

充電電池を用いるものについては、使用前及び使用中の充電電池の残量確認で、残量が少ない場合、予備の充電電池と交換することにより継続して通話を可能とし、使用後の充電電池は、中央制御室、緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）の電源から充電する。

乾電池を用いるものについては、使用前及び使用中の乾電池の残量確認で、残量が少ない場合、予備の乾電池と交換することにより7日間以上継続しての通話を可能とする。

第1.19.1表 重大事故等における対応手段と整備する手順

(発電所内の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡)

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対応設備		整備する 手順書	手順書の分類
—	—	発電所内の通信連絡	衛星携帯電話設備 (衛星携帯電話(固定型※ ¹)、 (携帯型))	重大事故等 対処設備	通信連絡に関 する手順	通信連絡設備の 運用に関する手 順
			無線連絡設備 (無線通話装置(携帯型))			
			携帯型通話設備 (携帯型有線通話装置)			
			緊急時運転パラメータ伝送 システム(SPDS)※ ¹		通信連絡に関 する手順 緊急時対策所 (指揮所)運用 手順 又は 緊急時対策所 (緊急時対策 棟内)運用手 順	通信連絡設備の 運用に関する手 順 緊急時対策所 (指揮所)の運 用に関する手順 又は 緊急時対策所 (緊急時対策棟 内)の運用に関 する手順
			SPDSデータ表示装置※ ¹			
			運転指令設備 (ペーシング装置、デジタル無 線ペーシング装置)	多様性拡張設備	通信連絡に関 する手順	通信連絡設備の 運用に関する手 順
			電力保安通信用電話設備 (保安電話、衛星電話)			
			無線連絡設備 (無線通話装置(固定型、モニタ リングカー))			
		代替電源設備からの給電の確保	大容量空冷式発電機※ ²	重大事故等 対処設備	全交流動力電 源喪失の対応 手順等(二部 事象ベース： 運転員等及び 保 修 対 応 要 員)	炉心の著しい損 傷及び格納容器 破損を防止する 運転手順
			緊急時対策所用発電機車※ ³		緊急時対策所 (指揮所)交流 電源切替手 順 又は 緊急時対策所 (緊急時対策 棟内)交流電 源切替手順	緊急時対策所 (指揮所)の運 用に関する手順 又は 緊急時対策所 (緊急時対策棟 内)の運用に関 する手順

※¹：ディーゼル発電機等から給電する。※²：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。※³：手順は「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」にて整備する。

第1.19.2表 重大事故等における対応手段と整備する手順

(発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡)

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対応設備		整備する 手順書	手順書の分類
—	—	発電所外（社内外）との通信連絡	衛星携帯電話設備 （衛星携帯電話（固定型※ ¹ ）、 （携帯型））	重大事故等 対処設備	通信連絡に関 する手順	通信連絡設備の 運用に関する手 順
			統合原子力防災ネットワークに接 続する通信連絡設備※ ¹ （テレビ会議システム、IP電話、 衛星通信装置（電話）、IP-FAX）		通信連絡に関 する手順	
			緊急時運転パラメータ伝送 システム（SPDS）※ ¹		データ伝送に 関する手順	
			加入電話設備 （加入電話）	多様性拡張設 備	通信連絡に関 する手順	
			電力保安通信用電話設備 （保安電話、衛星電話）			
			テレビ会議システム（社内）			
			無線連絡設備 （無線通話装置）			
—	—	代替電源設備からの給電の確保	大容量空冷式発電機※ ²	重大事故等 対処設備	全交流動力電 源喪失の対応 手順等（二部 事象ベース； 運転員等及び 保 修 対 応 要 員）	炉心の著しい損 傷及び格納容器 破損を防止する 運転手順
			緊急時対策所用発電機車※ ³		緊急時対策所 （指揮所）交 流電源切替手 順 又は 緊急時対策所 （緊急時対策 棟内）交流電 源切替手順	緊急時対策所 （指揮所）の運 用に関する手順 又は 緊急時対策所 （緊急時対策棟 内）の運用に関 する手順

※¹：ディーゼル発電機等から給電する。※²：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。※³：手順は「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」にて整備する。

第1.19.3表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元
【1.19】 通信連絡に関する手順等	衛星携帯電話（固定型）	2K 計装用電源装置
		1C タービン コントロールセンタ
		2C タービン コントロールセンタ
	統合原子力防災 ネットワークに接続する 通信連絡設備	1K 計装用電源装置
		1C1 原子炉 コントロールセンタ
		1C タービン コントロールセンタ
		2C タービン コントロールセンタ
	緊急時運転パラメータ 伝送システム (SPDS)	1K 計装用電源装置
		1C1 原子炉 コントロールセンタ
		2K 計装用電源装置
		2C1 原子炉 コントロールセンタ
	SPDS データ表示装置	1C タービン コントロールセンタ
		2C タービン コントロールセンタ

追 補 2

「6．重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方」の追補

添付書類十「6．重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方」の記述に次のとおり追補する。

- I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
- II 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価
- III 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて

追補 2. I

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に
属しますので公開できません。

I 事故シーケンスグループ及び 重要事故シーケンス等の選定について

目 次

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及び重要事故シーケンスの選定について
 - 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
 - 1.2 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の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選定の考え方
 - 2.2.3 評価事故シーケンスの選定
 - 2.2.4 炉心損傷防止が困難な事故シーケンスにおける格納容器破損防止対策の有効性
- 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
- 4 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定に活用したPRAの実施プロセスについて

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別炉心損傷頻度（内部事象、地震、津波PRA）
第1-4表	重要事故シーケンス等の選定について
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	評価対象とするプラント損傷状態（PDS）の選定について
第2-3表	格納容器破損防止対策の評価事故シーケンスの選定について
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

図

第1-1図	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
第1-2図	PRAにおけるイベントツリー
第1-3図	地震PRA階層イベントツリー
第1-4図	津波PRA階層イベントツリー
第1-5図	プラント全体のCDF
第1-6図	事故シーケンスグループごとの寄与割合
第2-1図	格納容器破損モード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	格納容器イベントツリー
第2-4図	レベル1, 5PRAの定量化結果(格納容器破損モードごとの寄与割合)
第3-1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3-2図	停止時PRAにおけるイベントツリー
第3-3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等の選定に際しての外部事象の考慮について
2. 外部事象に特有の事故シーケンスについて
3. 国内外の重大事故対策に係る設備例について
4. 事故（SGTR、IS-LOCA）時の原子炉トリップ失敗の取扱いについて
5. 内部事象 PRA における主要なカットセットについて
6. 地震 PRA、津波 PRA における主要な事故シーケンスの対策等について
7. 格納容器直接接触（シェルアタック）の除外理由について
8. α モード（原子炉容器内の水蒸気爆発）の格納容器破損モードからの除外理由について
9. β モード（格納容器隔離失敗）の想定について
10. g モード（温度誘因蒸気発生器伝熱管破損（TI-SGTR））に係る追加要否の検討について
11. ライナーアタックについて
12. 格納容器破損防止対策の評価事故シーケンスの選定について（補足）
13. 炉心損傷防止が困難な事故シーケンスにおける格納容器破損防止対策の有効性

別添

川内原子力発電所 1 号炉及び 2 号炉 確率論的リスク評価（PRA）について

はじめに

「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」（平成25年6月19日）（以下「解釈」という。）に基づき、重大事故等対策の有効性評価に係る事故シーケンスグループ等の選定に際しては、個別プラントの確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）を活用している。

当社は従来から定期安全レビュー（PSR）等の機会に内部事象レベル1PRA（出力運転時、停止時）、レベル1.5PRAの評価を実施してきており、これらのPRA手法を今回も適用した。また、現段階で適用可能な外部事象として、一般社団法人 日本原子力学会において実施基準が標準化され、試評価等の実績を有する地震レベル1PRA及び津波レベル1PRAを適用対象とし、建屋、構築物、大型機器等の大規模な損傷から発生する事象についても事故シーケンスグループ等の選定に係る検討対象範囲とした。

また、PRAが適用可能でないと判断した外部事象については定性的な検討から分析を実施した。

今回実施するPRAの目的が重大事故等対処設備の有効性評価を行う事故シーケンスグループ等の選定への活用にあることを考慮し、これまで整備してきたアクシデントマネジメント策（以下「AM策」という。）や福島第一原子力発電所事故以降に実施した各種対策などを含めず、原子炉設置許可取得済の設備の機能にのみ期待する仮想的なプラント状態を評価対象としてPRAモデルを構築した。なお、PRAについては川内1号炉を代表として評価を実施しているが、内部事象においては1号炉と2号炉で評価対象としている機器や系統構成に有意な差がなく、地震・津波PRAにおいては評価対象としているいくつかの機器の耐震評価結果、機器高さが異なるものの、PRAに対する影響は小さく今回の事故シーケンス評価に影響はない。

表 今回のPRA評価対象の整理

対 象	許認可対象	モデル化採否
設計基準対応設備	対象	モデル化する。
AM策 (H4年計画以前)	一部を除き 対象外	作動信号発信失敗時の手動信号、自動作動失敗時の手動作動など、設計基準対応設備の機能を作動させるためのバックアップ操作のみ期待し、モデル化する。
AM策 (H4年計画・整備)	対象外	モデル化しない。
緊急安全対策	対象外	モデル化しない。
重大事故等対策	現在申請中	モデル化しない。

今回実施したPRAの詳細については「別添 川内原子力発電所1号炉及び2号炉 確率論的リスク評価（PRA）について」に示す。

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及び重要事故シーケンスの選定について

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及び重要事故シーケンス選定の全体プロセスは第1-1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、外部事象PRA(適用可能なものとして地震、津波を選定)及びPRAを適用できない外部事象に係る定性的検討から事故シーケンスを抽出し、解釈の記載との比較検討・分類を行った。
- ②抽出された事故シーケンスのうち外部事象特有の影響の特定が困難な事故シーケンスは、頻度・影響を総合的に確認のうえ事故シーケンスグループとしての追加は不要と判断し、事故規模に応じて対応を行い、大規模な場合は大規模損壊対策にて対応することとした。
- ③国内外の先進的な対策を講じても炉心損傷防止が困難な事故シーケンスは、格納容器破損防止対策の有効性評価の対象として取り扱うこととした。
- ④その他の炉心損傷防止対策の対象範囲となるすべての事故シーケンスはグループ化を行い、事故シーケンスグループごとに審査ガイドに記載の観点(共通原因故障・系統間依存性、余裕時間、設備容量、代表性)に基づき、有効性評価の対象となる重要事故シーケンスを選定した。

1.1 事故シーケンスグループの分析について

解釈において、炉心損傷防止対策の有効性評価に係る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、次のとおり記載されている。

1 - 1
(a) 必ず想定する事故シーケンスグループ
②PWR
・ 2 次冷却系からの除熱機能喪失
・ 全交流動力電源喪失
・ 原子炉補機冷却機能喪失
・ 原子炉格納容器の除熱機能喪失
・ 原子炉停止機能喪失
・ ECCS注水機能喪失
・ ECCS再循環機能喪失
・ 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA、蒸気発生器伝熱管破損）
(b) 個別プラント評価により抽出した事故シーケンスグループ
①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を実施すること。
②その結果、上記 1 - 1 (a) の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、想定する事故シーケンスグループとして追加すること。なお、「有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループ」については、上記 1 - 1 (a) の事故シーケンスグループと炉心損傷頻度又は影響度の観点から同程度であるか等から総合的に判断するものとする。

これを踏まえ、川内 1 号炉及び 2 号炉を対象としたPRAの知見等を活用して、事故シーケンスグループの分析を実施している。

内部事象レベル1PRA（出力運転時）に加えて外部事象について現段階で適用可能なものとして、一般社団法人 日本原子力学会において実施基準が標準化され、試評価等の実績を有する地震レベル1PRA及び津波レベル1PRAを用いて事故シーケンスグループ等の評価を行うこととした。

また、PRAが適用可能でないと判断した外部事象については、定性的な検討から発生する事故シーケンスの分析を実施している。

なお当社では、福島第一原子力発電所事故発生以降、緊急安全対策を含めた様々な安全性向上策を整備してきているが、炉心損傷防止対策の有効性評価を行う事故シーケンスグループの選定という今回の原子炉設置変更許可申請での位置付けを考慮し、AM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等対処設備などを含

めない、原子炉設置許可取得済の設備にのみ期待できる条件でPRAモデルを構築し、内部事象に加えて適用可能な外部事象として地震、津波それぞれのレベル1PRAについて評価を実施した。

これらのPRAの知見等を活用した事故シーケンスグループの分析結果について以下に示す。

1.1.1 炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出、整理

(1) PRAに基づく整理

内部事象レベル1PRAにおいては、各起因事象の発生から炉心損傷に至ることを防止するための緩和手段等の組合せを第1-2図に示すイベントツリーで分析し、炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出している。地震PRAや津波PRAにおいては、建屋・構築物及び大型機器等の大規模な損傷が発生し、直接的に炉心損傷に至るシーケンスや地震や津波により複数の機器等が同時に損傷し炉心損傷に至るシーケンスについても取り扱っている。

具体的には、地震PRA及び津波PRAでは内部事象PRAでは想定していない複数機器・複数機能の同時喪失を伴う事象の発生を想定しており、発生する可能性のある起因事象をプラントへ与える影響度の高いものから起因事象階層イベントツリーの形で整理することで、複合的な事象発生の組合せを含めた事故シーケンスの抽出を実施している。第1-3図に地震PRAの起因事象階層イベントツリー、第1-4図に津波PRAの起因事象階層イベントツリーを示す。

地震PRAでは建屋損傷や原子炉容器等の大型静的機器の損傷、機器損傷の相関性考慮により生じる複数ループの同時破損（大破断LOCAを上回る規模のLOCA）、電気盤の損傷に伴う複数機能の同時喪失といった緩和系に期待できない事象（複数の信号系損傷）も抽出しており、直接炉心損傷に至る事象として取り扱っている。

また、津波PRAでは機器の設置高さや開口部高さから津波襲来時の到達水位に応じて複数の機器が没水により同時に機能喪失することを想定しており、同一フロアに設置されている電気盤がすべての機能を喪失する事象は緩和系に期待できない直接炉心損傷に至る事象として取り扱っている。内部事象PRA、地震PRA及び津波PRAの各イベントツリーにより抽出した事故シーケンスを第1-1表に、評価結果を第1-5図及び第1-6図に示す。

(2) PRAに代わる検討に基づく整理

今回PRAを実施可能でないものと判断した地震・津波以外の外部事象のうち、溢水、火災の発生の際には同一区画内に近接設置されている機器や制御回路が共通要因で機能喪失する可能性があり、小破断LOCA、主給水流量喪失等の事象が想定される。また、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、森林火災等については安全上重要度の高い建屋内部の設備に直接的な影響を及ぼす可能性は低く、建屋外部に設置された設備への影響として海水ポンプの機能喪失による原子炉補機冷却機能喪失、変圧器・送電線等の機能喪失による全交流動力電源喪失が想定されるが、いずれ

