

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、第 3.1.4.3-24 図に示すとおり、事象発生の約 17 時間後に 100℃に到達する。

事故を検知し、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水を開始する時間は、事象発生から7時間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温が100℃に到達する時間である約17時間に対して余裕時間がある。

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

ロ 評価項目等

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場合でも、燃料有効長頂部は冠水している。さらに、使用済燃料ピットの崩壊熱による蒸散率を上回る容量の使用済燃料ピット補給用水中ポンプを整備しており、使用済燃料ピット水温が100℃に到達するまでに注水を開始できることから、燃料有効長頂部は冠水している。また、使用済燃料ピット水位が燃料取替チャンネル等の水位と一致するまで低下した場合、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水に必要な現場操作場所での実効線量は約0.77mSvであり、操作の成立性を確保できることから、放射線の遮蔽が維持できる水位を確保できる。

使用済燃料ピットは、通常ほう酸水で満たされているが、純水で満たされた状態で、最も反応度の高い新燃料を設備容量分収容した場合を想定しても実効増倍率は、ウラン燃料を貯蔵した場合は0.950、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を貯蔵した場合は0.922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温が 100℃に到達する時間は約 17 時間であり、事故を検知し、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水を開始する時間である 7 時間 50 分に対して余裕時間を確保できる。

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

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。

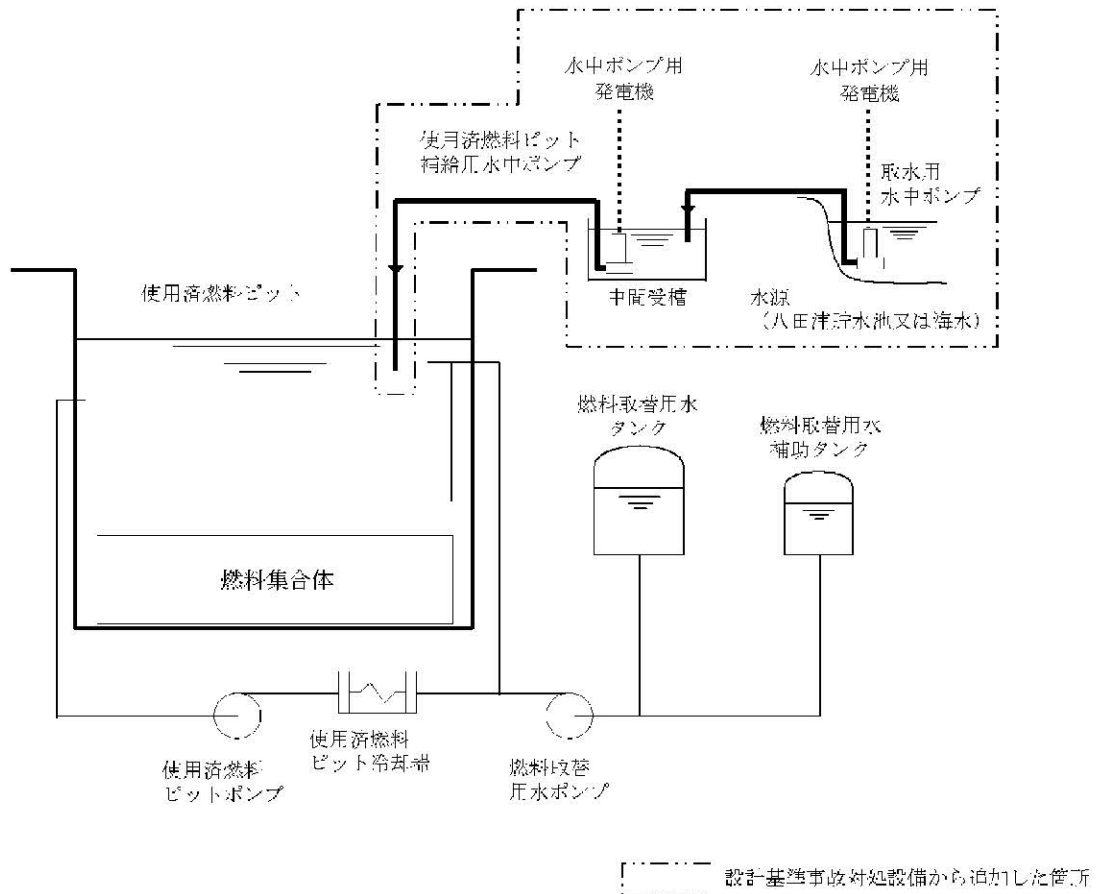
7日間の運転継続に必要な重油は、これらを合計して約 19.5kℓ となるが、燃料油貯油そう及び燃料油貯蔵タンクの重油量約 620kℓ にて供給可能である。

(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	3.460MW	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。なお、補給までの余裕時間の観点から厳しくなるBピットの崩壊熱を設定。崩壊熱の計算に当たっては、FPについては日本原子力学会推奨値、アクチニドについては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	Aピット、Bピット切離し 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(Aピット、Bピットは切り離された状態、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。なお、補給までの余裕時間の観点から厳しくなるBピットの水量を設定。また水量は使用済燃料、ラック等の体積を除いて算出。
事故条件	起回事象	外部電源喪失 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4.72m	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5.76m 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	
				10	20	30	40	50	60	70	5	10	15	2.0	3.0			
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		緊急発生 ▼プラント水質監視 使用済燃料ピット注水機能喪失 7時50分 使用済燃料ピット注水開始 約17時 沸騰開始(注水なしの場合) 約55時30分(※2.4日) 以降使用済燃料変更														
	3号 4号																	
	当直課長 当直副長 当直主任 運転員	1	1	号かごと 運転操作指揮者														
	運転員	1	1	分回連絡・運転操作助勢														
状況判断	運転員	-	-	10分	●使用済燃料ピット冷却機能喪失確認 (中央制御室確認)													
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														
使用済燃料ピット注水操作	運転員 D	1	1	20分	●現地移動／燃料取替用水タンクによる注水操作													
				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)													
使用済燃料ピット周辺線量率計等準備	重大事故対策要員(初動) 係修対応要員	1	1	90分	●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)													
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														
				●現地移動 燃料取替用水タンク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														
				●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 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)

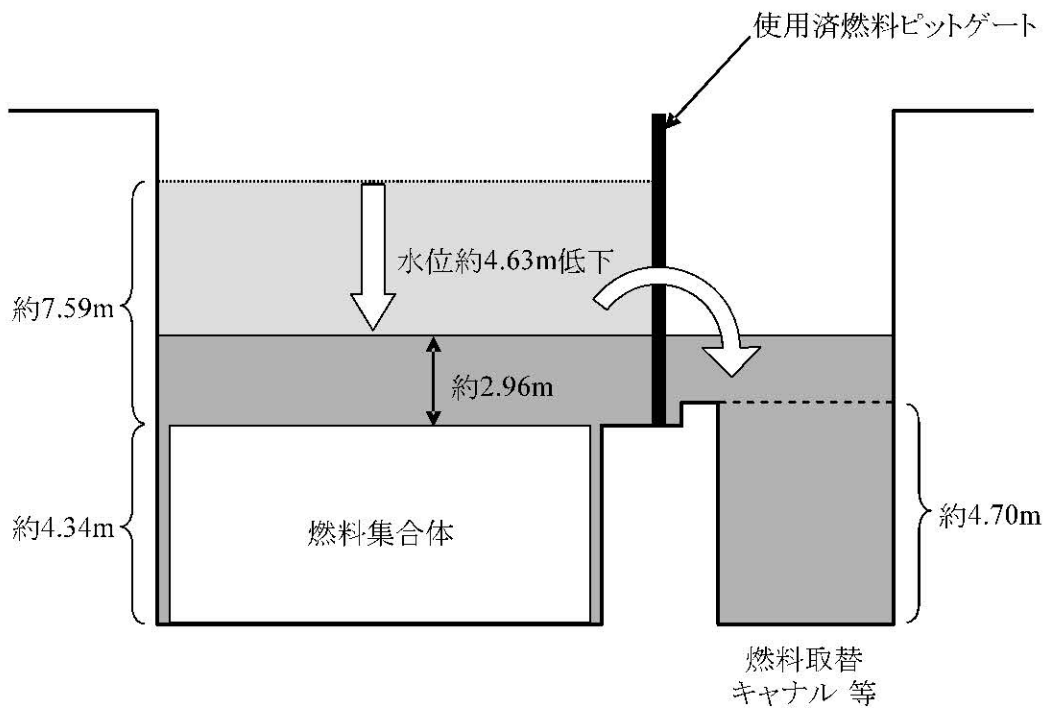
(外部電源喪失、使用済燃料ピット冷却機能喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故)

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																									備考
	3号	4号																										
使用済燃料ピットへの注水確保	【1】+11	【1】+11	●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搬	1時間																								※使用済燃料ピットへの注水は、事象発生から御座開始する時間(約17時間)までに対応が可能であり、水位を監視しながら注水を実施する
	【6】	【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】	【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) 起動、監視、燃料補給 → 約8時間40分に1回																								
	【6】	【6】	●水中ポンプ用発電機、中間受槽の設置	1時間(中間受槽設置) 30分(水中ポンプ用発電機設置)																								
	【9】	【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(ポンプ、ホース等設置)																								
	【2】	【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	→SFPへの注水可能(7時間50分) 起動、監視、燃料補給 → 約8時間40分に1回																								
	使用済燃料ピットの監視	【2】	【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																							
【2】		【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																								
【2】		【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	起動、監視、燃料補給 → 約8時間20分に1回																								

・燃料補給間隔は発電機定格負荷連続運転時の目安時間を記載

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(2/2)

(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
流出後の評価水量(Bピット)	約 754.7m ³
水温 100°Cまでの時間	約 17時間

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g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、燃料取替用水タンク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

燃料取替用水タンクを水源とする常設電動注入ポンプによる代替炉心注水については、燃料取替用水タンク水位が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、燃料取替用水タンク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、「7.5.1(2)資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯蔵タンク及び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

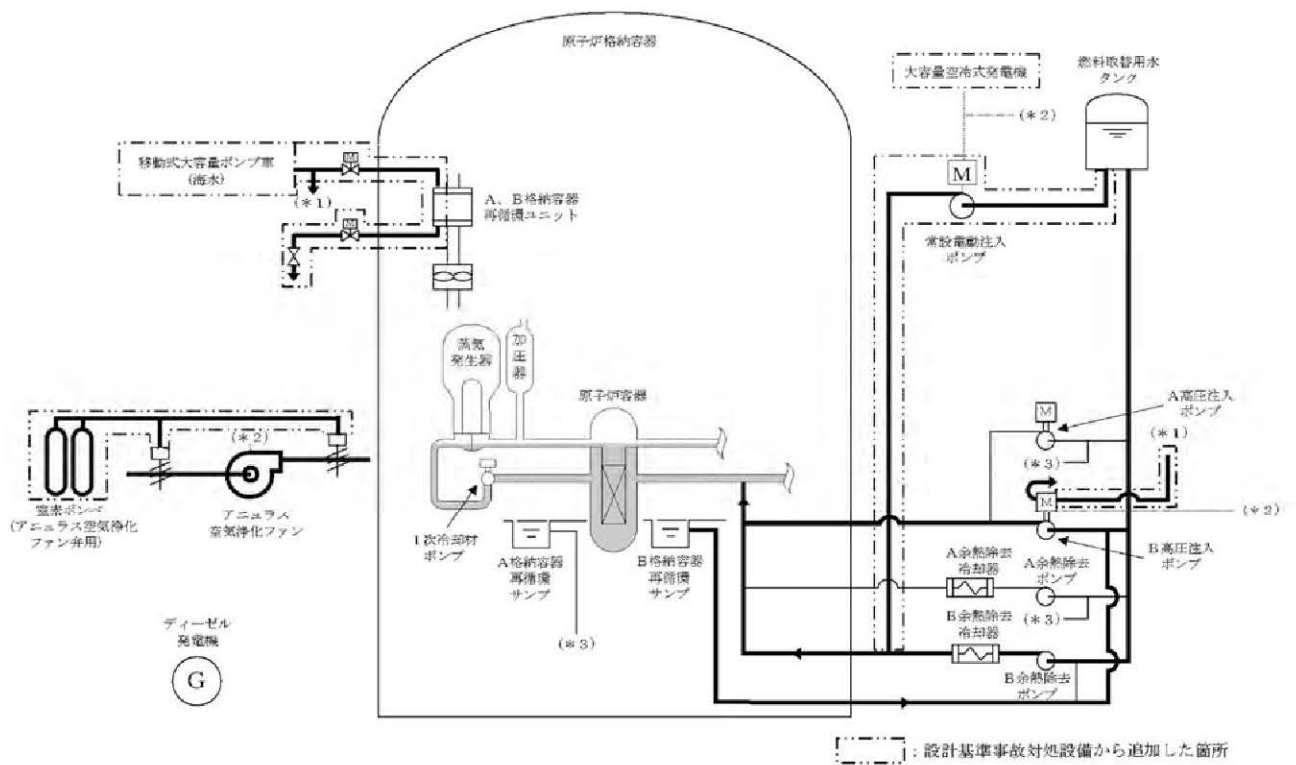
大容量空冷式発電機の電源負荷については、重大事故等対策に必要な負荷及びその他負荷として約 2,550kW の負荷が必要となるが、大容量空冷式発電機の給電容量約 3,200kW にて電源供給が可能である。

