

本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉

重大事故等対策の有効性評価について
(付録1 事故シナシナグループ及び
重要事故シナシナ等の選定について)

平成29年1月

東京電力ホールディングス株式会社

目次



: 今回ご説明・ご回答する
対象範囲

はじめに

- 1 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンス選定について
 - 1.1 事故シーケンスグループの分析について
 - 1.1.1 炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出、整理
 - 1.1.2 抽出した事故シーケンスの整理
 - 1.1.2.1 必ず想定する事故シーケンスグループとの対応
 - 1.1.2.2 追加すべき事故シーケンスグループの検討
 - 1.1.2.3 炉心損傷後の原子炉格納容器の機能への期待可否に基づく整理
 - 1.2 有効性評価の対象となる事故シーケンスについて
 - 1.3 重要事故シーケンスの選定について
 - 1.3.1 重要事故シーケンス選定の考え方
 - 1.3.2 重要事故シーケンスの選定結果
- 2 格納容器破損防止対策の有効性評価における格納容器破損モード及び評価事故シーケンスの選定について
 - 2.1 格納容器破損モードの分析について
 - 2.1.1 格納容器破損モードの抽出、整理
 - 2.1.2 レベル1.5PRAの定量化結果及び影響度を踏まえた格納容器破損モードの検討
 - 2.2 評価事故シーケンスの選定について
 - 2.2.1 評価対象とするプラント損傷状態(PDS)の選定
 - 2.2.2 評価事故シーケンスの選定の考え方及び選定結果
 - 2.2.3 炉心損傷防止が困難な事故シーケンス等に対する格納容器破損防止対策の有効性
 - 2.2.4 直接的に炉心損傷に至る事故シーケンスに対する対策
- 3 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価の運転停止中事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンスの選定について
 - 3.1 運転停止中事故シーケンスグループの分析について
 - 3.1.1 炉心損傷に至る運転停止中事故シーケンスグループの検討・整理
 - 3.2 重要事故シーケンスの選定について
 - 3.2.1 重要事故シーケンスの選定の考え方
 - 3.2.2 重要事故シーケンスの選定結果

表

- 第 1-1 表 イベントツリーにより抽出した事故シーケンス
- 第 1-2 表 PRA の結果に基づく新たな事故シーケンスグループの検討
- 第 1-3 表 事故シーケンスグループの主要な炉心損傷防止対策と炉心損傷頻度
- 第 1-4 表 重要事故シーケンス等の選定

- 第 2-1 表 格納容器破損モード別格納容器破損頻度
- 第 2-2 表 プラント損傷状態(PDS)の定義
- 第 2-3 表 評価対象とするプラント損傷状態(PDS)の選定
- 第 2-4 表 格納容器破損防止対策の評価事故シーケンスの選定

- 第 3-1 表 運転停止中事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度
- 第 3-2 表 重要事故シーケンス(運転停止中)の選定について
- 第 3-3 表 炉心損傷までの余裕時間について

図

- 第 1-1 図 事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンス選定の全体プロセス
- 第 1-2 図 内部事象運転時レベル 1PRA イベントツリー
- 第 1-3 図 地震レベル 1PRA 階層イベントツリー
- 第 1-4 図 地震レベル 1PRA イベントツリー
- 第 1-5 図 津波レベル 1PRA 津波高さ別イベントツリー
- 第 1-6 図 津波レベル 1PRA イベントツリー
- 第 1-7 図 プラント全体の CDF
- 第 1-8 図 各 PRA の結果と事故シーケンスグループ毎の寄与割合

- 第 2-1 図 格納容器破損モード抽出及び評価事故シーケンス選定の全体プロセス
- 第 2-2 図 シビアアクシデントで想定される事象進展と格納容器破損モード
- 第 2-3 図 内部事象運転時レベル 1.5PRA イベントツリー
- 第 2-4 図 内部事象運転時レベル 1.5PRA の定量化結果

- 第 3-1 図 運転停止中の原子炉における事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンス選定の全体プロセス

第 3-2 図 定期検査時のプラント状態と主要パラメータの推移

第 3-3 図 運転停止時における燃料損傷に至る事故シーケンスのグループ化(停止時 PRA イベントツリー)

第 3-4 図 事故シーケンスグループごとの寄与割合

別紙

- 1 有効性評価の事故シーケンスグループ選定における外部事象の考慮について
- 2 外部事象(地震)に特有の事故シーケンスについて
- 3 重大事故防止に関係する設備についての諸外国の調査結果
- 4 内部事象 PRA における主要なカットセットと FV 重要度に照らした重大事故等防止対策の対応状況
- 5 地震 PRA、津波 PRA から抽出される事故シーケンスと対策の有効性
- 6 「水素燃焼」及び「熔融物直接接触(シェルアタック)」を格納容器破損モードの評価対象から除外する理由
- 7 格納容器隔離の分岐確率の根拠と格納容器隔離失敗事象への対応
- 8 炉内熔融燃料-冷却材相互作用(炉内 FCI)に関する知見の整理
- 9 柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉 PRA ピアレビュー実施結果について
- 10 「PRA の説明における参照事項(平成 25 年 9 月 原子力規制庁)」への柏崎刈羽 6 号及び 7 号炉の PRA の対応状況

別添

柏崎刈羽原子力発電所 6/7 号炉 確率論的リスク評価(PRA)について



: 今回ご説明・ご回答する
対象範囲

3 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価の運転停止中事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンスの選定について

運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス選定の全体プロセスは第 3-1 図に示すとおりであり、本プロセスにより各検討ステップにおける実施内容を整理した。

【概要】

- ① 内部事象 PRA 及び PRA を適用できない外部事象等についての定性的検討から事故シーケンスグループの抽出を実施した。
- ② 抽出した事故シーケンスグループと必ず想定する事故シーケンスグループとの比較を行い、必ず想定する事故シーケンスグループ以外に抽出された外部事象特有の事故シーケンスグループについて、頻度、影響等を確認し、事故シーケンスグループとしての追加は不要とした。
- ③ 有効性評価において想定する事故シーケンスグループ毎に、審査ガイドに記載の観点(余裕時間、設備容量、代表性)に基づき、有効性評価の対象とする重要事故シーケンスを選定した。

3.1 運転停止中事故シーケンスグループの分析について

解釈において、運転停止中原子炉における燃料破損防止対策の有効性評価に係る運転停止中事故シーケンスグループの個別プラント評価による抽出に関し、以下の通り記載されている。

4-1

(a)必ず想定する運転停止中事故シーケンスグループ

- ・崩壊熱除去機能喪失(RHR の故障による停止時冷却機能喪失)
- ・全交流動力電源喪失
- ・原子炉冷却材の流出
- ・反応度の誤投入

(b)個別プラント評価により抽出した運転停止中事故シーケンスグループ

- ①個別プラントの停止時に関する PRA(適用可能なもの)又はそれに代わる方法で評価を実施すること。
- ②その結果、上記 4-1 (a)の運転停止中事故シーケンスグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす運転停止中事故シーケンスグループが抽出された場合には、想定する運転停止中事故シーケンスグループとして追加すること。

上記 4-1 (b)を踏まえて、柏崎刈羽 6 号炉及び 7 号炉を対象とした内部事

象停止時レベル 1PRA 評価を実施し、事故シーケンスグループの検討を行った。

なお、事故シーケンスグループの選定は、炉心損傷防止対策に係る事故シーケンスグループの分析と同様、従来の設置許可取得時の設計で考慮していた設備のみ期待できる条件*で評価した停止時 P R A の結果を用いた。

*従来から整備してきたアクシデントマネジメント策や福島第一原子力発電所事故以降に実施した各種対策、新規制基準に基づき配備する重大事故対策設備などを含めない条件

3.1.1 炉心損傷に至る運転停止中事故シーケンスグループの検討・整理

定期検査期間中はプラントの状態が大きく変化することから、停止時レベル 1PRA においては、定期検査における評価対象期間を設定し、原子炉の水位、温度、圧力などのプラントパラメータの類似性、保守点検状況などに応じた緩和設備の使用可能性、起因事象、成功基準に関する類似性によって、評価対象期間を幾つかのプラント状態(以下 POS という)に分類し評価を行う。分類したプラント状態を、状態ごとのプラントの主要なパラメータとともに第 3-2 図に示す。

停止時 PRA においては、原子炉停止後の運転停止中の各プラント状態において炉心損傷へ波及する可能性のある起因事象について、マスターロジックダイアグラム、過去の国内プラントのトラブル事例等から選定し、ここから炉心損傷に至ることを防止するための緩和手段の組み合わせ等を第 3-3 図のイベントツリーで分析し、炉心損傷に至る各事故シーケンスを抽出している。

抽出された事故シーケンス別の炉心損傷頻度を整理し、審査ガイドの「必ず想定する運転停止中事故シーケンスグループ」に含まれるか、それ以外の事故シーケンスグループであるかを確認すると共に、炉心損傷状態を分類した。事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度を第 3-1 表に示す。事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度への寄与割合を第 3-4 図に示す。

<選定した起因事象>

- a. 崩壊熱除去機能喪失(RHR 機能喪失[フロントライン]、代替除熱機能喪失[フロントライン]、補機冷却系機能喪失)
運転中の除熱・代替除熱設備が弁やポンプの故障により機能喪失する事象。
- b. 外部電源喪失
送電システムのトラブル等により外部電源が喪失する事象。発生した場合には、非常用所内電源(非常用ディーゼル発電機)が起動して交流電源を供給するが、非常用ディーゼル発電機の起動に失敗した場合に注水又は崩壊熱除去機能

が喪失する可能性がある。

- c. 一次冷却材バウンダリ機能喪失(RIP・CRD・LPRM 点検時及び CUW ブロー時における作業・操作誤りによる冷却材流出)

配管破断や運転員の弁の誤操作、点検時の人的過誤などにより原子炉冷却材が系外へ流出する事象。停止時には配管破断による原子炉冷却材の流出の可能性は低いため、弁の誤操作などによる原子炉冷却材流出を対象とする。

3.2 重要事故シーケンスの選定について

設置変更許可申請における運転停止中原子炉における燃料破損防止対策設備の有効性評価の実施に際しては、3.1で抽出した3つの運転停止中事故シーケンスグループに、必ず想定する運転停止中事故シーケンスグループである「反応度の誤投入」*を追加した4つのグループについて重要事故シーケンスの選定を実施した。

*プラント停止時には原則として全制御棒が挿入されており、複数の人的過誤や機器故障が重畳しない限り反応度事故に至る可能性はない。また万一、反応度事故が起こり臨界に至った場合でも、局所的な事象で収束し、燃料の著しい破損又は大規模な炉心損傷に至ることは考え難いことから停止時PRAの起回事象から除外した(報告書 添付資料 3.1.2.b-1)。

3.2.1 重要事故シーケンスの選定の考え方

重要事故シーケンスの選定にあたっては、以下に示す審査ガイドに記載の着眼点に沿って実施しており、具体的な検討内容を以下に示す(第3-2表)。

【審査ガイドに記載の着眼点】

- a. 燃料損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。
- b. 燃料損傷回避に必要な設備容量(流量等)が大きい。
- c. 運転停止中事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。

a. 余裕時間

プラントの状態や起回事象等によって炉心損傷までの余裕時間(第3-2,3-3表)は異なるものの、いずれも緩和措置の実施までに掛かる時間に比べて十分時間がある。

反応度の誤投入については、事象発生後も崩壊熱除去や注水機能は喪失しないため、それらの緩和措置実施までの余裕時間の考慮は不要である。

b. 設備容量

プラントの状態や起回事象等によって必要となる注水量は異なるものの、いずれも緩和措置の設備容量に比べて十分ある(第3-2,3-3表)。

反応度の誤投入については、事象発生後も崩壊熱除去や注水機能は喪失

しないため、それらの緩和措置実施までの余裕時間の考慮は不要である。

c. 代表シーケンス

第 3-1 表の主要シーケンス毎の燃料損傷頻度を比較し、事故シーケンスグループ内での寄与割合が支配的なものを「高」、支配的ではないが 1%以上のものを「中」、1%に満たないものを「低」と 3 つに分類した。

3.2.2 重要事故シーケンスの選定結果

(1) 崩壊熱除去機能喪失

重要事故シーケンス：崩壊熱除去機能喪失 (RHR 機能喪失[フロントライン])
+ 崩壊熱除去・注水系失敗

選定理由：代表性の観点から、RHR 機能喪失[フロントライン]を起因事象とする事故シーケンスを選定した。

有効性評価では外部電源喪失との重畳を考慮しており、外部電源喪失時に原子炉補機冷却系(海水ポンプを含む)が故障した場合については事象進展が全交流動力電源喪失と同様となるため、「補機冷却系機能喪失」及び「外部電源喪失」を起因事象とする事故シーケンスの対策の有効性については全交流動力電源喪失の事故シーケンスにて確認する。

燃料損傷防止対策(有効性評価で主に考慮)

- ・ 待機中の残留熱除去系[低圧注水モード]

(2) 全交流動力電源喪失

重要事故シーケンス：外部電源喪失+交流電源喪失+崩壊熱除去・注水系
失敗

選定理由：代表性の観点から外部電源喪失とともに非常用ディーゼル発電機が機能喪失し、全交流動力電源喪失に至る事故シーケンスを選定する。

「外部電源喪失+直流電源喪失」は炉心損傷頻度が低く、常設代替交流電源設備や可搬型代替直流電源設備、常設代替直流電源設備による電源供給、隣接プラントからの電源供給、可搬型代替注水ポンプ(消防車)による注水等により炉心損傷が防止できることから選定しない。

燃料損傷防止対策(有効性評価で主に考慮)

- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 低圧代替注水系(常設)
- ・ 代替原子炉補機冷却系

(3)原子炉冷却材の流出：原子炉冷却材流出(RHR 切り替え時のミニフロー弁操作誤り)+崩壊熱除去・注水系失敗

選定理由：「RHR 切り替え時のミニフロー弁操作誤り」は、発生しても燃料の露出に至らないために PRA で起因事象の選定の際に除外した事象であるが審査ガイドにおける有効性評価の評価項目である「放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること」を考慮し、改めて重大事故シーケンスの選定対象として追加した。

