

運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故で考慮する範囲の安全機能を対象とした
内部事象に関する確率論的リスク評価（出力運転時レベル 1PRA）で抽出した
事故シーケンスについて

1. 評価事故シーケンスの選定の基本的考え方

発生頻度が設計基準事故より低い事故であって、施設から多量の放射性物質等を放出するおそれがあるものが発生した場合において、当該事故の拡大を防止するために必要な措置を講じるものとする。事故の想定に当たっては、自然現象等の共通原因となる外部事象や施設の特徴を踏まえた内部事象に起因する多重故障を考慮し、燃料体の損傷が想定される事故（以下「炉心の著しい損傷に至る可能性がある」と想定する事故」という。）を選定する。

2. 炉心の著しい損傷に至る可能性がある」と想定する事故における評価対象の整理

本原子炉施設において、起こりうる異常事象を抽出し、異常の発生に続く事故の進展について、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故で考慮する安全機能の喪失の可能性を含め体系的に整理し、その中から炉心の著しい損傷に至る可能性がある」と想定する事故に至る可能性がある組合せ（以下「事故シーケンス」という。）を抽出する。さらに、事故シーケンスの様態及び事故に対処するための炉心損傷防止措置が類似する事故シーケンスのグループ化（以下「事象グループ」という。）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「評価事故シーケンス」という。）を実用発電炉の有効性評価ガイドを参考に選定し、評価を行う。

3. 確率論的リスク評価（PRA）で抽出した事故シーケンス

3.1 目的

以下の①～③を目的に、出力運転時における内部事象を対象としたレベル 1PRAを実施し、内部事象に起因して炉心損傷に至る事故シーケンスの同定及び炉心損傷頻度の定量化結果を整理する。なお、レベル 1PRA とは「炉心損傷頻度の評価までを行う確率論的リスク評価」^[1]である。

- ① PRA で選定した事象グループと 2. で選定した事象グループを比較し、これらが一致することを確認する。（→事象グループの選定に漏れがないことの整理）
- ② PRA で抽出した起因事象及び事故シーケンスと 2. で選定した異常事象及び事故シーケンスを比較し、起因事象については 2. で選定した異常事象に対応付けられることを確認するとともに、PRA で抽出した事故シーケンスが 2. で抽出した事故シーケンスで代表されることを確認する。（→異常事象及

び事故シーケンスが体系的に抽出・選定されていることの整理)

- ③ 2.における評価事故シーケンスは、実用発電炉の有効性評価ガイドを参考に、影響の大きさを考慮した4つの着眼点について評価した結果に基づき選定している。この着眼点のうちの代表性については、頻度の観点で評価している。このため、PRAの定量化結果を基に事故シーケンスの頻度と事象グループにおける寄与割合を整理する。(→事故シーケンスの頻度の整理)

3.2 評価対象

評価の対象は、新規規制基準適合性を申請中の運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故で考慮する範囲の安全機能とした。

3.3 評価方法

実用炉と同様に、日本原子力学会標準^{[1][2]}等を参考に第1図に示す評価の流れに沿って起因事象の選定及びグループ化から成功基準の設定及びイベントツリーの作成並びにフォールトツリーの作成を経て評価モデルを構築し、パラメータ(すなわち起因事象の発生頻度、機器の故障率、共通原因故障パラメータ、及びヒューマンエラー確率)の推定及び使命時間等の設定を基にフォールトツリーの確率計算及びイベントツリーを用いた事故シーケンスの発生頻度の計算を実施した。フォールトツリーの作成では、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故で考慮する範囲の設備及びこれらに必要なサポート系をモデル化し、機器故障率等のパラメータには、「常陽」の故障実績や高速炉機器信頼性データベース等に基づいて値を設定することにより、「常陽」のナトリウム冷却型炉としての安全上の特徴を踏まえた評価としている。

崩壊熱除去機能の使命時間は、崩壊熱と原子炉冷却材バウンダリからの自然放熱が同程度となるまでの期間として、一律1536時間と設定している。後述する起因事象によっては、使命時間が1536時間より短い場合(例:外部電源喪失の場合、外部電源復旧後に起因事象発生前の通常運転状態へ復帰することから、その時点で崩壊熱除去の使命が終わる。)があるが、頻度の過小評価の防止及び評価の単純化を重視するため、保守的に一律1536時間と設定している。このため、事象グループLORL、PLOHS及びSBOについては、事故シーケンスの発生頻度が過大な値となっている可能性がある。なお、使命時間の評価における崩壊熱は、ノミナル値(最適評価値)を用いている。

3.4 起因事象

起因事象は、「通常の運転状態を妨げる事象であって、炉心損傷、格納容器機能喪失、及び/又は放射性物質などの放出を伴う事故へ波及する可能性のあるもの」

[1]と定義される。

内部事象を対象としたPRAでは、起因事象を体系的に選定するため、学会標準^[2]に記された方法の一つであるマスターロジックダイアグラム(MLD)と呼ばれる論理モデルを用いた。起因事象の選定のために作成したMLDを第1表及び第2表に、選定した起因事象及び起因事象グループを第3表に示す。

本起因事象グループは、第4表に示すとおり、評価事故シーケンスを選定する過程で炉心の著しい損傷に至る原因として選定した異常事象に直接的に対応するか、もしくは、起因事象により異常事象に至ることから、異常事象に対応付けられる。

起因事象グループの発生頻度は、学会標準^[2]に記載のベイズ統計による推定手法を用いて評価した。起因事象グループの発生頻度の評価の概要を第5表に、評価結果を第6表に示す。

なお、PRAが適用可能でない外部事象については、別途、定性的な検討を実施している。

3.5 イベントツリーの作成

条件付分岐確率イベントツリー法^[2]を適用し、計算コードRISKMANを使用した。主要な緩和機能を有するシステムの成否と事象グループとの関係を模式的に描いたイベントツリー図を第2図に示す。原子炉容器液位確保については、1次冷却系配管が複数破損した場合にLORLと判定した。第2図に示すように原子炉容器液位が確保された状況下での強制循環モードによる崩壊熱除去機能喪失要因のうち、ポンプモータ等への動力電源が全て喪失する事故シーケンスをSBOとして考慮し、動力電源が供給された状況下での強制循環モードによる崩壊熱除去機能喪失をPLOHSとして考慮した。運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故で考慮する範囲を、補助冷却系の位置づけに着目して整理すると、第7表のNo. 1に示す状態で補助冷却系により崩壊熱除去する場合は設計基準事故の範囲内の対策に位置づけられ、第7表のNo. 2及びNo. 3は設計基準事故を超えた事態への対策に位置づけられる。これを踏まえ、原子炉容器液位が確保された状態で2次主冷却系がグループとも自然循環冷却機能喪失した状態はPLOHSに分類された。

また、ポンプモータ運転等の動的機能の維持に必要なサポート系についても、機能の依存関係の評価できる詳細度でイベントツリーのヘディングに設定し、機能喪失の影響を考慮した。

3.6 評価結果

内部事象を起因とする炉心損傷頻度を算出し、事象グループごとの炉心損傷頻度を整理した結果を第8表に示す。各事象グループにおける起因事象の寄与割合を第9表に示し、ULOF、UTOP、ULOHS、LORL及びPLOHSにおける事故シーケンスの

頻度と事象グループにおける寄与割合を第 10 表～第 14 表に示す。

4. まとめ

PRA において炉心損傷に至る可能性があると判定された事故シーケンスは、2. で選定した事象グループに集約されることを確認した（第 2 図及び第 9 表）。

事象グループ ULOF、UTOP、ULOHS、LORL、PLOHS 及び SBO について 2. で抽出した事故シーケンスが PRA で得られた事故シーケンス全てを代表することを確認した。

事象グループ ULOF、UTOP、ULOHS、LORL 及び PLOHS における事故シーケンスの頻度と事象グループにおける寄与割合を第 10 表～第 14 表のとおり整理した。

5. 参考文献

- [1] 一般社団法人 日本原子力学会, 「日本原子力学会標準 原子力施設のリスク評価標準で共通に使用される用語の定義:2018」, AESJ-SC-RK003:2018, 2019 年 3 月
- [2] 一般社団法人 日本原子力学会, 「日本原子力学会標準 原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準(レベル 1PRA 編):2013」, AESJ-SC-P008:2013, 2014 年 8 月
- [3] 一般社団法人 日本原子力学会, 「日本原子力学会標準 原子力発電所の確率論的リスク評価用のパラメータ推定に関する実施基準:2015」, AESJ-SC-RK001:2015, 2016 年 3 月
- [4] 動力炉・核燃料開発事業団(現日本原子力研究開発機構), 「安全設計評価事象の区分に関する研究」, PNC TN9410 97-050, 1997 年 5 月
- [5] 日本原子力研究開発機構, 「高速実験炉『常陽』の確率論的安全評価に係る研究—内の事象に対するレベル 1 PSA—」, JAEA-Technology 2009-004, 2009 年 5 月.
- [6] 一般社団法人 原子力安全推進協会, 「故障件数の不確かさを考慮した国内一般機器故障率の推定(1982 年度～2010 年度 29 ヶ年 56 基データ)」, JANSI-CFR-02, 2016 年 6 月.
- [7] IEEE, “IEEE Guide to the Collection and Presentation of Electrical, Electronic, Sensing Component, and Mechanical Equipment Reliability Data for Nuclear-Power Generating Stations,” IEEE Std 500-1984.
- [8] 日本原子力研究開発機構, 「高速炉機器信頼性データベースの開発」, 動燃技報, No. 98, pp. 18-31, PNC1340 96-002, 1996 年 6 月.

第1表 MLD(レベル1から9まで)

レベル1	レベル2	レベル3	レベル4	レベル5	レベル6	レベル7	レベル8	レベル9
頂上事象	リスク源による内訳	放出シナリオ(発生の条件)	原因の所在による内訳	初期運転状態による内訳	炉心損傷シナリオ(発生の条件)	起回事象の発生場所による内訳	起回事象の物理パラメータによる内訳	物理パラメータの増減による内訳
	OR条件	AND条件	OR条件	OR条件	AND条件	OR条件	OR条件	OR条件
環境中への放射性物質の放出	炉心	炉心損傷事故(原子炉冷却材バウンダリへの放射性物質の放出)	内的事象	プラント出力100%で運転中	プラント停止を必要とする起回事象の発生	炉心/1次主冷却系に直接影響する起回事象発生	炉心/1次主冷却系の圧力に影響する事象 炉心の反応度投入 炉心/1次主冷却系の冷却材インベントリに影響する事象 炉心/1次主冷却系の除熱に影響する事象	1次主冷却系圧力増大 1次主冷却系圧力減少 正の反応度投入 負の反応度投入 1次主冷却系インベントリ増大 1次主冷却系インベントリ減少 局所的燃料破損による除熱不足 1次主冷却系流量増大 1次主冷却系流量減少 2次主冷却系インベントリ増大 2次主冷却系インベントリ減少 2次主冷却系流量増大 2次主冷却系流量減少 2次主冷却系圧力増大 2次主冷却系圧力減少 空気流量増大 空気流量減少 誤スクラム 強制循環喪失 電源喪失 圧空喪失 機器冷却喪失
					事故緩和系の機能喪失			
				プラント出力100%未満で運転中	以降省略			
			外的事象	以降省略				
		原子炉冷却材バウンダリ、格納容器の破損	以降省略					
	炉心以外	以降省略						

第2表 MLD(レベル9から10まで) (1/2)