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)

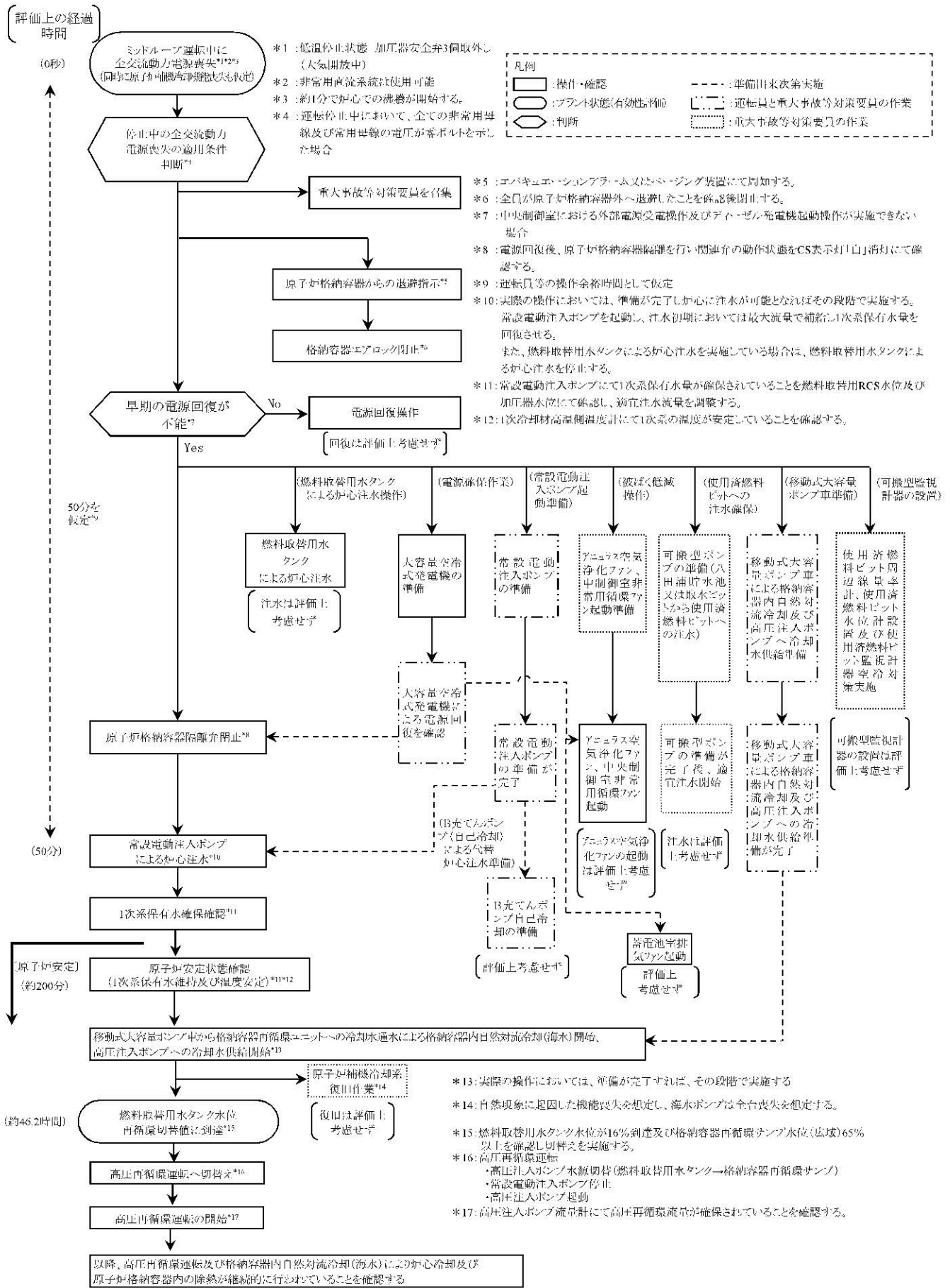
項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	M-RELAP5	本評価シナリオに係る事象進展等を適切に評価することが可能であるコード。
初期条件	原子炉停止後の時間	72時間 評価結果を厳しくするように、燃料取出前のミッドループ運転中の事故を想定し、そのうち、炉心露出の観点から炉心崩壊熱と1次系保有水量の最も厳しい組合せとなる1次冷却材水抜き完了時に事故が発生するものとする。したがって、定期検査工地上、原子炉停止から1次冷却材水抜き完了までの時間として考えられる最短時間に余裕を見た時間として設定。 原子炉停止後の時間が短いと崩壊熱が大きくなり、1次冷却材の蒸散率も大きくなることから、1次系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連する機器条件	常設電動注入ポンプの原子炉への注水流量 $37\text{m}^3/\text{h}$	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連する操作条件	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



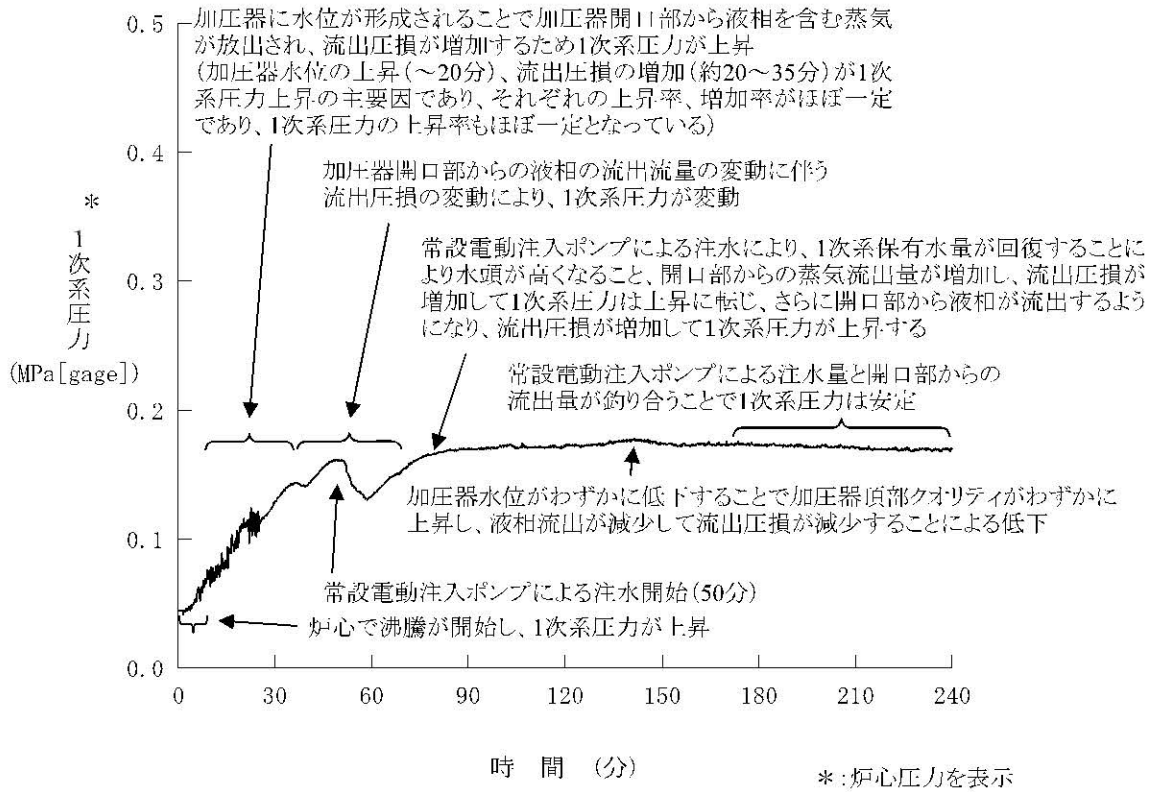
第 3.1.4.3-26 図 運転停止時の燃料損傷防止対策における対応手順の概要
 (「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故」の事象進展)

必要な要員と作業項目			経過時間(時間)												備考	
作業の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は作業後 移動してきた要員	作業の内容	2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24		26
			大容量空冷式発電機対応	3号 4号	●大容量空冷式発電機、励磁機バンクへの燃料補給											
使用済燃料ピットへの注水確保	[5] [5]	●取水用ウォーターポンプ、水中ポンプ用発電機、中間受槽、可搬型ホース等の運搬		1時間												
	[6] [6]	●取水用ウォーターポンプ、水中ポンプ用発電機、可搬型ホース等の設置		4時間												
	[1] [1]	●給水、取水用ウォーターポンプ運転監視、水中ポンプ用発電機への燃料補給														
	[6] [6]	●水中ポンプ用発電機、中間受槽の設置		1時間												
	[9] [9]	●使用済燃料ピット補給用ウォーターポンプ、取水用ホース等の設置														
	[2] [2]	●給水、使用済燃料ピット補給用ウォーターポンプ監視、ウォーターポンプ用発電機への燃料補給														
使用済燃料ピットの注水確保設置	[2] [2]	●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														
	[2] [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)等の設置														
移動式大容量ポンプ準備	[7] [7]	●移動式大容量ポンプの設置(水1000Lの設置含む)														
	[6] [6]	●移動式大容量ポンプ用可搬型ホース等の運搬、設置														
	[9] [9]	●可搬型ホース接続														
	[2] [2]	●海水系がへ原・炉用補給用海水系経路ディスコンパース設置														
	[2] [2]	●可搬型計測装置(検算器)用電源ユニット入口温度/出口温度(SA)取付														
	[2] [2]	●給水、移動式大容量ポンプの監視、燃料補給														
	運転員	[3] [3]	●A、B格納容器再循環ユニット及び必要補機への海水通水系統海抜(監視含む)													
[1] [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海抜(中央制御室)														
原子炉循環確認	運転員	[1] [1]	●原子炉循環確認(中央制御室)													
原子炉補機冷却系復旧作業	作業員	- -	●海水ポンプ用電動機冷却品の取替等													

