	蓄圧タンクサンプルライン外隔離弁(4V-SS-564)					3.50	—	○
			4R/B-22	燃料取替用水ピット水位計(4LT-1400)	41.8	193.4	0	0.217	1.10	①<②	○
			4R/B-23	4B 制御用空気供給ライン外隔離弁(4V-IA-508B)	41.8	425.4	0	0.099	0.49	①<②	○
		-11.0	4R/B-25	重大事故等対処用変圧器受電盤	溢水源及び他区画からの溢水伝ばなし				0.22	—	○
			4R/B-26	4A 高圧注入ポンプ第一ミニフロー弁(4V-SI-015A)					0.55	—	○
			4R/B-27	4B 高圧注入ポンプ第一ミニフロー弁(4V-SI-015B)	41.8	368.6	0.05	0.164	0.56	①<②	○
		-18.0	4R/B-29	余熱除去ポンプ出口流量計(4FT-611)	139.4 ^{※1}	796.6 ^{※1}	0.05	0.225 ^{※1}	1.12	①<②	○

※1 原子炉補助建屋で発生した溢水が原子炉周辺建屋に伝ばすることを考慮し、北側/南側ポンプエリア全体に広がった場合の値

第 3.1.4.4-8 表 炉心損傷防止対策(出力運転時)及び格納容器機能喪失防止対策 水没影響評価結果(2/2)

建屋	区域区分	EL.[m]	評価区画	防護すべき設備	溢水量 [m ³]	滞留面積 [m ²]	床勾配 [m]	①溢水水位 (床上[m])	②機能喪失高さ (床上[m])	影響評価	判定
原子炉周辺 建屋	非管理 区域	11.3 (中間床)	4R/B-1	重大事故等対処用直流コントロール センタ	溢水源及び他区画からの溢水伝ばなし				0.20	—	○
		11.3	4R/B-2	復水ピット水位計(4LT-3761)					0.98	—	○
			4R/B-3	4C 主蒸気隔離弁(4V-MS-533C)					0.82	—	○
		3.7m (中間床)	4R/B-4	C/V 給気ラインアニュラス入口第二ダ ンパ(4D-VS-053)	2.5	481.5	0	0.006	5.82	①<②	○
			4R/B-8	タービン動補助給水ポンプ盤 (4TDAP-A)	溢水源及び他区画からの溢水伝ばなし				0.48	—	○
		3.7	4R/B-9	T/D AFWP 駆動蒸気入口弁 A (4V-MS-570A)					7.46	—	○
			4R/B-11	4C1 動力変圧器					0.02	—	○
			4R/B-12	計装用電源盤(4IPC-A)					0.10	—	○
			4R/B-13	計装用電源盤(4IPC-B)					0.10	—	○
			4R/B-14	4B 蓄電池					0.50	—	○
			4R/B-15	4A 蓄電池					0.50	—	○
		-3.5	4R/B-19	タービン動補助給水ポンプ(4-TDAFWP)	0.2 ^{※2}	116.9	0	0.002	0.65	①<②	○
-11.0	4R/B-24	4A CCWP 出口弁(4V-CC-063A)	0.2 ^{※2}	676.8	0.05	0.051	0.65	①<②	○		
原子炉補助 建屋	管理区域	11.3	A/B-11	常設代替電源接続盤	溢水源及び他区画からの溢水伝ばなし				0.58	—	○
		3.7	A/B-33	代替電源分岐連絡盤 2- I	6.8	709.8	0	0.010	0.75	①<②	○
		-3.5	A/B-25	1 次系試料採取装置盤(4PSSP-1)	95.4	548.2	0.05	0.225	0.80	①<②	○
	非管理 区域	11.3	A/B-3	主盤(4MCB)	溢水源及び他区画からの溢水伝ばなし				0.11	—	○
			A/B-5	重大事故等対処用入出力盤(4SAIO)					0.49	—	○
			A/B-7	事故時放射線監視盤(4PRMC-Ⅲ)					0.05	—	○
			A/B-8	事故時放射線監視盤(4PRMC-Ⅳ)					0.06	—	○
		A/B-9	中央制御室外気取入ダンパ駆動用 空気圧力計(4PC-2840)	5.0 ^{※3}	1434.7	0	0.004	0.60	①<②	○	
		3.7	A/B-20	中央制御室外換気空調盤(4VEP(A)-1)	溢水源及び他区画からの溢水伝ばなし				0.40	—	○
			A/B-21	中央制御室外換気空調盤(4VEP(B)-1)					0.40	—	○
A/B-22	4D1 動力変圧器		0.02	—					○		

※2 玄海 3 号機原子炉周辺建屋からの溢水伝ば(3 号薬液混合タンク:0.1m³)を考慮した値

※3 玄海 4 号機原子炉周辺建屋からの溢水伝ば(4 号格納容器冷却ユニット:2.5m³)を考慮した値

第 3.1.4.4-9 表 炉心損傷防止対策(運転停止時)水没影響評価結果

建屋	区域区分	EL.[m]	評価区画	防護すべき設備	溢水量 [m ³]	滞留面積 [m ²]	床勾配 [m]	①溢水水位 (床上[m])	②機能喪失高さ (床上[m])	影響評価	判定
原子炉周辺 建屋	管理区域	11.3	4R/B-5	4C C/V 再循環ユニット CCW 出口ライン外隔離弁 (4V-CC-198C)	40.1	1071.0	0	0.038	0.82	①<②	○
		-3.5	4R/B-20	CRDM 冷却ユニット CCW 出口ライン外隔離弁 (4V-CC-348)	溢水源及び他区画からの溢水伝ばなし				3.79	—	○
			4R/B-21	4B 高圧注入ライン外隔離弁 (4V-SI-062B)					3.50	—	○
			4R/B-22	燃料取替用水ピット水位計 (4LT-1400)	41.8	193.4	0	0.217	1.10	①<②	○
			4R/B-23	RCP、余剰抽出冷却器 CCW 入口ライン外隔離弁 (4V-CC-403)	41.8	425.4	0	0.099	1.21	①<②	○
		-11.0	4R/B-25	重大事故等対処用変圧器受電盤	溢水源及び他区画からの溢水伝ばなし				0.22	—	○
			4R/B-27	4B 高圧注入ポンプ第一ミニフロー弁 (4V-SI-015B)	41.8	368.6	0.05	0.164	0.56	①<②	○
			4R/B-28	4B C/V 再循環サンプ外隔離弁 (4V-SI-093B)	溢水源及び他区画からの溢水伝ばなし				2.74	—	○
	-18.0	4R/B-29	余熱除去ポンプ出口流量計 (4FT-611)	139.4 ^{*1}	796.6 ^{*1}	0.05	0.225 ^{*1}	1.12	①<②	○	
		4R/B-30	4B 高圧注入ポンプ (4B-SIP)	139.4 ^{*1}	796.6 ^{*1}	0.05	0.225 ^{*1}	0.35	①<②	○	
	非管理区域	11.3 (中間床)	4R/B-1	重大事故等対処用直流コントロールセンタ	溢水源及び他区画からの溢水伝ばなし				0.20	—	○
		3.7	4R/B-11	4C1 動力変圧器					0.02	—	○
			4R/B-12	計装用電源盤 (4IPC-A)					0.10	—	○
			4R/B-13	計装用電源盤 (4IPC-B)					0.10	—	○
4R/B-14			4B 蓄電池					0.50	—	○	
4R/B-15			4A 蓄電池					0.50	—	○	
-11.0	4R/B-24	4A CCWP 出口弁 (4V-CC-063A)	0.2 ^{*2}	676.8	0.05	0.051	0.65	①<②	○		
原子炉補助 建屋	管理区域	11.3	A/B-11	常設代替電源接続盤	溢水源及び他区画からの溢水伝ばなし				0.58	—	○
		3.7	A/B-33	代替電源分岐連絡盤 2- I	6.8	709.8	0	0.010	0.75	①<②	○
	非管理区域	11.3	A/B-3	主盤 (4MCB)	溢水源及び他区画からの溢水伝ばなし				0.11	—	○
			A/B-5	重大事故等対処用入出力盤 (4SAIO)					0.49	—	○
			A/B-7	原子炉安全保護シーケンス盤 (4RSSC G1(A))					0.11	—	○
		A/B-8	原子炉安全保護シーケンス盤 (4RSSC G1(B))					0.12	—	○	
		3.7	A/B-20	中央制御室外換気空調盤 (4VEP(A)-1)					0.40	—	○
A/B-21	中央制御室外換気空調盤 (4VEP(B)-1)						0.40	—	○		
A/B-22	4D1 動力変圧器					0.02	—	○			

※1 原子炉補助建屋で発生した溢水が原子炉周辺建屋に伝ばすることを考慮し、北側/南側ポンプエリア全体に広がった場合の値

※2 玄海 3 号機原子炉周辺建屋からの溢水伝ば (3 号薬液混合タンク:0.1m³) を考慮した値

第 3.1.4.4-10 表 炉心損傷防止対策(出力運転時)及び格納容器機能喪失防止対策 被水影響評価結果の例(1/3)

建屋	EL.[m]	評価区画	防護すべき設備	影響評価	判定
原子炉周辺 建屋	11.3 (中間床)	4R/B-1	重大事故等対処用直流コントロールセンタ	被水源からの直線軌道及び放射線軌道の飛散による被水の範囲外であり、かつ天井面の開口部又は貫通部からの被水の影響を受ける範囲外である。	○
		4R/B-2	復水ピット水位計(4LT-3761)		
		4R/B-3	4C 主蒸気隔離弁(4V-MS-533C)		
		4R/B-4	C/V 給気ラインアニュラス入口第二ダンパ(4D-VS-053)		
		4R/B-5	4C C/V 再循環ユニット CCW 出口ライン外隔離弁(4V-CC-198C)		
		4R/B-6	排気筒入口第二ダンパ(4D-VS-106)		
		4R/B-7	4B アニュラス空気浄化全量排気弁(4V-VS-102B)		
	3.7 (中間床)	4R/B-8	タービン動補助給水ポンプ盤(4TDAP-A)		
	3.7	4R/B-9	T/D AFWP 駆動蒸気入口弁 A(4V-MS-570A)		
		4R/B-10	格納容器内高レンジエリアモニタ前置増幅器(4RX-92BA)		
		4R/B-11	4C1 動力変圧器		
		4R/B-12	計装用電源盤(4IPC-A)		
		4R/B-13	計装用電源盤(4IPC-B)		
		4R/B-14	4B 蓄電池		

第 3.1.4.4-10 表 炉心損傷防止対策(出力運転時)及び格納容器機能喪失防止対策 被水影響評価結果の例(2/3)

建屋	EL.[m]	評価区画	防護すべき設備	影響評価	判定
原子炉周辺 建屋	3.7	4R/B-15	4A 蓄電池	被水源からの直線軌道及び放射線軌道の飛散による被水の範囲外であり、かつ天井面の開口部又は貫通部からの被水の影響を受ける範囲外である。	○
		4R/B-16	電気式水素燃焼装置変圧器盤(4HCTC-2)		
		4R/B-17	4B アニユラス空気浄化ファン入口ダンパ(4D-VS-101B)		
		4R/B-18	CVDT 窒素供給ライン外隔離弁(4V-WL-098)		
	-3.5	4R/B-19	タービン動補助給水ポンプ(4-TDAFWP)		
		4R/B-20	4A 制御用空気供給ライン外隔離弁(4V-IA-508A)		
		4R/B-21	蓄圧タンクサンプルライン外隔離弁(4V-SS-564)		
		4R/B-23	RCP、余剰抽出冷却器 CCW 入口ライン外隔離弁(4V-CC-403)		
		4R/B-22	燃料取替用水ピット水位計(4LT-1400)		

第 3.1.4.4-10 表 炉心損傷防止対策(出力運転時)及び格納容器機能喪失防止対策 被水影響評価結果の例(3/3)

建屋	EL.[m]	評価区画	防護すべき設備	影響評価	判定
原子炉周辺 建屋	-11.0	4R/B-24	4A CCWP 出口弁(4V-CC-063A)	被水源からの直線軌道及び放射線軌道の飛散による被水の範囲外であり、かつ天井面の開口部又は貫通部からの被水の影響を受ける範囲外である。	○
		4R/B-25	重大事故等対処用変圧器受電盤		
		4R/B-26	4A 高圧注入ポンプ第一ミニフロー弁(4V-SI-015A)		
		4R/B-27	4B 高圧注入ポンプ第一ミニフロー弁(4V-SI-015B)		
	-18.0	4R/B-29	余熱除去ポンプ出口流量計(4FT-611)		
原子炉補助 建屋	11.3	A/B-3	主盤(4MCB)		
		A/B-5	重大事故等対処用入出力盤(4SAIO)		
		A/B-7	原子炉安全保護シーケンス盤(4RSSC G1(A))		
		A/B-8	原子炉安全保護シーケンス盤(4RSSC G1(B))		
		A/B-9	中央制御室外気取入ダンパ駆動用空気圧力計(4PC-2840)		
		A/B-11	常設代替電源接続盤		
	3.7	A/B-20	中央制御室外換気空調盤(4VEP(A)-1)		
		A/B-21	中央制御室外換気空調盤(4VEP(B)-1)		
		A/B-22	4D1 動力変圧器		
		A/B-33	代替電源分岐連絡盤 2- I		
	-3.5	A/B-25	1 次系試料採取装置盤(4PSSP-1)		

第 3.1.4.4-11 表 炉心損傷防止対策(運転停止時)被水影響評価結果の例(1/2)

建屋	EL.[m]	評価区画	防護すべき設備	影響評価	判定
原子炉周辺 建屋	11.3 (中間床)	4R/B-1	重大事故等対処用直流コントロールセンタ	被水源からの直線軌道及び放射線軌道の飛散による被水の範囲外であり、かつ天井面の開口部又は貫通部からの被水の影響を受ける範囲外である。	○
	11.3	4R/B-5	4C C/V 再循環ユニット CCW 出口ライン外隔離弁(4V-CC-198C)		
	3.7	4R/B-11	4C1 動力変圧器		
		4R/B-12	計装用電源盤(4IPC-A)		
		4R/B-13	計装用電源盤(4IPC-B)		
		4R/B-14	4B 蓄電池		
		4R/B-15	4A 蓄電池		
	-3.5	4R/B-20	CRDM 冷却ユニット CCW 出口ライン外隔離弁(4V-CC-348)		
		4R/B-21	4B 高圧注入ライン外隔離弁(4V-SI-062B)		
		4R/B-23	RCP、余剰抽出冷却器 CCW 入口ライン外隔離弁(4V-CC-403)		
		4R/B-22	燃料取替用水ピット水位計(4LT-1400)		

第 3.1.4.4-11 表 炉心損傷防止対策(運転停止時)被水影響評価結果の例(2/2)

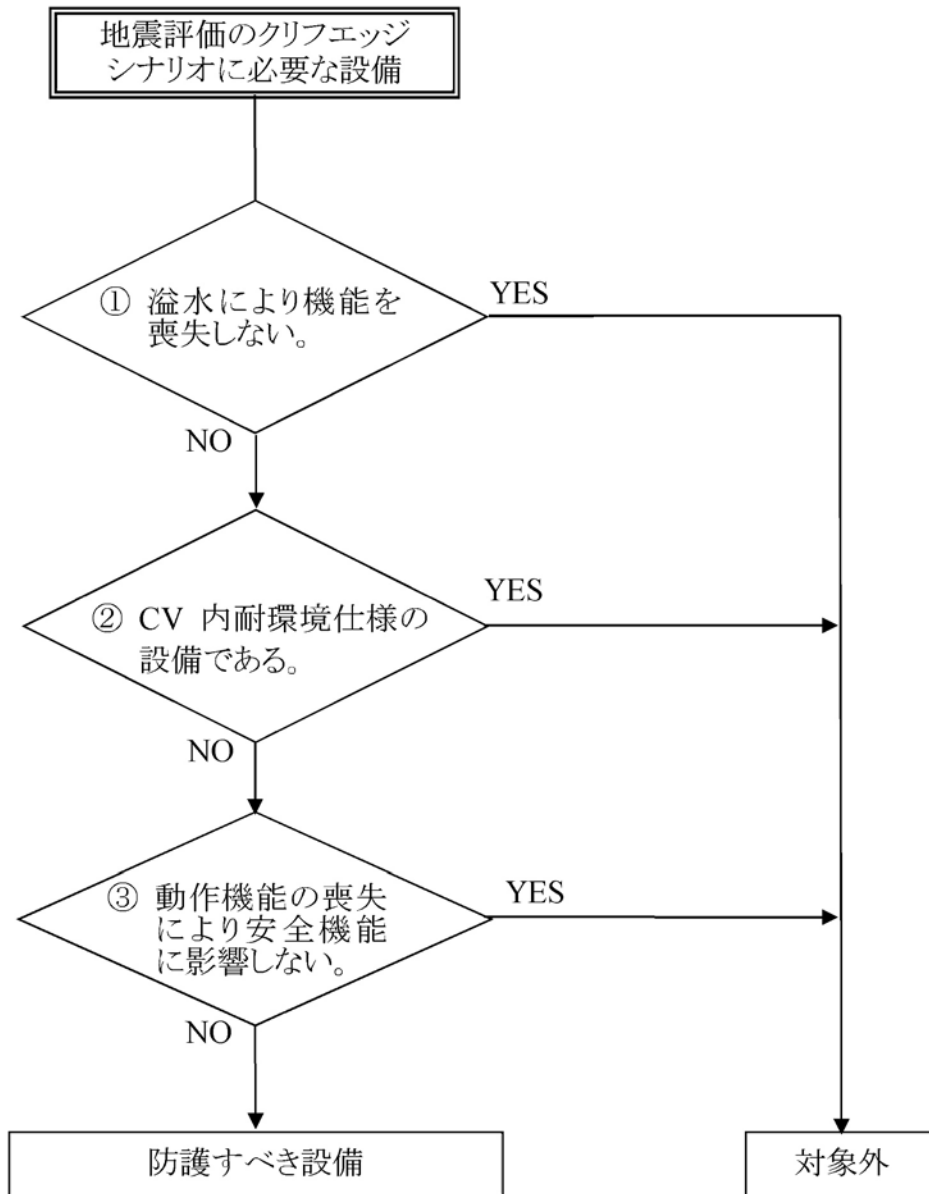
建屋	EL.[m]	評価区画	防護すべき設備	影響評価	判定
原子炉周辺 建屋	-11.0	4R/B-24	4A CCWP 出口弁(4V-CC-063A)	被水源からの直線軌道及び放射線軌道の飛散による被水の範囲外であり、かつ天井面の開口部又は貫通部からの被水の影響を受ける範囲外である。	○
		4R/B-25	重大事故等対処用変圧器受電盤		
		4R/B-27	4B 高圧注入ポンプ第一ミニフロー弁(4V-SI-015B)		
		4R/B-28	4B C/V 再循環サンプ外隔離弁(4V-SI-093B)		
	-18.0	4R/B-29	余熱除去ポンプ出口流量計(4FT-611)		
		4R/B-30	4B 高圧注入ポンプ(4B-SIP)		
原子炉補助 建屋	11.3	A/B-3	主盤(4MCB)		
		A/B-5	重大事故等対処用入出力盤(4SAIO)		
		A/B-7	原子炉安全保護シーケンス盤(4RSSC G1(A))		
		A/B-8	原子炉安全保護シーケンス盤(4RSSC G1(B))		
		A/B-11	常設代替電源接続盤		
	3.7	A/B-20	中央制御室外換気空調盤(4VEP(A)-1)		
		A/B-21	中央制御室外換気空調盤(4VEP(B)-1)		
		A/B-22	4D1 動力変圧器		
		A/B-33	代替電源分岐連絡盤 2- I		

第 3.1.4.4-12 表 地震評価におけるクリフエッジ地震加速度

評価項目			クリフエッジ 地震加速度
地震	出力運転時	炉心	1,080Gal
		格納容器	1,080Gal
		SFP 燃料	1,135Gal
	運転停止時	炉心	1,080Gal