レベル9	レベル10	
物理パラメータの増減による内訳	具体的起回事象	ID
OR条件	OR条件	
1次主冷却系圧力増大	1次アルゴンガス系圧力制御系故障	IE01
	他系統からのガス混入	IE02
1次主冷却系圧力減少	1次アルゴンガス系圧力制御系故障	IE03
	1次アルゴンガス系漏えい	IE04
正の反応度投入	炉心燃料集合体の軸方向・径方向の移動(収縮)	IE05
	出力運転中の制御棒の異常な引抜き(主炉停止系制御棒)	IE06
負の反応度投入	ガス気泡の炉心通過	IE07
	炉心燃料集合体の軸方向・径方向の移動(膨張)	IE08
	制御棒誤挿入	IE09
	制御棒落下	IE10
1次主冷却系インベントリ増大	補助中間熱交換器伝熱管破損	IE11
	1次ナトリウムオーバフロー系故障	IE12
1次主冷却系インベントリ減少	1次冷却材漏えい(1次主冷却系Aループ配管(内管)破損)	IE13
	1次冷却材漏えい(1次主冷却系Bループ配管(内管)破損)	IE14
	1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)	IE15
	1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)	IE16
局所的燃料破損による除熱不足	局所的燃料過出力	IE17
	局所的冷却材流路閉塞(1サブチャンネル)	IE18
	局所的冷却材流路閉塞(千鳥格子状)	IE19
1次主冷却系流量増大	1次主冷却系流量制御系故障	IE20
1次主冷却系流量減少	1次主循環ポンプA軸固着	IE21
	1次主循環ポンプB軸固着	IE22
	1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)	IE23
2次主冷却系インベントリ増大	2次ナトリウム純化系故障	IE24
2次主冷却系インベントリ減少	2次冷却材漏えい(Aループ)	IE25
	2次冷却材漏えい(Bループ)	IE26
	2次冷却材漏えい(純化系)	IE27
	主中間熱交換器管側破損	IE28
2次主冷却系流量増大	2次冷却材流量増大	IE29
2次主冷却系流量減少	2次主循環ポンプ軸固着	IE30
	2次冷却材流量減少(2次主循環ポンプトリップ)	IE31
2次主冷却系圧力増大	2次アルゴンガス系圧力制御系故障	IE32
2次主冷却系圧力減少	2次アルゴンガス系圧力制御系故障	IE33
	2次アルゴンガス系漏えい	IE34
空気風量増大	温度制御系故障(空気流量増大)	IE35
	温度制御系誤操作(空気流量増大)	IE36
空気風量減少	温度制御系故障(空気流量減少)	IE37
	主送風機(1台)故障/トリップ	IE38
	主送風機軸固着	IE39
	温度制御系誤操作(空気流量減少)	IE40

第2表 MLD(レベル9から10まで) (2/2)

レベル9	レベル10	
物理パラメータの増減による内訳	具体的起因事象	ID
OR条件	OR条件	
誤スクラム	原子炉誤スクラム(自動)【アイソレーションなど】	IE41
	原子炉誤スクラム(手動)	IE42
強制循環喪失	2次補助冷却系ナトリウム漏えい	IE43
	2次補助電磁ポンプトリップ	IE44
電源喪失	外部電源喪失	IE45
	無停電電源喪失(6Cインバータ故障)	IE46
	無停電電源喪失(6C電源負荷側故障)	IE47
	無停電電源喪失(6Dインバータ故障)	IE48
	無停電電源喪失(6D電源負荷側故障)	IE49
	無停電電源喪失(6S電源負荷側故障)	IE50
	無停電電源喪失(7C整流装置故障)	IE51
	無停電電源喪失(7C電源負荷側故障)	IE52
	無停電電源喪失(7D整流装置故障)	IE53
	無停電電源喪失(7D電源負荷側故障)	IE54
	無停電電源喪失(7S電源負荷側故障)	IE55
	非常系3.3kVメタクラ1C電源喪失	IE57
	非常系3.3kVメタクラ1D電源喪失	IE58
	非常系400Vパワーセンタ2C電源喪失	IE59
	非常系400Vパワーセンタ2D電源喪失	IE60
	非常系400Vパワーセンタ2S電源喪失	IE61
	非常系400Vコントロールセンタ 2次補助系2S電源喪失	IE62
	非常系200Vパワーセンタ3S喪失	IE63
	原子炉付属建屋3S C/C喪失	IE64
	4C電源盤喪失	IE65
4S電源盤喪失	IE66	
5C電源盤喪失	IE68	
5D電源盤喪失	IE69	
圧空喪失	圧空供給設備故障/圧空漏えい	IE56
機器冷却喪失	機器冷却ファン故障	IE67

第3表 起因事象一覧(1/3)

起因事象グループ		MLDによる起因事象	
IC01	正の反応度挿入	IE05	炉心燃料集合体の軸方向・径方向の移動(収縮)
		IE06	出力運転中の制御棒の異常な引抜き(主炉停止系制御棒)
IC02-1	1次冷却材漏えい(1次主冷却系Aループ配管(内管)破損)	IE13	1次冷却材漏えい(1次主冷却系Aループ配管(内管)破損)
IC02-2	1次冷却材漏えい(1次主冷却系Bループ配管(内管)破損)	IE14	1次冷却材漏えい(1次主冷却系Bループ配管(内管)破損)
IC03	1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)	IE15	1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)
IC04	1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)	IE11	補助中間熱交換器伝熱管破損
		IE16	1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)
IC05	1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)	IE23	1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)
IC06-1	1次主循環ポンプA軸固着	IE21	1次主循環ポンプA軸固着
IC06-2	1次主循環ポンプB軸固着	IE22	1次主循環ポンプB軸固着
IC07-1	2次冷却材漏えい(Aループ)	IE25	2次冷却材漏えい(Aループ)
		IE28	主中間熱交換器A伝熱管破損
IC07-2	2次冷却材漏えい(Bループ)	IE26	2次冷却材漏えい(Bループ)
		IE28	主中間熱交換器B伝熱管破損
IC07-3	2次冷却材漏えい(純化系)	IE24	2次ナトリウム純化系故障
		IE27	2次冷却材漏えい(純化系)
IC08	2次主循環ポンプ及び制御系の異常	IE30	2次主循環ポンプ軸固着
		IE31	2次冷却材流量減少(2次主循環ポンプトリップ)
IC09-1	主冷却器1Aのベーン・ダンパ誤閉	IE37	温度制御系故障(空気流量減少)
IC09-2	主冷却器2Aのベーン・ダンパ誤閉		
IC09-3	主冷却器1A及び2Aのベーン・ダンパ誤閉		
IC09-4	主冷却器1Bのベーン・ダンパ誤閉		
IC09-5	主冷却器2Bのベーン・ダンパ誤閉		
IC09-6	主冷却器1B及び2Bのベーン・ダンパ誤閉		
IC09-7	主冷却器異常による除熱不足(主送風機異常による除熱不足)		
		IE39	主送風機軸固着
		IE40	温度制御系誤操作(空気流量減少)
IC10-1	主冷却器1Aのベーン・ダンパ誤閉	IE35/ IE36	温度制御系故障(空気流量増大)/ 温度制御系誤操作(空気流量増大)
IC10-2	主冷却器2Aのベーン・ダンパ誤閉		
IC10-3	主冷却器1A及び2Aのベーン・ダンパ誤閉		

第3表 起因事象一覧(2/3)

起因事象グループ		MLDによる起因事象	
IC10-4	主冷却器1Bのベーン・ダンパ誤開	IE35/ IE36	温度制御系故障(空気流量増大)/ 温度制御系誤操作(空気流量増大)
IC10-5	主冷却器2Bのベーン・ダンパ誤開		
IC10-6	主冷却器1B及び2Bのベーン・ダンパ誤開		
IC11	手動スクラム	IE01	1次アルゴンガス系圧力制御系故障
		IE02	他系統からのガス混入
		IE03	1次アルゴンガス系圧力制御系故障
		IE04	1次アルゴンガス系漏えい
		IE07	ガス気泡の炉心通過
		IE08	炉心燃料集合体の軸方向・径方向の移動(膨張)
		IE09	制御棒誤挿入
		IE10	制御棒落下
		IE12	1次ナトリウムオーバフロー系故障
		IE20	1次主冷却系流量制御系故障
		IE29	2次冷却材流量増大
		IE32	2次アルゴンガス系圧力制御系故障
		IE33	2次アルゴンガス系圧力制御系故障
		IE34	2次アルゴンガス系漏えい
IE41	原子炉誤スクラム(自動)【アイソレーションなど】		
IE42	原子炉誤スクラム(手動)		
IE50	無停電電源喪失(6S 電源負荷側故障)		
IC12-1	無停電電源喪失(6C 電源喪失)	IE47	無停電電源喪失(6C 電源負荷側故障)
IC12-2	無停電電源喪失(6D 電源喪失)	IE49	無停電電源喪失(6D 電源負荷側故障)
IC12-3	無停電電源喪失(7C 電源喪失)	IE51	無停電電源喪失(7C 整流装置故障)
		IE52	無停電電源喪失(7C 電源負荷側故障)
IC12-4	無停電電源喪失(7D 電源喪失)	IE53	無停電電源喪失(7D 整流装置故障)
		IE54	無停電電源喪失(7D 電源負荷側故障)
IC12-5	無停電電源喪失(5C 電源喪失)	IE46	無停電電源喪失(6C インバータ故障)
		IE68	5C 電源喪失
IC12-6	無停電電源喪失(5D 電源喪失)	IE48	無停電電源喪失(6D インバータ故障)
		IE69	5D 電源喪失
IC13	外部電源喪失	IE45	外部電源喪失
IC14	圧空喪失	IE56	圧空供給設備故障/圧空漏えい

第3表 起回事象一覧(3/3)

起回事象グループ		MLDによる起回事象	
IC15	補助冷却系強制循環喪失	IE11	補助中間熱交換器伝熱管破損
		IE43	2次補助電磁ポンプトリップ
		IE44	2次補助冷却系ナトリウム漏えい
		IE55	無停電電源喪失(7S電源負荷側故障)
		IE62	非常系400Vコントロールセンタ 2次補助系2S電源喪失
		IE63	非常系200Vパワーセンタ3S喪失
		IE64	原子炉付属建屋3S C/C喪失
		IE67	機器冷却ファン故障
IC16-1	非常系3.3kVメタクラ1C喪失	IE57	非常系3.3kVメタクラ1C喪失
		IE59	非常系400Vパワーセンタ2C喪失
IC16-2	非常系3.3kVメタクラ1D喪失	IE58	非常系3.3kVメタクラ1D喪失
IC16-3	非常系400Vパワーセンタ2D喪失	IE60	非常系400Vパワーセンタ2D喪失
IC16-4	非常系100V電源盤4C喪失	IE65	非常系100V電源盤4C喪失
IC16-5	非常系100V電源盤4S喪失	IE66	非常系100V電源盤4S喪失
IC16-6	非常系400Vパワーセンタ2S電源喪失	IE61	非常系400Vパワーセンタ2S電源喪失

第4表 炉心の著しい損傷に至る原因として選定した異常事象と対応する起回事象グループ

PRAにおける起回事象グループ		選定した異常事象	選定した異常事象に至る理由
IC01	正の反応度挿入	出力運転中の制御棒の異常な引抜き	—
IC02-1	1次冷却材漏えい(1次主冷却系配管(内管)破損)	Aループ	—
IC02-2		Bループ	
IC03	1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)	1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)	—
IC04	1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)	1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)	—
IC05	1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)	1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)	—
IC06-1	1次主循環ポンプA軸固着	1次主循環ポンプ軸固着	—
IC06-2	1次主循環ポンプB軸固着		
IC07-1	2次冷却材漏えい(Aループ)	2次冷却材漏えい	—
IC07-2	2次冷却材漏えい(Bループ)		
IC07-3	2次冷却材漏えい(純化系)		
IC08	2次主循環ポンプ及び制御系の異常	2次冷却材流量減少(2次主循環ポンプトリップ)	—
		2次主循環ポンプ軸固着	—
IC09-1	主冷却器異常による除熱不足	主冷却器空気流量減少 主送風機風量瞬時低下	—
IC09-2			
IC09-3			
IC09-4			
IC09-5			
IC09-6			
IC09-7			
IC10-1	主冷却器空気流量増大	主冷却器空気流量増大	—
IC10-2			
IC10-3			
IC10-4			
IC10-5			
IC10-6			
IC11	手動スクラム	1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)	左記起回事象が発生するとインタロックにより1次主循環ポンプトリップに至ることから、1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)で代表される。
IC12-1	無停電電源喪失(6C電源喪失)	主冷却器空気流量増大	左記起回事象が発生すると原子炉スクラムと同時に1ループの主冷却機入口ベーン全開に至ることから、主冷却器空気流量増大で代表される。
IC12-2	無停電電源喪失(6D電源喪失)		
IC12-5	無停電電源喪失(5C電源喪失)		
IC12-6	無停電電源喪失(5D電源喪失)		
IC12-3	無停電電源喪失(7C電源喪失)	1次主循環ポンプ軸固着	左記起回事象が発生しても異常な過渡は生じないが、何らかの原子炉トリップ信号が発生すると想定し、さらに、1ループの1次主循環ポンプポニーモータ機能喪失に至ることから、崩壊熱除去機能の一部を喪失する点は、1次主循環ポンプ軸固着で代表される。
IC12-4	無停電電源喪失(7D電源喪失)		
IC13	外部電源喪失	外部電源喪失	—
IC14	圧空喪失	1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)	左記起回事象が発生すると主冷却機入口ベーンが固定されることから、原子炉出力は定格出力近傍に維持され、炉心の健全性は脅かされないが、原子炉を手動スクラムすると想定した。インタロックにより1次主循環ポンプトリップに至ることから、1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)で代表される。
IC15	補助冷却系強制循環喪失	1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)	左記起回事象が発生しても異常な過渡は生じないが、何らかの原子炉トリップ信号が発生されると想定し、さらに、崩壊熱除去機能の一部を喪失する点は、1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)で代表される。ただし、原子炉容器液位低下をもたらすものではない。
IC16-1	非常系3.3kVメタクラ1C喪失	1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)	左記起回事象が発生すると1次主循環ポンプトリップに至ると想定されることから、原子炉停止機能喪失時の影響は、1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)で代表される。
IC16-2	非常系3.3kVメタクラ1D喪失		
IC16-3	非常系400Vパワーセンタ2D喪失		
IC16-4	非常系100V電源盤4C喪失		
IC16-5	非常系100V電源盤4S喪失		
IC16-6	非常系400Vパワーセンタ2S電源喪失		

