

第 5.2.17 表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.14) (1/3)

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	手順の分類
交流 電源喪失	ディーゼル発電機 (全交流動力電源)	代替電源 (交流) からの給電 (④)	空冷式非常用発電装置	空冷式非常用発電装置による 電源の復旧手順 空冷式非常用発電装置燃料補給の手順 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷 及び 格納容器破損を 防止する運転手順書 S A 所達 ^{※1}
			燃料油貯蔵タンク ^{※2※3}		
			可搬式オイルポンプ ^{※2}		
			タンクローリー ^{※2※3}		
			燃料油移送ポンプ ^{※2※3}		
			電源車	電源車による電源復旧手順 大規模損壊時に対応する手順	S A 所達 ^{※1}
			予備変圧器 2 次側恒設ケーブル	予備変圧器 2 次側恒設ケーブルを 用いた号機間融通による 電源の復旧手順 (1, 2 号～3 号) 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷 及び 格納容器破損を 防止する運転手順書
			号機間電力融通恒設ケーブル (1, 2 号～3 号) ^{※4}	恒設ケーブルを用いた号機間融通による 電源の復旧手順 (1, 2 号～3 号) 大規模損壊時に対応する手順	S A 所達 ^{※1}

◎下線は発電所対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

※1 : 「美浜発電所 重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」

※2 : 空冷式非常用発電装置の燃料補給に使用する。

※3 : 電源車の燃料補給に使用する。

※4 : 号期間電力融通 (1, 2 号～3 号) は、送り側を 1 号炉又は 2 号炉とし、受ける側を 3 号炉とする。

第 5.2.17 表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.14) (2/3)

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	手順の分類
直流電源喪失	ディーゼル発電機 (全交流動力電源)	代替電源 (直流) からの給電	蓄電池（安全防護系用）	蓄電池による電源の復旧手順	炉心の著しい損傷 及び 格納容器破損を 防止する運転手順書
	計器用電源 （無停電電源装置）＊2		<u>大規模損壊時に対応する手順</u>		
	蓄電池（3系統目）		蓄電池（3系統目）による 電源の復旧手順		
	計器用電源 （無停電電源装置）＊2		<u>大規模損壊時に対応する手順</u>		
	ディーゼル発電機 (全交流動力電源) 及び 蓄電池 (安全防護系用) (枯渇)		<u>可搬式整流器</u>	可搬式整流器を用いた 直流電源復旧の手順	S A 所達＊1
			計器用電源 （無停電電源装置）＊2	<u>大規模損壊時に対応する手順</u>	
			④交流電源喪失時に代替電源（交流）の給電により対応する手段に用いる設備と同様		

◎下線は発電所対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

※1 : 「美浜発電所 重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」

※2 : 計器用電源 (無停電電源装置) は、運転コンソール復旧する場合に使用する。

第 5.2.17 表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.14) (3/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	整備する手順書	手順の分類
所内電気設備機能喪失	所内電気設備	による代替所内電気設備（交流、直流）給電	空冷式非常用発電装置	空冷式非常用発電装置による電源の復旧手順 空冷式非常用発電装置燃料補給の手順 <u>大規模損壊時に対応する手順</u>	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書 S A 所達 ^{※1}
			燃料油貯蔵タンク ^{※2 ※3}		
			可搬式オイルポンプ ^{※2}		
			タンクローリー ^{※2 ※3}		
			燃料油移送ポンプ ^{※2 ※3}		
			代替所内電気設備分電盤	代替所内電気設備による電源供給手順 <u>大規模損壊時に対応する手順</u>	S A 所達 ^{※1}
			代替所内電気設備変圧器		
			可搬式整流器		
			電源車		

◎下線は発電所対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

※1 : 「美浜発電所 重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」

※2 : 空冷式非常用発電装置の燃料補給に使用する。

※3 : 電源車の燃料補給に使用する。

第5.2.18表 大規模損壊時の対応に係る発電所要員の力量管理について

要 員	必要な任務	力 量
緊急時対策本部要員 (各班の班長以上)	・ 発電所における災害対策活動の実施	・ 設備、系統の知識（事故状況の把握や処置判断ができること） ・ 事故時の対応操作（処置判断等を行い、指揮（指示、命令等）が行えること）
緊急時対策本部要員 (上記以外の要員)	・ 発電所における災害対策活動の実施（班長指示による） ・ 班長の補佐	・ 設備、系統の知識（事故状況の把握や処置判断ができること） ・ 事故時の対応操作（班長の補佐や通報連絡等の任務が行えること）
運転員（当直員含む） 運転支援要員	・ 災害状況の把握 ・ 事故拡大防止に必要な運転上の措置 ・ 事故対応時の個別作業 主蒸気逃がし弁操作（手動）、 補助給水流量調整（手動）等）他	・ 設備、系統の知識（事故状況の把握や処置判断、操作手順を理解していること） ・ 事故時の対応操作（処置判断等を行い、指揮（指示、命令等）が行えること、又は運転操作が行えること）
緊急安全対策要員 (給水要員他)	・ 事故対応時の個別作業 電源確保作業、可搬式代替低圧注水ポンプ起動準備作業、復水タンクへの補給作業、使用済燃料ピットへの注水作業等）他	・ 設備、系統の知識（操作手順を理解していること（設備、資機材の設置位置等を含む）） ・ 事故時の対応操作（事故対応操作ができること）

第5.2.2.1表 特定重大事故等対処施設を用いた大規模損壊時の対応に係る
発電所要員の力量管理について

要 員	必要な任務	力 量
緊急時対策本部要員 ・指揮者	・ 特定重大事故等対処施設を用いた災害対策活動の実施	・ 特定重大事故等対処施設の各機能の知識（特定重大事故等対処施設が有する機能、使用時のプラント挙動を把握していること） ・ 特定重大事故等対処施設を用いた対応操作（特定重大事故等対処施設を用いた対応開始の判断等を行い、指揮（指示、命令等）が行えること）
緊急時対策本部要員のうち必要な要員	・ 特定重大事故等対処施設を用いた災害対策活動の実施	・ 特定重大事故等対処施設の各機能の知識（特定重大事故等対処施設が有する機能、使用時のプラント挙動を把握していること）
運転員（当直員）	・ プラント運転操作	・ 特定重大事故等対処施設の各機能の知識（特定重大事故等対処施設が有する機能、使用時のプラント挙動を把握していること） ・ 特定重大事故等対処施設を用いた対応操作（特定重大事故等対処施設を用いた対応開始の判断等を行い、指揮（指示、命令等）が行えること、又は運転操作が行えること）
特重施設要員	・ 発電所対策本部長からの指示にしたがった特定重大事故等対処施設を用いた対応操作	・ 設備、系統の知識（操作手順を理解していること（操作スイッチの設置位置等を含む））

第 5.2.2.2 表 特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要 (1/11)

a. 特定重大事故等対処施設の準備操作の手順

--

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 5.2.2.2 表 特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要 (2/11)

b. 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作の手順

--

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 5.2.2.2 表 特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要 (3/11)

c. 炉内の溶融炉心の冷却の手順

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 5.2.2.2 表 特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要 (4/11)

d. 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却の手順

--

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 5.2.2.2 表 特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要 (5/11)

e. 格納容器内の冷却・減圧・放射性物質低減の手順

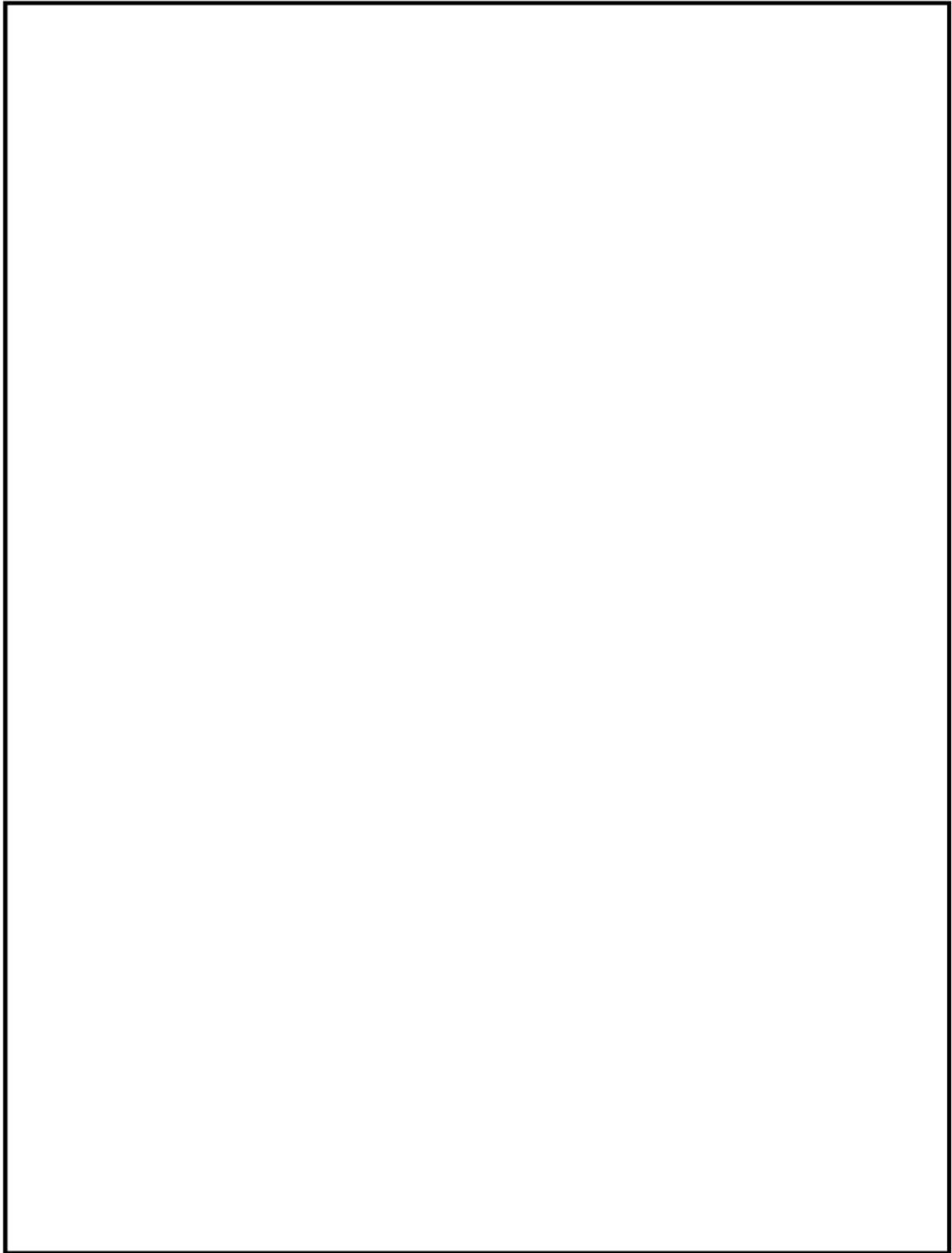
--

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 5.2.2.2 表 特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要 (6/11)

f. 原子炉格納容器の過圧破損防止の手順

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

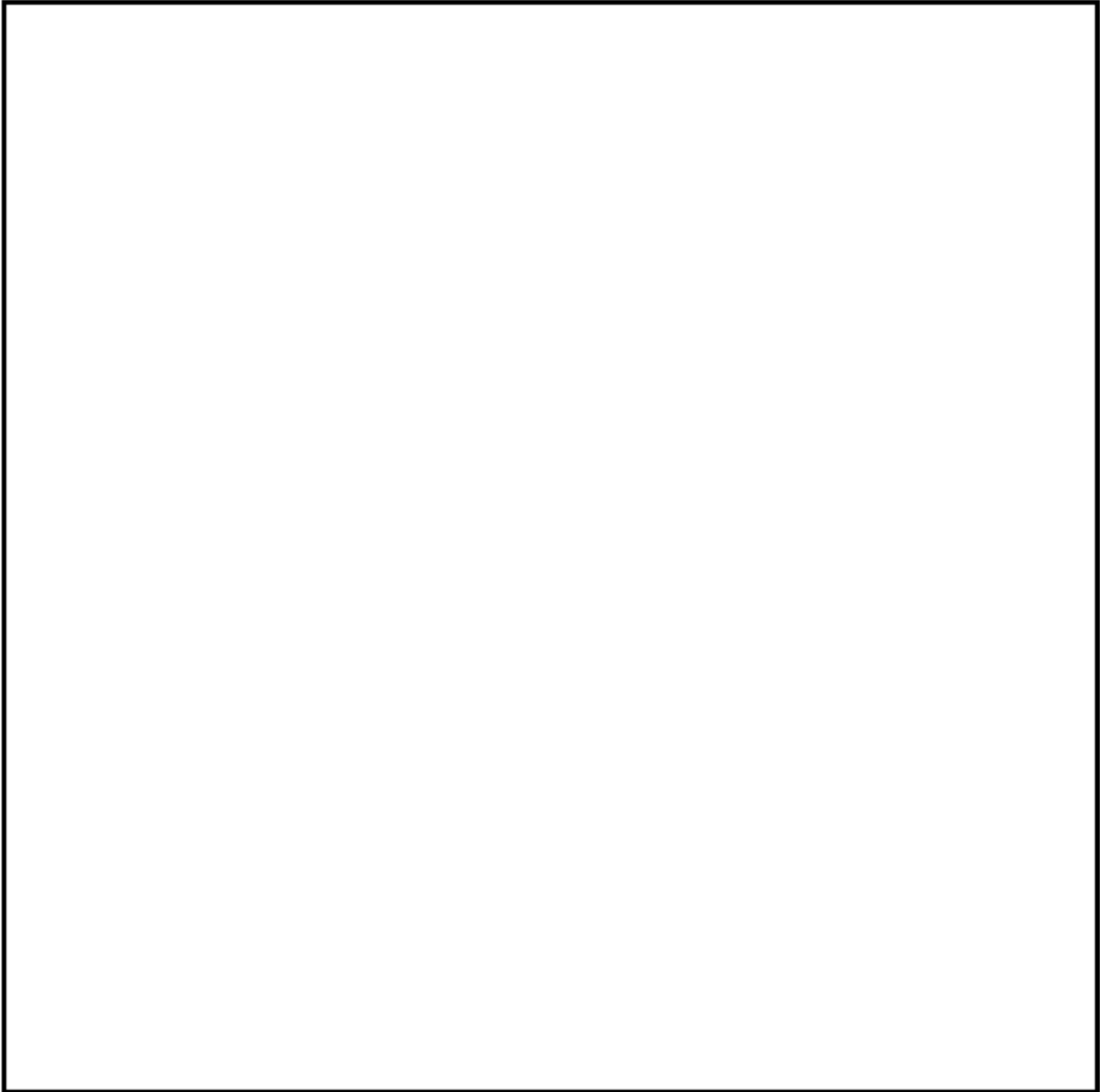


枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 5.2.2.2 表 特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要 (7/11)

g. の居住性に関する手順

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 5.2.2.2 表 特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要 (8/11)

h. 電源設備の手順

--

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 5.2.2.2 表 特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要 (9/11)

i. 計装設備の手順

--

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 5.2.2.2 表 特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要 (10/11)

j. 通信連絡設備の手順

--

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 5.2.2.2 表 特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要 (11/11)

k. 原子炉格納容器を長期的に安定状態に維持するための手順

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

① 外部事象の収集

大規模損壊を発生させる可能性のある外部事象を抽出するに当たり、まずは、プラントの安全性に影響を与える可能性のある外部事象を網羅的に収集するため、国内外の基準等で示されている外部事象を参考に 74 事象を収集



② 海外文献等を参考とした外部事象の選定基準の検討

海外文献や国内で検討されている評価手法を参考に以下の選定基準を検討

- ・基準 1 : 当該原子炉施設に影響を与えるほど接近した場所に発生しない事象
- ・基準 2 : ハザード事象の進展・襲来が遅く、事前にそのリスクを予知・検知することでハザードを排除できる事象
- ・基準 3 : 当該原子炉施設の設計上、考慮された事象と比較して、設備等への影響度が同等もしくはそれ以下、又は、プラントの安全性が損なわれることがない事象
- ・基準 4 : 影響が他の事象に包含される事象
- ・基準 5 : 発生頻度が他の事象と比較して非常に低い事象
- ・基準 6 : 自然現象に該当しない事象※



③ プラントの安全性に影響を与える可能性のある自然災害の選定

②の選定基準に基づくスクリーニングにより、以下の 11 事象をプラントの安全性に影響を与える可能性のある外部事象として選定

- | | |
|--------------|---------|
| ①地震 | ⑦凍結 |
| ②津波 | ⑧森林火災 |
| ③豪雪（降雪） | ⑨生物学的事象 |
| ④暴風（台風） | ⑩落雷 |
| ⑤竜巻 | ⑪隕石 |
| ⑥火山（火山活動・降灰） | |



④ 自然災害 11 事象の規模の想定

③の自然災害 11 事象について、プラントの安全性に影響を与えるような規模として、設計基準等を超える規模を想定する。



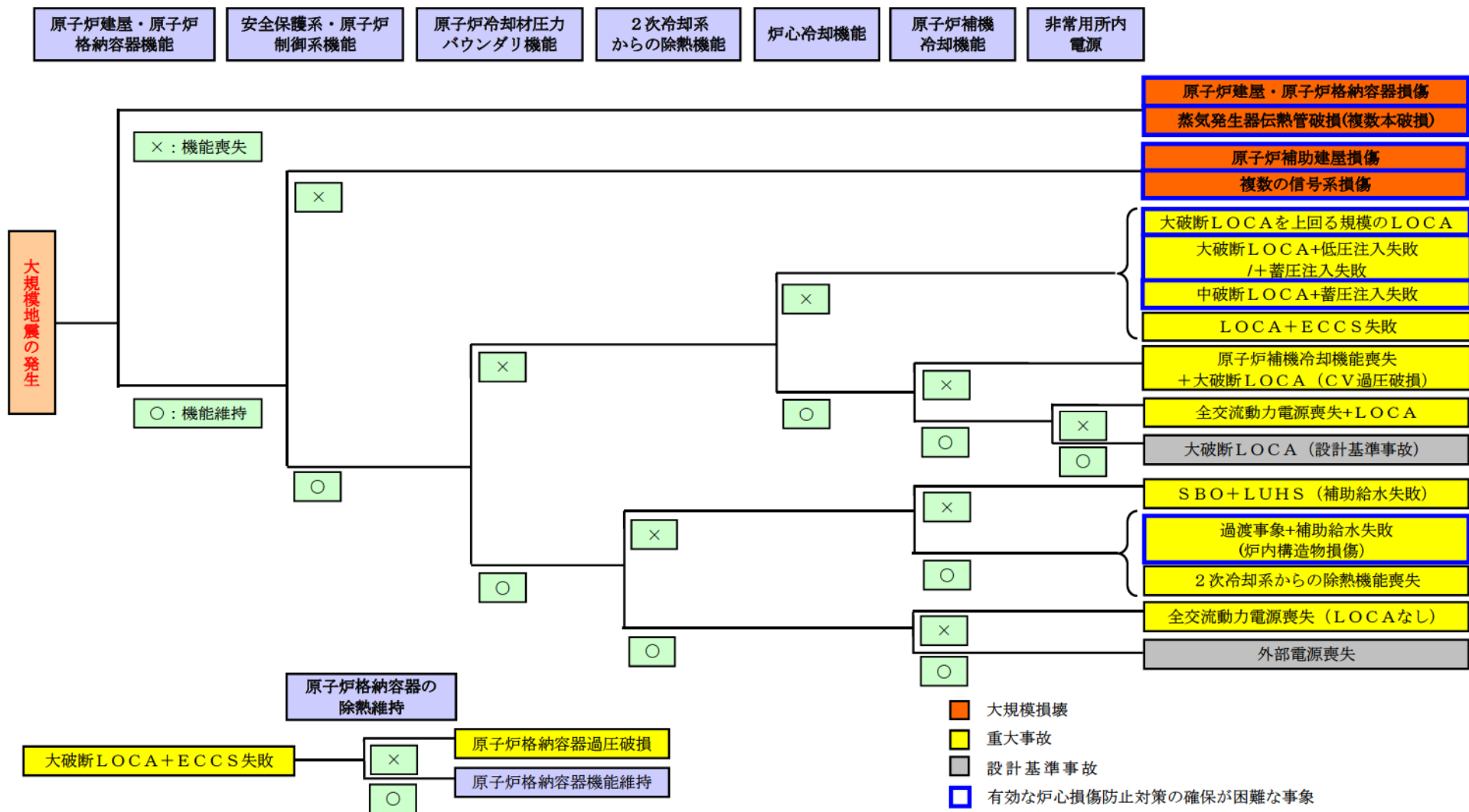
⑤ 大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害の検討