も今回内部事象レベル1PRAから得られた事故シーケンスに含まれると推定している。(別紙1)

1.1.2 抽出した事故シーケンスの整理

第1-1表に示す各事故シーケンスについて、解釈に基づき必ず想定する事故シーケンスグループとの対応について検討を行った。

1-2	第1項に規定する「炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。
(a)	想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあつては、炉心の著しい損傷を防止するための十分な対策が計画されており、かつ、その対策が想定する範囲内で有効性があることを確認する。
(b)	想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの（格納容器先行破損シーケンス、格納容器バイパス等）にあつては、炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。
1-4	上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。

上記記載に基づき、事故シーケンスグループは以下のとおりに分類することができる。

a. 1-2(a)に分類される事故シーケンスグループ

- (a) 2次冷却系からの除熱機能喪失
- (b) 全交流動力電源喪失
- (c) 原子炉補機冷却機能喪失
- (d) 原子炉停止機能喪失
- (e) ECCS注水機能喪失
- (f) ECCS再循環機能喪失

b. 1-2(b)に分類される事故シーケンスグループ

- (g) 原子炉格納容器の除熱機能喪失
- (h) 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA、蒸気発生器伝熱管破損）

解釈では、1-2(a)に分類される事故シーケンスグループは、炉心損傷後に原子炉格納容器の機能に期待できるものであり、炉心損傷を防止するための十分な対策（国内外の先進的な対策と同等のもの）が講じられており、その有効性を確認することとされている。

一方、1－2 (b)に分類される事故シーケンスグループは、炉心損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なものであり、炉心損傷を防止するための対策の有効性を確認することとされている。

1.1.2.1 必ず想定する事故シーケンスグループについて

今回実施したレベル1PRAにより抽出した第1-1表に示す各事故シーケンスについて分類した結果は第1-2表のとおりであり、喪失した緩和機能及び炉心損傷に至った主要因の観点から事故シーケンスを分類した。喪失した緩和機能が同一であれば対策は基本的に同じであるため、各事故シーケンスのグループ化を行い、解釈で想定する8つの事故シーケンスグループとの関係について以下のとおり整理した。

(a) 2次冷却系からの除熱機能喪失

過渡事象が発生し補助給水機能が喪失する事故シーケンスや、破断した主蒸気管の隔離に失敗する事故シーケンス等、PWRプラントの特徴である蒸気発生器を使用した除熱に失敗した場合、炉心損傷に至る。

また、地震で炉内構造物が損傷した場合、炉心部で冷却材の流れが阻害され、1次冷却材流量低による原子炉トリップに至る。さらに、蒸気発生器による除熱時の自然循環が阻害され、蒸気発生器からの除熱に失敗するシナリオを想定しており、事象としては「過渡事象＋補助給水失敗」と同じ分類が可能である。これらは「2次冷却系からの除熱機能喪失」の事故シーケンスグループに該当し、対策としてはフィードアンドブリードが考えられる。

(b) 全交流動力電源喪失

外部電源が喪失して、サポート系である「非常用所内交流電源」も喪失する事故シーケンスは、全交流動力電源喪失となり炉心損傷に至る。事故シーケンスグループとしては「全交流動力電源喪失」に該当し、対策としては大容量空冷式発電機による給電が考えられる。

(c) 原子炉補機冷却機能喪失

「原子炉補機冷却機能」が喪失する事故シーケンスは、起因事象の発生と同時にECCS注入系等の緩和機能のサポート機能も喪失し、従属的にRCPシールLOCAが発生することで炉心損傷に至る。事故シーケンスグループとしては「原子炉補機冷却機能喪失」に該当し、対策としては2次系強制冷却＋常設電動注入ポンプによる炉心注入等が考えられる。

(d) 原子炉格納容器の除熱機能喪失

LOCA事象が発生し、「格納容器スプレイ注入及び再循環」に失敗する事故シーケンスは、原子炉格納容器内気相部からの除熱ができず、炉心より先に原子炉格納容器が破損する「格納容器先行破損」となり、引き続き炉心損傷に至る。事故シーケン

スグループとしては「原子炉格納容器の除熱機能喪失」に該当し、対策としては格納容器内自然対流冷却等が考えられる。

(e) 原子炉停止機能喪失

原子炉トリップが必要な事象が発生した後、原子炉トリップに失敗する事故シーケンスは、原子炉出力が抑制できずに炉心損傷に至る。事故シーケンスグループとしては「原子炉停止機能喪失」に該当し、対策としては多様化自動作動設備により減速材温度係数の負の反応度帰還効果による出力抑制を図ること等が考えられる。

(f) ECCS注水機能喪失

LOCA事象が発生し蓄圧注入、高圧注入及び低圧注入等「ECCS注入」に失敗する事故シーケンスは、短期の1次系保有水の回復に失敗し炉心損傷に至る。

また、地震により大破断LOCAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA) が発生した場合、ECCS注入系の成否に関わらず1次系保有水が喪失し炉心損傷に至る。これらは「ECCS注水機能喪失」の事故シーケンスグループに該当し、これらのうち、高圧注入に失敗する事故シーケンスへの対策としては、2次系強制冷却+低圧注入等が考えられる。

(g) ECCS再循環機能喪失

LOCA事象が発生した後、短期の1次系保有水の回復に成功した後、低圧再循環及び高圧再循環等「ECCS再循環」に失敗する事故シーケンスは、炉心の長期冷却ができず炉心損傷に至る。事故シーケンスグループとしては「ECCS再循環機能喪失」に該当し、対策としては代替再循環等が考えられる。

(h) 格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA、蒸気発生器伝熱管破損)

インターフェイスシステムLOCAや、蒸気発生器伝熱管破損後に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故シーケンスは、原子炉格納容器貫通配管からの漏えいが防止できず炉心損傷に至る。事故シーケンスグループとしては「格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA、蒸気発生器伝熱管破損)」に該当し、対策としてはクールドアウンドリサーキュレーションが考えられる。

1.1.2.2 新たな事故シーケンスグループの追加について

第1-1表に整理した各事故シーケンスのうち、外部事象である地震・津波特有の事象で、解釈に基づき必ず想定する事故シーケンスグループと直接的に対応しないものとして、以下に示す5つの事故シーケンスを抽出した。

a. 蒸気発生器伝熱管破損 (複数本破損)

複数の蒸気発生器伝熱管が破損することにより、大規模なLOCAが発生し、ECCS注入も無効であり炉心損傷に至る事象であるとともに、格納容器バイパスが発生する事象として抽出した。

b. 原子炉建屋損傷

原子炉建屋が損傷することで、建屋内のすべての機器、配管が損傷して大規模なLOCAが発生する可能性があり、ECCS注入も無効であると想定されるため炉心損傷に至る事象として抽出した。

c. 原子炉格納容器損傷

原子炉格納容器が損傷することで、原子炉格納容器内のすべての機器、配管が損傷して大規模なLOCAが発生する可能性があり、ECCS注入も無効であると想定されるため炉心損傷に至る事象として抽出した。

d. 原子炉補助建屋損傷

原子炉補助建屋が損傷することで、原子炉補助建屋内の電気盤（メタルクラッド開閉装置、パワーセンタ等）が損傷し、代替電源の接続・供給ができない状況で「外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失」が発生するとともに、主盤（原子炉盤）等が損傷することにより、各種制御が不能となり監視系や補助給水系の機能喪失も想定されることから、炉心損傷に至る事象として抽出した。

e. 複数の信号系損傷

主盤（原子炉盤）等が損傷することで、各種制御が不能となり補助給水量調整失敗や主蒸気逃がし弁を含む工学的安全施設の動作不能を想定し、2次系からの除熱機能喪失となり炉心損傷に至る事象として抽出した。

ここで、「a. 蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）」及び「c. 原子炉格納容器損傷」については、炉心損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できない事象として炉心損傷防止対策の有効性を確認するとしている解釈の記載1-2(b)に分類されるものの、有効な炉心損傷防止対策を確保できない事故シーケンスである。

また、「b. 原子炉建屋損傷」、「d. 原子炉補助建屋損傷」及び「e. 複数の信号系損傷」についても、炉心損傷後の原子炉格納容器の機能には必ずしも期待できるとは言えない事故シーケンスとなる。

これらの各事故シーケンスには炉心損傷に直結するような大規模な事象から炉心損傷防止対策等により炉心損傷を回避、原子炉格納容器の閉じ込め機能を維持できる可能性のある小規模な事象まで多様なケースが想定される。また、地震、津波が発生した場合の損傷状態及び機能喪失する機器やその割合を特定することは困難であることから、これらの様々な規模の事象を含む事故シーケンス全体を1つの外部事象特有の事故シーケンスグループと考え、解釈で必ず想定するとされている事故シーケンスグループと異なる新たな事故シーケンスグループとしての設定要否について検討を実施した。

(a) 頻度の観点

これらの各事故シーケンスグループについて炉心損傷頻度（CDF）の確認を行った結果、炉心損傷頻度が最も大きい事故シーケンスグループである複数の信号系損傷においても、炉心損傷頻度は $2.3\text{E-}07$ ／炉年であった。これは全炉心損傷頻度（ $2.8\text{E-}04$ ／炉年）に対して 0.1% 程度と極めて小さい寄与であり、炉心損傷に至らない小規模な事象も含まれた結果であることを考慮すると、解釈で必ず想定するとされる事故シーケンスグループよりも小さい炉心損傷頻度と推定できる。

(b) 影響の観点

これらの各事故シーケンスグループが発生した際の影響としては、具体的には炉心損傷に至るまでの時間余裕、炉心損傷の発生規模、放射性物質の放出量などの着眼点が考えられるが、外部ハザードによる建屋や機器の損傷程度や組み合わせを特定することは困難であり、炉心損傷に至らない小規模な事象から、建屋全体が崩壊し内部の安全系機器・配管のすべてが機能を喪失するような深刻な事故まで、事象発生時にプラントに及ぼす影響は大きな幅を有する。したがって、外部事象に特有の事故シーケンスグループは、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として単独で定義するのではなく、発生する事象の程度や組合せに応じて対応していくべきものである。

具体的には、炉心損傷に至らない小規模な事象の場合には、使用可能な炉心損傷防止対策や格納容器破損防止対策を柔軟に活用するとともに、建屋全体が崩壊し内部の安全系機器・配管のすべてが機能を喪失するような深刻な事故の場合には、可搬型のポンプ・電源、放水砲等を駆使した大規模損壊対策による影響緩和を図ることに対応していく（別紙2）。

上記のとおり、頻度及び影響の観点から検討した結果、小規模な事象を含めても全炉心損傷頻度に対する寄与が極めて小さいこと及び大規模な事故に至る頻度はさらに小さく、仮に発生したとしても影響を緩和する対策を整備していることから、解釈に基づき必ず想定する事故シーケンスグループと比較して、有意な頻度又は影響をもたらすものではなく、事故シーケンスグループとして新たに追加する必要はないと総合的に判断した。

これらを除くその他の事故シーケンスについては、第1-2表に示すとおりPRAで抽出された事故シーケンスが解釈に基づき必ず想定する事故シーケンスグループのいずれかに整理できることを確認できており、PRAの知見等を踏まえ、解釈に基づき必ず想定する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事故シーケンスグループが新たに抽出されないことを確認した。

なお、想定活断層長さの延長による地震ハザードの変更及び琉球海溝におけるプレート間地震等を考慮した津波ハザードの変更による影響については、損傷モードや損傷設備の追加がないことから、現状の地震及び津波PRAで評価していない事故シーケンスが追加になることはない。また、炉心損傷防止対策及び炉心損傷後の原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できない建屋損傷等の地震及び津波特有の事故シーケンスの寄与が著しく増大することはない、新たな事故シーケンスグループの追加がないことを確認している。

1.2 有効性評価の対象となる事故シーケンスについて

事故シーケンスグループ別に事故シーケンス、炉心損傷防止対策等について整理した結果を第1-3表に示す。

解釈1－2(a)に分類される事故シーケンスに対しては、「国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていること」とされているが、第1-3表に整理した事故シーケンスには、国内外の先進的な対策を考慮した場合であっても、炉心損傷防止対策を講ずることが困難なシーケンスも存在する。

以下に示すシーケンスは国内外の先進的な対策を考慮しても、すべての条件に対応できるような炉心損傷防止対策を講ずることが困難なシーケンスに該当する。なお、国内外の先進的な対策と川内1号炉及び2号炉の対策の比較を、別紙3に示す。

- ・原子炉補機冷却機能喪失＋補助給水失敗
- ・炉内構造物損傷（過渡事象＋補助給水失敗）
- ・大破断LOCA＋低圧注入失敗
- ・大破断LOCA＋蓄圧注入失敗
- ・中破断LOCA＋蓄圧注入失敗
- ・大破断LOCAを上回る規模のLOCA（Excess LOCA）

PRAの定量化結果（第1-2表及び第1-3表）から、これら各事故シーケンスの全炉心損傷頻度への寄与割合は小さく、全炉心損傷頻度の約99.7%を占める事故シーケンスが炉心損傷防止対策の有効性評価の対象範囲に含まれていることを確認している。

これを踏まえ、これらの炉心損傷防止対策が有効に機能しない事故シーケンスについては、別紙13に示すとおり原子炉格納容器内へのスプレイ注水や格納容器内自然対流冷却などによる格納容器破損防止対策の有効性を確認することとし、これらを除く事故シーケンスを対象に、炉心損傷防止対策の有効性評価の対象となる事故シーケンスの選定を実施することとした。

なお、これらの事故シーケンスに対しても、フィードアンドブリードや炉心への注水の継続による炉心損傷の拡大抑制など影響を緩和できる可能性があり、状況に応じて可能な対応を実施していく。

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

原子炉設置変更許可申請における炉心損傷防止対策設備の有効性評価の実施に際しては、事故シーケンスグループごとに重要事故シーケンスの選定を実施している。重要事故シーケンス選定に当たっては、「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド（以下「審査ガイド」という。）」に記載の4つの着眼点に沿って実施している。今回の重要事故シーケンスの選定に当たっての具体的な検討内容は以下のとおりであり、選定結果を第1-4表に示す。

【審査ガイドに記載の着眼点】

- a. 共通原因故障又は系統間の機能の依存性によって複数の設備が機能喪失し、炉心の著しい損傷に至る。
- b. 炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。
- c. 炉心損傷防止に必要な設備容量（流量又は逃がし弁容量等）が大きい。
- d. 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. 共通原因故障、系統間依存性の観点

共通原因故障については地震・津波による事故シーケンス抽出の際に考慮している。また、系統間の機能の依存性について、例えば、安全機能のサポート機能喪失（「全交流動力電源喪失」及び「原子炉補機冷却機能喪失」）は、それらを必要とする機器が使用できないものとして系統間依存性が大きいと評価した（第1-4表中「高」で記載）。