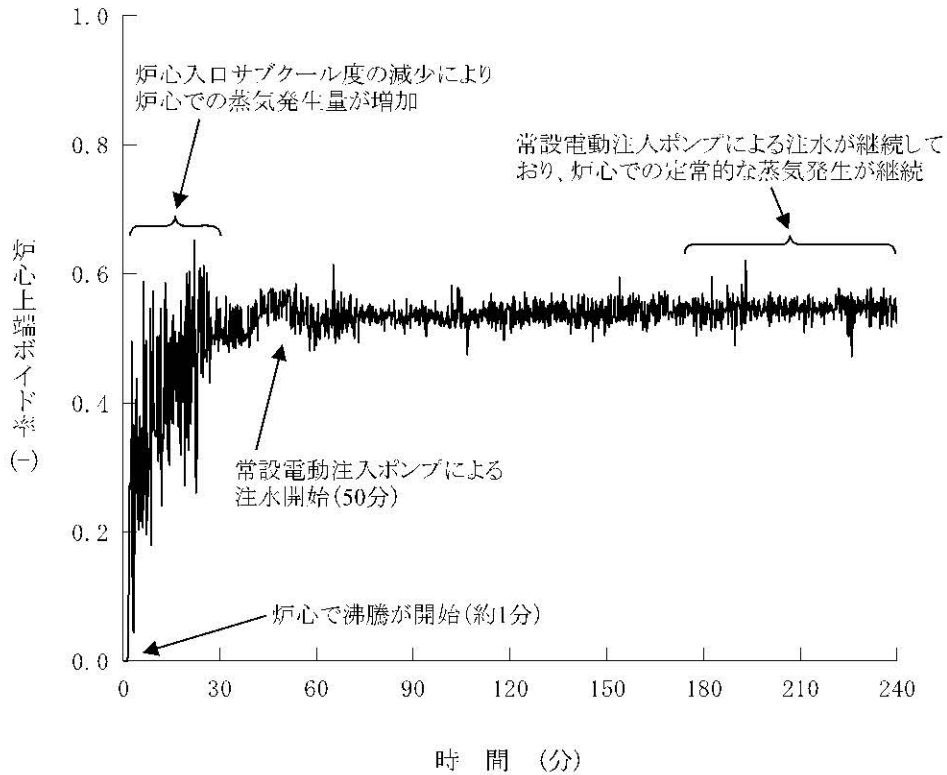
●燃料供給開始は発電機等定格負荷運転開始時の15分間を定額
 ・本図対心の他、本図は燃料供給の燃料供給員(制御室)・燃料供給員(燃料室)の5名が対応し、換気設備準備員(燃料室)6名(重大事故等対策要員(制御室)・燃料供給員(燃料室)の5名が対応)
 ・原子炉の稼働は、作業員(燃料室)の作業終了する24時間以内の対応とするが、要員は余裕がある場合は準備員(燃料室)も実施する

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)

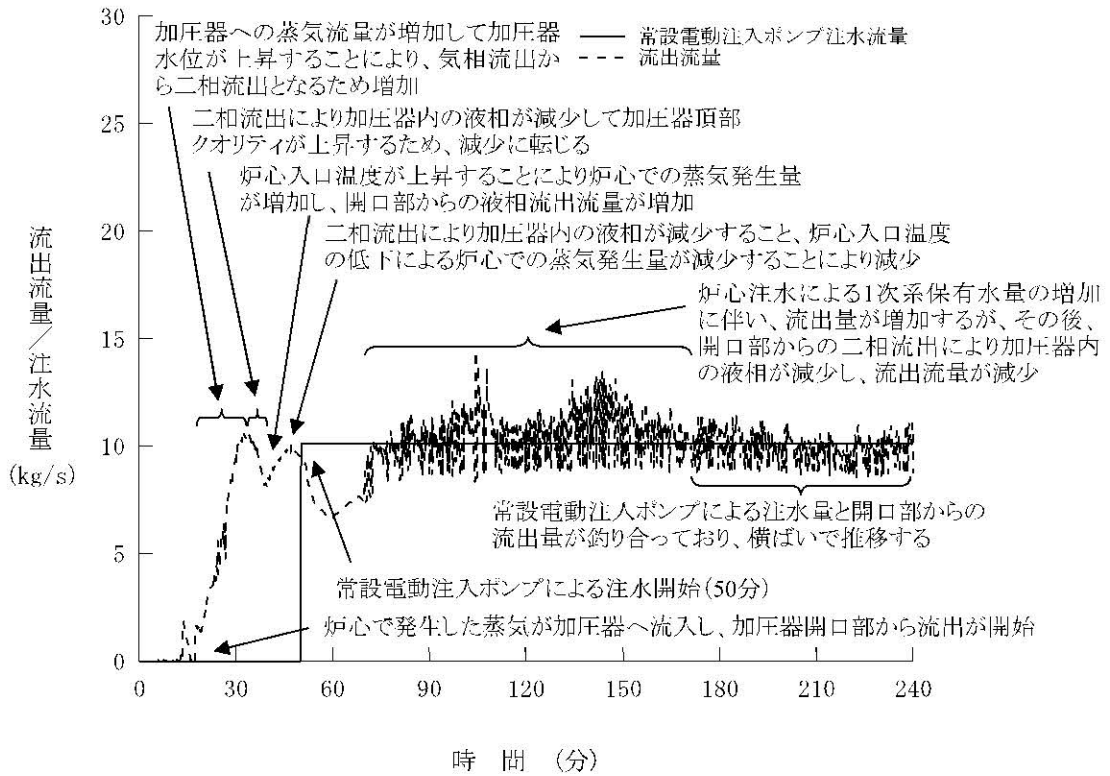
(燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故)