④の想定規模を踏まえて、自然災害 11 事象が与えるプラントへの影響等について個別に整理し、大規模損壊へ至る可能性のある自然災害を検討する。

※ 21 事象が該当するが、これらは「故意による大型航空機の衝突」に包含される又は適切な管理により防護できるものと考えられる。

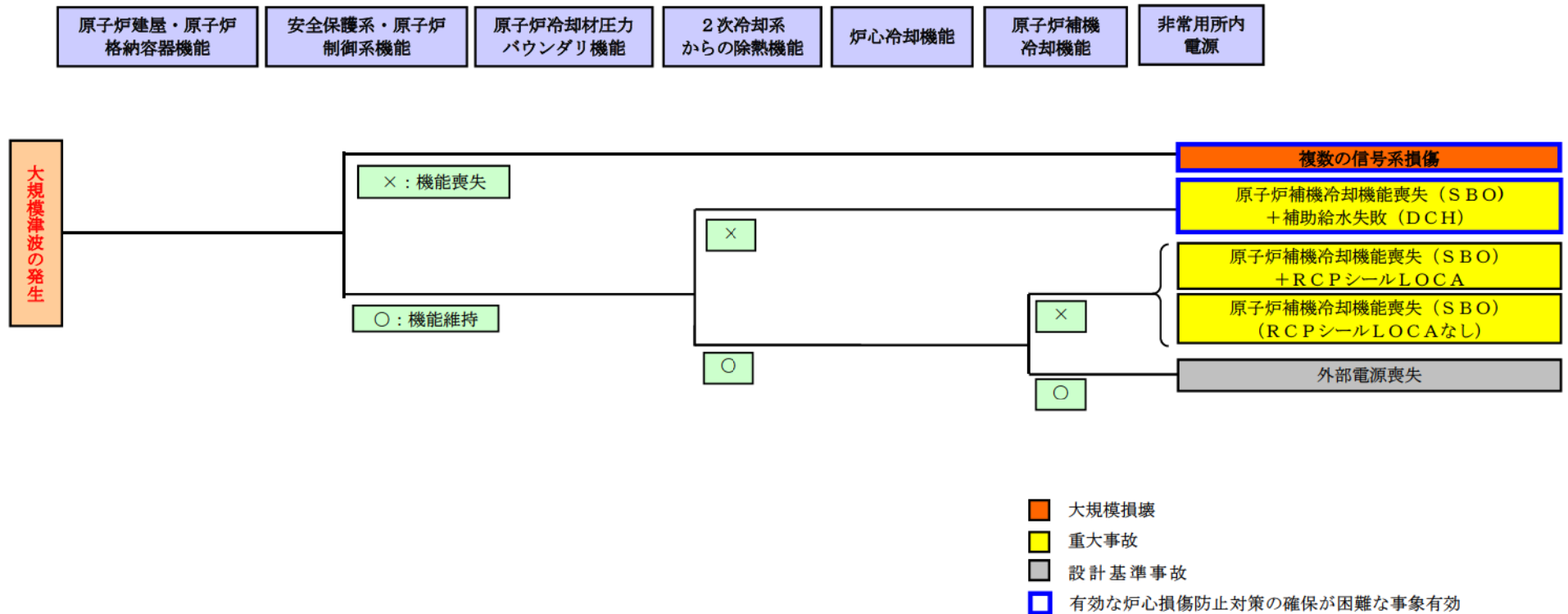
第 5.2.1 図 大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害の検討プロセスの概要

地震



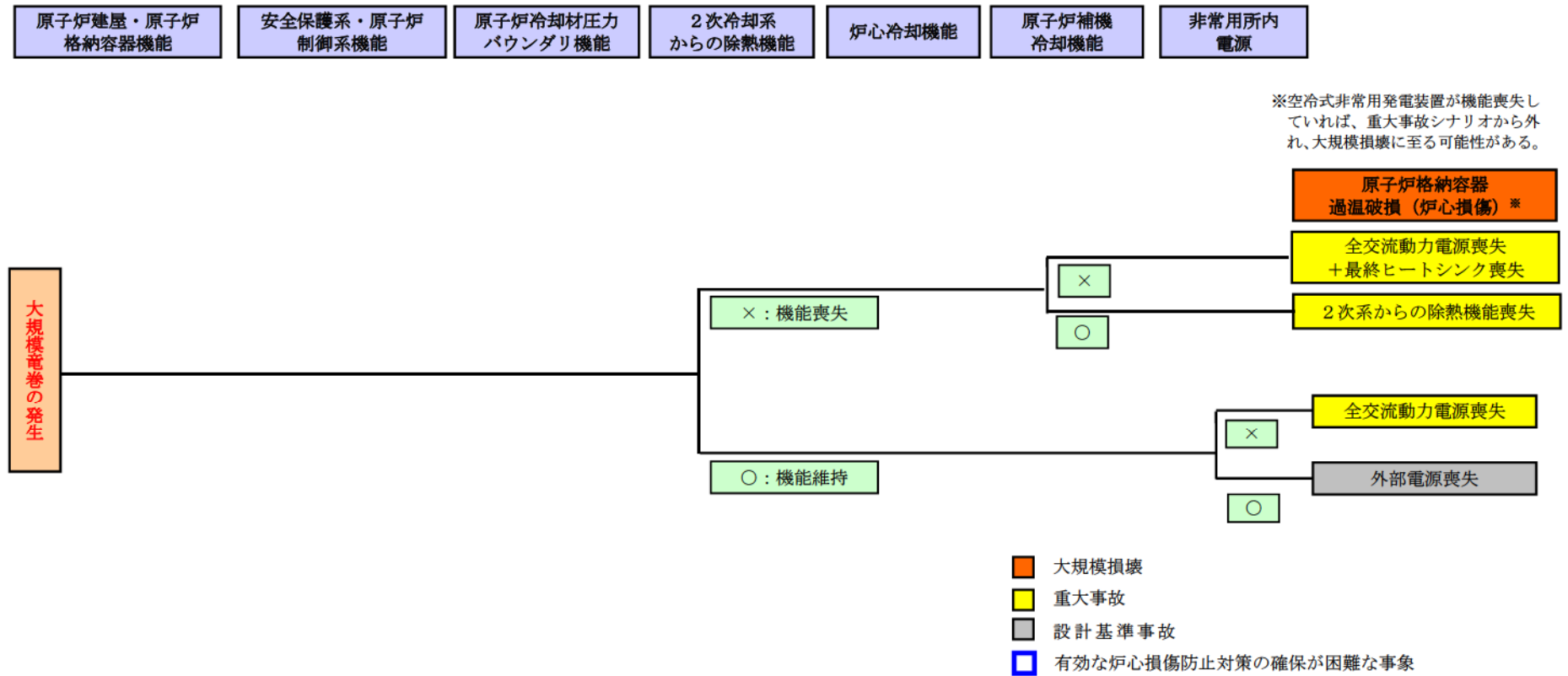
第5.2.2図 大規模な自然災害により生じうるプラントの状況 (1 / 7)

津 波



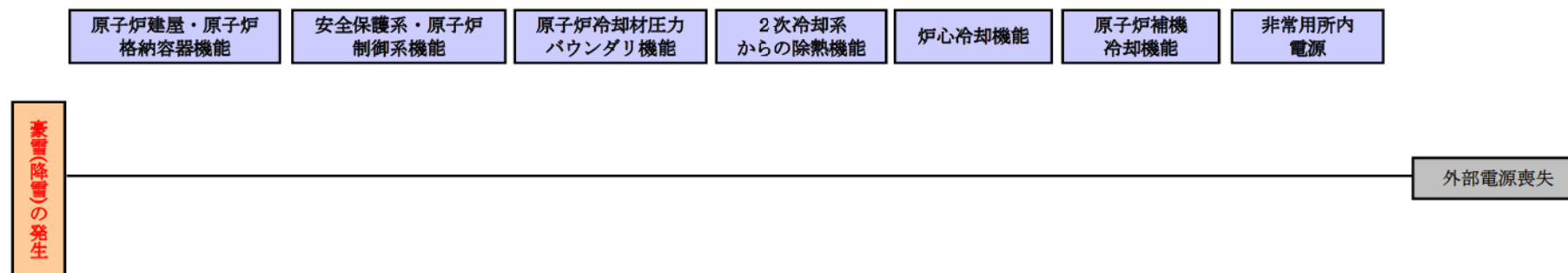
第5.2.2図 大規模な自然災害により生じうるプラントの状況 (2 / 7)

竜巻

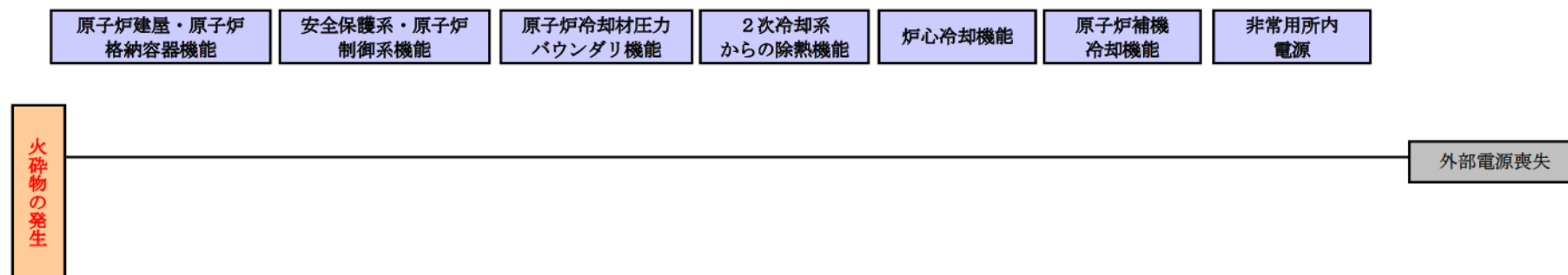


第5.2.2図 大規模な自然災害により生じうるプラントの状況 (3 / 7)

豪雪（降雪）

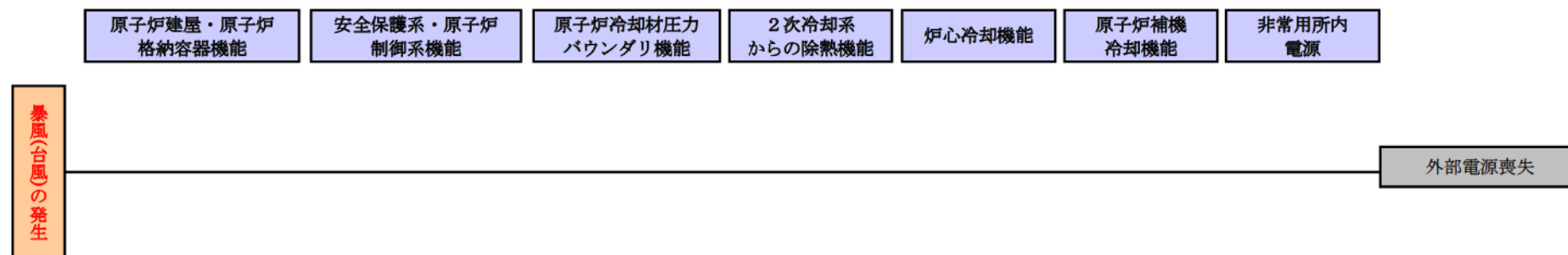


火山（降灰）

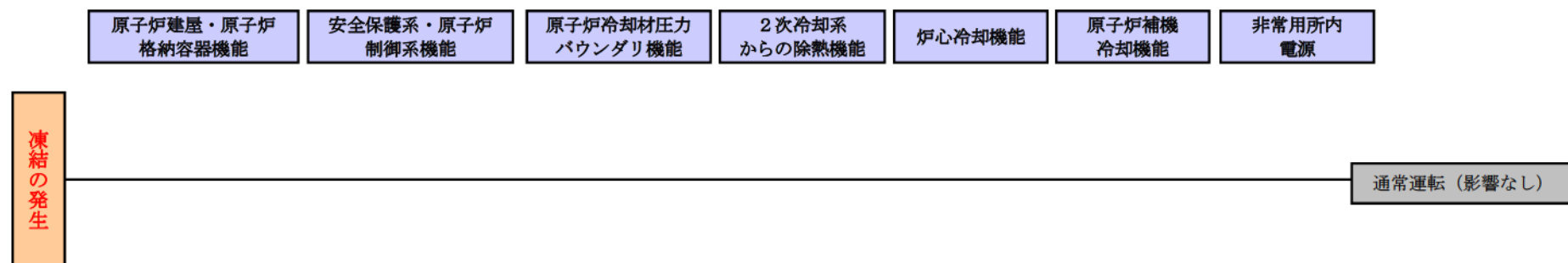


第 5.2.2 図 大規模な自然災害により生じうるプラントの状況（4 / 7）

暴風（台風）

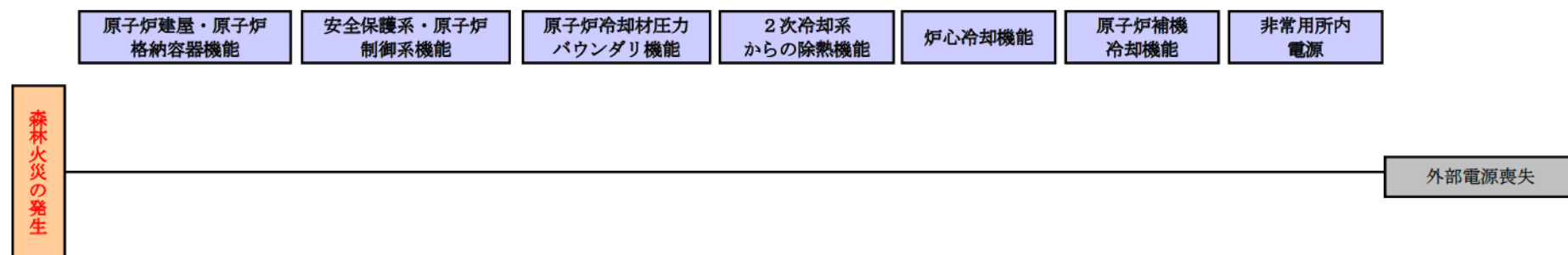


凍 結

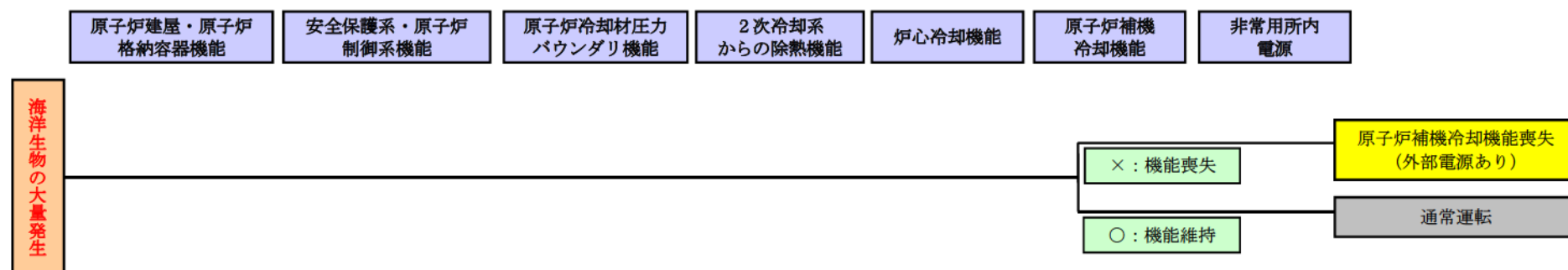


第 5.2.2 図 大規模な自然災害により生じうるプラントの状況（5 / 7）

森林火災

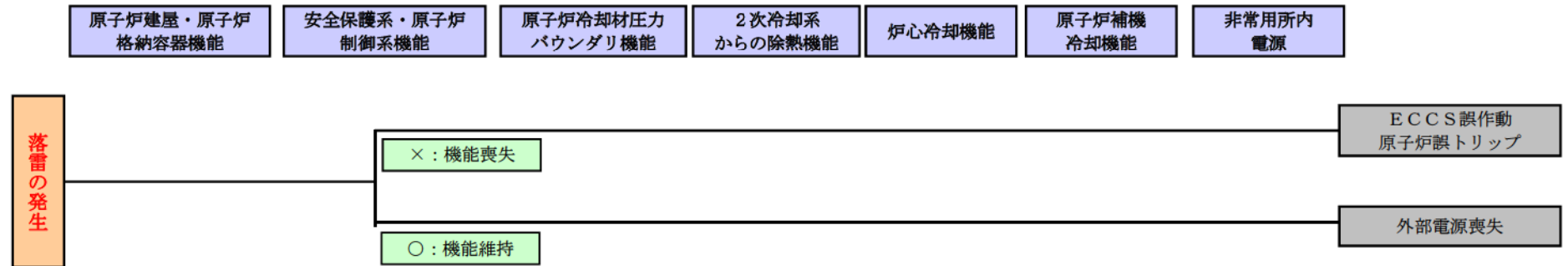


生物学的事象



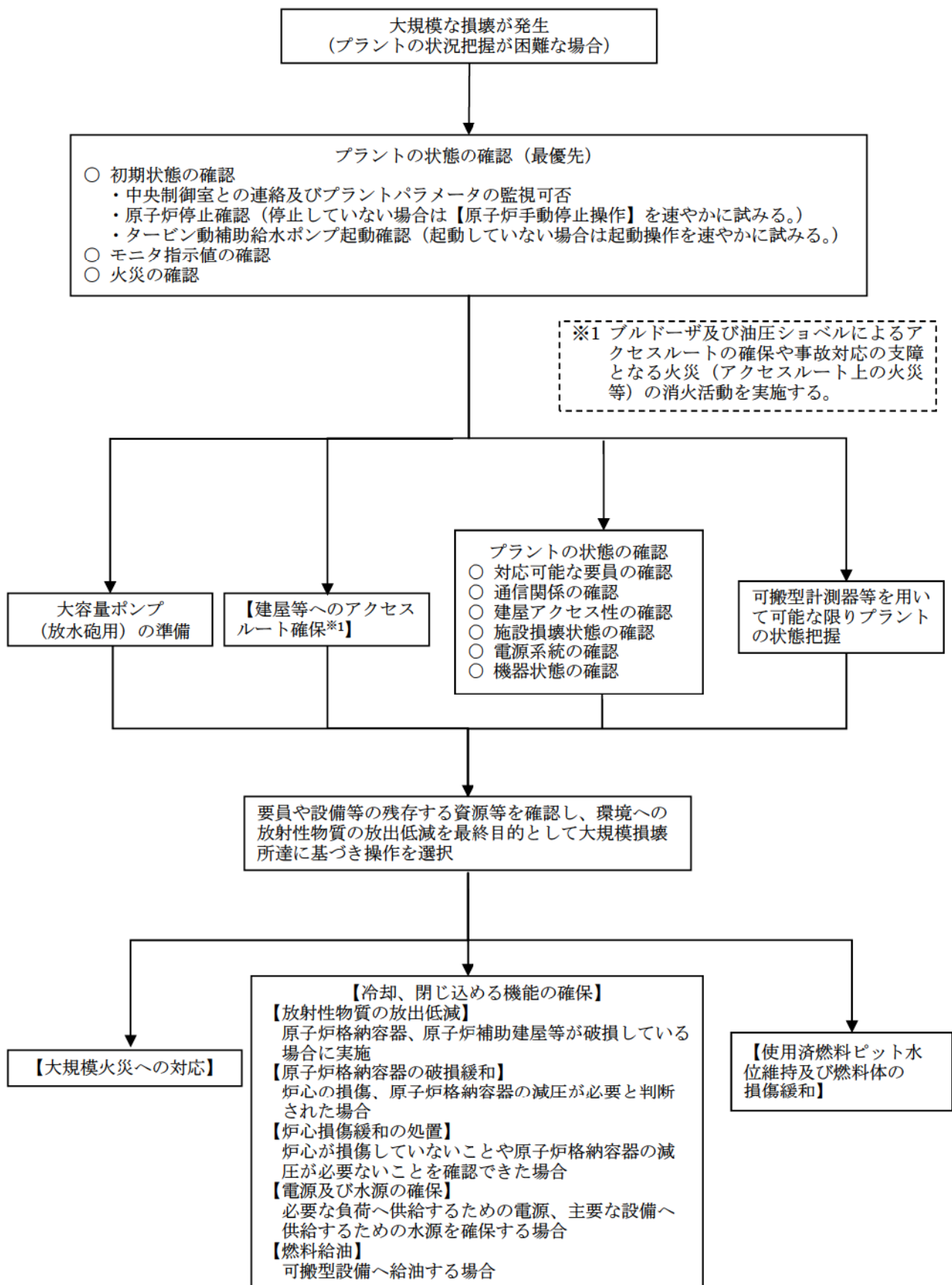
第 5.2.2 図 大規模な自然災害により生じうるプラントの状況（6 / 7）

落雷



10-5-273

第5.2.2図 大規模な自然災害により生じうるプラントの状況（7／7）



第5.2.3図 大規模損壊発生時の対応全体フロー (プラント状況把握が困難な場合)

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

6.1 概要

本原子炉施設において、「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」、「運転中の原子炉における重大事故」、「使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故」及び「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」（以下「重大事故等」という。）が発生した場合にも、炉心や燃料体の著しい損傷の防止あるいは原子炉格納容器の破損及び発電所外への放射性物質の異常な水準の放出の防止に講じることとしている措置（以下「重大事故等対策」という。）が有効であることを示すため、以下のとおり、評価対象とする事故シーケンスを整理し、対応する評価項目を設定した上で、計算プログラムを用いた解析等を踏まえて、設備、手順及び体制の有効性を評価する。

6.1.1 評価対象の整理及び評価項目の設定

本原子炉施設を対象とした確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）の知見等を踏まえ、重大事故等に対処するための措置が基本的に同じである事故シーケンスのグループ化を行い、措置の有効性を確認するための代表的な事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス等」という。）を選定して、対応する措置の有効性評価を行う。

有効性評価に際しては、事故の様相やプラントの特徴を踏まえて有効性を確認するための評価項目を設ける。

具体的には「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」による。

6.1.2 評価に当たって考慮する事項

有効性評価は、「「追補1 5.重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」の追補」で講じることとしている措置のうち、「添付書類八「1.11.7.1 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（平成25年6月19日制定）」に対する適合」で重大事故等対処設備としている設備を用いたものを対象とするが、手順及び体制としてはその他の措置との関係を含め

て必要となる水源、燃料及び電源の資源や要員を整理した上で、安全機能の喪失に対する仮定、外部電源に対する仮定、単一故障に対する仮定及び運転員等の操作時間に対する仮定等を考慮して、原則として事故が収束し、「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」については原子炉が安定停止状態に、「運転中の原子炉における重大事故」については原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に、「使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故」については使用済燃料ピットの水位が回復し、水位及び温度が安定した状態に、「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」については原子炉が安定状態（以下「原子炉等が安定停止状態等」という。）に導かれる時点までを対象とする。