第5表 ベイズ法を用いた起回事象グループの発生頻度の評価の概要

起回事象グループ	発生要因 展開の有無	ベイズ法適用の概要	
IC11、IC13、IC14	無。	Jeffreys 無情報事前分布 ^{※1} を設定	「常陽」の運転経験 ^[5] を尤度に考慮して発生頻度を推定
IC01、IC05、IC06-1、 IC06-2、IC08		高速炉の起回事象に関する既往研究 ^[4] を基に事前分布を設定	
IC09-3、-6、-7、 IC10-3、-6、 IC12-1～IC12-6、 IC16-1～IC16-6	有。 起回事象グループの発生要因を機器故障レベルまで展開し、要因別に発生頻度を評価した後 に集計。	国内発電炉の故障率 ^[6] を基に発生頻度の事前分布を設定	
IC09-1、-2、-4、-5、 IC10-1、-2、-4、-5		構成機器毎に「常陽」の運転経験以外に基づく故障率 ^{※2} を基に発生頻度の事前分布を設定	
IC15	有。 起回事象グループの発生要因を機器故障レベルまで展開し、要因別に発生頻度を評価した後 に集計。	制御回路及び電源設備については、構成機器毎に「常陽」の運転経験以外に基づく故障率 ^{※2} を基に発生頻度の事前分布を設定	
		ベーン、ダンパ、送風機の故障については、国内発電炉の故障率 ^[6] を基に発生頻度の事前分布を設定	
		ナトリウム用空気作動弁及び電磁ポンプの動的故障については、Jeffreys 無情報事前分布 ^{※1} を設定	
IC02-1、IC02-2、IC03、 IC04、IC07-1、IC07-2、 IC07-3		※3	「常陽」及び「もんじゅ」の運転故障経験データ ^{※4} を尤度に考慮した故障率を評価し、結果を要因別発生頻度の評価に適用
		※3	

※1 学会標準^[3]の附属書 H の中の H. 3. 2c) 項によれば、Jeffreys 無情報事前分布は事前分布を設定するための事前の情報ほとんどない場合に一般に広く用いられる無情報事前分布に相当する。

※2 ナトリウム温度計： 「もんじゅ」での運転故障経験データに基づく故障率

国内発電炉と共通の機器： 国内発電炉の故障率^[6]

国内発電炉の故障率に該当する機器が無いもの（電空変換器、指示制御器）： 米国 IEEE がとりまとめた故障率^[7]

※3 ナトリウム冷却系機器の外部漏えいについて、高速炉機器信頼性データベース CORDS^[8]等に登録された米国の EBR-II 及び FFTF の運転故障経験データを基に故障率の事前分布を設定

※4 高速炉機器信頼性データベース CORDS^[8]に登録された「常陽」及び「もんじゅ」の運転故障経験データ

第6表 起因事象発生頻度の定量化結果

記号	名称	平均値[/炉年]
IC01	正の反応度挿入	6.3E-03
IC02-1	1次冷却材漏えい(1次主冷却系Aループ配管(内管)破損)	1.4E-03
IC02-2	1次冷却材漏えい(1次主冷却系Bループ配管(内管)破損)	1.7E-03
IC03	1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)	2.5E-04
IC04	1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)	1.8E-03
IC05	1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)	2.8E-02
IC06-1	1次主循環ポンプA軸固着	3.1E-03
IC06-2	1次主循環ポンプB軸固着	3.1E-03
IC07-1	2次冷却材漏えい(Aループ)	3.7E-03
IC07-2	2次冷却材漏えい(Bループ)	3.7E-03
IC07-3	2次冷却材漏えい(純化系)	1.8E-03
IC08	2次主循環ポンプ及び制御系の異常	8.4E-02
IC09-1	主冷却器異常による除熱不足(主冷却器1Aベーン・ダンパ誤閉)	8.0E-03
IC09-2	主冷却器異常による除熱不足(主冷却器2Aベーン・ダンパ誤閉)	8.0E-03
IC09-3	主冷却器異常による除熱不足(主冷却器(Aループ2基)ベーン・ダンパ誤閉)	3.6E-07
IC09-4	主冷却器異常による除熱不足(主冷却器1Bベーン・ダンパ誤閉)	8.0E-03
IC09-5	主冷却器異常による除熱不足(主冷却器2Bベーン・ダンパ誤閉)	8.0E-03
IC09-6	主冷却器異常による除熱不足(主冷却器(Bループ2基)ベーン・ダンパ誤閉)	3.6E-07
IC09-7	主冷却器異常による除熱不足(主送風機異常による除熱不足)	3.7E-02
IC10-1	主冷却器空気流量増大(主冷却器1Aベーン・ダンパ誤閉)	8.0E-03
IC10-2	主冷却器空気流量増大(主冷却器2Aベーン・ダンパ誤閉)	8.0E-03
IC10-3	主冷却器空気流量増大(主冷却器(Aループ2基)ベーン・ダンパ誤閉)	3.6E-07
IC10-4	主冷却器空気流量増大(主冷却器1Bベーン・ダンパ誤閉)	8.0E-03
IC10-5	主冷却器空気流量増大(主冷却器2Bベーン・ダンパ誤閉)	8.0E-03
IC10-6	主冷却器空気流量増大(主冷却器(Bループ2基)ベーン・ダンパ誤閉)	3.6E-07
IC11	手動スクラム	4.1E-01
IC12-1	無停電電源喪失(6C電源喪失)	4.1E-04
IC12-2	無停電電源喪失(6D電源喪失)	4.1E-04
IC12-3	無停電電源喪失(7C電源喪失)	3.9E-03
IC12-4	無停電電源喪失(7D電源喪失)	3.9E-03
IC12-5	無停電電源喪失(5C電源喪失)	4.1E-03
IC12-6	無停電電源喪失(5D電源喪失)	4.1E-03
IC13	外部電源喪失	9.3E-01
IC14	圧空喪失	4.0E-02
IC15	補助冷却系強制循環喪失	4.7E-02
IC16-1	非常系3.3KVメタクラ1C喪失	2.2E-03
IC16-2	非常系3.3KVメタクラ1D喪失	4.8E-04
IC16-3	非常系400Vパワーセンタ2D喪失	1.7E-03
IC16-4	非常系100V電源盤4C喪失	1.7E-03
IC16-5	非常系100V電源盤4S喪失	7.4E-04
IC16-6	非常系400Vパワーセンタ2S電源喪失	6.8E-04

第7表 補助冷却系の崩壊熱除去が必要な状態の分類

補助冷却系による崩壊熱除去が必要な状態		補助冷却系の位置づけ
No. 1	原子炉容器液位が確保され、且つ2次主冷却系が1ループ以上自然循環冷却可能な状態で1次主冷却系が2ループとも強制循環機能喪失した状態	設計基準事故の範囲内の対策
No. 2	原子炉容器液位が確保された状態で2次主冷却系が2ループとも自然循環冷却機能喪失した状態	設計基準事故を超えた事態への対策
No. 3	原子炉容器液位が確保されない（すなわち、主冷却系循環液位を下回った）状態	

第8表 炉心損傷頻度の定量化結果

事象グループ	発生頻度 (/炉年)
ULOF ^{※1}	6.1E-06 (1.2E-05)
UTOP	3.3E-07
ULOHS	6.7E-06
LORL ^{※2}	7.3E-06
PLOHS ^{※2}	6.5E-04
SBO ^{※2}	1.2E-04
合計	8.0E-04

※1： 括弧内の数値は制御棒挿入失敗の共通原因故障を仮定した場合の値

※2： 崩壊熱除去機能の使命時間は、頻度の過小評価の防止及び評価の単純化を重視するため、保守的に一律1536時間として設定している。このため、事象グループLORL、PLOHS及びSBOについては、炉心損傷頻度が過大な値となっている可能性がある。

第9表 各事象グループにおける起回事象の寄与割合

起回事象グループ	ULOF	UTOP	ULOHS	LORL	PLOHS	SBO
IC01	0.0%	79.4%		0.1%	0.2%	0.1%
IC021	0.9%			18.4%	0.0%	0.0%
IC022	1.1%			21.8%	0.0%	0.0%
IC03	0.2%			17.7%	0.0%	0.0%
IC04	1.2%			13.0%	0.3%	0.0%
IC05	19.1%			0.5%	0.7%	0.6%
IC061	2.1%			0.1%	1.6%	0.1%
IC062	2.1%			0.1%	1.2%	0.1%
IC071	0.0%		2.3%	0.1%	2.1%	0.1%
IC072	0.0%		2.3%	0.1%	2.1%	0.1%
IC073	0.0%			0.0%	0.1%	0.0%
IC08	0.1%		52.6%	1.5%	2.8%	1.7%
IC091	0.0%		5.0%	0.1%	0.2%	0.2%
IC092	0.0%		5.0%	0.1%	0.2%	0.2%
IC093	0.0%		0.0%	0.0%	0.0%	0.0%
IC094	0.0%		5.0%	0.1%	0.2%	0.2%
IC095	0.0%		5.0%	0.1%	0.2%	0.2%
IC096	0.0%		0.0%	0.0%	0.0%	0.0%
IC097	0.0%		23.0%	0.6%	1.0%	0.7%
IC101	0.0%	2.4%		0.1%	0.2%	0.2%
IC102	0.0%	2.4%		0.1%	0.2%	0.2%
IC103	0.0%	0.0%		0.0%	0.0%	0.0%
IC104	0.0%	2.4%		0.1%	0.2%	0.2%
IC105	0.0%	2.4%		0.1%	0.2%	0.2%
IC106	0.0%	0.0%		0.0%	0.0%	0.0%
IC11	0.5%			7.0%	10.8%	8.2%
IC121	0.0%	5.2%		0.0%	1.1%	0.3%
IC122	0.0%	5.2%		0.0%	1.1%	0.3%
IC123	0.0%			0.1%	3.7%	2.8%
IC124	0.0%			0.1%	9.6%	2.8%
IC125	0.0%	0.3%		0.1%	1.7%	2.9%
IC126	0.0%	0.3%		0.1%	1.2%	2.9%
IC13	35.9%			16.0%	28.1%	68.8%
IC14	0.0%			0.7%	9.2%	0.8%
IC15	32.0%			0.8%	7.4%	1.0%
IC161	1.5%			0.0%	6.1%	2.2%
IC162	0.3%			0.0%	1.3%	0.5%
IC163	1.1%			0.0%	4.7%	1.7%
IC164	1.1%			0.0%	0.0%	0.0%
IC165	0.5%			0.0%	0.0%	0.0%
IC166	0.0%			0.0%	0.0%	0.0%
合計	100.0%	100.0%	100.0%	100.0%	100.0%	100.0%
2次主循環ポンプ軸固着※	0.0%		3.8%			

※2次主循環ポンプ軸固着の頻度は1次主循環ポンプ軸固着の頻度と同等と考えられる。第6表に示す起回事象グループIC08とIC06-1及びIC06-2の和の発生頻度の比をIC08の事故シーケンスの発生頻度へ乗じて2次主循環ポンプ軸固着起因の事故シーケンス発生頻度を推定した。