また、「2次冷却系からの除熱機能喪失」の外部電源喪失事象では、バックアップのディーゼル発電機が機能することで常用系機器のみ機能喪失となり、安全機能のサポート機能喪失に比べれば系統間依存性は小さいと評価した（第1-4表中「中」で記載）。

⇒ 該当シーケンスを第1-4表中に影響度の観点で「高」、「中」、「低」で整理

【例. 事故シーケンスグループ(c) 原子炉補機冷却機能喪失】

原子炉補機冷却機能の喪失時には、補機冷却水が必要な機器（ECCS系ポンプ）を使用できないものとして考慮。

b. 余裕時間の観点

重大事故等対処設備による対応操作に係る余裕時間を厳しくするため、事象が早く進展し、炉心損傷に至る時間が短い事故シーケンスを選定している。

⇒ 該当シーケンスを第1-4表中に影響度の観点で「高」、「中」、「低」で整理

【例1. 事故シーケンスグループ(g) ECCS再循環機能喪失】

破断口径の大きいほうが1次冷却材の系外への流出が多いため、重大事故等対処設備による対応操作に係る余裕時間が短くなる。

【例 2. 事故シーケンスグループ(d) 原子炉格納容器の除熱機能喪失】

格納容器スプレイ注入失敗時の方が、格納容器スプレイ再循環失敗時に比べ除熱量が小さくなり原子炉格納容器内の温度・圧力上昇が早いため余裕時間が厳しく、破断口径の違いによる余裕時間の差異に比べ影響が大きい。

c. 設備容量の観点

炉心損傷防止対策として減圧の際に必要な弁容量や冷却の際に必要な注水量といった設備容量に係る要求が大きくなるシーケンスを選定している。

⇒ 該当シーケンスを第1-4表中に影響度の観点で「高」、「中」、「低」で整理

【例. 事故シーケンスグループ(g) ECCS再循環機能喪失】

破断口径の大きいほうが1次冷却材の系外への流出が多いため、炉心損傷防止のために要求される設備容量（1次系への注水量）が大きくなる。

d. 事故シーケンスグループ内での代表性の観点

各事故シーケンスグループにおいて、当該事故シーケンスグループの代表的な事故シーケンスとして、炉心損傷頻度が大きく事象進展が事故シーケンスグループの特長を有しているものを選定している。

⇒ 該当シーケンスを第1-4表中に影響度の観点で「高」、「中」、「低」で整理

1.3.2 重要事故シーケンスの選定結果

選定の着眼点を踏まえ、同じ事故シーケンスグループに複数の事故シーケンスが含まれる場合には、事象進展が早いものなど、より厳しいシーケンスを重要事故シーケンスとして以下のとおり選定している。

(a) 2次冷却系からの除熱機能喪失

① 事故シーケンス

- ・主給水流量喪失＋補助給水失敗
- ・小破断LOCA＋補助給水失敗
- ・過渡事象＋補助給水失敗
- ・手動停止＋補助給水失敗
- ・外部電源喪失＋補助給水失敗
- ・2次冷却系の破断＋補助給水失敗
- ・2次冷却系の破断＋主蒸気隔離失敗
- ・蒸気発生器伝熱管破損＋補助給水失敗
- ・極小LOCA＋補助給水失敗
- ・DC母線1系列喪失＋補助給水失敗

② 選定理由

重要事故シーケンスとしては、1次系の温度及び圧力上昇が早く、運転員操作（フィ

ードアンドブリード) 開始までの余裕時間が短くかつ要求される設備容量(加圧器逃がし弁、充てん／高圧注入ポンプ)の観点で厳しい事象を選定する必要がある。

1次系温度については、「過渡事象」、「手動停止」及び「DC母線1系列喪失」では、事故発生後の一定期間主給水系が利用可能であり、「2次冷却系の破断」及び「主蒸気隔離失敗」では、2次側からの破断流が放出されることで1次系の除熱が促進される。

また、1次系圧力については、「小破断LOCA」及び「蒸気発生器伝熱管破損」では、自動で安全注入信号が発信することで高圧注入が開始され、系外への漏えいに伴い1次系の減圧が促進される。「極小LOCA」についても、系外への漏えいに伴い1次系の減圧が促進される。

これに対して、「主給水流量喪失」及び「外部電源喪失」は、主給水が全喪失することで1次系が早期に高温・高圧状態となる事象であり、特に「主給水流量喪失」では原子炉トリップ(蒸気発生器水位低)時点での蒸気発生器水量が少なく、除熱の観点により厳しい事象となる。

以上から、「主給水流量喪失+補助給水失敗」を選定する。

③ 選定結果

- ・主給水流量喪失+補助給水失敗

④ 炉心損傷防止対策(有効性評価で考慮)

- ・フィードアンドブリード

(b) 全交流動力電源喪失

① 事故シーケンス

- ・外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失

② 選定理由

全交流動力電源喪失に係る事故シーケンスは「外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失」のみである。ただし、共通原因故障、系統間依存性の観点から、従属的に発生する「原子炉補機冷却機能喪失」の重畳を考慮する。

また、「原子炉補機冷却機能喪失」時に生じるRCPシールからの漏えいについては不確実さが伴うことから、RCPシールLOCAの発生の有無を考慮する。

③ 選定結果

- ・外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA
- ・外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失

④ 炉心損傷防止対策(有効性評価で考慮)

- ・大容量空冷式発電機+2次系強制冷却+常設電動注入ポンプによる代替炉心注水

(c) 原子炉補機冷却機能喪失

① 事故シーケンス

- ・ 原子炉補機冷却機能喪失＋RCPシールLOCA
- ・ 原子炉補機冷却機能喪失＋加圧器逃がし弁/安全弁LOCA

② 選定理由

共通原因故障、系統間依存性の観点から、原子炉補機冷却機能喪失により補機冷却水が必要な機器は使用できない。「RCPシールLOCA」と「加圧器逃がし弁/安全弁LOCA」では、「RCPシールLOCA」の方が、気相部放出である「加圧器逃がし弁/安全弁LOCA」よりも1次冷却材の流出量が多いため、保有水確保操作（2次系強制冷却、炉心注入準備）の余裕時間及び要求される設備容量の観点で厳しいことから、代表的な事故シーケンスは「原子炉補機冷却機能喪失＋RCPシールLOCA」となる。ただし、「原子炉補機冷却機能喪失＋RCPシールLOCA」は、「外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失」に従属して発生することから、事象進展は同じであるため、重要事故シーケンスとしては、「外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失＋RCPシールLOCA」を選定する。

③ 選定結果

- ・ 外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失＋RCPシールLOCA

④ 炉心損傷防止対策（有効性評価で考慮）

- ・ 2次系強制冷却＋常設電動注入ポンプによる代替炉心注水

(d) 原子炉格納容器の除熱機能喪失

① 事故シーケンス

- ・ 中破断LOCA＋格納容器スプレイ注入失敗
- ・ 中破断LOCA＋格納容器スプレイ再循環失敗
- ・ 小破断LOCA＋格納容器スプレイ注入失敗
- ・ 小破断LOCA＋格納容器スプレイ再循環失敗
- ・ DC母線1系列喪失＋加圧器逃がし弁/安全弁LOCA＋格納容器スプレイ注入失敗
- ・ DC母線1系列喪失＋加圧器逃がし弁/安全弁LOCA＋格納容器スプレイ再循環失敗

② 選定理由

「格納容器スプレイ注入失敗」と「格納容器スプレイ再循環失敗」では、「格納容器スプレイ注入失敗」時の方が事象初期から格納容器スプレイによる原子炉格納容器内の除熱が期待できず除熱量が小さくなり、原子炉格納容器内の温度・圧力上昇が早いため、運転員操作（格納容器内自然対流冷却）の余裕時間が厳しく、破断口径の違いによる余裕時間の差異に比べ影響が大きい。要求される設備容量の観点では、破断口径が大きい「中破断LOCA」が最も厳しい事象である。なお、加圧器逃がし弁/安全弁LOCAについて

は、小破断LOCA相当の漏えい量を想定している。したがって、「中破断LOCA＋格納容器スプレイ注入失敗」を選定する。

③ 選定結果

- ・中破断LOCA＋格納容器スプレイ注入失敗

④ 炉心損傷防止対策（有効性評価で考慮）

- ・格納容器内自然対流冷却

（e）原子炉停止機能喪失

① 事故シーケンス

- ・原子炉トリップが必要な起因事象＋原子炉トリップ失敗

② 選定理由

原子炉停止機能喪失に係る事故シーケンスは、「原子炉トリップが必要な起因事象＋原子炉トリップ失敗」のみである。

原子炉トリップが必要な起因事象としては、イベントツリーに「ATWS」として定性的に示したもののうち、発生頻度が有意であり、1次系圧力・温度の観点で厳しく、蒸気発生器2次側保有水が減少することにより補助給水が必要となるような事象として、「外部電源喪失」、「主給水流量喪失」及び「負荷の喪失」を評価対象として考える（別紙4）。

「主給水流量喪失」は蒸気発生器2次側保有水量の減少により2次系による除熱が悪化する事象である。主蒸気が継続して流れるため、多様化自動作動設備による主蒸気隔離により主蒸気を遮断し、減速材温度係数の負の反応度帰還効果による出力抑制を図るとともに、蒸気発生器2次側保有水量を確保するため補助給水ポンプを起動させる。

「主給水流量喪失」以外の事象においては、多様化自動作動設備のうち補助給水ポンプ起動のみに期待するか、多様化自動作動設備に期待しない事象である。したがって、多様化自動作動設備の作動に期待する事象のうち、より多くの機能を期待する必要がある、原子炉冷却材圧力バウンダリ健全性確保の観点で厳しくなる「主給水流量喪失＋原子炉トリップ失敗」を選定する。また、「負荷の喪失」は圧力評価として最も厳しくなる事象であることから、有効性評価での不確実さも考慮し、代表性の観点から「負荷の喪失＋原子炉トリップ失敗」も選定する。

③ 選定結果

- ・主給水流量喪失＋原子炉トリップ失敗
- ・負荷の喪失＋原子炉トリップ失敗

④ 炉心損傷防止対策（有効性評価で考慮）

- ・多様化自動作動設備（ATWS緩和設備）

(f) ECCS注水機能喪失

① 事故シーケンス

- ・ 中破断LOCA + 高圧注入失敗
- ・ 小破断LOCA + 高圧注入失敗
- ・ DC母線 1 系列喪失 + 加圧器逃がし弁 / 安全弁LOCA + 高圧注入失敗
- ・ 極小LOCA + 充てん / 高圧注入失敗

② 選定理由

LOCA事象に関しては、破断口径が大きい「中破断LOCA」が 1 次冷却材の流出流量が多いため、運転員操作（2 次系強制冷却）の余裕時間及び要求される設備容量（低圧注入及び蓄圧注入）の観点で厳しい。したがって、「中破断LOCA + 高圧注入失敗」を選定する。なお、破断口径によって 2 次系強制冷却及び蓄圧注入のタイミングに影響を及ぼし炉心露出の状況が異なってくること、破断口径に不確実さが伴うことから、炉心損傷防止対策が有効な範囲を確認するため、小破断LOCA（2 インチ破断）、中破断LOCA（4 インチ破断及び 6 インチ破断）の評価を実施する。

③ 選定結果

- ・ 中破断LOCA + 高圧注入失敗

④ 炉心損傷防止対策（有効性評価で考慮）

- ・ 2 次系強制冷却 + 低圧注入

(g) ECCS再循環機能喪失

① 事故シーケンス

- ・ 大破断LOCA + 低圧再循環失敗
- ・ 中破断LOCA + 低圧再循環失敗
- ・ 中破断LOCA + 高圧再循環失敗
- ・ 小破断LOCA + 低圧再循環失敗
- ・ 小破断LOCA + 高圧再循環失敗
- ・ DC母線 1 系列喪失 + 加圧器逃がし弁 / 安全弁LOCA + 低圧再循環失敗
- ・ DC母線 1 系列喪失 + 加圧器逃がし弁 / 安全弁LOCA + 高圧再循環失敗

② 選定理由

高圧再循環のために低圧再循環によるブースティングが必要な川内 1 号炉及び 2 号炉においては、「中破断LOCA」、「小破断LOCA」及び「DC母線 1 系列喪失 + 加圧器逃がし弁 / 安全弁LOCA」に対して、低圧再循環に失敗する事故シーケンスと高圧再循環に失敗する事故シーケンスの両方を考慮する。

このうち「大破断LOCA」を含む低圧再循環失敗シーケンスに関しては、破断口径が大きい「大破断LOCA」が 1 次冷却材の流出量が多く、再循環切替までの時間が短いことか

ら、再循環が失敗する時点での崩壊熱が大きいため、運転員操作（格納容器スプレイポンプを活用した代替再循環）の余裕時間及び要求される設備容量（再循環流量）の観点で厳しくなる。

また、高圧再循環失敗シーケンスについては、炉心損傷防止対策として、2次系強制冷却により1次冷却材を減圧させた後、低圧再循環によって長期の炉心冷却を確保する手段がある（本対策の有効性確認については、「中破断LOCA＋高圧注入失敗」等の対策である「2次系強制冷却＋低圧注入」と使用形態が同じであるため、同対策の有効性を確認することで包絡できる）。さらにその手段に失敗した場合においても、格納容器スプレイポンプを活用した代替再循環に期待できる。

以上から、より厳しい「大破断LOCA＋低圧再循環失敗」の対策を評価することで、その他の事故シーケンスについては包絡することができる。

③ 選定結果

- ・大破断LOCA＋低圧再循環失敗

④ 炉心損傷防止対策（有効性評価で考慮）

- ・代替再循環

(h) 格納容器バイパス

① 事故シーケンス

- ・インターフェイスシステムLOCA
- ・蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器の隔離失敗

② 選定理由

格納容器バイパス時の漏えい経路の違いを考慮し、それぞれを重要事故シーケンスとして選定する。

③ 選定結果

- ・インターフェイスシステムLOCA
- ・蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器の隔離失敗

④ 炉心損傷防止対策（有効性評価で考慮）

- ・クールダウンアンドリサーキュレーション

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、炉心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た（別紙5）。また、地震、津波の主要な事故シーケンスのうち、地震、津波特有の事象以外については、内部事象と同様な炉心損傷防止対策が有効なことから、事故シーケンスは同等と評価することは妥当と考えている（別紙6）。