具体的には「6.3 評価に当たって考慮する事項」による。

6.1.3 有効性評価に使用する計算プログラム

有効性評価において使用する計算プログラム（以下「解析コード」という。）は、事故シーケンスの特徴に応じて、評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象や措置に係る運転員等の判断や操作時間に有意な影響を与える現象（以下「重要現象」という。）がモデル化されており、実験等を基に検証され、適用範囲を含めてその不確かさが把握されているものを選定して使用する。

具体的には「6.4 有効性評価に使用する計算プログラム」に示す解析コードを使用する。

6.1.4 有効性評価における解析の条件設定

有効性評価における解析の条件設定については、「6.3 評価に当たって考慮する事項」による仮定等を考慮するとともに、事象進展の不確かさを考慮して、設計値等の現実的な条件を基本としつつ、原則、有効性を確認するための評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とするが、標準値として評価項目となるパラメータに対し有意な影響を及ぼさないことを踏まえて条件を設定する場合もある。また、

解析コードや解析条件の不確かさが大きい場合には、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する。

具体的には「6.5 有効性評価における解析の条件設定の方針」による。

6.1.5 解析の実施

有効性評価における解析は、評価項目となるパラメータの推移のほか、事象進展の状況を把握する上で必要なパラメータの推移について解析を実施し、事象進展が適切に解析されていることを確認し、その結果を明示する。

なお、事象進展の特徴や厳しさ等を踏まえ、解析以外の方法で原子炉等が安定停止状態等に導かれ、評価項目を満足することが合理的に説明できる場合はこの限りではない。

6.1.6 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認し、それらの影響を踏まえても、措置の実現性に問題なく、評価項目を満足することを感度解析等により確認する。

具体的には「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」による。

6.1.7 必要な要員及び資源の評価

必要な要員及び資源については、発電所内の原子炉施設で重大事故等が同時期に発生することを想定して整備することから、それぞれの観点から最も厳しい重大事故等を考慮しても、少なくとも外部支援がないものとして所内単独での措置を7日間継続して実施できることを確認する。

具体的には「6.8 必要な要員及び資源の評価方針」による。

6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定

重大事故等対策の有効性を確認するため、重大事故等のそれぞれについて、以下のとおり、事故シーケンスのグループ化、重要事故シーケンス等の選定及び有効性を確認するための評価項目の設定を行う。

炉心損傷防止対策及び運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスグループ並びに格納容器破損防止対策の有効性を確認する格納容器破損モード（以下「事故シーケンスグループ等」という。）の選定に当たっては、アクシデントマネジメント策や緊急安全対策等を考慮しない仮想的なプラント状態を評価対象として実施した P R A の結果を活用する。

「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に対しては、原子炉施設内部の原因によって引き起こされる起因事象（以下「内部事象」という。）レベル 1 P R A に加えて、P R A が適用可能な外部事象として地震、津波それぞれのレベル 1 P R A を活用する。「運転中の原子炉における重大事故」に対しては、内部事象レベル 1 . 5 P R A を活用する。「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に対しては、停止時レベル 1 P R A を活用する。

P R A を実施した結果、本原子炉施設の運転中の炉心損傷頻度は 10^{-5} / 炉年程度、格納容器破損頻度は 10^{-5} / 炉年程度、運転停止中の炉心損傷頻度は 10^{-4} / 炉年程度である。

また、P R A が適用可能でない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行い、新たに追加すべき事故シーケンスグループ等がないことを確認した。

事故シーケンスグループ等の選定の考え方については、「追補 2. 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」に示す。

なお、有効性評価における重要事故シーケンスと「技術的能力審査基準」、「設置許可基準規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（以下「技術基準規則」という。）」との関連を第 6.2.1 表に示す。

6.2.1 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

6.2.1.1 事故シーケンスのグループ化と重要事故シーケンスの選定

「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」については、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施設の安全性を損なうことがないように設計することが求められる構築物、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を、本原子炉施設を対象としたPRAの結果を踏まえ事故シーケンスグループにグループ化し、事故シーケンスグループごとに重要事故シーケンスを選定して評価を行う。

(1) 事故シーケンスの抽出

内部事象レベル1 PRA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成功及び失敗の組合せを網羅的に分析し、炉心損傷に至る事故シーケンスをイベントツリーから抽出する。複数の緩和機能が喪失する場合、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する。第 6.2.1 図に内部事象PRAにおけるイベントツリーを示す。

地震PRA及び津波PRAにおいては、建屋、構築物、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事故シーケンスや、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事故シーケンスについても取り扱う。具体的には、地震PRA及び津波PRAでは、内部事象PRAで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で整理し、複合的な事象発生の組合せを含めた事故シーケンスを抽出する。第 6.2.2 図に地震PRA階層イベントツリー、第 6.2.3 図に津波PRA階層イベントツリーを示す。

地震PRAでは、建屋の損傷や原子炉容器等の大型静的機器の損傷、電気盤の損傷に伴う複数機能の同時喪失（複数の信号系損傷）

等、緩和設備に期待できない事象も抽出しており、これらは直接炉心損傷に至る事象として取り扱う。

また、津波PRAでは、津波襲来時の到達水位に応じて複数の機器が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複数の電気設備が機能を喪失する事象は、緩和設備に期待できない直接炉心損傷に至る事象として取り扱う。

なお、1次冷却材管の破断による原子炉冷却材喪失（以下「LOCA」という。）を想定する場合の配管の破断規模については、非常用炉心冷却設備（以下「ECCS」という。）の特徴を踏まえたPRA上の取扱いにしたい、以下のとおり分類する。

a. 大破断LOCA

1次冷却材管の両端破断のように、事象初期に急激な1次冷却系の減圧を生じるもので、蓄圧注入系及び低圧注入系により炉心冷却が可能となる規模のLOCAである。

b. 中破断LOCA

大破断LOCAと比較して破断口が小さく、1次冷却系の減圧が比較的緩やかで、蓄圧注入系及び高圧注入系により炉心冷却が可能となる規模のLOCAである。

c. 小破断LOCA

中破断LOCAよりもさらに破断口が小さく、高圧注入系による1次冷却材の補填と、2次冷却系による崩壊熱除去が可能となる規模のLOCAである。

d. 極小LOCA

小破断LOCAよりもさらに破断口が小さく、充てん注入系による1次冷却材の補填が可能となる規模のLOCAである。

e. Excess LOCA

大破断LOCAを上回る規模のLOCAであり、ECCS注水の成否にかかわらず炉心損傷に至る。

(2) 事故シーケンスのグループ化

PRAの知見を活用して抽出した事故シーケンスを、重大事故等

に対処するための措置が基本的に同じとなるよう、炉心損傷に至る主要因の観点から以下の事故シーケンスグループに分類する。

- 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. 原子炉格納容器の除熱機能喪失
- e. 原子炉停止機能喪失
- f. ECCS注水機能喪失
- g. ECCS再循環機能喪失
- h. 格納容器バイパス

また、地震及び津波特有の事象で、以下に示す5つの事故シーケンスは、事象発生時に原子炉施設に及ぼす影響が大きな幅を有し、建屋や機器の損傷程度や組合せを特定することは困難であるため、上記の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抽出している。

- ・ 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
- ・ 複数の信号系損傷

これら地震及び津波特有の事象による炉心損傷頻度は、本原子炉施設の全炉心損傷頻度に対して極めて小さい寄与であり、仮にこれら事象が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、頻度及び影響の観点から総合的に検討した結果、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として新たに追加する必要はない。

なお、これら地震及び津波特有の事故シーケンスへの対応に際しては、発生する事象の程度や組合せに応じて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、放水砲等を活用した大規模損壊対策による影響緩和を図る。

(3) 重要事故シーケンスの選定

事故シーケンスグループごとに、有効性評価の対象とする重要事故シーケンスを選定する。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、共通要因故障、系統間の機能の依存性、炉心損傷防止対策の実施に対する時間余裕、炉心損傷防止に必要な設備容量等の観点で、より厳しい事故シーケンスを選定する。

a. 2次冷却系からの除熱機能喪失

1次冷却材の温度及び圧力上昇が早く、フィードアンドブリード開始までの時間余裕が短くかつ要求される設備容量の観点で厳しくなる「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。

b. 全交流動力電源喪失

全交流動力電源喪失に係る事故シーケンスは「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故」のみである。

ただし、共通要因故障、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シール部からの漏えいの有無による影響を確認するため、「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」及び「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。

c. 原子炉補機冷却機能喪失

1次冷却材の流出量が多く、要求される設備容量の観点で厳しい「原子炉補機冷却機能喪失時にRCPシールLOCAが発生する事故」を選定する。

ただし、「原子炉補機冷却機能喪失時にRCPシールLOCAが発生する事故」は、「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が

喪失する事故」に従属して発生するため、事象進展は同じであることから、「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。

d. 原子炉格納容器の除熱機能喪失

破断口径の大きさによる原子炉格納容器内への1次冷却材の流出流量が多いことから、原子炉格納容器内の除熱時に要求される設備容量の観点で厳しく、また、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、原子炉格納容器圧力及び温度上昇の事象進展が早いことから、運転員等操作の時間余裕の観点で厳しい「中破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。

e. 原子炉停止機能喪失

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が発生した場合に原子炉トリップ機能が喪失する事故」のみである。

起因事象発生時に原子炉自動停止に失敗し、ATWS緩和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の健全性確保の観点で厳しくなる「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」及び圧力評価が厳しい「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。

f. ECCS注水機能喪失

破断口径の大きさによる1次冷却材の流出流量が多く、時間余裕及び要求される設備容量の観点で厳しい「中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。

g. ECCS再循環機能喪失

破断による1次冷却材の流出量が多くなるとともに、再循環切替までの時間が短いことで、再循環切替が失敗する時点での崩壊

熱が大きく、炉心冷却時に要求される設備容量及び運転員等操作の観点で厳しくなる「大破断 L O C A 時に低圧再循環機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。

h. 格納容器バイパス

格納容器バイパス時の漏えい経路の違いを考慮して、「インターフェイスシステム L O C A」及び「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」のそれぞれを重要事故シーケンスとして選定する。

なお、国内外の先進的な対策を考慮した場合であっても、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以下の事故シーケンスについては、格納容器破損防止対策により原子炉格納容器の機能に期待できることを確認しており、これらを除く事故シーケンスを対象に、重要事故シーケンスの選定を実施している。

- ・ 原子炉補機冷却機能喪失時に補助給水機能が喪失する事故
- ・ 1 次系流路の閉塞により 2 次系除熱機能が喪失する事故
- ・ 大破断 L O C A 時に低圧注入機能が喪失する事故
- ・ 大破断 L O C A 時に蓄圧注入機能が喪失する事故
- ・ 中破断 L O C A 時に蓄圧注入機能が喪失する事故
- ・ E x c e s s L O C A

各事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンス及び重要事故シーケンスについて整理した結果を第 6.2.2 表に示す。

6.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定

「6.2.1.1 事故シーケンスのグループ化と重要事故シーケンスの選定」に挙げた事故シーケンスグループについては、炉心の著しい損傷を防止するための対策に対して有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。

- (1) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。具体的には燃料被覆管の最

高温度が 1,200℃以下であること及び燃料被覆管の酸化量は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの 15%以下であること。

(2) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が、最高使用圧力である 17.16MPa[gage]の 1.2 倍の圧力 20.59MPa[gage]を下回ること。

(3) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が、最高使用圧力 0.261MPa[gage]又は限界圧力を下回る圧力である最高使用圧力の 2 倍の 0.522MPa[gage]を下回ること。

(4) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が、最高使用温度 122℃又は限界温度を下回る温度である 200℃を下回ること。

(3)及び(4)に示す原子炉格納容器バウンダリの健全性に対する有効性を確認するための評価項目の各事故シーケンスグループでの適用については、原則、最高使用圧力及び最高使用温度を下回ることとするが、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」においては、評価上、最高使用圧力を起点とする操作があることから、最高使用圧力の 2 倍の 0.522MPa[gage]及び 200℃を下回ることとする。

ここで、原子炉格納容器バウンダリの健全性に対する有効性を確認するための評価項目の上限については、漏えい経路になる可能性がある原子炉格納容器バウンダリ構成部に対して、規格計算又は試験にて、美浜発電所 3 号炉における仕様を踏まえた構造健全性及びシール部機能維持の確認を行っており、継続的に評価条件を維持していく。

具体的には、「追補 2. II 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価」に構造健全性等の確認結果を示す。

6.2.2 運転中の原子炉における重大事故

6.2.2.1 格納容器破損モードの選定と評価事故シーケンスの選定

「運転中の原子炉における重大事故」については、著しい炉心損傷の発生後、原子炉格納容器が破損に至る可能性があるとして想定する格納容器破損モードを、本原子炉施設を対象とした P R A の結果を踏まえ、格納容器破損モードごとに評価事故シーケンスを選定して評価を行う。

(1) 格納容器破損モードの抽出

内部事象レベル 1. 5 P R A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、格納容器破損モードの抽出を行う。

具体的には、事故の進展を炉心損傷前、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、事故進展中に実施される緩和手段等から第 6.2.4 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する。

(2) 格納容器破損モードの選定

格納容器イベントツリーにより抽出した格納容器破損モードを、事象進展の類似性から以下の格納容器破損モードに分類する。

- a. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）
- b. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）
- c. 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
- d. 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用
- e. 水素燃焼
- f. 熔融炉心・コンクリート相互作用

また、上記に分類されない格納容器破損モードとして、以下の格納容器破損モードを抽出している。

- ・原子炉容器内での水蒸気爆発（ α モード）
- ・格納容器隔離失敗（ β モード）
- ・水蒸気蓄積による格納容器先行破損（ θ モード）
- ・インターフェイスシステム L O C A（ ν モード）
- ・蒸気発生器伝熱管破損（gモード）

これらの格納容器破損モードについては、発生する可能性が極めて低いことや、炉心損傷防止対策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、有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードとして新たに追加する必要はない。

なお、蒸気発生器伝熱管破損（gモード）については、炉心損傷後の限定的な条件下で発生する破損モード（温度誘因蒸気発生器伝

熱管破損（T I－S G T R））があるが、発生する可能性は極めて低く、万が一発生した場合においても、可搬型のポンプ、電源、放水砲等を活用した大規模損壊対策による影響緩和を図る。

また、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して格納容器直接接触（シェルアタック）があるが、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、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。

(3) 評価事故シーケンスの選定

格納容器破損モードごとに、有効性評価の対象とする評価事故シーケンスを選定する。具体的には、格納容器破損モードごとに、当該破損モードに至る可能性のある最も厳しいプラント損傷状態（以下「PDS」という。）に属する事故シーケンスの中から、当該破損モードの観点で厳しい事故シーケンスを選定する。PDSの分類記号についての説明を第6.2.3表に示す。なお、E x c e s s L O C Aにおいても、大破断L O C Aで整備した格納容器破損防止対策が有効である。

a. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）

破断口径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がなく圧力上昇が抑制されないPDSである「A E D」に属する事故シーケンスのうち、中破断L O C Aに比べ破断口径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L O C Aを起因とした「大破断L O C A時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」を評価事故シーケンスとして選定する。

なお、恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ、原子炉下部キャビティ注水ポンプを用いた原子炉下部キャビティ直接注水及び大容量ポンプを用いた格納容器循環冷暖房ユニットへの海水通水による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。

b. 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1次冷却材圧力が高圧で溶融炉心が原子炉格納容器内に分散し、溶融炉心の表面積が大きくなり溶融炉心から原子炉格納容器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PDSである

「TED」に属する事故シーケンスのうち、1次冷却材圧力が高圧で、原子炉容器が破損した際に溶融炉心が原子炉格納容器内に分散する割合が多く、また、溶融炉心からの加熱により放出ガスが高温になる全交流動力電源喪失を起因とし、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補助給水機能喪失を考慮した「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」を評価事故シーケンスとして選定する。

なお、恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ、原子炉下部キャビティ注水ポンプを用いた原子炉下部キャビティ直接注水及び大容量ポンプを用いた格納容器循環冷暖房ユニットへの海水通水による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を考慮する。

c. 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

1次冷却材圧力が高圧で維持され、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雰囲気直接加熱が抑制されないPDSである「TED」に属する事故シーケンスのうち、1次冷却材圧力が高圧で、原子炉容器が破損した際に溶融炉心が原子炉格納容器内に分散する割合が多くなる全交流動力電源喪失を起因とし、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補助給水機能喪失を考慮した「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」を評価事故シーケンスとして選定する。

なお、恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ、

原子炉下部キャビティ注水ポンプを用いた原子炉下部キャビティ直接注水及び大容量ポンプを用いた格納容器循環冷暖房ユニットへの海水通水による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を考慮する。

d. 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用

破断口径が大きく、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熔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PDSである「AEW」に属する事故シーケンスのうち、中破断LOCAに比べ破断口径が大きく原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が高い大破断LOCAを起因とし、さらに炉心損傷を早める観点から高圧注入機能及び低圧注入機能の喪失を、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機能の喪失を想定した「大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」を評価事故シーケンスとして選定する。

また、本評価事故シーケンスにおいては、内部スプレポンプによる注水は想定せず、恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び原子炉下部キャビティ注水ポンプを用いた原子炉下部キャビティ直接注水を想定する。内部スプレポンプによる注水を想定する場合、原子炉格納容器内の蒸気を凝縮することで温度が上昇した格納容器スプレイ水が連通管を通じて原子炉下部キャビティに流入することから、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くなり熔融炉心が原子炉下部キャビティに落下した際に蒸気が急激に生成され、熔融燃料－冷却材相互作用による短期間での原子炉格納容器圧力の上昇幅は大きくなる。一方、恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び原子炉下部キャビティ注水ポンプを用いた原子炉下部キャビティ直接注水を想定する場合、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高くなり熔融燃料－冷却材相互

作用による蒸気発生量は相対的に小さくなるが、内部スプレポンプによる注水よりも注水開始時間が遅く、注水流量も小さいため、溶融燃料－冷却材相互作用発生前後の原子炉格納容器圧力の抑制効果は小さくなる。これら二つの観点から、恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び原子炉下部キャビティ注水ポンプを用いた原子炉下部キャビティ直接注水を想定した方が、原子炉格納容器圧力を総合的に厳しく評価することとなる。

なお、恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ、原子炉下部キャビティ注水ポンプを用いた原子炉下部キャビティ直接注水及び大容量ポンプを用いた格納容器循環冷暖房ユニットへの海水通水による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。

e. 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PDSである「AEI」に属する事故シーケンスのうち、中破断LOCAに比べ破断口径が大きく、事故進展が早くなり、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大破断LOCAを起因とし、事象初期の大容量の炉心注水に期待できない低圧注入機能の喪失を想定し、さらに炉心損傷を早め、時間余裕及び設備容量の観点から厳しくなるように高圧注入機能の喪失も考慮した「大破断LOCA時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故」を評価事故シーケンスとして選定する。

f. 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

る溶融炉心が冷却されない P D S である「A E D」に属する事故シーケンスのうち、中破断 L O C A に比べ破断口径が大きく事故進展が早くなり原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が高い大破断 L O C A を起因とした「大破断 L O C A 時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」を評価事故シーケンスとして選定する。

なお、恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ、原子炉下部キャビティ注水ポンプを用いた原子炉下部キャビティ直接注水及び大容量ポンプを用いた格納容器循環冷暖房ユニットへの海水通水による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。

格納容器破損モード及び評価事故シーケンスについて整理した結果を第 6.2.3 表に示す。

6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定

6.2.2.1 に挙げた格納容器破損モードについては、格納容器破損防止対策に対して有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。なお、格納容器直接接触（シェルアタック）については、B W R マーク I 型の原子炉格納容器特有の事象であり、P W R では原子炉格納容器が大きく、溶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、本格納容器破損モードに係る評価項目（原子炉格納容器の床上に落下した溶融炉心が床面を拡がり原子炉格納容器バウンダリと直接接触しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること）については、評価項目として設定しない。

- (1) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が、限界圧力を下回る圧力である最高使用圧力 0.261MPa[gage]の 2 倍の圧力 0.522MPa [gage]を下回ること。
- (2) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が、限界温度を下回る温度である 200℃を下回ること。

- (3) 放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。
- (4) 原子炉圧力容器の破損までに、原子炉冷却材圧力は 2.0MPa [gage] 以下に低減されていること。
- (5) 急速な原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって、原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと。
- (6) 原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること。具体的には、原子炉格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して 13vol%以下であること。
- (7) 可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、(1)の要件を満足すること。
- (8) 熔融炉心による侵食によって、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び熔融炉心が適切に冷却されること。

6.2.3 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故

6.2.3.1 想定事故

「使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故」については、本原子炉施設において、使用済燃料ピット内に貯蔵されている燃料の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する以下の事故の評価を行う。

(1) 想定事故 1

使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故

(2) 想定事故 2

サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故

6.2.3.2 有効性を確認するための評価項目の設定

「6.2.3.1 想定事故」に挙げた想定事故については、使用済燃料ピットにおける燃料損傷を防止するための対策に対して有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。

- (1) 燃料有効長頂部が冠水していること。
- (2) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。
- (3) 未臨界が維持されていること。

6.2.4 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

6.2.4.1 事故シーケンスのグループ化と重要事故シーケンスの選定

運転停止中の原子炉は、主発電機の解列から並列までの期間とし、この期間中はプラント状態が様々に変化する。このため、プラントの運転状態、1次冷却系の開放状態、1次冷却系保有水量、崩壊熱及び保守点検状況等に応じた緩和設備の状態等に応じて、プラントの状態を適切に区分したうえで、「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」については、運転停止中の原子炉において、燃料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を、本原子炉施設を対象としたPRAの結果を踏まえ事故シーケンスグループにグループ化し、事故シーケンスグループごとに重要事故シーケンスを選定して評価を行う。

(1) 運転停止中事故シーケンスの抽出

停止時レベル1 PRAにおいては、各起因事象の発生から燃料損傷に至ることを防止するための緩和手段の組合せ等を第6.2.5図に示すイベントツリーで分析し、燃料損傷に至る事故シーケンスを抽出する。