第 10 表 ULOF に分類される事故シーケンスの頻度

事故シーケンス	発生頻度(/炉年)	寄与割合
No. 1 外部電源喪失＋ 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※：「電源喪失」	1.2E-06	19.2%
No. 2 1次冷却材流量減少（1次主循環ポンプトリップ）＋ 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※「1次冷却材流量低」	3.3E-06	54.1%
No. 3 外部電源喪失＋ 原子炉保護系（スクラム）動作失敗	9.6E-07	15.7%
No. 4 1次冷却材流量減少（1次主循環ポンプトリップ）＋ 原子炉保護系（スクラム）動作失敗	8.4E-08	1.4%
No. 5 外部電源喪失＋ 制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗	6.8E-08	1.1%
No. 6 1次冷却材流量減少（1次主循環ポンプトリップ）＋ 制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗	9.5E-09	0.2%
No. 7 出力運転中の制御棒の異常な引抜き＋ 制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗	4.6E-10	0.0%
No. 8 2次冷却材流量増大＋ 制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗	3.0E-08	0.5%
No. 9 主冷却器空気流量増大＋ 制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗	3.0E-09	0.0%
No. 10 2次冷却材流量減少（2次主循環ポンプトリップ）＋ 制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗	6.2E-09	0.1%
No. 11 主冷却器空気流量減少＋ 制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗	5.0E-09	0.1%
No. 12 1次主循環ポンプ軸固着＋ 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※「1次冷却材流量低」	2.5E-07 (2.9E-08) (注1)、(注2)	4.1%
No. 13 1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）＋ 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※「炉容器液位低」	1.2E-07 (注2)	2.0%
No. 14 1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）＋ 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※「炉容器液位低」	1.0E-08	0.2%
No. 15 1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（破損））＋ 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※「炉容器液位低」	7.3E-08	1.2%
No. 16 1次主循環ポンプ軸固着＋ 原子炉保護系（スクラム）動作失敗	6.4E-09	0.1%
No. 17 1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）＋ 原子炉保護系（スクラム）動作失敗	3.1E-09	0.1%
No. 18 1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）＋ 原子炉保護系（スクラム）動作失敗	2.6E-10	0.0%
No. 19 1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（破損））＋ 原子炉保護系（スクラム）動作失敗	1.9E-09	0.0%
No. 20 1次主循環ポンプ軸固着＋ 制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗	4.5E-10	0.0%
No. 21 1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）＋ 制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗	2.2E-10	0.0%
No. 22 1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）＋ 制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗	1.8E-11	0.0%
No. 23 1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（破損））＋ 制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗	1.3E-10	0.0%
No. 24 2次冷却材漏えい＋ 制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗	6.7E-10	0.0%
合計	6.1E-06	100.0%

(注1) 括弧内の数値は高速炉の起因事象に関する既往研究に国内実用発電炉の電動ポンプの故障率及び信頼性情報を基に事前分布を設定し、発生頻度を評価した値。

(注2) 炉心損傷防止措置として整備する代替原子炉トリップ信号を考慮すれば、2桁程度炉心損傷頻度が低減すると考えられ、頻度の観点では格納容器破損防止措置の有効性評価において考慮すべき事故シーケンスとならないが、事故シーケンスの選定では、設計の特徴も含めて総合的に判断する。

第 11 表 UTOP に分類される事故シーケンスの頻度

事故シーケンス		発生頻度 (/炉年)	寄与割合
No. 1	出力運転中の制御棒の異常な引抜き＋ 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※：「中性子束高（出力領域）」	2. 5E-07	77. 4%
No. 3	主冷却器空気流量増大＋ 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※：「中性子束高（出力領域）」	6. 60E-08	20. 1%
No. 4	出力運転中の制御棒の異常な引抜き＋ 原子炉保護系（スクラム）動作失敗	6. 4E-09	2. 0%
No. 6	主冷却器空気流量増大＋ 原子炉保護系（スクラム）動作失敗	1. 7E-09	0. 5%
	合計	3. 3E-07	100. 0%

第 12 表 UL0HS に分類される事故シーケンスの頻度

事故シーケンス		発生頻度 (/炉年)	寄与割合
No. 1	2 次冷却材流量減少（2 次主循環ポンプトリップ）＋ 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※：「2 次冷却材流量低」	3. 4E-06	49. 4%
No. 2	主冷却器空気流量減少＋ 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※：「原子炉入口冷却材温度高」	2. 8E-06	40. 2%
No. 3	2 次冷却材流量減少（2 次主循環ポンプトリップ）＋ 原子炉保護系（スクラム）動作失敗	8. 7E-08	1. 3%
No. 4	主冷却器空気流量減少＋ 原子炉保護系（スクラム）動作失敗	7. 1E-08	1. 0%
No. 5	2 次主循環ポンプ軸固着＋ 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※：「2 次冷却材流量低」	2. 5E-07 (2. 9E-08) (注 1) (注 2) (注 3)	3. 6%
No. 6	2 次冷却材漏えい＋ 原子炉トリップ信号※発信失敗 ※：「原子炉入口冷却材温度高」	3. 0E-07 (注 2)	4. 3%
No. 7	2 次主循環ポンプ軸固着＋ 原子炉保護系（スクラム）動作失敗	6. 4E-09 (注 3)	0. 1%
No. 8	2 次冷却材漏えい＋ 原子炉保護系（スクラム）動作失敗	7. 6E-09	0. 1%
	合計	6. 7E-06 (注 3)	100. 0% (注 3)

(注 1) 括弧内の数値は高速炉の起因事象に関する既往研究に国内実用発電炉の電動ポンプの故障率及び信頼性情報を基に事前分布を設定し、発生頻度を評価した値。

(注 2) 炉心損傷防止措置として整備する代替原子炉トリップ信号を考慮すれば、2 桁程度炉心損傷頻度が低減すると考えられ、頻度の観点では格納容器破損防止措置の有効性評価において考慮すべき事故シーケンスとならないが、事故シーケンスの選定では、設計の特徴も含めて総合的に判断する。

(注 3) 合計欄の数値の集計にあたっては事故シーケンス No. 5 及び No. 7 の数値を含めていない。事故シーケンス No. 1 及び No. 3 の数値には、各々 No. 5 及び No. 7 の寄与が既に含まれており、重複集計を避けるためである。

第 13 表 LORL に分類される事故シーケンスの頻度

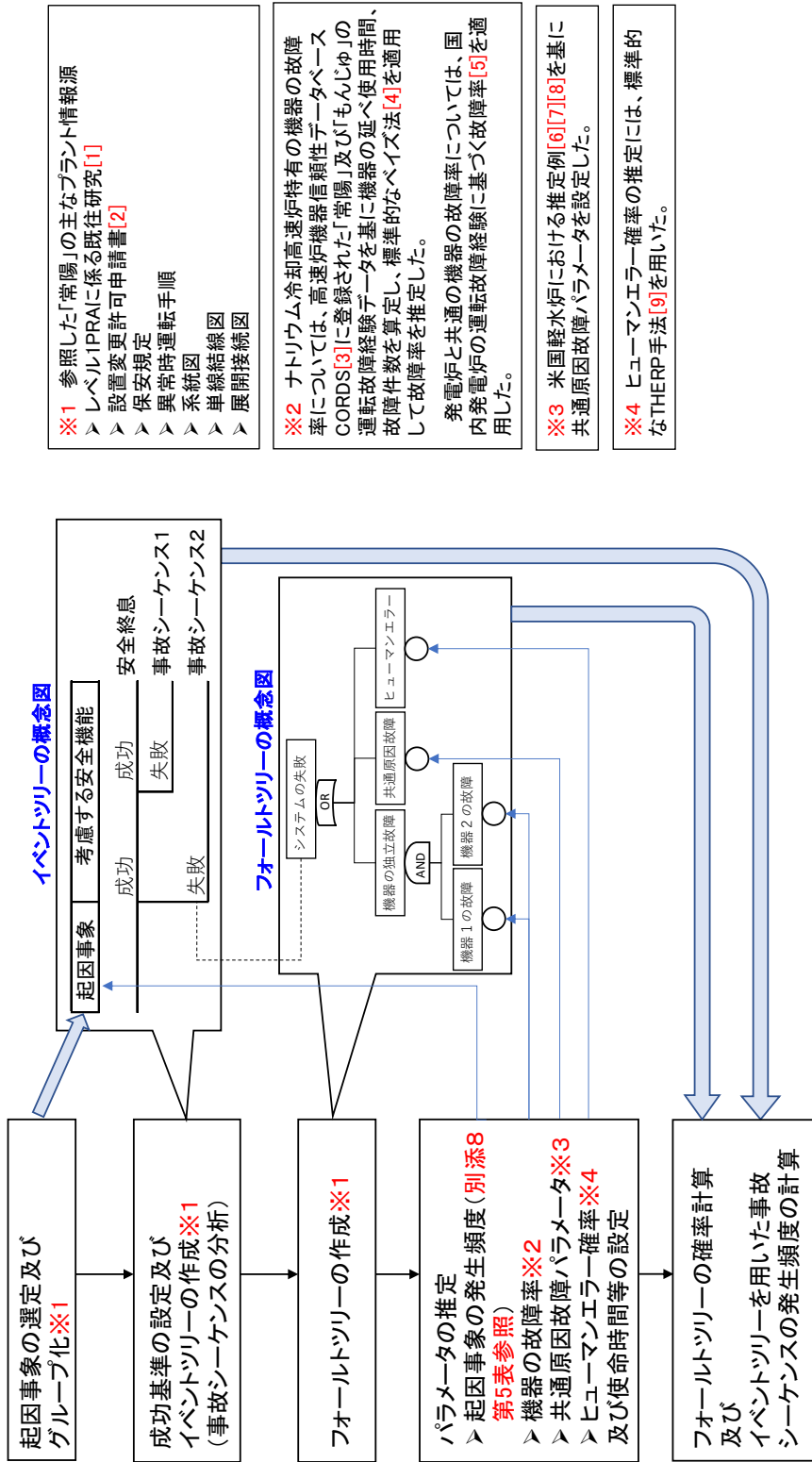
事故シーケンス		発生頻度 (/炉年)	寄与 割合
No. 1	1 次冷却材漏えい（1 次主冷却系配管（内管）破損） + 1 次主冷却系配管（外管）※破損 ※：異常事象で破損を想定したループ	2. 0E-06	28. 0%
No. 2	1 次冷却材漏えい（1 次主冷却系配管（内管）破損） + 1 次主冷却系配管（内管）※破損 ※：異常事象で破損を想定したループと異なるループ	1. 7E-06	23. 0%
No. 3	1 次冷却材漏えい（1 次主冷却系配管（内管）破損） + 安全容器内配管（内管）破損	5. 6E-07	7. 7%
No. 4	1 次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損） + 安全容器内配管（外管）破損	1. 6E-06	21. 9%
No. 5	1 次冷却材漏えい（1 次補助冷却系配管（内管）破損） + 1 次補助冷却系配管（外管）破損	1. 4E-06	19. 4%
	合計	7. 3E-06	100. 0%

崩壊熱除去機能の使命時間は、頻度の過小評価の防止及び評価の単純化を重視するため、保守的に一律 1536 時間として設定している。このため、事故シーケンスの発生頻度が過大な値となっている可能性がある。