「RIP 点検時の作業誤り」等の点検作業に伴う冷却材流出事象は、運転操作に伴う冷却材流出事象と異なり、作業・操作場所と漏洩発生箇所が同一であるため、認知が容易であること、また「RHR 切り替え時のミニフロー弁操作誤り」は流出流量が $87\text{m}^3/\text{h}$ と他の漏洩事象より大きいことから、事故シーケンスを重大事故シーケンスとして選定した。

燃料損傷防止対策(有効性評価で主に考慮)

・待機中の残留熱除去系[低圧注水モード]

(4)反応度の誤投入

重要事故シーケンス：反応度の誤投入

選定理由：代表性の観点から停止余裕検査や停止時冷温臨界試験などの制御棒が2本以上引き抜ける試験時に、制御棒1本が全引き抜きされている状態から、他の1本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、臨界近接を認知出来ずに臨界に至る事象を想定する。

なお、各事故シーケンスグループに分類される事故シーケンスについて、炉心損傷に至る要因をカットセットレベルまで展開し、燃料損傷頻度の事故シーケンスに占める割合の観点で主要なカットセットに対する重大事故防止対策の整備状況等を確認している。(別紙4)

第3-1表 運転停止中事故シナリオグループ別燃料損傷頻度 (K6) *1

主要シナリオ	対応する主要な燃料損傷防止対策 (下線部は有効性評価で用いる重大事故等対応設備等を示す)		燃料損傷頻度(定期検査)	全炉心損傷頻度 に対する寄与割合(%)	事故シナリオグループ	事故シナリオグループ に対する寄与割合(%)	燃料損傷頻度 (定期検査)	全炉心損傷頻度 に対する寄与割合(%)	備考
	炉心損傷防止に必要な機能	対策設備							
1	炉熱除去機能喪失(RHR機能喪失)フロントラ イン) + 炉熱除去・注水系失敗	炉熱除去機能*2	特機中のECCS [炉熱除去系低圧注水モード] ・低圧代替注水系(常設) ・MUWP, SFCU, FP, 消防車*4	1.1E-10	1%	1%	1.0E-08	98%	全炉心損傷頻度の10%を天然材料損傷防止対策にてカバー
		原子炉への注水機能	—*2	—	<0.1%	<0.1%	—	—	
	炉熱除去機能喪失(代替炉熱機能喪失)フロントラ イン) + 炉熱除去・注水系失敗	炉熱除去機能*2	—*2	1.6E-12	<0.1%	—	—	—	
		原子炉への注水機能	・上記の破漏内の注水対策	1.0E-08	97%	—	—	—	
	炉熱除去機能喪失(補機冷却系機能喪失) + 炉熱 除去・注水系失敗	炉熱除去機能*2	・代替原子炉補機冷却系	1.0E-08	97%	—	—	—	
		原子炉への注水機能	・上記の破漏内の注水対策	6.5E-11	1%	—	—	—	
	外部電源喪失 + 炉熱除去・注水系失敗	炉熱除去機能*2	・常設代替交流電源設備	1.8E-11	<0.5%	—	—	—	
		原子炉への注水機能	・代替原子炉補機冷却系 ・上記の破漏内の注水対策	1.2E-10	1%	—	—	—	
	外部電源喪失 + 交流電源喪失	炉熱除去機能*2	・特機プラントからの低圧 電源融通 ・非常用ディーゼル発電機 (直流電源の復旧後) ・常設代替交流電源設備	1.2E-10	1%	—	—	—	
		原子炉への注水機能	・代替原子炉補機冷却系 (交流電源復旧後) ・低圧代替注水系(常設) (交流電源復旧後) ・FP, 消防車*4	4.6E-15	<0.1%	—	—	—	
外部電源喪失 + 交流電源喪失	炉熱除去機能*2	・常設代替交流電源設備	2.9E-14	<0.1%	—	—	—		
	原子炉への注水機能	・代替原子炉補機冷却系 (交流電源復旧後) ・低圧代替注水系(常設) ・消防車*4	8.8E-12	<0.1%	—	—	—		
原子炉冷却材流出(CRD点検(交換)時の作業誤り) + 炉熱除去・注水系失敗	炉熱除去機能*2	特機中のECCS [炉熱除去系低圧注水モード] ・低圧代替注水系(常設) ・MUWP, SFCU, FP, 消防車*4	4.7E-11	<0.5%	—	—	—		
	原子炉への注水機能	—	3.8E-11	<0.5%	—	—	—		
合計	—	—	1.1E-08	100%	—	—	1.1E-08	100%	—

*1 寄与割合は小数点以下を四捨五入
 *2 停止時において炉熱除去機能が喪失した場合であっても、原子炉注水を実施することで炉心損傷を防止できる
 *3 PRM上、炉熱除去系の喪失も考えられるがその場合は事故進展や対策が「全交流動力電源喪失」と同様になるため、ガイド線を参照し、対策に追加
 *4 使用する注水ラインや設備によっては必ずしも重大事故等対応設備ではないが、シナリオによっては使用できる可能性がある線種と設備

第3-1表 運転停止中事故シナリオ別燃料損傷頻度 (K7)

主要シナリオ	対応する主要な燃料損傷防止対策 (下線部は有効性評価で用いる重大事故等対策設備等を示す)		燃料損傷頻度 (定期検査)	事故シナリオグループ	事故シナリオグループ 番号割合(%)	燃料損傷頻度 (定期検査)	全炉心損傷頻度 に対する寄与割合(%)	備考	
	炉心損傷防止に必要な機能	対策設備							
1	崩壊熱除去機能喪失(RIP機能喪失[フロントライ ン]) + 崩壊熱除去・注水系失敗	崩壊熱除去機能 ^{*2}	— ^{*2}	崩壊熱除去機能喪失	1%	1.1E-08	98%	全炉心損傷頻 度の100%を燃 料損傷防止対 策にてカバー	
		原子炉への注水機能	・待機中のECCS ・[残留熱除去系(低圧注水モード)] ^{*3} ・低圧代替注水系(常設) ・MLWP、SPCU、FP、消防車 ^{*4}						
	崩壊熱除去機能喪失(代替除熱機能喪失[フロントラ イン]) + 崩壊熱除去・注水系失敗	崩壊熱除去機能 ^{*2}	— ^{*2}	崩壊熱除去機能喪失	<0.1%	98%	1.1E-08		
		原子炉への注水機能	・上記の破線内の注水対策 ・代替原子炉補機冷却系 ・上記の破線内の注水対策						
	崩壊熱除去機能喪失(補機冷却系機能喪失) + 崩壊 熱除去・注水系失敗	崩壊熱除去機能 ^{*2}	— ^{*2}	崩壊熱除去機能喪失	1%	98%	1.1E-08		
		原子炉への注水機能	・常設代替交流電源設備 ・代替原子炉補機冷却系 ・上記の破線内の注水対策						
	外部電源喪失 + 崩壊熱除去・注水系失敗	崩壊熱除去機能 ^{*2}	— ^{*2}	崩壊熱除去機能喪失	1%	98%	1.1E-08		
		原子炉への注水機能	・常設代替交流電源設備 ・代替原子炉補機冷却系 ・上記の破線内の注水対策						
	2	外部電源喪失 + 直流電源喪失	原子炉への注水設備に必要な 交流電源の復旧	・隣接プラントからの低圧 電源融通 ・非常用ディーゼル発電機 (直流電源の復旧後) ・常設代替交流電源設備	全交流動力電源喪失	13%	1.4E-10		1%
			原子炉への注水機能	・常設代替直流電源設備 ・可搬型代替直流電源設備					
外部電源喪失 + 交流電源喪失		崩壊熱除去機能 ^{*2}	— ^{*2}	崩壊熱除去機能喪失	87%	1.4E-10	1%		
		原子炉への注水機能	・代替原子炉補機冷却系 (交流電源復旧後) ・低圧代替注水系(常設) (交流電源復旧後) ・FP、消防車 ^{*4} ・常設代替交流電源設備						
原子炉冷卻材流出(CRD点検(交換)時の作業誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗		崩壊熱除去機能 ^{*2}	— ^{*2}	崩壊熱除去機能喪失	<0.1%	87%	1.4E-10	1%	
		原子炉への注水機能	・代替原子炉補機冷却系 (交流電源復旧後) ・低圧代替注水系(常設) (交流電源復旧後) ・消防車 ^{*4}						
原子炉冷卻材流出(LPRM点検(交換)時の作業誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗		崩壊熱除去機能 ^{*2}	— ^{*2}	崩壊熱除去機能喪失	<0.1%	87%	1.4E-10	1%	
		原子炉への注水機能	・代替原子炉補機冷却系 (交流電源復旧後) ・低圧代替注水系(常設) (交流電源復旧後) ・消防車 ^{*4}						
原子炉冷卻材流出(RIP点検時の作業誤り) + 崩壊熱 除去・注水系失敗		崩壊熱除去機能 ^{*2}	— ^{*2}	崩壊熱除去機能喪失	<0.1%	87%	1.4E-10	1%	
		原子炉への注水機能	・代替原子炉補機冷却系 (交流電源復旧後) ・低圧代替注水系(常設) (交流電源復旧後) ・消防車 ^{*4}						
原子炉冷卻材流出(CAWフロー一時の操作誤り) + 崩 壊熱除去・注水系失敗	崩壊熱除去機能 ^{*2}	— ^{*2}	崩壊熱除去機能喪失	<0.1%	87%	1.4E-10	1%		
	原子炉への注水機能	・代替原子炉補機冷却系 (交流電源復旧後) ・低圧代替注水系(常設) (交流電源復旧後) ・消防車 ^{*4}							
合計	—	—	1.1E-08	—	—	1.1E-08	100%	—	

*1 寄与割合は小数点以下を四捨五入
 *2 停止中において崩壊熱除去機能が喪失した場合であっても、原子炉注水を実施することで炉心損傷を防止できる
 *3 PRA上、軽微熱除去系の喪失も考えられるがその場合は緊急進捗や対策が「全交流動力電源喪失」と同様になるため、ガイド等を参照し、材料に追加
 *4 使用する注水ラインや設備によっては必ずしも重大事故等対策設備ではないが、シナリオによっては使用できる可能性のある種別設備

第3-2表 重要事故シナリオ(運転停止中)の選定について (1/2)

事故シナリオ	主要事故シナリオ*		対応する主要な燃料損傷防止対策 (下線部は有効性評価で用いる重大事故等対策設備等を示す)	着眼点 (a. 余裕時間、b. 設備容量、 c. 代表シナリオ)		
	◎	—		炉心損傷防止に必要な機能	a.	b.
崩壊熱除去機能喪失	◎	①崩壊熱除去機能喪失 (RIR機能喪失[フロントライン]) + 崩壊熱除去・注水系失敗	炉心損傷防止に必要な機能 崩壊熱除去機能 ^{#3} 原子炉への注水機能 — ^{#3} 待機中のECCS (残留熱除去系「低圧注水系」) ^{#4} ・ 低圧代替注水系 (常設) ・ MWP、SPCU、FP、消防車 ^{#5}	低	低	中
	—	②崩壊熱除去機能喪失 (代替除熱機能喪失[フロントライン]) + 崩壊熱除去・注水系失敗	崩壊熱除去機能 ^{#3} 原子炉への注水機能 — ^{#3} 上記の破線内の注水対策 ・ 代替原子炉補機冷却系 ・ 代替原子炉補機冷却系	低	低	低
	— ^{#2}	③崩壊熱除去機能喪失 (補機冷却系機能喪失) + 崩壊熱除去・注水系失敗	崩壊熱除去機能 ^{#3} 原子炉への注水機能 — ^{#3} 上記の破線内の注水対策 ・ 代替原子炉補機冷却系 ・ 常設代替交流電源設備	低	低	高
	— ^{#2}	④外部電源喪失 + 崩壊熱除去・注水系失敗	崩壊熱除去機能 ^{#3} 原子炉への注水機能 — ^{#3} 上記の破線内の注水対策 ・ 代替原子炉補機冷却系 ・ 常設代替交流電源設備	低	低	中
全交流動力電源喪失	—	外部電源喪失 + 直流電源喪失 + 崩壊熱除去・注水系失敗	原子炉への注水設備に必要な交流電源の復旧 — ^{#3} 隣接プラントからの低圧電源融通 ・ 非常用ディーゼル発電機 (直流電源の復旧後) ・ 常設代替交流電源設備			
	◎	①外部電源喪失 + 直流電源喪失 + 崩壊熱除去・注水系失敗	原子炉への注水設備に必要な交流電源の復旧 (D/G起動等の為) 崩壊熱除去機能 ^{#3} 原子炉への注水機能 — ^{#3} 低圧代替注水系 (常設) (交流電源復旧後) ・ FP、消防車 ^{#5}	低	低	中
	—	外部電源喪失 + 交流電源喪失 + 崩壊熱除去・注水系失敗	原子炉への注水設備に必要な交流電源の復旧 崩壊熱除去機能 ^{#3} 原子炉への注水機能 — ^{#3} 上記の破線内の注水対策 ・ 代替原子炉補機冷却系 (交流電源復旧後)			
	◎	②外部電源喪失 + 交流電源喪失 + 崩壊熱除去・注水系失敗	原子炉への注水設備に必要な交流電源の復旧 崩壊熱除去機能 ^{#3} 原子炉への注水機能 — ^{#3} 低圧代替注水系 (常設) (交流電源復旧後) ・ 消防車 ^{#5}	低	低	高

*1 ◎は選定した重要事故シナリオを示す。

*2 ⑥の全交流動力電源喪失に至る事故シナリオにて、対策の有効性を確認

*3 停止時において崩壊熱除去機能が喪失した場合であっても、原子炉注水を実施することで炉心損傷を防止できる

(原子炉開放時) や格納容器 (原子炉未開放時) →崩壊熱を逃らすことで炉心損傷を防止し、その後長期的な安定状態の確保のために残留熱除去系等を復旧する)

*4 PRA上、残留熱除去系も考えられるがその場合は事象進展や対策が「全交流動力電源喪失」と同様になるため、ガイド等を参照し、対策に追加

*5 使用する注水ラインや設備によっては必ずしも重大事故等対策設備ではないが、シナリオによっては使用できる可能性のある緩和設備

*6 PRA上、残留熱除去系の喪失も考えられるがその場合は事象進展や対策が「全交流動力電源喪失」と同様になるため、ガイド等を参照し、対策に追加

*7 発生頻度が低く、発生を仮定してもその影響が限定的であるため、リスク評価上重要性が低いと判断し、PRAの評価対象から除外したものを考慮していないため、さらに発生の可能性は低くなると思われる