(2) 運転停止中事故シーケンスのグループ化

運転停止中事故シーケンスのグループ化に当たっては、重大事故等に対処するための措置が基本的に同じとなるよう、燃料損傷に至る主要因の観点から事故シーケンスを以下のように分類している。

- a. 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）

- b. 全交流動力電源喪失
- c. 原子炉冷却材の流出
- d. 反応度の誤投入

(3) 重要事故シーケンスの選定

運転停止中事故シーケンスグループごとに、有効性評価の対象とする重要事故シーケンスを選定する。同じ運転停止中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、燃料損傷防止対策の実施に対する時間余裕、燃料損傷回避に必要な設備容量等の観点で、より厳しいシーケンスを選定する。

a. 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）

要求される設備容量の観点から、炉心崩壊熱が高く、1次冷却系保有水量が少ない「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」を、重要事故シーケンスとして選定する。

なお、アキュムレータ及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水の有効性を確認する観点から、充てん／高圧注入ポンプの機能喪失の重畳を考慮する。

b. 全交流動力電源喪失

全交流動力電源喪失に係る事故シーケンスは「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故」のみである。

全交流動力電源喪失の発生に伴い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し、アキュムレータ及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水開始までの時間余裕が短く、かつ、要求される設備容量の観点から、崩壊熱が高く、1次冷却系保有水量が少ない「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。

c. 原子炉冷却材の流出

1次冷却材の流出流量が多く、1次冷却系保有水の確保の観点から、炉心崩壊熱が高く、1次冷却系保有水量が少ない「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が

喪失する事故」を、重要事故シーケンスとして選定する。

d. 反応度の誤投入

反応度の誤投入に係る事故シーケンスは「反応度の誤投入事故」のみである。

定期検査中、原子炉起動前までは純水注水による希釈が生じない措置を講じることから、臨界到達までの時間余裕を厳しく評価する観点で「原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。

各運転停止中事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンス及び重要事故シーケンスについて整理した結果を第 6.2.4 表に示す。

6.2.4.2 有効性を確認するための評価項目の設定

「6.2.4.1 事故シーケンスのグループ化と重要事故シーケンスの選定」に挙げた事故シーケンスグループについては、運転停止中の原子炉における燃料の著しい損傷を防止するための対策に対して有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。

- (1) 燃料有効長頂部が冠水していること。
- (2) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。
- (3) 未臨界を確保すること（ただし、通常の運転操作における臨界、又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く。）。

6.3 評価に当たって考慮する事項

6.3.1 有効性評価において考慮する措置

グループ化した事故シーケンスごとに、関連する措置を「「追補 1 5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」の追補」及び「添付書類八「1.11.7.1 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（平成 25 年 6 月 19 日制定）」に対する適合」との関係を含めて整理して評価を行う。評価に当たっては、「「追補 1 5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」の追補」で講じることとした措置のうち、「添付書類八「1.11.7.1 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（平成 25 年 6 月 19 日制定）」に対する適合」で重大事故等対策として用いたものを対象とするが、手順及び体制としてはその他の措置との関係も含めて必要となる水源、燃料及び電源の資源や要員を整理し、資源及び要員の確保に関する評価を行う。なお、「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」における一つの事故シーケンスグループにおいて複数の対策があり、それぞれで重要事故シーケンスを選定していない場合には、代表性、包絡性を整理し、解析を行い、「運転中の原子炉における重大事故」における一つの格納容器破損モードにおいて複数の対策がある場合は、各々の対策において解析を行う。

6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定

グループ化した事故シーケンスごとに、PRAの結果を踏まえ、起因事象の発生に加えて想定する共通要因故障又は系統間の機能依存性を考慮した従属故障等の安全機能の喪失を考慮する。また、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しない。

6.3.3 外部電源に対する仮定

外部電源有無の双方について考慮するが、基本的には常用系機器の機能喪失、工学的安全施設の作動遅れ及び運転員等操作への影響を考慮し

て外部電源がない場合を想定する。ただし、外部電源を考慮した方が有効性を確認するための評価項目に対して評価結果の余裕が小さくなるような場合は、外部電源がある場合を想定する。

6.3.4 単一故障に対する仮定

重大事故等は設計基準事故対処設備が多重の機能喪失を起こすことを想定しており、さらに、重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備に対して多様性を考慮して設置していることから、重大事故等対処設備の単一故障は仮定しない。

6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定

事故に対処するために必要な運転員の手動操作については、原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として、確実な実施のための時間余裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮する。

- (1) 中央制御室での警報発信等を起点として中央制御室で実施する操作については、警報等の発信時点から 10 分後に開始する。
- (2) (1)の操作に引き続き中央制御室で実施する操作については、(1)の操作から 1 分後に開始する。
- (3) 中央制御室で監視するパラメータが、操作開始条件に達したことを起点として中央制御室で実施する操作については、操作開始条件到達から 10 分後に開始する。
- (4) 中央制御室で監視するパラメータが、操作開始条件に達したことを起点として現場で実施する操作については、操作開始条件到達から 30 分後に開始する。
- (5) その他、個別の運転員等の操作に必要な時間を考慮して操作を開始する。

なお、運転員等は手順書にしたがい、各操作条件を満たせば順次操作を実施するが、有効性評価における解析の条件設定においては、操作現場までのアクセスルートの状況、操作現場の状況等を踏まえ、訓練実績

等に基づき上記の運転員等操作時間を設定する。

6.3.6 考慮する範囲

有効性評価を行うに当たっては、異常状態の発生前の状態として、通常運転範囲及び運転期間の全域について考慮し、サイクル期間中の炉心燃焼度変化、燃料交換等による長期的な変動及び運転中予想される運転状態を考慮する。

また、有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉等が安定停止状態等に導かれるまでを対象とするが、有効性評価における解析としては、原子炉等が安定停止状態等に導かれることが合理的に推定可能な時点までとし、外部支援がないものとして 7 日間の対策成立性を評価する。

6.4 有効性評価に使用する計算プログラム⁽¹⁾

有効性評価に使用する解析コードは、事故シーケンスの特徴に応じて、重要現象がモデル化されており、実験等を基に検証され、適用範囲を含めてその不確かさが把握されているものとして、以下に示す解析コードを使用する。また、重要事故シーケンス等に対して適用する解析コードについて、事故シーケンスグループ等との対応を第 6.4.1 表から第 6.4.3 表に示す。

6.4.1 M-R E L A P 5⁽¹⁾

6.4.1.1 概要

制御系、熱水力、熱構造材、原子炉動特性等の計算機能を有し、原子炉の事故時の熱流動解析を行う上で汎用性の高い解析コードである。

熱流動解析では、1 次冷却系及び 2 次冷却系を複数のボリューム及びボリュームを接続するジャンクションで表し、気液各相の質量、運動量及びエネルギー保存式を独立に解き、各ボリュームの冷却材の圧力、温度、密度及びジャンクションの流量を各相について計算する。原子炉の解析においては、炉心出力変化、冷却材ポンプ、配管や機器からの冷却材の流出、原子炉トリップ、制御保護設備、非常用炉心冷却設備の状態等の諸量の模擬を行う。

また、同時に実行される燃料棒熱解析では、炉心部を大別して高温燃料棒、高温集合体領域及び平均集合体領域に区別し、各々の領域で燃料棒熱解析を行う。各領域では燃料ペレット及び燃料被覆管を半径方向及び軸方向に分割し、熱流動計算側から計算ステップごとに得られる圧力、温度、気液割合、流量等のパラメータを用いて熱発生、熱伝導及び壁面熱伝達を解き、評価項目となるパラメータと照合すべき燃料被覆管最高温度、ジルコニウム-水反応量を評価する。

本解析コードは、米国エネルギー省及びアイダホ国立研究所により開発された R E L A P 5 - 3 D を基に、PWR プラントの中小破断 L O C A 解析に適用するため、米国 N R C の連邦規則である、10 CFR 50 Appendix K “ECCS Evaluation Models”にて要求される保守的なモデ

ル（M o o d y 臨界流モデル等）を付加した解析コードである。

6.4.1.2 重要現象のモデル化

事故シーケンスの特徴に応じて、炉心、1次冷却系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象がモデル化されている。具体的には、以下のとおりである。

(1) 炉心

重要現象として、崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流がモデル化されている。

(2) 1次冷却系

重要現象として、冷却材流量変化（自然循環時）、冷却材放出（臨界流・差圧流）、沸騰・凝縮・ボイド率変化、気液分離・対向流、圧力損失、E C C S 強制注入及びE C C S 蓄圧タンク注入がモデル化されている。

(3) 加圧器

重要現象として、気液熱非平衡、水位変化及び冷却材放出（臨界流・差圧流）がモデル化されている。

(4) 蒸気発生器

重要現象として、1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出（臨界流・差圧流）、2次側水位変化・ドライアウト及び2次側給水（主給水・補助給水）がモデル化されている。

6.4.1.3 妥当性確認及び不確かさの把握

事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当性確認を実施している。具体的には、ORNL/THTF、ROSA/LSTF SB-CL-18、ROSA/LSTF SB-CL-39、PKL/F1.1、Marviken、LOFT L9-3、LOFT L6-1 の試験解析等により確認している。また、入力条件により不確かさを考慮しているものを除いて、妥当性確認により、その不確かさを把握している。具体的には、第 6.4.4 表に示すとおりである。

6.4.2 SPARKLE-2⁽¹⁾

6.4.2.1 概要

M-RELAP5の炉心部分を1点炉近似動特性モデルから3次元動特性モデルに変更し、炉内熱流動に対しても3次元二相流動解析を採用した解析コードであり、M-RELAP5、3次元炉心動特性計算コードCOSMO-K及び3次元炉心熱流動特性コードMIDACの三つの要素コードを動的に結合し、1次冷却系全体の熱流動と3次元炉心動特性との相互作用が評価可能な詳細なプラント過渡特性解析コードである。

結合計算の流れとしては、炉心過渡計算のため、炉心境界条件として1次冷却材圧力、炉心入口エンタルピ、炉心入口流量及び炉心入口ほう素濃度がM-RELAP5からCOSMO-K及びMIDACに受け渡される。炉心過渡計算では、M-RELAP5から受け渡された炉心境界条件とCOSMO-Kから受け渡される3次元出力分布に基づき、MIDACにて熱流束、燃料棒内温度、炉心冷却材密度／温度及びほう素濃度の3次元分布を計算し、その後、MIDACから受け渡された燃料実効温度、炉心冷却材密度／温度及びほう素濃度を用いて、COSMO-Kにて中性子動特性計算により炉心出力及び炉心出力分布を計算する。

炉心過渡計算が終了すると、MIDACで計算された熱流束分布がM-RELAP5に返され、炉心部を含む1次冷却系全体の熱流動を計算する。

6.4.2.2 重要現象のモデル化

事故シーケンスの特徴に応じて、炉心、加圧器及び蒸気発生器における重要現象がモデル化されている。具体的には、以下のとおりである。

(1) 炉心

核については、重要現象として、中性子動特性（核分裂出力）、ドップラ反応度帰還効果、減速材反応度帰還効果及び崩壊熱がモデ

ル化されている。

燃料については、重要現象として、燃料棒内温度変化がモデル化されている。

熱流動については、重要現象として、沸騰・ボイド率変化がモデル化されている。

(2) 加圧器

重要現象として、気液熱非平衡、水位変化及び冷却材放出（臨界流・差圧流）がモデル化されている。

(3) 蒸気発生器

重要現象として、1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出（臨界流・差圧流）、2次側水位変化・ドライアウト及び2次側給水（主給水・補助給水）がモデル化されている。

6.4.2.3 検証、妥当性確認及び不確かさの把握

事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの検証、妥当性確認を実施している。具体的には、TWIGL ベンチマーク、LMW ベンチマーク、SPERT-III E-core 実験解析、NUPEC 管群ボイド試験解析、LOFT L9-3、LOFT L6-1 の試験解析等により確認している。また、入力条件により不確かさを考慮しているものを除いて、検証、妥当性確認により、その不確かさを把握している。具体的には、第 6.4.5 表に示すとおりである。

6.4.3 MAA P⁽¹⁾

6.4.3.1 概要

重大事故等の事象進展の各段階を網羅し、原子炉、1次冷却系、原子炉格納容器内で起こると考えられる重要な事故時の物理現象をモデル化するとともに、工学的安全設備や炉心損傷防止対策あるいは格納容器破損防止対策で想定する各種の機器についてのモデルを備えている。また、核分裂生成物に関する物理現象をモデル化しており、事故時に炉心溶融に伴って1次冷却系や原子炉格納容器に放出される核分

裂生成物の挙動についても取り扱うことが可能である。このように、広範囲の物理現象を取り扱うことが可能な総合解析コードであり、重大事故時等に想定される種々の事故シーケンスについて、起因事象から安定した状態、あるいは過圧、過温により原子炉格納容器健全性が失われる状態まで計算が可能であることが特徴である。

熱水力モデルでは、質量及びエネルギー保存則を解く一方、運動量方程式を準静的な取扱いとしているため、流体慣性が重要となる現象、例えばL O C A直後の炉心の流動等、短期間に発生する現象を精緻に取り扱うような場合には適していないものの、系内の質量及びエネルギーの収支を適切に取り扱っており、長期的な原子炉及び原子炉格納容器の応答の評価には適用性を有する。

6.4.3.2 重要現象のモデル化

事故シーケンスの特徴に応じて、炉心、1次冷却系、加圧器、蒸気発生器、原子炉格納容器、炉心損傷後の原子炉容器及び原子炉格納容器における重要現象がモデル化されている。具体的には、以下のとおりである。

(1) 炉心

核については、重要現象として崩壊熱がモデル化されている。

燃料については、重要現象として、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形がモデル化されている。

熱流動については、重要現象として、沸騰・ボイド率変化及び気液分離（炉心水位）・対向流がモデル化されている。

(2) 1次冷却系

重要現象として、気液分離・対向流、構造材との熱伝達、E C C S強制注入及びE C C S蓄圧タンク注入がモデル化されている。

(3) 加圧器

重要現象として、冷却材放出（臨界流・差圧流）がモデル化されている。

(4) 蒸気発生器

重要現象として、1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出（臨界流・差圧流）、2次側水位変化・ドライアウトがモデル化されている。

(5) 原子炉格納容器

重要現象として、区画間の流動（蒸気、非凝縮性ガス）、区画間の流動（液体）、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、スプレー冷却、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却及び水素濃度変化がモデル化されている。

(6) 炉心損傷後の原子炉容器

重要現象として、リロケーション、原子炉容器内溶融燃料－冷却材相互作用（以下「原子炉容器内F C I」という。）（溶融炉心細粒化）、原子炉容器内F C I（デブリ粒子熱伝達）、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達、原子炉容器破損・溶融及び1次系内核分裂生成物挙動（以下「1次系内F P挙動」という。）がモデル化されている。

(7) 炉心損傷後の原子炉格納容器

重要現象として、原子炉容器外溶融燃料－冷却材相互作用（以下「原子炉容器外F C I」という。）（溶融炉心細粒化）、原子炉容器外F C I（デブリ粒子熱伝達）、原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱、溶融炉心とコンクリートの伝熱、コンクリート分解・非凝縮性ガス発生及び原子炉格納容器内核分裂生成物挙動（以下「原子炉格納容器内F P挙動」という。）がモデル化されている。

6.4.3.3 妥当性確認及び不確かさの把握

事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当性確認を実施している。具体的には、TMI 事故解析、MB-2 実験解析、HDR 実験解析、CSTF 実験解析、ACE 実験解析、SURC 実験解析、PHEBUS-FP 実験解析、ABCOVE 実験解析、感度解析により確認している。また、入力条件により不確かさを考慮しているものを除いて、

妥当性確認等によりその不確かさを把握している。具体的には、第 6.4.6 表に示すとおりである。

6.4.4 GOTHIC⁽¹⁾

6.4.4.1 概要

原子炉格納容器の熱流動解析を主目的に開発された汎用熱流動解析コードであり、質量、エネルギー及び運動量の 3 保存則を気相、液相及び液滴相の各流体場に適用し、状態方程式、熱伝導方程式、各種構成式及び相関式等を解くことにより、流体、構造材の相互作用、機器の動作を考慮した過渡解析が可能である。

原子炉格納容器内の区画間・区画内の流動を適切に模擬するため、原子炉格納容器を適切にノード分割する。流動計算で取り扱われる流体は各種ガス組成及び蒸気を含む気相、液相及び液滴相となり、これら各相に対して質量、エネルギー、運動量の保存式を各種の構成式及び相関式とあわせて数値的に解き、原子炉格納容器内の流動を模擬する。

6.4.4.2 重要現象のモデル化

事故シーケンスの特徴に応じて、原子炉格納容器における重要現象がモデル化されている。具体的には、以下のとおりである。

(1) 原子炉格納容器

重要現象として区画間・区画内の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、スプレイ冷却及び水素処理がモデル化されている。

6.4.4.3 妥当性確認及び不確かさの把握

事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当性確認を実施している。具体的には、NUPEC 試験 TestM-7-1、NUPEC 試験 TestM-4-3、熱伝達試験との比較等による妥当性確認により、その不確かさを把握している。具体的には、第 6.4.7 表に示すとおりである。

6.4.5 C O C O (1)(2)(3)(4)

6.4.5.1 概要

原子炉格納容器内圧解析コードC O C Oは、原子炉冷却材喪失事故時の原子炉格納容器内の圧力、温度変化の評価を主目的に開発され、原子炉格納容器内を気相系と液相系に大別し、各系内では状態は一樣とし、各々の系について質量及びエネルギー保存則を解く。

気相部の蒸気については過熱及び飽和状態、液相部の水については飽和及び未飽和状態を模擬することができ、どの状態にあるかは圧力、流体温度を内蔵された蒸気表に照らして蒸気及び水の状態を判別して、対応した状態方程式を用いる。また、格納容器スプレイ設備等の減圧系のみならず、原子炉格納容器内構造物との間の熱の授受もモデルとして組み込まれている。

6.4.5.2 重要現象のモデル化

事故シーケンスの特徴に応じて、原子炉格納容器における重要現象がモデル化されている。具体的には、以下のとおりである。

(1) 原子炉格納容器

重要現象として構造材との熱伝達及び内部熱伝導がモデル化されている。

6.4.5.3 妥当性確認及び不確かさの把握

事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当性確認を実施している。具体的には、CVTR Test-3 試験解析による妥当性確認により、その不確かさを把握している。具体的には、第 6.4.8 表に示すとおりである。

6.5 有効性評価における解析の条件設定の方針

6.5.1 解析条件設定の考え方

有効性評価における解析の条件設定については、事象進展の不確かさを考慮して、設計値等の現実的な条件を基本としつつ、原則、有効性を確認するための評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とするが、標準値として評価項目となるパラメータに対し有意な影響を及ぼさないことを踏まえて条件を設定する場合もある。この際、「6.4 有効性評価に使用する計算プログラム」において把握した解析コードの持つ重要現象に対する不確かさや解析条件の不確かさによって、さらに本原子炉施設の有効性評価の評価項目となるパラメータ及び運転員等操作時間に対する余裕が小さくなる可能性がある場合は、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する。ただし、「6.5.2 共通解析条件」に示す解析条件については共通の条件として設定する。

なお、初期条件とは異常状態が発生する前の原子炉施設の状態、事故条件とは重大事故等の発生原因となる機器の故障又は安全機能の喪失の状態、機器条件とは重大事故等を収束させる際に使用する重大事故等対処設備の状態、操作条件とは運転員等が重大事故等対処設備を操作可能となる状態のことをいう。

6.5.2 共通解析条件

操作条件については、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示すとおり個別に解析条件を設定するが、以下に示す解析条件は、各重要事故シーケンス等においてその影響が大きく変わらないことから共通の条件として設定する。なお、解析条件の不確かさの影響については、グループ化した事故シーケンスごとに確認する。

6.5.2.1 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

(1) 初期条件

a. 初期定常運転条件

解析では、炉心熱出力の初期値として、定格値(2,432MWt)に正

の定常誤差（定格値の+2%）を考慮した値を用いる。また、1次冷却材平均温度の初期値として、定格値（305.7℃）に正の定常誤差（+2.2℃）を考慮した値を用いる。また、1次冷却材圧力の初期値として、定格値（15.41MPa[gage]）に正の定常誤差（+0.21MPa）を考慮した値を用いる。

なお、事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」においては、出力抑制について減速材温度の反応度帰還効果に期待しており、反応度帰還効果を小さくするため、サイクル寿命初期の炉心運用を包絡する正側の設定としていることから、炉心熱出力、1次冷却材平均温度及び1次冷却材圧力の初期値として定格値を用いる。

b. 1次冷却材流量

1次冷却材全流量は熱設計流量を用いる。

c. 炉心及び燃料

炉心及び燃料に関する解析条件の設定を以下に示す。なお、燃料ペレット／燃料被覆管径等の炉心及び燃料形状に関する条件は設計値を用いる。

(a) 炉心崩壊熱⁽⁵⁾

炉心崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線を使用する。また、使用する炉心崩壊熱はウラン燃料の装荷を考慮して炉心運用を包絡するよう設定し、燃料被覆管温度等に関連する、炉心の露出状況を確認する必要がある事象においては、第6.5.1図に示す局所的な影響を考慮した高温点評価用崩壊熱を用い、1次冷却材圧力等のプラント全体に関連する炉心平均挙動を評価する事象においては、第6.5.2図に示す炉心の平均的な崩壊熱を表す炉心平均評価用崩壊熱を用いる。