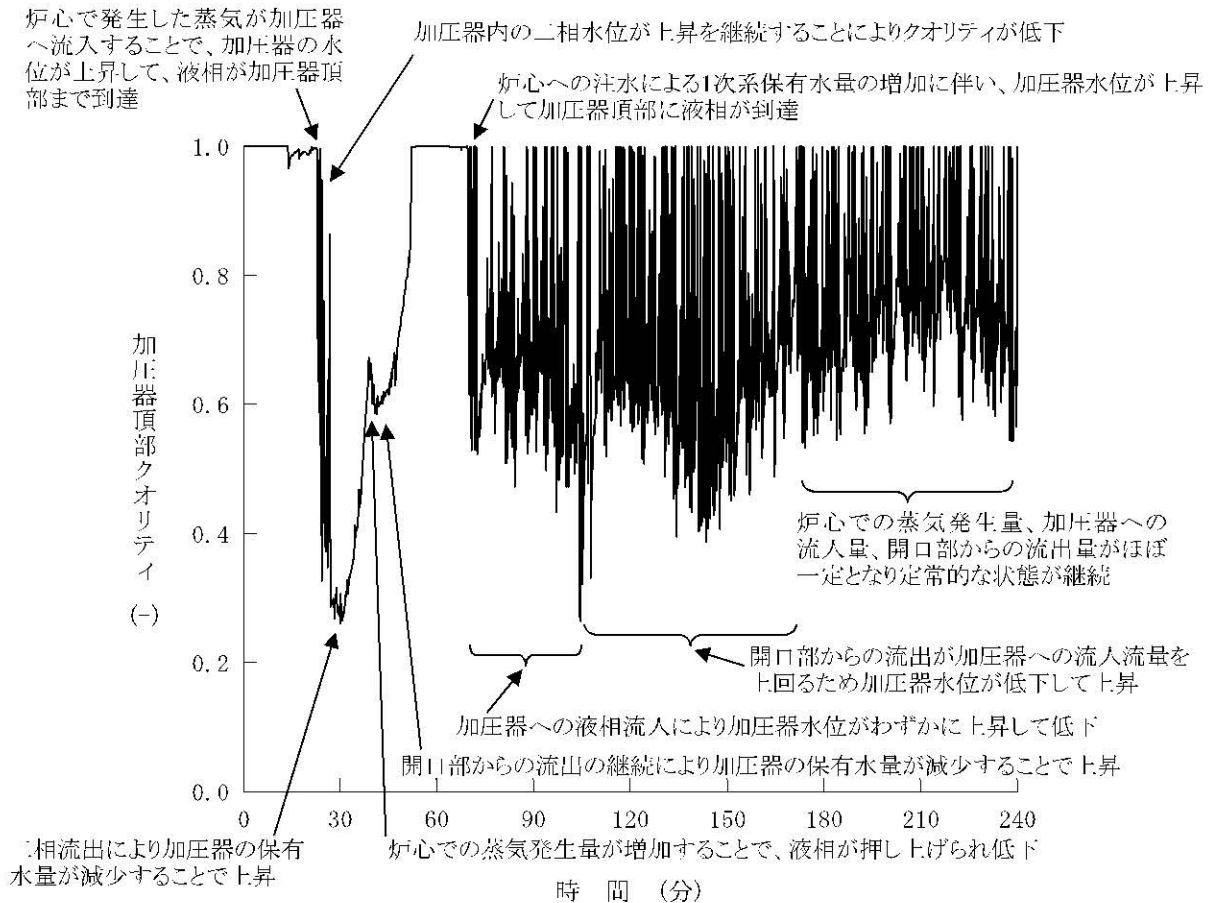
第 3.1.4.3-28 図 1 次系圧力の推移



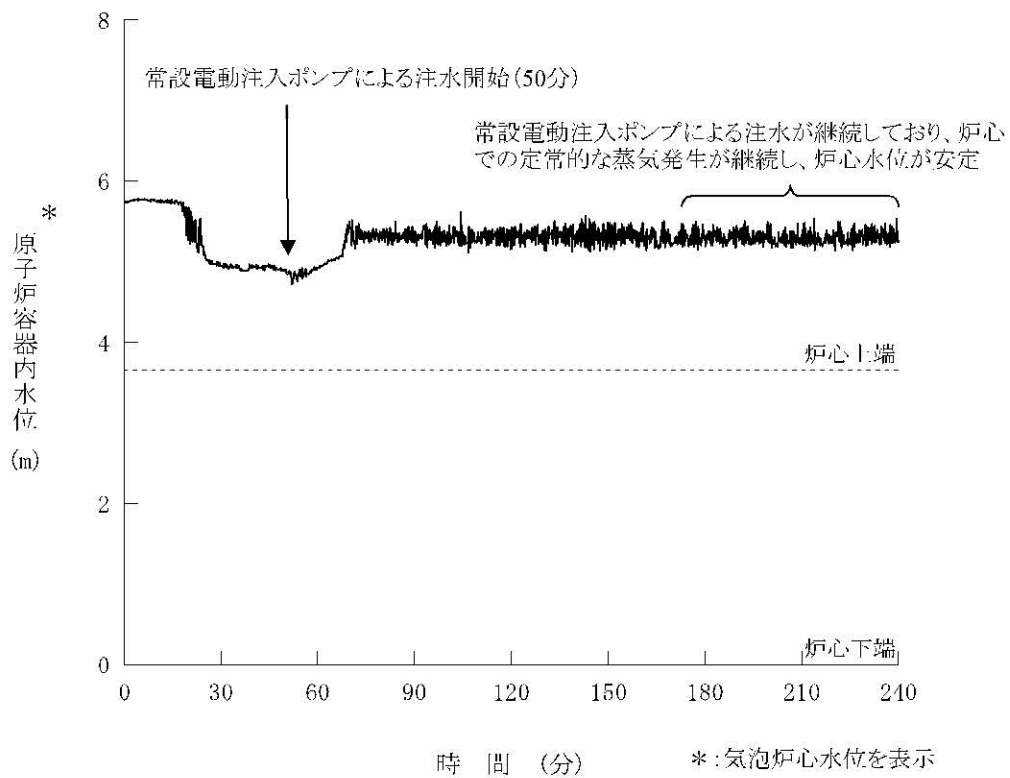
第 3.1.4.3-29 図 炉心上端ボイド率の推移



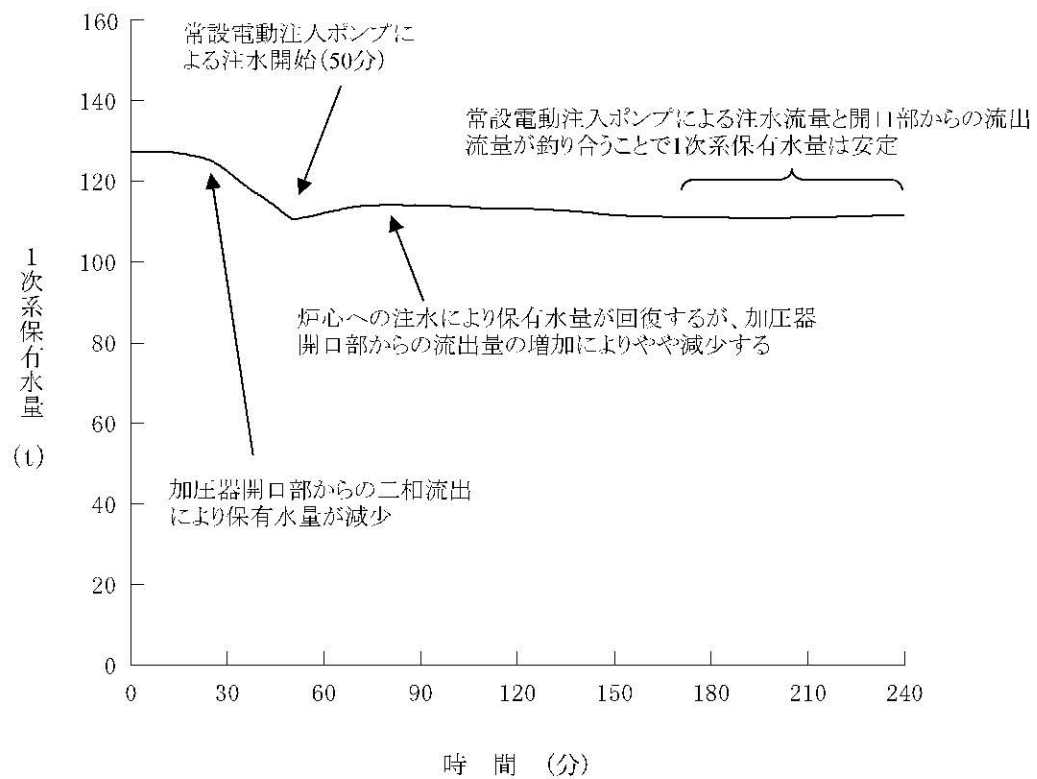
第 3.1.4.3-30 図 開口部からの流出流量と注入流量の推移



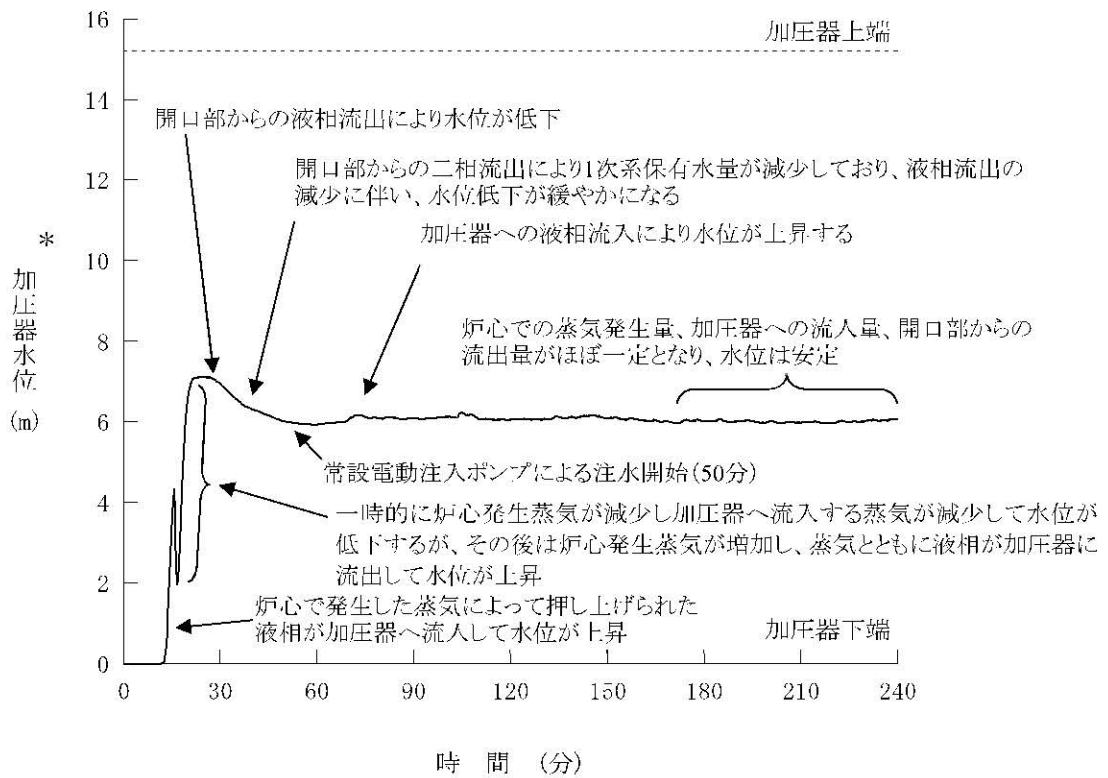
第 3.1.4.3-31 図 加圧器頂部クオリティの推移



第3.1.4.3-32図 原子炉容器内水位の推移

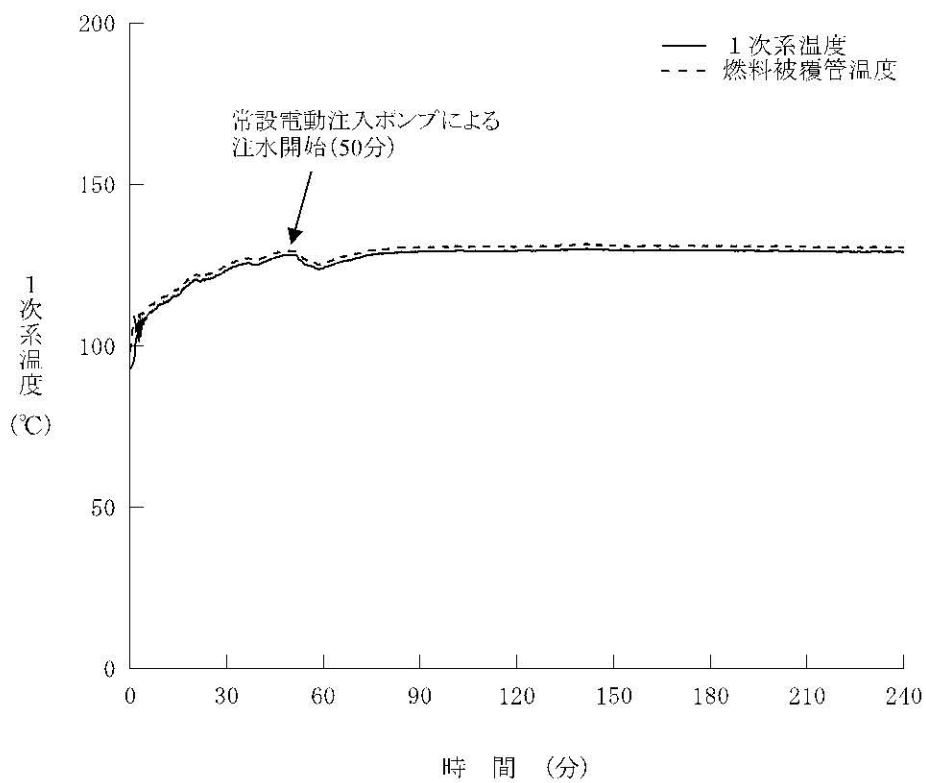


第 3.1.4.3-33 図 1 次系保有水量の推移

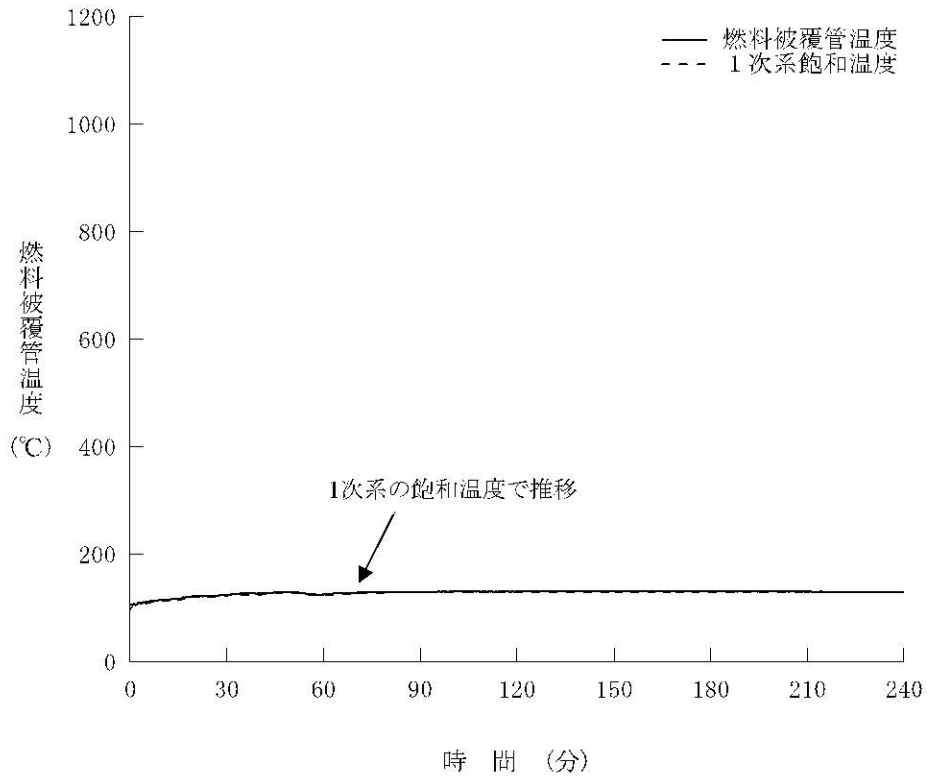


*: 加圧器下端から上端までのコラプス水位を表示

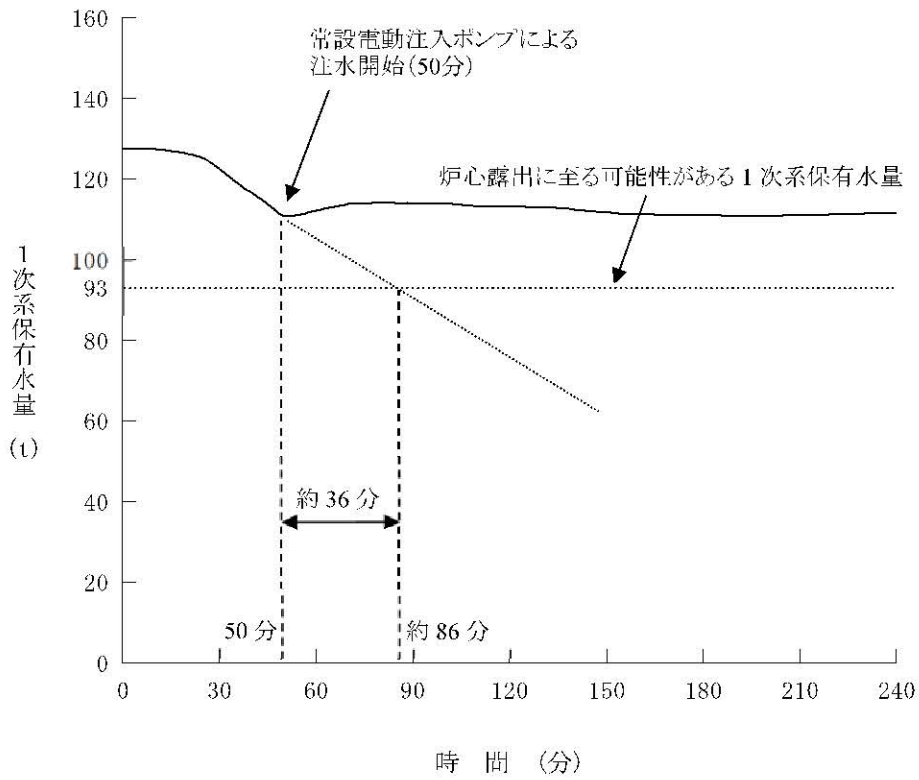
第 3.1.4.-34 図 加圧器水位の推移



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ばが想定されることから、伝ば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