第 14 表 PLOHS に分類される事故シーケンスの頻度

事故シーケンス	発生頻度 (/炉年)	寄与割合
No. 1 外部電源喪失＋ 1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗＋ 補助冷却系による強制循環冷却失敗	1.6E-04	24.4%
No. 2 1次主循環ポンプ軸固着＋ 1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗＋ 補助冷却系による強制循環冷却失敗	1.1E-04	16.1%
No. 3 1次冷却材流量減少（1次主循環ポンプトリップ）＋ 1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗＋ 補助冷却系による強制循環冷却失敗	1.2E-04	18.0%
No. 4 出力運転中の制御棒の異常な引抜き＋ 1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗＋ 補助冷却系による強制循環冷却失敗	9.3E-07	0.1%
No. 5 2次冷却材流量増大＋ 1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗＋ 補助冷却系による強制循環冷却失敗	6.1E-05	9.3%
No. 6 2次冷却材流量減少（2次主循環ポンプトリップ）＋ 1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗＋ 補助冷却系による強制循環冷却失敗	1.2E-05	1.8%
No. 7 主冷却器空気流量増大＋ 1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗＋ 補助冷却系による強制循環冷却失敗	3.6E-05	5.5%
No. 8 主冷却器空気流量減少＋ 1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗＋ 補助冷却系による強制循環冷却失敗	1.0E-05	1.6%
No. 9 2次主循環ポンプ軸固着＋ 1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗＋ 補助冷却系による強制循環冷却失敗	9.2E-07	0.1%
No. 10 1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）＋ 1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗＋ 補助冷却系による強制循環冷却失敗	4.8E-07	0.1%
No. 11 1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（破損））＋ 1次主冷却系配管（内管）破損＋ 1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗	4.4E-08	0.0%
No. 12 1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（破損））＋ 安全容器内配管（内管）破損＋ 1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗	3.6E-09	0.0%
No. 13 2次冷却材漏えい＋ 1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗＋ 補助冷却系による強制循環冷却失敗	1.4E-06	0.2%
No. 14 外部電源喪失＋2次主冷却系による除熱失敗	2.5E-05	3.8%
No. 15 1次冷却材流量減少（1次主循環ポンプトリップ）＋2次主冷却系による除熱失敗	2.7E-05	4.1%
No. 16 出力運転中の制御棒の異常な引抜き＋2次主冷却系による除熱失敗	1.5E-07	0.0%
No. 17 2次冷却材流量増大＋2次主冷却系による除熱失敗	9.8E-06	1.5%
No. 18 2次冷却材流量減少（2次主循環ポンプトリップ）＋2次主冷却系による除熱失敗	5.5E-06	0.8%
No. 19 主冷却器空気流量増大＋2次主冷却系による除熱失敗	2.7E-06	0.4%
No. 20 主冷却器空気流量減少＋2次主冷却系による除熱失敗	2.1E-06	0.3%
No. 21 2次主循環ポンプ軸固着＋2次主冷却系による除熱失敗	4.3E-07	0.1%
No. 22 1次主循環ポンプ軸固着＋2次主冷却系による除熱失敗	4.7E-07	0.1%
No. 23 2次冷却材漏えい＋2次主冷却系による除熱失敗	2.7E-05	4.1%
No. 24 1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）＋ 1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗＋ 補助冷却系による強制循環冷却失敗	4.0E-08	0.0%
No. 25 1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（破損））＋ 1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却失敗	4.9E-05	7.5%
No. 26 1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）＋2次主冷却系による除熱失敗	7.3E-08	0.0%
No. 27 1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）＋2次主冷却系による除熱失敗	6.0E-09	0.0%
No. 28 1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（破損））＋2次主冷却系による除熱失敗	1.2E-06	0.2%
合計	6.5E-04	100.0%

崩壊熱除去機能の使命時間は、頻度の過小評価の防止及び評価の単純化を重視するため、保守的に一律 1536 時間として設定している。このため、事故シーケンスの発生頻度が過大な値となっている可能性がある。



※1 参照した「常陽」の主なプラント情報源

- レベル1PRAに係る既往研究[1]
- 設置変更許可申請書[2]
- 保安規定
- 異常時運転手順
- 系統図
- 単線結線図
- 展開接続図

※2 ナトリウム冷却高速炉特有の機器の故障率については、高速炉機器信頼性データベースCORDS[3]に登録された「常陽」及び「もんじゅ」の運転故障経験データを基に機器の延べ使用時間、故障件数を算出し、標準的なベイズ法[4]を適用して故障率を推定した。

発電炉と共通の機器の故障率については、国内発電炉の運転故障経験に基づく故障率[5]を適用した。

※3 米国軽水炉における推定例[6][7][8]を基に共通原因故障パラメータを設定した。

※4 ヒューマンエラー確率の推定には、標準的なTHERP手法[9]を用いた。

[1]日本原子力研究開発機構、「高速実験炉「常陽」の確率的な安全評価に係る研究一内的事象に対するレベル1PSA一」、JAEA-Technology 2009-004、2009年5月。

[2]日本原子力研究開発機構、「国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所(南地区)原子炉設置変更許可申請書(高速実験炉原子炉施設の変更)の本文及び添付書類の一部補正について」、平成30年10月26日付け30原機(安)013

[3]日本原子力研究開発機構、「高速炉機器信頼性データベースの開発」、動燃技報、No.98、pp.18-31、PNC1340 96-002、1996年6月。

[4]一般社団法人日本原子力学会、「日本原子力学会標準 原子力発電所の確率的リスク評価用のパラメータ推定に関する実施基準」、AESJ-SC-RK001:2015、2016年3月。

[5]一般社団法人原子力安全推進協会、「故障件数の不確実性を考慮した国内一般機器故障率の推定(1982年度~2010年度29カ年66基データ)」、JANSI-CFR-02、2016年6月。

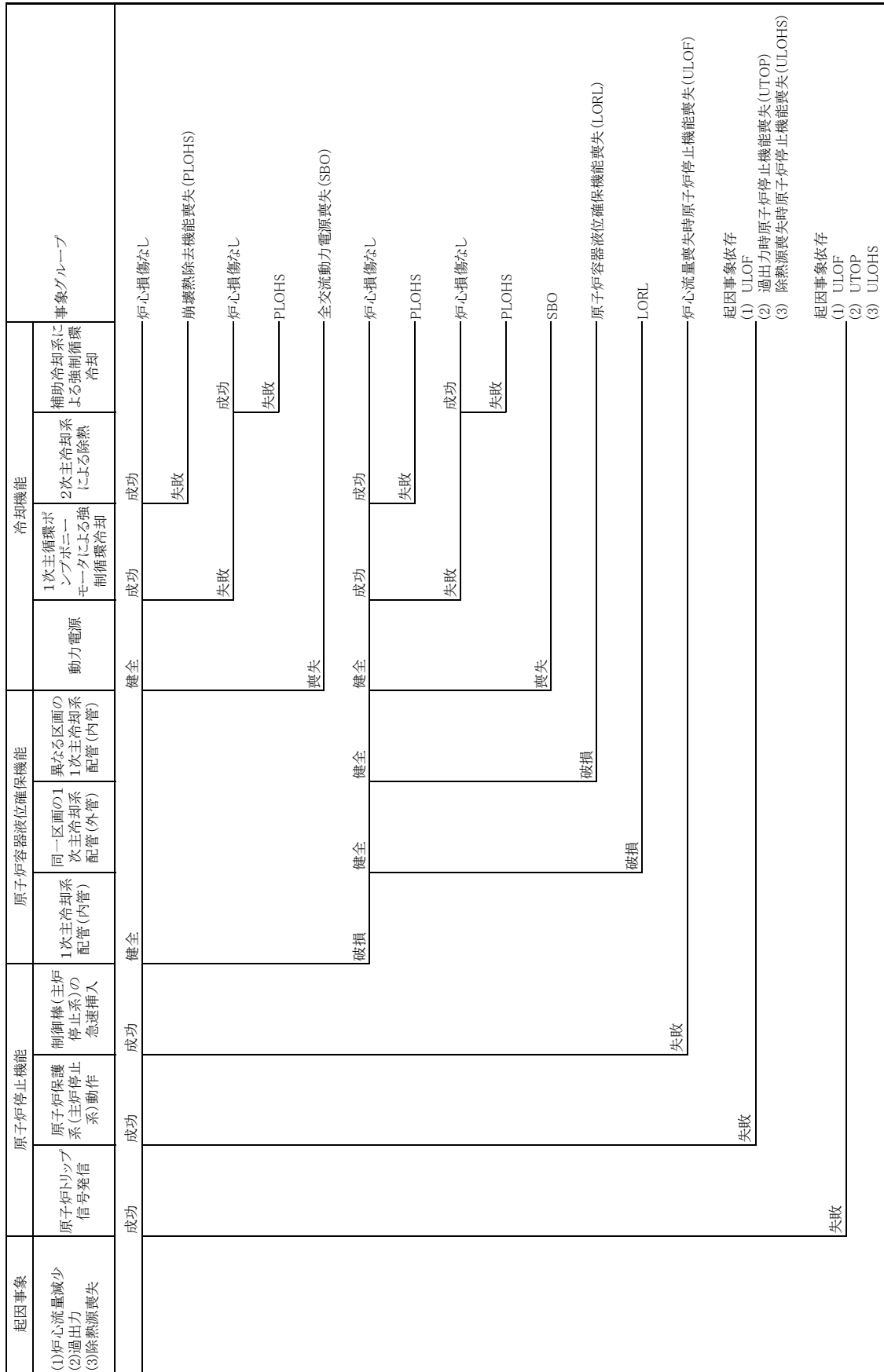
[6]F. M. Marshall, et al., "Common-Cause Failure Parameter Estimations," NUREG/CR-5497, October 1998.

[7]U. S. Nuclear Regulatory Commission, "CCF Parameter Estimations, 2015 Update", <http://nrc.gov/resultsdb/ParamEstSpar/>, October 2016.

[8]S. A. Eide, et al., "Reliability Study: Westinghouse Reactor Protection System, 1984-1995," NUREG/CR-5500, Vol.2, April 1999.

[9]A. D. Swain and H. E. Guttman, "Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications Final Report," NUREG/CR-1278, August, 1983.

第1図 「常陽」の出力運転時レベル1 PRA の評価の流れ



第2図 イベントツリー

【参考】

本評価と既往研究との比較

1. 起回事象の選定に関する既往研究との比較

1.1 起回事象の選定手法及び選定結果

起回事象を体系的に選定するため、学会標準^[1]に記された方法の一つであるマスターロジックダイアグラム (MLD) と呼ばれる論理モデルを用いている。本評価と既往研究において、起回事象の選定のために作成した MLD を第 1 表及び第 2 表に示す。

1.2 構築した MLD に関する既往研究との比較

レベル 10 において具体的に選定した合計 67 の起回事象を既往研究^[2]で選定された起回事象と比較して第 2 表に示す。

【既往研究との共通点】

選定した起回事象のうち、IE01～IE12、IE16～IE20、IE23～IE24、IE28～IE38、IE40～IE42、及び IE45 は既往研究と同じである。また、起回事象 IE56 は、記載の単純化を図るため、既往研究で選定した起回事象 (IE38 及び IE39) をひとまとめにしたものであり、内容は既往研究と同じである。起回事象 IE39 は、「主送風機トリップ」だけでなく「主送風機軸固着」を考慮していることをわかりやすく明示するため、「1 次主循環ポンプ軸固着」や「2 次主循環ポンプ軸固着」に倣って追加選定したものである。起回事象 IE13～IE15、IE21～IE22、IE25～IE26 については、既往研究で選定した起回事象 (IE13、IE19 及び IE22) を冷却系の複数ループをひとまとめにしていたところ、ループの違いを区別して選定したものであり、内容は既往研究と同じである。

【既往研究との相違点】

一方、起回事象 IE27、IE43～IE44、IE46～IE55 及び IE57～IE69 については、新たに追加されたものであり、緩和機能の一部を従属的に喪失させるおそれのある起回事象になる。事故シーケンスの発生頻度が增大する可能性を有する点で他の起回事象と区別することが重要である¹。既往研究では、原子炉の運転に必要な主冷却系の一部の機能喪失及び外部電源等のサポート系の機能喪失について考慮されていたが、原子炉の運転に不要な補助冷却系又は外部電源以外の電源については未考慮であった。また、2 次ナトリウム純化系での漏えい (IE27) については、2 重化された弁によって 2 次主冷却系から隔離すれば崩壊熱除去機能が維持されることから無視できると判断していた。これらの点について体系的に考慮するため、既往研究において考慮されていた緩和機

¹ 新たに選定された起回事象と緩和機能喪失の組合せとして表される事故シーケンスを他と区別することは、事故シーケンスの発生頻度の過小評価を防止するために重要である。なお、起回事象によって生じる炉心パラメータの変化、並びに起回事象によって喪失する緩和機能の種類及び数については既往研究において選定された起回事象と緩和機能喪失の組合せとして表される事故シーケンスに集約される。

能喪失要因（例：1次主冷却系及び補助冷却系の強制循環に必要な機器の故障）を対象に、原子炉運転時に当該機能喪失要因が生じた場合の原子炉運転への影響を新たに調査した。結果、第1表のレベル7及び8に「補助冷却系に直接影響する起因事象発生」を追加するとともに、第1表のレベル9には「強制循環喪失」及び補助冷却系のサポート系の機能喪失として「機器冷却喪失」を追加し、第2表のレベル10にはレベル9で新たに追加した内容に対応する具体的な起因事象に加えて、外部電源喪失以外の電源喪失を追加選定した。

第1表 構築したMLDに関する既往研究との比較(レベル1から9まで)