(b) 炉心バイパス流量

熱除去に寄与しない炉心バイパス流量割合は設計値として4%を用いる。

(c) 核的パラメータ

即発中性子寿命、遅発中性子割合、減速材密度係数、ドップラ係数等の核的パラメータは、原則としてウラン燃料の装荷を考慮した炉心運用を包絡する値を用いる。なお、事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」における減速材反応度帰還効果は、ウラン燃料の装荷を考慮した炉心運用を包絡する減速材温度係数の初期値（標準値）を設定し、ドップラ反応度帰還効果は、ウラン燃料を装荷した平衡炉心の特性を考慮する。

d. 加圧器

加圧器保有水量の初期値は、全出力運転状態における保有水量に基づき 60%体積とする。

e. 蒸気発生器

蒸気発生器伝熱管施栓率は 10%を考慮する。また、蒸気発生器 2 次側水位は設計値として 44%（狭域水位スパン）を、水量は 1 基当たり設計値として 51t を用いる。

f. 原子炉格納容器

(a) 自由体積

原子炉格納容器自由体積は、設計値に余裕を考慮した小さい値として 69,500m³を用いる。

(b) ヒートシンク

原子炉格納容器のヒートシンクは、設計値に余裕を考慮した小さい値を用いる。

(c) 初期温度及び初期圧力

原子炉格納容器の初期温度及び初期圧力は、設計値として 47℃及び 12.0kPa[gage]を用いる。

g. 主要機器の形状

主要機器の形状に関する条件は、以下の値を用いる。

- ・加圧器、蒸気発生器、冷却材ポンプ、1 次冷却材管及び原子炉格納容器は設計値を用いる。
- ・原子炉容器は標準値を用いる。

(2) 事故条件

a. 原子炉冷却材喪失時の破断位置

1 次冷却材管の破断による L O C A を想定する場合の配管の破断位置について、炉心損傷防止対策の有効性評価においては、炉心の再冠水が遅れること、破断ループに接続された E C C S の注水効果に期待できないこと等を踏まえ、設計基準事故と同様に低温側とする。

なお、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」については、蒸気発生器 2 次側保有水の保有する熱量が、原子炉格納容器内に放出されることによる長期的な原子炉格納容器圧力の上昇の早さの観点も踏まえて低温側とする。

(3) 重大事故等対策に関連する機器条件

a. 炉心及び燃料

トリップ時の制御棒クラスタ落下による反応度の添加は、第 1.2.2 図に示すものを使用する。制御棒クラスタ落下開始から全ストロークの 85% 落下までの時間を 1.8 秒とする。

b. 安全保護系の設定点の作動限界値及び応答時間

原子炉トリップ限界値及び応答時間として以下の値を用いる。

過大温度 ΔT 高

1 次冷却材平均温度等の関数（第 1.2.1 図参照）

（応答時間 6.0 秒）

原子炉圧力低

12.83MPa[gage]（応答時間 2.0 秒）

1 次冷却材ポンプ電源電圧低

65%（定格値に対して）（応答時間 1.2 秒）

蒸気発生器水位異常低

蒸気発生器狭域水位 11%（応答時間 2.0 秒）

また、工学的安全施設作動信号のうち、非常用炉心冷却設備作動信号の作動限界値及び応答時間として以下の値を用いる。

原子炉圧力異常低

10.97MPa[gage] (応答時間 0 秒、2.0 秒)

原子炉圧力低と加圧器水位低の一致

11.66MPa[gage] (圧力) 及び水位検出器下端水位 (水位)
の一致 (応答時間 2.0 秒)

なお、非常用炉心冷却設備作動信号「原子炉圧力異常低」の応答時間については、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」では非常用炉心冷却設備の作動による炉心注水により早くなることで原子炉格納容器に放出されるエネルギー増による原子炉格納容器の圧力及び温度を厳しくする観点、並びに「ECCS再循環機能喪失」では非常用炉心冷却設備の作動が早くなることで崩壊熱がより高い時点で再循環切替失敗し、炉心水位の低下を早め代替再循環への切替操作時間を厳しくする観点を踏まえ 0 秒とし、その他の事故シーケンスグループは 2.0 秒とする。

c. 原子炉制御設備

原子炉制御設備は、外乱を小さくする方向に働くことから作動しないものとする。ただし、1 次冷却系及び 2 次冷却系の主要弁である加圧器逃がし弁、主蒸気逃がし弁は過渡事象の様相に対する寄与が大きいことから、自動動作するものとする。

なお、事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」のうち「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」においては、加圧器圧力制御系、加圧器水位制御系及び給水制御系は、1 次冷却材の 2 次冷却系への流出を厳しくする観点から自動動作するものとする。

d. 1 次冷却系及び 2 次冷却系主要弁

加圧器逃がし弁、主蒸気逃がし弁、加圧器安全弁及び主蒸気安全弁の容量は以下の値を使用する。また、加圧器安全弁及び主蒸気安全弁の動作圧力については設計値に余裕を考慮した高い値を使用する。

(a) 加圧器逃がし弁容量：95t/h (1 個当たり)

(b) 加圧器安全弁容量：157t/h (1 個当たり)

- (c) 主蒸気逃がし弁容量：定格主蒸気流量（ループ当たり）の 10%
- (d) 主蒸気安全弁容量：定格主蒸気流量（ループ当たり）の 100%
- e. 冷却材ポンプ⁽⁶⁾

冷却材ポンプ回転数等の冷却材ポンプ仕様に関する条件は設計値を用いる。

- f. 格納容器循環冷暖房ユニット

格納容器循環冷暖房ユニットは 1 基動作し、1 基当たり設計値に余裕を考慮した小さい除熱特性（100℃～約 153℃、約 8.1MW～約 13.9MW）で原子炉格納容器を除熱するものとする。

- g. 燃料取替用水タンク

燃料取替用水タンクの水量は、設計値として 1,325m³を用いる。

6.5.2.2 運転中の原子炉における重大事故

(1) 初期条件

6.5.2.1.(1)に同じ。なお、格納容器破損モード「水素燃焼」については、原子炉格納容器内に分散し配置した重大事故等対処施設の有効性を評価する観点から、原子炉格納容器のヒートシンク及び初期圧力は、以下の値を用いる。

- ・原子炉格納容器のヒートシンクは、設計値に余裕を考慮した大きい値を用いる。
- ・原子炉格納容器の初期圧力は、0kPa[gage]を用いる。

(2) 事故条件

- a. 原子炉冷却材喪失時の破断位置

1 次冷却材管の破断による L O C A を想定する場合の配管の破断位置について、格納容器破損防止対策の有効性評価においては、E C C S 注水に期待していないこと、また、アキュムレータからの注水のみでは炉心冠水を維持できないことを踏まえ、早期に炉心からの蒸気が系外に放出される高温側とする。

(3) 重大事故等対策に関連する機器条件

6.5.2.1(3)に同じ。

6.5.2.3 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故

(1) 初期条件

a. 使用済燃料ピット崩壊熱

原子炉停止後に取り出された全炉心分の燃料及び以前から貯蔵されている使用済燃料が、使用済燃料ピットの熱負荷が最大となるような組合せで貯蔵される場合を想定して、使用済燃料ピットの熱負荷は 7.638MW を用いる。

b. 事象発生前使用済燃料ピット水温

使用済燃料ピット水温の実測値に基づき、標準的な温度として 40℃を用いる。

c. 使用済燃料ピットに隣接するピットの状態

燃料取り出し直後の使用済燃料ピットの状態を想定しており、燃料を取り出す際には原子炉補助建屋内チャンネルとキャスクピット、使用済燃料ピットの間に設置されているゲートを取り外すことから、使用済燃料ピット、原子炉補助建屋内チャンネル及びキャスクピットは接続状態とする。なお、水温が 100℃まで上昇する時間の評価は、温度条件が厳しくなるように使用済燃料ピットのみ水量を考慮する。

d. 主要機器の形状

使用済燃料ピット等の主要機器の形状に関する条件は設計値を用いる。

(2) 重大事故等対策に関連する機器条件

a. 放射線の遮蔽が維持できる使用済燃料ピット水位

使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の遮蔽設計基準値(0.15mSv/h)となる、燃料頂部から、4.23m とする。

6.5.2.4 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

(1) 初期条件（事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」を除く。）

a. 炉心崩壊熱⁽⁵⁾

炉心崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂

生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線を使用する。
また、使用する崩壊熱はウラン燃料の装荷を考慮して設定し、第 6.5.1 図に示す局所的な影響を考慮した高温点評価用崩壊熱を用いる。

b. 原子炉停止後の時間

燃料取り出し前のミッドループ運転中の事故を想定し、そのうち、炉心露出の観点から炉心崩壊熱と 1 次冷却系保有水量の最も厳しい組合せとなる 1 次冷却材水抜き完了時に事故が発生するものとする。したがって、定期検査工程上、原子炉停止から 1 次冷却材水抜き完了までの時間として考えられる最短時間に余裕をみた時間として、原子炉停止後の時間は 72 時間とする。

c. 1 次冷却材圧力

ミッドループ運転中は、1 次冷却系は大気開放状態としていることから、1 次冷却材圧力の初期値は大気圧とする。

d. 1 次冷却材高温側温度

ミッドループ運転時の運転モード（モード 5）の上限値として、1 次冷却材高温側温度の初期値は 93℃とする。

e. 1 次冷却材水位

プラント系統構成上の制約から定めているミッドループ運転中の水位として、1 次冷却材の初期水位は、原子炉容器出入口配管の中心高さを 100mm 上回る高さとする。

f. 1 次冷却系開口部

ミッドループ運転中に確保している蒸気放出経路として、1 次冷却系開口部は、加圧器安全弁が 3 個取り外され、加圧器のベント弁が 1 個開放されているものとする。

g. 主要機器の形状

主要機器の形状に関する条件は、以下の値を用いる。

- ・冷却材ポンプ、加圧器、蒸気発生器、1 次冷却材管及び原子炉格納容器は設計値を用いる。
- ・原子炉容器は標準値を用いる。

6.6 解析の実施方針

有効性評価における解析は、評価項目となるパラメータの推移のほか、事象進展の状況を把握する上で必要なパラメータの推移について解析を実施し、事象進展が適切に解析されていることを確認する。また、発電所内の原子炉施設で重大事故等が同時期に発生することも想定し、評価項目となるパラメータに対し厳しくなる原子炉施設の結果を明示する。

なお、事象進展の特徴や厳しさ等を踏まえ、解析以外の方法で原子炉等が安定停止状態等に導かれ、評価項目を満足することが合理的に説明できる場合は解析以外の方法で評価を行う。

6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を評価するものとする。ここで、要員の配置による他の操作に与える影響とは、解析コード及び解析条件の不確かさの影響に伴う運転員等操作時間の変動が要員配置の観点で作業成立性に与える影響のことである。

不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。

6.7.1 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

重要現象として評価指標及び運転操作に対する影響が大きい又は中程度と考えられる物理現象を選定⁽¹⁾し、そのうち第 6.7.1 表から第 6.7.3 表に示す物理現象を有効性評価において評価項目となるパラメータに有意な影響を与えると整理している。解析コードの不確かさは、選定している重要事故シーケンス等における上記の物理現象に対する不確かさを考慮し、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。

6.7.2 解析条件の不確かさの影響評価

解析条件のうち、初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさについて、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。また、解析条件である操作条件の不確かさとして、上記の解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響及び解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作開始時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響

及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。

6.7.3 操作時間余裕の把握

解析上考慮する運転員等操作の各々について、その遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認する。

6.8 必要な要員及び資源の評価方針

6.8.1 必要な要員の評価

発電所内の原子炉施設で重大事故等が同時期に発生することを想定した、最も厳しい重大事故等対策時において、時間外、休日（夜間）における要員の確保の観点から、重大事故等対策要員（運転員、緊急時対策本部要員及び緊急安全対策要員で構成）を配置し、必要な体制を整備している。

「「追補 1 5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」の追補」で整備している体制にて、対処可能であることを確認するとともに、必要な作業が所要時間内に実施できることを確認する。

6.8.2 必要な資源の評価

発電所内の原子炉施設で重大事故等が同時期に発生することを想定した最も厳しい重大事故等対策時において、必要となる水源、燃料及び電源の資源の確保の観点から、必要水量、燃料消費量及び電源負荷を確認するとともに、7日間継続してこれらの資源が供給可能であることを評価する。また、有効性評価において考慮されていない機器についても、使用した場合を想定して、各資源について7日間継続して資源の供給が可能であることを確認する。

6.9 参考文献

- (1) 「三菱PWR 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」
MHI-NES-1064 改1
三菱重工業、平成28年
- (2) 「三菱PWR 非常用炉心冷却系性能評価解析方法（大破断時）」
MAPI-1035 改8
三菱重工業、平成11年
- (3) 「三菱PWR 非常用炉心冷却系性能評価感度解析」
MAPI-1063 改2
三菱重工業、平成2年
- (4) 「三菱PWR 原子炉格納容器内圧評価解析手法」
MHI-NES-1016
三菱重工業、平成12年
- (5) 「PWRの安全解析用崩壊熱について」
MHI-NES-1010 改4
三菱重工業、平成25年
- (6) 「WOG2000 REACTOR COOLANT PUMP SEAL LEAKAGE MODEL FOR WESTINGHOUSE PWRS」
WCAP-15603 1-A
Westinghouse、2003年

第 6.2.1 表 有効性評価における重要事故シーケンスと技術的能力審査基準／設置許可基準規則／技術基準規則との関連

[illegible]

第 6.2.2 表 重要事故シーケンスの選定（運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故）（1/2）

事故シーケンス グループ	事故シーケンス	最も厳しい事故シーケンス	重要事故シーケンス※
2 次冷却系からの 除熱機能喪失	・小破断 L O C A 時に補助給水機能が喪失する事故 ・極小 L O C A 時に補助給水機能が喪失する事故 ・主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故 ・過渡事象時に補助給水機能が喪失する事故 ・手動停止時に補助給水機能が喪失する事故 ・外部電源喪失時に補助給水機能が喪失する事故 ・2 次冷却系の破断時に補助給水機能が喪失する事故 ・2 次冷却系の破断時に主蒸気隔離機能が喪失する事故 ・蒸気発生器伝熱管破損時に補助給水機能が喪失する事故 ・D C 母線 1 系列喪失時に補助給水機能が喪失する事故	・主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故	・主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故
全交流動力電源 喪失	・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故	・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故	・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及び R C P シール L O C A が発生する事故 ・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故 （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）
原子炉補機冷却 機能喪失	・原子炉補機冷却機能喪失時に R C P シール L O C A が発生する事故 ・原子炉補機冷却機能喪失時に加圧器逃がし弁又は加圧器安全弁 L O C A が発生する事故	・原子炉補機冷却機能喪失時に R C P シール L O C A が発生する事故	・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及び R C P シール L O C A が発生する事故 （全交流動力電源喪失時と事象進展が同じであるため、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」と同じシーケンスを評価）
原子炉格納容器の 除熱機能喪失	・中破断 L O C A 時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・中破断 L O C A 時に格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・小破断 L O C A 時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・小破断 L O C A 時に格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・D C 母線 1 系列喪失時に加圧器逃がし弁又は加圧器安全弁 L O C A が発生し、格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・D C 母線 1 系列喪失時に加圧器逃がし弁又は加圧器安全弁 L O C A が発生し、格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故	・中破断 L O C A 時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故	・中破断 L O C A 時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故

※：（ ）は、選定した事故シーケンスと重要事故シーケンスの相違理由を示す。

第 6.2.2 表 重要事故シーケンスの選定（運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故）（2/2）

事故シーケンス グループ	事故シーケンス	最も厳しい事故シーケンス	重要事故シーケンス※
原子炉停止機能 喪失	・原子炉トリップが必要な起回事象が発生した場合に原子炉トリップ機能が喪失する事故	・原子炉トリップが必要な起回事象が発生した場合に原子炉トリップ機能が喪失する事故	・主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故 ・負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故 (1次冷却材圧力、温度の観点で厳しい起回事象を選定)
ECCS 注水機能 喪失	・中破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故 ・小破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故 ・極小 LOCA 時に充てん注入機能又は高圧注入機能が喪失する事故 ・DC 母線 1 系列喪失時に加圧器逃がし弁又は加圧器安全弁 LOCA が発生し、高圧注入機能が喪失する事故	・中破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故	・中破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故
ECCS 再循環機 能喪失	・大破断 LOCA 時に低圧再循環機能が喪失する事故 ・中破断 LOCA 時に低圧再循環機能が喪失する事故 ・小破断 LOCA 時に低圧再循環機能が喪失する事故 ・DC 母線 1 系列喪失時に加圧器逃がし弁又は加圧器安全弁 LOCA が発生し、低圧再循環機能が喪失する事故 ・中破断 LOCA 時に高圧再循環機能が喪失する事故 ・小破断 LOCA 時に高圧再循環機能が喪失する事故 ・DC 母線 1 系列喪失時に加圧器逃がし弁又は加圧器安全弁 LOCA が発生し、高圧再循環機能が喪失する事故	・大破断 LOCA 時に低圧再循環機能が喪失する事故	・大破断 LOCA 時に低圧再循環機能が喪失する事故
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時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故	・インターフェイスシステム LOCA ・蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故	・インターフェイスシステム LOCA ・蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故

※：（ ）は、選定した事故シーケンスと重要事故シーケンスの相違理由を示す。

第 6.2.3 表 評価事故シーケンスの選定（運転中の原子炉における重大事故）（1/5）

格納容器破損モード	該当する P D S	最も厳しい P D S	最も厳しい P D S の考え方
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）	・ SED ・ SLW ・ TED ・ SEW ・ TEW ・ AED ・ AEW	AED	・ 破断規模の大きい大中破断 L O C A (A**) が、原子炉格納容器内への冷却材放出量が大きく原子炉格納容器内の圧力上昇及び事故進展について厳しい。 ・ 原子炉格納容器内に水の持ち込みのない (**D) が、原子炉格納容器内の圧力上昇について厳しい。 以上より、AEDが最も厳しい P D S となる。
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）	・ SED ・ SLW ・ TED ・ SEW ・ TEW ・ AED ・ AEW	TED	・ 原子炉格納容器内に水の持ち込みのない (**D) が、原子炉格納容器内の温度上昇について厳しい。 ・ 原子炉容器破損時に高圧で熔融炉心が原子炉格納容器内に分散し、熔融炉心の表面積が大きくなり熔融炉心から原子炉格納容器雰囲気への伝熱が大きくなる小破断 L O C A (S**)、過渡事象 (T**) が、原子炉格納容器内の温度上昇について厳しい。 ・ 補助給水による冷却がない (T**) が、原子炉格納容器内の温度上昇について厳しい。 以上より、TEDが最も厳しい P D S となる。
高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	・ SED ・ SEI ・ TEI ・ SLI ・ TED ・ SLW ・ TEW ・ SEW	TED	・ 1 次冷却系の圧力が高く維持される過渡事象 (T**) が、減圧の観点から厳しい。 ・ 原子炉格納容器内に水の持ち込みのない (**D) が、高圧熔融物放出時の原子炉格納容器雰囲気直接加熱の観点で最も厳しい。 以上より、TEDが最も厳しい P D S となる。
原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用	・ AEI ・ SLI ・ AEW ・ SLW ・ SEI ・ SEW	AEW	・ 事故進展が早く原子炉容器破損時の崩壊熱が高い大中破断 L O C A (A**) が、熔融炉心がより高温となる観点から厳しい。 ・ 原子炉格納容器内の冷却がない (**W) が、冷却水から蒸気が急激に生成する観点で厳しい。 以上より、AEWが最も一番厳しい P D S となる。
水素燃焼	・ TEI ・ TEW ・ SED ・ SEW ・ AEI ・ AEW ・ SEI ・ SLW ・ SLI ・ AED ・ TED	AEI	・ 水蒸気が凝縮され水素濃度が高くなる、原子炉格納容器が除熱される状態 (**I) の P D S が厳しい。 ・ 炉心内のジルコニウム－水反応による水素発生量を、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応することを前提とすると、各 P D S で炉心内のジルコニウム－水反応による水素発生量の差はなくなるため、事故進展が早く水素放出速度が大きい (A**) が厳しい。 以上より、AEIが最も厳しい P D S となる。
熔融炉心・コンクリート相互作用	・ TEI ・ AED ・ TED ・ SLI ・ SED ・ SLW ・ TEW ・ AEW ・ AEI ・ SEW ・ SEI	AED	・ 事故進展が早い大中破断 L O C A (A**) が、原子炉容器破損時の崩壊熱が高く厳しい。 ・ 1 次冷却材圧力が低く、熔融炉心の分散の可能性がない (A**) が、原子炉下部キャビティへ落下する熔融炉心の量を多くするため厳しい。 ・ 原子炉格納容器内に水の持ち込みのない (**D) が、熔融炉心を冷却せず M C C I を抑制しない観点で厳しい。 以上より、AEDが最も厳しい P D S となる。

P D S : プラント損傷状態

第 6.2.3 表 評価事故シーケンスの選定（運転中の原子炉における重大事故）（2/5）

補足：P D S の分類記号

事故のタイプと 1 次冷却材圧力	
分類記号	状態の説明
A	1 次冷却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 L O C A）
S	1 次冷却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 L O C A）
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：蒸気発生器伝熱管破損）
V	格納容器バイパスで低圧状態のもの。（起因事象：インターフェイスシステム L O C A）

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。

原子炉格納容器内事故進展（原子炉格納容器破損時期、熔融炉心の冷却手段）	
分類記号	状態の説明
D	E C C S 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破損に至る可能性があるもの。
W	E C C S 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破損に至る可能性があるもの。
I	E C C S 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破損に至る可能性があるもの。
C	E C C S や格納容器スプレイ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、原子炉格納容器破損後に炉心損傷に至る可能性があるもの。