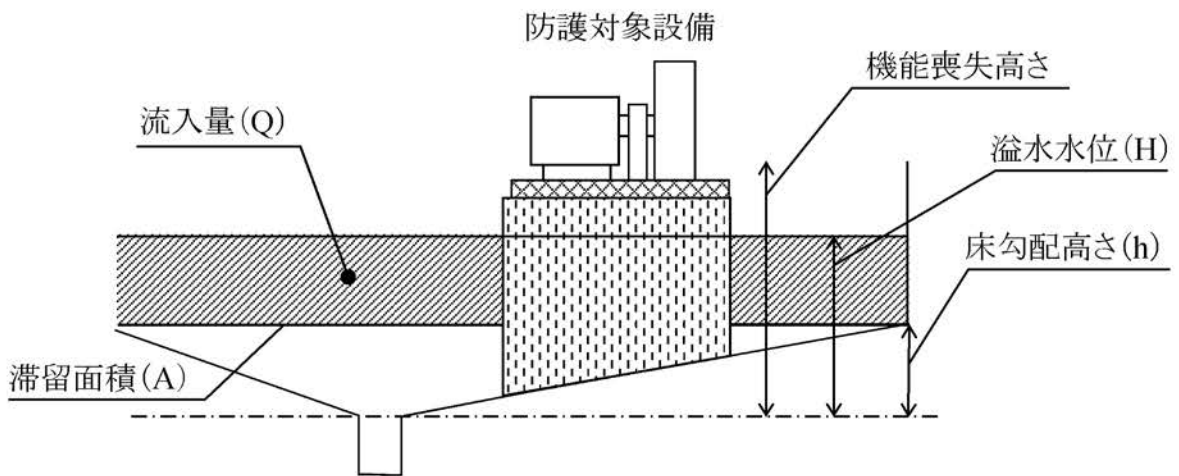
第 3.1.4.4-13 表 津波評価におけるクリフエッジ許容津波高さ

評価項目			クリフエッジ 許容津波高さ
津波	出力運転時	炉心	13m
		格納容器	13m
		SFP 燃料	28m
	運転停止時	炉心	13m

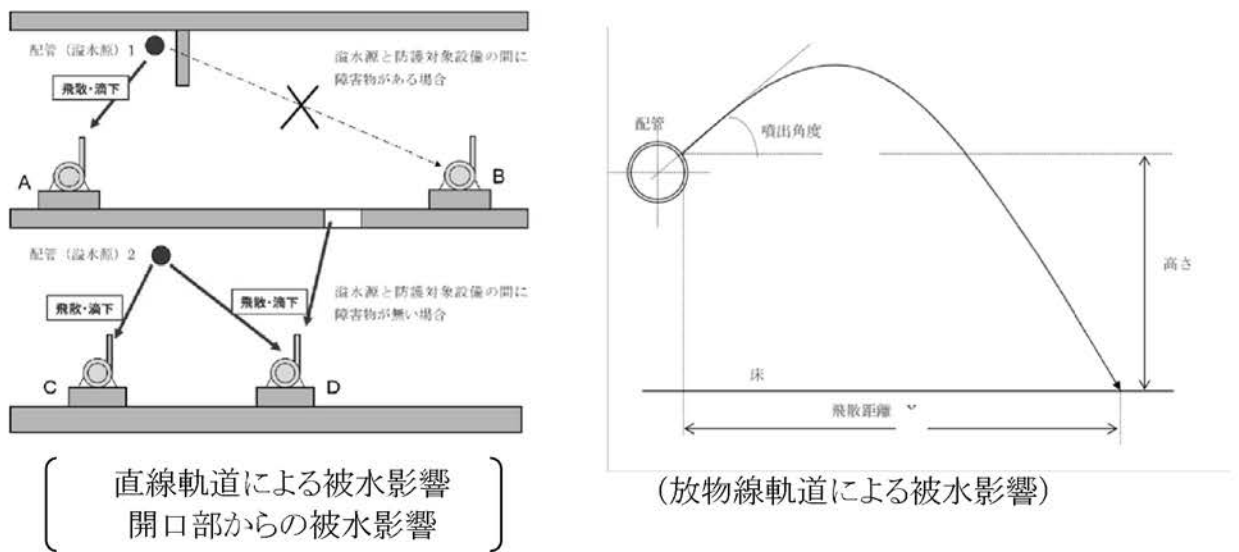


- ① 構造が単純で外部から動力の供給を必要としない容器、熱交換器、フィルタ、安全弁、逆止弁、手動弁、配管類等
- ② 想定される溢水に対して要求される機能を損なわない設計としている原子炉格納容器内に設置された設備
- ③ フェイル位置で要求される機能を損なわない弁及びバウンダリ維持の観点から地震の機器リストに含まれている機能要求のないポンプ

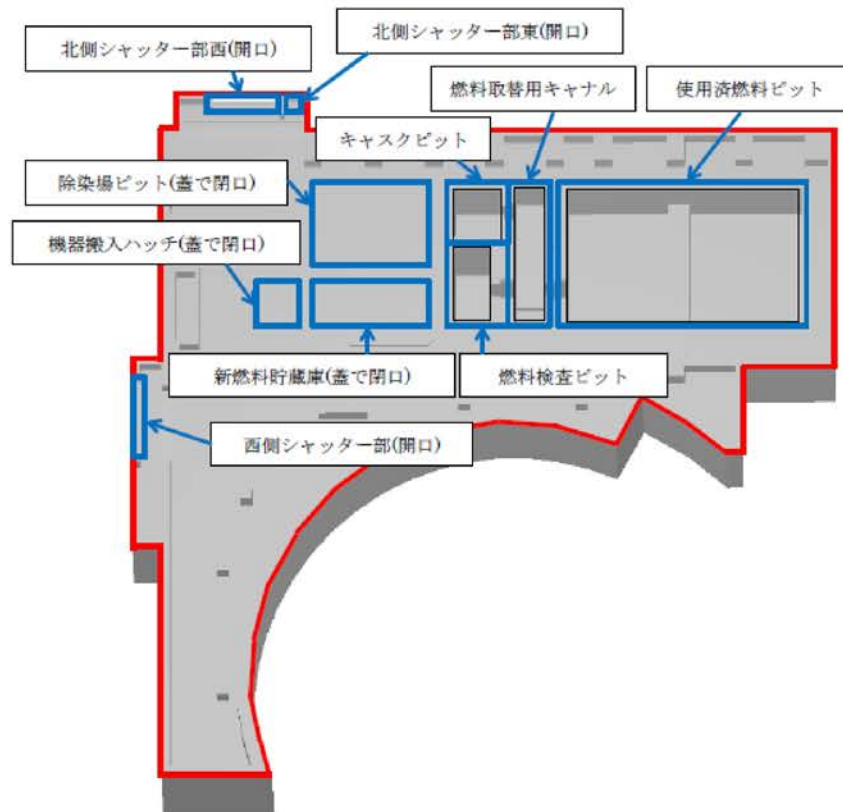
第 3.1.4.4-1 図 防護すべき設備の考え方



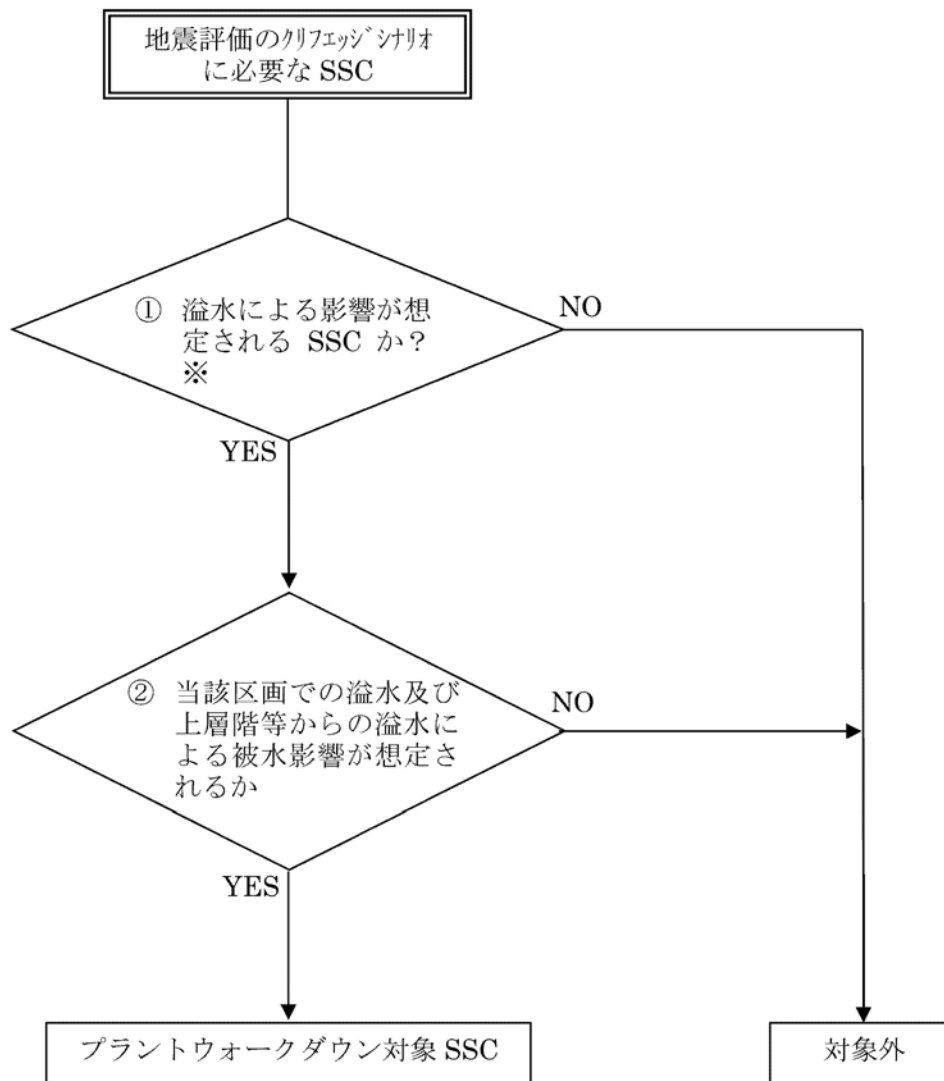
第3.1.4.4-2図 溢水水位算出の考え方



第 3.1.4.4-3 図 被水影響範囲の考え方



第 3.1.4.4-4 図 SFP 周辺の概略



※ 以下の SSC は、溢水の影響を受けても要求される機能を損なうことはないため、溢水による影響を想定しない。

- ・構造が単純で外部から動力の供給を必要としない容器、熱交換器、フィルタ、安全弁、逆止弁、手動弁、配管類等の SSC
- ・想定される溢水に対して要求される機能を損なわない設計としている原子炉格納容器内に設置された SSC
- ・フェイル位置で要求される機能を損なわない弁及びバウンダリ維持の観点から地震の機器リストに含まれている機能要求のないポンプ

第 3.1.4.4-5 図 調査対象とする設備の抽出フロー

玄海原子力発電所 4号機 地震随伴溢水プラントウォークダウンチェックシート

SSC名: _____

機器番号: _____

設置建屋: _____ 設置高さ: _____

[チェック対象項目]	良	否
A) 対象SSCから直視できる範囲に溢水源となり得る機器はあるか。	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
B) 天井面に開口部又は貫通部がないか。	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

総合評価

実施日: _____

実施者: _____

第 3.1.4.4-6 図 プラント・ウォークダウンチェックシート(1/2)

SSC名: _____

A) 対象SSCから直視できる範囲に溢水源となり得る機器はあるか。

	Y	N	U	N/A
1. 対称SSCから直視できる範囲に破損を想定する溢水源がない。	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
2. 溢水源からの放物線軌道による噴射を想定した場合においても対象SSCが被水しない。	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

B) 天井面に開口部又は貫通部がないか。

	Y	N	U	N/A
1. 天井面に開口部又は貫通部がない。	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
2. 天井面開口部に密封処置等の流入防止対策があるか。	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
3. 天井面貫通部に密封処置等の流出防止対策があるか。	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

気づき事項を記載

(記号の説明) Y: YES, N: NO, U: 調査不可, N/A: 対象外

第 3.1.4.4-6 図 プラント・ウォークダウンチェックシート(2/2)

b. 地震随伴火災

(a) 地震随伴内部火災

イ 評価方法

地震評価のクリフエッジシナリオに必要な設備への地震起因で発生する建屋内の火災による影響について、以下の評価を実施する。

(イ) 防護すべき設備の選定

炉心損傷防止対策(出力運転時)、格納容器機能喪失防止対策及びSFP燃料損傷防止対策のクリフエッジシナリオの成立のために必要な設備のうち、建屋内に設置されているものを防護すべき設備とする。

なお、運転停止時には定検作業による分解点検、資機材の搬入等、設備の状態及び周辺環境が日々異なることから、炉心損傷防止対策(運転停止時)においては、「運用により火災発生の防止、又は早期発見・消火が可能であるか」という観点で、定性的に評価する。

(ロ) 評価区画の選定

評価区画は、(イ)項にて選定した防護すべき設備が設置されているすべての区画に対して設定する。

(ハ) 火災源の選定

(ロ)項にて設定した評価区画にある可燃物を種類で分類し、火災源の選定を行う。選定に当たっては、可燃物及び可燃物を内包する機器等が地震により損傷した場合にどのような過程を経て火災に至るか想定が困難であるため、評価区画で想定される火災原因となる可燃物を選定する。

(ニ) 火災による影響評価

(ハ) 項にて選定された火災源について、クリフエッジシナリオに必要な設備への影響を以下の観点により確認する。

- ・ 火災源となる機器、若しくは可燃物を内包する機器のクリフエッジ地震での損傷による火災発生の有無
- ・ 火災源となる可燃物の物質特性(引火点等)からの火災発生の可能性の有無
- ・ 火災源となる機器、若しくは可燃物を内包する機器の材質及び構造により火災の影響が限定的か
- ・ 運用により火災発生の防止、又は早期発見・消火が可能か

ロ 評価結果

(イ) 防護すべき設備の選定結果

3.1.4.2(1)項のクリフエッジシナリオを踏まえ、シナリオ成立のために必要な設備のうち、建屋内に設置されているものを防護すべき設備として選定した。ここで、炉心損傷防止対策(出力運転時)及び格納容器機能喪失防止対策は、クリフエッジ地震加速度並びに想定するプラント運転状態が同一のため、合わせて評価することとした。選定した結果を参考資料-3に示す。

なお、SFP 燃料損傷防止対策に関する設備はすべて屋外設備であり、建屋内の防護すべき設備はない。

(ロ) 評価区画の選定結果

評価方法に基づき、選定した評価区画を参考資料-3に示す。

(ハ) 火災源の選定結果

(ロ)項にて設定した評価区画にある可燃物を火災源として選定した。
選定した火災源を第 3.1.4.4-14 表に示す。

なお、可燃物の選定に当たっては評価区画内で想定される火災として、油火災、可燃性ガス火災、電気火災及びその他可燃物による火災があることから、その原因となる以下の可燃物を抽出した。

【油火災】

- ・潤滑油火災

【可燃性ガス火災】

- ・水素ガス火災

【電気火災】

- ・電気盤火災
- ・ケーブル火災

【その他可燃物火災】

- ・モータ絶縁物火災
- ・火気使用作業火災及び持込み可燃物による火災(運転停止時のみ)

(ニ) 火災による影響評価結果

(ハ)項で抽出された火災源について、クリフエッジシナリオに必要な設備への影響を評価した。その評価結果を第 3.1.4.4-15 表に、以下に評価内容を示す。

I 潤滑油火災

潤滑油は引火点(約 180℃)以上に加熱されないと着火しにくい物質である。ここで、玄海原子力発電所における原子炉格納容器内、原子炉

補助建屋内、原子炉周辺建屋内及び燃料取替用水タンク建屋内に設置されている潤滑油内包機器の潤滑油の引火点は 220～260℃であり、第 3.1.4.4-16 表に示すとおり、評価区画の室内温度及び機器運転時の潤滑油温度に対して、十分に高く、潤滑油を内包している機器(以下「潤滑油内包機器」という。)が損傷したとしても、防護すべき設備へ影響を及ぼす火災は発生しない。

なお、炉心損傷防止対策(出力運転時)及び格納容器機能喪失防止対策の防護すべき設備が設置される評価区画内の潤滑油内包機器の HCLPF を第 3.1.4.4-17 表に示す。各評価区画内の潤滑油内包機器について、HCLPF が地震単独の評価における炉心損傷防止対策(出力運転時)及び格納容器機能喪失防止対策でのクリフエッジ地震加速度(1.10G)を上回っていることから、潤滑油内包機器は損傷しない。

運転停止時においては、潤滑油内包機器が保守点検作業により分解されている状況が想定され、地震により潤滑油が漏えい・拡大し、火災が発生する可能性がある。しかし、仮に潤滑油火災が発生したとしても、作業中においては常時作業員が現地に滞在していることから、早期に火災を感知し、消火することが可能である。さらに、作業中断時には、不燃シートによる養生管理や作業エリアの周辺に可燃物・引火物がないことの確認等を実施する運用としており、防護すべき設備へ影響を及ぼす火災は発生しない。

II 水素ガス火災

評価区画内の水素を内包している系統(以下「水素内包系統」という。)には、体積制御タンク(関連配管含む。)等があり、炉心損傷防止対策(出力運転時)及び格納容器機能喪失防止対策の防護すべき設備が設

置される評価区画内の水素内包系統の HCLPF を第 3.1.4.4-18 表に示す。評価区画内の水素内包系統について、HCLPF が地震単独の評価における炉心損傷防止対策(出力運転時)及び格納容器機能喪失防止対策でのクリフエッジ地震加速度(1.10G)を上回っていることから、水素内包系統の損傷による火災は発生しない。

なお、運転停止時においては、水素がガス減衰タンクに回収されている状態であることから、評価区画内での防護すべき設備へ影響を及ぼす火災は発生しない。

III 電気盤火災

評価区画内に存在する電気盤については、金属製の筐体に覆われており、盤内構成品の火災が発生しても筐体により電気盤外への火災の影響範囲は限定されることから、防護すべき設備へ影響を及ぼすような火災は発生しない。

なお、地震単独の評価結果における炉心損傷防止対策(出力運転時)及び格納容器機能喪失防止対策のクリフエッジシナリオに必要な電気盤の HCLPF は、炉心損傷防止対策(出力運転時)及び格納容器機能喪失防止対策でのクリフエッジ地震加速度(1.10G)を上回っていることを確認しており、当該設備の損傷による火災は発生しない。

運転停止時においても、上記と同様である。

IV ケーブル火災

評価区画に存在するケーブルが着火したとしても、難燃性材料が使用されており、筐体や電線管に収納されているため、ケーブルの火災の影響

響範囲は限定されることから、防護すべき設備へ影響を及ぼすような火災は発生しない。

なお、地震単独の評価結果における炉心損傷防止対策(出力運転時)及び格納容器機能喪失防止対策のクリフエッジシナリオに必要なケーブル(ケーブルトレイ)のHCLPFは、炉心損傷防止対策(出力運転時)及び格納容器機能喪失防止対策でのクリフエッジ地震加速度(1.10G)を上回っていることを確認しており、当該設備の損傷による火災は発生しない。

運転停止時においても、上記と同様である。

V モータ絶縁物火災

評価区画に存在するモータについては、モータ絶縁物の量が限定されており、空気との接触面も限られていることから、防護すべき設備に影響を及ぼすような火災は発生しない。

なお、地震単独の評価結果における炉心損傷防止対策(出力運転時)及び格納容器機能喪失防止対策に必要なモータのHCLPFは、それぞれ炉心損傷防止対策(出力運転時)及び格納容器機能喪失防止対策でのクリフエッジ地震加速度(1.10G)を上回っていることを確認しており、当該設備の損傷による火災は発生しない。

運転停止時においては、モータの保守点検によりモータ絶縁物が露出し、火災が発生する可能性がある。しかし、仮にモータ絶縁物による火災が発生しても、作業中においては、常時作業員が現地に滞在していることから早期に火災を感知し、消火することが可能である。また、作業中断時には、不燃シートによる養生管理や作業周辺のエリアで可燃物・引火物がないことの確認等を実施する運用としており、防護すべき設備へ影響を及ぼすような火災が発生しない。

VI 火気使用作業火災及び持込み可燃物による火災(運転停止時のみ)

火気使用作業時は、火気使用場所の養生や消火用具の準備を行い、火災の発生防止及び作業員による火災の早期の検知・消火が可能な運用を整備している。

また、有機溶剤等の可燃物を持ち込む場合には、火災区画ごとの可燃物の火災荷重(潜在的発生熱量)を管理し、持込量を制限していること及び危険物を仮置する場合は、密閉容器を使用し、近傍に溶接作業等による火気、その他着火源になるような機械、設備がないことを確認する運用としていることから、防護すべき設備へ影響を及ぼすような火災は発生しない。