着眼点と選定理由

a 異常の認知や待機中のECCS・低圧代替注水系の起動といった緩和措置の実施までに掛かる時間 (最大2時間) に比べて十分時間がある (最も短いPOS-Sで約3.9時間) ため「低」とした

b 待機中のECCS・低圧代替注水系といった緩和措置の設備容量 (HPCF 727m³/h、LPFL 954m³/h、MUC (原子炉側注水) 90m³/h) に比べて十分小さいため (最も崩壊熱の大きなPOS-Sにおいて61m³/h) 「低」とした

c 事故シナリオグループに対する寄与割合が98%と支配的である③の事故シナリオを「高」とし、寄与割合が1%である①と④の事故シナリオを「中」とした

②の代替除熱機能喪失[フロントライン]はCUW等であり、これらの使用期間は①で想定しているRIRよりも崩壊熱が減少した場合であるため、「a. 余裕時間」、「b. 設備容量」が①の想定より厳しくなく、②の事故シナリオは選定しない

・有効性評価では外部電源喪失の重量を考慮しており、③の事故シナリオに外部電源喪失の重量を考慮すると「全交流動力電源喪失」で考慮している⑥の事故シナリオと同様の事象進展及び対策となるため (全交流動力電源喪失の有効性評価では補機冷却系機能喪失も考慮しているため)、③の事故シナリオは選定しない

・④の事故シナリオはD/Gに期待できるシナリオであり、「全交流動力電源喪失」で考慮している⑥の事故シナリオと比べて事象進展や対策が厳しくなく選定しない

・以上から、①のRIR機能喪失[フロントライン]を起因事象とする事故シナリオを選定

a GTGの起動、低圧代替注水系による注水といった緩和措置の実施までに掛かる時間 (約70分) に比べて十分時間 (最も短いPOS-Sで約3.9時間) があるため「低」とした

b 待機中のECCS・低圧代替注水系といった緩和措置の設備容量 (HPCF 727m³/h、LPFL 954m³/h、MUC (原子炉側注水) 90m³/h) に比べて十分小さいため (最も崩壊熱の大きなPOS-Sにおいて61m³/h) 「低」とした

c 事故シナリオグループに対する寄与割合が78%と支配的である②の事故シナリオを「高」とした

①の「外部電源喪失+直流電源喪失」を含む事故シナリオは炉心損傷頻度が低く、常設代替交流電源設備や可搬型代替直流電源設備等による電源供給や消防車による注水により炉心損傷が防止できることから選定しない^{#6}

・以上を踏まえた上で、ガイドの主要解析条件も参照し、外部電源喪失時に原子炉補機冷却系の機能が喪失して全交流動力電源喪失に至るシナリオ (②の事故シナリオ) を重要事故シナリオとして選定

第3-2表 重要事故シケケンス(運転停止中)の選定について (2/2)

事故シケケンス	主要事故シケケンス*1		対応する主要な燃料損傷防止対策 (下線部は有効性評価で用いる重大事故等対処設備等を示す)		着眼点 (a. 余裕時間、b. 設備容量、c. 代表シケケンス)			着眼点と選定理由
	原子炉冷却材の流出	原子炉冷却材流出+崩壊熱除去・注水系失敗	炉心損傷防止に必要な機能	対策設備	a.	b.	c.	
原子炉冷却材の流出	-	①原子炉冷却材流出(CRD点検(交換)時の作業誤り)+崩壊熱除去・注水系失敗	原子炉への注水機能 (事象の認知を含めたもの)	・待機中のECCS (残留熱除去系[低圧注水系]) ・低圧代替注水系(常設) ・MWP、SPCU、FP、消防車*5	低	低	低	異常の認知、漏えい箇所の隔離や待機中のECCS・低圧代替注水系の起動といった緩和措置の実施までに掛かる時間(最大2時間)に比べて十分時間がある(2時間以上)ため「低」とした 待機中のECCS・低圧代替注水系といった緩和措置の設備容量(HPCF 727m3/h、LPFL 954m3/h、MUWC(原子炉側注水) 90m3/h)に比べて十分小さいため(最も冷却材流出量の大きなRHR切り替え時のミニフロー弁操作誤りにおいても87m3/h)「低」とした 事故シケケンスグループに対する寄与割合が89%と支配的である③の事故シケケンスを「高」とし、寄与割合が11%である④の事故シケケンスを「中」とした ⑤の「RHR切り替え時のミニフロー弁操作誤り」は、燃料の露出に至らないためにPRAで起回事象の選定の際に除外した事象であるが審査ガイドにおける有効性評価の評価項目である「放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること」を考慮し、改めて重大事故シケケンスの選定対象として追加した ・「RIP点検時の作業誤り」等の点検作業に伴う冷却材流出事象(①、②、③の事故シケケンス)は、運転操作に伴う冷却材流出事象と異なり、作業・操作場所と漏洩発生箇所が同一であるため、認知が容易であること、また「RHR切り替え時のミニフロー弁操作誤り」は流出流量が87m3/hと他の漏洩事象(①～④)の事故シケケンス)より大きいことから、⑤の事故シケケンスを重大事故シケケンスとして選定した a、b 事象発生後も崩壊熱除去や注水機能は喪失しないため、それらの緩和設備実施までの余裕時間の考慮は不要 c PRA評価において選定していない起回事象*6)による事故シケケンスであるため、「-」とした ・代表性の観点から停止中に実施される試験等により、最大反応度値を有する制御棒1本が全引き抜きされている状態から、他の1本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、臨界近傍を認知できずに臨界に至る事象を想定
	-	②原子炉冷却材流出(LPRM点検(交換)時の作業誤り)+崩壊熱除去・注水系失敗			低	低	低	
	-	③原子炉冷却材流出(RIP点検時の作業誤り)+崩壊熱除去・注水系失敗			低	高	高	
	-	④原子炉冷却材流出(CUWブローロー時の操作誤り)+崩壊熱除去・注水系失敗			低	中	中	
	◎	⑤原子炉冷却材流出(RHR切り替え時のミニフロー弁操作誤り)+崩壊熱除去・注水系失敗			低	-	-	
反応度誤投入事象	◎	反応度の誤投入	安全保護機能及び原子炉停止機能	・安全保護系 ・原子炉停止機能	-	-	-	

*1 ◎は選定した重要事故シケケンスを示す。

*2 ⑥の全交流動力電源喪失に至る事故シケケンスにて、対策の有効性を確認

*3 停止時において崩壊熱除去機能が喪失した場合であっても、原子炉注水を実施することで炉心損傷を防止できる(原子炉建屋(原子炉開放時)や格納容器(原子炉未開放時)へ崩壊熱を逃すことで炉心損傷を防止し、その後長期的な安定状態の確保のために残留熱除去系等を復旧する)

*4 PRA上、残留熱除去系の喪失も考えられるがその場合は「全交流動力電源喪失」と同様にできるため、ガイド等を参照し、対策に追加

*5 使用する注水ラインや設備によっては必ずしも重大事故等対処設備ではないが、シケケンスによって使用できる可能性のある緩和設備

*6 発生頻度が低く、主要な起事象である蓄電池の共通原因故障については、PRA上は区分IVのバッテリーの直流電源融通やAM策として増強した蓄電池(区分Iの増強(A,A-2)等)を考慮していないため、さらに発生の可能性は低くなると思われる

*7 発生の可能性が低く、発生を仮定してもその影響が限定的であるため、リスク評価上重要性が低いと判断し、PRAの評価対象から除外した

第3-3表 炉心損傷までの余裕時間について

(a) 崩壊熱除去機能喪失及び外部電源喪失を起因事象とする場合

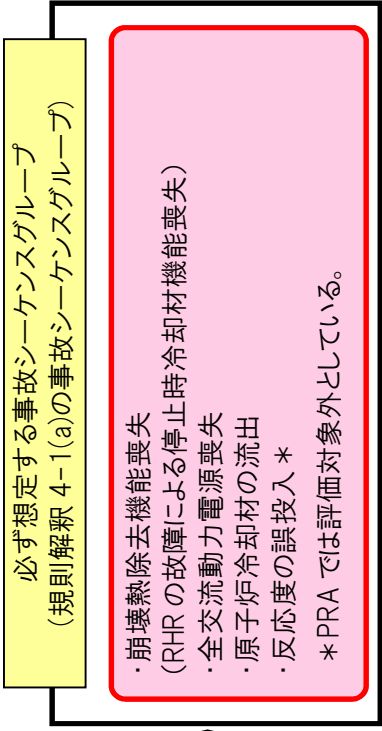
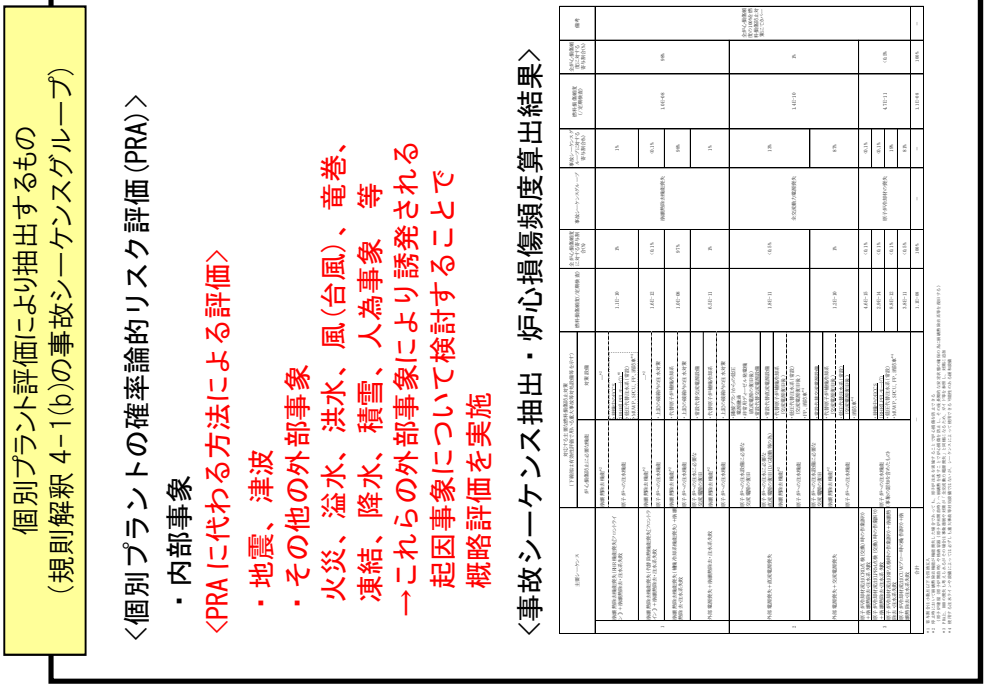
POS	炉心損傷までの余裕時間(h)
S	3.9
A	5.6
B-1	130
B-2	202
B-3	142
B-4	278
C-1	27
C-2	28
D	31

(b) 一次冷却材バウンダリ機能喪失を起因事象とする場合

冷却材流出事象	CRD点検	LPRM点検	RIP点検	RHR切替時 ^{*1}	CUWブロー	RHR切替時 ^{*1}
POS	B2			B ^{*1}	C1	A,C,D ^{*1}
炉心損傷に至る流出量(m ³)	2699				173	173
冷却材流出量(m ³ /h)				87		84
炉心損傷までの余裕時間(h)						—(2時間以上) ^{*4}

*1 RHR切り替え時のミニフロー弁操作誤りについては冷却材流出はRHR吸い込み配管高さで停止するためPRA評価上、起因事象から除外しているが、原子炉停止直後を除き人的過誤自体は発生の可能性があるため、POS A～Dとする

*4 当該事象による冷却材流出はRHR吸い込み配管高さで停止するため「—」とした。その後に蒸発による水位低下を考慮しても2時間以上の余裕時間がある



事故シナシナ毎に
審査ガイドに従い
重要事故シナシナを
選定

第3-1 図 運転停止中の原子炉における事故シナシナグループ抽出及び重要事故シナシナ選定の全体プロセス

発電機出力					
原子炉圧力	約7MPa (大気圧)	約7MPa	約7MPa	約7MPa	約7MPa
冷却材温度	約287°C	約50°C	約287°C	約287°C	約287°C
主復水器真空度	約-95kPa g		約-95kPa g	約-95kPa g	約-95kPa g
原子炉内 インベントリー	通常水位	原子炉ウエル満水	RPV満水	通常水位	
主要操作	発電機解列 制御棒全挿入 主復水器真空 破壊	RPV開放	RPV閉鎖	試験PV漏洩 起動準備	主復水器真空度 制御棒引抜開始 発電機併列
プラント状態	出力運転時	A	B	C	D 出力運転時

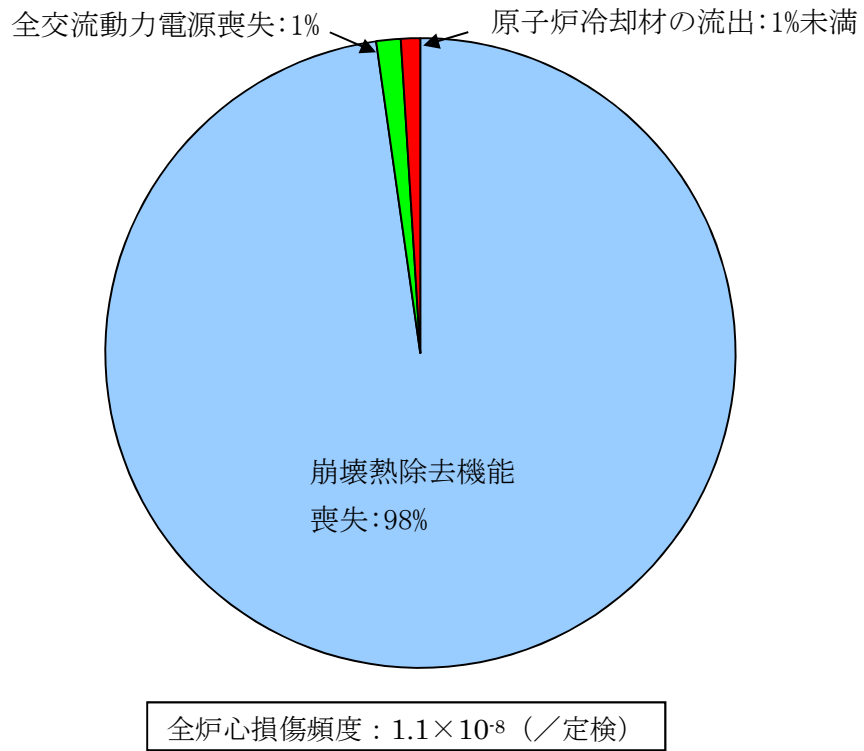
第3-2図 定期検査時のプラント状態と主要パラメータの推移

外部電源喪失	直流電源	交流電源 *1	崩壊熱除去・炉心冷却 *2,3	事故シーケンスグループ
				炉心損傷なし (a)
				炉心損傷なし (b)
				炉心損傷なし (b)
崩壊熱除去機能喪失 *4	崩壊熱除去・炉心冷却 *2		事故シーケンスグループ	
			炉心損傷なし (a)	
原子炉冷却材の流出 *5	崩壊熱除去・炉心冷却 *6		事故シーケンスグループ	
			炉心損傷なし (c)	