2019年11月12、13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3号機の既工事計画認可申請書(平成29年8月25日付け発規規第1708253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])
3R/B-1	11.3	復水タンク水位計(3LT-3761)	1.06
3R/B-2		3B 主蒸気隔離弁(3V-MS-533B)	3.10
3R/B-3		C/V 空気サンプル取出ライン外隔離弁(3V-RM-002)	0.82
3R/B-4	3.7 (中間床)	タービン動補助給水ポンプ盤 (3TDAP-A)	0.47
3R/B-5	3.7	T/D AFWP 駆動蒸気入口弁 A (3V-MS-570A)	7.45
3R/B-6		格納容器内高レンジエアモニタ 前置増幅器(3RX-91BA)	1.07
3R/B-7		3B アンユラス空気浄化ファン入口ダンパ(3D-VS-101B)	0.37
3R/B-8		3B アンユラス空気浄化小量排気弁(3V-VS-103B)	3.19
3R/B-9	-5.2	3B 制御用空気供給ライン外隔離弁(3V-IA-508B)	0.50
3R/B-10		加圧器、A ループサンプルライン外隔離弁(3V-SS-524)	4.40
3R/B-11		3B 余熱除去冷却器出口外隔離弁(3V-RH-043B)	4.50
3R/B-12	-9.7	タービン動補助給水ポンプ (3-TDAFWP)	0.66

※ 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])
A/B-1	屋上	中央制御室排気ファン入口第一ダンパ(D-VS-610)	0.56
A/B-2	11.3 (中間床)	重大事故等対処用直流コントロールセンタ	0.19
A/B-3	11.3	主盤(3MCB)	0.15
A/B-4		事故時放射線監視盤(3PRMC-Ⅲ)	0.06
A/B-5		事故時放射線監視盤(3PRMC-Ⅳ)	0.06
A/B-6		重大事故等対処用制御盤(3SACP)	0.53
A/B-9		流量設定器(3HC-2843)	0.60
A/B-10		常設代替電源接続盤	0.59
A/B-12		4.2	3C1 動力変圧器
A/B-13	3D1 動力変圧器		0.01
A/B-14	3.7	充電器盤(3BCP-A)	0.08
A/B-15		充電器盤(3BCP-B)	0.09
A/B-16		3A 蓄電池	0.50
A/B-17		3B 蓄電池	0.50
A/B-18		中央制御室外換気空調盤 (3VEP(A)-1)	0.39
A/B-19		中央制御室外換気空調盤 (3VEP(B)-1)	0.39
A/B-23		電気式水素燃焼装置変圧器盤 (3HCTC)	0.10
A/B-24	-3.5	1次系試料採取装置盤(3PSSP-1)	0.90
A/B-26	-11.0	重大事故等対処用変圧器受電盤	0.27
A/B-27		3A CCWP 出口弁(3V-CC-063A)	0.94
A/B-28		3A 高圧注入ポンプ第一ミニフロー弁 (3V-SI-015A)	0.71
A/B-29		3B 高圧注入ポンプ第一ミニフロー弁 (3V-SI-015B)	0.75
A/B-30	-18.0	3A CCW 冷却器海水第二出口止弁 (3V-SW-570A)	1.04
A/B-31		余熱除去ポンプ出口流量計 (3FT-611)	1.09
RWST/B-1	0.0	燃料取替用水タンク水位計 (3LT-1400)	1.11

※ 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])
3R/B-3	11.3	3B C/V 再循環ユニット CCW 出口ライン 外隔離弁 (3V-CC-198B)	0.83
3R/B-9	-5.2	電動弁 3V-CC-348 (3V-CC-348)	4.80
3R/B-11		3B 高圧注入ライン外隔離弁 (3V-SI-062B)	4.50
3R/B-15	-9.7	3B C/V 再循環サンプル外隔離弁 (3V-SI-093B)	2.79
A/B-2	11.3 (中間床)	重大事故等対処用直流コントロールセン タ	0.19
A/B-3	11.3	主盤 (3MCB)	0.15
A/B-4		原子炉安全保護シーケンス盤 (3RSSC G1(A))	0.12
A/B-5		原子炉安全保護シーケンス盤 (3RSSC G1(B))	0.12
A/B-6		重大事故等対処用制御盤 (3SACP)	0.53
A/B-10		常設代替電源接続盤	0.59
A/B-12		4.2	3C1 動力変圧器
A/B-13	3D1 動力変圧器		0.01
A/B-14	3.7	充電器盤 (3BCP-A)	0.08
A/B-15		充電器盤 (3BCP-B)	0.09
A/B-16		3A 蓄電池	0.50
A/B-17		3B 蓄電池	0.50
A/B-18		中央制御室外換気空調盤 (3VEP(A)-1)	0.39
A/B-19		中央制御室外換気空調盤 (3VEP(B)-1)	0.39
A/B-26		-11.0	重大事故等対処用変圧器受電盤
A/B-27	3A CCWP 出口弁 (3V-CC-063A)		0.94
A/B-29	3B 高圧注入ポンプ第一ミニフロー弁 (3V-SI-015B)		0.75
A/B-30	-18.0	3A CCW 冷却器海水第二出口止弁 (3V-SW-570A)	1.04
A/B-31		余熱除去ポンプ出口流量計 (3FT-611)	1.09
A/B-32		3B 高圧注入ポンプ (3B-SIP)	0.35
RWST/B-1	0.0	燃料取替用水タンク水位計 (3LT-1400)	1.11

※ 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	40.3	—
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			
廃棄物処理 建屋	—	セメント固化装置	467.0	水密扉により原子炉補助建屋と隔離
		燃焼式雑個体廃棄物減容処理設備	75.0	
		配管	1,629.9	

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	-2.2	3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 4 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	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	—

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
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。

※ 機器搬入ハッチ及び新燃料貯蔵庫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	40.3m ³
NS 方向、UD 方向	34.2m 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	3R/B-3	C/V 空気サンプル取出ライン外隔離弁(3V-RM-002)	40.3	1,075.8	0	0.038	0.82	①<②	○
		3.7	3R/B-6	格納容器内高レンジエリアモニタ 前置増幅器(3RX-91BA)	溢水源及び他区画からの溢水伝ばなし				1.07	—	○
			3R/B-7	3B アニュラス空気浄化ファン入口ダンパ(3D-VS-101B)					0.37	—	○
			3R/B-8	3B アニュラス空気浄化小量排気弁(3V-VS-103B)					40.3	109.5	0
		-5.2	3R/B-9	3B 制御用空気供給ライン外隔離弁(3V-IA-508B)	溢水源及び他区画からの溢水伝ばなし				0.50	—	○
			3R/B-10	加圧器、A ループサンプルライン外隔離弁(3V-SS-524)					4.40	—	○
	3R/B-11		3B 余熱除去冷却器出口外隔離弁(3V-RH-043B)	4.50					—	○	
	非管理区域	11.3	3R/B-1	復水タンク水位計(3LT-3761)	溢水源及び他区画からの溢水伝ばなし				1.06	—	○
			3R/B-2	3B 主蒸気隔離弁(3V-MS-533B)					3.10	—	○
		3.7 (中間床)	3R/B-4	タービン動補助給水ポンプ盤(3TDAP-A)					0.47	—	○
		3.7	3R/B-5	T/D AFWP 駆動蒸気入口弁 A(3V-MS-570A)					7.45	—	○
		-9.7	3R/B-12	タービン動補助給水ポンプ(3-TDAFWP)					0.1	342.2	0
原子炉補助 建屋	管理区域	11.3	A/B-10	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				0.59	—	○
		3.7	A/B-23	電気式水素燃焼装置変圧器盤(3HCTC)	6.8	1,471.9	0	0.005	0.10	①<②	○
		-3.5	A/B-24	1次系試料採取装置盤(3PSSP-1)	95.4	487.3	0.05	0.246	0.90	①<②	○
		-11.0	A/B-26	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				0.27	—	○
			A/B-28	3A 高圧注入ポンプ第一ミニフロー弁(3V-SI-015A)	97.1	592.6	0.05	0.214	0.71	①<②	○
			A/B-29	3B 高圧注入ポンプ第一ミニフロー弁(3V-SI-015B)	97.1	638.3	0.05	0.203	0.75	①<②	○
-18.0	A/B-31	余熱除去ポンプ出口流量計(3FT-611)	137.9 ^{※1}	693.2	0.05	0.249	1.09	①<②	○		

※1 SFP スロッシング水がドレン経由で原子炉周辺建屋から伝ばすることを考慮した値

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					
原子炉補助 建屋	非管理 区域	屋上	A/B-1	中央制御室排気ファン入口第一ダン パ(D-VS-610)	溢水源及び他区画からの溢水伝ばなし				0.56	—	○					
		11.3 (中間床)	A/B-2	重大事故等対処用直流コントロール センタ					0.19	—	○					
		11.3	A/B-3	主盤(3MCB)					0.15	—	○					
			A/B-4	事故時放射線監視盤(3PRMC-III)					0.06	—	○					
			A/B-5	事故時放射線監視盤(3PRMC-IV)					0.06	—	○					
			A/B-6	重大事故等対処用制御盤(3SACP)					0.53	—	○					
		A/B-9	流量設定器(3HC-2843)	5.0 ^{*1}					1,434.7	0	0.004	0.60	①<②	○		
		4.2	A/B-12	3C1 動力変圧器	溢水源及び他区画からの溢水伝ばなし					0.01	—	○				
			A/B-13	3D1 動力変圧器						0.01	—	○				
		3.7	A/B-14	充電器盤(3BCP-A)						0.08	—	○				
			A/B-15	充電器盤(3BCP-B)						0.09	—	○				
			A/B-16	3A 蓄電池						0.50	—	○				
			A/B-17	3B 蓄電池						0.50	—	○				
			A/B-18	中央制御室外換気空調盤(3VEP(A)-1)						0.39	—	○				
			A/B-19	中央制御室外換気空調盤(3VEP(B)-1)						0.39	—	○				
-11.0	A/B-27	3A CCWP 出口弁(3V-CC-063A)	0.2 ^{*2}	319.0						0.05	0.051	0.94	①<②	○		
-18.0	A/B-30	3A CCW 冷却器海水第二出口止弁 (3V-SW-570A)	0.2 ^{*2}	384.9						0.05	0.051	1.04	①<②	○		
燃料取替用 水タンク建屋	管理区域	0.0	RWST/B	燃料取替用水タンク水位計 (3LT-1400)						6.8	381.5	0.1	0.118	1.11	①<②	○

※1 玄海 4 号機側からの溢水伝ば(4 号格納容器冷却ユニット:2.5m³)を考慮した値

※2 玄海 4 号機側からの溢水伝ば(4 号薬液混合タンク:0.1m³)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	3R/B-3	3B C/V 再循環ユニット CCW 出口ラ イン外隔離弁(3V-CC-198B)	40.3	1,075.8	0	0.038	0.83	①<②	○				
		-5.2	3R/B-9	電動弁 3V-CC-348(3V-CC-348)					溢水源及び他区画からの溢水伝ばなし	4.80	—	○			
			3R/B-11	3B 高圧注入ライン外隔離弁 (3V-SI-062B)						4.50	—	○			
			3R/B-15	3B C/V 再循環サンプ外隔離弁 (3V-SI-093B)						2.79	—	○			
原子炉補助 建屋	管理区域	11.3	A/B-10	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				0.59	—	○				
		-11.0	A/B-26	重大事故等対処用変圧器受電盤					0.27	—	○				
			A/B-29	3B 高圧注入ポンプ第一ミニフロー弁 (3V-SI-015B)					97.1	638.3	0.05	0.203	0.75	①<②	○
			A/B-31	余熱除去ポンプ出口流量計(3FT-611)					137.9 ^{*1}	693.2	0.05	0.249	1.09	①<②	○
	非管理 区域	-18.0	A/B-32	3B 高圧注入ポンプ(3B-SIP)	137.9 ^{*1}	731.3	0.05	0.239	0.35	①<②	○				
			11.3 (中間床)	A/B-2	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					0.19	—	○		
		11.3	A/B-3	主盤(3MCB)	0.15						—	○			
			A/B-4	原子炉安全保護シーケンス盤 (3RSSC G1(A))	0.12						—	○			
			A/B-5	原子炉安全保護シーケンス盤 (3RSSC G1(B))	0.12						—	○			
			A/B-6	重大事故等対処用制御盤(3SACP)	0.53						—	○			
		4.2	A/B-12	3C1 動力変圧器	0.01						—	○			
			A/B-13	3D1 動力変圧器	0.01						—	○			
			3.7	A/B-14	充電器盤(3BCP-A)						0.08	—	○		
				A/B-15	充電器盤(3BCP-B)						0.09	—	○		
				A/B-16	3A 蓄電池						0.50	—	○		
				A/B-17	3B 蓄電池						0.50	—	○		
				A/B-18	中央制御室外換気空調盤(3VEP(A)-1)						0.39	—	○		
		A/B-19	中央制御室外換気空調盤(3VEP(B)-1)	0.39	—						○				
		-11.0	A/B-27	3A CCWP 出口弁(3V-CC-063A)	0.2 ^{*2}						319.0	0.05	0.051	0.94	①<②
-18.0	A/B-30	3A CCW 冷却器海水第二出口止弁 (3V-SW-570A)	0.2 ^{*2}	384.9	0.05						0.051	1.04	①<②	○	
燃料取替用 水タンク建屋	管理区域	0.0	RWST/B	燃料取替用水タンク水位計 (3LT-1400)	6.8	381.5	0.1	0.118	1.11	①<②	○				