レベル1	レベル2	レベル3	レベル4	レベル5	レベル6	レベル7	レベル8	レベル9
頂上事象	リスク源による内訳	放出シナリオ(発生の条件)	原因の所在による内訳	初期運転状態による内訳	炉心損傷シナリオ(発生の条件)	起件事象の発生場所による内訳	起件事象の物理パラメータによる内訳	物理パラメータの増減による内訳
OR条件	OR条件	AND条件	OR条件	OR条件	AND条件	OR条件	OR条件	OR条件
炉心へ環境中への放射性物質の放出	炉心	炉心損傷事故(原子炉冷却材バウレンダリへの放射性情質の放出)	内的事象	プラント出力100%で運転中	プラント停止を必要とする起件事象の発生	炉心/1次主冷却系に直接影響する起件事象発生	炉心/1次主冷却系の圧力に影響する事象 炉心の反応度に影響する事象 炉心/1次主冷却系の冷却材インベントリに影響する事象 炉心/1次主冷却系の除熱に影響する事象	1次主冷却系圧力増大 1次主冷却系圧力減少 正の反応度投入 負の反応度投入 1次主冷却系インベントリ増大 1次主冷却系インベントリ減少 局所的燃料破損による除熱不足 1次主冷却系流量増大 1次主冷却系流量減少 2次主冷却系インベントリ増大 2次主冷却系インベントリ減少 2次主冷却系流量増大 2次主冷却系流量減少 2次主冷却系圧力増大 2次主冷却系圧力減少 空気流量増大 空気流量減少 誤スクラム 強制循環喪失 電源喪失 圧空喪失 機器冷却喪失
					事故緩和系の機能喪失	以降省略	以降省略	
				プラント出力100%未満で運転中	以降省略			
			外的事象	以降省略				
		原子炉冷却材バウレンダリ、格納容器の破損	以降省略					
	炉心以外	以降省略						

※ハッチング箇所は既往研究^[2]から新たに追加したものを表す。

第2表 構築したMLDに関する既往研究との比較(レベル9から10まで) (1/2)

レベル9	レベル10		既往研究のレベル10	
物理パラメータの増減による内訳	具体的起因事象	ID	具体的起因事象	ID
OR条件	OR条件		OR条件	
1次主冷却系圧力増大	1次アルゴンガス系圧力制御系故障	IE01	1次アルゴンガス系圧力制御系故障	IE01
	他系統からのガス混入	IE02	他系統からのガス混入	IE02
1次主冷却系圧力減少	1次アルゴンガス系圧力制御系故障	IE03	1次アルゴンガス系圧力制御系故障	IE03
	1次アルゴンガス系漏えい	IE04	1次アルゴンガス系漏えい	IE04
正の反応度投入	炉心燃料集合体の軸方向・径方向の移動(収縮)	IE05	炉心燃料集合体の軸方向・径方向の移動(収縮)	IE05
	出力運転中の制御棒の異常な引抜き(主炉停止系制御棒)	IE06	出力運転中の制御棒の異常な引抜き(主炉停止系制御棒)	IE06
負の反応度投入	ガス気泡の炉心通過	IE07	ガス気泡の炉心通過	IE07
	炉心燃料集合体の軸方向・径方向の移動(膨張)	IE08	炉心燃料集合体の軸方向・径方向の移動(膨張)	IE08
	制御棒誤挿入	IE09	制御棒誤挿入	IE09
	制御棒落下	IE10	制御棒落下	IE10
1次主冷却系インベントリ増大	補助中間熱交換器伝熱管破損	IE11	補助中間熱交換器伝熱管破損	IE11
	1次ナトリウムオーバフロー系故障	IE12	1次ナトリウムオーバフロー系故障	IE12
1次主冷却系インベントリ減少	1次冷却材漏えい(1次主冷却系Aループ配管(内管)破損)	IE13	1次主冷却系漏えい(内管破損:原子炉容器含む)	IE13
	1次冷却材漏えい(1次主冷却系Bループ配管(内管)破損)	IE14		
	1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)	IE15		
	1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)	IE16	1次補助冷却系漏えい(内管破損)	IE14
局所的燃料破損による除熱不足	局所的燃料過出力	IE17	局所的燃料過出力	IE15
	局所的冷却材流路閉塞(1サブチャンネル)	IE18	局所的冷却材流路閉塞(1サブチャンネル)	IE16
	局所的冷却材流路閉塞(千鳥格子状)	IE19	局所的冷却材流路閉塞(1燃料集合体2/3)	IE17
1次主冷却系流量増大	1次主冷却系流量制御系故障	IE20	1次主冷却系流量制御系故障	IE18
1次主冷却系流量減少	1次主循環ポンプA軸固着	IE21	1次主循環ポンプ(1台)軸固着	IE19
	1次主循環ポンプB軸固着	IE22		
	1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)	IE23	1次主循環ポンプ故障/トリップ	IE20
2次主冷却系インベントリ増大	2次ナトリウム純化系故障	IE24	2次ナトリウム純化系故障	IE21
2次主冷却系インベントリ減少	2次冷却材漏えい(Aループ)	IE25	2次主冷却系漏えい	IE22
	2次冷却材漏えい(Bループ)	IE26		
	2次冷却材漏えい(純化系)	IE27	—	—
	主中間熱交換器管側破損	IE28	主中間熱交換器伝熱管破損	IE23
2次主冷却系流量増大	2次冷却材流量増大	IE29	2次主冷却系流量制御系故障	IE24
2次主冷却系流量減少	2次主循環ポンプ軸固着	IE30	2次主循環ポンプ(1台)軸固着	IE25
	2次冷却材流量減少(2次主循環ポンプトリップ)	IE31	2次主循環ポンプ(1台)故障/トリップ	IE26
2次主冷却系圧力増大	2次アルゴンガス系圧力制御系故障	IE32	2次アルゴンガス系圧力制御系故障	IE27
2次主冷却系圧力減少	2次アルゴンガス系圧力制御系故障	IE33	2次アルゴンガス系圧力制御系故障	IE28
	2次アルゴンガス系漏えい	IE34	2次アルゴンガス系漏えい	IE29
空気風量増大	温度制御系故障(空気流量増大)	IE35	温度制御系故障	IE30
	温度制御系誤操作(空気流量増大)	IE36	温度制御系誤操作	IE31
空気風量減少	温度制御系故障(空気流量減少)	IE37	温度制御系故障	IE32
	主送風機(1台)故障/トリップ	IE38	主送風機(1台)故障/トリップ	IE33
	主送風機軸固着	IE39	—	—
	温度制御系誤操作(空気流量減少)	IE40	温度制御系誤操作	IE34

※ハッチング箇所は既往研究^[2]から新たに追加したものを表す。

第2表 構築したMLDに関する既往研究との比較(レベル9から10まで) (2/2)

レベル9	レベル10	既往研究のレベル10	
物理パラメータの増減による内訳	具体的起回事象	ID	具体的起回事象
OR条件	OR条件		ID
誤スクラム	原子炉誤スクラム(自動)【アイソレーションなど】	IE41	原子炉誤スクラム(自動)
	原子炉誤スクラム(手動)	IE42	原子炉誤スクラム(手動)
強制循環喪失	2次補助冷却系ナトリウム漏えい	IE43	—
	2次補助電磁ポンプトリップ	IE44	—
電源喪失	外部電源喪失	IE45	外部電源喪失
	無停電電源喪失(6Cインバータ故障)	IE46	—
	無停電電源喪失(6C電源負荷側故障)	IE47	—
	無停電電源喪失(6Dインバータ故障)	IE48	—
	無停電電源喪失(6D電源負荷側故障)	IE49	—
	無停電電源喪失(6S電源負荷側故障)	IE50	—
	無停電電源喪失(7C整流装置故障)	IE51	—
	無停電電源喪失(7C電源負荷側故障)	IE52	—
	無停電電源喪失(7D整流装置故障)	IE53	—
	無停電電源喪失(7D電源負荷側故障)	IE54	—
	無停電電源喪失(7S電源負荷側故障)	IE55	—
	非常系3.3kVメタクラ1C電源喪失	IE57	—
	非常系3.3kVメタクラ1D電源喪失	IE58	—
	非常系400Vパワーセンタ2C電源喪失	IE59	—
	非常系400Vパワーセンタ2D電源喪失	IE60	—
	非常系400Vパワーセンタ2S電源喪失	IE61	—
	非常系400Vコントロールセンタ 2次補助系2S電源喪失	IE62	—
	非常系200Vパワーセンタ3S喪失	IE63	—
	原子炉付属建屋3S C/C喪失	IE64	—
	4C電源盤喪失	IE65	—
4S電源盤喪失	IE66	—	
5C電源盤喪失	IE68	—	
5D電源盤喪失	IE69	—	
圧空喪失	圧空供給設備故障/圧空漏えい	IE56	圧空供給設備故障 圧空漏えい
機器冷却喪失	機器冷却ファン故障	IE67	—

※ハッチング箇所は既往研究^[2]から新たに追加したものを表す。

2. 起回事象グループの発生頻度の評価に関する既往研究との比較

本評価で得た起回事象グループの発生頻度と既往研究^[2]との比較を第3表～第5表に示す。

第3表には、起回事象のグループ化が既往研究^[2]と同じ起回事象グループの発生頻度を示している。この中で外部電源喪失の発生頻度は一致しており、その他には差異が認められる。その要因は以下に述べる通りであり、本評価は既往研究^[2]より現実的な評価であると判断する。

- IC05、IC06-1 及び IC06-2 における差異は、既往研究^[2]では高速炉の先行 PRA の数値をループ数及び想定稼働率の相違を考慮して「常陽」へ換算した簡易評価であったことが要因である。
- IC08、IC09-1～IC09-7 における差異は設定した事前分布の相違による。既往研究^[2]では Jeffreys 無情報事前分布²を仮定していた。
- IC04 における差異は、ナトリウム配管漏えいの故障率の推定において 1995 年に生じた「もんじゅ」2次系での熱電対鞘管破損事例の集計先を大口径管から小口径管へ変更したことが主要因である。
- IC07-1 及び IC07-2 における差異は、既往研究^[2]のナトリウム配管漏えい発生頻度が過小であることが主要因である。

第4表には、起回事象のグループ化が既往研究^[2]と異なる起回事象グループの発生頻度を示している。IC07-3、IC14 については、後述の第5表と同様に既往研究において「IC10 手動スクラム」の一部として含めていたものを分離して新規に追加設定したものであり、発生頻度は新規に評価したものである。同様に IC10-1～IC10-6 については、既往研究^[2]では「IC01 正の反応度投入」の一部に含めていたものを分離して新規に追加設定したものであり、発生頻度は新規に評価したものである。他の起回事象については、対応する既往研究^[2]との間に差異がみられる。その要因は以下に述べる通りであり、本評価は既往研究^[2]より現実的な評価であると判断する。

- IC01、IC02-1、IC02-2 における差異は、尤度に考慮した「常陽」の運転経験が既往研究^[2]より増加したことが主要因である。
- IC03 における差異は、集計先の変更によって、安全容器内配管の漏えいが新たに集計されたことが主要因である。
- IC11 における差異は、「常陽」の運転経験として尤度に考慮した過去の事例が起回事象に該当するか改めて判定した結果、発生回数及び発生頻度が低減したことが主要因である。

第5表に示した起回事象グループは既往研究^[2]において「手動スクラム」の一部として含めていたものを分離して新規に追加設定したものであり、発生頻度は新規に評価したものである。

² 学会標準^[3]の附属書 H の中の H. 3. 2c) 項によれば、Jeffreys 無情報事前分布は事前分布を設定するための事前の情報ほとんどない場合に一般に広く用いられる無情報事前分布に相当する。

第3表 起回事象のグループ化が既往研究と同じ起回事象グループの発生頻度の比較

記号	名称	平均値 [/ 炉年]	既往研究 ^[2]	
			記号	平均値 [/ 炉年]
IC04	1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)	1.8E-03	IC03	6.3E-04
IC05	1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)	2.8E-02	IC05	9.3E-02
IC06-1	1次主循環ポンプA軸固着	3.1E-03	IC04	9.3E-02
IC06-2	1次主循環ポンプB軸固着	3.1E-03		
IC07-1	2次冷却材漏えい(Aループ)	3.7E-03	IC06	4.3E-03
IC07-2	2次冷却材漏えい(Bループ)	3.7E-03		
IC08	2次主循環ポンプ及び制御系の異常	8.4E-02	IC07	1.1E-01
IC09-1	主冷却器異常による除熱不足(主冷却器1 Aベーン・ダンパ誤閉)	8.0E-03	IC08	1.1E-01
IC09-2	主冷却器異常による除熱不足(主冷却器2 Aベーン・ダンパ誤閉)	8.0E-03		
IC09-3	主冷却器異常による除熱不足(主冷却器(Aループ2基)ベーン・ダンパ誤閉)	3.6E-07		
IC09-4	主冷却器異常による除熱不足(主冷却器1 Bベーン・ダンパ誤閉)	8.0E-03		
IC09-5	主冷却器異常による除熱不足(主冷却器2 Bベーン・ダンパ誤閉)	8.0E-03		
IC09-6	主冷却器異常による除熱不足(主冷却器(Bループ2基)ベーン・ダンパ誤閉)	3.6E-07		
IC09-7	主冷却器異常による除熱不足(主送風機異常による除熱不足)	3.7E-02		
IC13	外部電源喪失	9.3E-01	IC09	9.3E-01