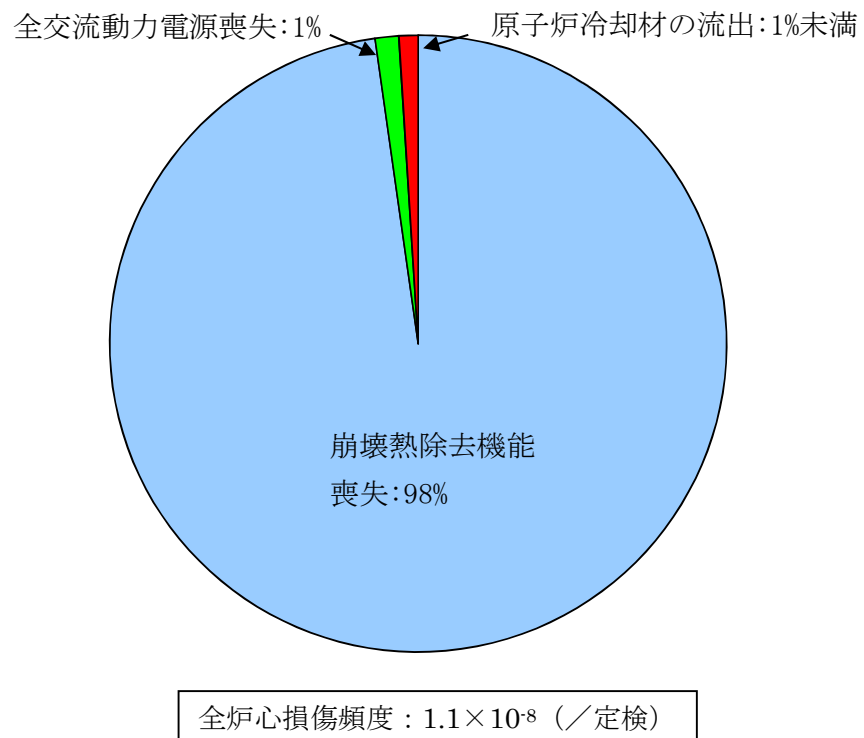
(a) 崩壊熱除去機能喪失 (b) 全交流動力電源喪失 (c) 原子炉冷却材の流出

- *1 D/G 全台が機能喪失し、かつ外部電源復旧等に失敗するかどうかを示すヘディング
- *2 除熱機能(RHR、CUW)及び注水機能(HPCF、LPFL、MUWC、FP) の確保に失敗するかどうかを示すヘディング
- *3 直流電源喪失時または全交流動力電源喪失時において、HPCF、LPFL、MUW の注水機能は期待できないが、原子炉開放中(POS B)における消火系 (FP) のディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉ウエル・燃料プールへの注水についてのみ、エンジン駆動用蓄電池により制御電源が供給されるため、その機能を期待する
- *4 RHR・代替除熱設備(CUW)機能喪失 (フロントライン系故障) 及び RHR 機能喪失 (サポート系故障)
- *5 RIP・CRD・LPRM 点検時、CUW ブロー時における作業・操作誤りにより冷却材流出
- *6 事象を認知し、注水に成功するかどうかを示すヘディング(除熱機能(RHR、CUW)には期待しない) 漏洩箇所隔離の成功・失敗により注水機能の成功基準が異なる

第3-3図 運転停止時における燃料損傷に至る事故シーケンスのグループ化(停止時PRAイベントツリー)



第 3-4 図 事故シーケンスグループごとの寄与割合 (K 6)



第 3-4 図 事故シーケンスグループごとの寄与割合 (K 7)

有効性評価の事故シーケンスグループ選定における 外部事象の考慮について

重大事故の有効性評価に係る個別プラントの事故シーケンスグループ選定に際しては、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準を定める規則の解釈（以下、「解釈」という。）に「個別プラントの内部事象に関する確率論的リスク評価（PRA）及び外部事象に関する PRA（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価すること。」と記載されている。

今回の申請書作成にあたって、外部事象に関しては PRA 手法が適用可能な段階にあると判断した地震、津波を対象に出力運転時レベル 1PRA を実施した。

内部溢水、内部火災及びその他の外部事象に関するレベル 1PRA 及び外部事象レベル 1.5PRA 並びに外部事象に関する停止時レベル 1PRA については、PRA 手法の確立に向けた検討が進められている段階であったり、現実的な定量評価の実施に向けて必要なデータ整備を進めていく段階であることから、現段階では「適用可能なもの」に含まれないと判断し、「それに代わる方法」として、これらの外部事象に誘発される起因事象について検討することで、これらの外部事象の影響を考慮した場合の事故シーケンスグループ選定への影響について以下の通り、整理した。

1. 炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループの選定に係る検討

1.1 内部溢水、内部火災の影響

今回は PRA の適用を見合わせたが、内部溢水、内部火災についてはレベル 1PRA の手法確立・個別プラントへの展開に係わる検討作業がある程度進んでいる。このことを踏まえ、PRA を念頭にして、内部溢水、内部火災の発生によって誘発される可能性がある起因事象を、定性的な分析によって抽出した。抽出結果を表 1 に示す。

表 1 に示す起因事象が発生した場合、屋内に設置されている安全機器の機能喪失を経て炉心損傷に至る可能性があるが、これらを起因とする事故シーケンスは、同機器のランダム故障・誤操作を想定する内部事象出力運転時レベル 1PRA に用いた起因事象に含まれている。

また、設計基準対象施設によって、溢水、火災の影響拡大防止対策が図られることで、異なる区画等、広範囲における重畳的な安全機器の同時機能喪失発生を防止できると考える。

従って、溢水・火災を起因とした炉心損傷頻度の定量化には上記の課題が残るものの、定性的な起因事象の抽出結果から想定される事故シーケンスは、内部事象出力運転時レベル 1PRA の検討から得られる事故シーケンスの一部として分類出来るため、新たに追加が必要となる事故シーケンスグループが発生する可能性は低いと考える。

表 1 内部溢水／火災により誘発される起回事象の例

起回事象	起回事象を誘発する要因の例
外部電源喪失	・内部溢水／火災による常用母線などの機能喪失 等
非隔離事象	・内部溢水／火災による原子炉冷却材流量制御系の誤動作 ・内部溢水／火災による工学的安全施設制御系の誤動作 等
隔離事象	・内部溢水／火災による主蒸気隔離弁の誤閉止 等
全給水喪失	・内部溢水／火災による給水ポンプの機能喪失 等
大 LOCA	・火災による ADS 作動回路の誤動作 等
RPS 誤動作	・内部溢水／火災による原子炉保護系の故障 等
原子炉補機冷却系故障	・内部溢水／火災による原子炉補機冷却系ポンプの機能喪失 等
手動停止	・内部溢水／火災の発生による安全機能への影響の可能性に伴う計画外停止

1.2 その他の外部事象の影響

その他の外部事象としては、設置許可基準の解釈第六条第 2 項に具体的な自然現象として以下が記載されている。

敷地の自然環境を基に、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象又は森林火災等から適用されるもの

また、設置許可基準の解釈第六条第 8 項に具体的な人為事象として以下が記載されている。

敷地及び敷地周辺の状況をもとに選択されるものであり、飛来物(航空機落下等)、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突又は電磁的障害等。

これらの地震、津波を除く各種自然現象及び人為事象がプラントに与え得る影響について、設計基準及びそれを超える場合、現象等の重量も含めて定性的に分析した結果を別紙 1(補足 1)に示す。

地震、津波以外の自然現象及び人為事象について、事故シーケンスの発生可能性を検討した結果、出力運転時を対象として実施した内部事象、地震及び津波レベル 1PRA にて抽出した事故シーケンスグループ以外に新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはないものと判断した。

2. 格納容器破損モード選定に係る検討

外部事象レベル 1.5PRA については、地震 PRA のみ学会標準に一部関連する記載があるものの、その他の事象については標準的な PRA 手法が確立されておらず、定量評価を実施できる状況ではないことから、以下のとおり定性的な検討を実施した。

2.1 地震の影響

地震がプラントに与え得る特有の影響について、新たに有効性評価の対象として追加すべき格納容器破損モードの観点で定性的に分析した結果を別紙 1(補足 2)に示す。

また、出力運転時を対象として実施した地震時レベル 1PRA の結果からは、地震特有の炉心損傷モードとして原子炉建屋損傷や格納容器損傷等の炉心損傷直結事象が抽出されている。これらの事象では格納容器も破損に至るが、この場合の格納容器破損は事象進展によって格納容器に負荷が加えられて破損に至るものではなく、地震による直接的な格納容器の閉じ込め機能喪失である。これらについて格納容器破損防止の観点での対策は、緩和系による収束ではなく耐震補強等による発生防止によって達成されるものであり、有効性評価における評価事故シーケンスとしては適切でないと考える。

従って、有効性評価の対象とすべき格納容器破損モードとして、内部事象出力運転時レベル 1.5PRA にて抽出した事故シーケンスグループ以外に新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはないものと判断した。

2.2 津波の影響

津波がプラントに与え得る特有の影響について、建屋外部の設備が機能喪失することは想定されるものの、格納容器が津波による物理的負荷(波力・漂流物の衝撃力)によって直接損傷することは想定し難い。また、炉心損傷後の格納容器内の物理化学現象についても内部事象出力運転時レベル 1.5PRA で想定するものと同等と考えられる。

従って、有効性評価の対象とすべき格納容器破損モードとして、内部事象出力運転時レベル 1.5PRA にて抽出した事故シーケンスグループ以外に新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはないものと判断した。

2.3 溢水・火災の影響

1.1 に示したレベル 1PRA の観点での起因事象の検討からも、炉心損傷に至る事故シーケンスグループとしては内部事象出力運転時レベル 1PRA で用いた事象以外に追加すべきものは発生しないものと推定しており、格納容器が直接破

損することも想定し難い。また、炉心損傷後の格納容器内の物理化学現象についても内部事象出力運転時レベル 1.5PRA で想定するものと同等と考えられる。

従って、有効性評価の対象とすべき格納容器破損モードとして、内部事象出力運転時レベル 1.5PRA にて抽出した事故シーケンスグループ以外に新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはないものと判断した。

2.4 その他外部事象の影響

1.2 に示したプラントに与える影響の検討からは、屋外施設の損傷によるサポート系の機能喪失が想定されるものの、炉心損傷に至る事故シーケンスグループとしては内部事象出力運転時レベル 1 PRA の結果抽出されたシーケンスグループに追加すべきものは発生しないものと推定している。また、炉心損傷後の格納容器内の物理化学現象についても内部事象出力運転時レベル 1.5PRA で想定するものと同等と考えられる。

従って、有効性評価の対象とすべき格納容器破損モードとして、内部事象出力運転時レベル 1.5PRA にて抽出した事故シーケンスグループ以外に新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはないものと判断した。

3. 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の事故シーケンスグループ抽出に係る検討

停止時レベル 1PRA については、地震、津波、内部溢水、内部火災及びその他の外部事象に関するレベル 1PRA の標準的な PRA 手法が確立されておらず、定量評価を実施できる状況にない。このため、出力運転時の地震、津波レベル 1PRA の評価結果、内部溢水、内部火災及びその他の外部事象に関する整理、図 1 に示す内部事象停止時レベル 1PRA のマスターロジックダイアグラムを参考に、地震、津波、内部溢水、内部火災及びその他の外部事象によって発生する起因事象を以下の通り定性的に分析し、起因事象の抽出結果を表 2 にまとめた。

更に抽出した起因事象をもとに、内部事象停止時レベル 1PRA にて抽出した事故シーケンスグループ以外に、新たに追加が必要となる事故シーケンスグループの有無を確認した。

3.1 地震の影響

個々の機器が地震を受けた際に損傷する可能性は運転時と停止時で異なるものではないが、各系統の機能喪失がプラントに与える影響の観点では運転時と停止時で異なり、停止時には、燃料の崩壊熱除去に関連する系統が重要となる。

停止時に燃料の崩壊熱除去を継続している系統は崩壊熱除去に関する系統及びそのサポート系であり、フロント系としては残留熱除去系、サポート系としては原子炉補機冷却系及び外部電源が該当する。

地震により原子炉補機冷却系又は残留熱除去系が機能喪失すると「崩壊熱除去機能喪失」の起因事象が発生し、また、碍子、所内電源設備等の送受電設備が損傷すると「外部電源喪失」の起因事象が発生する。これらの起因事象が発生した場合、屋内に設置されている安全機器の機能喪失を経て燃料損傷に至る可能性があるが、事故シーケンスは、同機器のランダム故障・誤操作を想定する内部事象運転停止時レベル 1PRA にて抽出されたものに含まれる。

地震特有の事象として、原子炉建屋、原子炉格納容器の建屋・構築物の損傷、格納容器バイパス、原子炉冷却材圧力バウンダリ（Excessive-LOCA）、計測制御電源喪失の発生が挙げられるが、これらについては出力運転中を対象とした炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出における考え方と同様、損傷の規模に応じて、機能を維持した設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備、可搬型の機器等で炉心損傷防止を試みるものとする。一方、損傷の程度が大きく、設計基準事故対処設備又は重大事故等対処設備に期待できない場合には、大規模損壊対策を含め、建屋以外に分散配置した設備や可搬型の機器を駆使し、影響緩和を図ることで対応すべきものとする。

したがって、運転停止時の地震の発生を考慮しても、内部事象停止時レベル 1PRA において抽出した事故シーケンスグループ以外に新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはないものと判断した。