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

起回事象	イベントツリーにより抽出される事故シーケンス	内部	地震	津波
大破断LOCA	大破断LOCA+低圧再循環失敗	○	○	—
	大破断LOCA+蓄圧注入失敗	○	○	—
	大破断LOCA+低圧注入失敗	○	○	—
中破断LOCA	中破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	○	○	—
	中破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	○	○	—
	中破断LOCA+高圧再循環失敗	○	○	—
	中破断LOCA+低圧再循環失敗	○	○	—
	中破断LOCA+蓄圧注入失敗	○	○	—
	中破断LOCA+高圧注入失敗	○	○	—
小破断LOCA	小破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	○	○	—
	小破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	○	○	—
	小破断LOCA+高圧再循環失敗	○	○	—
	小破断LOCA+低圧再循環失敗	○	○	—
	小破断LOCA+高圧注入失敗	○	○	—
	小破断LOCA+補助給水失敗	○	○	—
極小LOCA	極小LOCA+充てん/高圧注入失敗	○	—	—
	極小LOCA+補助給水失敗	○	—	—
インターフェイスシステムLOCA	インターフェイスシステムLOCA	○	—	—
主給水流量喪失	主給水流量喪失+補助給水失敗	○	○	○
外部電源喪失	外部電源喪失+補助給水失敗	○	○	○
	外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失	○	○	○
ATWS	原子炉トリップが必要な起回事象+原子炉トリップ失敗	○	○	—
2次冷却系の破断	2次冷却系の破断+補助給水失敗	○	○	—
	2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗	○	○	—
蒸気発生器伝熱管破損	蒸気発生器伝熱管破損+補助給水失敗	○	—	—
	蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器の隔離失敗	○	—	—
過渡事象	過渡事象+補助給水失敗	○	—	○
原子炉補機冷却機能喪失	原子炉補機冷却機能喪失+RCPシーラLOCA	○	○	○
	原子炉補機冷却機能喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA	○	○	○
	原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗	○	○	○
手動停止	手動停止+補助給水失敗	○	—	—
DC母線1系列喪失	DC母線1系列喪失+補助給水失敗	○	—	—
	DC母線1系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	○	—	—
	DC母線1系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	○	—	—
	DC母線1系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA+高圧再循環失敗	○	—	—
	DC母線1系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA+低圧再循環失敗	○	—	—
	DC母線1系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA+高圧注入失敗	○	—	—
地震・津波により直接的に炉心損傷に至る事象	大破断LOCAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA)	—	○	—
	蒸気発生器伝熱管破損 (複数本破損)	—	○	—
	原子炉建屋損傷	—	○	—
	原子炉格納容器損傷	—	○	—
	原子炉補助建屋損傷	—	○	—
	炉内構造物損傷 (過渡事象+補助給水失敗)	—	○	—
	複数の信号系損傷	—	○	○

第1-2表 PRA結果に基づく新たな事故シーケンスグループの検討

事故シーケンス	シーケンス別CDF（/炉年）				寄与割合	炉心損傷に至る 主要因	グループ別 CDF（/炉年）	全CDFへの 寄与割合	事故シーケンス グループ	規則解釈
	内部事象	地震	津波	合計						
原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA	2.0E-04	2.3E-08	3.8E-08	2.0E-04	72.0%	サポート機能（補機 冷却機能）の喪失	2.0E-04	72.4%	原子炉補機冷却 機能喪失	1-2(a)
原子炉補機冷却機能喪失+加圧器逃がし弁／安全弁LOCA	9.0E-07	ε	1.7E-10	9.0E-07	0.3%					
原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗	2.3E-08	ε	4.2E-12	2.3E-08	<0.1%					
小破断LOCA+補助給水失敗	1.6E-08	1.0E-10	—	1.6E-08	<0.1%	蒸気発生器からの 除熱に失敗	4.0E-05	14.6%	2次冷却系からの 除熱機能喪失	
極小LOCA+補助給水失敗	2.4E-07	—	—	2.4E-07	0.1%					
主給水流量喪失+補助給水失敗	1.3E-06	2.3E-08	—	1.3E-06	0.5%					
外部電源喪失+補助給水失敗	1.9E-07	4.1E-08	—	2.3E-07	0.1%					
2次冷却系の破断+補助給水失敗	1.2E-06	4.7E-09	—	1.2E-06	0.4%					
2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗	5.4E-11	8.5E-08	—	8.5E-08	<0.1%					
蒸気発生器伝熱管破損+補助給水失敗	1.7E-07	—※1	—	1.7E-07	0.1%					
過渡事象+補助給水失敗	1.1E-05	—	—	1.1E-05	4.0%					
DC母線1系列喪失+補助給水失敗	7.0E-08	—	—	7.0E-08	<0.1%					
手動停止+補助給水失敗	2.6E-05	—	—	2.6E-05	9.4%					
炉内構造物損傷（過渡事象+補助給水失敗）	—	3.1E-07	—	3.1E-07	0.1%	サポート機能（電源 機能）の喪失	3.0E-05	10.7%	全交流動力電源喪失	
外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失	5.5E-07	2.9E-05	4.9E-12	3.0E-05	10.7%					
中破断LOCA+高圧注入失敗	4.1E-07	6.2E-09	—	4.2E-07	0.1%	1次系保有水の 喪失	2.3E-06	0.8%	ECCS注水機能喪失	
小破断LOCA+高圧注入失敗	1.3E-06	3.0E-07	—	1.6E-06	0.6%					
DC母線1系列喪失+加圧器逃がし弁／安全弁LOCA+高圧注入失敗	3.6E-12	—	—	3.6E-12	<0.1%					
極小LOCA+充てん／高圧注入失敗	2.4E-07	—	—	2.4E-07	0.1%					
大破断LOCA+蓄圧注入失敗	9.2E-09	ε	—	9.2E-09	<0.1%					
中破断LOCA+蓄圧注入失敗	2.5E-11	ε	—	2.5E-11	<0.1%					
大破断LOCA+低圧注入失敗	3.0E-09	1.2E-08	—	1.5E-08	<0.1%					
大破断LOCAを上回る規模のLOCA(Excess LOCA)	—	3.5E-08	—	3.5E-08	<0.1%	炉心の長期冷却に 失敗	1.4E-06	0.5%	ECCS再循環機能喪失	
大破断LOCA+低圧再循環失敗	1.3E-07	1.4E-09	—	1.3E-07	<0.1%					
中破断LOCA+低圧再循環失敗	2.1E-07	7.8E-10	—	2.1E-07	0.1%					
小破断LOCA+低圧再循環失敗	6.7E-07	2.0E-08	—	6.9E-07	0.2%					
DC母線1系列喪失+加圧器逃がし弁／安全弁LOCA+低圧再循環失敗	4.8E-11	—	—	4.8E-11	<0.1%					
中破断LOCA+高圧再循環失敗	7.3E-08	7.8E-10	—	7.4E-08	<0.1%					
小破断LOCA+高圧再循環失敗	2.4E-07	2.0E-08	—	2.6E-07	0.1%					
DC母線1系列喪失+加圧器逃がし弁／安全弁LOCA+高圧再循環失敗	2.5E-11	—	—	2.5E-11	<0.1%					
原子炉トリップが必要な起回事象+原子炉トリップ失敗	4.0E-08	1.1E-06	—	1.1E-06	0.4%	反応度抑制に失敗	1.1E-06	0.4%	原子炉停止機能喪失	1-2(b)
中破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	6.8E-09	ε	—	6.8E-09	<0.1%	格納容器内気相部 冷却に失敗	1.1E-06	0.4%	原子炉格納容器の 除熱機能喪失	
小破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	2.2E-08	ε	—	2.2E-08	<0.1%					
DC母線1系列喪失+加圧器逃がし弁／安全弁LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	2.2E-11	—	—	2.2E-11	<0.1%					
中破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	2.5E-07	ε	—	2.5E-07	0.1%					
小破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	8.1E-07	ε	—	8.1E-07	0.3%	格納容器貫通配管 からの漏えい防止	2.1E-07	<0.1%	格納容器バイパス	
DC母線1系列喪失+加圧器逃がし弁／安全弁LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	3.0E-11	—	—	3.0E-11	<0.1%					
インターフェイスシステムLOCA	3.0E-11	—	—	3.0E-11	<0.1%	外部事象による 大規模な損傷	2.7E-11	<0.1%	※2	
蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器の隔離失敗	2.1E-07	—※1	—	2.1E-07	0.1%					
原子炉建屋損傷	—	2.7E-11	—	2.7E-11	<0.1%					
原子炉格納容器損傷	—	3.3E-09	—	3.3E-09	<0.1%					
原子炉補助建屋損傷	—	3.6E-08	—	3.6E-08	<0.1%					
複数の信号系損傷	—	2.3E-07	1.2E-11	2.3E-07	0.1%					
蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）	—	7.0E-08	—	7.0E-08	<0.1%	—	7.0E-08	<0.1%	—	
合計	2.5E-04	3.1E-05	3.8E-08	2.8E-04	100.0%	—	2.8E-04	100%	—	

ハッチング：地震、津波特有の事象で、解釈に基づき想定する事故シーケンスグループと直接的に対応しないもの

※1：蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）に含まれる。

※2：全炉心損傷頻度への寄与及び影響度の観点から他の事故シーケンスグループと比較し、新たな事故シーケンスグループとしての追加は不要と判断。

ε：1.0E-11未満

第1-3表 事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度（内部事象、地震、津波PRA）

事故シーケンスグループ	事故シーケンス	対応する炉心損傷防止対策	シーケンス別CDF（/炉年）				寄与割合	グループ別CDF（/炉年）	全CDFへの寄与割合	備考
			内部事象	地震	津波	合計				
原子炉補機冷却機能喪失	原子炉補機冷却機能喪失＋RCPシールLOCA	2次系強制冷却＋常設電動注入ポンプによる代替炉心注水	2.0E-04	2.3E-08	3.8E-08	2.0E-04	72.0%	2.0E-04	72.4%	全炉心損傷頻度の約99.7%を炉心損傷防止対策でカバー
	原子炉補機冷却機能喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁LOCA		9.0E-07	ε	1.7E-10	9.0E-07	0.3%			
	原子炉補機冷却機能喪失＋補助給水失敗		※1、（1）	ε	4.2E-12	2.3E-08	<0.1%			
2次冷却系からの除熱機能喪失	小破断LOCA＋補助給水失敗	フィードアンドブリード	1.6E-08	1.0E-10	—	1.6E-08	<0.1%	4.0E-05	14.6%	
	極小LOCA＋補助給水失敗		2.4E-07	—	—	2.4E-07	0.1%			
	主給水流量喪失＋補助給水失敗		1.3E-06	2.3E-08	—	1.3E-06	0.5%			
	外部電源喪失＋補助給水失敗		1.9E-07	4.1E-08	—	2.3E-07	0.1%			
	2次冷却系の破断＋補助給水失敗		1.2E-06	4.7E-09	—	1.2E-06	0.4%			
	2次冷却系の破断＋主蒸気隔離失敗		5.4E-11	8.5E-08	—	8.5E-08	<0.1%			
	蒸気発生器伝熱管破損＋補助給水失敗		1.7E-07	—	—	1.7E-07	0.1%			
	過渡事象＋補助給水失敗		1.1E-05	—	—	1.1E-05	4.0%			
	DC母線1系列喪失＋補助給水失敗		7.0E-08	—	—	7.0E-08	<0.1%			
	手動停止＋補助給水失敗		2.6E-05	—	—	2.6E-05	9.4%			
	炉内構造物損傷（過渡事象＋補助給水失敗）		※1、（2）	—	3.1E-07	—	3.1E-07			
全交流動力電源喪失	外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失	大容量空冷式発電機＋2次系強制冷却＋常設電動注入ポンプによる代替炉心注水	5.5E-07	2.9E-05	4.9E-12	3.0E-05	10.7%	3.0E-05	10.7%	
ECCS注水機能喪失	中破断LOCA＋高圧注入失敗	2次系強制冷却＋低圧注入	4.1E-07	6.2E-09	—	4.2E-07	0.1%	2.3E-06	0.8%	
	小破断LOCA＋高圧注入失敗		1.3E-06	3.0E-07	—	1.6E-06	0.6%			
	DC母線1系列喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁LOCA＋高圧注入失敗		3.6E-12	—	—	3.6E-12	<0.1%			
	極小LOCA＋充てん／高圧注入失敗	※1、（3）	2.4E-07	—	—	2.4E-07	0.1%			
	大破断LOCA＋蓄圧注入失敗		9.2E-09	ε	—	9.2E-09	<0.1%			
	中破断LOCA＋蓄圧注入失敗		2.5E-11	ε	—	2.5E-11	<0.1%			
	大破断LOCA＋低圧注入失敗		3.0E-09	1.2E-08	—	1.5E-08	<0.1%			
ECCS再循環機能喪失	大破断LOCAを上回る規模のLOCA(Excess LOCA)	代替再循環	—	3.5E-08	—	3.5E-08	<0.1%	1.4E-06	0.5%	
	大破断LOCA＋低圧再循環失敗		1.3E-07	1.4E-09	—	1.3E-07	<0.1%			
	中破断LOCA＋低圧再循環失敗		2.1E-07	7.8E-10	—	2.1E-07	0.1%			
	小破断LOCA＋低圧再循環失敗	2次系強制冷却＋低圧再循環	6.7E-07	2.0E-08	—	6.9E-07	0.2%			
	DC母線1系列喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁LOCA＋低圧再循環失敗		4.8E-11	—	—	4.8E-11	<0.1%			
	中破断LOCA＋高圧再循環失敗		7.3E-08	7.8E-10	—	7.4E-08	<0.1%			
	小破断LOCA＋高圧再循環失敗		2.4E-07	2.0E-08	—	2.6E-07	0.1%			
原子炉停止機能喪失	原子炉トリップが必要な起因事象＋原子炉トリップ失敗	多様化自動作動設備	4.0E-08	1.1E-06	—	1.1E-06	0.4%	1.1E-06	0.4%	
原子炉格納容器の除熱機能喪失	中破断LOCA＋格納容器スプレイ注入失敗	格納容器内自然対流冷却	6.8E-09	ε	—	6.8E-09	<0.1%	1.1E-06	0.4%	
	小破断LOCA＋格納容器スプレイ注入失敗		2.2E-08	ε	—	2.2E-08	<0.1%			
	DC母線1系列喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁LOCA＋格納容器スプレイ注入失敗		2.2E-11	—	—	2.2E-11	<0.1%			
	中破断LOCA＋格納容器スプレイ再循環失敗		2.5E-07	ε	—	2.5E-07	0.1%			
	小破断LOCA＋格納容器スプレイ再循環失敗		8.1E-07	ε	—	8.1E-07	0.3%			
	DC母線1系列喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁LOCA＋格納容器スプレイ再循環失敗		3.0E-11	—	—	3.0E-11	<0.1%			
格納容器バイパス	インターフェイスシステムLOCA	ケルダグアンダリサーキュレーション	3.0E-11	—	—	3.0E-11	<0.1%	2.1E-07	<0.1%	
	蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器の隔離失敗	2.1E-07	—	—	2.1E-07	0.1%				
合計			2.5E-04	3.1E-05	3.8E-08	2.8E-04	100% ※2	2.8E-04	100% ※2	—