第 6.2.3 表 評価事故シーケンスの選定（運転中の原子炉における重大事故）（3/5）

格納容器 破損モード	最も厳し い P D S	事故シーケンス	最も厳しい事故シーケンス	評価事故シーケンス※1
雰囲気圧力・ 温度による静 的負荷（格納 容器過圧破 損）	AED	・大破断 L O C A 時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・中破断 L O C A 時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故	・大破断 L O C A 時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故	・大破断 L O C A 時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故※²
雰囲気圧力・ 温度による静 的負荷（格納 容器過温破 損）	TED	・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故 ・外部電源喪失時に補助給水機能、高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・手動停止時に補助給水機能、高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・過渡事象時に補助給水機能、高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・主給水流量喪失時に補助給水機能、高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・原子炉補機冷却機能喪失時に補助給水機能が喪失する事故 ・過渡事象時に原子炉トリップに失敗し、高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・2次冷却系の破断時に補助給水機能、高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・2次冷却系の破断時に主蒸気隔離機能、高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・D C 母線 1 系列喪失時に補助給水機能、高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故	・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故	・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故※³ （事故進展を早める観点から厳しくなる補助給水系の機能喪失を考慮する。）

※1：（ ）は、選定した事故シーケンスと評価事故シーケンスの相違理由を示す。

※2：恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ、原子炉下部キャビティ注水ポンプを用いた原子炉下部キャビティ直接注水及び大容量ポンプを用いた格納容器循環冷暖房ユニットへの海水通水による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量を考慮する。

※3：恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ、原子炉下部キャビティ注水ポンプを用いた原子炉下部キャビティ直接注水及び大容量ポンプを用いた格納容器循環冷暖房ユニットへの海水通水による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量を考慮する。

第 6.2.3 表 評価事故シーケンスの選定（運転中の原子炉における重大事故）（4/5）

格納容器 破損モード	最も厳し い P D S	事故シーケンス	最も厳しい事故シーケンス	評価事故シーケンス※1
高圧熔融物放出／格納容器 雰囲気直接加熱	TED	・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故 ・外部電源喪失時に補助給水機能、高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・手動停止時に補助給水機能、高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・過渡事象時に補助給水機能、高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・主給水流量喪失時に補助給水機能、高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・原子炉補機冷却機能喪失時に補助給水機能が喪失する事故 ・過渡事象時に原子炉トリップに失敗し、高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・2次冷却系の破断時に補助給水機能、高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・2次冷却系の破断時に主蒸気隔離機能、高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・D C 母線 1 系列喪失時に補助給水機能、高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故	・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故	・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故※2 （事故進展を早める観点から厳しくなる補助給水系の機能喪失を考慮する。）

※1：（ ）は、選定した事故シーケンスと評価事故シーケンスの相違理由を示す。

※2：恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ、原子炉下部キャビティ注水ポンプを用いた原子炉下部キャビティ直接注水及び大容量ポンプを用いた格納容器循環冷暖房ユニットへの海水通水による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量を考慮する。

第 6.2.3 表 評価事故シーケンスの選定（運転中の原子炉における重大事故）（5/5）

格納容器 破損モード	最も厳しい PDS	事故シーケンス	最も厳しい事故シーケ ンス	評価事故シーケンス※1
原子炉圧力容器 外の熔融燃料－ 冷却材相互作用	AEW	・大破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に蓄圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に蓄圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に低圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に高圧再循環機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に高圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に蓄圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に蓄圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に高圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故	・大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故	・大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故※2
水素燃焼	AEI	・大破断LOCA時に低圧再循環機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に蓄圧注入機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に低圧注入機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に高圧再循環機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に低圧再循環機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に蓄圧注入機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故	・大破断LOCA時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故	・大破断LOCA時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故
熔融炉心・コン クリート相互作 用	AED	・大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故	・大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故	・大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故※3

※1：（ ）は、選定した事故シーケンスと評価事故シーケンスの相違理由を示す。

※2：原子炉下部キャビティ水のサブクール度を小さくするため、原子炉格納容器内への注水が遅く、流量が少なくなるように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し、恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ注水及び原子炉下部キャビティ注水ポンプを用いた原子炉下部キャビティ直接注水を想定する。

※3：恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ、原子炉下部キャビティ注水ポンプを用いた原子炉下部キャビティ直接注水及び大容量ポンプを用いた格納容器循環冷暖房ユニットへの海水通水による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量を考慮する。

第 6.2.4 表 重要事故シーケンスの選定（運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故）

事故シーケンス グループ	事故シーケンス	最も厳しい事故シーケンス	重要事故シーケンス
崩壊熱除去機能喪失	・ 余熱除去機能が喪失する事故 ・ 外部電源喪失時に余熱除去系による冷却に失敗する事故 ・ 原子炉補機冷却機能が喪失する事故	・ 余熱除去機能が喪失する事故	・ 燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故^{※1}
全交流動力電源喪失	・ 外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故	・ 外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故	・ 燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故^{※1※2}
原子炉冷却材の流出	・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故 ・ 水位維持に失敗する事故 ・ オーバードレンとなる事故	・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故	・ 燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故^{※1}
反応度の誤投入	・ 反応度の誤投入事故	・ 反応度の誤投入事故	・ 原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故^{※3}

※1：崩壊熱が高く、1次冷却系保有水量が少ない燃料取出前のミッドループ運転中を想定する。

※2：全交流動力電源喪失に伴い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。

※3：原子炉起動前までは純水注水による希釈が生じない措置を講じること及び臨界到達までの時間余裕を厳しく評価する観点から、原子炉起動時を想定する。

第 6.4.1 表 有効性評価に使用する解析コード一覧表

－運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

解析コード名	適用事故シーケンスグループ
M－R E L A P 5	・ 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 ・ E C C S 注水機能喪失 ・ 格納容器バイパス
S P A R K L E－2	・ 原子炉停止機能喪失
M A A P	・ 原子炉格納容器の除熱機能喪失 ・ E C C S 再循環機能喪失
C O C O	・ 全交流動力電源喪失 ・ 原子炉補機冷却機能喪失

第 6.4.2 表 有効性評価に使用する解析コード一覧表
 ー運転中の原子炉における重大事故

解析コード名	適用格納容器破損モード
MAAP	・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) ・ 高圧溶融物放出／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 ・ 溶融炉心・コンクリート相互作用
GOTHIC	・ 水素燃焼

第 6.4.3 表 有効性評価に使用する解析コード一覧表

－運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

解析コード名	適用事故シーケンスグループ
M-R E L A P 5	・崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系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

第 6.4.4 表 M-R E L A P 5 における重要現象の不確かさ等(1/2)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
炉心	崩壊熱	崩壊熱モデル	入力値に含まれる。
	燃料棒表面熱伝達	燃料棒表面熱伝達モデル	ORNL/THTF の試験解析より、熱伝達の不確かさが 0%～-40% の範囲であり、保守的なモデルを使用していることを確認した。
	燃料被覆管酸化	ジルコニウム-水反応モデル	ORNL での実験に基づく式を使用しており、不確かさは 95%信頼区間の上限である。
	沸騰・ボイド率変化 気液分離（水位変化）・対向流	ボイドモデル 流動様式	ORNL/THTF の試験解析より、炉心水位の不確かさが 0m～-0.3m であることを確認した。また、ROSA/LSTF SB-CL-18 の試験解析より、コードでは、炉心水位低下を数百秒早く評価する可能性があることを確認した。 Winfrith/THETIS の試験結果より、大気圧程度の低圧条件における炉心水位の不確かさは、最大でも±0.4m 程度であることを確認した。
1 次 冷却系	冷却材流量変化（自然循環時） 圧力損失	壁面熱伝達モデル 運動量保存則	PKL の試験解析より、自然循環流量を約 20%過大評価することを確認した。
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	破断流モデル	Marviken の試験解析より、サブクール臨界流量の不確かさが ±10%、二相臨界流量の不確かさが-10%～+50%であることを確認した。
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	2 流体モデル 壁面熱伝達モデル	ROSA/LSTF、PKL の試験解析より、2 次冷却系強制冷却時の 1 次冷却材圧力の不確かさが 0MPa～+0.5MPa であることを確認した。
	気液分離・対向流	流動様式	凝縮量又は熱伝達の不確かさについて、1 次冷却材圧力で定量化し、ROSA/LSTF、PKL の試験解析より、1 次冷却材圧力の不確かさが 0MPa～+0.5MPa であることを確認した。
	E C C S 強制注入	ポンプ特性モデル	入力値に含まれる。
	E C C S 蓄圧タンク注入	蓄圧タンクの非凝縮性ガス	入力値に含まれる。
加圧器	気液熱非平衡	2 流体モデル	LOFT L6-1 試験解析、LOFT L9-3 試験解析より、加圧時の 1 次冷却材温度の不確かさが±2℃、1 次冷却材圧力の不確かさが ±0.2MPa であることを確認した。
	水位変化		
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	臨界流モデル	

第 6.4.4 表 M-R E L A P 5 における重要現象の不確かさ等(2/2)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
蒸気発生器	1 次側・2 次側の熱伝達	壁面熱伝達モデル	ROSA/LSTF、PKL の試験解析より、2 次冷却系強制冷却での減圧時の 1 次冷却材圧力の不確かさが 0MPa～+0.5MPa であることを確認した。 LOFT L6-1 試験解析、LOFT L9-3 試験解析より、加圧時の 1 次冷却材温度の不確かさが±2℃、1 次冷却材圧力の不確かさが±0.2MPa であることを確認した。
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	臨界流モデル	入力値に含まれる。
	2 次側水位変化・ドライアウト	2 流体モデル	LOFT L6-1 試験解析、LOFT L9-3 試験解析より、ドライアウト特性を適切に模擬すること、及び、1 次冷却材温度の不確かさが±2℃、1 次冷却材圧力の不確かさが±0.2MPa であることを確認した。
	2 次側給水（主給水・補助給水）	ポンプ特性モデル	入力値に含まれる。

第 6.4.5 表 S P A R K L E - 2 における重要現象の不確かさ等

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
炉心 (核)	中性子動特性（核分裂出力）	3次元動特性モデル 核定数フィードバックモデル	ドップラ反応度帰還効果の不確かさに含める。
	ドップラ反応度帰還効果		モンテカルロコードとの比較及び SPERT-III E-core 実験解析より、ドップラ反応度帰還効果の不確かさとして従来から安全解析等に用いられてきた $\pm 10\%$ が矛盾しないことを確認した。
	減速材反応度帰還効果		モンテカルロコードとの比較及び減速材温度係数測定検査との比較より、減速材温度係数の不確かさとして $\pm 3.6\text{pcm}/^\circ\text{C}$ であることを確認した。
	崩壊熱	崩壊熱モデル	入力値に含まれる。
炉心 (燃料)	燃料棒内温度変化	非定常熱伝導方程式	ドップラ反応度帰還効果の不確かさに含める。
炉心 (熱流動)	沸騰・ボイド率変化	二相圧力損失モデル サブクールボイドモデル 気液相対速度	NUPEC 管群ボイド試験解析より、予測値と測定値の差の標準偏差は 4%であり、 2σ を考慮すると沸騰・ボイド率の不確かさとして $\pm 8\%$ であることを確認した。
加圧器	気液熱非平衡	2流体モデル	LOFT L6-1 試験解析、LOFT L9-3 試験解析より、1次冷却材温度の不確かさとして $\pm 2^\circ\text{C}$ 、1次冷却材圧力の不確かさとして $\pm 0.2\text{MPa}$ であることを確認した。
	水位変化		
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	二相／サブクール臨界流モデル	
蒸気 発生器	1次側・2次側の熱伝達	伝熱管熱伝達モデル	
	2次側水位変化・ドライアウト	2流体モデル	入力値に含まれる。
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	臨界流モデル	
	2次側給水（主給水・補助給水）	ポンプ特性モデル	入力値に含まれる。

第 6.4.6 表 M A A P における重要現象の不確かさ等(1/5)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
炉心 (核)	崩壊熱	炉心モデル (原子炉出力及び崩壊熱)	入力値に含まれる。
炉心 (燃料)	燃料棒内温度変化	炉心モデル (炉心熱水力モデル) 溶融炉心挙動モデル (炉心ヒートアップ)	TMI 事故解析における炉心ヒートアップ時の水素発生、炉心領域での溶融進展状態について、TMI 事故分析結果と一致することを確認。 炉心ヒートアップ速度（燃料被覆管酸化が促進される場合）が早まることを想定し、仮想的な厳しい振り幅ではあるが、ジルコニウム-水反応度速度の係数を 2 倍とした感度解析により影響を確認（代表 4 ループプラントを例とした。）。 ・ S B O、L O C A シーケンス共に、運転員操作の起点となる炉心溶融の開始時刻には影響は小さい。 ・ 下部プレナムへのリロケーションの開始時刻は、S B O シーケンスでは約 14 分早まる。L O C A シーケンスでは約 30 秒早まる。
	燃料棒表面熱伝達		
	燃料被覆管酸化		
	燃料被覆管変形		
炉心 (熱流動)	沸騰・ボイド率変化	炉心モデル (炉心水位計算モデル)	「E C C S 再循環機能喪失」では、M-R E L A P 5 よりも炉心露出を遅めに予測する傾向があり、これを不確かさとして扱う。M-R E L A P 5 は炉心露出予測について保守的な傾向となることを確認。 E C C S 再循環切替失敗直前の炉心領域とダウンカマの保有水量、E C C S 再循環切替失敗後の崩壊熱による冷却材蒸散に伴う炉心水位低下の速度、炉心部のボイド率予測については、M-R E L A P 5 と同等な結果が得られていることを確認。 高温側配管領域の保有水量を M-R E L A P 5 より多めに評価することを確認。これにより原子炉格納容器圧力を低めに評価するが、両コードの格納容器への放出エネルギーから見積もられる格納容器圧力の差はわずかであり M-R E L A P 5 で M A A P の計算結果を境界条件に用いることの影響は軽微であることを確認。また、M-R E L A P 5 は炉心露出予測について保守的な傾向となることを確認。
	気液分離（炉心水位）・対向流		
1 次冷却系	気液分離・対向流	1 次冷却系モデル (1 次冷却系の熱水力モデル)	—
	構造材との熱伝達	1 次冷却系モデル (1 次冷却系破損モデル)	

第 6.4.6 表 M A A P における重要現象の不確かさ等(2/5)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
1 次冷却系	E C C S 強制注入	安全系モデル (E C C S)	入力値に含まれる。
	E C C S 蓄圧タンク注入	安全系モデル (蓄圧タンク)	注入特性の不確かさは入力値に含まれる。 感度解析により流動抵抗 (圧損) の感度が小さいことを確認。
加圧器	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	1 次冷却系モデル (加圧器モデル)	TMI 事故解析より、Henry-Fauske モデルを用いた加圧器逃がし弁からの放出流量を適正に評価することを確認。
蒸気発生器	1 次側・2 次側の熱伝達	蒸気発生器モデル	MB-2 実験解析より、1 次冷却系から 2 次冷却系への熱伝達を適正に評価することを確認した。ただし、2 次冷却系からの液相放出がある場合、伝熱量を過大評価する傾向を確認。
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)		MB-2 実験解析より、蒸気放出の場合、放出量を適正に評価することを確認した。液相放出の場合、過大評価する傾向を確認。
	2 次側水位変化・ドライアウト		MB-2 実験解析より、ダウンコマ水位、伝熱部コラプス水位をほぼ適正に評価することを確認した。液相放出がある場合、伝熱部コラプス水位を低めに評価する傾向を確認。
原子炉格納容器	区画間の流動 (蒸気、非凝縮性ガス)	原子炉格納容器モデル (原子炉格納容器の熱水力モデル)	HDR 実験解析及び CSTF 実験解析の結果より以下を確認。 ・原子炉格納容器雰囲気気温度：十数℃高めに評価 ・原子炉格納容器圧力：1 割程度高めに評価 ・非凝縮性ガス濃度：適正に評価 なお、HDR 実験は、縦長格納容器と高い位置での水蒸気注入という特徴があり、国内 PWR の場合、上記の不確かさは小さくなる方向と判断される。
	区画間の流動 (液体)		
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導		
	スプレイ冷却	安全系モデル (格納容器スプレイモデル)	入力値に含まれる。
	水素濃度変化	格納容器モデル (水素発生)	TMI 事故解析における水素発生期間と水素発生量について、TMI 事故分析結果と一致することを確認。
	格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	再循環ユニットモデル	格納容器再循環ユニットの除熱性能に関する不確かさは入力値に含まれる。 水素が存在し、ドライ換算 13vol% の場合、原子炉格納容器圧力を 0.016 MPa、温度を 2℃の範囲で高めに評価することを確認 (代表 3 ループプラントの場合)。

第 6.4.6 表 M A A P における重要現象の不確かさ等(3/5)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
原子炉 容器 (炉心 損傷 後)	リロケーション	溶融炉心挙動モデル (リロケーション)	TMI 事故解析における炉心損傷挙動について、TMI 事故分析結果と一致することを確認した。 リロケーションの進展が早まることを想定し、炉心崩壊に至る温度を下げた場合の感度解析により影響を確認（代表 4 ループプラントを例とした）。 ・下部プレナムへのリロケーション後の原子炉容器の破損時刻は、SBO シーケンスの場合約 26 分、LOCA シーケンスの場合約 3 分、それぞれ早まる。ただし、仮想的な厳しい条件を設定した場合の結果である。
	原子炉容器内 F C I（溶融炉心細粒化、デブリ粒子熱伝達）	溶融炉心挙動モデル (下部プレナムでのデブリ挙動)	原子炉容器内 F C I に影響する項目として「デブリジェット径（炉心部の下部クラストの破損口径）」、「Ricou-Spalding のエントレインメント係数」及び「デブリ粒子の径」をパラメータとして感度解析を行い、いずれについても、1 次冷却材圧力の過渡的な変化に対して影響はあるものの、原子炉容器破損時点での 1 次冷却材圧力に対する感度は小さいことを確認。
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	溶融炉心挙動モデル (下部プレナムでの溶融炉心挙動)	TMI 事故解析における下部ヘッ드의温度挙動について TMI 事故分析結果と一致することを確認した。 下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に関する項目として「溶融炉心と上面水プールとの熱伝達」をパラメータとして感度解析を行い、原子炉容器破損割合及び破損時刻に対して感度が小さいことを確認した。また、「溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達」をパラメータとして感度解析を行い、1 次冷却材圧力及び原子炉容器破損時刻に対して感度が小さいことを確認（代表 4 ループプラントを例とした）。
	原子炉容器破損・溶融	溶融炉心挙動モデル (原子炉容器破損モデル)	原子炉容器破損に影響する項目として「計装用案内管溶接部の破損判定に用いる最大歪み（しきい値）」をパラメータとした場合の感度解析を行い、原子炉容器破損時間が 5 分早まることを確認。ただし、仮想的な厳しい条件を与えたケースであり、実機解析への影響は小さいと判断される。

第 6.4.6 表 M A A P における重要現象の不確かさ等(4/5)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
原子炉 格納 容器 (炉心 損傷 後)	原子炉容器外 F C I (溶融炉心 細粒化、デブリ粒子熱伝達)	溶融炉心挙動モデル (原子炉 下部キャビティでの溶融炉心 挙動)	原子炉容器外 F C I 現象に関する項目として「原子炉下部キャビティ水深」、「Ricou-Spalding のエントレインメント係数」、「デブリ粒子の径」及び「原子炉容器破損口径」に関して、格納容器破損防止の「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」の事象をベースに感度解析を行い、原子炉容器外 F C I により生じる圧力スパイクへの感度が小さいことを確認。 M C C I 現象への影響の観点で、「原子炉下部キャビティ水深」及び「Ricou-Spalding のエントレインメント係数」に関して、格納容器破損防止の「溶融炉心・コンクリート相互作用」の事象をベースに感度解析を行い、M C C I によるコンクリート侵食量への感度が小さいことを確認。
	原子炉下部キャビティ床面での 溶融炉心の拡がり	溶融炉心挙動モデル (原子炉 下部キャビティでの溶融炉心 挙動)	M C C I 現象への影響の観点で、格納容器破損防止の「溶融炉心・コンクリート相互作用」の事象をベースに感度解析を行い、「原子炉下部キャビティ水深」及び「Ricou-Spalding のエントレインメント係数」及び「水－溶融炉心間の熱伝達係数」に関して、M C C I によるコンクリート侵食量への感度が小さいことを確認。「溶融炉心の拡がり面積」に関して、原子炉下部キャビティ床面積の約 1/10 を初期値とし、落下量に応じて拡がり面積が拡大する条件を設定した場合に、コンクリート侵食深さは約 18cm となることを確認。これらのパラメータについてコンクリート侵食に対して厳しい条件を重ね合わせた場合、コンクリート侵食量は約 19cm であり、継続的な侵食が生じないことを確認。M C C I によって発生する水素を加えても、最終的な原子炉格納容器内の水素濃度は 6vol%程度 (ドライ条件換算) であり、水素処理装置 (P A R 及びイグナイタ) による処理が可能なレベルであることを確認。 ACE 及び SURC 実験解析より、溶融炉心堆積状態が既知である場合の溶融炉心とコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動について妥当に評価できることを確認。
	溶融炉心と原子炉下部キャビティ 水の伝熱		
	溶融炉心とコンクリートの伝熱		
	コンクリート分解及び非凝縮性 ガス発生		

第 6.4.6 表 M A A P における重要現象の不確かさ等(5/5)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
原子炉 容器 (炉心 損傷 後)	1 次冷却系内 F P ※1 挙動	核分裂生成物 (F P ※1) 挙動モデル	PHEBUS-FP 実験解析により、ギャップ放出のタイミングについては適切に評価されるが、燃料被覆管温度を高めに評価し、燃料破損後の F P ※1 放出開始のタイミングも早く評価する結果となったが、実験の小規模な炉心体系の模擬によるものであり、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると考えられることを確認。 ABCOVE 実験解析により、原子炉格納容器内のエアロゾル沈着挙動をほぼ適正に評価できることを確認。 炉心熔融検知に影響する項目として「炉心からの F P ※1 放出速度」を低減させた場合の感度解析を行い、原子炉格納容器上部区画の希ガス量への影響は小さいことを確認。
原子炉 格納 容器 (炉心 損傷 後)	原子炉格納容器内 F P ※1 挙動		

※1 : Fission Product (核分裂生成物)