3.2 津波による影響

停止時には点検等に伴い、運転時には無い開口が生じている可能性が考えられるが、運転時の津波 PRA においても、地下開口部からの浸水を考慮していることから、浸水及びその伝播経路については運転時と停止時において相違はないものとする。各系統の機能喪失がプラントに与える影響の観点では運転時と停止時で異なり、停止時には、燃料の崩壊熱除去に関連する系統が重要となる。

停止時に燃料の崩壊熱除去を継続している系統は崩壊熱除去に関する系統及びそのサポート系であり、フロント系としては残留熱除去系、サポート系としては原子炉補機冷却系及び外部電源が該当する。外部電源について、運転時の津波 PRA では期待していないことから、停止時においても期待しないものとする、そのバックアップとなる非常用電源が重要となる。

津波により海水が建屋内へ浸水すると、海水が機器の設置高さに到達した時点で、原子炉補機冷却水系の機能喪失が発生し、「崩壊熱除去機能喪失」の起因事象が発生する。以降、海水の浸水高さに応じて「全交流動力電源喪失」「直流電源喪失」が発生すると考えられる。浸水高さに応じて発生する起因事象が異なるという考え方は、出力運転時を対象とした津波 PRA と同様である。また、燃料損傷防止対策も出力運転時を対象とした津波 PRA と同様、津波による浸水防止である。したがって、運転停止時の津波の発生を考慮しても、内部事象停

止時レベル 1PRA において抽出した事故シーケンスグループ以外に新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはないものと判断した。

3.3 内部溢水，内部火災の影響

個々の機器が溢水又は火災の影響を受けた際に損傷する可能性は運転時と停止時で異なるものでは無いが、各系統の機能喪失がプラントに与える影響の観点では運転時と停止時で異なり、停止時には、燃料の崩壊熱除去に関連する系統が重要となる。

停止時に燃料の崩壊熱除去を継続している系統は崩壊熱除去に関する系統及びそのサポート系であり、フロント系としては残留熱除去系、サポート系としては原子炉補機冷却系及び外部電源が該当する。

内部溢水、内部火災により原子炉補機冷却系又は残留熱除去系が機能喪失すると「崩壊熱除去機能喪失」の起因事象が発生し、外部電源設備が機能喪失すると「外部電源喪失」の起因事象が発生するが、これらを起因とする事故シーケンスは、同機器のランダム要因による同系統の機能喪失を想定する内部事象運転停止時レベル 1PRA にて抽出された事故シーケンスに含まれている。

したがって、運転停止時の内部溢水又は内部火災の発生を考慮しても、内部事象停止時レベル 1PRA において抽出した事故シーケンスグループ以外に新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはないものと判断した。

なお、停止時においても溢水、火災の影響拡大防止対策を講じ、異なる区画等、広範囲における重畳的な安全機器の同時機能喪失の発生を防止する[※]。

- ※ 溢水：定期検査時等でのハッチ開放時の運用（9 条-別添 1-補足 21）に示すように異区分の安全機器の点検中に当該ハッチを開放しないなど、溢水が複数の安全機能に影響しないよう対応を実施する
- 火災：原子炉停止中も必要な防護処置等は実施される

3.4 その他の外部事象の影響

地震、津波以外の自然現象及び人為事象について、出力運転時の整理（別紙 1（補足 1））を参考に起因事象が発生し得るかを確認した。確認の結果、出力運転時と運転停止中を比較し、プラント状態、必要な機能の違いが評価に影響しないことを確認した。

その他の自然現象の発生に伴う起因事象は、内部事象停止時レベル 1PRA において抽出される起因事象に包含されるため、内部事象停止時レベル 1PRA において抽出した事故シーケンスグループ以外に新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはないものと判断した。

4. まとめ

今回の事故シーケンスグループ等の選定に際して、現段階で PRA を適用可能と判断した出力運転時地震レベル 1PRA、出力運転時津波レベル 1PRA 以外の外部事象について、定性的な分析・推定から新たに追加すべき事故シーケンスグループ等は発生しないものと評価した。

なお、今回定性的な分析とした各 PRA や地震発生時に想定される地震随伴津波、地震随伴火災および地震随伴溢水を対象とした PRA については、手法整備の研究及び実機プラントへの適用の検討を順次進めていく予定である。

以 上

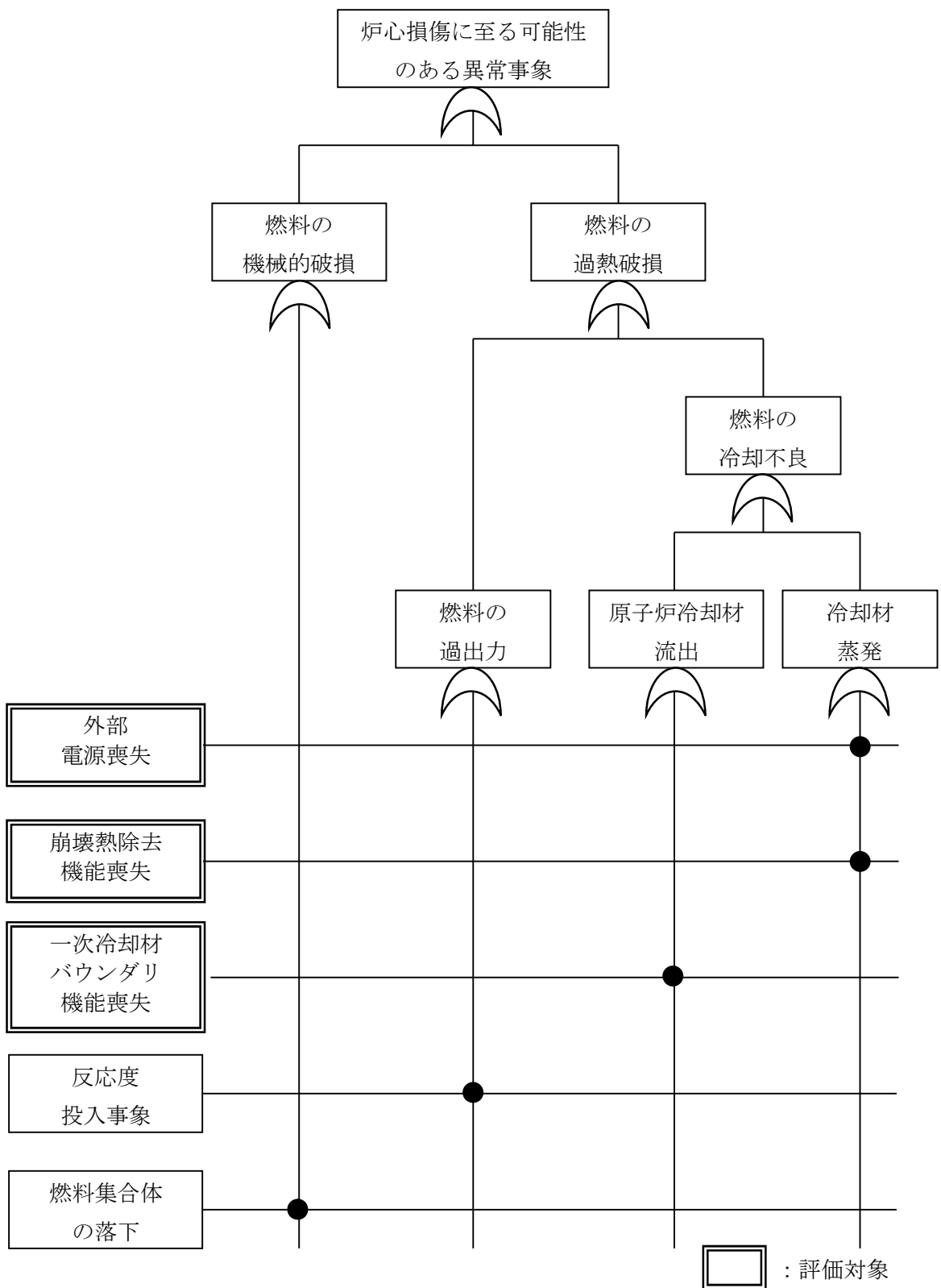


図1 炉心損傷に至る可能性のある異常事象マスターロジックダイアグラム

表 2 運転停止中原子炉における各外部事象で発生する起回事象及び事故シナリオの抽出結果

地震	想定される系統・機器の損傷			起回事象	主な炉心損傷防止対策
	津波	内部火災・内部溢水	その他の外部事象		
<ul style="list-style-type: none"> 外部電源設備(送受電設備)の損傷※¹ 	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源設備(受電設備)の水没※¹ 	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源設備(送受電設備)の機能喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源設備(送受電設備)の機能喪失(積雪, 低温, 火山, 風(台風), 竜巻, 地滑り) 	外部電源喪失	<ul style="list-style-type: none"> 常設代替交流電源設備 代替原子炉補機冷却系 低圧代替注水系(常設・可搬) 津波による浸水防止※³
<ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却系の損傷 残留熱除去系の損傷 	<ul style="list-style-type: none"> 建屋内浸水による原子炉補機冷却系・冷却海水系、残留熱除去系ポンプ等の水没 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却系ポンプの機能喪失等 	<ul style="list-style-type: none"> 海水系の閉塞(火山, 生物学的事象, 風(台風), 竜巻) 	崩壊熱除去機能喪失	—
—※ ²	—	—	—	一次冷却材バウンダリ機能喪失	—
<ul style="list-style-type: none"> 建屋・構築物(原子炉建屋) 建屋・構築物(格納容器・圧力容器) 格納容器バイパス 原子炉冷却材圧力バウンダリ(E-LOCA) 計測制御電源喪失 	—	—	—	直接炉心損傷に至る事象	<ul style="list-style-type: none"> 出力運転中の地震 PRA に基づき、直接炉心損傷に至る可能性のある起回事象を抽出しているが、別紙 2 に示すとおり、評価方法にはかなりの保守性を有し、かつ、大きな不確かさを有する。出力運転中の取り扱いと同様、機能維持した設計基準事故対処設備、及び炉心損傷防止対策を柔軟に活用し影響緩和を図ることで対応すべきものと考えらる。

※ 1 : 出力運転時 PRA では全交流動力電源喪失・直流電源喪失を起回事象として取り扱っているが、停止時 PRA では緩和系として取り扱っているため起回事象の抽出の対象としない(事故シナリオとしては全交流動力電源喪失(外部電源喪失+全非常用ディーゼル発電機喪失), 直流電源喪失を設定)。

※ 2 : 原子炉冷却材圧力バウンダリ (E-LOCA) として整理。

※ 3 : プラント停止時において、必要な浸水防止対策がすべて喪失することがないようにより複数の同時点検等は実施しないなど、少なくとも 1 区分は機能維持可能な運用とする。

有効性評価の事故シーケンスグループの選定に際しての地震・津波以外の外部事象の考慮について

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈（原規技発第1306193号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定））第37条第1-1項では、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対して原子炉の安全性を損なうことがないように設計することを求められる構築物、系統及び機器がその安全機能を喪失した場合であって、炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故シーケンスグループを抽出するため、個別プラントのPRA又はそれに代わる方法で評価を実施することが求められている。

外部事象の内、日本原子力学会標準として実施基準が定められておりPRAの適用実績がある地震及び津波については、それぞれPRAを実施し事故シーケンスグループの抽出を実施している。（ただし、地震随伴火災や津波随伴火災など、随件事象の評価はまだ未成熟であり、今回、評価はできていない。）

また、地震、津波以外の自然現象については現段階でのPRA評価は実施困難であるため、「それに代わる方法」として以下に示す方法にて定性的に事故シーケンスグループの抽出を行い、重大事故の有効性評価において新たに追加が必要となる事故シーケンスグループの有無について確認を行った。

更に人為事象についても定性的に事故シーケンスグループの抽出を行い、重大事故の有効性評価において新たに追加が必要となる事故シーケンスグループの有無について確認を行った。

1. 前提条件

(1) 評価対象事象

設計基準を設定する自然現象の選定は、一般的な事象に加え、国内外の規格基準から収集した様々な自然現象に対し、そもそも柏崎刈羽原子力発電所において発生する可能性があるか、非常に苛酷な状況を想定した場合、プラントの安全性が損なわれる可能性があるか、影響度の大きさから代表事象による評価が可能かといった観点でスクリーニングを実施している。

従って、設計基準の設定を行っていないものについては、そもそもプラントの安全性が損なわれる可能性が無いか（もしくは有意な頻度では発生しないか）、影響度の大きさが他の自然現象に包絡されるものであるため、事故シーケンスの有無の確認は、設計基準を設定している以下の7事象を対象に実施するものとする。

<設計基準設定事象>

- ・ 風（台風）
- ・ 竜巻
- ・ 低温（凍結）
- ・ 降水

- ・ 積雪
- ・ 落雷
- ・ 火山

なお、設計基準設定事象以外については、上述の通り、基本的には事故シーケンスに至ることはない（もしくは、有意な頻度では発生しない）と判断しているものの、各自然現象により想定される発電所への影響（損傷・機能喪失モード）を踏まえ、考え得る起因事象について整理しており、その結果からも上記7事象に加え詳細評価が必要な事象は無いことを確認している。（添付資料1-1）

また、各人為事象により想定される発電所への影響（損傷・機能喪失モード）を踏まえ、考え得る起因事象についても整理しており、その結果から新たな起因事象が無いこと、事象の影響として設計基準設定自然現象に包絡されることを確認している。（添付資料1-2）

(2) 想定範囲

上記自然現象については、それぞれ考慮すべき最も苛酷と考えられる条件を設計基準として設定している。具体的には、既往最大や年超過確率 10^{-4} /年～ 10^{-5} /年を目安としていることから、それよりも低頻度（ 10^{-7} /年）で発生する規模を仮定する。

2. 評価方法

2.1 起因事象の特定

(1) 構築物、系統及び機器（以下、設備等）の損傷・機能喪失モードの抽出

1. にて示した風、積雪等の自然現象が既往最大や年超過確率 10^{-4} /年～ 10^{-5} /年といった設計基準よりも低頻度（ 10^{-7} /年）となる規模で発生した場合に、発電所に与える影響は地震、津波ほど十分な知見がない。そこで、ここでは国外の評価事例、国内のトラブル事例及び規格・基準にて示されている発電所の影響を収集し、対象とする自然現象が発生した場合に設備等へどのような影響を与えるか（設備等への損傷・機能喪失モード）の抽出を行う。