第 3.1.4.1-14 表 地震随伴内部火災における火災源の選定結果

想定される火災	火災源	選定理由
油火災	潤滑油	発火性又は引火性物質として消防法で定められる危険物であり、地震により漏えいし、火災が発生する可能性があるため、火災源に選定
可燃性ガス火災	水素ガス	高圧ガス保安法で定められる可燃性のガスであり、かつ、地震により系外へ漏えいした場合に空気により可燃性混合気体を形成し、静電気等の非常に小さなエネルギーで火災が発生する可能性があるため、火災源に選定
電気火災	電気盤	盤内の構成品が地震により破損、過電流が発生することにより、電氣的に過熱され、火災が発生する可能性があるため、火災源に選定
	ケーブル	ケーブルが地震により損傷、過電流が発生することにより、電氣的に過熱され、火災が発生する可能性があるため、火災源に選定
その他可燃物火災	モータ絶縁物	モータ固定子コイルが電氣的に加熱され、モータ絶縁物が発火する可能性があるため、火災源に選定
	火気使用作業及び持込み可燃物※	定期点検時には、火気使用作業及び有機溶剤等を使用した保守作業が想定されるため、火災源に選定

※プラント運転停止時のみに想定される。

第 3.1.4.1-15 表 地震随伴内部火災 影響評価結果一覧表 (1/2)

火災源	評価結果 (影響有無)	評価内容
潤滑油	無	<p>使用されている潤滑油は引火点が高く、評価区画の室内温度及び機器運転時の潤滑油温度に対して、十分に高いことを確認しており、防護すべき設備へ影響を及ぼす火災は発生しない。</p> <p>なお、潤滑油内包機器の HCLPF が地震単独の評価におけるクリフエッジ地震加速度を上回っており、潤滑油内包機器は損傷しない。</p> <p>運転停止時においては、運用等により早期の火災感知・消火が可能であることから、防護すべき設備へ影響を及ぼす火災は発生しない。</p>
水素ガス	無	<p>水素内包系統の HCLPF が地震単独の評価におけるクリフエッジ地震加速度を上回っており、水素内包系統の損傷による火災は発生しない。</p> <p>運転停止時においては、水素ガスは回収されている状態であることから、防護すべき設備へ影響を及ぼす火災は発生しない。</p>
電気盤	無	<p>評価区画内に存在する電気盤においては、金属製の筐体により覆われており、火災の範囲は限定されることから、防護すべき設備へ影響を及ぼすような火災は発生しない。</p> <p>なお、クリフエッジシナリオに必要な電気盤の HCLPF が地震単独の評価におけるクリフエッジ地震加速度を上回っており、電気盤の損傷による火災は発生しない。</p> <p>運転停止時においても、上記と同様である。</p>

第 3.1.4.1-15 表 地震随伴内部火災 影響評価結果一覧表 (2/2)

火災源	評価結果 (影響有無)	評価内容
ケーブル	無	<p>難燃性材料の使用や金属製の電線管、トレイへ敷設されており、火災の範囲は限定されるため、防護すべき設備へ影響を及ぼすような火災は発生しない。</p> <p>なお、クリフエッジシナリオに必要なケーブル(ケーブルトレイ)の HCLPF が地震評価の評価におけるクリフエッジ地震加速度を上回っており、ケーブルの損傷による火災は発生しない。</p> <p>運転停止時においても、上記と同様である。</p>
モータ絶縁物	無	<p>筐体により限定されること、絶縁物の量も限定されていることから、防護すべき設備へ影響を及ぼすような火災は発生しない。</p> <p>なお、クリフエッジシナリオに必要なモータの HCLPF が地震評価の評価におけるクリフエッジ地震加速度を上回っており、モータの損傷による火災は発生しない。</p> <p>運転停止時においては、早期の火災感知・消火が可能であり、適切な火災発生防止対策が施されていることから、防護すべき設備へ影響を及ぼす火災は発生しない。</p>
火気使用作業及び 持込み可燃物*	無	<p>火気使用作業時及び持込み可燃物に対し、運用等により早期の火災感知・消火が可能であることから、防護すべき設備へ影響を及ぼす火災は発生しない。</p>

※プラント運転停止時のみに想定される。

第 3.1.4.1-16 表 潤滑油の引火点、室内温度及び機器運転時の潤滑油温度

潤滑油品種	潤滑油内包機器	引火点 [°C]	室内温度 [°C]	機器運転時の 潤滑油温度 [°C]
ダフニー メカニクオイル 32	余熱除去ポンプ 原子炉補機冷却水ポンプ 他	235	41	177
			40	85
ダフニー タービンオイル 46	海水ポンプ 他	234	—	85
ダフニー タービンオイル 46	タービン動補助給水ポン プ 電動補助給水ポンプ 他	220	39	80
			40	75
ダフニースーパー タービンオイル 32	1次冷却材ポンプ	236	49	85
ダフニー マリンオイル SX-40	ディーゼル発電機	260	50	85
ダイヤモンド フリーズ MS56F	空調用冷凍機	220	40	50

第 3.1.4.1-17 表 炉心損傷防止対策(出力運転時)及び格納容器機能喪失防止対策の防護すべき設備が設置される評価区画ごとの潤滑油内包設備の HCLPF 評価結果(1/2)

評価区画	機器名称(潤滑油内包設備)	HCLPF [G]
A/B4-18*	A 洗浄排水モニタポンプ	17.86
	B 洗浄排水モニタポンプ	17.86
	洗浄排水処理装置薬品注入装置	21.33
R/B1-1	4A 高圧注入ポンプ	4.26
	4A 高圧注入ポンプモータ	4.26
	4A 余熱除去ポンプ	4.49
	4A 余熱除去ポンプモータ	4.49
	4A 格納容器スプレイポンプ	3.55
	4A 格納容器スプレイポンプモータ	3.55
	4B1 - 1 次系補助蒸気復水ポンプ	21.32
4B2 - 1 次系補助蒸気復水ポンプ	21.32	
R/B1-2	4B 高圧注入ポンプ	4.26
	4B 高圧注入ポンプモータ	4.26
	4B 余熱除去ポンプ	4.49
	4B 余熱除去ポンプモータ	4.49
	4B 格納容器スプレイポンプ	3.55
	4B 格納容器スプレイポンプモータ	3.55
R/B2-1	4A 原子炉補機冷却水ポンプ	5.09
	4A 原子炉補機冷却水ポンプモータ	5.09
	4B 原子炉補機冷却水ポンプ	5.09
	4B 原子炉補機冷却水ポンプモータ	5.09
	4C 原子炉補機冷却水ポンプ	5.09
	4C 原子炉補機冷却水ポンプモータ	5.09
	4D 原子炉補機冷却水ポンプ	5.09
	4D 原子炉補機冷却水ポンプモータ	5.09
R/B3-5	4号タービン動補助給水ポンプ	12.18
R/B3-10	4A 燃料取替用水ポンプ	14.21
	4B 燃料取替用水ポンプ	14.21
	4号亜鉛注入装置 A 亜鉛注入ポンプ	23.76
	4号亜鉛注入装置 B 亜鉛注入ポンプ	23.76

※ :3号機火災区画

G :加速度を重力加速度(9.8m/s²)で除した無次元数

第 3.1.4.1-17 表 炉心損傷防止対策(出力運転時)及び格納容器機能喪失防止対策の防護すべき設備が設置される評価区画ごとの潤滑油内包設備の HCLPF 評価結果(2/2)

評価区画	機器名称(潤滑油内包設備)	HCLPF [G]
R/B5-11	4号新燃料エレベータ	10.55
	燃料移送装置 水圧制御装置減速機	8.99
	燃料移送装置 水圧制御装置圧力補償ポンプ	8.99
	燃料移送装置ドライブユニット減速機	9.23
	使用済燃料ピットクレーン	2.21
C/V5-1	4号1次冷却材ポンプ(4RCPIA)	1.29
	4号1次冷却材ポンプ(4RCPIB)	1.29
	4号1次冷却材ポンプ(4RCPIC)	1.29
	4号1次冷却材ポンプ(4RCPID)	1.29
	4A格納容器冷却材ドレンポンプ	16.84
	4B格納容器冷却材ドレンポンプ	16.84
	4A格納容器サンプポンプ	13.72
	4B格納容器サンプポンプ	13.72
	4A格納容器再循環ファンモータ	2.86
	4B格納容器再循環ファンモータ	2.86
	4C格納容器再循環ファンモータ	2.86
	4D格納容器再循環ファンモータ	2.86
	燃料移送装置 水圧制御装置減速機	9.23
	燃料移送装置 水圧制御装置圧力補償ポンプ	9.23
	4号炉内中性子検出器駆動装置(RE-5A)	5.53
	4号炉内中性子検出器駆動装置(RE-5B)	5.53
	4号炉内中性子検出器駆動装置(RE-5C)	5.53
	4号炉内中性子検出器駆動装置(RE-5D)	5.53
	4号格納容器ポーラクレーン	1.25
	燃料取替クレーン	105.13

G : 加速度を重力加速度(9.8m/s²)で除した無次元数

第 3.1.4.1-18 表 炉心損傷防止対策(出力運転時)及び格納容器機能喪失防止対策の防護すべき設備が設置される評価区画ごと水素内包系統の HCLPF 評価結果

評価区画	機器名称(水素内包系統)	HCLPF [G]
A/B4-18 ^{※1}	水素 5vol%以上内包配管(A/B4-18、EL.+3.7M)	3.41
	水素 5vol%以上内包配管(A/B4-18、EL.+3.7M 中間床)	3.41
A/B5-11 ^{※2}	水素マニホールド供給圧力	6.38
	水素 5vol%以上内包配管(A/B5-11、EL.+11.3M)	3.41
	水素 5vol%以上内包配管(A/B5-11、EL. +11.3M 中間床)	3.41
R/B1-2	水素 5vol%以上内包配管(R/B1-2、EL. -3.5M 中間床)	2.18
R/B3-10	体積制御タンク	4.30
	4号体積制御タンク水位(4LT-120)	6.38
	4号体積制御タンク水位(4LT-121)	6.38
	4号体積制御タンク水素供給圧力	10.98
	4号体積制御タンク窒素供給圧力	11.56
	4号体積制御タンクベント圧力	10.98
	4号体積制御タンク圧力	11.56
	水素 5vol%以上内包配管(R/B3-10、EL.-3.5M)	2.18
	水素 5vol%以上内包配管(R/B3-10、EL. -3.5M 中間床)	2.18
R/B4-12	水素 5vol%以上内包配管(R/B4-12、EL.+3.7M)	2.18
	水素 5vol%以上内包配管(R/B4-12、EL. +3.7M 中間床)	2.18
R/B5-9	水素 5vol%以上内包配管(R/B5-9、EL.+11.3M)	2.18
	水素 5vol%以上内包配管(R/B5-9、EL. +11.3M 中間床)	2.18

※1 :3号機火災区画

※2 :3/4号機共用区画

G :加速度を重力加速度(9.8m/s²)で除した無次元数

(b) 地震随伴外部火災

イ 評価方法

地震により想定される屋外の火災源を選定し、選定した火災源がクリフエッジシナリオで必要な設備へ及ぼす影響について、以下の評価を実施する。

(イ) 地震随伴外部火災で想定する火災源の選定

発電所の敷地内及び敷地周辺から想定される火災に対して、地震随伴の観点で外部火災源を選定する。

(ロ) 防護すべき設備等の選定

地震単独の評価の炉心損傷防止対策(出力運転時・運転停止時)、格納容器機能喪失防止対策及び SFP 燃料損傷防止対策のクリフエッジシナリオの成立のために必要な設備を防護すべき設備とする。

また、アクセスルートの復旧に必要な資機材並びにアクセスルート付近で発生した火災を消火するために必要な資機材についても対象とする。

(ハ) 地震随伴外部火災に対する影響評価

選定された防護すべき設備及びアクセスルートに対する地震随伴外部火災の影響を以下の観点から評価する。

I 屋内に設置された防護すべき設備への影響

屋内に設置された防護すべき設備への影響は、火災源からの輻射熱によるコンクリート製の建屋外壁の健全性(表面温度上昇に伴う建屋外壁損傷の有無)を評価することにより確認する。

具体的には、火災源と防護すべき設備が設置される最も近い建屋外壁の表面温度を求め、火災時における短期温度上昇を考慮した場合において、コンクリート圧縮強度が維持される温度(200℃)未満であることを確認する。下記に評価条件及び評価方法を示す。

(I) 評価条件

- ・ 火災を想定する油タンクについては、地震によりタンク及び防油堤が損傷し、防油堤外まで油が漏えいするとする。
- ・ 「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド、原子力規制委員会(平成25年6月)」(以下「評価ガイド」という。)の考えに基づき、火炎の高さは燃焼半径の3倍とする円筒火炎モデルとする。想定する円筒火炎モデルを第3.1.4.4-7図に示す。
- ・ 火災源と評価対象の距離は、評価上厳しくなるよう、火災源から評価対象までの直線距離とする。
- ・ 火災が発生した時間から燃料が燃え尽きるまでの間、一定の輻射熱で建屋外壁が昇温されるものとする。
- ・ 外壁の表面から大気への放熱は考慮しないこととする。

(II) 評価方法

火災による建屋外壁の健全性は、外壁が火炎に暴露される時間(火災の燃焼継続時間)と火炎の輻射強度に依存する。

火災の燃焼継続時間は、燃料の量、燃焼面積(燃焼半径)および燃料の質量低下速度により決定される。火災の燃焼継続時間 τ は下式にて求める。

$$\tau = \frac{V \cdot \rho}{3600 \cdot \pi R^2 \cdot M}$$

ここで、

τ : 燃焼継続時間[h]

V : 燃料量[m³]

R : 燃焼半径[m]

M : 燃料の質量低下速度[kg/m²s]

ρ : 燃料の密度[kg/m³]

火炎の輻射強度 E は、燃焼する可燃物によって決まる定数である火炎の輻射発散度 R_f と、火炎と受熱面との相対位置関係によって定まる形態係数 ϕ の積であり下式にて求める。

$$E = R_f \cdot \phi$$

ここで、

E : 火炎の輻射強度[W/m²]

R_f : 火炎の輻射発散度[W/m²]

ϕ : 形態係数

(出典:評価ガイド)

形態係数 ϕ は、火炎と受熱面との相対位置関係によって定まる係数であり、第 3.1.4.4-7 図に示す円筒火炎モデルにおいて、燃焼半径を R 、火炎の高さを H 及び火災源と受熱面との距離を L として、下式にて求めることができる。

$$\phi = \frac{1}{\pi n} \tan^{-1} \left(\frac{m}{\sqrt{n^2 - 1}} \right) + \frac{m}{\pi} \left\{ \frac{A - 2n}{n\sqrt{AB}} \tan^{-1} \left(\sqrt{\frac{A(n-1)}{B(n+1)}} \right) - \frac{1}{n} \tan^{-1} \left(\sqrt{\frac{n-1}{n+1}} \right) \right\}$$

但し、

$$m = \frac{H}{R} = 3, \quad n = \frac{L}{R}, \quad A = (1+n)^2 + m^2, \quad B = (1-n)^2 + m^2$$

R : 燃焼半径[m]

H : 火災の高さ[m]

L : 火災源と評価対象との距離[m]

(出典:評価ガイド)

次に、火炎の輻射強度 E、燃焼継続時間 t、温度伝導率 α 及び外表面からの深さ x を用いて、下式にて火災源からの輻射熱による外壁の表面温度を算出する。下式は、輻射熱を受けた外壁内部の温度分布を算出する一次元非定常熱伝導方程式による温度評価式である。評価モデルを第 3.1.4.4-8 図に示す。

$$T = T_0 + \frac{2E\sqrt{\alpha t}}{\lambda} \left[\frac{1}{\sqrt{\pi}} \exp\left(-\frac{x^2}{4\alpha t}\right) - \frac{x}{2\sqrt{\alpha t}} \operatorname{erfc}\left(\frac{x}{2\sqrt{\alpha t}}\right) \right]$$

(出典:伝熱工学、東京大学出版会)

表面温度を T_w とすると、 T_w は上式に $x=0$ を代入した下式にて算出できる。

$$T_w = T_0 + \frac{2E\sqrt{\alpha t}}{\sqrt{\pi} \cdot \lambda}$$

ここで、

T_0 : 表面初期温度[°C]

α : 温度伝導率[m²/s] (コンクリートの場合 : $\alpha = \lambda_c / (\rho_c \cdot C_{pc})$)

λ_c : コンクリートの熱伝導率[W/m・K]

ρ_c : コンクリートの密度[kg/m³]

C_{pc} : コンクリートの比熱[J/kg・K]

t : 燃焼継続時間[sec] = τ

なお、燃焼半径 R は、地震によりタンク及び防油堤が損傷し、防油堤外まで油が漏えいすると想定しており、漏えいした油の規模により変化することから、燃焼半径 R と表面温度 T_w との関係について考察する。燃焼半径 R の増大に伴い、表面温度 T_w も上昇するが、収束する傾向がみられる。

この収束条件を、燃焼半径が 1m 増大した時の表面温度の増分が 0.01%を下回った時点とし、この時点での表面温度を外壁表面最高温度とする。この温度が、コンクリート圧縮強度が維持される温度(200°C)未満であることを確認する。

II 屋外に設置された防護すべき設備への影響

火災源と屋外設備との離隔距離等の配置情報を確認することにより、影響を確認する。

III アクセスルートへの影響

火災源とアクセスルートの復旧・消火に必要な資機材との離隔距離等の配置情報を確認することにより、影響を確認する。

ロ 評価結果

(イ) 地震随伴外部火災で想定する火災源の選定結果

発電所の敷地内及び敷地周辺から想定される火災には、森林火災、発電所敷地内の危険物タンクの火災を含む近隣の産業施設の火災・爆発及び航空機墜落による火災がある。

森林火災については、発電所における可燃物の量(植生)、気象条件、発火点等について最も厳しい条件を用いて影響評価を実施し、必要とされる防火帯幅 29.7m に対し、約 35m の防火帯幅を設けている。そのため、仮に地震により森林火災が発生しても、影響を受けないため、火災源に選定しない。

近隣の産業施設の火災・爆発のうち発電所敷地外の石油コンビナート等の火災・爆発は、発電所敷地外 10 km 以内の範囲において、火災により発電所施設に影響を及ぼすような石油コンビナート施設はないため、火災源に選定しない。また、発電所敷地外の半径 10km に存在する危険物貯蔵施設については、発電所と危険物貯蔵施設の間には山林(標高約 120m)の障壁があり、火災時の輻射熱による影響を受けないことから、火災源に選定しない。

また、航空機墜落による火災及び発電所港湾内に入港する船舶の火災は地震起因で発生しないことから、火災源に選定しない。

このため、発電所敷地内の危険物タンクの火災に対して、地震起因により火災源となり得る可能性を検討した。検討内容を第 3.1.4.4-19 表に示す。その結果、地震随伴外部火災で想定する火災源を以下のとおり選定した。

- ・補助ボイラ燃料タンク
- ・高温焼却炉燃料タンク
- ・1、2号機 補助ボイラ燃料タンク

(ロ) 防護すべき設備等の選定結果

3.1.4.2(1)項のクリフェッジシナリオを踏まえ、クリフェッジシナリオに必要な設備のうち、屋内及び屋外に設置された防護すべき設備を抽出した。抽出結果を参考資料-3に示す。

(ハ) 地震随伴外部火災に対する影響評価結果

I 屋内に設置された防護すべき設備への影響

(イ)項で選定した補助ボイラ燃料タンク、高温焼却炉燃料タンク及び1、2号機 補助ボイラ燃料タンクについて、屋内設備が設置されている建屋との配置関係を参考資料-3に示す。

補助ボイラ燃料タンクについては、屋内設備が設置されている建屋との間には3号機建屋が設置されており、配置関係上、直接火災源からの輻射熱の影響を受けることはない。

また、高温焼却炉燃料タンク及び1、2号機 補助ボイラ燃料タンクについては、配置関係上、4号機建屋は火災源から3号機建屋よりも距離があり、玄海3号機第1回届出書の評価結果において3号機建屋は火災源からの輻射熱でコンクリート圧縮強度が維持される温度200℃を下回ることが確認できていることから、4号機建屋においても屋内に設置された防護すべき設備に火災による影響を受けないことを確認した。