第 6.4.7 表 G O T H I C における重要現象の不確かさ等

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
原子炉 格納 容器	区画間・区画内の流動	保存式、流動を模擬する 構成式及び相関式	NUPEC 試験 TestM7-1 の試験解析により、ヘリウム濃度のコード予測性から、モデルの不確かさが各区画の水素濃度予測に与える影響は約 2.4%と推定。
		非凝縮性ガスの輸送モデル	
		ノーディングスキーム	
	構造材との熱伝達及び 内部熱伝導	多相流モデル	区画間・区画内の流動と同じ。
		熱伝達モデル	流動に影響する凝縮熱伝達モデルについて±40%程度。
		熱伝導モデル	不確かさはない。
	スプレイ冷却	多相流モデル	区画間・区画内の流動と同じ。
		界面積モデル	
		界面伝達モデル	
	水素処理	P A R 特性モデル	実規模試験に基づき、製造元が供給する水素処理に係る性能評価式を使用（組込誤差約 0.3%）。 THAI 試験再現性より、水素処理量を少なく予測する傾向となる。
		イグナイタによる 水素燃焼モデル	コード開発元により検証されている解析解との比較により、圧力で 0.5%、温度で 1%の不確かさがあることを確認。

第 6.4.8 表 C O C Oにおける重要現象の不確かさ等

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
原子炉 格納 容器	構造材との熱伝達及び 内部熱伝導	ヒートシンク熱伝達モデル	CVTR Test-3 試験解析より、熱伝達モデルとして修正内田の式を適用することで、原子炉格納容器圧力についてはピーク圧力を約 1.6 倍高く、原子炉格納容器雰囲気温度については約 20℃高めに評価することを確認。
		ヒートシンク内熱伝導モデル	

第 6.7.1 表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧
(運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故) (1/3)

分類	評価事象	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 インターフ ェイスシス テム LOCA	バイパス 蒸気発生器 伝熱管破損
	評価指標	燃料被覆管 温度	燃料被覆管 温度、原子 炉格納容器 圧力	燃料被覆管 温度、原子 炉格納容器 圧力	原子炉格納 容器圧力	1次冷却材 圧力、燃料 被覆管温度	燃料被覆管 温度	燃料被覆管 温度	燃料被覆管 温度、漏え い量	燃料被覆管 温度、漏え い量
炉心 (核)	核分裂出力 (中性子動特性)	—	—	—	—	○	—	—	—	—
	出力分布変化	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	反応度帰還効果	—	—	—	—	○	—	—	—	—
	制御棒効果	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	崩壊熱※1	○	○	○	○	○	○	○	○	○
炉心 (燃料)	燃料棒内温度変化	—	—	—	—	○	—	—	—	—
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	—	—	○	—	○	○
	限界熱流束 (CHF※2)	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	燃料被覆管酸化	—	—	—	—	—	○	—	—	—
	燃料被覆管変形	—	—	—	—	—	—	—	—	—
炉心 (熱流動)	3次元熱流動	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	沸騰・ボイド率変化	○	○	○	—	○	○	○	○	○
	気液分離 (水位変化)・対向流	○	○	○	—	—	○	○	○	○
	気液熱非平衡	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	圧力損失	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	ほう素濃度変化	—	—	—	—	—	—	—	—	—

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象 (重要現象)

—：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

注) ※1：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

※2：Critical Heat Flux

第 6.7.1 表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧

(運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故) (2/3)

分類	評価事象	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 インターフ ェイスシス テム LOCA	バイパス 蒸気発生器 伝熱管破損
	評価指標 物理現象	燃料被覆管 温度	燃料被覆管 温度、原子 炉格納容器 圧力	燃料被覆管 温度、原子 炉格納容器 圧力	原子炉格納 容器圧力	1次冷却材 圧力、 燃料被覆管 温度	燃料被覆管 温度	燃料被覆管 温度	燃料被覆管 温度、漏え い量	燃料被覆管 温度、漏え い量
1次冷却系	冷却材流量変化 (強制循環時)	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	冷却材流量変化 (自然循環時)	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	—	○	○	—	—	○	—	○	—
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	—	○	○	—	—	○	—	○	—
	気液分離・対向流	—	○	○	—	—	—	○	○	—
	気液熱非平衡	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	圧力損失	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	構造材との熱伝達	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	ほう素濃度変化	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	ECCS強制注入※1	○	—	—	—	—	○	○	○	○
	ECCS蓄圧タンク注入※1	—	○	○	—	—	○	—	—	—
	気液熱非平衡	○	—	—	—	○	—	—	—	—
加圧器	水位変化	○	—	—	—	○	—	—	—	—
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	○	—	—	—	○	—	—	—	—

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象 (重要現象)

—：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

注) ※1：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

第 6.7.1 表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧
(運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故) (3/3)

分類	評価事象	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
	評価指標 物理現象	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	1次冷却材圧力、燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	○	○	○	—	○	○	—	○	○
	冷却材放出（臨界流・差圧流）※1	—	○	○	—	○	○	—	○	○
	2次側水位変化・ドライアウト	○	—	—	—	○	—	—	—	—
	2次側給水（主給水・補助給水）※1	—	○	○	—	○	○	—	○	○
原子炉格納容器	区画間・区画内の流動	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	気液界面の熱伝達	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	—	○	○	○	—	—	—	—	—
	スプレイ冷却※1	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却※1	—	—	—	○	—	—	—	—	—

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象（重要現象）

—：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

注）※1：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

第 6.7.2 表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧

(運転中の原子炉における重大事故) (1/4)

分類	評価事象	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	高圧溶融物放出／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	溶融炉心・コンクリート相互作用
	評価指標	原子炉格納容器圧力及び温度	1次冷却材圧力	原子炉格納容器圧力	水素濃度	コンクリート侵食量
炉心(核)	核分裂出力	－	－	－	－	－
	反応度帰還効果	－	－	－	－	－
	制御棒効果	－	－	－	－	－
	崩壊熱※1	○	○	○	○	○
炉心(燃料)	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○
	燃料被覆管酸化	○	○	○	○	○
	燃料被覆管変形	○	○	○	○	○
炉心(熱流動)	沸騰・ボイド率変化	－	－	－	－	－
	気液分離（水位変化）・対向流	－	－	－	－	－
	気液熱非平衡	－	－	－	－	－
	圧力損失	－	－	－	－	－

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象（重要現象）

－：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

注）※1：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

第 6.7.2 表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧
(運転中の原子炉における重大事故) (2/4)

分類	評価事象	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)	高圧溶融物放出／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	溶融炉心・コンクリート相互作用
	評価指標	原子炉格納容器圧力及び温度	1次冷却材圧力	原子炉格納容器圧力	水素濃度	コンクリート侵食量
1次冷却系	物理現象					
	冷却材流量変化 (強制循環時)	—	—	—	—	—
	冷却材流量変化 (自然循環時)	—	—	—	—	—
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	—	—	—	—	—
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	—	—	—	—	—
	気液分離・対向流	—	—	—	—	—
	気液熱非平衡	—	—	—	—	—
	圧力損失	—	—	—	—	—
	構造材との熱伝達	—	—	—	—	—
	E C C S 強制注入※1	—	—	—	—	—
	E C C S 蓄圧タンク注入※1	—	—	—	—	—
加圧器	気液熱非平衡	—	—	—	—	—
	水位変化	—	—	—	—	—
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	—	○	—	—	—

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象 (重要現象)

—：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

注) ※1：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

第 6.7.2 表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧
(運転中の原子炉における重大事故) (3/4)

分類	評価事象	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)	高圧溶融物放出／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	溶融炉心・コンクリート相互作用
	評価指標	原子炉格納容器圧力及び温度	1次冷却材圧力	原子炉格納容器圧力	水素濃度	コンクリート侵食量
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	－	－	－	－	－
	冷却材放出 (臨界流・差圧流) ※1	－	－	－	－	－
	2次側水位変化・ドライアウト	－	－	－	－	－
	2次側給水 (主給水・補助給水) ※1	－	－	－	－	－
原子炉格納容器	区画間・区画内の流動	○	－	○	○	○
	気液界面の熱伝達	－	－	－	－	－
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	○	－	－	○	－
	スプレイ冷却※1	○	－	－	○	－
	格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却※1	○	－	－	－	－
	放射線水分解等による水素発生	－	－	－	－	－
	水素濃度	－	－	－	○	－
	水素処理※1	－	－	－	○	－

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象 (重要現象)

－：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

注) ※1：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

第 6.7.2 表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧
(運転中の原子炉における重大事故) (4/4)

分類	評価事象	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)	高圧溶融物放出／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	溶融炉心・コンクリート相互作用
	評価指標	原子炉格納容器圧力及び温度	1次冷却材圧力	原子炉格納容器圧力	水素濃度	コンクリート侵食量
(炉心損傷後)	リロケーション	○	○	○	○	○
	原子炉容器内 F C I ※1 (溶融炉心細粒化)	－	○	－	－	－
	原子炉容器内 F C I ※1 (デブリ粒子熱伝達)	－	○	－	－	－
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	○	○	○	－	○
	原子炉容器破損、溶融	○	○	○	○	○
	1次冷却系内 F P ※2 挙動	－	－	－	－	－
(炉心損傷後)	原子炉容器破損後の高圧溶融炉心放出	－	－	－	－	－
	格納容器雰囲気直接加熱	－	－	－	－	－
	原子炉容器外 F C I ※1 (溶融炉心細粒化)	○	－	○	－	○
	原子炉容器外 F C I ※1 (デブリ粒子熱伝達)	○	－	○	－	○
	原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり	－	－	－	○	○
	溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱	－	－	－	○	○
	溶融炉心とコンクリートの伝熱	－	－	－	○	○
	コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生	－	－	－	○	○
	原子炉格納容器内 F P ※2 挙動	－	－	－	－	－

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象（重要現象）

－：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

注）※1：Fuel-Coolant Interaction（溶融炉心と冷却水の相互作用）

※2：Fission Product（核分裂生成物）

第 6.7.3 表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧
(運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故) (1/2)

分類	評価事象	崩壊熱除去 機能喪失	全交流動力 電源喪失	原子炉冷却材 の流出
	評価指標	炉心水位、燃 料被覆管温度	炉心水位、燃 料被覆管温度	炉心水位、燃 料被覆管温度
炉心 (核)	物理現象			
	核分裂出力	—	—	—
	出力分布変化	—	—	—
	反応度帰還効果	—	—	—
	制御棒効果	—	—	—
炉心 (燃料)	崩壊熱※1	○	○	○
	燃料棒内温度変化	—	—	—
	燃料棒表面熱伝達	—	—	—
	限界熱流束 (CHF※2)	—	—	—
	燃料被覆管酸化	—	—	—
炉心 (熱流動)	燃料被覆管変形	—	—	—
	3次元熱流動	—	—	—
	沸騰・ボイド率変化	○	○	○
	気液分離 (水位変化)・対向流	○	○	○
	気液熱非平衡	—	—	—
	圧力損失	—	—	—
	ほう素濃度変化	—	—	—

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象（重要現象）

—：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

注）※1：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

※2：Critical Heat Flux

第 6.7.3 表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧
(運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故) (2/2)

分類	評価事象	崩壊熱除去機能喪失	全交流動力電源喪失	原子炉冷却材の流出
	評価指標 物理現象	炉心水位、燃料被覆管温度	炉心水位、燃料被覆管温度	炉心水位、燃料被覆管温度
1 次冷却系	冷却材流量変化（強制循環時）	—	—	—
	冷却材流量変化（自然循環時）	—	—	—
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	—	—	○
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	—	—	—
	気液分離・対向流	—	—	—
	気液熱非平衡	—	—	—
	圧力損失	—	—	—
	構造材との熱伝達	—	—	—
	ほう素濃度変化	—	—	—
	E C C S 強制注入※1	○	○	○
	E C C S 蓄圧タンク注入※1	○	○	—
加圧器	気液熱非平衡	—	—	—
	水位変化	—	—	—
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	—	—	—
蒸気発生器	1 次側・2 次側の熱伝達	—	—	—
	冷却材放出（臨界流・差圧流）※1	—	—	—
	2 次側水位変化・ドライアウト	—	—	—
	2 次側給水（主給水・補助給水）※1	—	—	—

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象（重要現象）

—：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

注）※1：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

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

中破断 LOCA	高压 注入	蓄圧 注入	格納容器 スプレイ 注入	低压 再循環	高压 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+高压再循環失敗
							中破断LOCA+低压再循環失敗
							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+高压注入失敗

小破断 LOCA	原子炉 トリップ	補助 給水	高压 注入	格納容器 スプレイ 注入	低压 再循環	高压 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+高压再循環失敗
								小破断LOCA+低压再循環失敗
								小破断LOCA +格納容器スプレイ注入失敗
								小破断LOCA+高压注入失敗
								小破断LOCA+補助給水失敗
								ATWSのイベントツリーで整理

第 6.2.1 図 P R A におけるイベントツリー(1/4)

極小 L O C A	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 L O C A + 充てん/高圧注入失敗 極小 L O C A + 補助給水失敗 A T W S のイベントツリーで整理
インターフェイス システム L O C A		原子炉 トリップ	事故シーケンス	
		補助給水 充てん/高圧注入 補助給水	インターフェイスシステム L O C A A T W S のイベントツリーで整理	
主給水 流量喪失	原子炉 トリップ	補助給水	事故シーケンス	
			炉心冷却成功 主給水流量喪失 + 補助給水失敗 A T W S のイベントツリーで整理	
外部電源 喪失	原子炉 トリップ	非常用所内 交流電源	補助給水	事故シーケンス
				炉心冷却成功 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 A T W S のイベントツリーで整理
A T W S				事故シーケンス
				起因事象 + 原子炉トリップ失敗

第 6.2.1 図 P R A におけるイベントツリー(2/4)

2 次冷却系の 破断	原子炉 トリップ	主蒸気隔離	補助給水	事故シーケンス
				炉心冷却成功 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 A T W S のイベントツリーで整理

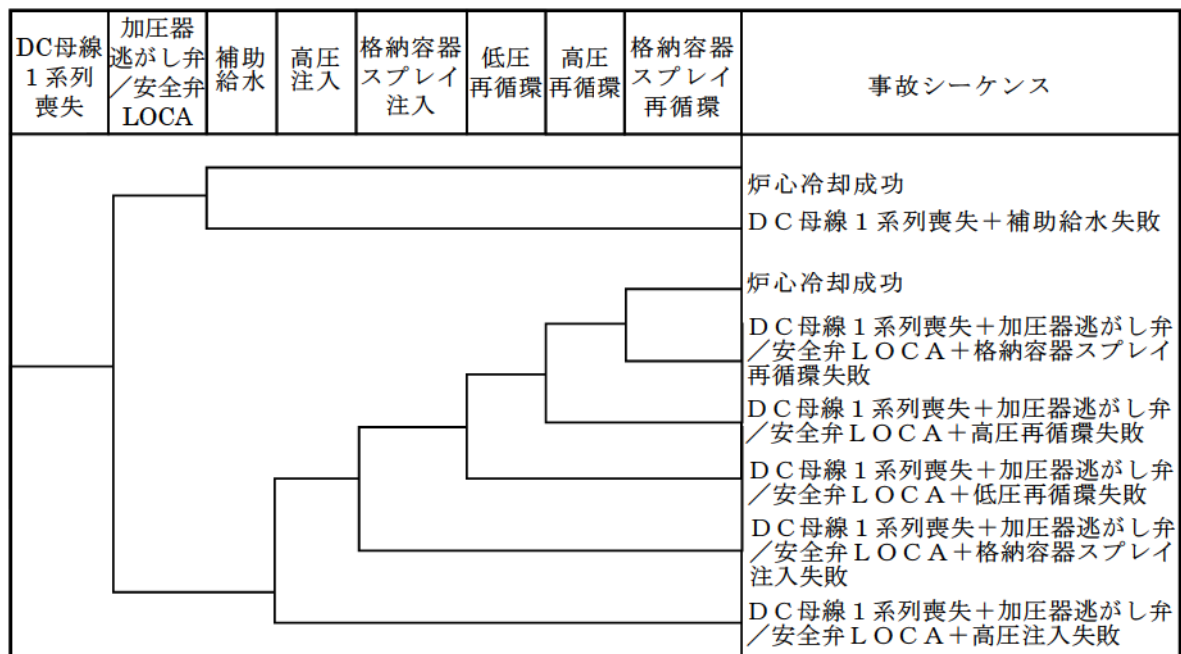
蒸気発生器 伝熱管破損	原子炉 トリップ	補助給水	破損側 蒸気発生器 の隔離	事故シーケンス
				炉心冷却成功 蒸気発生器伝熱管破損 ＋破損側蒸気発生器の隔離失敗 蒸気発生器伝熱管破損＋補助給水失敗 A T W S のイベントツリーで整理

過渡事象	原子炉 トリップ	補助給水	事故シーケンス
			炉心冷却成功 過渡事象＋補助給水失敗 A T W S のイベントツリーで整理

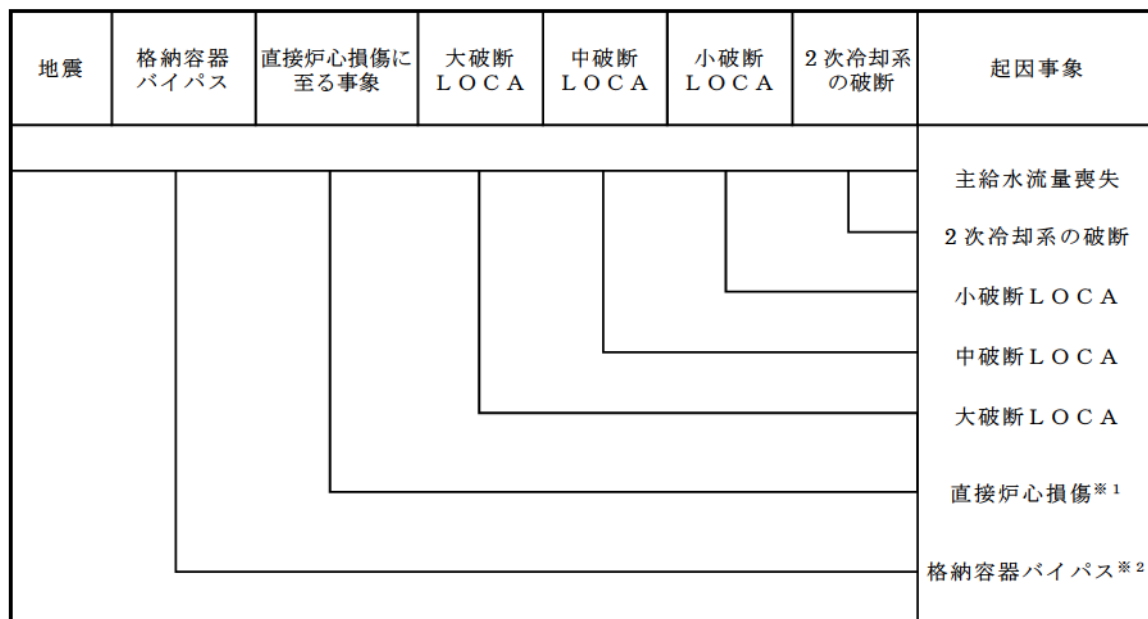
原子炉補機 冷却機能喪失	原子炉 トリップ	補助給水	加圧器 逃がし弁／ 安全弁 L O C A	R C P シール L O C A	事故シーケンス
					炉心冷却成功 原子炉補機冷却機能喪失 ＋ R C P シール L O C A 原子炉補機冷却機能喪失 ＋加圧器逃がし弁／安全弁 L O C A 原子炉補機冷却機能喪失 ＋補助給水失敗 A T W S のイベントツリーで整理

手動停止		補助給水	事故シーケンス
		炉心冷却成功 手動停止＋補助給水失敗	

第 6.2.1 図 P R A におけるイベントツリー(3/4)



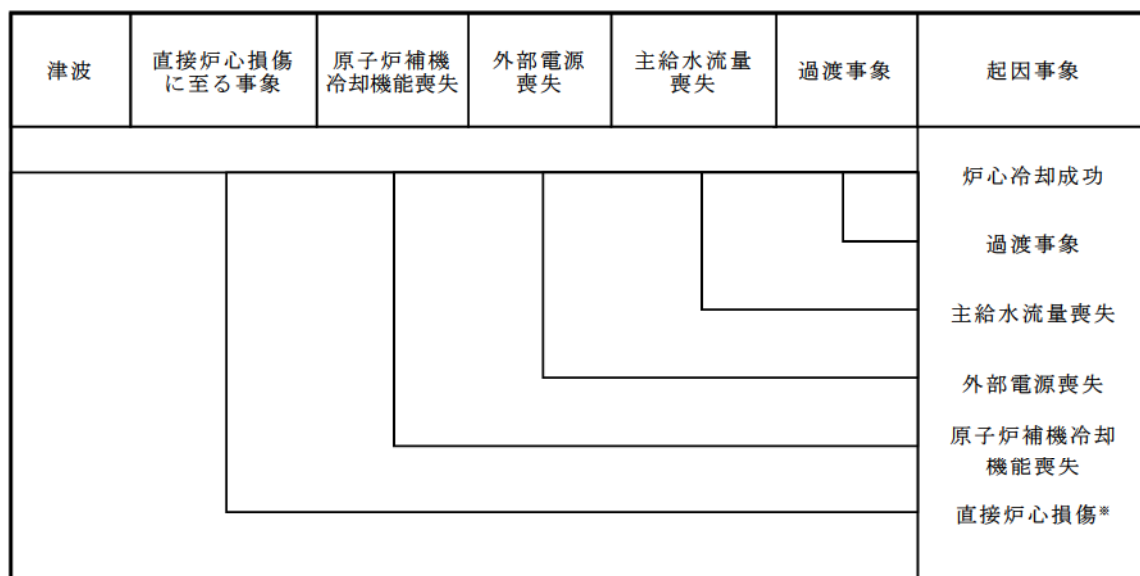
第 6.2.1 図 P R A におけるイベントツリー(4/4)