(2) 評価対象設備の選定

(1)項で抽出した損傷・機能喪失モードに対し、影響を受ける可能性がある設備等の内、プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。

(3) 起因事象になりうるシナリオの選定

(1)項で抽出した損傷・機能喪失モードに対して、(2)項で選定した評価対象設備への影響を検討の上、発生可能性のあるシナリオを選定する。

シナリオの選定にあたっては、事故シーケンスグループ抽出にあたって考慮すべき起因事象となりうるシナリオを選定する。

なお、起因事象の選定は、日本原子力学会標準「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準：2008（レベル1 PSA 編）」（以下、学会標準）等）に示される考え方などを参考に行う。

(4) 起因事象の特定

(3)項で選定した各シナリオについて発生可能性を評価し、事故シーケンスグループ抽出にあたって考慮すべき起因事象の特定を行う。

なお、過去の観測実績や統計的な評価結果等をもとに発生可能性を評価可能なものについては、有意な頻度（ 10^{-7} /年）又は影響のある事故シーケンスの要因となる可能性について考察を行う。

2.2 事故シーケンスの特定

2.1(4)項にて特定した起因事象について、内部事象レベル1PRAや地震、津波レベル1PRAにて考慮しておらず、重大事故の有効性評価において追加すべき新たな事故シーケンスにつながる可能性のあるものの有無について確認を行う。

また、新たな事故シーケンスにつながる可能性のある起因事象が確認された場合、事故シーケンスに至る可能性について評価の上、有意な影響のある事故シーケンスとなりうるかについて確認を行う。

事故シーケンスに至る可能性の評価については、旧原子力安全・保安院指示に基づき実施したストレステストでの評価方法などを参考に実施するものとする。

3. 個別事象評価のまとめ

1.に示した各評価対象事象について、事故シーケンスに至る可能性について検討を実施した結果（添付資料2参照）、内部事象や地震、津波レベル1PRAにて抽出した事故シーケンスグループに対して新たに追加が必要となる事故シーケンスグループは発生しないものと判断した。

4. 設計基準を超える自然現象・人為事象の重畳の考慮について

(1) 自然現象の重畳影響

自然現象の重畳評価においては、損傷・機能喪失モードの相違に応じて、以下に示す影響を考慮する必要がある。また、事象の想定範囲は、自然現象の重ね合わせが設計基準より低頻度（ 10^{-7} /年）で発生する規模を仮定する。

I. 各自然現象から同じ影響がそれぞれ作用し、重ね合わさって増長するケース。（例：積雪と火山灰による堆積荷重の重ね合わせ）

II. ある自然現象の防護施設が他の自然現象によって機能喪失することにより、影響が増長するケース。（例：地震により止水機能が喪失して浸水量が増加）

III-1. 他の自然現象の作用により前提条件が変化し、影響が増長するケース。（例：降水による火山灰密度の増加（降水時は、火山灰自体が発電所へ届きにくくなると考えられるため、堆積後の降水を想定））

Ⅲ-2. 他の自然現象の作用により影響が及ぶようになるケース。（例：斜面に火山灰が堆積した後に大量の降水により滑り，プラント周辺まで火山灰を含んだ水が押し寄せる状態。単独事象としては想定していない。）

(2) 自然現象・人為事象の重畳によるシナリオの選定

基本的には設計基準を設定する自然現象の選定において収集した自然現象について、(1)項Ⅰ～Ⅲ-2に示した重畳影響の確認を実施した。

ただし、以下の観点から明らかに事故シーケンスにはつながらないと考えられるものについては重畳影響考慮不要と判断し確認対象から除外した。

○柏崎刈羽原子力発電所及びその周辺では発生しない（もしくは、発生が極めて稀）と判断した事象。

No. 8：結氷板，海氷，氷壁，No. 11：砂嵐，No. 22：外部洪水，No. 23：池・河川の水位低下，No. 24：河川の迂回，No. 25：干ばつ，No. 39：隕石，衛星の落下，No. 41：土石流

○単独事象での評価において設備等への影響が無い（もしくは、非常に小さい）と判断した事象で、他の事象との重畳を考慮しても明らかに設備等への影響が無い判断した事象。

No. 7：霜，霜柱，No. 12：霧，靄，No. 16：低温水（海水温低）

確認した結果としては、重畳影響Ⅰ～Ⅲ-1については、以下に示す理由から、単独事象での評価において抽出されたシナリオが生じることはなく、重畳影響Ⅲ-2についても、他事象にて抽出したシナリオであり、新たなものは確認されなかった。個別自然現象の重畳影響確認結果を添付資料3に示す。また、外部人為事象の重畳影響については、添付資料4に示すとおり自然現象の重畳影響に包絡されると判断した。

Ⅰ. 各自然現象から同じ影響がそれぞれ作用し、重ね合わさって増長するケース

重畳により影響度合いが大きくなるのみであり、元もと、単独事象で設計基準を超える事象に対してシナリオの抽出を行っていることを踏まえると、新たなシナリオは生じない。

Ⅱ. ある自然現象の防護施設が他の自然現象によって機能喪失することにより、影響が増長するケース

単独の自然現象に対するシナリオの選定において、設計基準を越える事象を評価対象としているということは、つまり設備耐力や防護対策に期待していないということであり、単独事象の評価において抽出された以外の新たなシナリオは生じない。

Ⅲ-1. 他の自然現象の作用により前提条件が変化し、影響が増長するケース

一方の自然現象の前提条件が、他方の自然現象により変化し、元の自然現象の影響度が大きくなったとしても、Ⅰ.と同様、単独事象で設計基準を超える事象に対してシナリオ抽出を行っているため、新たなシナリオは生じ

ない。

III-2. 他の自然現象の作用により影響が及ぶようになるケース

単独事象では影響が及ばない評価であったのに対し、事象が重畳することにより影響が及ぶようになるものは、火山灰と降水の組み合わせのみであったが、屋外設備（変圧器、軽油タンク等）の損傷を想定しても、起因事象としては外部電源喪失、全交流動力電源喪失であり、新しいシナリオが生じるものではない。

(3) 重畳事象評価のまとめ

事故シーケンスの抽出という観点においては、上述のとおり、自然現象が重畳することにより、単独事象の評価で選定されたシナリオに対し新たなものが生じることはなく、自然現象重畳により追加すべき新たな事故シーケンスはないと判断した。

5. 全体まとめ

地震、津波以外の自然現象、人為事象について、事故シーケンスに至る可能性を検討した結果、内部事象や地震、津波レベル1PRAにて抽出した事故シーケンスグループに対して新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはないと判断した。

また、地震、津波を含む、各自然現象の重畳影響についても確認を実施した結果、単独事象での評価と同様に、内部事象や地震、津波レベル1PRAにて抽出した事故シーケンスグループに対して新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはないと判断した。

(添付資料)

- 添付資料1-1 各自然現象について考え得る起因事象の抽出
- 添付資料1-2 各人為事象について考え得る起因事象の抽出
- 添付資料2-1 設計基準を超える積雪事象に対する事故シーケンス抽出
- 添付資料2-2 設計基準を超える低温事象に対する事故シーケンス抽出
- 添付資料2-3 設計基準を超える落雷事象に対する事故シーケンス抽出
- 添付資料2-4 設計基準を超える火山事象に対する事故シーケンス抽出
- 添付資料2-5 設計基準を超える風（台風）事象に対する事故シーケンス抽出
- 添付資料2-6 設計基準を超える竜巻事象に対する事故シーケンス抽出
- 添付資料2-7 設計基準を超える降水に対する事故シーケンス抽出
- 添付資料3 自然現象重畳影響確認結果
- 添付資料4 外部人為事象に関わる重畳の影響について

以 上

設計基準を超える降水事象に対する事故シーケンス抽出

1. 起因事象の特定

(1) 構築物，系統及び機器（以下，設備等）の損傷・機能喪失モードの抽出

降水事象により設備等に発生する可能性のある影響について，国外の評価事例や国内で発生したトラブル事例も参照し，以下のとおり，損傷・機能喪失モードを抽出した。

- ① 建屋天井に対する荷重
- ② 敷地内での雨水の滞留による屋外機器の没水
- ③ 建屋内浸水による機器の没水または被水
- ④ 降水によるアクセス性や作業性の悪化

(2) 評価対象設備の選定

(1)項で抽出した各損傷・機能喪失モードに対し，影響を受ける可能性のある設備等の内，プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。

具体的には，以下に示す建屋及び屋外設置の設備等を評価対象設備として選定した。

<建屋>

- ・原子炉建屋
- ・コントロール建屋
- ・タービン建屋
- ・廃棄物処理建屋

<屋外設備>

- ・送変電設備
- ・軽油タンク及び非常用ディーゼル発電設備燃料移送系（以下，軽油タンク等）

(3) 起因事象になりうるシナリオの選定

(1)項で抽出した各損傷・機能喪失モード毎に，(2)項で選定した評価対象設備への影響を検討の上，発生可能性のあるシナリオを選定した。

① 建屋天井に対する荷重

建屋に対する雨水荷重により発生可能性のあるシナリオは以下のとおり。

<建屋>

- 原子炉建屋

原子炉建屋屋上が雨水荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置している原子炉補機冷却系のサージタンクが物理的に機能喪失することで、原子炉補機冷却系が喪失し、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。

○タービン建屋

タービン建屋屋上が雨水荷重により崩落した場合に、タービンや発電機に影響が及び、タービントリップに至るシナリオ。また、タービン建屋熱交換器エリア屋上が雨水荷重により崩落した場合に、没水又は被水により原子炉補器冷却系及び同海水系が機能喪失し、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。また、循環水ポンプが機能喪失し、復水器真空度低からプラントスクラムに至るシナリオ。

○コントロール建屋

コントロール建屋屋上が雨水荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置している中央制御室が物理的に又は没水若しくは被水により機能喪失し、計測制御系機能喪失に至るシナリオ。その後、中央制御室の下階に位置している直流電源設備へ雨水が伝播し直流電源喪失に至るシナリオ。

○廃棄物処理建屋

廃棄物処理建屋屋上が雨水荷重により崩落した場合に、RIP M/G セットや換気空調補機常用冷却水系が没水又は被水により機能喪失し、プラントスクラムに至るシナリオ。

② 敷地内での雨水の滞留による屋外機器の没水

敷地内で雨水が滞留した場合に、非常用ディーゼル発電設備燃料移送系の燃料移送ポンプが没水し機能喪失する可能性があり、降水の影響により屋外の送変電設備の機能喪失と重畳し、全交流電源喪失に至るシナリオ。

③ 建屋内浸水による機器の没水または被水

本損傷・機能喪失モードにより発生する事故シーケンスは、発生原因が浸水によるものであり、対策は建屋周辺の止水対策となるため、重大事故防止対策の有効性の確認のためのシーケンスには適さない。よってこの損傷・機能喪失モードは考慮しない。

④ 降水によるアクセス性や作業性の悪化

降水により屋外現場へのアクセス性や屋外での作業性に影響を及ぼす可能性があるものの、設計基準対象施設のみで対応可能なシナリオであれば基本的に屋

外での現場対応はなく、仮にアクセス性や屋外の作業性へ影響が及んだ場合であっても問題はない。

そのため上記①～③の影響評価の結果として、電源車の接続といった屋外での作業が必要になるケースが確認された場合に、別途、詳細検討するものとする。

(4) 起回事象の特定

(3)項で選定した各シナリオについて、想定を越える降水事象に対しての裕度評価（起回事象発生可能性評価）を実施し、事故シーケンスグループ抽出にあたって考慮すべき起回事象の特定を行った。

① 建屋天井に対する荷重により発生可能性のあるシナリオ

雨水荷重が各建屋天井の許容荷重を上回った場合には、(3)項で選定した各シナリオが発生する可能性はあるものの、最終ヒートシンク喪失、タービントリップ及びプラントスクラムについては、運転時の内部事象レベル 1PRA でも考慮していること、計測制御系機能喪失及び直流電源機能喪失については、地震や津波のレベル 1PRA でも考慮していることから追加のシナリオではない。

なお、年超過発生確率 10^{-7} /年相当の降水（159.2 mm/h）時には、一部の屋上において雨水の流入量が排水量を上回る。このうち原子炉建屋とタービン建屋の間の2mギャップ（MSトンネル室直上除く）及びタービン建屋東側HVACエリアの屋上では、建屋パラペット高さまで雨水が滞留する可能性があり、これらの箇所では天井が損傷する可能性が否定できない。仮にこれらの箇所の天井が崩落するもっとも厳しい状況を考えた場合には、タービン建屋東側HVACエリアのタービン補器冷却系のサージタンクが物理的に機能喪失することでタービントリップに至る可能性があるが、すでに述べたように追加のシナリオではない。

② 敷地内での雨水の滞留による屋外機器の没水

全交流電源喪失については、運転時の内部事象レベル 1PRA でも考慮していることから追加のシナリオではない。

なお、年超過発生確率 10^{-7} /年相当の降水時においても一部滞留水が発生するものの、排水用フラップゲートから滞留水をすみやかに海域に排水することが可能である。よって、敷地内での雨水の滞留による屋外機器の没水は、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスの要因とはなりえないと考えられるため、考慮すべき起回事象としては選定不要であると判断した。

2. 事故シーケンスの特定

1. (3)項にて起回事象となりうるシナリオを以下のとおり選定した。

○原子炉建屋の天井が崩落した場合に、原子炉補機冷却系が機能喪失し、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。

○タービン建屋の天井が崩落した場合にタービンや発電機に影響が及びタービ

ントリップに至るシナリオ。

- タービン建屋熱交換器エリアの天井が崩落した場合に、原子炉補機冷却系及び同海水系が機能喪失し、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ
- タービン建屋熱交換器エリアの天井が崩落した場合に、循環水ポンプが機能喪失し、復水器真空度低からプラントスクラムに至るシナリオ
- コントロール建屋の天井が崩落した場合に、建屋最上階に設置している中央制御室が物理的に又は没水もしくは被水により機能喪失し、計測制御系機能喪失に至るシナリオ。さらには中央制御室の下階に位置している直流電源設備が溢水により機能喪失に至るシナリオ。
- 廃棄物処理建屋の天井が崩落した場合に、RIP M/Gセットや換気空調補機常用冷却水系が没水又は被水により機能喪失し、プラントスクラムに至るシナリオ。
- 降水の影響により屋外の送変電設備が機能喪失し外部電源喪失が発生している状態で、燃料移送ポンプが没水により機能喪失し、非常用ディーゼル発電設備（ディタンク）の燃料枯渇により、全交流電源喪失に至るシナリオ。