第4表 起回事象のグループ化が既往研究と異なる起回事象グループの発生頻度の比較

記号	名称	平均値 [/ 炉年]	既往研究 ^[2]	
			記号	平均値 [/ 炉年]
IC02-1	1次冷却材漏えい(1次主冷却系Aループ配管(内管)破損)	1.4E-03	IC02-4	3.6E-03
IC02-2	1次冷却材漏えい(1次主冷却系Bループ配管(内管)破損)	1.7E-03		
IC03 (※)	1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)	2.5E-04	IC02-1 ~3	1.7E-04
IC01	正の反応度挿入	6.3E-03	IC01	6.5E-03
IC10-1	主冷却器空気流量増大(主冷却器1 Aベーン・ダンパ誤閉)	8.0E-03		
IC10-2	主冷却器空気流量増大(主冷却器2 Aベーン・ダンパ誤閉)	8.0E-03		
IC10-3	主冷却器空気流量増大(主冷却器(Aループ2基)ベーン・ダンパ誤閉)	3.6E-07		
IC10-4	主冷却器空気流量増大(主冷却器1 Bベーン・ダンパ誤閉)	8.0E-03		
IC10-5	主冷却器空気流量増大(主冷却器2 Bベーン・ダンパ誤閉)	8.0E-03		
IC10-6	主冷却器空気流量増大(主冷却器(Bループ2基)ベーン・ダンパ誤閉)	3.6E-07		
IC11 (※)	手動スクラム	4.1E-01	IC10	4.8E-01
IC14	圧空喪失	4.0E-02		
IC07-3	2次冷却材漏えい(純化系)	1.8E-03		

(※) 本評価と既往研究との間で起回事象グループの分類が異なるため、平均値が一対一対応していない。

第 5 表 既往研究から新たに追加した起因事象グループの発生頻度

記号	名称	平均値 [/炉年]	既往研究 ^[2]
IC12-1	無停電電源喪失(6C 電源喪失)	4.1E-04	なし
IC12-2	無停電電源喪失(6D 電源喪失)	4.1E-04	
IC12-3	無停電電源喪失(7C 電源喪失)	3.9E-03	
IC12-4	無停電電源喪失(7D 電源喪失)	3.9E-03	
IC12-5	無停電電源喪失(5C 電源喪失)	4.1E-03	
IC12-6	無停電電源喪失(5D 電源喪失)	4.1E-03	
IC15	補助冷却系強制循環喪失	4.7E-02	
IC16-1	非常系 3.3KV メタクラ 1C 喪失	2.2E-03	
IC16-2	非常系 3.3KV メタクラ 1D 喪失	4.8E-04	
IC16-3	非常系 400V パワーセンタ 2D 喪失	1.7E-03	
IC16-4	非常系 100V 電源盤 4C 喪失	1.7E-03	
IC16-5	非常系 100V 電源盤 4S 喪失	7.4E-04	
IC16-6	非常系 400V パワーセンタ 2S 電源喪失	6.8E-04	

3. 1次主循環ポンプ軸固着の発生頻度の評価について

1次主循環ポンプ軸固着は、設計基準事故において想定される異常な状態の一つであり、原子炉施設の寿命期間に生じると考えられないほど発生頻度は低く抑制されているが、炉心流量急減時の原子炉停止機能喪失事象の扱いを頻度の観点から検討することを目的に、発生頻度の推定評価においては運転・故障経験情報の不足に由来する過剰な保守性を排除するため、以下に示す運転・故障経験情報を評価に取り入れた評価も実施した。

● 国内実用発電炉での運転・故障経験情報

国内実用発電炉で使用される電動ポンプ及び本原子炉施設のナトリウム冷却系で使用される電動ポンプはともに国内メーカの技術により原子炉施設用に設計及び製作された点で共通である。使用流体、設計仕様の相違等があるが、これらは同等の信頼性を有すると考えられる。

● 国外のナトリウム冷却高速炉での運転・故障経験情報

国外のナトリウム冷却高速炉のナトリウム冷却系で使用される電動ポンプと本原子炉施設の1次主循環ポンプは、ナトリウムを使用流体とする電動ポンプという点で共通であり、原子炉施設用に設計及び製作された点で共通である。設計仕様の相違等によって不確実さを有するが、同等の信頼性を有すると考えられる。

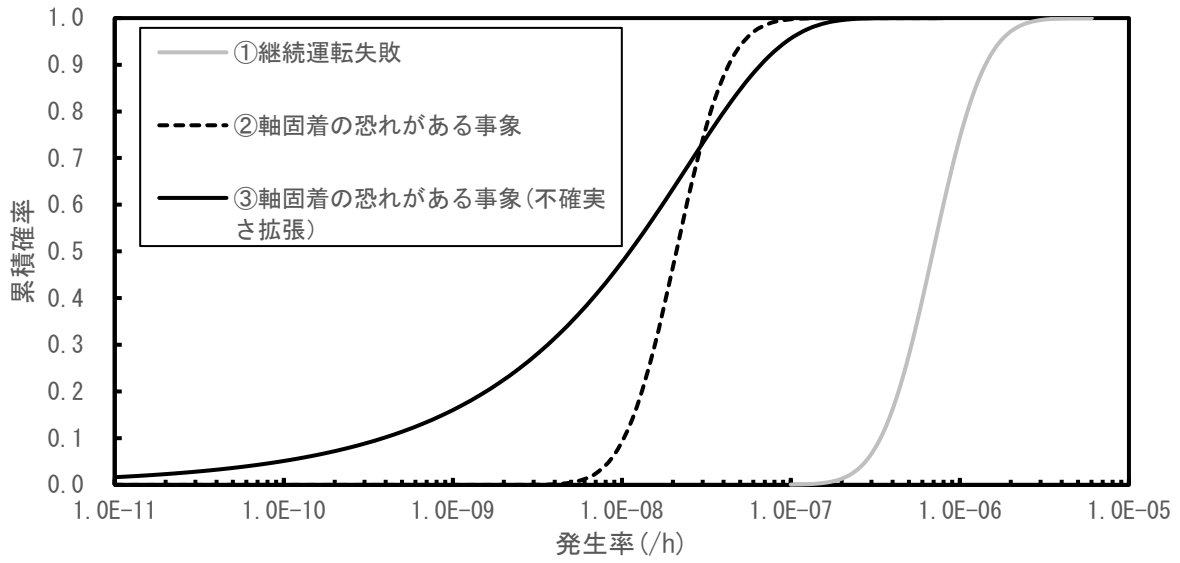
電動ポンプに関する原子炉施設での使用実績に基づくこれら2種類の情報を活用して本原子炉施設の1次主循環ポンプ軸固着の発生頻度を評価するため、ベイズ法を2段階に分けて適用した。

● 第1段階（一般的なナトリウム冷却炉の発生率の推定）

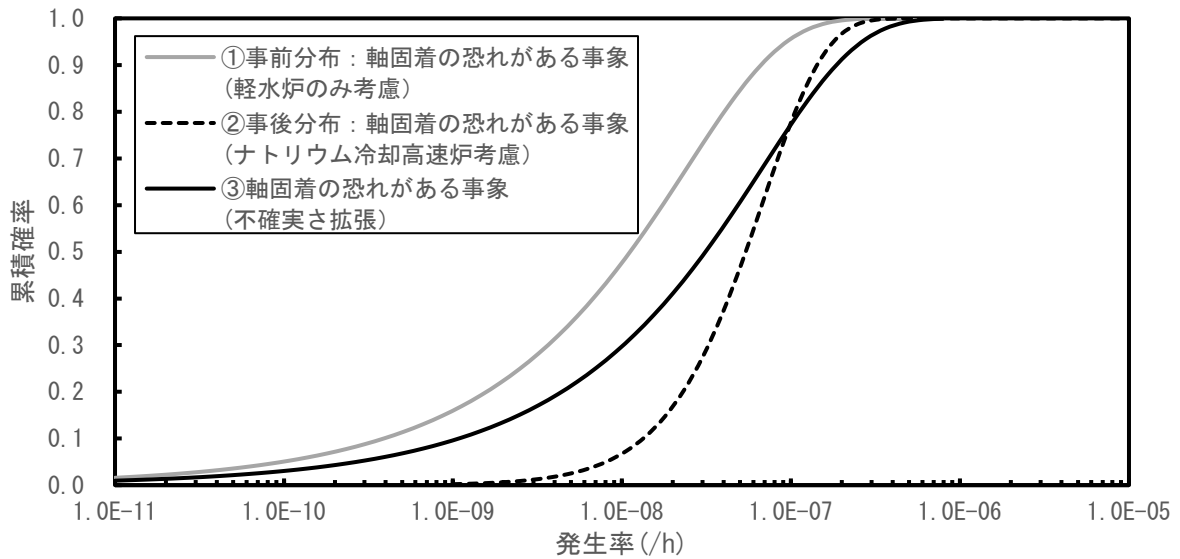
国内実用発電炉のポンプの運転・故障経験から得られる継続運転失敗の故障率^[4]（第1図の①）及び信頼性データ^[5]を分析することで継続運転失敗事例33件のうち1件を軸固着のおそれがあると判定し、これらを基に推定される電動ポンプの軸固着の発生率（第1図の②）に不確実さを考慮して得られる確率分布（第1図の③）を事前分布に設定した（第2図の①）。国外のナトリウム冷却高速炉での電動ポンプの運転経験及び軸固着事象の経験に関する情報^[6]を基に尤度を設定し、ベイズ法により発生率の事後確率分布を求めた（第2図の②）。

● 第2段階（本原子炉施設での発生頻度の推定）

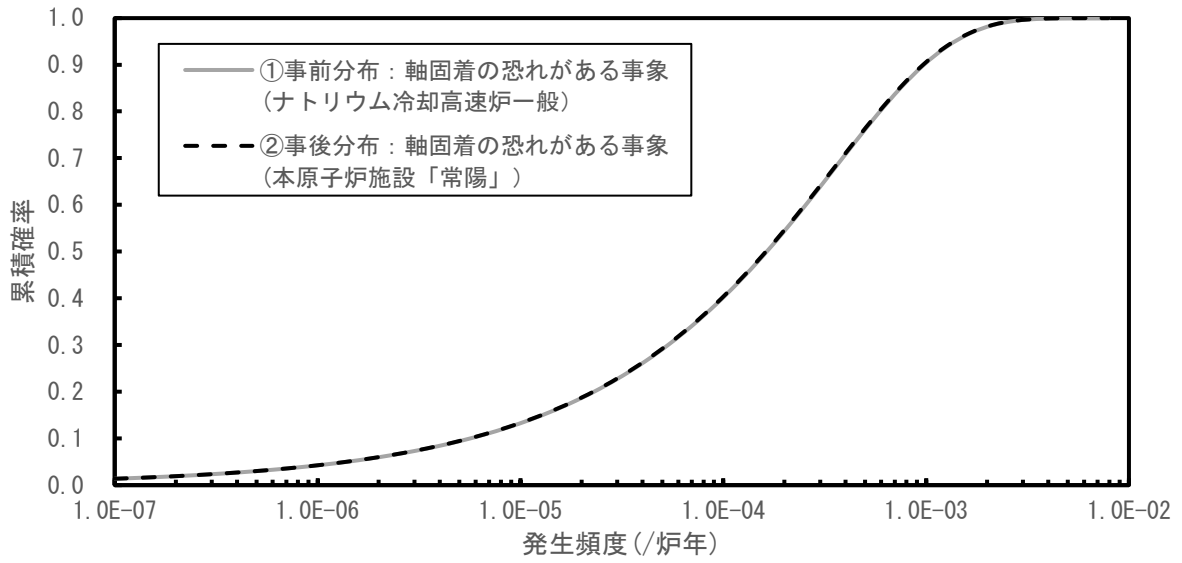
不確実さを考慮するため、第1段階で得られた事後確率分布の拡がりを拡張した（第2図の③）。さらに単位時間当たりの故障率から原子炉の稼働率を考慮した年発生頻度へ単位換算することにより、発生頻度の事前分布に設定した（第3図の①）。本原子炉施設での1次主循環ポンプの運転経験及び軸固着事象の経験に関する情報^[2]を基に尤度を設定し、ベイズ法により発生頻度の事後確率分布を求めた（第3図の②）。