※1：格納容器破損防止対策として、格納容器スプレイ（常設電動注入ポンプ）＋格納容器内自然対流冷却（海水直接通水）等に期待できる。

※2：100%には第1-2表で除外した事故シーケンスの炉心損傷頻度も含む。

ハッチング：国内外の先進的な対策を考慮しても、炉心損傷を防止することが困難な事故シーケンス

（1）：主給水系による蒸気発生器への給水により、炉心損傷を回避できる場合がある。

（2）：フィードアンドブリードにより影響を緩和できる場合がある。

（3）：炉心への注入により影響を緩和できる場合がある。

第1-4表 重要事故シーケンス等の選定について (1/2)

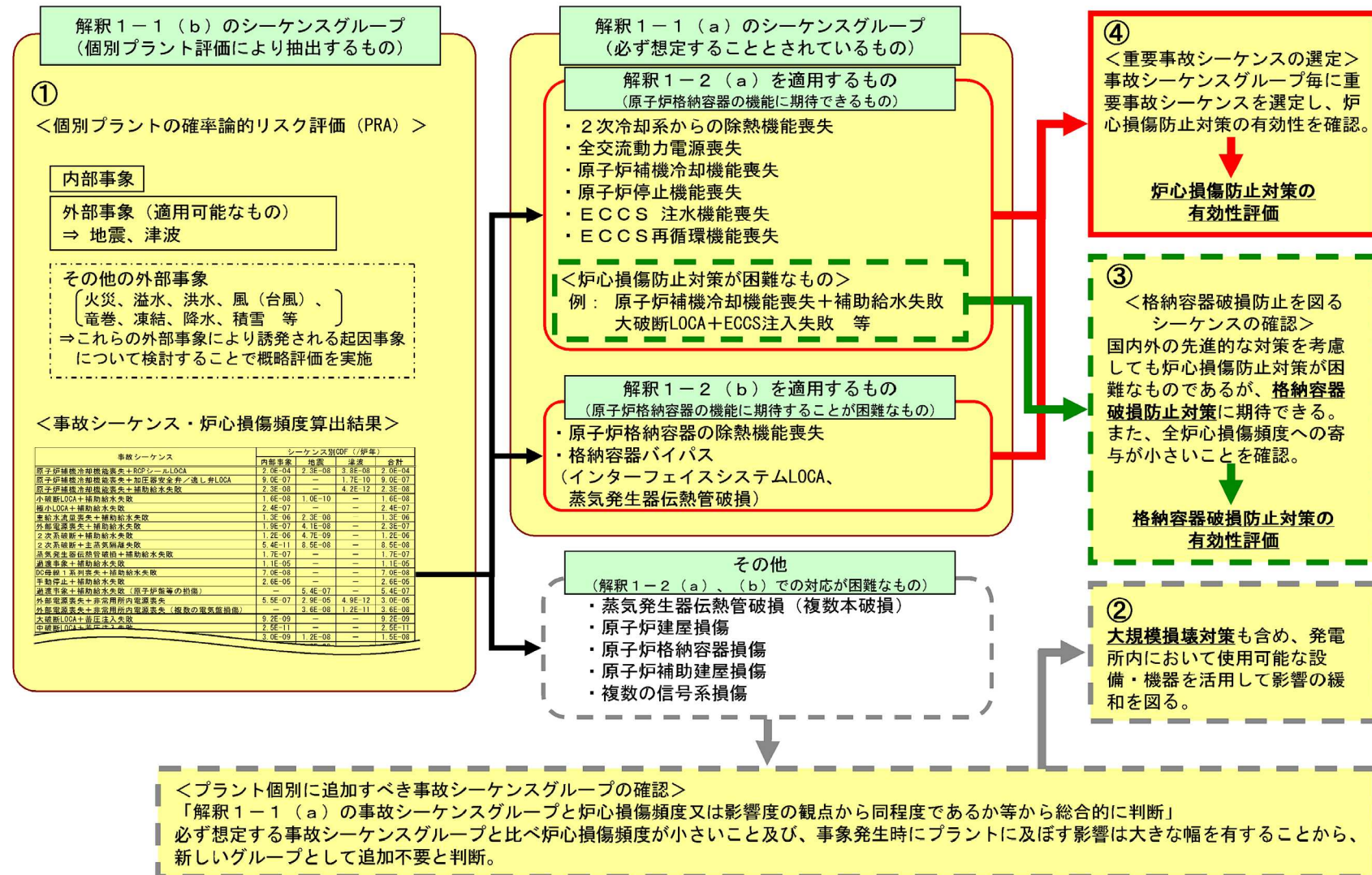
事故 シーケンス グループ	事故シーケンス	炉心損傷 防止対策	重要事故シーケンスの選定の考え方				重要事故 シーケンス		
			a	b	c	d		備考 (a:系統間機能依存性、b:余裕時間、c:設備容量、d:代表性)	
2次冷却系 からの除熱 機能喪失	◎ 主給水流量喪失＋補助給水失敗	フィードアンド ブリード	低	高	高	低	2次冷却系からの除熱機能喪失の起因事象として、審査ガイドの着眼点を踏まえ、最も厳しい「主給水流量喪失＋補助給水失敗」を選定。 a. 「外部電源喪失」により常用系機器が機能喪失、「DC母線1系列喪失」により安全防護設備の片系動作不能となるため「中」とした。 b. 「過渡事象」「手動停止」及び「DC母線1系列喪失」では、事故発生後の一定期間主給水が利用可能であり、「2次冷却系の破断」及び「主蒸気隔離失敗」では、2次側からの破断流が放出されることで1次系の除熱が促進される。 「小破断LOCA」及び「蒸気発生器伝熱管破損」では、自動で安全注入信号が発信することで高压注入が開始され、系外への漏えいに伴い1次系の減圧が促進される。「極小LOCA」についても、系外への漏えいに伴い1次系の減圧が促進される。 「主給水流量喪失」及び「外部電源喪失」は、主給水が全喪失することで1次系が早期に高温・高压状態となる事象であり、特に「主給水流量喪失」では原子炉トリップ（蒸気発生器水位低）時点での蒸気発生器水量が少なく、除熱の観点でより厳しい事象となる。 c. 余裕時間の短さが崩壊熱の大きさに関連するため、各事故シーケンス事象の厳しさの程度は着眼点b.と同じとした。 d. CDFの寄与割合としては最も支配的となる「手動停止」については、トリップ事象＋補助給水失敗という組合せからも代表性を有しており、着眼点d.の観点で「高」とした。	主給水流量喪失 ＋補助給水失敗	
	－ 小破断LOCA＋補助給水失敗		低	低	低	低			
	－ 過渡事象＋補助給水失敗		低	中	中	中			
	－ 手動停止＋補助給水失敗		低	中	中	高			
	－ 外部電源喪失＋補助給水失敗		中	中	中	低			
	－ 2次冷却系の破断＋補助給水失敗		低	低	低	低			
	－ 2次冷却系の破断＋主蒸気隔離失敗		低	低	低	低			
	－ 蒸気発生器伝熱管破損＋補助給水失敗		低	低	低	低			
	－ DC母線1系列喪失＋補助給水失敗		中	中	中	低			
	－ 極小LOCA＋補助給水失敗		低	低	低	低			
全交流動力 電源喪失	◎ 外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失	2次系強制冷却 ＋大容量空冷式 発電機	－	－	－	－	全交流動力電源喪失に係る事故シーケンスは「外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失」のみである。	「原子炉補機冷却機能喪失＋RCPシールLOCA」は、「外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失」に從属的に発生することから、事象進展は同じであるため右記事故シーケンスを選定。	外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失＋RCPシールLOCA
原子炉補機 冷却機能喪失	◎ 原子炉補機冷却機能喪失＋RCPシールLOCA	2次系強制冷却 ＋常設電動注入 ポンプ	高	高	高	高	原子炉補機冷却機能喪失の起因事象の選定にあたり、以下の観点を考慮した。 a. 原子炉補機冷却機能喪失により、補機冷却水が必要な機器は使用できない。 b. c. 加圧器逃がし弁／安全弁LOCAは気相部破断であり、1次冷却材の漏えいの観点でRCPシールLOCAの方が厳しい事象である。 d. CDFの寄与割合として最も支配的となる「原子炉補機冷却機能喪失＋RCPシールLOCA」については、原子炉補機冷却機能喪失の代表的な組合せであり、着眼点d.の観点で「高」とした。		
	－ 原子炉補機冷却機能喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁LOCA		高	中	中	低			
原子炉格納 容器の除熱 機能喪失	◎ 中破断LOCA＋格納容器スプレイ注入失敗	格納容器内 自然対流冷却	低	高	高	低	原子炉格納容器の除熱機能喪失の起因事象として、審査ガイドの着眼点を踏まえ、最も厳しい「中破断LOCA＋格納容器スプレイ注入失敗」を選定。 a. 「DC母線1系列喪失」により安全設備の片系動作不能となるため「中」とした。 b. 格納容器スプレイ注入失敗時の方が、格納容器スプレイ再循環失敗時に比べ除熱量が小さくなり原子炉格納容器内の温度・圧力上昇が早い場合余裕時間が厳しく、破断口径の違いによる余裕時間の差異に比べ影響が大きい。 c. 破断口径の大きい「中破断LOCA」が、原子炉格納容器の除熱に必要なスプレイ流量の観点で厳しい。 d. CDFの寄与割合として最も支配的となる「小破断LOCA＋格納容器スプレイ再循環失敗」については、LOCA＋格納容器スプレイ機能喪失の組合せで代表性を有しており、着眼点d.の観点で「高」とした。	中破断LOCA＋格納容器スプレイ注入失敗	
	－ 中破断LOCA＋格納容器スプレイ再循環失敗		低	中	高	中			
	－ 小破断LOCA＋格納容器スプレイ注入失敗		低	高	中	低			
	－ 小破断LOCA＋格納容器スプレイ再循環失敗		低	中	中	高			
	－ DC母線1系列喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁LOCA＋格納容器スプレイ注入失敗		中	高	中	低			
	－ DC母線1系列喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁LOCA＋格納容器スプレイ再循環失敗		中	中	中	低			

第1-4表 重要事故シーケンス等の選定について (2/2)

事故 シーケンス グループ	事故シーケンス	炉心損傷 防止対策	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
			a	b	c	d	備考（a:系統間機能依存性、b:余裕時間、c:設備容量、d:代表性）	
原子炉停止 機能喪失	◎ 原子炉トリップが必要な起回事象＋原子炉トリップ失敗	多様化自動 作動設備	—	—	—	—	多様化自動作動設備の作動に期待する事象のうち、より多くの機能を期待する必要があり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性確保の観点で厳しい「主給水流量喪失」及び圧力評価が厳しい「負荷の喪失」を選定。	主給水流量喪失 ＋原子炉トリップ失敗 及び 負荷の喪失＋原子炉トリップ失敗
ECCS注水 機能喪失	◎ 中破断LOCA＋高圧注入失敗	2次系強制冷却 ＋低圧注入	低	高	高	中	ECCS注水機能喪失の起回事象の選定にあたり、審査ガイドの着眼点を踏まえ、最も厳しい「中破断LOCA＋高圧注入失敗」を選定。 a. 「DC母線1系列喪失」により安全防護設備の片系動作不能となるため「中」とした。 b. 破断口径の大きい方が1次冷却材の系外への流出が多いため、重大事故等対処設備による対応操作に係る余裕時間が短くなる。 c. 破断口径の大きいほうが1次冷却材の系外への流出が多いため、炉心損傷防止のために要求される設備容量（1次系への注水量）が大きくなる。 d. CDFの寄与割合として最も支配的となる「小破断LOCA＋高圧注入失敗」については、LOCA＋ECCS注水機能喪失という組合せで代表性を有しており、着眼点d.の観点で「高」とした。	中破断LOCA＋ 高圧注入失敗
	— 小破断LOCA＋高圧注入失敗		低	中	中	高		
	— DC母線1系列喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁LOCA＋高圧注入失敗		中	中	中	低		
	— 極小LOCA＋充てん／高圧注入失敗		低	低	低	中		
ECCS再循環 機能喪失	◎ 大破断LOCA＋低圧再循環失敗	代替再循環	低	高	高	中	ECCS再循環機能喪失の起回事象として、審査ガイドの着眼点を踏まえ、最も厳しい「大破断LOCA＋低圧再循環失敗」を選定。 a. 「DC母線1系列喪失」により安全防護設備の片系動作不能となるため「中」とした。 b. 1次冷却材の系外への流出が多いため再循環切替までの時間が短く、再循環切替時点での崩壊熱が大きくなることを踏まえ「大破断LOCA」を選定。 c. 破断口径の大きい「大破断LOCA」を選定。 d. CDFの寄与割合として最も支配的となる「小破断LOCA＋低圧再循環失敗」については、LOCA＋ECCS再循環失敗という組合せで代表性を有しており、着眼点d.の観点で「高」とした。 また、高圧再循環失敗シーケンスの炉心損傷防止対策である「2次系強制冷却＋低圧再循環」は、「中破断LOCA＋高圧注入失敗」等の対策である「2次系強制冷却＋低圧注入」と使用形態が同じであるため、同対策の有効性を確認することで包絡できる。さらにその手段に失敗した場合においても、格納容器スプレイポンプを活用した代替再循環に期待できる。	大破断LOCA＋ 低圧再循環失敗
	— 中破断LOCA＋低圧再循環失敗		低	中	中	中		
	— 小破断LOCA＋低圧再循環失敗		低	中	中	高		
	— DC母線1系列喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁LOCA＋低圧再循環失敗	2次系強制冷却 ＋低圧再循環	中	中	中	低		
	— 中破断LOCA＋高圧再循環失敗		低	中	中	低		
	— 小破断LOCA＋高圧再循環失敗		低	中	中	中		
	— DC母線1系列喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁LOCA＋高圧再循環失敗		中	中	中	低		
格納容器 バイパス	◎ インターフェイスシステムLOCA	クールダウン アンド リサーキュレーション	—	—	—	—	格納容器バイパス時の漏えい経路の違いを考慮し、両方のシーケンスを選定。	インターフェイスシステムLOCA
	◎ 蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器の隔離失敗		—	—	—	—		蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器の隔離失敗

◎：最も厳しい事故シーケンス

審査ガイドの着眼点a、b、c及びdに対する影響度の観点から、厳しい順に「高」、「中」、「低」とした。



第1-1図 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

大破断LOCA	低圧注入	蓄圧注入	低圧再循環	事故シーケンス
				炉心冷却成功 大破断LOCA+低圧再循環失敗 大破断LOCA+蓄圧注入失敗 大破断LOCA+低圧注入失敗

中破断LOCA	高圧注入	蓄圧注入	格納容器スプレイ注入	低圧再循環	高圧再循環	格納容器スプレイ再循環	事故シーケンス
							炉心冷却成功 中破断LOCA +格納容器スプレイ再循環失敗 中破断LOCA+高圧再循環失敗 中破断LOCA+低圧再循環失敗 中破断LOCA +格納容器スプレイ注入失敗 中破断LOCA+蓄圧注入失敗 中破断LOCA+高圧注入失敗