上記シナリオについては、いずれも運転時の内部事象や地震、津波レベル1PRAのいずれかにおいて考慮しているものであり、追加すべき新たなものはない。

また、1. (4)項での起因事象の特定結果のとおり、年超過発生確率 10^{-7} /年相当の降水時においてはタービン建屋東側HVACエリアの天井崩落によりタービントリップが発生する可能性が否定できないものの、緩和設備に期待できることから有意な影響又は頻度を持つ事故シーケンスとはならない。

従って、降水事象を要因として発生しうる有意な頻度又は影響のある事故シーケンスは生じないと判断した。

以上

机上検討において十分確認ができないプラント情報を取得すること、及び地震時の事故シーケンスの妥当性の確認することを目的として、地震 PRA の観点からリスク上重要な建屋・構築物、機器を対象にプラントウォークダウンを実施し、主に以下の観点にて脆弱性評価及びシステム評価において新たに考慮する事項が無いことの確認を実施している。

- ・耐震安全性の確認
- ・地震による二次的影響の確認

※点検項目については、地震 PSA 学会標準等を参考に更に細分化して設定している。

評価対象機器選定フローを第 3.2.1. a-2 図に、評価結果例を第 3.2.1. a-3 図に示す。評価対象機器選定フローにより抽出した機器等に対し、耐震安全性の確認、二次的影響の確認等を実施したが、脆弱性評価や事故シーケンス評価において新たに考慮すべき項目が無いことを確認した。

(5) 今回実施した地震 PRA の前提条件等について

今回実施した地震 PRA について、主な留意点を以下に示す。

- 評価の前提条件について
 - ・評価地震動範囲は120gal～3900gal（解放基盤表面上の加速度）とする。
 - ・津波が建屋、機器及び緩和機能に及ぼす影響は考慮せず、地震の影響のみ評価する。
- 地震の影響について
 - ・冗長機器及び設備は、地震の影響により同時に損傷する（完全相関）と仮定する。
 - ・余震による炉心損傷への影響は考慮しない。
- 地震ハザードについて
 - ・地震PRA評価で使用した地震ハザードは、今回の原子炉設置変更許可申請で使用しているものである。

②地震により炉心損傷に至る事故シナリオと分析

地震時の事故シナリオの選定にあたっては、重要な建屋・構築物、機器（例：原子炉建屋、原子炉圧力容器など）の損傷により炉心損傷に直結する事故シナリオだけでなく、安全機能への間接的な影響（地震起因の火災、溢水、津波の影響を除いた周辺設備の損傷による間接的な影響（例：斜面崩壊、クレーン落下など））による事故シナリオも広範囲に抽出した。

なお、地震 PRA の評価地震動範囲は、原子炉自動停止となる信号の設定点（水平地震動に対するスクラム設定値）を目安に 120gal¹以上とした。

選定した事故シナリオのうち、安全機能への間接的影響、余震による地震動の安全機

¹ 解放基盤表面上の加速度。目安としているスクラム信号の設定点 120gal は、建屋内に設置されている地震加速度計での値のため、保守的な評価となっている。

能への影響，経年変化を考慮した場合の影響を考慮した事故シナリオについてはスクリーニングを行い，安全機能を有する建屋・構築物，機器の損傷が直接炉心損傷事故に繋がる事故シナリオと合わせて事故シナリオの明確化を行った。スクリーニング結果を第 3.2.1. a-2 表に示す。事故シナリオのスクリーニングについては，これまでに決定論的に評価されている情報，又は運用面での対策・対応に関する情報に基づき判断している。

スクリーニングの結果から，事故シーケンス評価の対象となる起因事象を第 3.2.1. a-4 図に示すフローを用いて，以下の通り抽出した。

- ・ 建屋・構築物の損傷（原子炉建屋（R/B））
- ・ 建屋・構築物の損傷（原子炉圧力容器・格納容器（RPV・PCV））
- ・ 格納容器バイパス事象
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失
- ・ 計測・制御系喪失
- ・ 直流電源喪失
- ・ 原子炉補機冷却系喪失
- ・ 交流電源喪失
- ・ 外部電源喪失
- ・ 過渡事象

これらの分析結果に基づき，起因事象の要因となる機器及び起因事象が発生した場合の緩和設備に係る建屋・構築物，機器を抽出し，地震 PRA で対象となる建屋・機器リストを作成した。第 3.2.1. a-3 表に建屋・機器リストを示す。

3.2.1.b. 確率論的地震ハザード

設置変更許可申請書の「基準地震動の超過確率参照」で示している確率論的地震ハザードは、以下のとおり評価している。

①確率論的地震ハザード評価の方法

地震 PSA 学会標準の方法に基づき評価を行う。

なお、地震動の伝播特性は敷地内で異なることが確認されているため、1～4号機が位置する荒浜側においては最も顕著な増幅が確認される1号機地点を、5～7号機が位置する大湊側においては顕著な相異がないことを確認したうえで5号機地点を代表させ確率論的地震ハザードを評価する。

②確率論的地震ハザード評価に当たっての主要な仮定

(1) 震源モデルの設定

震源モデルは、以下に示す特定震源モデルと領域震源モデルを設定した。

a. 特定震源モデル

サイトから30km程度の範囲内の活断層は、地質調査結果による見解に基づく基準地震動の策定上の評価に準じてモデル化を行った。サイトから30km程度以遠の活断層については、地震調査研究推進本部（2012）に基づいてモデル化を行った。また、敷地に影響が大きい活断層については、ロジックツリーにおいて連動を考慮した。

日本海東縁部の特定震源モデルについては、地震調査研究推進本部（2009）に基づいてモデル化を行った。また、津波評価で考慮している地震についても考慮した。

第3.2.1.b-1図～第3.2.1.b-4図に敷地周辺の活断層及び設定したモデルの図を、第3.2.1.b-1表～第3.2.1.b-3表に震源モデルの諸元を示す

b. 領域震源モデル

領域震源モデルについては、垣見・他（2003）の領域区分を参照して、サイトから半径150km以内の領域を対象とした。敷地に近い領域については、地震動特性を踏まえ、海域と陸域で領域分けを行った。さらに、基準地震動策定における地質調査の内容を考慮して、敷地から半径30km以内の領域を設定する。

各領域の最大マグニチュードは領域内の過去の地震の最大値をもとに設定することを基本とし、ロジックツリーにおいて島崎（2009）の知見を考慮した。

第3.2.1.b-5図に設定した領域区分の図を示す。

(2) 地震動伝播モデルの設定

地震動伝播モデルとしてはNoda et al. (2002)による距離減衰式を用いた。また、ロジックツリーにおいて観測記録に基づく補正の有無を考慮した。

(3) ロジックツリーの作成

ロジックツリーの作成では、震源モデルおよび地震動伝播モデルの設定において、選定した認識論的不確かさ要因から確率論的地震ハザード評価に大きな影響を及ぼす要因を選定した。特に敷地に影響を及ぼすと考えられる活断層の連動については、詳細なロジックツリーに展開し評価した。作成したロジックツリーを第3.2.1.b-6図～第3.2.1.b-8図に、ロジックツリーの分岐及び重み付けの考え方を第3.2.1.b-4表に示す。

③確率論的地震ハザード評価結果

(1) 地震ハザード曲線

上記により評価した平均地震ハザード曲線を第3.2.1.b-9図及び第3.2.1.b-10図に、主要活断層ごとのハザード曲線を第3.2.1.b-11図及び第3.2.1.b-12図に示す。また、フラクタイル地震ハザード曲線を第3.2.1.b-13図及び第3.2.1.b-14図に示す。

(2) 一様ハザードスペクトル

基準地震動の応答スペクトルと年超過確率毎の一様ハザードスペクトルとの比較を第3.2.1.b-15図及び第3.2.1.b-16図に示す。基準地震動の年超過確率は、水平・鉛直方向ともに、 10^{-4} ～ 10^{-5} 程度となっている。また、一様ハザードスペクトルの算出のもととなる周期ごとのハザード曲線を第3.2.1.b-17図及び第3.2.1.b-18図に示す。

(3) フラジリティ評価用地震動

フラジリティ評価用地震動は、平均値評価による 10^{-4} 、 10^{-5} の一様ハザードスペクトル形状を比較し、相似形になることを確認した上で、それらを包絡するスペクトルを目標スペクトルとして模擬地震波を作成する。経時特性を基準地震動の策定と同様に Noda et al. (2002) に基づき地震規模 $M=8.1$ 、等価震源距離 $X_{eq}=25\text{km}$ として設定した。模擬波を第3.2.1.b-19図及び第3.2.1.b-20図に示す。

同等であるが、それぞれについて地震における故障の分析を行い、起因事象に係るフォールトツリー及び緩和系に係るフォールトツリーを作成した。フォールトツリーのモデル化にあたっては、内の事象レベル1PRAのフォールトツリーをベースとし、既に考慮されている機器故障、人的過誤などに加えて、地震による動的機器や電氣的機器の損傷を基事象としてフォールトツリーに追加している。さらに地震時特有の建屋・構築物、大型機器の損傷も基事象としてフォールトツリーに追加している。評価対象システムの一覧を第3.2.1.d-2表に示す。

(2) 機器損傷に関する機器間の相関の取扱い

相関性が考えられる全ての構造物、系統、又は機器に対する本評価モデルにおける相関性の取扱いは、同一系統での同種の機器間において損傷の完全相関（完全従属）を仮定する方法を採用した。

(3) システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度とその根拠

本評価では、システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度はない。

⑤ 人的過誤

(1) 評価対象とした人的過誤

地震発生後の運転員操作に対する人間信頼性解析手法には、内の事象レベル1PRAで採用しているTHERP手法（NUREG/CR-1278）を採用する。中央制御室および現場操作に対する人間信頼性解析における仮定は以下のとおり。

(i) 地震発生後の中央制御室操作

地震発生後の混乱に伴う高ストレス状態は、運転員操作の阻害要因となることから、地震発生後の比較的短時間（地震発生後数時間以内）での運転員操作の定量化においては、地震発生後の混乱に伴う高ストレス状態を仮定する。

具体的には、行動形成因子（PSF）項目の一つである「ストレス要因」について、高ストレス（）を仮定する。対象となる運転操作の例としては、ECCSの自動起動失敗時の手動起動によるバックアップ操作、高圧注水系成功時の炉水位制御操作、及びスクラム失敗時（ATWS時）の運転員操作等がある。本PRAで考慮している起因事象発生後の人的過誤確率を第3.2.1.d-3表に示す。

(ii) 地震発生後の運転員操作（現場操作）

本評価では、AM策で実施した各対策については評価対象外としているため、地震発生後のAM策に係る現場操作は期待していない。

第 3.2.1.a-2 表 地震による事故シナリオのスクリーニング (1/5)

事故シナリオ	分析	スクリーニング
◆地震による安全機能への間接的影響		
安全機能を有する建屋・構築物、機器以外の屋内設備損傷による間接的影響 天井クレーンの転倒・落下による原子炉圧力容器、格納容器への影響	天井クレーンは、地震時に落下しないよう落下防止装置を有する構造となっている。また、待機時においては原子炉圧力容器又は格納容器の直上に位置させない運用となっており、仮に転倒・落下した場合にも原子炉の上には落下しないように距離がとられている。 ※新潟県中越沖地震時に、6号機天井クレーンの車軸部の破損が発生したが、その際にも落下防止装置は健全であり安全機能に影響はなかった。	工学的判断によりスクリーニングアウト
耐震重要度 B, Cクラスの損傷に伴う Sクラス機器の損傷	Sクラスに属するものは、下位の分類に属するものの破損によって波及的影響が生じないことは設計段階で要求されており、耐震設計において建屋内又は建屋外における下位クラスの施設の損傷、転倒、落下等による耐震重要施設への影響がないことを確認している。また、プラントウォークダウンにおいて重点的に確認する項目の1つとし、問題ないことを確認している。	工学的判断によりスクリーニングアウト
主タービンの軸受けなどの損傷に伴うタービンミサイルによる隣接原子炉建屋内関連設備への影響	タービンミサイルの影響は、原子炉設置許可申請書において評価・審査されており、申請書添付八の「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針への適合性」において、安全上重要な構築物、系統及び機器がタービンミサイルによって影響を受ける可能性は極めて低い（仮想的ミサイルの発生を想定しても、タービン建屋を飛び出さない、または飛び出したとしても原子炉建屋 (SFP) に到達する確率は 1×10^{-7} /年以下である) ことが確認されている。	工学的判断によりスクリーニングアウト

第3.2.1.a-2表 地震による事故シナリオのスクリーニング (2/5)

事故シナリオ	分析	スクリーニング
◆地震による安全機能への間接的影響		
安全機能を有する建屋・構築物、機器以外の屋外設備損傷による間接的影響		
排気筒転倒による建屋への影響	排気筒は、解放基盤表面で2000gal相当の地震動において損傷しないことを確認しており、各建屋の耐力と比較しても、排気筒の耐力は非常に大きいことを確認している*。	工学的判断によりスクリーニングアウト
斜面崩壊による原子炉建屋・周辺構築物への影響	安全上重要な施設の近傍には、地震時に想定し得る斜面の崩壊等により施設の安全機能に影響を及ぼすような斜面がないことを確認している。	工学的判断によりスクリーニングアウト
送電網の鉄塔などの損傷に伴う外部電源への影響	外部電源のフラジリティは、最も耐力の低いセラミックインシュレータで代表させており、送電網まわりの影響を包絡していると判断。	地震PRAで考慮
安全上重要な設備の冷却に使用可能な給水源の停止に伴う冷却水枯渇の影響	冷却水枯渇影響に対し復水貯蔵槽への補給水源として必要なものとして、ろ過水タンク、純水タンクを抽出。	地震PRAで考慮

*: 2000gal以上の加速度領域においては、原子炉建屋基礎地盤すべり線が炉心損傷要因として支配的であり、かつ条件付炉心損傷確率がほぼ1となっているため、結果への影響が小さい。

第 3.2.1.a-2 表 地震による事故シナリオのスクリーニング (3/5)