第1図 国内実用発電炉での使用実績に基づく電動ポンプの故障率の推定



第2図 国外のナトリウム冷却高速炉での使用実績を考慮した故障率の推定



第3図 国内実用発電炉及び国外のナトリウム冷却高速炉での使用実績を考慮した「常陽」の発生頻度の推定

4. 参考文献

- [1] 一般社団法人 日本原子力学会, 「日本原子力学会標準 原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準(レベル 1PRA 編):2013」, AESJ-SC-P008:2013, 2014年8月
- [2] 日本原子力研究開発機構, 「高速実験炉「常陽」の確率論的安全評価に係る研究-内の事象に対するレベル 1PSA-」, JAEA-Technology 2009-004, 2009年5月
- [3] 一般社団法人 日本原子力学会, 「日本原子力学会標準 原子力発電所の確率論的リスク評価用のパラメータ推定に関する実施基準:2015」, AESJ-SC-RK001:2015, 2016年3月
- [4] 一般社団法人 原子力安全推進協会, 「故障件数の不確かさを考慮した国内一般機器故障率の推定(1982年度~2010年度29ヵ年56基データ)」, JANSI-CFR-02, 2016年6月
- [5] ニューシア 原子力施設情報公開ライブラリー, URL:www.nucia.jp (2020年9月9日情報検索)
- [6] 動力炉・核燃料開発事業団(現日本原子力研究開発機構), 「安全設計評価事象の区分に関する研究」, PNC TN9410 97-050, 1997年5月

国外のナトリウム冷却高速炉のレベル 1 PRA で考慮された事故シーケンス等

1. 調査範囲

国外のナトリウム冷却高速炉のうち、米国の CRBRP 及び EBR-II、独国の SNR-300、仏国の Superphenix、露国の BN600 及び BN800、並びに中国の CEFR について、可能な範囲でレベル 1 PRA の実施状況を調査した。

2. 調査結果

米国の CRBRP 及び独国の SNR-300 については炉心損傷に至る事故シーケンスグループについて情報を抽出した。米国の EBR-II については、主要な事故シーケンスについて情報を抽出した。結果を第 1 表に示す。残りの高速炉については参照可能な情報は得られなかった。

3. 評価

調査した範囲では、「常陽」において選定した事象グループは国外のナトリウム冷却高速炉のレベル 1 PRA で考慮されている事故シーケンスグループ又は主要な事故シーケンスと比べて概ね共通性が認められる。

なお、一部、米国の CRBRP 及び EBR-II の PRA において「常陽」の事象グループに直接当てはまらない事故シーケンスグループ又は事故シーケンスがある。それらについては以下の通り。

- ▶ 米国の CRBRP における ULOS は地震によるものであり、地震による、「原子炉停止機能喪失の事象グループ」と「液位確保機能喪失の事象グループ」を重畳したものに相当する。「常陽」では多数存在する事故シーケンスを、起因事象、安全機能の作動状態、措置の共通点に着目して**事象グループ**に類型化しており、事象グループごとに、措置を講じている（第 1 図における太矢印の流れ参照）。また、**内部事象の PRA で抽出された各事故シーケンスは、異常事象の発生後、複数の設計基準事故対処設備の機能喪失を重畳させている事故であることからその発生頻度は十分に低いと考えられ、事象グループが重畳する頻度は極めて低く、事象グループの重畳は不要と考えている。**

仮に、これらの重畳を考慮したとしても、原子炉停止機能の喪失に対しては ULOF 等に対する措置を活用でき、液位確保機能喪失に対しては LORL に対する措置を活用できる。一方、**地震誘因の事故シーケンスについては「常陽」では設計基準地震動を一定程度超えた地震動までの範囲において制御棒が挿入されること（すなわち原子炉停止機能喪失の事象グループは生じないこと）及び主冷却系の自然循環による崩壊熱除去に必要なバウンダリ機能の維持（すなわち液位確保機能喪失の事象グループは生じないこと）**を別途説明する予定である。

なお、この範囲を超える地震動を仮想した場合には、第 1 図に赤文字で示したように、ULOS に相当する事故シーケンスが生じる恐れがあるが、これは想定を超える自然現象等による炉心損傷防止が困難なもののうち、複数の安全機能喪失に相当し、大規模損壊対策で対応する。また、発生する事象の程度に応じて、適用可能な場合には、格納容

器破損防止措置を柔軟に活用する。

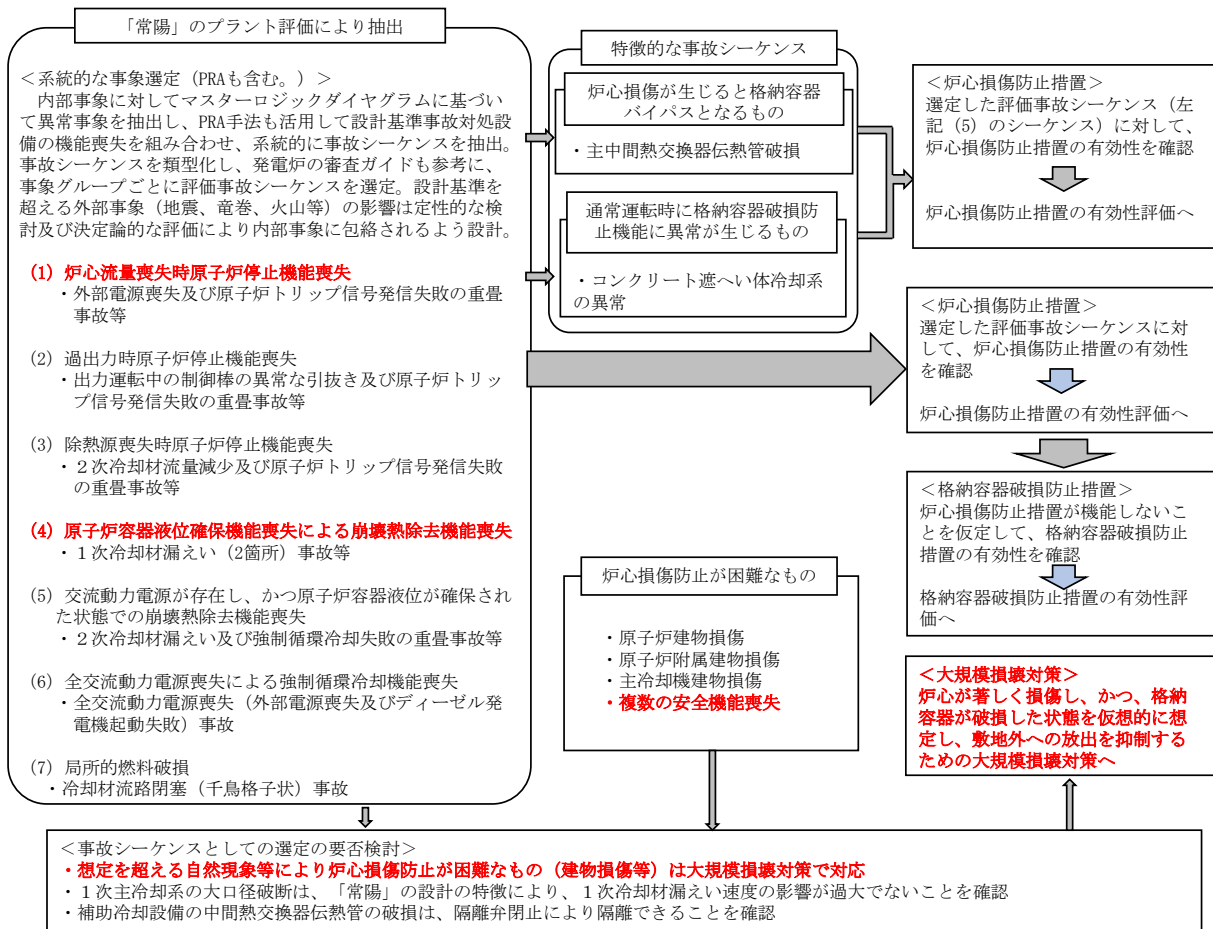
- ▶ 米国の EBR-II における地震起因の Primary tank のハンガーの損傷（直接損傷事象、構造の破損）については、「常陽」において原子炉容器の支持構造が地震によって損傷する事象に相当すると考えられる。このような事象に対しては、大規模損壊対策を講じるものとし、事象の進展に応じて、格納容器破損防止措置（コンクリート遮へい体冷却系を用いた安全容器外面冷却による損傷炉心物質の安全容器内保持・冷却）を可能な限り活用する。
- ▶ 米国の EBR-II における地震起因のベアリング劣化によるポンプ 2 台の急速コーストダウン（炉停止成功）については、炉停止する過程での炉心損傷と解釈される。「常陽」では 1 次主循環ポンプ軸固着を起因として急速に炉心流量が低下する事故シーケンスを ULOF の事象グループに含めており、ULOF の事象グループにおいて、相当する厳しさの事故シーケンスを対象にしている。
- ▶ 米国の EBR-II における「過熱器での小規模漏洩の事象拡大」及び「過熱器での大規模漏洩、圧力放出失敗、assembly 伝播」については、水・蒸気系を有さない「常陽」には存在しない機器での異常であることから想定は不要である。
- ▶ 米国の EBR-II におけるアルゴン加圧による Primary tank の破裂（直接損傷事象、構造物の破損）については、ループ型の「常陽」には存在しない機器での異常であることから想定は不要である。仮に、原子炉カバーガス等のバウンダリにおいて、アルゴン加圧が生じたとしても安全板を通じた排気によって過圧が防止され、原子炉冷却材バウンダリの破損や破裂は生じない。

第1表 PRAで考慮された事故シーケンスグループ又は事故シーケンスの「常陽」との比較

日本「常陽」	米国 CRBRP[1]	米国 EBR-II[2]	独国 SNR-300[3]
ULOF	ULOF	ULOF	Group 1
UTOP	UTOP	UTOP	Group 3
ULOHS	ULHS※1	※6	Group 2
LORL	LOS※2	※6	Group 6
PLOHS	LHSE※3	PLOHS※7、※8、※9	Group 5
	LHSL※4		
SBO	なし	※6	なし
LF	なし	※6	Group 4
	※5	※10、※11、※12、※13、※14	

- ※1 Unprotected loss of heat sink
- ※2 Loss of sodium (protected)
- ※3 Loss of heat sink - early (protected)
- ※4 Loss of heat sink - late (protected)
- ※5 ULOS (Unprotected loss of sodium)
- ※6 支配的な事故シーケンスの中に記載なし
- ※7 短期と長期を含む。
- ※8 2系統の Shutdown coolerのうち、1系統における冷却材 NaK 火災によって、残りの1系統が損傷する。
- ※9 2次 Na 火災により1系統の Shutdown cooler が機能喪失するとともに残り1系統が損傷する。
- ※10 地震起因の Primary tank のハンガーの損傷（直接損傷事象、構造物の破損）
- ※11 地震起因のベアリング劣化によるポンプ2台の急速コストダウン(炉停止成功)
- ※12 過熱器での小規模漏洩の事象拡大（2次系ダンプされず停止されない、または圧力放出されず停止されない）
- ※13 過熱器での大規模漏洩、圧力放出失敗、assembly 伝播
- ※14 アルゴン加圧による Primary tank の破裂（直接損傷事象、構造物の破損）

- [1] J. G. Giitter and M. W. Akhtar, “An Assessment of the Clinch River Breeder Reactor Core and Containment Response to Core Disruptive Accidents,” Proc. Of the Int. Topical Mtg. on Fast Reactor Safety, Vol.1, pp.463-470, Knoxville, U.S.A., April 21-25, 1985.
- [2] D. J. Hill, et. al, “The EBR-II Probabilistic Risk Assessment: lessons learned regarding passive safety,” Reliability Engineering and System Safety, 62, pp.43-50 (1998).
- [3] A. Bayer and K. Koberlein, “Risk-Oriented Analysis on the German Prototype Fast Breeder Reactor SNR-300,” Nuclear Safety, Vol. 25, No.1, January-February, 1984.



第1図 事象グループ抽出・評価事故シーケンス選定及びこれらへの措置並びに大規模損壊対策の全体概要