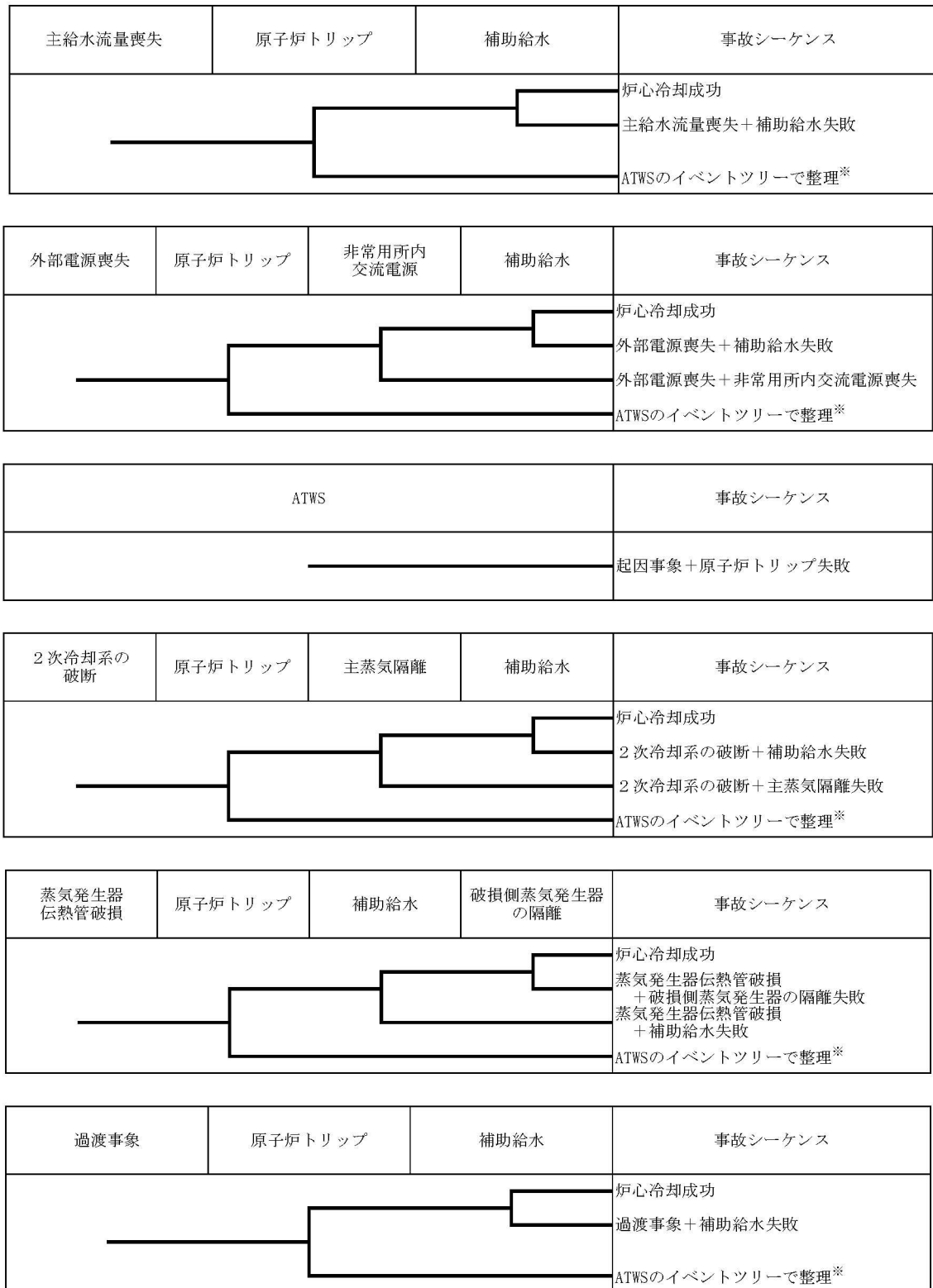
小破断LOCA	原子炉トリップ	補助給水	高圧注入	格納容器スプレイ注入	低圧再循環	高圧再循環	格納容器スプレイ再循環	事故シーケンス
								炉心冷却成功 小破断LOCA +格納容器スプレイ再循環失敗 小破断LOCA+高圧再循環失敗 小破断LOCA+低圧再循環失敗 小破断LOCA +格納容器スプレイ注入失敗 小破断LOCA+高圧注入失敗 小破断LOCA+補助給水失敗 ATWSのイベントツリーで整理※

極小LOCA	原子炉トリップ	補助給水	充てん／高圧注入	事故シーケンス
				炉心冷却成功 極小LOCA+充てん／高圧注入失敗 極小LOCA+補助給水失敗 ATWSのイベントツリーで整理※

インターフェイスシステムLOCA	原子炉トリップ	事故シーケンス
		インターフェイスシステムLOCA ATWSのイベントツリーで整理※

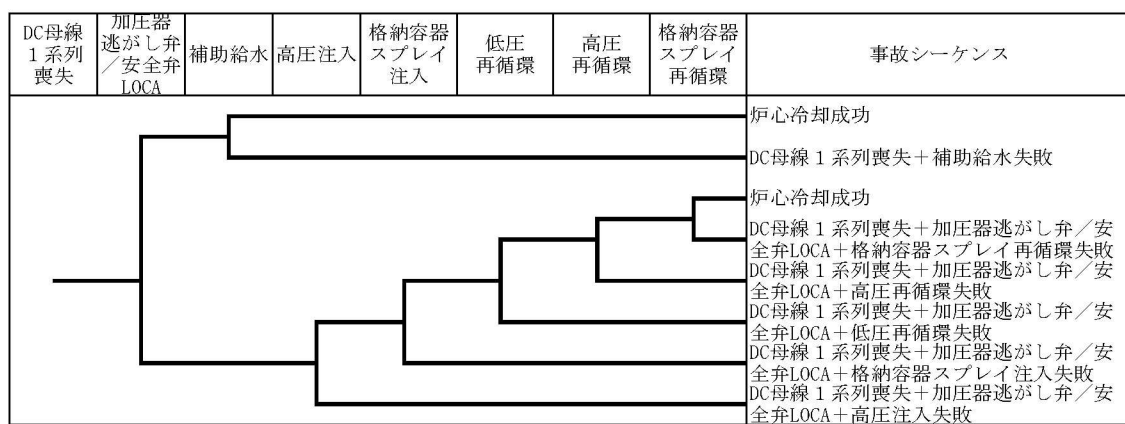
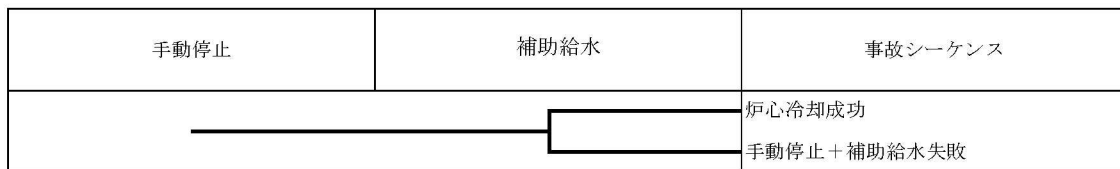
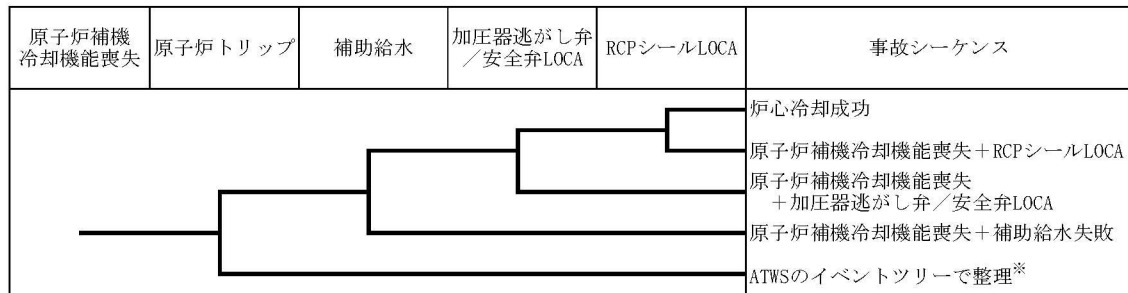
※ATWSの対象として考慮する起因事象については発生頻度等の観点から別途整理する。(別紙4)

第1-2図 PRAにおけるイベントツリー (1/3)



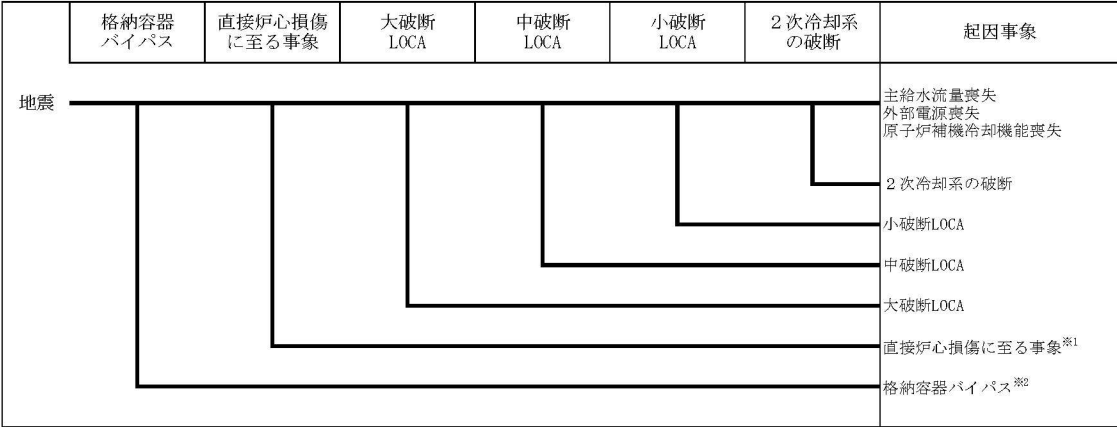
※ATWSの対象として考慮する起因事象については発生頻度等の観点から別途整理する。(別紙4)

第1-2図 PRAにおけるイベントツリー (2/3)



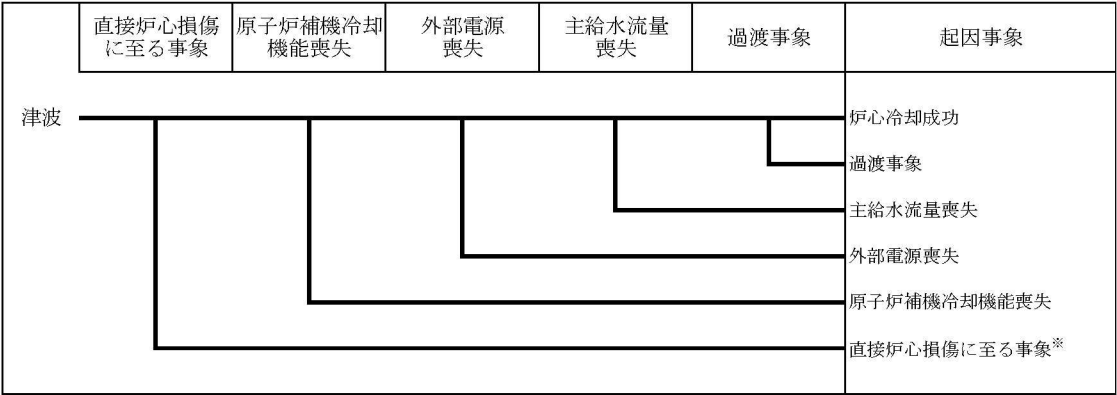
※ATWSの対象として考慮する起因事象については発生頻度等の観点から別途整理する。(別紙4)

第1-2図 PRAにおけるイベントツリー (3/3)



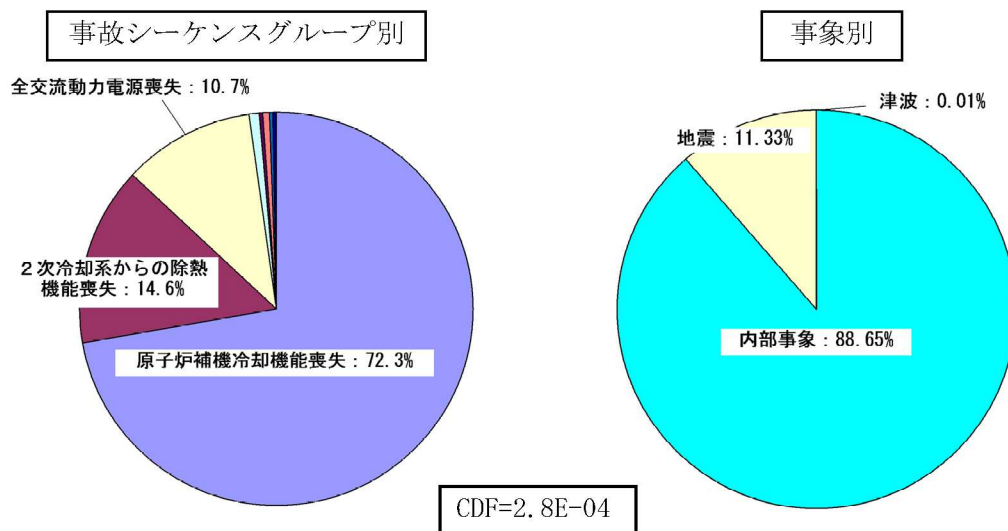
※1：大破断LOCAを上回る規模のLOCA（Excess LOCA）、原子炉格納容器損傷、原子炉建屋損傷、
原子炉補助建屋損傷、炉内構造物損傷（過渡事象＋補助給水失敗）、複数の信号系損傷
※2：蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）