II 屋外に設置された防護すべき設備への影響

屋外に設置された防護すべき設備等の配置図を参考資料-3 に示す。

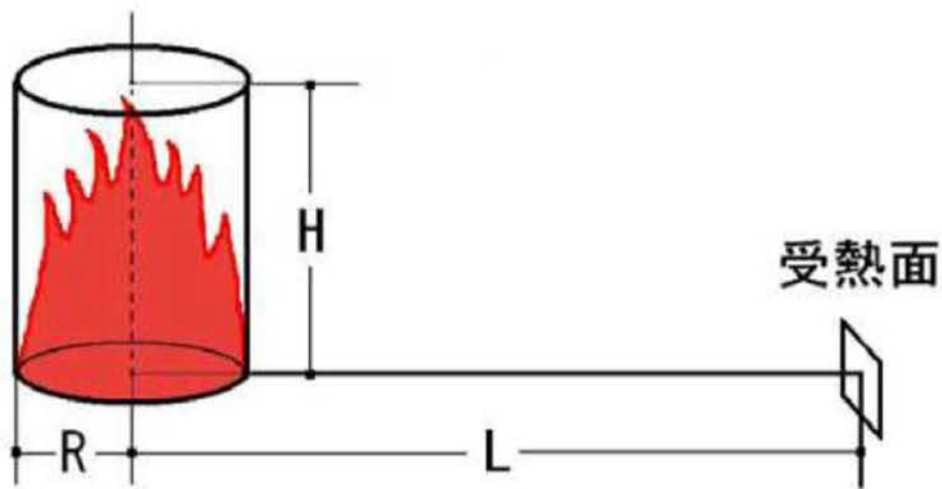
防護すべき設備等は火災源に対して十分な距離が確保されており、火災による影響を受けないことを確認した。

III アクセスルートへの影響

消火活動に必要な設備である化学消防自動車及び小型動力ポンプ付水槽車は、参考資料-3 で示す配置図のとおり、火災源に対して十分な距離が確保されており、また、火災源までのアクセスルートも確保されており、適切な消火活動を行えることを確認した。

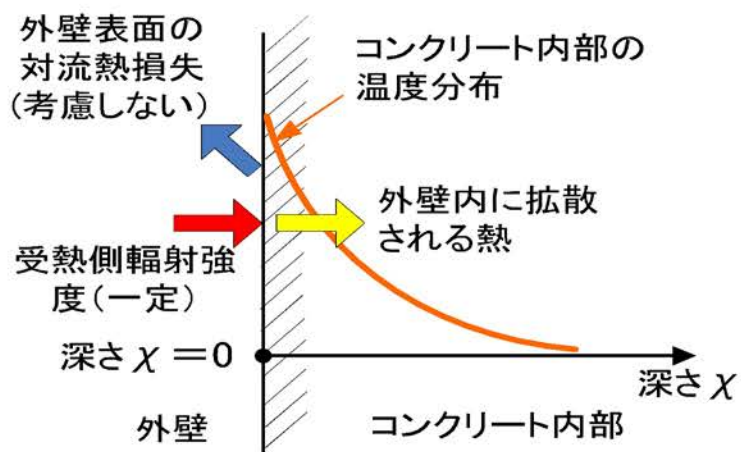
第 3.1.4.4-19 表 発電所敷地内の危険物タンクが地震起因により火災源となり得る可能性についての検討結果

発電所敷地内の危険物タンク	地震起因により火災源となり得るか	理由
補助ボイラ燃料タンク	○	地震起因によりタンクが損傷し、タンク内の油が流出したことにより、火災源になり得る可能性がある。
高温焼却炉燃料タンク	○	地震起因によりタンクが損傷し、タンク内の油が流出したことにより、火災源になり得る可能性がある。
1、2号補助ボイラ燃料タンク	○	地震起因によりタンクが損傷し、タンク内の油が流出したことにより、火災源になり得る可能性がある。
油計量タンク、1、2号油計量タンク	×	タンク内の油は引火点の高いタービン油であり、引火点以上に加熱されないと着火しにくく、かつ、着火源となり得る設備がタンクの近傍にないため、地震起因によりタンクが損傷しタンク内の油が流出しても火災源になり得ない。
大容量空冷式発電機用燃料タンク	×	消防法に基づきコンクリート構造物に収納された地下埋設タンクとなっており、構造物とタンクの間には乾燥砂を詰めて、不燃物に囲われた状態で埋設されていることから、火災源になり得ない。
燃料油貯油そう(3号機・4号機)	×	消防法に基づきコンクリート構造物に収納された地下埋設タンクとなっており、構造物とタンクの間には乾燥砂を詰めて、不燃物に囲われた状態で埋設されていることから、火災源になり得ない。
燃料油貯蔵タンク	×	コンクリート造の消火ポンプ室内に設置された小規模タンクであり、漏えいした油によって火災が発生しても建屋内火災でとどまることから、火災源になり得ない。



受熱面が輻射帯の底部と同一平面上に仮定して評価する。

第 3.1.4.4-7 図 外部火災で想定する火炎モデル(出典:評価ガイド)



第 3.1.4.4-8 図 外壁温度評価モデル

(2) 津波随件事象に対する評価

a. 津波随伴火災

(a) 津波随伴外部火災

イ 評価方法

津波により想定される屋外の火災源を選定し、選定した火災源がクリフエッジシナリオで必要な設備へ及ぼす影響について、以下の評価を実施する。

(イ) 津波随伴外部火災として想定する火災源の選定

発電所の敷地及び敷地周辺から想定される火災に対して、津波随伴の観点で外部火災源を選定する。

(ロ) 防護すべき設備等の選定

津波単独の評価の炉心損傷防止対策(出力運転時・運転停止時)、格納容器機能喪失防止対策及び SFP 燃料損傷防止対策のクリフエッジシナリオの成立のために必要な設備を防護すべき設備とする。

また、アクセスルートの復旧に必要な資機材及びアクセスルート付近で発生した火災を消火するために必要な資機材についても対象とする。

(ハ) 津波随伴外部火災に対する影響評価

選定された防護すべき設備及びアクセスルートに対する津波随伴外部火災の影響を以下の観点から評価する。

I 屋内に設置された防護すべき設備への影響

屋内に設置された防護すべき設備への影響は、第 3.1.4.4-9 図に示すように津波の遡上波によって火災源が建屋近傍まで漂流し、火災源が建

屋外壁を直接加熱した場合を想定し、火災源によって加熱された建屋外壁が崩壊しないことを確認する。

II 屋外に設置された防護すべき設備への影響

火災源と屋外設備との離隔距離等の配置情報を確認することにより、影響を確認する。

III アクセスルートへの影響

火災源とアクセスルートの復旧・消火に必要な資機材との離隔距離等の配置情報を確認することにより、影響を確認する。

ロ 評価結果

(イ) 津波随伴外部火災として想定する火災源の選定結果

発電所の敷地内及び敷地周辺から想定される火災には、「3.1.4.4(1) b.(b) 地震随伴外部火災」と同様に森林火災、近隣の産業施設の火災・爆発(発電所敷地内の危険物タンクの火災を含む。)、航空機墜落による火災及び発電所港湾内に入港する船舶の火災がある。

森林火災及び近隣の産業施設の火災・爆発のうち発電所敷地外の石油コンビナート等の火災・爆発は、「3.1.4.4(1) b.(b) 地震随伴外部火災」と同様に火災源に考慮する必要はなく、航空機墜落による火災についても、津波起因で発生しない。また、発電所港湾内に入港する船舶の火災は、発電所港湾内に入港する燃料等輸送船が想定されるが、津波警報等発表時には、燃料搬送を停止し、緊急退避(離岸)をする運用としていることから、津波による影響を受けないため、火災源に考慮しない。

このため、発電所構内の屋外に存在する危険物タンクについて、津波起因により火災源となり得る可能性を検討した。検討内容を第 3.1.4.4-20 表に示す。その結果、津波随伴外部火災で想定する火災源を以下のとおり選定した。

- ・補助ボイラ燃料タンク
- ・高温焼却炉燃料タンク
- ・油計量タンク
- ・1、2号機 補助ボイラ燃料タンク

(ロ) 防護すべき設備等の選定結果

3.1.4.2(2)項のクリフエッジシナリオを踏まえ、クリフエッジシナリオに必要な設備のうち、屋内及び屋外に設置された防護すべき設備を抽出した。抽出結果を参考資料-3に示す。

なお、3.1.4.2(2)項の評価結果に示すとおり、格納容器機能喪失防止対策及び SFP 燃料損傷防止対策でのクリフエッジ津波高さは炉心損傷防止対策のクリフエッジ津波高さと同じとなるため、炉心損傷となる津波高さにおいて格納容器機能喪失及び SFP 燃料損傷に至るものとして取り扱っている。そのため、格納容器機能喪失防止対策及び SFP 燃料損傷防止対策の防護すべき設備は、炉心損傷防止対策(出力運転時)と同じ設備を防護すべき設備として選定した。

(ハ) 津波随伴外部火災に対する影響評価結果

I 津波単独の評価における遡上解析結果の確認

津波単独の評価における遡上解析の結果より、取水ピット付近の遡上波高さは、最大で約 EL.+5.04m であり、発電所敷地周辺には津波は遡上しないと想定されることから、津波随伴外部火災は発生しない。

II 屋内に設置された防護すべき設備への影響

I 項での遡上解析の結果により、津波随伴外部火災は発生しないことから、屋内に設置された防護すべき設備への影響はない。

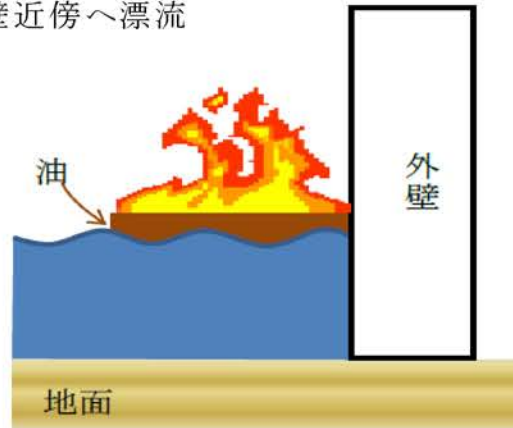
III 屋外に設置された防護すべき設備への影響

I 項での遡上解析の結果により、津波随伴外部火災は発生しないことから、II 項同様に屋外に設置された防護すべき設備への影響はない。

第 3.1.4.4-20 表 発電所敷地内の危険物タンクが津波起因により火災源となり得る可能性についての検討結果

発電所敷地内の危険物タンク	津波起因により火災源となり得るか	理由
補助ボイラ燃料タンク	○	津波起因によりタンクが損傷し、タンク内の油が流出し遡上波に漂流する火災源になり得る可能性がある。
高温焼却炉燃料タンク	○	津波起因によりタンクが損傷し、タンク内の油が流出し遡上波に漂流する火災源になり得る可能性がある。
油計量タンク	○	津波起因によりタンクが損傷し、タンク内の油が流出し遡上波に漂流する火災源になり得る可能性がある。
1、2号補助ボイラ燃料タンク	○	津波起因によりタンクが損傷し、タンク内の油が流出し遡上波に漂流する火災源になり得る可能性がある。
大容量空冷式発電機用燃料タンク	×	消防法に基づきコンクリート構造物に収納された地下埋設タンクとなっており、構造物とタンクの間には乾燥砂を詰めて、不燃物に囲われた状態で埋設されており、火災源になり得ない。
燃料油貯油そう(3号機・4号機)	×	消防法に基づきコンクリート構造物に収納された地下埋設タンクとなっており、構造物とタンクの間には乾燥砂を詰めて、不燃物に囲われた状態で埋設されており、火災源になり得ない。
燃料油貯蔵タンク	×	消防法に基づきコンクリート構造物に収納された地下埋設タンクとなっており、構造物とタンクの間には乾燥砂を詰めて、不燃物に囲われた状態で埋設されており、火災源になり得ない。

火災源が
建屋外壁近傍へ漂流



第 3.1.4.4-9 図 遡上波により移動する火災源イメージ

3.1.4.5 その他の自然現象に対する評価

地震・津波以外の外的事象に対する安全裕度評価を以下に示す。

(1) 欧州ストレステスト調査

地震・津波以外の自然現象に対する安全裕度評価は、国内には実績がなく、「EU “Stress tests” specifications」(平成 23 年 5 月 25 日、欧州委員会 (European Commission) 及び欧州原子力規制機関グループ (ENSREG; European Nuclear Safety Regulators' Group) 制定)」に具体的な評価手法が規定されておらず、また、欧州の各プラントが作成した報告書にも具体的な評価手法が公開されていないことから、欧州への訪問調査を行い、評価方針を検討した。

この訪問調査結果を踏まえ、その他の自然現象に対する安全裕度評価を実施するにあたり、設計基準事故及び重大事故の設計で想定されている事象より大きい規模かつかなり可能性の低い事象として、年超過確率 10^{-6} 相当のハザードによる、発電所に対する影響を評価する方針とした。

(2) その他の自然現象に関する検討

その他自然現象に対する安全裕度評価を実施するにあたり、以下のとおり、考慮すべきと考えられる事象を抽出した。

a. その他の自然現象の選定

評価事象の選定には、以下に示す IAEA SSG-25 の安全因子 7:ハザード解析で示されているプラントの安全性に影響を与える可能性がある代表的な外部ハザードのうち、地震、津波、人為事象を除く自然現象から検討事象を選定した。

また、自然現象に係る外部ハザードについて網羅的に抽出するため、国外の基準として「Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants (IAEA, April 2010)」を、日本の自然現象を網羅する観点から「日本の自然災害(国会資料編纂会 1998 年)」を参考にした。

選定結果を第 3.1.4.5-1 表に示す。

この内、外部からのミサイル(隕石)については、玄海原子力発電所 4 号炉設置変更許可申請書(平成 29 年 1 月 18 日付け発規規発第 1701182 号にて許可)添付書類十追補 2 に記載のとおり、隕石が玄海原子力発電所に衝突する確率については、概略計算で 9.4×10^{-13} / 炉・年であることから評価対象事象とはしない。

b. 年超過確率 10^{-6} 相当のハザードの設定

第 3.1.4.5-2 表に、第 3.1.4.5-1 表に示す事象の内、年超過確率 10^{-6} 相当のハザードの値が算出できる事象及びその値を示す。これらの事象に対する評価を(3)項に示す。

c. その他の事象

年超過確率 10^{-6} 相当のハザード値が算出できない、その他の事象については、以下のように分類し、定性的に評価した。

(a) 敷地の立地や敷地の地理的条件により、発生しても影響が起こり得ない事象

敷地の立地や敷地の地理的条件により、年超過確率 10^{-6} 相当の事象が発生しても発電所への影響が起こり得ない事象及びその根拠を第 3.1.4.5-3 表に示す。

(b) 影響が他の事象に包絡される事象

年超過確率 10^{-6} 相当の事象の影響が、本項で評価する他の事象に包絡される事象及びそれを包絡する事象を第 3.1.4.5-4 表に示す。

(c) 予想される影響が運用で対処できる事象

年超過確率 10^{-6} 相当の事象の影響が、既に整備されている運用で対処できる事象及びその根拠を第 3.1.4.5-5 表に示す。

(3) その他の自然現象に対する安全裕度評価結果

第 3.1.4.5-2 表に示す外部ハザードに対する安全裕度評価結果は次のとおりである。

a. 竜巻を含む強風(台風)

(a) 竜巻を含む強風(台風)に対する設計について

竜巻に対する設計では、過去に発生した竜巻及び竜巻ハザードの年超過確率により、基準竜巻を設定しており、日本で過去に発生した最大の竜巻が藤田スケールで F3 であることから、風速 92m/s を安全側に数字を切り上げて、最大風速 100m/s を設計値として考慮し、以下のとおり対策をしている。

安全施設は、最大風速 100m/s の竜巻が発生した場合においても、竜巻による風圧力による荷重、気圧差による荷重及び飛来物の衝突荷重を組み合わせた荷重等に対して安全機能を損なわないために、飛来物の発生防止対策及び竜巻防護対策を行っている。

なお、強風(台風)に対する影響については、敷地付近で観測された最大瞬間風速が、平戸特別地域気象観測所での観測記録 53.2m/s(1987年8月31日)であることから、竜巻の評価で想定している風荷重による影響及び飛来物による影響の対策に包絡される。

イ 飛来物の発生防止対策

竜巻により発電所構内の資機材等が飛来物となり、竜巻から防護すべき施設(以下「竜巻防護施設」という。)が安全機能を損なわないために、以下の対策を行う。

- ・飛来物となる可能性のあるものを固縛、建屋内収納又は撤去する。

- ・車両の入構の制限、竜巻の襲来が予想される場合の車両の待避又は固縛を行う。

ロ 竜巻防護対策

固縛等による飛来物の発生防止対策ができないものが飛来し、安全施設が安全機能を損なわないように、以下を行う。

- ・竜巻防護施設の外殻となる施設、竜巻防護ネット、防護壁及び水密扉により、竜巻防護施設を防護し構造健全性を維持し安全機能を損なわない設計とする。
- ・竜巻防護施設の構造健全性が維持できない場合には、代替設備若しくは予備品の確保又は損傷した場合の取替若しくは補修が可能な設計とすることにより安全機能を損なわない設計とする。

また、竜巻の発生に伴い、雹の発生が考えられるが、雹による影響は竜巻防護設計にて想定している設計飛来物の影響に包絡される。

さらに、竜巻の発生に伴い、雷の発生も考えられるが、雷は電氣的影響を及ぼす一方、竜巻は機械的影響を及ぼすものであり、竜巻と雷が同時に発生するとしても個別に考えられる影響と変わらないことから、各々の事象に対して安全施設の安全機能を損なわない設計としている。

(b) 年超過確率 10^{-6} 相当の竜巻の風速

玄海原子力発電所 4 号炉設置変更許可申請書(平成 29 年 1 月 18 日付け発規規発第 1701182 号にて許可)添付書類六に記載されている竜巻のハザード曲線により算出した年超過確率 10^{-6} 相当の風速は 104.7m/s であり、これによる発電所施設の損傷の有無を確認することにより、発電所への影響を評価する。

(c) 各建屋・機器の健全性評価

竜巻荷重により機器等に発生する可能性のある影響について、玄海原子力発電所第4号機の既工事計画認可申請書(平成29年9月14日付け発規規発第1709141号にて認可)別添1-4「竜巻防護ネットの強度計算書」(以下「竜巻防護ネットの強度計算書」という。)の風速100m/sの基準竜巻に対する評価値を基に、風速104.7m/sの場合を評価する。

なお、厳密には、各評価項目の結果は非線形特性であるが、本評価では、104.7m/sが100m/sとあまり差がないことから簡易的に比較を行い、定量的に評価することとした。

具体的には、竜巻防護ネットの強度計算の健全性評価項目である、せん断ひずみ度、貫通防止に必要な厚さ及び竜巻防護ネットへの衝撃は、風速の自乗に比例することから、104.7m/sと100m/sとの比の自乗倍となる。

一方、せん断ひずみ度、貫通防止に必要な厚さ及び竜巻防護ネットへの衝撃に対する許容値と風速100m/s時のこれらの評価値との比を裕度と定義すると、上記の風速比の自乗(=1.10)が裕度以下であることを確認できれば、建屋・機器の健全性は確保されると評価できる。

イ 風荷重に対する健全性評価結果

(イ) 建屋

原子炉格納容器、原子炉周辺建屋、原子炉補助建屋等の安全上重要な設備が設置されている建屋について、風速104.7m/sの竜巻による風荷重に対する影響評価結果を第3.1.4.5-6表に示す。いずれも、裕度が風速比の自乗よりも大きいことから、風速104.7m/sの竜巻に対しても、各建屋の健全性は確保されると評価できる。

(ロ) 屋外に設置されている安全上重要な機器

屋外に設置されている安全上重要な機器について、風速 104.7m/s の竜巻による風荷重に対する影響評価結果を第 3.1.4.5-7 表に示す。いずれも、裕度が風速比の自乗よりも大きいことから、風速 104.7m/s の竜巻に対しても、各機器の健全性は確保されると評価できる。

(ハ) 外部電源(送電鉄塔、送電線)

風荷重に対して設計上の配慮はされているものの、ここで想定する風荷重に対しては、送電鉄塔の倒壊や送電線の切断等により、外部電源が喪失すると想定する。

ロ 竜巻による飛来物に対する健全性評価結果

(イ) 建屋

原子炉格納容器、原子炉周辺建屋、原子炉補助建屋等の安全上重要な設備が設置されている建屋について、風速 104.7m/s の竜巻による飛来物の衝突に対する影響評価結果を第 3.1.4.5-8 表に示す。いずれも、裕度が風速比の自乗よりも大きいことから、風速 104.7m/s の竜巻による飛来物の衝突に対しても、各建屋に貫通は生じず、建屋貫通による内包設備への影響はないと評価できる。

(ロ) 屋外に設置されている安全上重要な設備

屋外に設置されている安全上重要な設備を竜巻から防護するために設置されている竜巻防護ネットについて、風速 104.7m/s の竜巻による飛来物の衝突に対する影響評価結果を第 3.1.4.5-10 表に示す。いずれも、裕度が風速比の自乗よりも大きいことから、風速 104.7m/s の竜