※1 SFP スロッシング水がドレン経由で原子炉周辺建屋から伝ばすることを考慮した値

※2 玄海 4 号機側からの溢水伝ば(4 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	3R/B-1	復水タンク水位計(3LT-3761)	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。	○
		3R/B-2	3B 主蒸気隔離弁(3V-MS-533B)		
		3R/B-3	C/V 空気サンプル取出ライン外隔離弁(3V-RM-002)		
	3.7 (中間床)	3R/B-4	タービン動補助給水ポンプ盤(3TDAP-A)		
	3.7	3R/B-5	T/D AFWP 駆動蒸気入口弁 A(3V-MS-570A)		
		3R/B-6	格納容器内高レンジエリアモニタ 前置増幅器(3RX-91BA)		
		3R/B-7	3B アンユラス空気浄化ファン人口ダンパ(3D-VS-101B)		
		3R/B-8	3B アンユラス空気浄化小量排気弁(3V-VS-103B)		
	-5.2	3R/B-9	3B 制御用空気供給ライン外隔離弁(3V-IA-508B)		
		3R/B-10	加圧器、A ループサンプルライン外隔離弁(3V-SS-524)		
		3R/B-11	3B 余熱除去冷却器出口外隔離弁(3V-RH-043B)		

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	-9.7	3R/B-12	T/D AFWP 出口流量設定弁 C (3HCV-3735)	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。	○
		3R/B-13	タービン動補助給水ポンプ (3-TDAFWP)		
		3R/B-14	T/D AFWP 出口流量設定弁 B (3HCV-3725)		
原子炉補助 建屋	屋上	A/B-1	中央制御室排気ファン入口第一ダンパ(D-VS-610)		
	11.3 (中間床)	A/B-2	重大事故等対処用直流コントロールセンタ		
	11.3	A/B-3	主盤(3MCB)		
		A/B-4	事故時放射線監視盤(3PRMC-Ⅲ)		
		A/B-5	事故時放射線監視盤(3PRMC-Ⅳ)		
		A/B-6	重大事故等対処用制御盤(3SACP)		
		A/B-9	流量設定器(3HC-2843)		
		A/B-10	常設代替電源接続盤		
	4.2	A/B-12	3C1 動力変圧器		
A/B-13		3D1 動力変圧器			

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
原子炉補助 建屋	3.7	A/B-14	充電器盤(3BCP-A)	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。	○
		A/B-15	充電器盤(3BCP-B)		
		A/B-16	3A 蓄電池		
		A/B-17	3B 蓄電池		
		A/B-18	中央制御室外換気空調盤(3VEP(A)-1)		
		A/B-19	中央制御室外換気空調盤(3VEP(B)-1)		
		A/B-23	電気式水素燃焼装置変圧器盤(3HCTC)		
	-3.5	A/B-24	1次系試料採取装置盤(3PSSP-1)		
	-11.0	A/B-26	重大事故等対処用変圧器受電盤		
		A/B-27	3A CCWP 出口弁(3V-CC-063A)		
		A/B-28	3A 高圧注人ポンプ第一ミニフロー弁(3V-SI-015A)		
A/B-29		3B 高圧注人ポンプ第一ミニフロー弁(3V-SI-015B)			
-18.0	A/B-30	3A CCW 冷却器海水第二出口止弁(3V-SW-570A)			
	A/B-31	余熱除去ポンプ出口流量計(3FT-611)			
燃料取替用水タンク建屋	0.0	RWST/B	燃料取替用水タンク水位計(3LT-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(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	3R/B-3	3B C/V 再循環ユニット CCW 出口ライン外隔離弁(3V-CC-198B)	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。	○
	-5.2	3R/B-9	電動弁 3V-CC-348(3V-CC-348)		
		3R/B-11	3B 高压注入ライン外隔離弁(3V-SI-062B)		
-9.7	3R/B-15	3B C/V 再循環サンプ外隔離弁(3V-SI-093B)			
原子炉補助 建屋	11.3 (中間床)	A/B-2	重大事故等対処用直流コントロールセンタ		
	11.3	A/B-3	主盤(3MCB)		
		A/B-4	原子炉安全保護シーケンス盤(3RSSC G1(A))		
		A/B-5	原子炉安全保護シーケンス盤(3RSSC G1(B))		
		A/B-6	重大事故等対処用制御盤(3SACP)		
		A/B-10	常設代替電源接続盤		
	4.2	A/B-12	3C1 動力変圧器		
A/B-13		3D1 動力変圧器			

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)

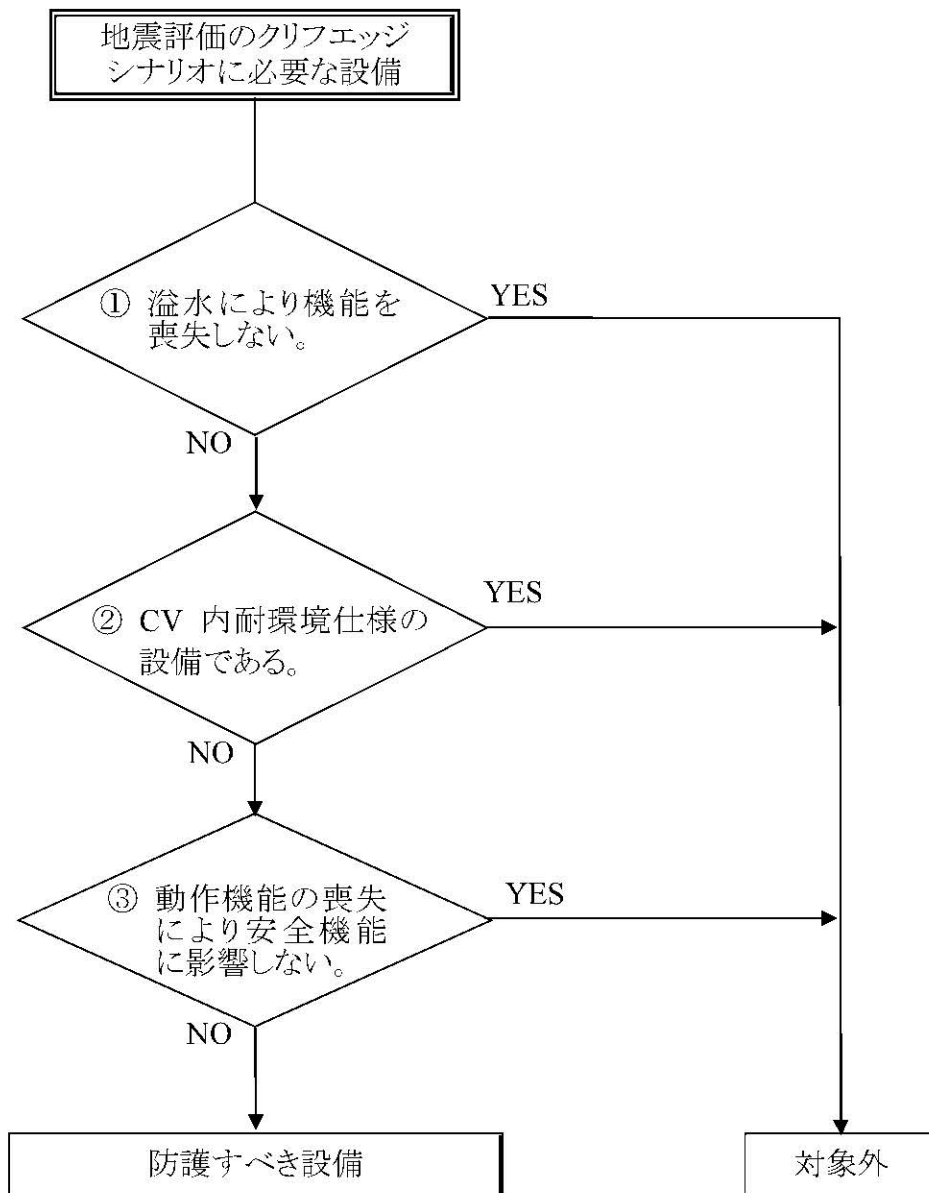
建屋	EL.[m]	評価区画	防護すべき設備	影響評価	判定
原子炉補助 建屋	3.7	A/B-14	充電器盤(3BCP-A)	被水源からの直線軌道及び放射線軌道の飛散による被水の範囲外であり、かつ天井面の開口部又は貫通部からの被水の影響を受ける範囲外である。	○
		A/B-15	充電器盤(3BCP-B)		
		A/B-16	3A 蓄電池		
		A/B-17	3B 蓄電池		
		A/B-18	中央制御室外換気空調盤(3VEP(A)-1)		
		A/B-19	中央制御室外換気空調盤(3VEP(B)-1)		
	-11.0	A/B-26	重大事故等対処用変圧器受電盤		
		A/B-27	3A CCWP 出口弁(3V-CC-063A)		
		A/B-29	3B 高圧注入ポンプ第一ミニフロー弁(3V-SI-015B)		
	-18.0	A/B-30	3A CCW 冷却器海水第二出口止弁(3V-SW-570A)		
A/B-31		余熱除去ポンプ出口流量計(3FT-611)			
A/B-32		3B 高圧注入ポンプ(3B-SIP)			
燃料取替用水タンク建屋	0.0	RWST/B	燃料取替用水タンク水位計(3LT-1400)		

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	1,372Gal
	運転停止時	炉心	1,080Gal