事故シナリオ	分析	スクリーニング
◆人的過誤による影響		
施設の計画, 設計, 材料選定, 製作, 組立, 完成検査までのミス	原子炉施設の安全性, 信頼性及び点検保守上の要求を満足するため, 設計, 製作, 据付等の各段階において適切な品質保証活動が実施されている。また, 万が一, これらのミスがあったとしても, 多重性を備えた設備の全てに同様のミスが発生する可能性は小さい。	工学的判断によりスクリーニングアウト
地震後の運転員による操作において, 地震による高ストレスを受けた条件下で引き起こされる操作失敗	地震後の混乱に伴う高ストレス状態は運転員操作の阻害要因となりえる。	地震 PRA で考慮 (地震後の比較的短時間での運転員操作に対する人的過誤確率の設定にて考慮)
変圧器等碍子類の損傷による停電に伴うバックアップ操作支障	地震要因による設備の損傷状態は様々であり, 地震後の初期段階で機器そのものの復旧に期待することは現実的ではないと考えられる。また, 複数基同時被災の影響並びに損傷の相関性を考慮すると, 他号機においても同様な事象が発生している可能性がある。	損傷機器の復旧や他号機からの電源融通には期待しない。
地盤液状化等による構内通行支障	地震発生後, 原子力発電所構内の道路に陥没, 段差, 亀裂等の損傷が発生し, 構内通行に支障が出る可能性があるが, 本評価では現場操作に期待していないため, 構内通行支障による影響はない。	工学的判断によりスクリーニングアウト
二次部材損傷による操作員等従業員への影響	施設内の損壊物や地震動による飛来物が操作員等を傷付け, 操作を妨げる可能性があるが, 中央制御室付近において, 運転員操作を著しく妨げるような物体は基本的にはないものと考えられる。	工学的判断によりスクリーニングアウト

第 3.2.1.a-2 表 地震による事故シナリオのスクリーニング (4/5)

事故シナリオ	分析	スクリーニング
<p>◆余震による炉心損傷への影響</p> <p>本震直後の余震による炉心損傷への影響</p>	<p>原子炉建屋（耐震壁）については、加振試験等において繰り返し加振し、対して復元力が維持されることが確認されている。</p> <p>動的機器については、設計条件を大きく超える加速度を入力した加振試験において 1 試験体に対して加振レベルを上げながら繰り返し加振し、最終的な機能維持が確認された最大加速度を現実的耐力値として採用していることから、余震による地震動の繰り返し加振の影響を含めた耐力評価結果となっている。</p> <p>配管系については、終局強度試験において基準地震動に対する許容応力の 10 倍以上の応力強さにおいても塑性崩壊又は疲労による破損は生じないこと等が確認され、破損に対して非常に大きな安全裕度を保有しており、余震による地震動の影響は小さいと考えられる。</p> <p>上記の通り余震の影響は小さいと判断できる建屋・機器はあるが、評価方法の詳細および評価例などに関する情報が非常に少ないため、余震による炉心損傷への影響評価方法を系統的に示すには至っていない。</p>	<p>今回の評価では評価技術の成熟度から余震の影響評価は困難であると判断し、余震影響は考慮しないものとする。</p>

第 3.2.1.a-2 表 地震による事故シナリオのスクリーニング (5/5)

事故シナリオ	分析	スクリーニング
<p>◆経年変化による炉心損傷への影響</p> <p>経年変化を考慮した場合の炉心損傷への影響</p>	<p>建屋については経年変化による強度低下の可能性は小さいと考えられ、定期的な点検と保全を計画的に実施していることから経年劣化が構造物の耐震性に与える影響は小さいものと考えられる。</p> <p>また、機器については維持・管理、リプレースなどの保全によって、耐震上、大きな影響が生じないよう管理・対処されていると考えられる。</p>	<p>左記分析結果を踏まえ、経年変化に係わる事故シナリオはスクリーニングアウトする。</p>

第 3.2.1.b-4 表 ロジックツリーの分岐及び重み付けの考え方 (3 / 3)

(c) 領域震源

項目	分岐		重み	重み付けの考え方
半径 30km の区分	区分する		1/2	敷地周辺の地質調査範囲に基づき設定した。
	区分しない		1/2	
b 値	観測記録		1/2	過去に発生した地震と地震本部 (2012) に基づき設定した。
	0.9		1/2	
地震規模 (最大 M)	歴史地震	中央値	1/6	歴史地震と、島崎 (2009) に基づき設定した。
		最小値	1/6	
		最大値	1/6	
	島崎 (2009)	M7.1	3/8	
		M7.4	1/8	

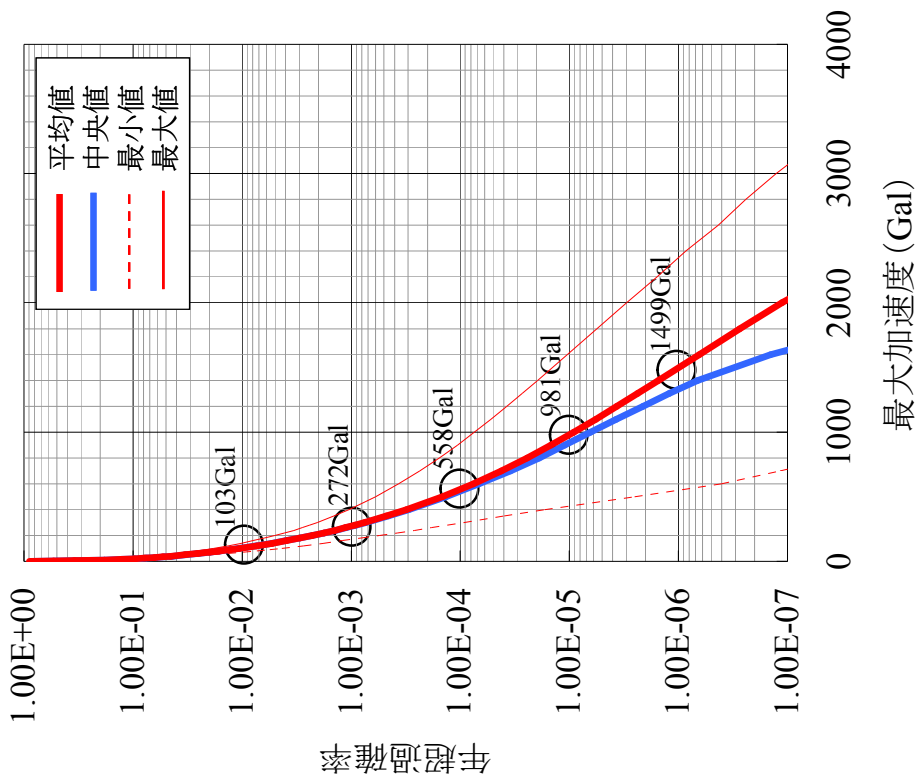
第 3.2.1. d-3 表 起因事象発生後の人的過誤確率評価例

起因事象発生後の人的過誤	ストレスファクタ		余裕時間	過誤確率	内的事象 (参考)
	認知	操作			
炉水位制御操作失敗					
水源切替操作失敗(初期*1)					
水源切替操作失敗(長期)					
原子炉減圧起動操作失敗					
注水不能認知失敗					
高圧注水系起動操作失敗					
低圧注水系起動操作失敗					
SLC 関連手動操作失敗					
RHR 系統操作失敗 (ATWS 以外)					
RHR 系統操作失敗 (ATWS)					

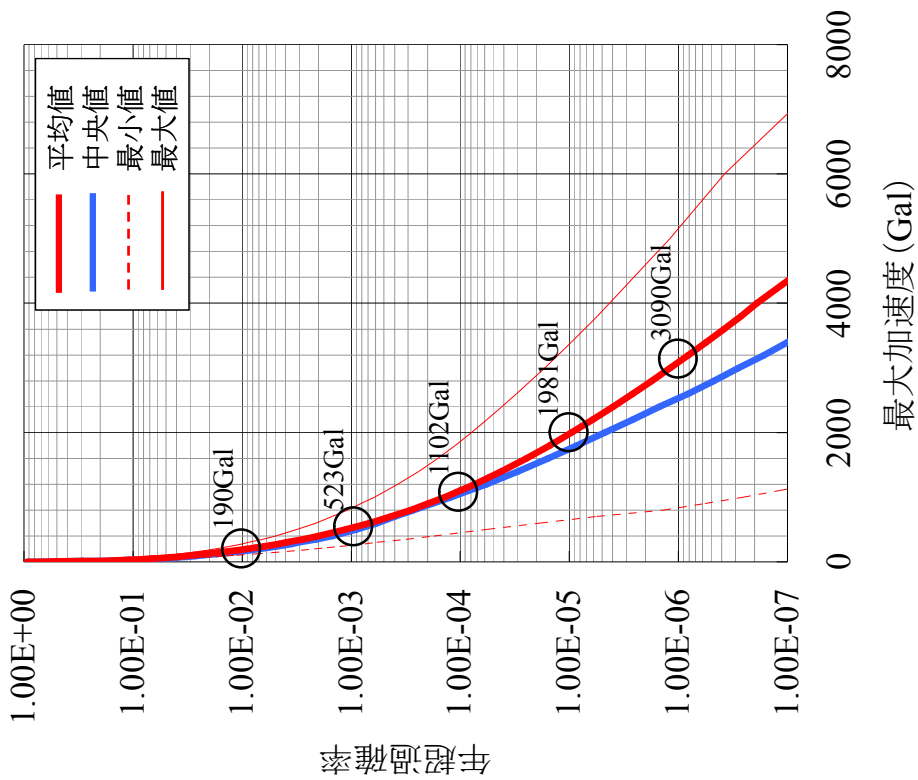
(※太字は内的事象から変更箇所)

*1 初期水源として S/P に切り替える場合



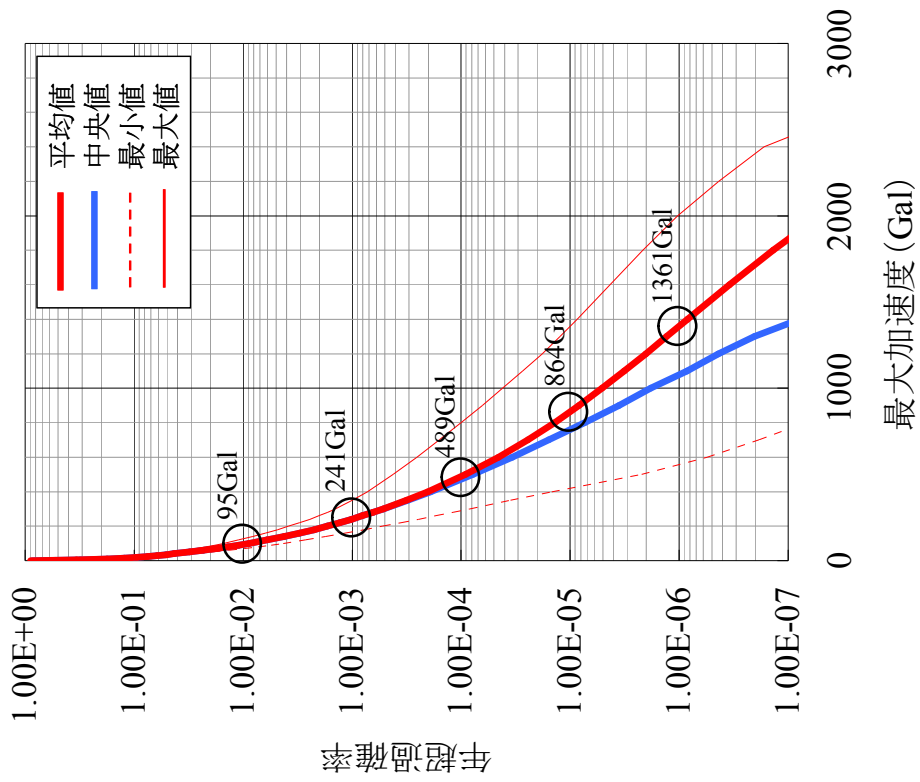


鉛直動

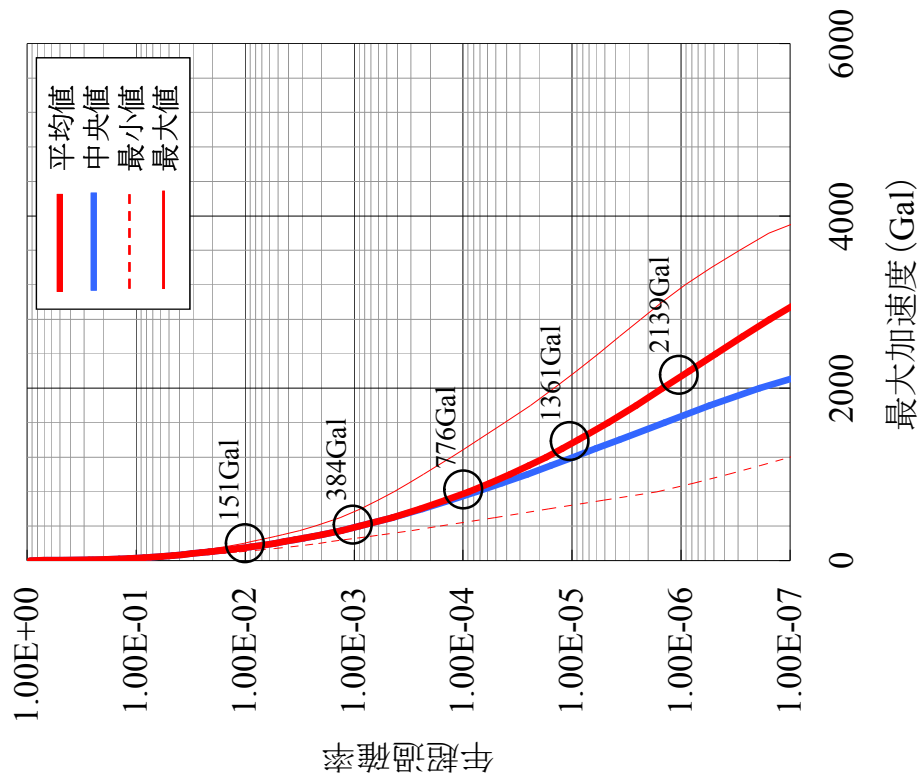


水平動

第 3.2.1.b-9 図 平均ハザード曲線 (周期 0.02 秒, 荒浜側)



鉛直動



水平動

第 3.2.1.b-10 図 平均ハザード曲線 (周期 0.02 秒, 大湊側)