巻による飛来物の衝突に対しても、竜巻防護ネットに貫通は生じず、屋外に設置されている安全上重要な設備への影響はないと評価できる。

(ハ) 屋外にある一部の可搬型重大事故等対処設備

可搬型重大事故等対処設備については、固縛等により相応の耐性を有していること、また、保管場所については、分散して複数箇所設け、それぞれ 100m 以上離隔していることから、風速 104.7m/s の竜巻時であっても全てが同時に影響を受ける可能性は小さいと考えられる。

(d) 発電所への影響の評価

(c)項の評価結果より、年超過確率 10^{-6} 相当の竜巻に対して、各建屋・設備の健全性を評価したところ、変圧器・送電線等の機能喪失により外部電源喪失が起きる可能性があるが、安全上重要な設備に影響は発生せず、炉心及び SFP 内の使用済燃料の健全性は損なわれないことを確認した。

b. 落雷

(a) 落雷に対する設計について

落雷の規格基準として、電中研の研究報告「発電所および地中送電線の耐雷設計ガイド」を参照し、500kV 送変電所の最大想定雷撃電流推奨値である 150kA を設計雷撃電流とし、以下のとおり対策している。

雷害防止対策として、建築基準法に基づき高さ 20m を超える原子炉格納施設等へ日本工業規格 (JIS) に従った避雷設備を設置するとともに、構内接地網と接続することにより、接地抵抗の低減や雷撃に伴う構内接地系の電位分布の平坦化を図っている。さらに、安全保護回路への雷サージ抑制を図る回路設計とすることにより、安全施設の安全機能を損なわない設計としている。

(b) 年超過確率 10^{-6} 相当の雷撃電流

当社の落雷位置評定システムからのデータを基に、年超過確率 10^{-6} に相当する最大雷撃電流値を求めた。この値は、「原子力発電所の耐雷指針 (JEAG 4608-2007)」に基づき、以下のように求めることができる。

- ① 発電所を含む 60km 四方のエリアで発生した落雷の最大電流値ごとの雷撃回数を累積した曲線 (累積頻度分布曲線) を求める。
- ② 発電所の 2km 四方における雷撃数及び原子炉格納容器の落雷の収集面積 (原子炉格納容器の高さの 3 倍で囲まれる面積) から、原子炉格納容器への年間雷撃回数を求める。
- ③ ②の年間雷撃数を基に、再現期間 10^6 年間の原子炉格納容器への雷撃数を求め、この逆数に対応する電流値を①の累積頻度分布曲線から読み取る。

この結果、年超過確率 10^{-6} に相当する最大雷撃電流は 360kA となる。
この雷撃電流に対する設備の損傷の有無を確認し、発電所への影響を評価する。

(c) 各設備の影響評価の前提条件

落雷により影響を受けると考えられる設備は、それぞれ分散されていることから、落雷により同時損傷する可能性は非常に小さいと考えられるが、本評価では複数設備の同時損傷を考慮している。また、簡単のため、直撃雷の最大雷撃電流値及び誘導雷サージの雷サージ電圧値に関わらず対象とする設備が必ず損傷するものとしており、年超過確率 10^{-6} に相当する最大雷撃電流及び雷撃位置、その落雷により各設備に発生する雷サージ電圧を算出し、各設備の耐力との比較を行うことはせず、以下の前提条件のもと評価を行う。

イ 直撃雷による設備損傷

屋外設備への直撃雷により、直撃雷を受けた設備の機能喪失を想定する。但し、連続して複数の屋外設備に直撃雷は生じないものとする。

ロ 誘導雷サージによる設備損傷

屋外ケーブル(金属材料が使われていない光ケーブルを除く。)からの誘導雷サージが、それに接続される設備に流れ、当該回路の機能喪失に至ると想定する。誘導雷サージによる機能喪失範囲は、屋外ケーブルで常時接続されている屋外機器及び建屋内機器の接続部位までが持つ機能が喪失することとする。

なお、建屋内機器の接続部位がしゃ断器等で開放又は引き出し位置で縁切りされている場合には、接続されている屋外機器のみが誘導雷サージの影響を受け、機能喪失することとする。

ハ 誘導雷サージによる誤信号の発信

設計想定以上の雷サージにより機器が誤動作する可能性があるが、機器の誤動作が起こったとしても、落雷による瞬間的な誤信号であれば、運転員による適切な操作がなされることから、影響はないとする。

ニ 建屋内のみで構成される機器

建屋内のみで構成される機器については、建屋が鉄筋コンクリート造であり、かつ、十分に接地されており、また、その鉄筋量は一般建屋よりも多く緻密な格子状の空間遮蔽が形成されていることから、耐雷サージ性の高いファラデーケージになっており、建屋内部の過渡電位分布が平坦されることから、影響はないとする。

ホ 屋外にある可搬型重大事故等対処設備

屋外にある可搬型重大事故等対処設備については、原子炉格納容器、海水ポンプエリアから離隔をとり、それらと同時に影響を受けない場所に分散して配備しているとともに、可搬型重大事故等対処設備同士の距離を十分に離して複数箇所分散して保管していることから、落雷により、同時に全ての設備が機能喪失することはないと評価する。

以上の前提条件のイメージ図を第 3.1.4.5-1 図に示す。

(d) 炉心(出力運転中)の健全性評価

イ 炉心冷却成功シナリオの成立性評価

送電線は架空地線で直撃雷の確率低減対策を実施しているが、設計基準を超える落雷を受けることから、送電系損傷により外部電源喪失に至ると想定する。

また、海水ポンプは、防護壁及び竜巻防護ネットで構成される耐雷サージ性の高いファラデーケージ内に設置されており、直撃雷により機能喪失することは考えられないが、屋外ケーブルに常時接続されていることから、誘導雷サージによる機能喪失に至ると想定する。

これらのことから、外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失を起因事象とするイベントツリーの成功シナリオが成立するか評価する。このイベントツリーを第 3.1.4.5-2 図に示す。

また、外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失を起因事象とするシナリオに必要な屋外設置の影響緩和機器、それらの耐雷評価結果及び判断根拠を参考資料-3 に示す。

成功シナリオに必要な影響緩和機器のうち、屋内設備との常時接続のある大容量空冷式発電機本体が機能喪失することで、「大容量空冷式発電機による給電」の操作に失敗し、炉心冷却は成功しない。

ロ 炉心冷却を成功させるための代替措置

収束シナリオに必要な影響緩和機器のうち、屋内設備と常時接続のある屋外設備である大容量空冷式発電機本体が機能喪失するが、以下のとおり代替手段を検討した。

大容量空冷式発電機本体の給電機能が落雷の影響により機能喪失することで「大容量空冷式発電機からの給電」に失敗することになるが、大容

量空冷式発電機が使用できない場合でも、中容量発電機車を用いることで、評価シナリオに必要な補機への給電が可能である。

以上のことから、年超過確率 10^{-6} 相当の雷撃電流により、変圧器・送電線等の機能喪失から外部電源喪失、原子炉補機冷却機能の全喪失に加え、炉心冷却成功シナリオに必要な影響緩和機器である大容量空冷式発電機が機能喪失するが、代替手段を講じることにより炉心燃料の重大な損傷に至る進展に対する対応が可能である。

(e) 炉心(停止中)の健全性評価

イ 炉心冷却成功シナリオの成立性評価

(d)項と同様に、外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失を起回事象とするイベントツリーの成功パスが成立するか評価する。このイベントツリーを第 3.1.4.5-3 図に示す。

また、外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失を起回事象とするシナリオに必要な屋外設置の影響緩和機器、それらの耐雷評価結果及び判断根拠を参考資料-3 に示す。

成功シナリオに必要な影響緩和機器のうち、屋内設備との常時接続のある屋外設備である大容量空冷式発電機本体が機能喪失することで、「大容量空冷式発電機による給電」の操作に失敗し、炉心冷却は成功しない。

ロ 炉心冷却を成功させるための代替措置

収束シナリオに必要な影響緩和機器のうち、屋内設備と常時接続のある屋外設備である、大容量空冷式発電機本体が機能喪失するが、以下のとおり代替手段を検討した。

大容量空冷式発電機本体の給電機能が落雷の影響により機能喪失することで「大容量空冷式発電機からの給電」に失敗することになるが、大容量空冷式発電機が使用できない場合でも、中容量発電機車を用いることで、評価シナリオに必要な補機への給電が可能である。

なお、中容量発電機車からの給電を行うまでの間は、燃料取替用水タンク水を余熱除去ポンプスルーにより 1 次冷却材系統低温側配管へ注入する「燃料取替用水タンクからの重力注入」により原子炉へ注入を行う。

以上のことから、年超過確率 10^{-6} 相当の雷撃電流により、変圧器・送電線等の機能喪失から外部電源喪失、原子炉補機冷却機能の全喪失に加え、炉心冷却成功シナリオに必要な影響緩和機器である大容量空冷式発電機が機能喪失するが、代替手段を講じることにより炉心燃料の重大な損傷に至る進展に対する対応が可能である。

(f) SFP 内の使用済燃料の健全性評価

イ SFP 内の使用済燃料冷却成功シナリオの成立性評価

(d) 項と同様に、外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失を起因事象とするイベントツリーの成功パスが成立するか評価する。このイベントツリーを第 3.1.4.5-4 図に示す。

また、外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失を起因事象とするシナリオに必要な屋外設置の影響緩和機器、それらの耐雷評価結果及び判断根拠を参考資料-3 に示す。

年超過確率 10^{-6} 相当の落雷を考慮した場合でも、SFP 補給用水中ポンプによる SFP への海水注水に成功することから、SFP 内の使用済燃料の重大な損傷に至る進展に対する対応が可能である。

(g) 発電所への影響の評価

(d)項～(f)項のとおり、超過確率 10^{-6} 相当の落雷を考慮した場合でも、
発電所への影響はないと評価する。

c. 高温

(a) 高温に対する設計について

高温に対する設計では、外気温 33.0℃と設定しており、屋外機器等は、使用温度 40～50℃の性能のものを設置している。

(b) 年超過確率 10^{-6} 相当の高温

国内の原子力施設周辺の気象官署 32 地点における、観測開始年から 2012 年までの日最高気温データを Station Year 法(以下「SY 法」という。)により合併し、合併したデータを基に最適極値分布を求め、これから玄海原子力発電所周辺の気象官署 2 地点(福岡、平戸)の年超過確率 10^{-6} 相当の日最高気温を求め、これらの内の最大値とした。

各地点における、確率値の算出手順を以下に示す。

- ① 各地点におけるデータ X_i^j を Gumbel 分布にフィッティングし、この 2 年確率値 (M2) を確率分布の中央値、10 年確率値 (M10) を確率分布の広がりとする。

ここで、 i はデータを大きい方から並べた順、 j は地点を表す。

- ② 以下の式により、各地点の M2 及び M10 からデータを規準化する。

$$Y_i^j = \frac{X_i^j - M2^j}{M10^j - M2^j}$$

- ③ 規準化したデータ Y_i^j を 32 地点分、合併し、これを Y_i とする。

- ④ Hazen プロットを用い、 Y_i の最適極値分布 Y_i を求める。

- ⑤ 各地点における確率値 X_i^j を以下の式で求める。

$$X_i^j = (M10^j - M2^j) Y_i + M2^j$$

気象データを収集した気象官署 32 地点を第 3.1.4.5-11 表に示す。

この結果、年超過確率 10^{-6} に相当する高温は 39.9℃となる。この温度に対する設備の損傷の有無を確認し、発電所への影響を評価する。

(c) 発電所への影響の評価

(a)項のとおり、安全上重要な屋外設備については設計温度内であることから、それらの機能は維持される。

また、高温の影響により海水温度が上昇し、十分な冷却機能が得られない場合には、海水ポンプ、原子炉補機冷却水冷却器・ポンプの追加起動を行う。それでも冷却機能を満足できない場合は原子炉を停止するため、発電所への影響はないと評価する。

d. 低温、凍結

(a) 低温に対する設計について

低温に対する設計では、極値 -5.8°C を下回る -7.0°C と設定しており、屋外機器等で凍結のおそれのあるものについては、ヒートトレースや凍結防止保温等にて対策を施すとともに、海水ポンプ潤滑水バックアップライン(所内用水)の凍結防止ブロー等を行なっていることより、安全施設の安全機能を損なわない設計としている。

(b) 年超過確率 10^{-6} 相当の低温

国内の原子力施設周辺の気象官署 32 地点における、観測開始年から 2012 年までの日最低気温データを SY 法により合併し、合併したデータを基に最適極値分布を求め、これから玄海原子力発電所周辺の気象官署 2 地点(福岡、平戸)の年超過確率 10^{-6} 相当の日最低気温を求め、これらの内の最小値とした。

この結果、年超過確率 10^{-6} に相当する低温は -11.3°C となる。この温度に対する設備の損傷の有無を確認し、発電所への影響を評価する。

(c) 各設備の損傷評価

低温・凍結により、安全上重要な屋外設備に発生する可能性のある影響について、以下のとおり評価した。

イ 屋外配管

安全上重要な機器に淡水を供給する系統として、海水ポンプ潤滑水バックアップライン(所内用水)がある。所内用水については、凍結防止ブロー等を行なっていることより、安全施設の安全機能が損なわれない。

ロ 可搬設備

屋外に設置されているディーゼル機関等を有する可搬設備は、低温時には、暖機運転することになっている。

(d) 発電所への影響の評価

(c)項の評価結果から、年超過確率 10^{-6} 相当の低温に対し、影響を受けると思われる屋外設備を評価した結果、影響はないと評価された。

なお、凍結防止処置や暖機運転については、当該事象の進展は遅く、公的機関等の情報により、事前の予測が十分可能であることから、実施可能である。

e. 降雪(積雪)

(a) 積雪に対する設計について

建築基準法に基づき、積雪量 20cm として積雪荷重を設定し、それに対し機械的強度を有する構造とすることで、安全施設の安全機能を損なわない設計としている。

なお、平戸特別地域気象観測所での観測記録(1951～2000 年)によれば、積雪の深さの月最大値は、12cm(1959 年 1 月 18 日)であることから、積雪量 20cm 時の積雪荷重に対する強度評価も行っている。

(b) 年超過確率 10^{-6} 相当の積雪量

国内の原子力施設周辺の気象官署 32 地点における、観測開始年から 2012 年までの月最深積雪データを SY 法により合併し、合併したデータを基に最適極値分布を求め、これから玄海原子力発電所周辺の気象官署 2 地点(福岡、平戸)の年超過確率 10^{-6} 相当の月最深積雪を求め、これらの内の最大値とした。

この結果、年超過確率 10^{-6} に相当する積雪量は 45.2cm となる。この積雪量に対する設備の損傷の有無を確認し、発電所への影響を評価する。

(c) 各設備の影響評価

降雪(積雪)により、設備等に発生する可能性のある影響について、以下のとおり、損傷、機能喪失を評価した。

イ 「雪の多量吸込み」による空調吸気口、冷却口の閉塞

ディーゼル発電機の吸排気口及び海水ポンプモータ排気口の高さが確保されており雪の多量吸込による閉塞は発生しない。評価結果を第 3.1.4.5-12 表に示す。

ロ 各建屋の積雪荷重に対する評価

安全上重要な建屋は、第 3.1.4.5-13 表のとおり、積雪荷重に対して十分な余裕を有している。

ハ 外部電源(送電鉄塔、送電線)

設計基準を超える降雪(積雪)により、着雪による絶縁不良で、外部電源が喪失することを想定する。

(d) 発電所への影響の評価

(c)項から、年超過確率 10^{-6} 相当の積雪時には、外部電源喪失が起きる可能性があるが、送電鉄塔、送電線以外の建屋・設備については影響がなく、また、当該事象の進展は遅く、公的機関等の情報により、事前の予測が十分可能であり、除雪等を行うことにより、アクセスルート等の確保が可能であることから、外部電源喪失時の手順により原子炉を安全に停止できる。

f. 降雨(流木)

(a) 降雨に対する設計について

平戸特別地域気象観測所での観測記録(1951~2012年)によれば、発電所周辺地域における日最大1時間降水量の最大値は、125.5mm(1999年9月2日)である。

降水に対しては、構内排水施設を設けて海域に排水し、安全上重要な設備が安全機能を損なわない設計としている。

なお、排水施設(雨水排水処理装置)は、観測記録を上回る降水量290mm/hの排水能力を有している。

(b) 過去最大値(極値)に対する影響評価

九州地方における至近の降雨事象として記憶に新しい九州北部豪雨がある。

2017年7月5日から6日にかけて、対馬海峡付近に停滞した梅雨前線に向かって暖かく非常に湿った空気が流れ込んだ影響等により、線状降水帯が形成・維持され、同じ場所に猛烈な雨を継続して降らせたことから、九州北部地方で記録的な大雨となった。

九州北部地方では、7月5日から6日までの総降水量が多いところで500mmを超え、7月の月降水量平年値を超える大雨となったところがあった。また、福岡県朝倉市や大分県日田市等で24時間降水量の値が観測史上1位の値を更新するなど、これまでの観測記録を更新する大雨となった。

1時間降水量 : 129.0mm (福岡県朝倉市7月5日)

24時間降水量 : 545.5mm (福岡県朝倉市7月6日)

なお、日本最大の降水記録は、1 時間降水量：153mm/h(千葉県香取 1999 年 10 月 27 日、長崎県長浦岳 1982 年 7 月 23 日)である。

(a)項のとおり、発電所の排水施設(雨水排水処理装置)は、観測記録を上回る降雨強度 290mm/h の雨水を排水する能力を有しているため、日本最大の降水記録に対しても影響はないと評価する。

(c) 年超過確率 10^{-6} 値に対する影響評価

国内の原子力施設周辺の気象官署 32 地点における、観測開始年から 2012 年までの日最大 1 時間降雨量データを SY 法により合併し、合併したデータを基に最適極値分布を求め、これから玄海原子力発電所周辺の気象官署 2 地点(福岡、平戸)の年超過確率 10^{-6} 相当の日最大 1 時間降雨量を求め、これらの内の最大値とした。

この結果、年超過確率 10^{-6} に相当する 1 時間降水量は 275.6mm となるものの、これを上回る降雨強度 290mm/h の雨水を排水する能力を有していることから、発電所設備への影響はないと考えられる。

(d) 各建屋、設備の損傷評価

イ 降雨による影響

(イ) 発電所敷地

1 時間降水量が年超過確率 10^{-6} に相当する 275.6mm は、発電所の雨水排水設備の排水能力 290mm/h を超えないものの、設計どおりに雨水が排出されること、局所的な水溜りが生じないこと等を実地で確認するためにプラント・ウォークダウンを行った。

プラント・ウォークダウンは以下の観点の調査を行った。

I プラント・ウォークダウンの実施結果

(I) 実施方法

第 3.1.4.5-5 図に示すチェックシートを用い、主に以下について確認を実施した。

i 屋外排水路及び雨水排水処理装置が当初設計どおりになっているか

玄海原子力発電所の敷地形状の場合、敷地東側に山側斜面等がないため、発電所構外からの豪雨による雨水の大量流入といったことは想定されない。また、発電所の近くには、ダム崩壊により影響を及ぼすような河川はなく、発電所敷地付近の地形及び表流水の状況から判断しても、洪水による被害は考えられない。

なお、玄海原子力発電所の敷地内の貯水池に八田浦貯水池があるが、仮にダムが崩壊した場合でも、貯水池の水は発電所の安全施設に影響を与えない経路で海に流出することから、影響を考慮する必要はない。

したがって、豪雨発生時の発電所構外からの雨水の流込みは想定されないため、発電所敷地全体に降雨する雨水が、屋外排水路及び雨水排水処理装置が当初設計どおりとなっており、しっかり排水されることを確認した。

ii 局所的に雨水が滞留するような箇所がないか

図面化されていない、または図面上では読み取れないような段差、くぼみなどの有無について確認した。

(Ⅱ) 実施結果

i 実施日

2019年11月13日

ii 結果

プラント・ウォークダウンの結果、豪雨が発生した場合に、排水経路となる屋外排水路及び雨水排水処理装置について、当初設計から変更がないこと、局所的に雨水が滞留するような箇所がなくプラントへの影響がないことを確認した。

(ロ) 建屋屋上

各建屋の屋上についても、雨水排水設備を備えており、発電所の構内に設置された排水系統を通じて海域に放出している。屋上の雨水排水設備の排水能力を超えた場合、雨水は建屋屋上から溢れ、壁を伝い、建屋外の敷地側溝へと自然流下するため、屋上貯留される雨水は限定的である。また、建屋の屋上のオーバーフロー管から流出する雨水又は壁をつたい自然流下する雨水が別の建屋の屋上へと流れ込み、水量が増幅するような建屋の配置になっていないことを確認している。