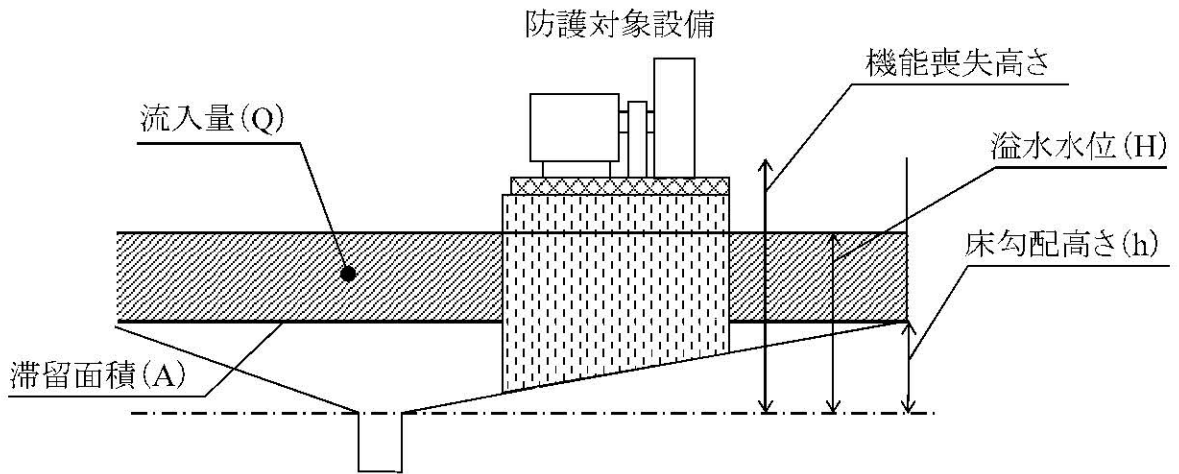
第 3.1.4.4-13 表 津波評価におけるクリフエッジ許容津波高さ

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

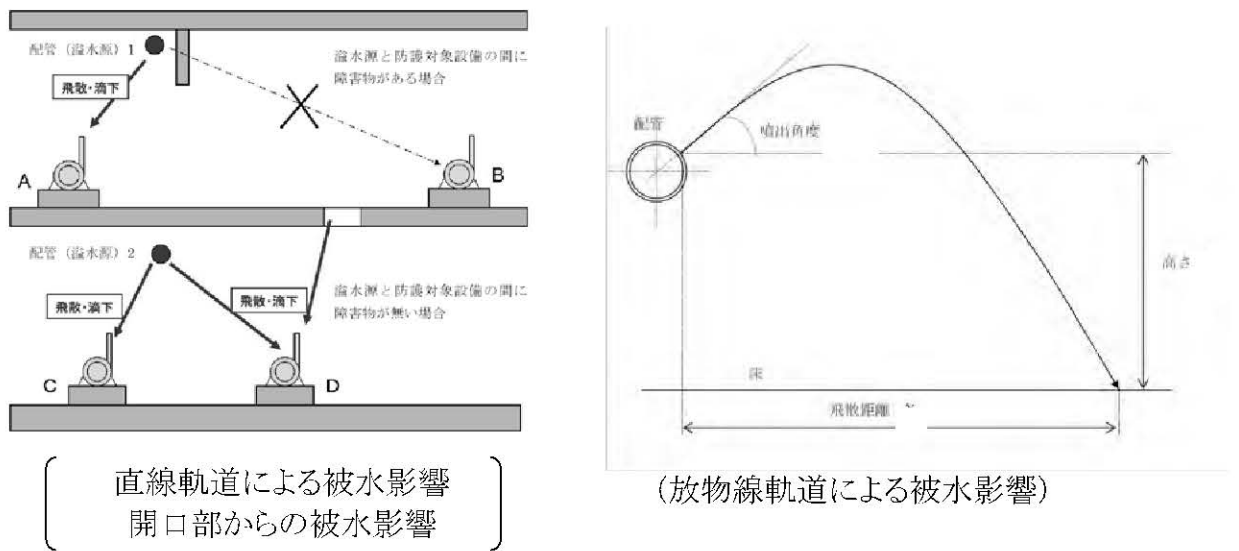


- ① 構造が単純で外部から動力の供給を必要としない容器、熱交換器、フィルタ、安全弁、逆止弁、手動弁、配管類等
- ② 想定される溢水に対して要求される機能を損なわない設計としている原子炉格納容器内に設置された設備
- ③ フェイル位置で要求される機能を損なわない弁及びバウンダリ維持の観点から地震の機器リストに含まれている機能要求のないポンプ

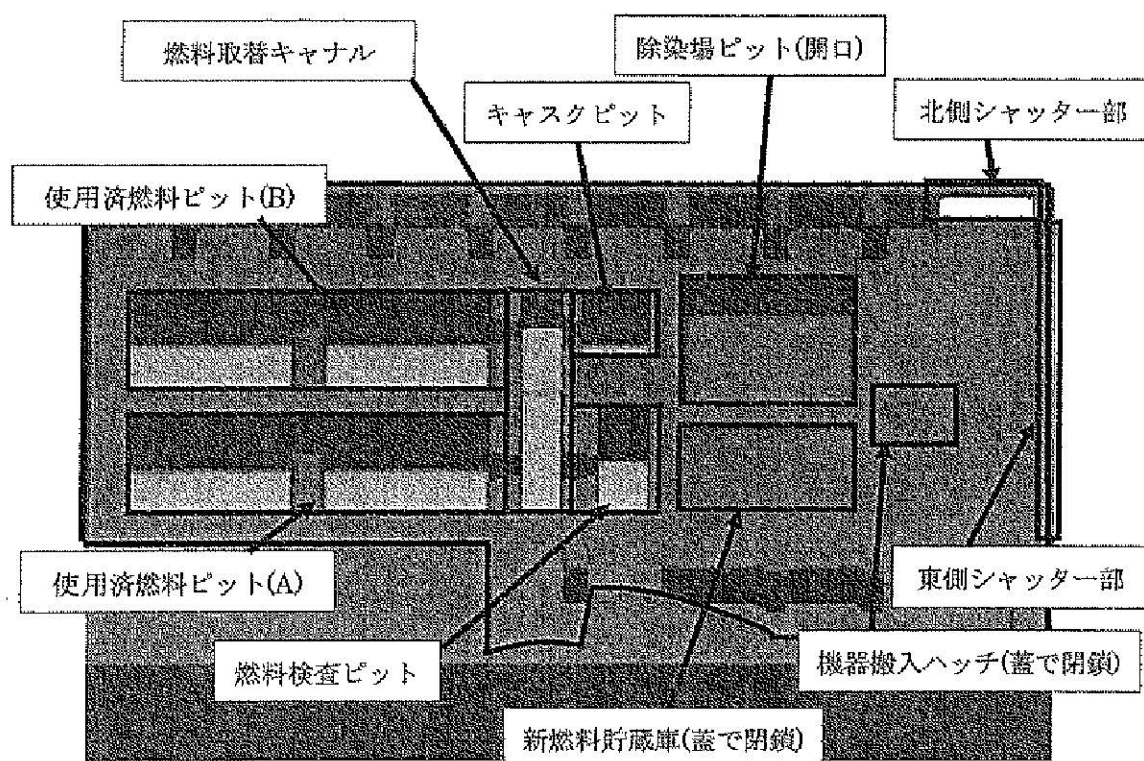
第 3.1.4.4-1 図 防護すべき設備の考え方



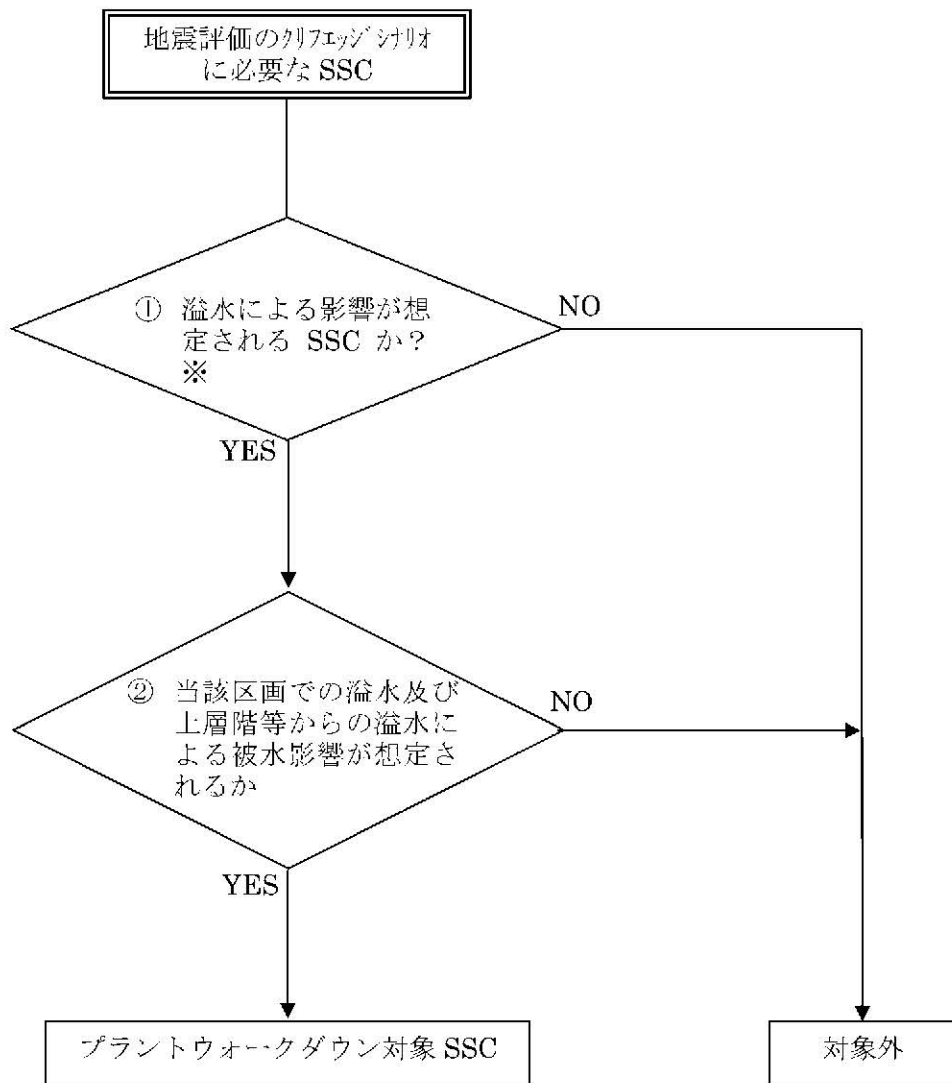
第3.1.4.4-2図 溢水水位算出の考え方



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 3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/B1-3	3A 余熱除去ポンプ	5.25
	3A 余熱除去ポンプモータ	5.25
	3A 高圧注入ポンプ	4.96
	3A 高圧注入ポンプモータ	4.96
	3A 格納容器スプレイポンプ	4.06
	3A 格納容器スプレイポンプモータ	4.06
A/B1-4	3B 余熱除去ポンプ	5.25
	3B 余熱除去ポンプモータ	5.25
	3B 高圧注入ポンプ	4.96
	3B 高圧注入ポンプモータ	4.96
	3B 格納容器スプレイポンプ	4.06
	3B 格納容器スプレイポンプモータ	4.06
R/B1-4	3B 電動補助給水ポンプ	4.92
	3B 電動補助給水ポンプモータ	4.92
R/B1-5	3A 電動補助給水ポンプ	4.92
	3A 電動補助給水ポンプモータ	4.92
R/B1-6	タービン動補助給水ポンプ	11.95
R/B3-6	3A M-G セット	6.90
	3B M-G セット	6.90
C/V2-1	3A 1 次冷却材ポンプ	1.27
	3B 1 次冷却材ポンプ	1.27
	3C 1 次冷却材ポンプ	1.27
	3D 1 次冷却材ポンプ	1.27
	3A 格納容器冷却材ドレンポンプ	16.53
	3B 格納容器冷却材ドレンポンプ	16.53
	3A 格納容器サンプポンプモータ	13.47
	3B 格納容器サンプポンプモータ	13.47
	3A 格納容器再循環ファンモータ	2.75
	3B 格納容器再循環ファンモータ	2.75
	3C 格納容器再循環ファンモータ	2.75
	3D 格納容器再循環ファンモータ	2.75
	燃料移送装置 水圧制御装置圧力補償ポンプ	9.62
	燃料移送装置 水圧制御装置減速機	9.62
	3号炉内中性子検出器駆動装置(RE-5A)	5.88
	3号炉内中性子検出器駆動装置(RE-5B)	5.88

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毎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]
C/V2-1	3号炉内中性子検出器駆動装置(RE-5C)	5.88
	3号炉内中性子検出器駆動装置(RE-5D)	5.88
	燃料取替クレーン	127.02
	3号格納容器ポーラクレーン	1.26

G: 加速度を重力加速度 (9.8m/s^2) 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毎の水素内包系統の HCLPF 評価結果

評価区画	機器名称(水素内包系統)	HCLPF [G]
A/B2-9	水素 5vol%以上内包配管(A/B2-9、EL. -11.0M)	3.41
A/B5-11	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

G: 加速度を重力加速度 (9.8m/s^2) 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 及び火炎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。

(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、評価結果を第3.1.4.4-20表～第3.1.4.4-22表に示す。

1、2号機 補助ボイラ燃料タンクについては、建屋外壁の表面の最高温度は82℃となり、火災時における短期温度上昇を考慮した場合でのコンクリート圧縮強度が維持される温度200℃を下回ることから、屋内に設置された防護すべき設備に影響を与えないことを確認した。

補助ボイラ燃料タンク及び高温焼却炉燃料タンクについては、建屋外壁の表面の最高温度はそれぞれ補助ボイラ燃料タンク:218℃、高温焼却炉燃料タンク:204℃となることから、コンクリート圧縮強度が維持される温度200℃を超える。しかし、油の液面火災では燃焼半径が3mを超えると、空気供給不足により大量の黒煙が発生し、火炎の輻射発散度が低下することから、黒煙の発生による輻射発散度の低減率を火炎の輻射発