第1-3図 地震PRA階層イベントツリー

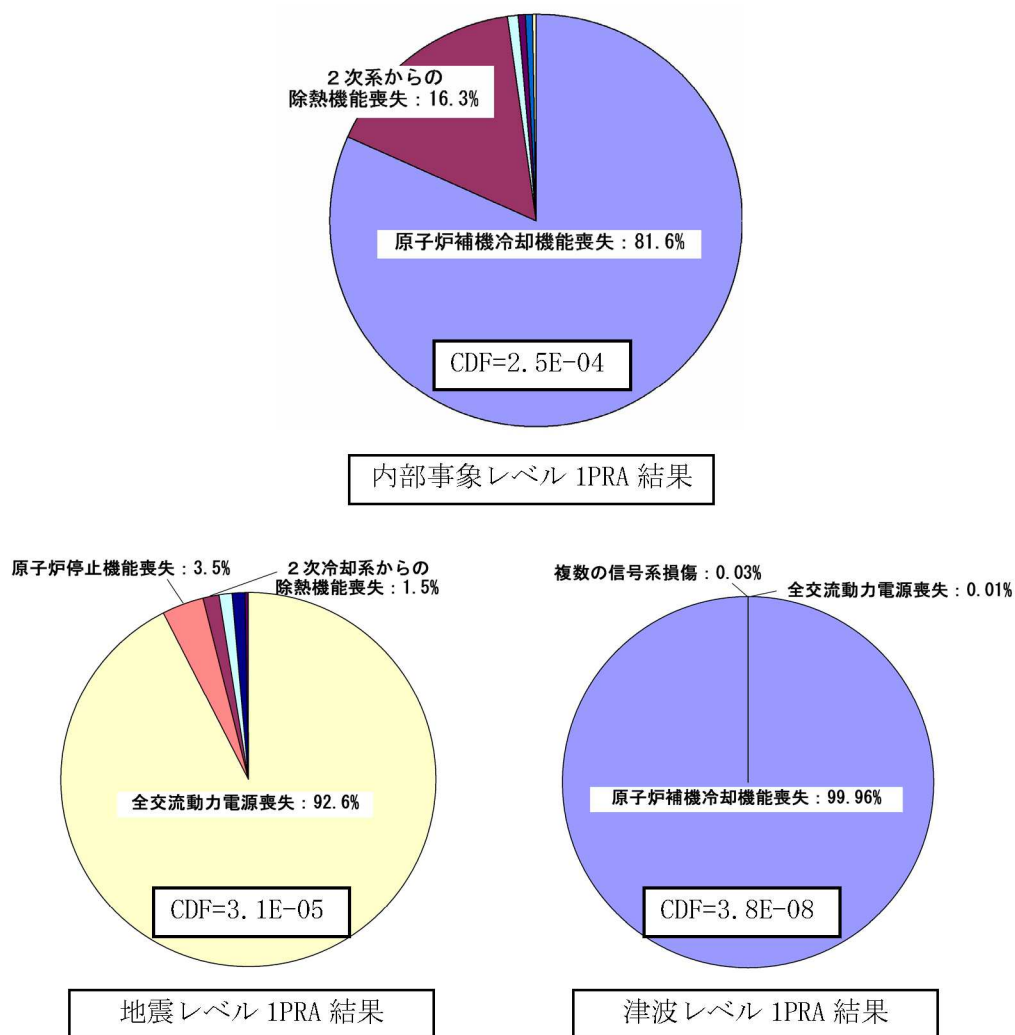


※：複数の信号系損傷

第1-4図 津波PRA階層イベントツリー



第1-5図 プラント全体のCDF



第1-6図 事故シーケンスグループごとの寄与割合

2 格納容器破損防止対策の有効性評価の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

格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モード及び評価事故シーケンス選定の全体プロセスは第2-1図に示すとおりであり、以下に各検討ステップにおける実施内容を整理した。

(概要)

- ①内部事象レベル1.5PRA及びPRAを適用できない外部事象に係る定性的検討から格納容器破損モードを抽出し、解釈の記載との比較検討及び分類を行った。
- ②抽出された格納容器破損モードのうち、炉心損傷発生時点で原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できない格納容器バイパス、格納容器先行破損に該当するものは、解釈に基づき炉心損傷防止対策の有効性評価の対象とした。
- ③国内外で得られている知見や実プラントでの運用等も踏まえた検討を行い、新たに追加すべき格納容器破損モードはないものと判断した。
- ④格納容器破損モードごとに格納容器破損モード発生の観点で厳しいプラント損傷状態(PDS)を選定し、その中で厳しい事故シーケンスを検討し、格納容器破損防止対策の有効性評価の評価事故シーケンスとして選定した。

2.1 格納容器破損モードの分析について

解釈において、格納容器破損防止対策の有効性評価に係る格納容器破損モードの選定の個別プラント評価による抽出に関し、以下のとおり記載されている。

- 2－1
- (b) 個別プラント評価により抽出した格納容器破損モード
- ① 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を実施すること。
 - ② その結果、上記2－1 (a)の格納容器破損モードに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードが抽出された場合には、想定する格納容器破損モードとして追加すること。

これを踏まえ、川内1号炉及び2号炉を対象としたPRAの知見等を活用して、格納容器破損モードの分析を実施している。

具体的には、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の場合と同様に、重大事故等対処設備の有効性評価を行う格納容器破損モードの選定という今回の原子炉設置変更許可申請での位置付けを考慮し、これまでに整備してきたAM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等対処設備などを含めない、原子炉設置許可取得済の設備にのみ期待できる条件でプラント状態としてのPRAモデルで内部事象レベル1.5PRAを実施している。

また、外部事象については、地震レベル1.5PRAは原子炉格納容器本体、原子炉建屋、格納容器隔離弁等の損傷から原子炉格納容器の閉じ込め機能喪失に至る過程に不確かさが大きくなる傾向にあり、国内でも試解析例はあるものの、定量評価結果の活用には損傷箇所、損傷モード等の精緻化検討が必要であるため、現段階では事故シーケンス選定の検討に適用可能でないものと判断した。

PRAが適用可能でないと判断した外部事象については定性的な検討から発生する事故シーケンスの分析を実施することとした。

2.1.1 格納容器破損モードの抽出、整理

(1) PRAに基づく整理

内部事象レベル1.5PRAにおいては、事故の進展に伴い生じる原子炉格納容器の健全性に影響を与える負荷の分析から、(2)項の①～③に示す格納容器破損モードの抽出を行っている。

具体的には、第2-2図のとおり炉心損傷前、原子炉容器破損前、原子炉容器破損直後、原子炉容器破損以降の長期の各プラント状態に分類して、それぞれの状態で発生する負荷を

抽出している。また、事象進展中に実施される緩和手段等から第2-3図に示す格納容器イベントツリーを作成し、格納容器破損モードを抽出して整理している。これらの各破損モードにおけるレベル1.5PRAの定量化結果を第2-1表及び第2-4図に示す。

(2) PRAに代わる検討に基づく整理

外部事象の影響としては、地震時には建屋損傷等の炉心損傷直結事象が発生した場合の原子炉格納容器破損への影響が想定されるが、これは地震レベル1PRAの知見からも損傷モードとして抽出されており、今回内部事象から選定した格納容器破損モードに追加すべきものはないものと考えられる。津波やその他の自然現象においても原子炉格納容器及び内部構造物が直接破損する可能性は低く、新たに追加すべき格納容器破損モードは発生しないものと推定される。(別紙1)

①格納容器バイパス

・蒸気発生器伝熱管破損 (gモード)

蒸気発生器伝熱管破損を起因事象として炉心損傷が生じ、原子炉格納容器外へ放射性物質が放出される事象として抽出。

・インターフェイスシステムLOCA (vモード)

インターフェイスシステムLOCAを起因事象として炉心損傷が生じ、原子炉格納容器外へ放射性物質が放出される事象として抽出。

②格納容器隔離失敗

・格納容器隔離失敗 (β モード)

事故時には原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能維持のために原子炉格納容器の隔離を行うが、この隔離操作に失敗する事象として抽出。

③格納容器物理的破損

・原子炉容器内での水蒸気爆発 (α モード)

原子炉容器内において、高温の溶融炉心と水が接触して生じる水蒸気爆発により原子炉格納容器の健全性が脅かされる事象として抽出。

・格納容器内の水蒸気爆発又は圧力スパイク (η モード)

原子炉格納容器内において、高温の溶融炉心と水が接触して生じる水蒸気爆発又は圧力スパイクにより原子炉格納容器の健全性が脅かされる事象として抽出。

・溶融物直接接触 (μ モード)

1次系が高圧状態で原子炉容器が破損した場合に、溶融炉心が原子炉格納容器内へ急激に分散し、原子炉格納容器壁に付着して熱的に原子炉格納容器の破損に至る事象として抽出。

・格納容器雰囲気直接加熱 (σ モード)

1次系が高圧状態で原子炉容器が破損した場合に、溶融炉心が原子炉格納容器雰囲気

中を飛散する過程及びエントレインメント現象で微粒子化し、雰囲気ガスとの直接的な熱伝達等による急激な加熱・加温により原子炉格納容器の破損に至る事象として抽出。

- ・水素燃焼又は水素爆轟（ γ モード、 γ' モード、 γ'' モード）

燃料被覆管と水蒸気の反応（ジルコニウム-水反応）、溶融炉心・コンクリート相互作用により発生する水素などの可燃性ガスが、大量に原子炉格納容器内に蓄積され燃焼する事象や、さらにガス濃度が高い場合に爆燃又は爆轟が発生し機械的荷重により原子炉格納容器が破損する事象として抽出しており、発生時期により原子炉容器破損以前（ γ モード）、直後（ γ' モード）、長時間経過後（ γ'' モード）に分類する。

- ・ベースマット溶融貫通（ ε モード）

溶融炉心が原子炉下部キャビティへ落下した後、冷却ができない場合に崩壊熱によりコンクリートが侵食される状況となり、原子炉格納容器のベースマットが貫通する事象として抽出。

- ・格納容器貫通部過温破損（ τ モード）

原子炉格納容器温度が異常に上昇して過熱している状態で貫通部の熱的に弱い部分が過温破損する事象として抽出。

- ・水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損（ δ モード）

溶融炉心の崩壊熱により発生する水蒸気及び溶融炉心・コンクリート相互作用で発生する非凝縮性ガス（ CO_2 など）の蓄積によって、原子炉格納容器が過圧破損する事象として抽出。

- ・水蒸気蓄積による格納容器先行破損（ θ モード）

溶融炉心の崩壊熱により水蒸気の発生が継続し、原子炉格納容器圧力が徐々に上昇し原子炉格納容器が炉心損傷前に過圧破損する事象として抽出。

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

第2-1表に示す格納容器破損モードについて、解釈に基づき必ず想定する以下の格納容器破損モードとの対応について検討を行った。

2-1

(a) 必ず想定する格納容器破損モード

- ・雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
- ・高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
- ・原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用
- ・水素燃焼
- ・格納容器直接接触（シェルアタック）
- ・溶融炉心・コンクリート相互作用

その結果、上記の必ず想定する格納容器破損モードに分類されない破損モードが抽出されたため、新たな格納容器破損モードとして設定する必要性について検討を実施した。

なお、必ず想定する格納容器破損モードのうち、格納容器直接接触（シェルアタック）については、原子炉格納容器が小さく、原子炉下部のペデスタルに開口部があるBWRマークI型の原子炉格納容器に特有の事象とみなされている。PWRでは原子炉格納容器が大きく、熔融炉心が壁面に流れる構造ではないため、発生の可能性がないと考えられることから、解析による評価対象として想定する格納容器破損モードとはしていない。（別紙7）

(1) 原子炉容器内での水蒸気爆発（ α モード）

本破損モードは炉心溶融物が原子炉容器下部プレナムの冷却水中に落下する際に水蒸気爆発が発生し、その衝撃により発生する原子炉容器構造物破損物がミサイルとなって原子炉格納容器を破損する事象を想定したものである。当該破損モードについては各種研究により得られた知見から原子炉格納容器の破損に至る可能性は極めて低いと評価されており（NUREG-1116、NUREG-1524）、国内においてもリスクの観点からは大きな影響がないものと認識されている（別紙8）。また、当該破損モードの格納容器破損頻度（CFF）（ $3.1\text{E}-09$ /炉年）についても全CFFに対する寄与割合は0.01%以下と極めて小さい。

したがって、当該破損モードを個別プラント評価により格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した。

(2) 格納容器隔離失敗（ β モード）

本破損モードは事故後に原子炉格納容器の隔離に失敗する事象を想定したものである。格納容器隔離失敗は炉心損傷の発生に伴う物理的な現象に由来するものではなく、炉心損傷時に偶然に原子炉格納容器の隔離に失敗していることを示している。格納容器隔離失敗としては、原子炉格納容器貫通部スリーブからの漏えい等の機械的な破損や漏えい試験配管のフランジ閉め忘れ等の人的過誤による弁・フランジの復旧忘れが考えられる（別紙9）。

これらの格納容器隔離失敗を防止するため、定期検査時及び原子炉起動前における格納容器隔離機能の確認や手順書に基づく確実な操作を実施している。さらに、原子炉運転時には原子炉格納容器圧力を12時間に1回確認する運用となっているほか、エアロック開放時には警報発信により速やかに検知可能である。また、事故時において格納容器隔離信号発信時には隔離弁の閉止状態を運転員が確認する手順となっており、炉心損傷時に格納容器隔離失敗が発生している可能性は低いと考えられ、事故発生時に一定の確率で格納容器隔離失敗することを想定した場合においても、すべての炉心損傷防止対策の有効性を確認していることから、原子炉格納容器外への放射性物質の

大規模な放出は防止可能である。

今回のレベル1.5PRAでは、国内PWRプラントの格納容器隔離失敗の実績がないことから、NUREG/CR-4220に記載された米国における通常運転時の長時間の格納容器隔離失敗実績（別紙9）に基づき当該破損モードのCFF（ $1.2\text{E-}06$ /炉年、全CFFに対する寄与割合0.6%）を定量化した。国内の運転管理実績を考慮すれば、当該破損モードのCFFはさらに小さくなると推察される。

以上のことから、格納容器隔離失敗シーケンスについては、格納容器隔離に失敗しないように運用上の対策をとっていること、すべての炉心損傷防止対策が有効であることから、当該破損モードを個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した。

(3) 水蒸気蓄積による格納容器先行破損（ θ モード）

本破損モードはレベル1.5PRA上の破損モードとして抽出されたが、解釈の要求事項として「炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの（格納容器先行破損シーケンス、格納容器バイパス等）にあつては、炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。」とされており、炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」にて有効性評価の対象としている。なお、当該破損モードのCFF（ $1.1\text{E-}06$ /炉年）は全CFFの約0.5%の寄与割合であり小さい。

したがって、当該破損モードは発生する可能性が低いこと及び炉心損傷防止対策の有効性によりその発生を回避でき有意な影響をもたらすものでないことから、個別プラント評価により格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した。

(4) インターフェイスシステムLOCA（ ν モード）

本破損モードはレベル1.5PRA上の破損モードとして抽出されたが、解釈の要求事項として「炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの（格納容器先行破損シーケンス、格納容器バイパス等）にあつては、炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。」とされており、炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」にて有効性評価の対象としている。

また、頻度の観点からは、当該破損モードのCFF（ $3.0\text{E-}11$ /炉年）は、全CFFの約0.1%以下の寄与割合であり、極めて小さい。

したがって、当該破損モードは発生する可能性が極めて低いこと及び炉心損傷防止対策の有効性によりその発生を回避でき有意な影響をもたらすものでないことから、個別プラント評価により格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した。