なお、屋上の貫通配管部については、シール施工され建屋内部に雨水は流入しないことを確認している。

(ハ) 海水ポンプエリア

海水ポンプエリアについては、海水ポンプ設置エリア、海水ストレーナ設置エリア、海水管ダクトに設置されている床ドレンライン及びトレンチ排水ポンプ等で排水する仕組みとなっているが、排水処理量を上回

る場合には、排水ピットに設置されている水位計が、水位が高くなった場合に、中央制御室に警報を発する。この場合、重大事故等対処設備以外の可搬の水中ポンプにて排水することが可能である。

また、海水ポンプモータの没水により海水ポンプが機能喪失する場合であっても、既に整備している原子炉補機冷却機能の全喪失時の手順により、原子炉を安全に停止できる。

(二) 八田浦貯水池

発電所の近くには、ダムの崩壊により影響を及ぼすような河川はないことから、ダムの崩壊を考慮する必要はない。

なお、玄海原子力発電所の敷地内の貯水池に八田浦貯水池があるが、仮にダムが崩壊した場合でも、貯水池の水は発電所の安全施設に影響を与えない経路で海に流出することから、ダムの崩壊の影響を考慮する必要はない。

ロ 流木による影響(海水取水口の閉塞事象)

九州北部豪雨のような局地的な降雨による斜面崩壊に伴い、流木が発生し、洪水と共に発電所周辺の海域へ押し寄せ、海水ポンプや循環水ポンプの取水に伴う海水の流れにより、取水口へ流入し、海水取水経路の閉塞を引き起こすことが想定される。

取水口には、除塵装置として、取水口スクリーン、バースクリーン及びロータリースクリーンが設置されており、くらげ、流木及びその他漂流物を除去できる。

くらげ、流木及びその他漂流物の襲来により除塵装置スクリーン前後の水位差が生じれば、除塵装置の自動動作状況を確認し、必要に応じ循環

水ポンプの取水量の調整を行うことにより、運転を継続することができる。循環水ポンプの取水量の調整に伴い、復水器真空度が低下すれば発電機出力を抑制し、運転を継続することもできる。

なお、海水取水経路が閉塞した場合であっても、既に整備している原子炉補機冷却機能の全喪失時の手順により、原子炉を安全に停止できる。

(e) 発電所への影響の評価

(d)項の評価結果から、年超過確率 10^{-6} に相当する 1 時間降水量 275.6mm の豪雨が発生した場合、発電所の雨水排水設備の排水能力 290mm/h を超えず、影響は考えられないことを確認した。また、局所的に雨水が滞留するような箇所がないことを確認した。

また、九州北部豪雨のような局地的な降雨により発生した流木が、発電所周辺の海域へ押し寄せ海水取水経路の閉塞を引き起こす可能性があるが、くらげ、流木及びその他漂流物が原子炉補機冷却系統等に影響を与える場合には、原子炉補機冷却機能全喪失への対応手順により、原子炉を安全に停止できる。

第 3.1.4.5-1 表 その他の自然現象に対する評価にて検討する事象の
選定結果

外部ハザード	検討事象
洪水	洪水、河川の迂回
竜巻を含む強風	竜巻、強風、風(台風)、ハリケーン
落雷	落雷
火災	森林火災、草原火災
気象	高温、低温、凍結、氷の蓄積、氷結、氷晶、氷壁、霜・白霜、降雪、積雪、暴風雪、雹、あられ、雪崩、降水・豪雨・降雨(流木による影響含む)、高湿度、濃霧、もや、渇水、干ばつ、砂嵐(塩を含んだ嵐)、塩害、塩雲、極限的な圧力(気圧高低)
太陽風	太陽フレア、磁気嵐
水理地質学的及び水理学的ハザード	高潮、満潮、海水面高・低、波浪、高波、湖又は河川の水位低下・上昇、静振、地滑り、斜面崩壊、土砂崩れ(山崩れ、がけ崩れ)、土石流、地下水による地滑り、極端な地下水位低下、地下水による浸食、土壌の収縮又は膨張、泥湧出、陥没・地盤沈下・地割れ、地面の隆起、海岸浸食、カルスト、高温水(海水温高)、低温水(海水温低)、毒性ガス、水蒸気
火山	火山(火山活動、降灰)
生物学的汚染	生物学的事象、動物、水中の有機物
外部からのミサイル	隕石

第 3.1.4.5-2 表 年超過確率 10^{-6} 相当のハザード値

外部ハザード	評価事象	年超過確率 10^{-6} 相当のハザード値	(参考) 設計想定値
竜巻を含む強風	竜巻	104.7m/s (風速)	100.0m/s (風速)
落雷	落雷	360kA (最大雷撃電流)	150kA (最大雷撃電流)
気象	高温	39.9°C (外気温)	33.0°C (外気温)
	低温、凍結	-11.3°C (外気温)	-7.0°C (外気温)
	降雪、積雪、暴風雪	45.2cm (積雪量)	30.0cm (積雪量)
	降雨・降水・豪雨	275.6mm (1 時間降水量)	125.5mm (1 時間降水量)

第 3.1.4.5-3 表 敷地の立地や敷地の地理的条件により、発生しても影響が
起こり得ない事象 (1/2)

外部ハザード	検討事象	根拠
洪水	洪水、河川の迂回	発電所の北西方向に長い長方形のなだらかな起伏をもった標高 30m 前後の丘陵地帯となっており、発生しても影響が起こり得ない。
水理地質学的及び水理学的ハザード	湖又は河川の水位低下・上昇、静振	また、発電所に影響を及ぼす湖が存在しない。
	地滑り、斜面崩壊、土砂崩れ(山崩れ、がけ崩れ)、土石流、地下水による地滑り	発電所周辺に影響を及ぼすような地滑り、土砂崩れ(山崩れ、がけ崩れ)、土石流の素因となる地形が存在しない。
	極端な地下水位低下	発電所では地下水を利用していない。
	土壌の収縮又は膨張、泥湧出、陥没・地盤沈下・地割れ、地面の隆起、地下水による浸食	発電所及び周辺の地盤に関する地質調査、文献調査より、安全上重要な施設は、十分な支持性能を有する地盤に支持され、周辺地盤の変状による不等沈下、液状化、揺すり込み沈下等の影響がなく、地殻変動による基礎地盤の傾斜及び撓み影響がないことを確認している。
	海岸浸食	事象進展が遅く、発生しても影響が生じる前に対策を施すため、影響が起こり得ない。
	カルスト	カルスト地形が存在しない。
	毒性ガス、水蒸気	発電所及び周辺の地盤に関する地質調査、文献調査より、発電所及び周辺には、熱水変質鉱物(過去に火山活動による毒性ガスや水蒸気の湧出があったことを示す地層)が存在するが、熱水変質活動の年代は古いことを確認している。また、発電所及び周辺において、低周波地震が認められず、熱水活動も認められないことを確認している。

第 3.1.4.5-3 表 敷地の立地や敷地の地理的条件により、発生しても影響が
起こり得ない事象 (2/2)

外部ハザード	検討事象	根拠
水理地質学的及び水理学的ハザード	低温水(海水温低)	低温になった海水が流れ込んできたとしても、冷却器の熱交換機能に影響はない。また、海水温が約-1.8℃になると凍り始めるが、海面約 10cm のところで氷が徐々に形成され海中は凍らないため、海水取水機能の閉塞は起こり得ない。
気象	雪崩	発電所周辺及び敷地内において、雪崩が発生するような斜面、山との離隔距離が十分に確保されているため、発生しても影響が起こり得ない。
	渇水、干ばつ	八田浦貯水池が枯渇し、原水・補給水系に影響を及ぼす場合は停止することとする。なお、原子炉停止に必要な最終的な取水源としては、海水を利用するため、発生しても影響が起こり得ない。
	砂嵐(塩を含んだ嵐)、塩害、塩雲	周囲に大規模な砂地が存在しない。また、碍子に付着することで絶縁機能が損なわれる可能性があるが、事象進展が遅く、十分管理が可能であるため発生しても影響が起こり得ない。
	高湿度、濃霧、もや	屋外設備については、防滴仕様、防水仕様となっており、高湿度・濃霧等の影響は生じない。また、屋内設備については、空調で管理されていることから、発生しても影響が起こり得ない。

第 3.1.4.5-4 表 影響が他の事象に包絡される事象

外部ハザード	検討事象	根拠
水理地質学的及び 水理学的ハザード	高潮、満潮、海水面 高・低、波浪、高波	津波に包絡される。
気象	氷の蓄積、氷結、氷 晶、氷壁、霜・白霜	低温・凍結に包絡される。
	雹、あられ	降雪・積雪に包絡される。また、降雹 による衝突は、竜巻(飛来物衝突)に 包絡される。
	極限的な圧力(気圧 高低)	竜巻に包絡される。

第 3.1.4.5-5 表 予想される影響が運用で対処できる事象

外部ハザード	検討事象	根拠
火災	森林火災、草原火災	発電所における可燃物の量(植生)、気象条件、発火点等について最も厳しい条件を用いて、最大規模の森林火災を設計で考慮している。また、森林火災が拡大するまでには時間的余裕が十分にあり、予め放水する等の必要な安全措施を講じることができる。
火山	火山(火山活動、降灰)	破局的噴火への発展の可能性がある場合は、燃料の移送計画を策定し、燃料を発電所から搬出する運用を整備している。
生物学的汚染	生物学的事象(くらげ)	くらげが原子炉補機冷却系統等に影響を与える場合には、原子炉補機冷却海水系統機能喪失、原子炉補機冷却機能喪失の手順により対応できる。
太陽風	太陽フレア、磁気嵐	太陽フレアに伴う磁気嵐により、西九州変電所及び背振変電所～玄海原子力発電所特高開閉所間の長距離送電線に地磁気誘導電流が発生し、主変圧器の焼損が発生することで外部電源喪失が生じる可能性があるが、外部電源喪失の手順で対応できる。
水理地質学的及び水理学的ハザード	高温水(海水温高)	海水温度が上昇し、十分な原子炉補機冷却機能が得られない場合には、海水ポンプ、原子炉補機冷却水冷却器・ポンプの追加起動を行う。それでも冷却機能を満足できない場合は原子炉を停止する。

第 3.1.4.5-6 表 風荷重に対する主要建屋の影響評価結果

建屋	設計 (風速 100.0m/s)			B) 自乗値	影響 評価	結果
	せん断 ひずみ度※	基準値	A) 裕度			
原子炉格納容器	1.63×10^{-5}	2.0×10^{-3}	122.69	1.10	A>B	○
原子炉周辺建屋	1.60×10^{-5}		125.00		A>B	○
原子炉補助建屋	7.70×10^{-5}		25.97		A>B	○

※せん断ひずみ度は最も裕度が低く評価されたケースを示している。

第 3.1.4.5-7 表 風荷重に対する機器の影響評価結果

機器	設計 (風速 100.0m/s)			B) 自乗値	影響 評価	結果
	応力※ [MPa]	基準値	A) 裕度			
海水ポンプ (電動機支え台取合ボルト)	36	205	5.69	1.10	A>B	○
海水ポンプモータ (空気冷却器取付ボルト)	23	184	8.00		A>B	○

※応力値は最も裕度が低く評価されたケースを示している。

第 3.1.4.5-8 表 飛来物の衝突に対する建屋の影響評価結果

建屋	設計(風速 100.0m/s)			B) 自乗値	影響 評価	結果
	貫通防止に 必要な厚さ	最小 厚さ	A) 裕度			
原子炉格納容器	25.1cm	110cm	4.38	1.10	A>B	○
原子炉周辺建屋	19.3cm	16cm	0.83 ^{※1}		A<B	—
原子炉補助建屋	27.2cm ^{※2}	30cm	1.10 ^{※2}		A>B	○
ディーゼル発電機 燃料貯油そう基礎	22mm	45mm	2.05		A>B	○
ディーゼル発電機 燃料貯蔵タンク基礎	22mm	45mm	2.05		A>B	○

※1 原子炉周辺建屋の評価対象とした部位(屋根スラブ)については、貫通防止に必要な厚さが最小厚さを超えるものの、最も厳しくなる解析ケース(燃料取扱棟の屋根スラブ中央に設計飛来物が縦衝突するケース)において、デッキプレートの発生ひずみが許容限界を超えないことを確認した。(第 3.1.4.5-9 表参照)

※2 竜巻より防護すべき施設を内包する施設の強度計算書には、27.2cmと記載されているが、コンクリート強度に関する係数の実強度(×1.75)を考慮すると、貫通防止に必要な厚さは 15.5cm となり、裕度は 1.93 となる。

第 3.1.4.5-9 表 原子炉周辺建屋(屋根スラブ)の飛来物衝突に対する影響評価結果

評価項目	設計(100.0m/s)			B) 自乗値	影響 評価	結果
	評価値	許容値	A)裕度			
デッキプレートの ひずみ	0.009	0.07	7.78	1.10	A>B	○

第 3.1.4.5-10 表 飛来物の衝突に対する竜巻防護ネットの影響評価結果

評価内容	評価部位	設計 (100.0m/s)			B) 自乗値	影響 評価	結果
		評価値	許容値	A) 裕度			
吸収エネルギー評価※1	海水ポンプ エリア	110.7kJ	511kJ	4.62	1.10	A>B	○
破断評価※2	海水ポンプ エリア	4.3kN	17.2kN	4.00		A>B	○

※1 飛来物衝突時の吸収エネルギーが最大となるよう、飛来物の衝突姿勢を垂直姿勢、衝突位置をネットの中央位置で想定

※2 飛来物衝突時の引張荷重が最大となるよう、飛来物の衝突姿勢を垂直姿勢、衝突位置をネットの端部位置で想定

第 3.1.4.5-11 表 気象データを収集した 32 気象官署

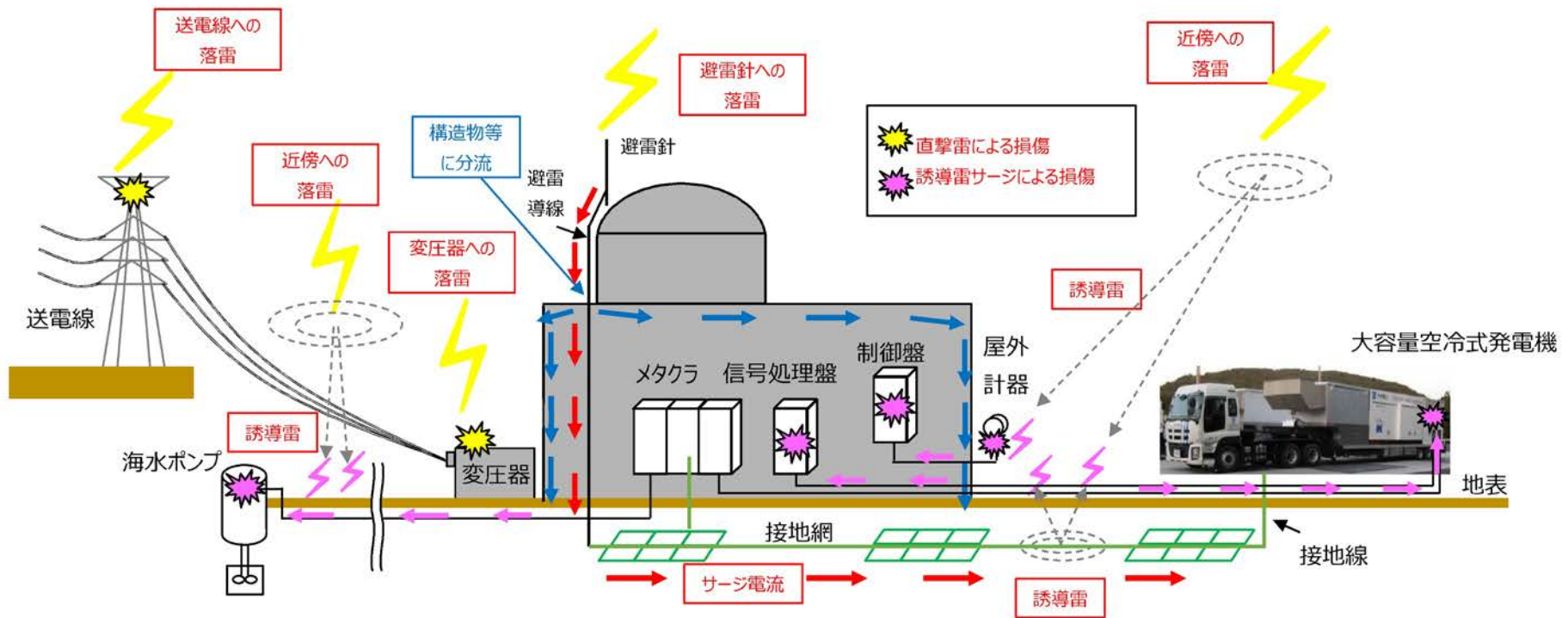
都道府県	気象官署
北海道	寿都、小樽、函館
青森県	むつ、八戸
岩手県	大船渡
宮城県	石巻、仙台
福島県	小名浜
新潟県	新潟、高田
茨城県	水戸
千葉県	銚子
静岡県	御前崎、浜松
石川県	金沢、輪島
福井県	福井、敦賀
京都府	舞鶴
鳥取県	米子、鳥取
島根県	松江
広島県	呉
愛媛県	松山、宇和島
福岡県	福岡
長崎県	平戸
大分県	大分
鹿児島県	鹿児島、阿久根、枕崎

第 3.1.4.5-12 表 各吸排気口の高さと積雪高さの比較

吸排気口	設置面からの高さ	積雪深さ	結果
ディーゼル発電機の吸排気口	吸気口:約 2.6m 排気口:約 8.7m	45.2cm	○
海水ポンプモータ排気口 (モータ下端高さ)	約 2m		

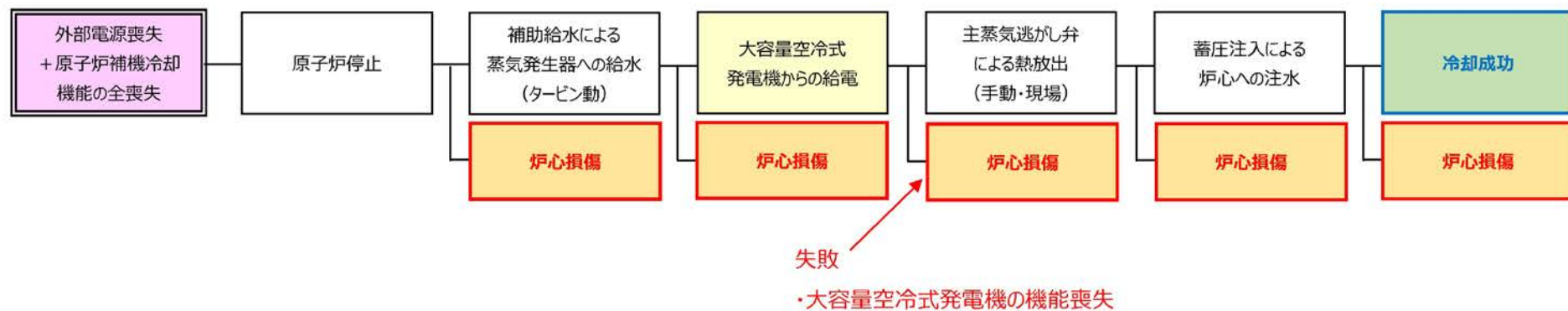
第 3.1.4.5-13 表 各建屋の積雪荷重に対する強度評価結果

建屋	許容積雪荷重 [N/m ²]	積雪荷重[N/m ²]	結果
		積雪量 45.2cm	
原子炉格納容器	13,100	904	○
原子炉周辺建屋	6,100		
燃料取扱棟	3,700		
原子炉補助建屋	6,500		



第 3.1.4.5-1 図 落雷による影響のイメージ

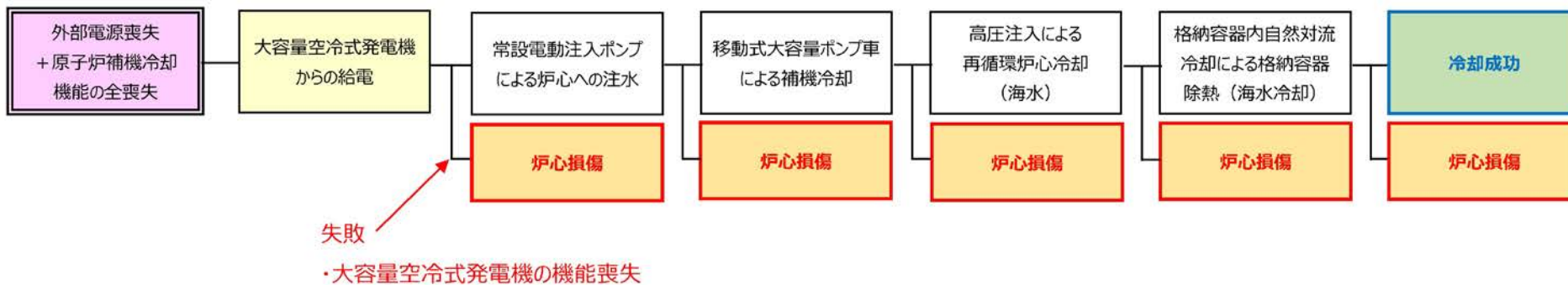
起因事象：外部電源喪失 + 原子炉補機冷却機能の全喪失



3.1.4-399

第 3.1.4.5-2 図 落雷評価における評価シナリオ(炉心(出力運転時))