散度に掛け合わせて($R_f = r \cdot R_f$)、「(Ⅱ) 評価方法」で建屋外壁の表面温度を算出する。

低減率は「石油コンビナートの防災アセスメント指針、消防庁特殊災害室(平成 25 年 3 月)」に基づき、下式にて求められるが、低減率が 0.3 を下回る場合は、燃焼半径が大きいところでのデータが少ないため、0.3 を下限値とする。

$$r = \exp(-0.06 \times 2R)$$

ここで、

r : 輻射発散度の低減率

(出典:石油コンビナートの防災アセスメント指針)

算出した結果を、補助ボイラ燃料タンクについては第 3.1.4.4-23 表に、高温焼却炉燃料タンクについては第 3.1.4.4-24 表に示す。建屋外壁の表面の最高温度はそれぞれ補助ボイラ燃料タンク:99℃、高温焼却炉燃料タンク:139℃となり、コンクリート圧縮強度が維持される温度 200℃を下回ることから、屋内に設置された防護すべき設備に影響を与え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。

第 3.1.4.4-20 表 屋内に設置された防護すべき設備への輻射熱影響の
評価条件及び結果(1/3)

	項目	単位	値
評価条件	火災源	—	補助ボイラ燃料タンク
	燃料量 V	m^3	180
	燃料の密度 ρ	kg/m^3	900
	燃料の質量低下速度 M	kg/m^2s	0.035^{*1}
	火炎の輻射発散度 R_f	W/m^2	$23,000^{*2}$
	評価対象 (火災源から最も近い建屋)	—	1 次系建屋 (3 号機原子炉周辺建屋)
	コンクリート温度伝導率 α	m^2/s	7.53×10^{-7}
	コンクリート熱伝導率 λ_c	$W/m \cdot K$	1.74
	コンクリート密度 ρ_c	kg/m^3	2,300
	コンクリート比熱 C_{pc}	$J/kg \cdot K$	963
	火災源と評価対象の距離 L	m	48
建屋外壁表面 初期温度 T_0	$^{\circ}C$	50^{*3}	
評価結果	燃焼半径 R	m	41
	建屋外壁表面 最高温度 T_w	$^{\circ}C$	218

※1: Fire Dynamics Tools (FDTs) Quantitative Fire Hazard Analysis Methods for the U.S. Nuclear Regulatory Commission Fire Protection Inspection Program (NUREG-1805, Final Report)

※2: 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)

※3: 安全上重要な建屋の最高使用温度の内、最も高い主蒸気配管室の最高使用温度 $50^{\circ}C$ とした。

第 3.1.4.4-21 表 屋内に設置された防護すべき設備への輻射熱影響の
評価条件及び結果 (2/3)

	項目	単位	値
評価条件	火災源	—	高温焼却炉燃料タンク
	燃料量 V	m^3	8
	燃料の密度 ρ	kg/m^3	900
	燃料の質量低下速度 M	kg/m^2s	0.035^{*1}
	火炎の輻射発散度 R_f	W/m^2	$23,000^{*2}$
	評価対象 (火災源から最も近い建屋)	—	1次系建屋 (燃料取替用水タンク建屋)
	コンクリート温度伝導率 α	m^2/s	7.53×10^{-7}
	コンクリート熱伝導率 λ_c	$W/m \cdot K$	1.74
	コンクリート密度 ρ_c	kg/m^3	2,300
	コンクリート比熱 C_{pc}	$J/kg \cdot K$	963
	火災源と評価対象の距離 L	m	11
建屋外壁表面 初期温度 T_0	$^{\circ}C$	50^{*3}	
評価結果	燃焼半径 R	m	10.2
	建屋外壁表面 最高温度 T_w	$^{\circ}C$	204

※1: Fire Dynamics Tools (FDTs) Quantitative Fire Hazard Analysis Methods for the U.S. Nuclear Regulatory Commission Fire Protection Inspection Program (NUREG-1805, Final Report)

※2: 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)

※3: 安全上重要な建屋の最高使用温度の内、最も高い主蒸気配管室の最高使用温度 $50^{\circ}C$ とした。

第 3.1.4.4-22 表 屋内に設置された防護すべき設備への輻射熱影響の
評価条件及び結果 (3/3)

	項目	単位	値
評価条件	火災源	—	1、2号機補助ボイラ燃料タンク
	燃料量 V	m^3	350
	燃料の密度 ρ	kg/m^3	900
	燃料の質量低下速度 M	kg/m^2s	0.035^{*1}
	火炎の輻射発散度 R_f	W/m^2	$23,000^{*2}$
	評価対象 (火災源から最も近い建屋)	—	1次系建屋 (3号機原子炉周辺建屋)
	コンクリート温度伝導率 α	m^2/s	7.53×10^{-7}
	コンクリート熱伝導率 λ_c	$W/m \cdot K$	1.74
	コンクリート密度 ρ_c	kg/m^3	2,300
	コンクリート比熱 C_{pc}	$J/kg \cdot K$	963
	火災源と評価対象の距離 L	m	349
建屋外壁表面 初期温度 T_0	$^{\circ}C$	50^{*3}	
評価結果	燃焼半径 R	m	205
	建屋外壁表面 最高温度 T_w	$^{\circ}C$	82

※1: Fire Dynamics Tools (FDTs) Quantitative Fire Hazard Analysis Methods for the U.S. Nuclear Regulatory Commission Fire Protection Inspection Program (NUREG-1805, Final Report)

※2: 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)

※3: 安全上重要な建屋の最高使用温度の内、最も高い主蒸気配管室の最高使用温度 $50^{\circ}C$ とした。

第 3.1.4.4-23 表 屋内に設置された防護すべき設備への輻射熱影響
(低減率考慮)の評価条件及び結果(1/2)

	項目	単位	値
評価条件	火災源	—	補助ボイラ燃料タンク
	燃料量 V	m ³	180
	燃料の密度 ρ	kg/m ³	900
	燃料の質量低下速度 M	kg/m ² s	0.035
	火炎の輻射発散度 R _f	W/m ²	23,000×低減率 ^{※1}
	評価対象	—	1次系建屋 (3号機原子炉周辺建屋)
	コンクリート温度伝導率 α	m ² /s	7.53×10 ⁻⁷
	コンクリート熱伝導率 λ _c	W/m・K	1.74
	コンクリート密度 ρ _c	kg/m ³	2,300
	コンクリート比熱 C _{pc}	J/kg・K	963
	火災源と評価対象の距離 L	m	48
	防護壁表面 初期温度 T ₀	℃	50
評価結果	燃焼半径 R	m	39
	防護壁表面 最高温度 T _w	℃	99

※1 : 黒煙の発生による輻射発散度の低減率(「石油コンビナートの防災アセスメント指針、消防庁特殊災害室(平成 25 年 3 月)」に基づき、燃焼半径によって下式により算出される低減率)

$$r = \exp(-0.06 \times 2R)$$

ここで、r : 輻射発散度の低減率
R : 燃焼半径[m]

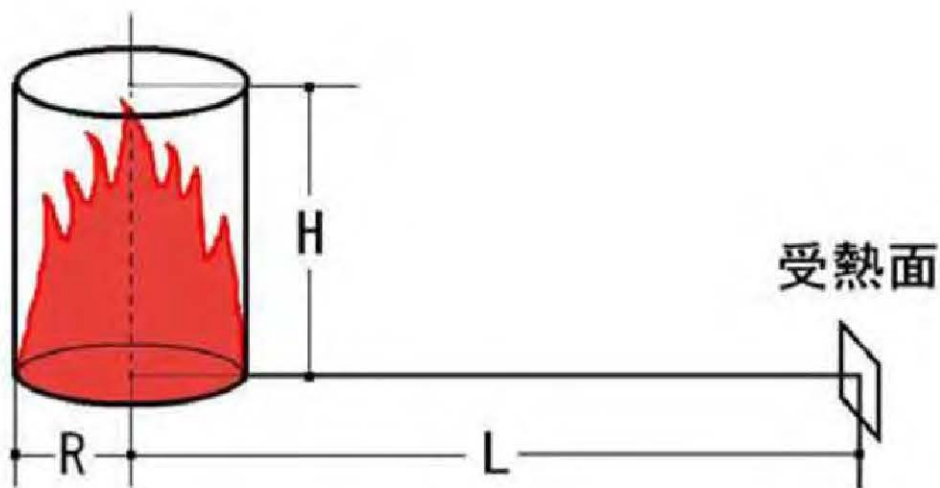
第 3.1.4.4-24 表 屋内に設置された防護すべき設備への輻射熱影響
(低減率考慮)の評価条件及び結果(2/2)

	項目	単位	値
評価条件	火災源	—	高温焼却炉燃料タンク
	燃料量 V	m ³	8
	燃料の密度 ρ	kg/m ³	900
	燃料の質量低下速度 M	kg/m ² s	0.035
	火炎の輻射発散度 R _f	W/m ²	23,000×低減率 ^{※1}
	評価対象	—	1次系建屋 (燃料取替用水タンク建屋)
	コンクリート温度伝導率 α	m ² /s	7.53×10 ⁻⁷
	コンクリート熱伝導率 λ _c	W/m・K	1.74
	コンクリート密度 ρ _c	kg/m ³	2,300
	コンクリート比熱 C _{pc}	J/kg・K	963
	火災源と評価対象の距離 L	m	11
	防護壁表面 初期温度 T ₀	℃	50
評価結果	燃焼半径 R	m	33
	防護壁表面 最高温度 T _w	℃	139

※1 : 黒煙の発生による輻射発散度の低減率(「石油コンビナートの防災アセスメント指針、消防庁特殊災害室(平成 25 年 3 月)」に基づき、燃焼半径によって下式により算出される低減率)

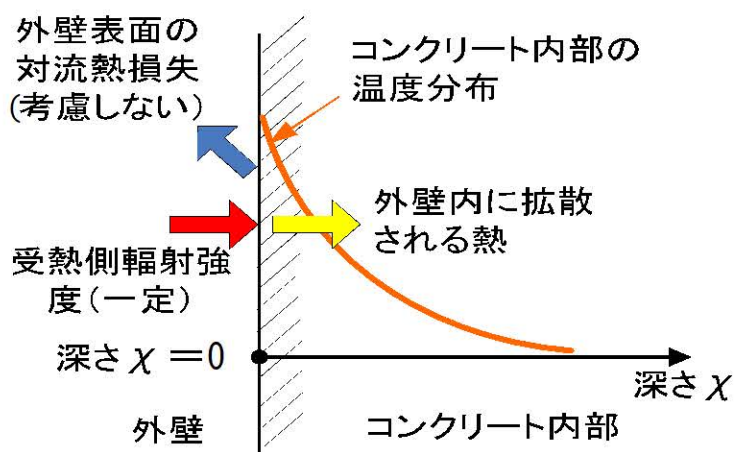
$$r = \exp(-0.06 \times 2R)$$

ここで、r : 輻射発散度の低減率
R : 燃焼半径[m]



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3.1.4.4-25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。

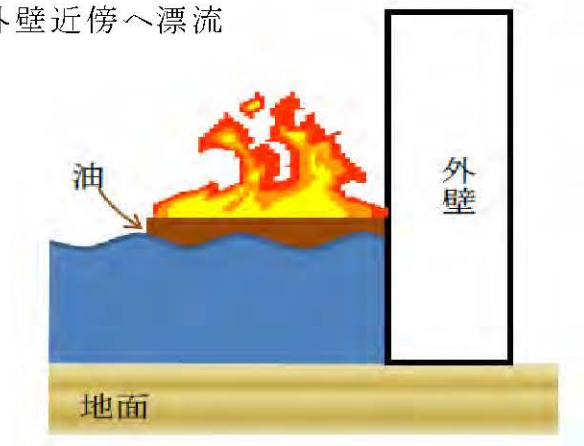
III 屋外に設置された防護すべき設備への影響

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 3.1.4.4-25 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 3 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れ得ない事象

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れ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。

更に、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 3 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3号機の既工事計画認可申請書(平成29年8月25日付け発規規発第1708253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産業規格 (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。更に、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) より、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に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 3.1.4.5-3 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。