※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、複数の信号系損傷、1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失

※² 蒸気発生器伝熱管破損 (複数本破損)

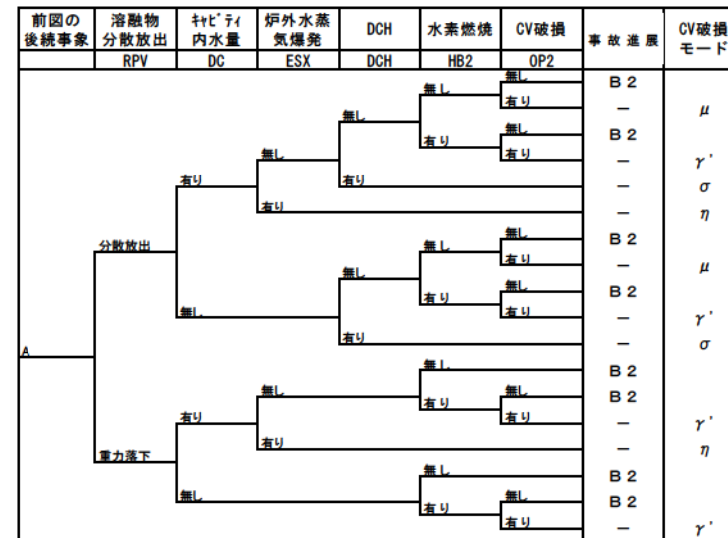
第 6.2.2 図 地震PRA階層イベントツリー



※ 複数の信号系損傷

第 6.2.3 図 津波PRA階層イベントツリー

前図の 後続事象	CV内気相 部冷却	水素燃焼	CV破損	ヘースマツ 熔融貫通	CV過温 破損	CV破損 モード
	NCC	HB3	OP3	BM	OT	
BI	成功	無し				ψ
		有り	無し			ψ
	失敗		有り			γ''
		無し				δ
		有り	無し			δ
			有り			γ''



前図の 後続事象	CV内気相 部冷却	水素燃焼	CV破壊	ベースマツト 溶融貫通	CV過温 破壊	CV破壊 モード
	NCC	HB3	OP3	BM	OT	
B2	成功	無し				ψ
		有り	無し			ψ
			有り			γ''
				無し	無し	δ
	失敗			有り	有り	ε
		無し		有り	無し	δ
				有り	有り	ε
		有り	無し	有り	有り	γ''
			有り			
		有り	有り			

(注2) 格納容器破壊モード:
 α = 原子炉容器内での水蒸気爆発による破壊
 β = 格納容器隔離失敗
 $\gamma, \gamma', \gamma''$ = 水素燃焼または水素爆轟による格納容器過圧破壊
 δ = 水蒸気、非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破壊
 ϵ = デブリ・コンクリート相互作用によるベースマット熔融貫通
 θ = 水蒸気蓄積による準静的な圧印による格納容器先行破壊
 η = 格納容器内での水蒸気爆発または水蒸気スパイクによる破壊
 σ = 格納容器昇気筒直接加熱による破壊
 g = 水蒸気発生伝熱管破壊後の炉心損傷による格納容器バイパス
 μ = インターフェイスシステムLOCA後の炉心損傷による格納容器バイパス
 ν = デブリの格納容器構造物への直接接触による格納容器破壊
 τ = 格納容器貫通部過温破壊
 ψ = 格納容器が健全に維持され、事故が収束

(注3) A : 原子炉容器破損有り
B1: 原子炉容器破損無し
B2: 原子炉容器破損有り

第 6.2.4 図 格納容器イベントツリー

余熱除去機能喪失			事故シーケンス
			余熱除去機能喪失

外部電源喪失	非常用所内 交流電源	余熱除去系に よる冷却	事故シーケンス
			炉心冷却成功
			外部電源喪失 ＋余熱除去系による冷却失敗
			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			事故シーケンス
			原子炉補機冷却機能喪失

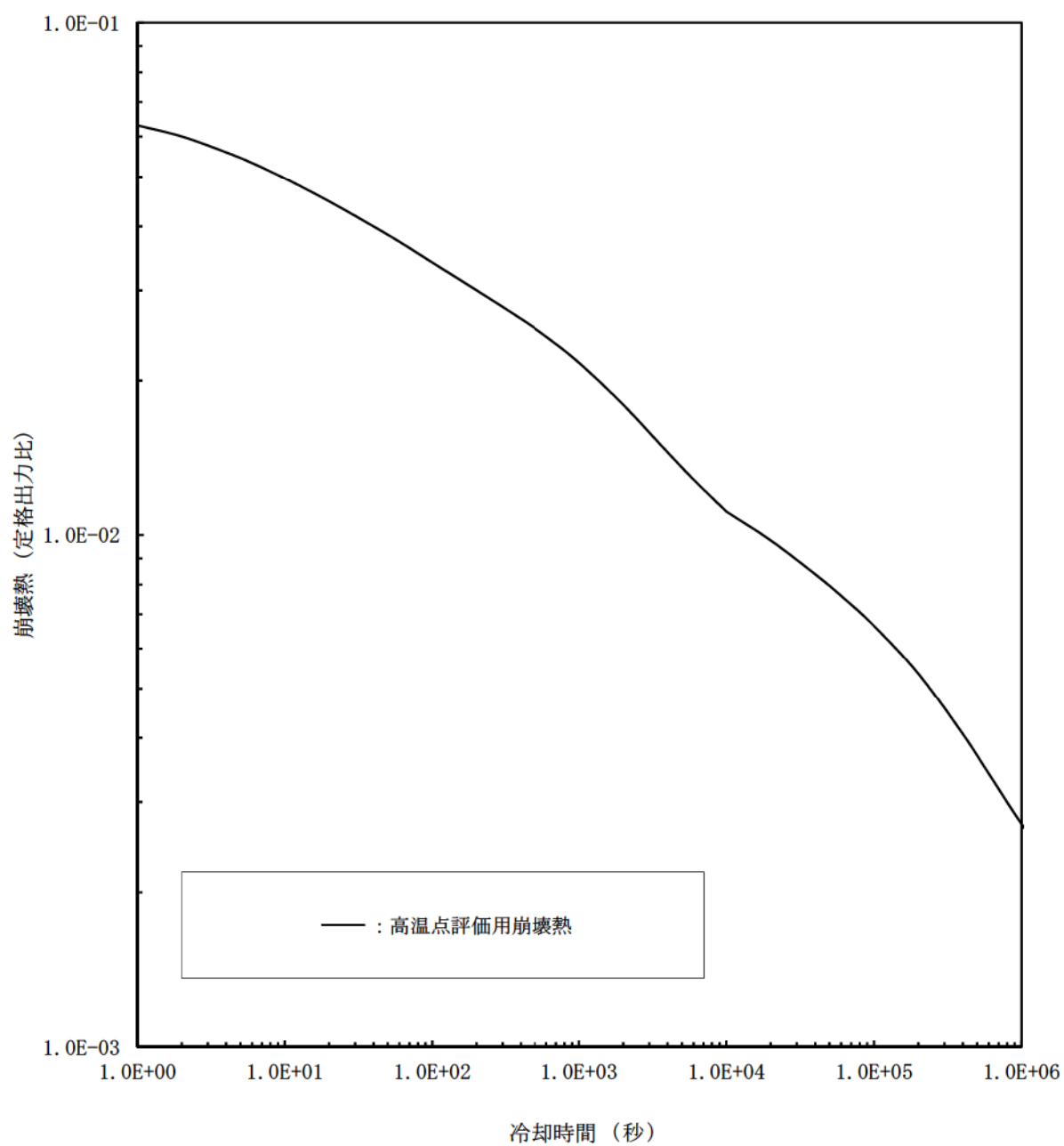
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失			事故シーケンス
			原子炉冷却材圧力 バウンダリ機能喪失

水位維持失敗			事故シーケンス
			水位維持失敗

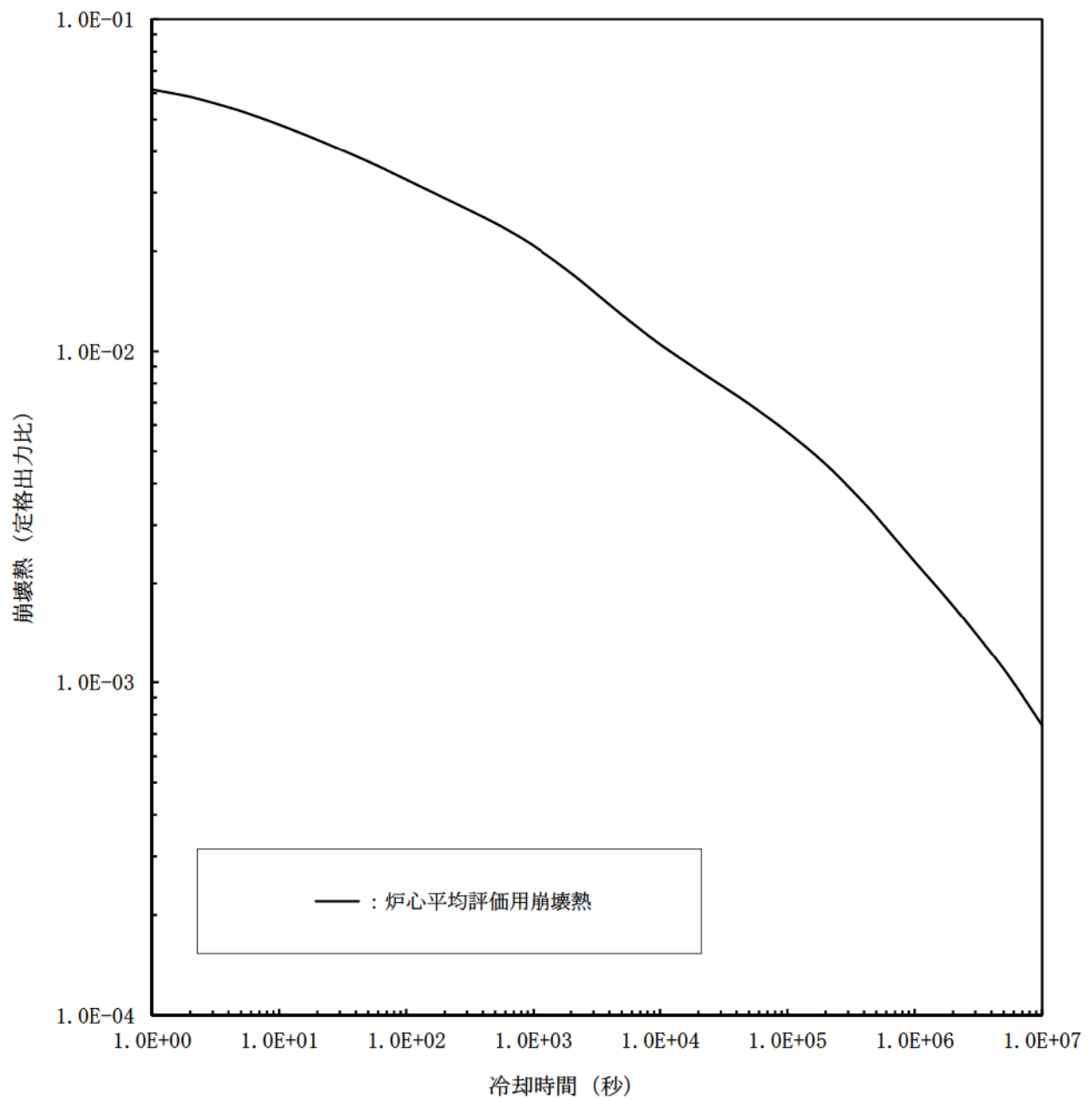
オーバードレン			事故シーケンス
			オーバードレン

反応度の誤投入			事故シーケンス
			反応度の誤投入

第 6.2.5 図 停止時 P R A におけるイベントツリー



第 6.5.1 図 高温点評価用崩壊熱



第 6.5.2 図 炉心平均評価用崩壊熱

7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価

本原子炉施設は、設計基準としての安全対策を講じており、「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」を想定した解析においても、炉心の著しい損傷に至ること等はなく、安全性は十分確保し得ると考える。この節においては、本原子炉施設において想定する、重大事故等に対して、その発生要因と防止対策を説明し、対策の有効性評価を行うことで、重大事故等の発生に対しても、対処可能であることを説明する。

有効性評価に当たっては、「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」において示す方針に基づいて評価を行った結果を示す。

7.1 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

本原子炉施設において選定された事故シーケンスグループごとに選定した重要事故シーケンスについて、その発生要因と当該事故に対処するために必要な対策について説明し、炉心損傷防止対策の有効性評価を行い、その結果について説明する。

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失

7.1.1.1 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」において、炉心損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「小破断 L O C A 時に補助給水機能が喪失する事故」、「極小 L O C A 時に補助給水機能が喪失する事故」、「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」、「過渡事象時に補助給水機能が喪失する事故」、「手動停止時に補助給水機能が喪失する事故」、「外部電源喪失時に補助給水機能が喪失する事故」、「2次冷却系の破断時に補助給水機能が喪失する事故」、「2次冷却系の破断時に主蒸気隔離機能が喪失する事故」、「蒸気発生器伝熱管破損時に補助給水機能が喪失する事故」及び「D C 母線 1 系列喪失時に補助給水機能が

喪失する事故」である。

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」では、原子炉の出力運転中に、主給水流量喪失等が発生するとともに、補助給水系機器の故障等により蒸気発生器への注水機能が喪失する。このため、蒸気発生器はドライアウトして、2次冷却系からの除熱機能が喪失することから、緩和措置がとられない場合には、1次冷却系が高温、高圧状態となり、加圧器安全弁等からの漏えいが継続し、炉心損傷に至る。

したがって、本事故シーケンスグループでは、1次冷却系を強制的に減圧し、高圧での炉心注水を行うことにより、炉心損傷を防止する。長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことによって除熱を行う。

(3) 炉心損傷防止対策

事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、充てん／高圧注入ポンプ及び加圧器逃がし弁を用いた高圧注入系によるフィードアンドブリードを整備する。また、長期的な冷却を可能とするため、充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプによる再循環、並びに余熱除去系による冷却を整備する。対策の概略系統図を第 7.1.1.1 図に、対応手順の概要を第 7.1.1.2 図及び第 7.1.1.3 図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第 7.1.1.1 表に示す。

本事故シーケンスグループのうち、「7.1.1.2(1)有効性評価の方法」に示す重要事故シーケンスにおける 3 号炉の重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員及び緊急時対策本部要員で構成され、合計 10 名である。その内訳は以下のとおりである。中央制御室の運転員は、中央監視及び指示を行う当直課長 1 名、運転操作対応を

行う運転員 5 名である。発電所構内に常駐している要員のうち、関係各所に通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は 4 名である。この必要な要員と作業項目について第 7.1.1.4 図に示す。なお、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、10 名で対処可能である。

a. プラントトリップの確認

事象の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。

また、非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を判断する。

プラントトリップの確認に必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。

b. 補助給水系の機能喪失の判断及び喪失時の対応

電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプの自動起動が失敗することにより補助給水流量が喪失し、全蒸気発生器水位が狭域水位以下に低下するため補助給水系の機能喪失と判断する。その後、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプの機能回復操作、主給水ポンプ、蒸気発生器水張りポンプによる蒸気発生器への注水操作、蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水準備を行う。

補助給水系の機能喪失の判断に必要な計装設備は、補助給水流量等である。

c. 1 次冷却系のフィードアンドブリード

主蒸気逃がし弁の自動動作により、すべての蒸気発生器水位が低下し蒸気発生器水位（広域）計指示が 10%未満となれば、非常炉心冷却設備作動信号を手動発信させ、充てん／高圧注入ポンプの起動を確認後、すべての加圧器逃がし弁を手動で開操作し、フィードアンドブリードを開始する。

フィードアンドブリード中は、1 次冷却材圧力、温度等の監視

により炉心の冷却状態を確認する。

1 次冷却系のフィードアンドブリード開始に必要な計装設備は、蒸気発生器水位（広域）等であり、フィードアンドブリード中の炉心冷却状態を確認するために必要な計装設備は、1 次冷却材高温側広域温度等である。

d. 蓄圧注入系動作の確認

1 次冷却材圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が動作することを確認する。

蓄圧注入系動作の確認に必要な計装設備は、冷却材圧力（広域）である。

e. 高圧再循環運転への切替え

燃料取替用水タンク水位計指示が 32.2%到達及び格納容器再循環サンプ水位（広域）計指示が 59%以上となれば、余熱除去ポンプを停止し、高圧再循環運転への切替えを実施する。

高圧注入から高圧再循環運転への切替えにより、格納容器再循環サンプから余熱除去ポンプを経て余熱除去クーラで冷却した水を充てん／高圧注入ポンプにより再度炉心注水し、フィードアンドブリードによる炉心冷却を継続する。

高圧再循環運転への切替えの確認に必要な計装設備は、燃料取替用水タンク水位等である。

f. 蒸気発生器水位回復の判断

いずれかの蒸気発生器への注水が確保され、かつ蒸気発生器水位（狭域）計指示が 0%以上となれば、蒸気発生器の水位が回復したと判断し、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却操作を開始する。

蒸気発生器水位の回復が見込めない場合は、高圧再循環運転及び 1 次冷却系のフィードアンドブリードによる炉心冷却を継続する。

蒸気発生器水位回復の判断に必要な計装設備は、蒸気発生器水位（狭域）等である。

g. 余熱除去系による炉心冷却

冷却材圧力（広域）計指示 2.7MPa[gage]以下及び 1 次冷却材高

温側広域温度計指示 177℃以下となり余熱除去系が使用可能になれば、1次冷却材高温側配管から取水することで余熱除去系による炉心冷却を開始する。

余熱除去系による炉心冷却を開始後、1次冷却材圧力が安定していることを確認し、アキュムレータ出口電動弁を閉操作する。

余熱除去系による炉心冷却に必要な計装設備は、1次冷却材高温側広域温度等である。

h. 1次冷却系のフィードアンドブリード停止

余熱除去系により炉心が冷却されていることが確認できれば加圧器逃がし弁を閉操作しフィードアンドブリードを停止する。

1次冷却系のフィードアンドブリード停止に必要な計装設備は、1次冷却材高温側広域温度等である。

以降、長期対策として、炉心の冷却は余熱除去系により継続的に行う。

なお、原子炉格納容器の冷却については、原子炉格納容器雰囲気の状態に応じて格納容器循環ファンを運転し継続的に行う。

7.1.1.2 炉心損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

重要事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、1次冷却材の温度及び圧力上昇が早く、フィードアンドブリード開始までの時間余裕が短くかつ要求される設備容量の観点で厳しくなる「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」である。

本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流、1次冷却系におけるECCS強制注入及びECCS蓄圧タンク注入、加圧器における気液熱非平衡、水位変化及び冷却材放出、並びに蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達及び2次側水位変化・ドライアウトが重要現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可

能であるプラント過渡解析コードM-R E L A P 5により1次冷却材圧力、燃料被覆管温度等の過渡応答を求める。

また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

(2) 有効性評価の条件

本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第 7.1.1.2 表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

a. 事故条件

(a) 起因事象

起因事象として、主給水流量喪失が発生するものとする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

補助給水系の機能が喪失するものとする。

(c) 外部電源

外部電源はあるものとする。

外部電源がある場合、冷却材ポンプの運転が継続され、蒸気発生器1次側と2次側の熱伝達促進により蒸気発生器ドライアウトが早くなる。このため、炉心崩壊熱が大きい状態でフィードアンドブリードを開始することから、炉心冷却上厳しくなる。

b. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 充てん／高圧注入ポンプ

フィードアンドブリードにおける炉心への注水は、充てん／高圧注入ポンプ2台を使用するものとし、炉心冷却を厳しくする観点から、設計値に注入配管の流路抵抗等を考慮した値として炉心への注水量が少なくなる最小注入特性（高圧注入特性：0m³/h～約140m³/h、0MPa[gage]～約16.8MPa[gage]）を用いるものとする。

(b) 加圧器逃がし弁

フィードアンドブリードにおける 1 次冷却材の放出は、加圧器逃がし弁 2 個を使用するものとし、1 個当たりの容量は、設計値である 95t/h とする。

c. 重大事故等対策に関連する操作条件

運転員等操作に関する条件として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」示す分類に従って以下のとおり設定する。

(a) フィードアンドブリードは、蒸気発生器ドライアウトの 5 分後に開始するものとする。なお、蒸気発生器広域水位が 0%に到達した時点を蒸気発生器ドライアウトとする。

運用上は、蒸気発生器ドライアウト判定条件を計器誤差等を考慮して蒸気発生器広域水位計指示 10%とすることにより、蒸気発生器広域水位が 0%になる前に確実にフィードアンドブリードを開始できることとしており、解析上の想定より早くなる。

(3) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスの事象進展を第 7.1.1.3 図に、1 次冷却材圧力、1 次冷却材温度、1 次冷却系保有水量、燃料被覆管温度等の 1 次冷却系パラメータの推移を第 7.1.1.5 図から第 7.1.1.14 図に、蒸気発生器水位及び 2 次冷却系圧力の 2 次冷却系パラメータの推移を第 7.1.1.15 図及び第 7.1.1.16 図に示す。

a. 事象進展

事象発生後、主給水流量喪失に伴い蒸気発生器の 2 次側の水位が低下することで、「蒸気発生器水位異常低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。また、1 次冷却材圧力は原子炉停止に伴う原子炉出力の低下により一旦低下するが、蒸気発生器の水位低下に伴う除熱量の低下によって上昇に転じ、加圧器逃がし弁が自動動作する。

一方、「蒸気発生器水位異常低」信号発信後、全補助給水ポンプの起動に失敗することから、主蒸気逃がし弁の自動動作による 1 次冷却系の除熱に伴い蒸気発生器水位の低下は継続し、事象発生の約 25 分後に蒸気発生器広域水位が 0%以下となり、蒸気発生器