起因事象：外部電源喪失 + 原子炉補機冷却機能の全喪失



3.1.4-400

第 3.1.4.5-3 図 落雷評価における評価シナリオ(炉心(停止時))

起因事象：外部電源喪失 + 原子炉補機冷却機能の全喪失



第 3.1.4.5-4 図 落雷評価における評価シナリオ (SFP)

玄海原子力発電所 安全裕度評価（豪雨に対する評価）
プラント・ウォークダウンチェックシート

1. 屋外排水路及び雨水排水処理装置が当初設計どおりになっているか

地点名： _____

[チェック対象項目]

- | | | |
|--|-------------------------------|-------------------------------|
| 1) 図面（外形図等）と外見上相違点
は無い | 是
<input type="checkbox"/> | 否
<input type="checkbox"/> |
| 2) 周辺のコンクリート部を含めて
外見上の異常（腐食・亀裂等）は
無い | 是
<input type="checkbox"/> | 否
<input type="checkbox"/> |

気づき事項を記載

実施日： _____

実施者： _____

第 3.1.4.5-5 図 プラント・ウォークダウンチェックシート(1/2)

玄海原子力発電所 安全裕度評価（豪雨に対する評価）
プラント・ウォークダウンチェックシート

2. 局所的に雨水が滞留するような場所の有無

地点名： _____

[チェック対象項目]

- | | | |
|-------------------------|-------------------------------|-------------------------------|
| 1) 局所的に雨水が滞留するような場所がない。 | 是
<input type="checkbox"/> | 否
<input type="checkbox"/> |
|-------------------------|-------------------------------|-------------------------------|

気づき事項を記載

実施日： _____

実施者： _____

3.1.4.6 号機間相互影響評価

玄海原子力発電所においては、4基の原子炉が設置されている。そのうち廃止措置中の1号機及び2号機を除いた3号機及び4号機(以下「評価対象号機」という。)を対象に、地震及び津波の単独号機の評価結果に対して敷地内の他号機(以下「他号機」という。)が及ぼす影響について、号機間の耐性が異なる場合及び号機間の事象進展の過程が異なる場合の相互影響について評価を実施する。

また、炉心損傷防止対策(運転停止時)の評価では、玄海3号機第1回安全性向上評価届出書(令和2年2月20日付け原発本第202号)第3章「3.1.4.2 地震及び津波に対する評価」(以下「玄海3号評価結果」という。)及び本届出書第3章「3.1.4.2 地震及び津波に対する評価」(以下「玄海4号評価結果」という。)に示すとおり、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評価を実施しているが、運転停止中では第3.1.4.6-1図に示すように様々なプラント状態が想定される。このため、燃料取出前のミッドループ運転中に限らず号機間の相互影響が想定されるプラント状態も考慮する。具体的には、運転停止中における炉心に燃料がない状態では、定検作業により原子炉格納容器機器搬入口や原子炉格納容器エアロック等が開放され、単独の津波評価において考慮されている浸水口に加え、他号機を經由して伝播する津波の影響を考える必要がある。このため、停止中の他号機の開口部からの浸水が評価対象号機へ与える影響についても評価を実施する。

(1) 耐性を考慮した相互影響

評価対象号機に対して他号機の耐性が低い場合、他号機の損傷状態により、敷地内の放射線量が高くなり、緩和操作が制限され、クリフエッジよりも低い耐性で燃料損傷や格納容器機能喪失に至る可能性がある。

そこで、本評価では評価対象号機単独の炉心損傷防止対策（出力運転時、運転停止時）、格納容器機能喪失防止対策、使用済燃料ピットの燃料損傷防止対策のそれぞれのクリフエッジ地震加速度及びクリフエッジ津波高さと、他号機の評価結果を比較し、号機間の耐性の違いが単独号機でのクリフエッジシナリオの緩和操作に対して与える影響を被ばく影響の観点から確認する。

a. 評価方法

耐性を考慮した相互影響の確認について第 3.1.4.6-2 図のフローに従い、以下を実施する。

(a) 評価対象号機と他号機の耐性の相違

号機間の耐性に相違がない場合又は他号機の耐性が高い場合には、評価対象号機より先に他号機が炉心損傷や使用済燃料ピットの燃料損傷に至ることはなく、他号機の損傷により緩和操作が制限されることはないため、号機間の相互影響なしに分類する。（第 3.1.4.6-2 図中の分類①）。

(b) 緩和操作における屋外作業の有無

他号機が評価対象号機より先に損傷し、緩和操作が制限される可能性がある場合でも、評価対象号機におけるクリフエッジシナリオの緩和操作が屋内作業のみであれば、他号機からの放射性物質の放出による被ばくの影響を直接受けることは考え難く、評価対象号機のクリフエッジの値

に影響はないと考えられることから、号機間の相互影響なしに分類する。

(第 3.1.4.6-2 図中の分類②)

(c) 屋外作業への影響確認

クリフエッジシナリオ成立のために必要な屋外操作への他号機からの放射性物質の放出による被ばくの影響について、放射線防護マスクの着用等の放射線防護措置及びその他の放射線防護に係る運用を基に確認する。(第 3.1.4.6-2 図中の分類③)

b. 耐性を考慮した相互評価の対象となる組合せ

「3.1.4.2 地震及び津波に対する評価」の評価結果におけるクリフエッジシナリオを踏まえ、号機間の耐性が異なる場合の相互影響を確認するためのクリフエッジシナリオを選定し、対象となる組合せを選定する。

(a) 評価を実施するシナリオの選定

玄海 3 号機及び玄海 4 号機の地震、津波並びに地震及び津波の重畳における以下のイ～ハ項に示すクリフエッジシナリオに対し、号機間の耐力が異なる場合の相互影響にて考慮すべき、評価シナリオを選定する。

なお、玄海 3 号機及び玄海 4 号機の地震、津波並びに地震及び津波の重畳のクリフエッジシナリオが同様のシナリオとなった場合は、地震及び津波の重畳の評価シナリオにて評価を実施する。

イ 地震

(イ) 出力運転時炉心損傷防止対策

玄海 3 号機及び玄海 4 号機どちらも、クリフエッジとなるシナリオは、外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故である。

(ロ) 格納容器機能喪失防止対策

玄海 3 号機及び玄海 4 号機どちらも、クリフエッジとなるシナリオは、外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故である。

(ハ) 使用済燃料ピット燃料損傷防止対策

玄海 3 号機及び玄海 4 号機どちらも、クリフエッジとなるシナリオは、外部電源喪失、原子炉補機冷却水系の機能喪失及び SFP 冷却系機能喪失時に非常用所内電源が喪失する事故である。

(ニ) 運転停止時炉心損傷防止対策

玄海 3 号機及び玄海 4 号機どちらも、クリフエッジとなるシナリオは、燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故である。

ロ 津波

(イ) 出力運転時炉心損傷防止対策

玄海 3 号機及び玄海 4 号機どちらも、クリフエッジとなるシナリオは、外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故である。

(ロ) 格納容器機能喪失防止対策

玄海 3 号機及び玄海 4 号機どちらも、クリフエッジとなるシナリオは、外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故である。

(ハ) 使用済燃料ピット燃料損傷防止対策

玄海 3 号機及び玄海 4 号機どちらも、クリフエッジとなるシナリオは、外部電源喪失及び原子炉補機冷却海水系の全喪失時に非常用所内電源が喪失する事故である。

(ニ) 運転停止時炉心損傷防止対策

玄海 3 号機及び玄海 4 号機どちらも、クリフエッジとなるシナリオは、燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故である。

ハ 地震及び津波の重畳

(イ) 出力運転時炉心損傷防止対策

玄海 3 号機及び玄海 4 号機どちらも、クリフエッジとなるシナリオは、外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故である。

(ロ) 格納容器機能喪失防止対策

玄海 3 号機及び玄海 4 号機どちらも、クリフエッジとなるシナリオは、外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故である。

(ハ) 使用済燃料ピット燃料損傷防止対策

玄海 3 号機及び玄海 4 号機どちらも、クリフエッジとなるシナリオは、外部電源喪失、原子炉補機冷却機能喪失及び SFP 冷却系機能喪失時に非常用所内電源が喪失する事故である。

(ニ) 運転停止時炉心損傷防止対策

玄海 3 号機及び玄海 4 号機どちらも、クリフエッジとなるシナリオは、燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故である。

ニ 評価シナリオの選定

イ～ハ項に示したとおり、玄海 3 号機と玄海 4 号機の地震、津波並びに地震及び津波の重畳において、出力運転時炉心損傷防止対策、使用済燃料ピット燃料損傷防止対策及び運転停止時炉心損傷防止対策は、同様のクリフエッジシナリオとなる。

したがって、いずれの評価においても、地震及び津波の重畳におけるクリフエッジシナリオを評価シナリオとして選定し、評価を実施する。

なお、格納容器破損防止対策について、玄海 3 号評価結果及び玄海 4 号評価結果に示すとおり、格納容器破損防止対策の緩和手段の耐力は炉心損傷防止対策のクリフエッジ地震加速度及び津波高さと同じであり、炉心損傷となる地震加速度及び津波高さにおいて格納容器機能喪失に至ることから、本評価では、炉心損傷防止対策の評価で代表させることとした。

(b) 評価対象となる組合せ

(a) 項にて、選定した地震及び津波の重畳のクリフエッジシナリオを対象に、第 3.1.4.6-3 図に示すとおり玄海 3 号機及び玄海 4 号機の炉心損傷防止対策(出力運転時、運転停止時)、使用済燃料ピットの燃料損傷防止対策の全評価の組合せを号機間の耐性が異なる場合の相互影響を確認するための組合せに設定した。

c. 評価結果

(a) 玄海 4 号機が玄海 3 号機に与える影響評価

玄海 4 号機のクリフエッジ加速度及びクリフエッジ津波高さが玄海 3 号機の評価に与える影響について、「(1) a. 評価方法」に基づき分類した結果を第 3.1.4.6-1 表に示す。表の各列に示した影響を与えるユニットの各評価項目が表の各行に示されている影響を受けるユニットの各評価項目へ与える影響を示す。分類①となった組合せでは、評価対象号機への影響なしと判断されることから、分類③となった使用済燃料ピットの燃料損傷防止対策について、屋外作業への影響確認結果を以下に示す。

イ 使用済燃料ピットの燃料損傷防止対策における屋外作業

玄海 3 号評価結果に示すとおり使用済燃料ピットの燃料損傷防止対策のクリフエッジシナリオでは、事象収束のために SFP 補給用水中ポンプによる海水注水において屋外作業を実施する。具体的には、以下の屋外作業が必要となる。

- ・ アクセスルートの確保
- ・ 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ、取水用水中ポンプによる八田浦

貯水池又は海水を水源とした給水のための系統構成(使用済燃料ピット補給用水中ポンプ・水中ポンプ用発電機、取水用水中ポンプ・水中ポンプ用発電機の設置、中間受槽の組立、水源から中間受槽、中間受槽から使用済燃料ピットへのホース布設・接続)及び給水

- ・ 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ用発電機、水中ポンプ用発電機への燃料供給

これらの屋外作業については、玄海 3 号機の使用済燃料ピットの燃料損傷防止対策のクリフエッジ加速度である 1,372Gal に対し、玄海 4 号機の炉心損傷防止対策(出力運転時、運転停止時)及び使用済燃料ピットの燃料損傷防止対策のクリフエッジ加速度がそれぞれ 1,080Gal、1,135Gal であることから、玄海 4 号機の方が先に炉心燃料損傷や使用済燃料ピットの燃料損傷を生じることとなる。

しかしながら、放射性物質放出のおそれがある場合は、放射線測定器具(ガラスバッジ(以下「GB」という。))及び警報器付きポケット線量計(以下「APD」という。))及び適切な放射線防護具(全面マスク、高線量対応防護服(タングステン入り)等)を携帯若しくは着用することで被ばくに対して備えることで、玄海 3 号機の緩和操作に必要な資機材の準備及び系統構成が可能であり、その後の措置についても、緊急作業時の被ばく線量限度 250mSv を考慮し、適切な人員配置を行うことにより、継続的な緩和措置の実施が可能であると考えられる。

したがって、耐性の違いにより玄海 4 号機が玄海 3 号機に与える影響はないと評価する。

- (b) 玄海 3 号機が玄海 4 号機に与える影響評価

(a)項と同様に、玄海3号機のクリフエッジ加速度及びクリフエッジ津波高さが玄海4号機の評価に与える影響について、「(1)a. 評価方法」に基づき分類した結果を第3.1.4.6-2表に示す。表の各列に示した影響を与えるユニットの各評価項目が表の各行に示されている影響を受けるユニットの各評価項目へ与える影響を示す。分類①となった組合せでは、評価対象号機への影響なしと判断されることから、分類③となった使用済燃料ピットの燃料損傷防止対策について、屋外作業への影響確認結果を以下に示す。

イ 使用済燃料ピットの燃料損傷防止対策における屋外作業

玄海4号評価結果に示すとおり使用済燃料ピットの燃料損傷防止対策のクリフエッジシナリオでは、事象収束のために SFP 補給用水中ポンプによる海水注水において屋外作業を実施する。具体的には、以下の屋外作業が必要となる。

- ・ アクセスルートの確保
- ・ 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ、取水用水中ポンプによる八田浦貯水池又は海水を水源とした給水のための系統構成(使用済燃料ピット補給用水中ポンプ・水中ポンプ用発電機、取水用水中ポンプ・水中ポンプ用発電機の設置、中間受槽の組立、水源から中間受槽、中間受槽から使用済燃料ピットへのホース布設・接続)及び給水
- ・ 水中ポンプ用発電機への燃料供給

これらの屋外作業については、玄海4号機の使用済燃料ピットの燃料損傷防止対策のクリフエッジ加速度である 1,135Gal に対し、玄海3号機

の炉心損傷防止対策(出力運転時、運転停止時)のクリフエッジ加速度が1,080Galであることから、玄海3号機の方が先に炉心燃料損傷を生じることとなる。

しかしながら、放射性物質放出のおそれがある場合は、放射線測定器具(GB及びAPD)及び適切な放射線防護具(全面マスク、高線量対応防護服(タングステン入り)等)を携帯若しくは着用することで被ばくに対して備えることで、玄海4号機の緩和操作に必要な資機材の準備及び系統構成が可能であり、その後の措置についても、緊急作業時の被ばく線量限度250mSvを考慮し、適切な人員配置を行うことにより、継続的な緩和措置の実施が可能であると考えられる。

したがって、耐性の違いにより玄海3号機が玄海4号機に与える影響はないと評価する。

(2) 号機間の事象進展の過程が異なる場合の相互影響

a. 評価方法

評価対象号機に対して他号機の事象進展が異なる場合、他号機の事象進展の過程により、評価対象号機の緩和操作に影響を与える可能性がある。そのため、玄海 3 号機及び玄海 4 号機の事象進展の過程を踏まえ、手順及び組織体制の有効性を評価する。

(a) 評価対象シナリオの整理及び評価項目の設定

玄海 3 号評価結果及び玄海 4 号評価結果におけるクリフエッジシナリオを踏まえ、号機間の事象進展が異なる場合の相互影響を確認するためのクリフエッジシナリオを選定し、対応する措置の有効性の評価を行う。

対応する措置の有効性を確認するため、玄海 3 号評価結果及び玄海 4 号評価結果に示すクリフエッジシナリオについて、事象進展に関する評価を実施するクリフエッジシナリオ(以下「評価シナリオ」という。)の選定及び有効性を確認するための評価項目の設定を行う。

イ 評価を実施するシナリオの選定

「(1)b. ニ 評価シナリオの選定」に示したとおり、玄海 3 号機と玄海 4 号機の地震、津波並びに地震及び津波の重畳において、出力運転時炉心損傷防止対策、使用済燃料ピット燃料損傷防止対策及び運転停止時炉心損傷防止対策は、同様のクリフエッジシナリオとなる。

したがって、「(1) 耐性を考慮した相互影響」と同様に地震及び津波の重畳におけるクリフエッジシナリオを評価シナリオとして選定し、評価を実施する。

ロ 事象進展の過程の違いによる号機間相互影響を確認するための評価
項目の設定

単独号機での事象進展については、それぞれ玄海 3 号機第 1 回安全性向上評価届出書(令和 2 年 2 月 20 日付け原発本第 202 号)第 3 章「3.1.4.3 事象進展と時間評価に関する評価」(以下「玄海 3 号余裕時間評価」という。)及び本届出書内「3.1.4.3 事象進展と時間評価に関する評価」(以下「玄海 4 号余裕時間評価」という。)にて有効であると評価されている。

そのため、本評価では、単独号機の事象進展の評価結果に影響を及ぼす可能性のある以下の観点より、相互影響の有無を確認する。

(イ) 事象を収束させるための緩和操作にあたる体制の評価

クリフエッジに至るような事象が玄海 3 号機及び玄海 4 号機同時に発生した場合を想定し、各号機のクリフエッジシナリオの緩和操作への影響の有無を確認する。

(ロ) 事故を収束させるために必要な資源に係る評価

クリフエッジシナリオを成立させるために必要となる発電所内の水源、燃料及び電源の資源の確保の観点から、必要水量、燃料消費量及び電源負荷を確認するとともに、玄海 3 号機及び玄海 4 号機共に 7 日間継続してこれらの資源が供給可能であることを評価する。

なお、手順及び組織体制の有効性の評価において考慮されていない機器についても、使用した場合を想定して、各資源について 7 日間継続して資源の供給が可能であることを確認する。

b. 評価結果

(a) 玄海 3 号機出力運転時炉心損傷防止対策＋玄海 4 号機出力運転時炉心損傷防止対策

イ 評価シナリオ

玄海 3 号機出力運転時炉心損傷防止対策＋玄海 4 号機出力運転時炉心損傷防止対策において号機間の相互影響を確認する評価シナリオは、外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故である。

ロ 事象を収束させるための緩和操作にあたる体制の評価結果

玄海 3 号機余裕時間評価及び玄海 4 号機余裕時間評価において、必要な要因と作業項目について同時発災を考慮しており、運転員、緊急時対策本部要員及び重大事故等対策要員にて対処可能である。

ハ 事故を収束させるために必要な資源に係る評価結果

玄海 3 号機余裕時間評価及び玄海 4 号機余裕時間評価において、号機ごとに必要な水源、燃料及び電源を確保できることを確認しており、7 日間継続して資源の供給が可能である。

(b) 玄海 3 号機使用済燃料ピット燃料損傷防止対策＋玄海 4 号機使用済燃料ピット燃料損傷防止対策

イ 評価シナリオ

玄海 3 号機使用済燃料ピット燃料損傷防止対策＋玄海 4 号機使用済燃料ピット燃料損傷防止対策において号機間の相互影響を確認する

評価シナリオは、外部電源喪失、原子炉補機冷却機能喪失及びSFP冷却系機能喪失時に非常用所内電源が喪失する事故である。

ロ 事象を収束させるための緩和操作にあたる体制の評価結果

玄海3号余裕時間評価及び玄海4号余裕時間評価において、必要な要因と作業項目について同時発災を考慮しており、運転員、緊急時対策本部要員及び重大事故等対策要員にて対処可能である。

ハ 事故を収束させるために必要な資源に係る評価結果

玄海3号余裕時間評価及び玄海4号余裕時間評価において、号機ごとに必要な水源、燃料及び電源を確保できることを確認しており、7日間継続して資源の供給が可能である。

(c) 玄海3号機運転停止時炉心損傷防止対策＋玄海4号機運転停止時炉心損傷防止対策

イ 評価シナリオ

玄海3号機運転停止時炉心損傷防止対策＋玄海4号機運転停止時炉心損傷防止対策において号機間の相互影響を確認する評価シナリオは、燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故である。

ロ 事象を収束させるための緩和操作にあたる体制の評価結果

玄海3号余裕時間評価及び玄海4号余裕時間評価において、必要な要因と作業項目について同時発災を考慮しており、運転員、緊急時対策本部要員及び重大事故等対策要員にて対処可能である。