(5) 蒸気発生器伝熱管破損（gモード）

本破損モードはレベル1.5PRA上の破損モードとして抽出されたが、解釈の要求事項として「炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの（格納容器先行破損シーケンス、格納容器バイパス等）にあつては、炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。」とされており、炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」にて有効性評価の対象としている。なお、当該破損モードのCFF（ $4.2\text{E-}07$ /炉年）は、全CFFの約0.2%の寄与割合であり、比較的小さい。

また、当該破損モードの1つの破損形態として温度誘因蒸気発生器伝熱管破損（TI-SGTR）が想定される。

本事象は炉心損傷後に1次系が高圧かつ2次系への給水がない限定的な条件で発生する可能性が生じるものであり、レベル1PRAの結果から同様のプラント状態に該当する事故シーケンスグループは以下の3つの事故シーケンスグループとなる。

【TI-SGTR発生の可能性を有する事故シーケンスグループ】

- (a) 2次冷却系からの除熱機能喪失
- (b) 全交流動力電源喪失
- (c) 原子炉補機冷却機能喪失

これらに対しては、国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷防止対策を講じることが困難な事故シーケンス「原子炉補機冷却機能喪失＋補助給水失敗」及び「炉内構造物損傷（過渡事象＋補助給水失敗）」は、その発生頻度が $3.3\text{E-}07$ /炉年と非常に小さいが、主給水による蒸気発生器への給水により、炉心損傷を回避できる場合があること、更に1次系が高圧状態では、破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」への対策として1次系強制減圧を行うことから、これが成功するとTI-SGTRの発生はさらに低減される。

したがって、当該破損モードは発生する可能性が極めて低いこと及び炉心損傷防止対策の有効性によりその発生を回避でき有意な影響をもたらすものではないことから、個別プラント評価により格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した（別紙10）。

以上より、PRAの知見等を踏まえ、解釈で必ず想定する格納容器破損モードに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードが新たに追加されないことを確認した。

2.2 評価事故シーケンスの選定について

原子炉設置変更許可申請における重大事故等対処設備の有効性評価の実施に際しては格納容器破損モードごとに評価事故シーケンスの選定を実施している。

評価事故シーケンス選定に当たっては、審査ガイド「3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等」の各破損モードの主要解析条件として、以下のとおり評価事故シーケンスはPRAに基づく格納容器破損シーケンスの中から当該破損モード発生の観点で厳しい評価事故シーケンスを選定することとされている。

(1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

過圧及び過温の観点から厳しいシーケンスを選定する。また炉心損傷防止対策における「想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるもの」を包絡するものとする。

(2) 高温溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

原子炉圧力が高く維持され、減圧の観点から厳しいシーケンスを選定する。

(3) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の観点から厳しいシーケンスを選定する。

(4) 水素燃焼

水素燃焼の観点から厳しいシーケンスを選定する。また、炉心内の金属－水反応による水素発生量は、原子炉容器の下部が破損するまでに全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応するものとする。

(5) 溶融炉心・コンクリート相互作用

溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）の観点から厳しいシーケンスを選定する。

これに基づき、レベル1.5PRAの知見を活用した格納容器破損防止対策に係る評価事故シーケンスの選定方法として、第一ステップとして格納容器破損モードごとに結果が厳しくなると判断されるプラント損傷状態（PDS）を選定し、第二ステップにて選定されたPDSの中から結果が厳しくなると判断される格納容器破損シーケンスを評価事故シーケンスとして選定することとした。

2.2.1 評価対象とするプラント損傷状態（PDS）の選定

レベル1.5PRAでは、レベル1PRAで炉心損傷に至る可能性があるものとして抽出された事故シーケンスから、さらに事象が進展して原子炉格納容器の破損に至る事故シーケンスについて定量評価を行うが、その際には格納容器内事象進展を把握するために以下に示す3種類の属性を用いて炉心損傷時のプラント損傷状態（PDS）を定義している。

(1) 事故のタイプと1次系圧力

分類記号	状態の説明
A	1次系の破断口径が大きく、低圧状態で炉心損傷に至るもの。 (起因事象：大中破断LOCA)
S	1次系の破断口径が小さく、中圧状態で炉心損傷に至るもの。 (起因事象：小破断LOCA)
T	過渡事象が起因となり、高圧状態で炉心損傷に至るもの。 (起因事象：過渡事象)
G	格納容器バイパスで中圧状態のもの。(起因事象：SGTR)
V	格納容器バイパスで低圧状態のもの。(起因事象：IS-LOCA)

(2) 炉心損傷時期

分類記号	状態の説明
E	事故発生から短時間で炉心損傷に至るもの。
L	事故発生から長時間で炉心損傷に至るもの。

(3) 格納容器内事故進展（格納容器破損時期、熔融炉心の冷却手段）

分類記号	状態の説明
D	ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水がなく、熔融炉心の冷却が達成できない可能性があるもの。原子炉格納容器内除熱が行われていない状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器の破損に至る可能性があるもの。
W	ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、熔融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内除熱が行われていない状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器の破損に至る可能性があるもの。
I	ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、熔融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内除熱が行われている状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器の破損に至る可能性があるもの。
C	ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、熔融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内除熱が行われていない状態で、原子炉格納容器の破損後に炉心損傷に至る可能性があるもの。

上記のPDSの分類に従い、格納容器破損モードごとに格納容器破損頻度、当該破損モードに至る可能性のあるすべてのPDSを整理した。また、各格納容器破損モードの発生の観点で事象進展が最も厳しくなると考えられるPDSの検討を行い、評価対象とするPDSの選定を実施した。選定結果を第2-2表に示す。

2.2.2 評価事故シーケンス選定の考え方

前項で格納容器破損モードごとに選定した評価対象PDSに属する事故シーケンスを比較し、格納容器破損モードの発生の観点で事象進展が最も厳しくなると考えられる事故シーケンスの検討を行い、以下のとおり評価事故シーケンスの選定を実施した。

評価事故シーケンスについては、事象進展を厳しくする観点から、複数の緩和機能の喪失を考慮する。なお、定量評価を行う際は、事象発生後に要求される安全機能の時系列に着目し、炉心損傷の直接要因となる安全機能が喪失する事故シーケンスに整理している。

さらに、重大事故等対処設備の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。評価事故シーケンスの選定結果を第2-3表及びその補足説明資料を別紙12に示す。

なお、各格納容器破損モードについて、格納容器破損頻度が支配的となるPDSと主要なカットセットの整理を実施し、これらの格納容器破損頻度の観点で支配的となるカットセットに対して今回整備した格納容器破損防止対策が有効であることを概ね確認している。(別紙5)

2.2.3 評価事故シーケンスの選定

(1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）

破断規模が大きく原子炉格納容器内へ短時間で大量の冷却材が放出され、原子炉格納容器内への注水により圧力上昇が抑制されないAEDから選定する。

①AEDに該当する事故シーケンス

- ・大破断LOCA+低圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗
- ・中破断LOCA+高圧注入失敗+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗

②選定理由

これらの事故シーケンスのうち、破断規模が大きく、原子炉格納容器圧力上昇の観点で厳しくなる大破断LOCAに起因する事故シーケンスとして「大破断LOCA+低圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗」を選定する。さらに、炉心損傷を早め、時間余裕及び要求される設備容量の観点から厳しくなるよう、高圧注入失敗の重畳も考慮した「大破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗」を評価事故シーケンスとして選定する。

なお、評価事故シーケンスにおいては、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

③選定結果

- ・大破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗
(全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮)

(2) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）

原子炉容器破損時に溶融物が高圧で原子炉格納容器内に分散することで原子炉格納容器内雰囲気への伝熱が大きく、補助給水及び原子炉格納容器内への注水がなく温度上昇が抑制されないTEDから選定する。

①TEDに該当する事故シーケンス

- ・主給水流量喪失+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗

- ・ 外部電源喪失+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗
- ・ 外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失
- ・ ATWS+格納容器スプレイ注入失敗
- ・ 2次冷却系の破断+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗
- ・ 2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗+格納容器スプレイ注入失敗
- ・ 手動停止+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗
- ・ 原子炉補機機能喪失+補助給水失敗
- ・ 過渡事象+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗
- ・ DC母線1系列喪失+補助給水失敗+高圧注入失敗+低圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗

②選定理由

これらの事故シーケンスのうち、1次系圧力が高圧で溶融物からの発熱による加熱ガスが高温になるとともに、原子炉容器が破損した際に溶融物が原子炉格納容器内に分散する割合が多くなる事故シーケンスとして「外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失」を選定する。さらに、時間余裕及び要求される設備容量の観点で厳しくなるよう、外部電源喪失時の緩和機能である補助給水の失敗も考慮した「外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失+補助給水失敗」を評価事故シーケンスとして選定する。

なお、評価事故シーケンスにおいては、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、原子炉補機冷却機能喪失の重畳も考慮する。

③選定結果

- ・ 外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失+補助給水失敗
(原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮)

(3) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

1次系が高圧で維持され、原子炉格納容器内への注水がなく高圧溶融物放出時の格納容器直接加熱が抑制されないTEDから選定する。

①TEDに該当する事故シーケンス

「(2) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」に示した事故シーケンスと同様。

②選定理由

これらの事故シーケンスのうち、1次系圧力が高圧で溶融物からの発熱による加熱ガスが高温になるとともに、原子炉容器が破損した際に溶融物が原子炉容器内に分散する割合が多くなる事故シーケンスとして「外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失」を選定する。さらに、時間余裕及び要求される設備容量の観点で厳しくなるよう、外部電源喪失

失時の緩和機能である補助給水の失敗も考慮した「外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失+補助給水失敗」を評価事故シーケンスとして選定する。

なお、評価事故シーケンスにおいては、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、原子炉補機冷却機能喪失の重畳も考慮する。

③選定結果

- ・ 外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失+補助給水失敗
(原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮)

(4) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

破断規模が大きく原子炉格納容器内へ短時間で大量の冷却材が放出されることで原子炉容器破損時の溶融炉心の崩壊熱が大きく、原子炉格納容器内が冷却されないAEWから選定する。

①AEWに該当する事故シーケンス

- ・ 大破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗
- ・ 大破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗
- ・ 大破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗
- ・ 大破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗
- ・ 大破断LOCA+低圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗
- ・ 中破断LOCA+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗
- ・ 中破断LOCA+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗
- ・ 中破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗
- ・ 中破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗
- ・ 中破断LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗
- ・ 中破断LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗
- ・ 中破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗
- ・ 中破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗

②選定理由

これらの事故シーケンスのうち、破断規模が大きく原子炉容器破損時の崩壊熱が高い大破断LOCAを起因とし、炉心損傷を早める観点から低圧注入失敗及び原子炉下部キャビティ水のサブクール度が小さくなる観点から格納容器スプレイ再循環失敗を想定した事故シーケンスとして「大破断LOCA+低圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗」を選定する。さらに、炉心損傷を早め、時間余裕及び要求される設備容量の観点で厳しくなるよう、高圧注入の失敗を考慮した「大破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗」を評価事故シーケンスとして選定する。

また、原子炉下部キャビティに溜まる水のサブクール度が相対的に小さい方が、冷却水から蒸気が急激に生成し事象が厳しくなるため、全交流動力電源喪失の重量を考慮することにより、格納容器スプレイポンプによる注水は想定せず、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ注入を想定する。常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイは、格納容器スプレイポンプより開始時間が遅く流量も小さいため、原子炉下部キャビティ水のサブクール度は小さくなり、事象は厳しくなる。

③選定結果

- ・大破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗

(全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮。また、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ注入の成功を想定。)

(5) 水素燃焼

破断規模が大きく原子炉格納容器内へ短時間で大量の冷却材が放出されることで事象進展に伴う水素発生速度が大きく、格納容器スプレイによる水蒸気の凝縮により原子炉格納容器内の水素濃度が高くなるAEIから選定する。

①AEIに該当する事故シーケンス

- ・中破断LOCA+高圧注入失敗
- ・中破断LOCA+高圧再循環失敗
- ・大破断LOCA+低圧注入失敗
- ・大破断LOCA+低圧再循環失敗
- ・中破断LOCA+低圧再循環失敗
- ・中破断LOCA+蓄圧注入失敗
- ・大破断LOCA+蓄圧注入失敗

②選定理由

これらの事故シーケンスうち、破断規模が大きく、事象進展が早くなり、初期から水素放出が開始され、かつ水素放出速度が大きくなる事故シーケンスとして「大破断LOCA+低圧注入失敗」を選定する。さらに、時間余裕及び要求される設備容量の観点で厳しくなるよう、高圧注入の失敗を考慮した「大破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗」を評価事故シーケンスとして選定する。

③評価事故シーケンス

- ・大破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗

(6) 溶融炉心・コンクリート相互作用

破断規模が大きく原子炉格納容器内へ短時間で大量の冷却材が放出されることで原子炉容器破損時の溶融炉心の崩壊熱が大きく、原子炉格納容器内への注水がなく原子炉下

部キャビティへ落下する溶融物が冷却されないAEDから選定する。

①AEDに該当する事故シーケンス

「(1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」に示した事故シーケンスと同様。

②選定理由

これらの事故シーケンスのうち、破断規模が大きく、事象進展が早く原子炉格納容器破損時の崩壊熱が高くなる大破断LOCAに起因する事故シーケンスとして「大破断LOCA+低圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗」を選定する。さらに、炉心損傷を早め、時間余裕及び要求される設備容量の観点から厳しくなるよう、高圧注入失敗の重畳も考慮した「大破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗」を評価事故シーケンスとして選定する。

なお、評価事故シーケンスにおいては、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

③選定結果

- ・ 大破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗
（全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮）

2.2.4 炉心損傷防止が困難な事故シーケンスにおける格納容器破損防止対策の有効性

国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷防止対策を講じることが困難なシーケンスとして整理した事故シーケンスは、1.2で示した以下の6つである。

1. 原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗
2. 炉内構造物損傷（過渡事象+補助給水失敗）
3. 大破断LOCA+低圧注入失敗
4. 大破断LOCA+蓄圧注入失敗
5. 中破断LOCA+蓄圧注入失敗
6. 大破断LOCAを上回る規模のLOCA（Excess LOCA）

これらのうち、1.～5.の事故シーケンスについては、各格納容器破損モードの評価事故シーケンスとしてより厳しい事故シーケンスを選定しているため、今回整備した格納容器破損防止対策により原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できる。

6.のExcess LOCAについては、地震により複数のRCS配管や原子炉容器等が損傷することを想定しており、原子炉冷却材圧力バウンダリの様々な損傷の程度・組合せが考えられ、大破断LOCAと比較すると事象進展が異なることが考えられる。一方で、原子炉格納容器内へ放出される1次系保有エネルギーは同じであり、長期的な挙動は大破断LOCAと同等と考え

られるため、大破断LOCAの事故シーケンスを代表として格納容器破損防止対策の有効性を評価している（別紙13）。

なお、Excess LOCAの発生を想定した場合においても、整備した格納容器破損防止対策により原子炉格納容器の閉じ込め機能を維持できることを、別途確認している。