ハ 事故を収束させるために必要な資源に係る評価結果

玄海 3 号余裕時間評価及び玄海 4 号余裕時間評価において、号機ごとに必要な水源、燃料及び電源を確保できることを確認しており、7 日間継続して資源の供給が可能である。

(3) 炉心に燃料がない他号機の開口部からの浸水を考慮した影響評価

運転停止中の炉心に燃料がない状態では、定検作業により原子炉格納容器機器搬入口や原子炉格納容器エアロック等が開放されており、この状態でクリフエッジ津波高さの津波が襲来した場合、原子炉格納容器機器搬入口等から浸水し、原子炉周辺建屋を経由して評価対象号機へ影響を及ぼす可能性がある。

しかしながら、玄海 3,4 号機の格納容器は、原子炉周辺建屋で囲まれており、停止中においても原子炉周辺建屋の水密扉及びシャッターの開閉状態の管理を適切に実施しており、津波の襲来が予想される場合には、閉止操作を行うことから、津波が侵入することがないことを確認した。

第 3.1.4.6-1 表 号機間相互影響の分類結果（玄海 4 号機からの影響）

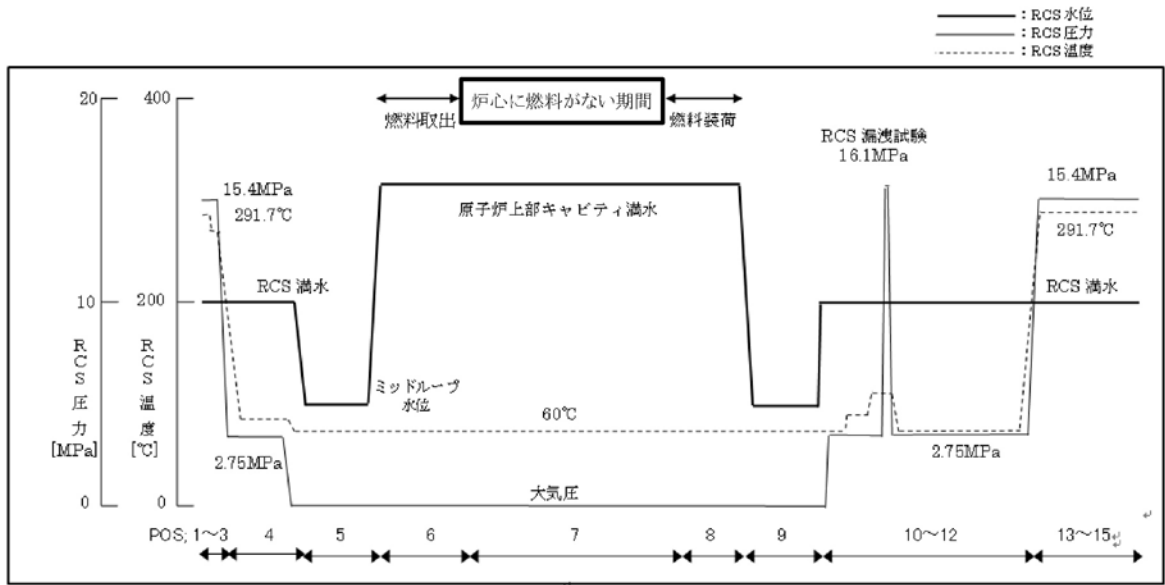
		影響を与えるユニット(他号機)			
影響を受けるユニット (評価対象号機)	玄海 4 号機		出力時炉心	停止時炉心	SFP 燃料
	玄海 3 号機		1,080Gal、 13m	1,080Gal、 13m	1,135Gal、 28m
	出力時炉心	1,080Gal、 13m	①	①	①
	停止時炉心	1,080Gal、 13m	①	①	①
	SFP 燃料	1,372Gal、 28m	③	③	③

- ・分類①：号機間の耐性に相違がない場合又は他号機の耐性が高い場合
- ・分類②：他号機の耐性が低い場合(屋外での緩和操作なし)
- ・分類③：他号機の耐性が低い場合(屋外での緩和操作あり)

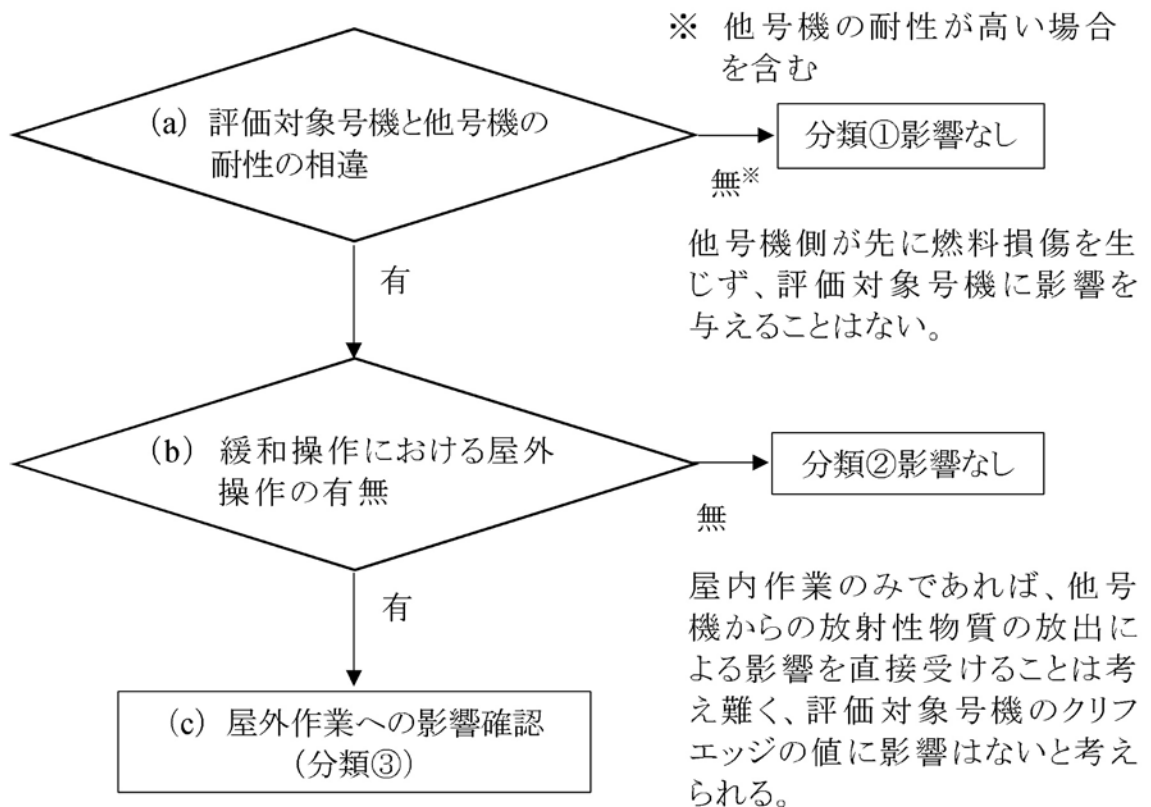
第 3.1.4.6-2 表 号機間相互影響の分類結果（玄海 3 号機からの影響）

		影響を与えるユニット(他号機)			
影響を受けるユニット (評価対象号機)	玄海 3 号機		出力時炉心	停止時炉心	SFP 燃料
	玄海 4 号機		1,080Gal、 13m	1,080Gal、 13m	1,372Gal、 28m
	出力時炉心	1,080Gal、 13m	①	①	①
	停止時炉心	1,080Gal、 13m	①	①	①
	SFP 燃料	1,135Gal、 28m	③	③	①

- ・分類①：号機間の耐性に相違がない場合又は他号機の耐性が高い場合
- ・分類②：他号機の耐性が低い場合(屋外での緩和操作なし)
- ・分類③：他号機の耐性が低い場合(屋外での緩和操作あり)



第 3.1.4.6-1 図 運転停止時におけるプラント状態



第 3.1.4.6-2 図 耐性を考慮した相互影響評価のフロー

地震及び津波の重畳			玄海 3 号機		
			出力時炉心	停止時炉心	SFP 燃料
			1,080Gal、 13m	1,080Gal、 13m	1,372Gal、 28m
玄海 4 号 機	出力時炉心	1,080Gal、 13m			
	停止時炉心	1,080Gal、 13m			
	SFP 燃料	1,135Gal、 28m			

第 3.1.4.6-3 図 耐性を考慮した相互影響評価を実施する組合せ

3.1.4.7 安全裕度評価により抽出された追加措置

安全裕度評価により抽出された追加措置及び期待される効果について以下に示す。

(1) 安全裕度評価結果の所員への教育

地震、津波（これらの重畳を含む。）及び地震・津波随件事象並びにその他の自然現象に対する安全裕度評価の結果について、教育を行う。設計基準を超える地震、津波が発生した際に予想されるプラント挙動及びこれらに伴い発生する随件事象（溢水や火災）の影響を知ること、並びに設計基準を超えるその他の自然現象が発生した際に予想されるプラント挙動を知ることにより、緊急時対応要員の対応能力が向上する。

3.1.4.8 過去に公表している評価との比較

玄海原子力発電所 4 号機については、原子力安全・保安院の指示文書「東京電力株式会社福島第一原子力発電所における事故を踏まえた既設の発電用原子炉施設の安全性に関する総合評価の実施について(指示)」(2011 年 7 月 22 日)に基づき、「東京電力株式会社福島第一原子力発電所における事故を踏まえた玄海原子力発電所 4 号機の安全性に関する総合評価(一次評価)の結果について」(以下「ストレステスト一次評価」という。)を取りまとめ、2012 年 5 月 10 日に、同院へ報告している。

ここでは、ストレステスト一次評価と今回届出する玄海 4 号機第 1 回安全性向上評価届出書の安全性裕度評価(以下「今回届出」という。)との相違について、変更内容を明らかにするとともに変更による影響を示す。

(1) 評価手法の変更による影響

評価事象、評価項目及び評価方法に関して、ストレステスト一次評価と今回届出との比較を第 3.1.4.8-1 表に示す。

以下、評価手法に関する主な変更点及び変更による影響について説明する。

a. 評価対象事象

ストレステスト一次評価にて実施していた「全交流電源喪失」又は「最終的な熱の逃し場(最終ヒートシンク)の喪失」に相当する項目として、今回届出においては、「事象進展と時間評価に関する評価」において、地震及び津波の重畳事象により「全交流電源喪失」及び「最終的な熱の逃し場(最終ヒートシンク)の喪失」事象が発生した場合の重大事故等対策を開始するまでの余裕時間並びに緩和機能の継続を必要とする時間を評価している。

また、「その他のシビアアクシデント・マネジメント」は、ストレステスト一次評価報告時のシビアアクシデント・マネジメント対策に対して措置の有効性や実施体制を示したものであり、設置許可申請書の添十に記載されている有効性評価や技術的能力の項目に相当するものである。今回の評価時点における有効性評価や技術的能力については、本届出書第 1 章に記載しており、ストレステスト一次評価からの変更はない。

b. 評価項目

ストレステスト一次評価では、「原子炉にある燃料」及び「使用済燃料ピットにある燃料」を対象としているのに対し、今回届出では、ストレステスト一次評価の評価項目から対象を拡充しストレステスト一次評価の「原子炉にある燃料」及び「使用済燃料ピットにある燃料」に相当する「出力運転時炉心損傷防止対策」及び「使用済燃料ピット燃料損傷防止対策」に加え、「格納容器機能喪失防止対策」、「運転停止時燃料損傷防止対策」及び「事象進展と時間評価に関する評価」を対象とした。

c. 評価方法

(a) モデル化の範囲

ストレステスト一次評価では、2012 年 5 月 1 日時点における施設と管理状態を対象としており、2011 年 4 月 26 日に「原子力発電所における緊急安全対策について(実施状況報告の補正)」で報告及び整備した仮設ポンプ、ホース及び高圧発電機車といった緊急安全対策をモデル化の範囲に含めている。

一方、今回届出では、本章の「3.1.4.1(2) 評価の進め方」に記載したとおり、ストレステスト一次評価以降の対策を含めた 2019 年 11 月 20 日の評

価時点における設計基準対象施設及び発電用原子炉設置変更許可申請書添付書類十の有効性評価において考慮した重大事故等対処設備(シビアアクシデント対策)を対象とした評価を実施している。

(b) 起回事象の選定

ストレステスト一次評価の地震評価では日本原子力学会標準「原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価実施基準:2007」に基づき起回事象を選定している。また、津波評価では安全評価指針に示される安全評価事象、定期安全レビューやアクシデントマネジメント整備有効性評価等でこれまで実施している内的事象 PSA で用いた起回事象及び津波の影響として固有で考慮すべき事象から起回事象を選定している。

一方、今回届出では、本章の「3.1.4.2(1) 地震」及び「3.1.4.2(2) 津波」に記載したとおり、地震評価及び津波評価それぞれ「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価(PRA)」に示す地震 PRA の検討結果及び津波 PRA の検討結果より起回事象を選定した。

上述の選定方法によるストレステスト一次評価と今回届出の起回事象の選定結果の比較を第 3.1.4.8-2 表及び第 3.1.4.8-3 表に示す。地震評価における変更内容はストレステスト一次評価の起回事象「2 次冷却系の破断」について、評価を精緻に行うために細分化を図ったものである。また、津波評価における変更内容について、ストレステスト一次評価では起回事象に「過渡事象」を選定していた。本事象は、津波により循環水ポンプ、復水器真空ポンプ又は関連する電源盤等が損傷した場合に発生することとなるが、本事象が発生する EL.+9.1m では「3.1.4.2(2) 津波」に示すとおり「主給水流量喪失」が同時に発生することとなり、本事象は「主給水流量喪失」に包絡できるため、まとめて評価することとした。

(c) 地震評価の指標

ストレステスト一次評価では、評価対象設備の損傷モードに応じた地震動 (Ss:540Gal) に対する評価値 (発生応力) を求め、評価対象設備の許容値と比較し、許容値に評価値 (発生応力) が達するのは地震動 (Ss:540Gal) の何倍の地震動に相当するかを指標としている。

一方、今回届出では、本章の「3.1.4.1 (2) 評価の進め方」に記載したとおり、基準地震動を用いて fragility 加速度中央値を求め、得られた中央値にバラつき β を考慮することにより得られる fragility 曲線のうち、95%信頼度曲線の 5%損傷確率の時の地震加速度 (HCLPF) を評価指標とし、当該地震加速度で損傷するものとして評価を実施した。

この変更は、機器の耐力を許容値と評価値 (発生応力) の比による決定論的な評価から、確率論的なバラつき (不確実さ) を考慮したより現実的な評価に変更を図ったものである。

(2) 評価結果の相違による影響

地震及び津波評価の結果に関して、ストレステスト一次評価と今回届出との比較を第 3.1.4.8-4 表及び第 3.1.4.8-5 表に示す。

以下、評価結果に関する主な相違点について説明する。

a. 地震評価

(a) 炉心損傷防止対策

第 3.1.4.8-4 表に示すようにクリフエッジ及びクリフエッジが発生する際の地震加速度が、ストレステスト一次評価と相違する。

この相違は地震の評価指標を HCLPF に変更したことによるものであり、評価指標を HCLPF に変更した場合においてもストレステスト一次評価と同程度の耐力が確認された。

(b) SFP 燃料損傷防止対策

第 3.1.4.8-4 表に示すようにクリフエッジ及びクリフエッジが発生する際の地震加速度が、ストレステスト一次評価と相違する。

この相違は地震の評価指標を HCLPF に変更したこと及びストレステスト一次評価で評価した地震加速度を超えて評価したことによるものであり、ストレステスト一次評価よりも現実的な耐力を示すものである。

b. 津波評価

(a) 炉心損傷防止対策

第 3.1.4.8-5 表に示すようにクリフエッジ及び許容津波高さのストレステスト一次評価との相違はない。

(b) SFP 燃料損傷防止対策

第 3.1.4.8-5 表に示すようにクリフエッジが、ストレステスト一次評価と相違する。

この相違は発電所内の機器配置が変更になったことによるものであるが、今回の評価時点における機器配置を基に評価した場合においてもストレステスト一次評価と同程度の許容津波高さが確認された。

第 3.1.4.8-1 表 評価手法に関するストレステスト一次評価と今回届出の比較

項目	ストレステスト一次評価	今回届出	変更	備考	
評価事象	<ul style="list-style-type: none"> 地震 津波 地震及び津波の重畳 全交流電源喪失 最終的な熱の逃し場(最終ヒートシンク)の喪失 その他のシビアアクシデント・マネジメント 	<ul style="list-style-type: none"> 地震 津波 地震及び津波の重畳 地震及び津波随伴 その他自然現象に対する評価 	有		
評価項目	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉にある燃料 使用済燃料ピットにある燃料 	<ul style="list-style-type: none"> 出力運転時炉心損傷防止対策 運転停止時炉心損傷防止対策 格納容器機能喪失防止対 SFP 燃料損傷防止対策 事象進展と時間評価に関する評価 	有		
評価方法	モデル化の範囲	緊急安全対策を考慮	重大事故対策を考慮	有	
	起因事象の選定	地震 PSA 学会標準及び内的事象 PSA より選定	地震 PRA、内部事象 PRA(停止時含む)及び津波 PRA より選定	有※	※SFP 燃料損傷防止対策については変更なし
	地震評価の指標	損傷する地震動と基準地震動の比較	フラジリティ評価の結果より 95%信頼度の 5%損傷確率時の地震加速度(HCLPF)	有	
	津波評価の指標	許容津波高さ	許容津波高さ	無	

第 3.1.4.8-2 表 地震評価における起因事象の選定結果の比較

ストレステスト一次評価	今回届出	変更	備考
主給水喪失	主給水流量喪失	無	
外部電源喪失	外部電源喪失	無	
補機冷却水の喪失	原子炉補機冷却水系の全喪失	無	
2次冷却系の破断	主蒸気管破断 (主蒸気隔離弁上流)	有	起因事象を 細分化
	主蒸気管破断 (主蒸気隔離弁下流)		
	主給水管破断		
大破断 LOCA	大破断 LOCA	無	
中破断 LOCA	中破断 LOCA	無	
小破断 LOCA	小破断 LOCA	無	
格納容器バイパス	CV 機能喪失直結	無	
炉心損傷直結	炉心損傷直結	無	

第 3.1.4.8-3 表 津波評価における起因事象の選定結果の比較

ストレステスト一次評価	今回届出	変更	備考
外部電源喪失	外部電源喪失	無	
補機冷却水の喪失	原子炉補機冷却海水系の全喪失	無	
主給水喪失	主給水流量喪失	無	
過渡事象	—	※	※「主給水流量喪失」 に包絡して評価
炉心損傷直結	炉心損傷直結	無	

第 3.1.4.8-4 表 評価結果に関するストレステスト一次評価と今回届出の比較(地震)

項目	ストレステスト一次評価		今回届出		相違	相違理由
	クリフエッジ	裕度	クリフエッジ	HCLPF		
出力運転時 炉心損傷防止対策	メタルクラッド 開閉装置、 パワーセンタ	1.83Ss (988Gal)	パワーセンタからの 給電機能	1,080Gal	有	<ul style="list-style-type: none"> ・評価指標の変更 ・メタルクラッド開閉装置保護継電器のデジタル化による耐震信頼性向上
格納容器機能喪失 防止対策	評価実績なし		パワーセンタからの 給電機能	1,080Gal	—	—
SFP 燃料損傷 防止対策	使用済燃料ピット	2Ss※ (1,080Gal)	使用済燃料ピット 本体損傷	1,135Gal	有	<ul style="list-style-type: none"> ・評価指標の変更 ・安全裕度評価では2Ssを超えた範囲まで評価
運転停止時 炉心損傷防止対策	評価実績なし		パワーセンタからの 給電機能	1,080Gal	—	—

※ 2Ss(1,080Gal)で損傷しないことを確認

第 3.1.4.8-5 表 評価結果に関するストレステスト一次評価と今回届出の比較(津波)

項目	ストレステスト一次評価		今回届出		相違	相違理由
	クリフエッジ	許容津波高さ	クリフエッジ	許容津波高さ		
出力運転時 炉心損傷防止対策	タービン動補助給 水ポンプ	13.0m	電気盤からの給電機能 (タービン動補助給水に よる蒸気発生器への給 水不能)	13.0m	無※	※喪失する機能(ター ビン動補助給水ポン プ)の相違なし
格納容器機能喪失 防止対策	評価実績なし		電気盤からの給電機能	13.0m	—	—
SFP 燃料損傷 防止対策	仮設ポンプ等の資 機材保管高さ	24.6m	SFP 補給用水中ポンプ による給水機能	28.0m	有	・機器配置の変更
運転停止時 炉心損傷防止対策	評価実績なし		電気盤からの給電機能	13.0m	—	—