

島根原子力発電所 2 号炉 確率論的リスク評価（P R A）について 内部事象 P R A

平成 3 1 年 4 月
中国電力株式会社

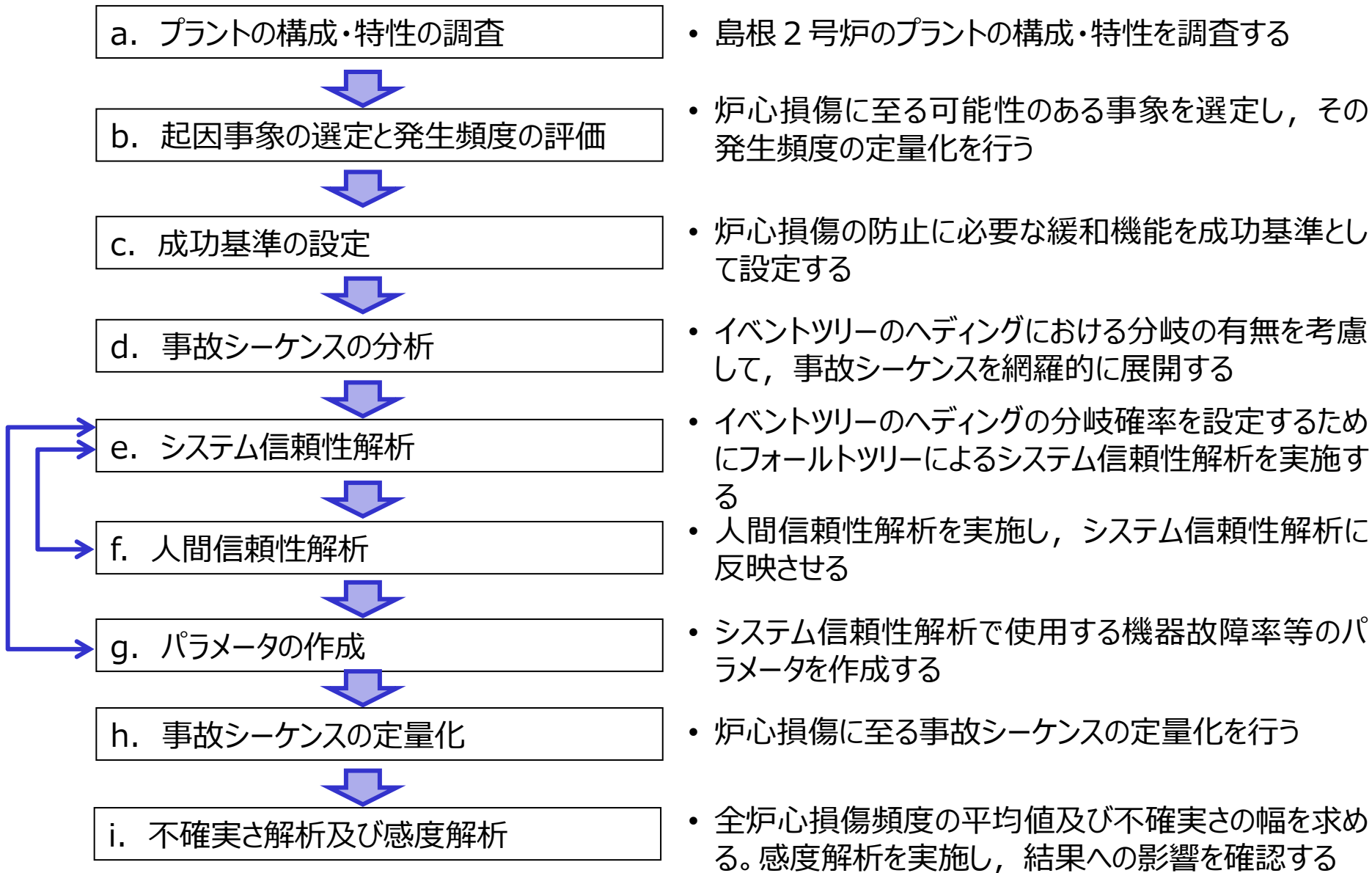
島根原子力発電所 2 号炉確率論的リスク評価 (P R A) について

内部事象 P R A

1. 出力運転時レベル 1 P R AP 2
2. 出力運転時レベル1.5 P R AP 1 1
3. 停止時レベル 1 P R AP 1 9

1. 出力運転時レベル 1 P R A

1.1 出力運転時レベル 1 PRAの評価フロー



1.2 起因事象の選定と発生頻度の評価

起因事象及び発生頻度

起因事象		発生頻度 (/炉年)	説明
過渡事象	非隔離事象	1.6E-01	タービントリップ等により原子炉がスクラムする事象
	隔離事象	2.5E-02	主蒸気隔離弁等が閉鎖する事象であり、原子炉とタービン側が互いに隔離される事象
	全給水喪失	9.5E-03	タービンからの給水流量が全喪失する事象であり、原子炉水位が低下することにより原子炉スクラムに至る事象
	水位低下事象	2.5E-02	タービンからの給水流量が減少し、原子炉水位が低下することにより原子炉スクラムに至る事象
	原子炉保護系誤動作等	7.4E-02	原子炉緊急停止系の誤動作が起因となっている事象や、制御棒の誤引き抜きに関する事象等出力の増加が軽微な事象
	S R V 誤開放	9.5E-04	原子炉運転中に S R V が誤開放する事象であり、原子炉冷却材（蒸気）の流出を伴う
外部電源喪失	外部電源喪失	3.8E-03	外部電源が喪失する事象であり、事象の発生により非常用電源の確保が必要になる
手動停止/ サポート系喪失	原子炉補機冷却系故障	6.6E-04	当該設備が機能喪失した場合に、広範な緩和設備が併せて機能喪失に至るサポート系故障
	交流電源喪失（非常用）	1.4E-04	
	直流電源喪失（非常用）	2.6E-04	
	タービンサポート系故障	6.6E-04	
	手動停止	1.7	定期検査等前もって計画されているプラント停止のほか、機器からの漏えい等比較的軽微な故障による計画されないプラント停止
原子炉 冷却材喪失 (LOCA)	大破断 LOCA	2.0E-05	原子炉が減圧状態になる規模の LOCA であり、S R V による原子炉減圧操作なしに低圧注水による事象緩和が可能
	中破断 LOCA	2.0E-04	事象発生後短期間では原子炉の減圧に至らないが、長時間では減圧に至る規模の LOCA
	小破断 LOCA	3.0E-04	原子炉隔離時冷却系により事象緩和が可能な LOCA
インターフェイスシステム LOCA		8.1E-08	隔離弁の多重故障や弁試験時の隔離失敗等により原子炉圧力が低圧設計部等にかかることでこれが破損し、原子炉冷却材が原子炉格納容器外で流出する事象、隔離弁の故障率等より計算している

1.3 成功基準の設定

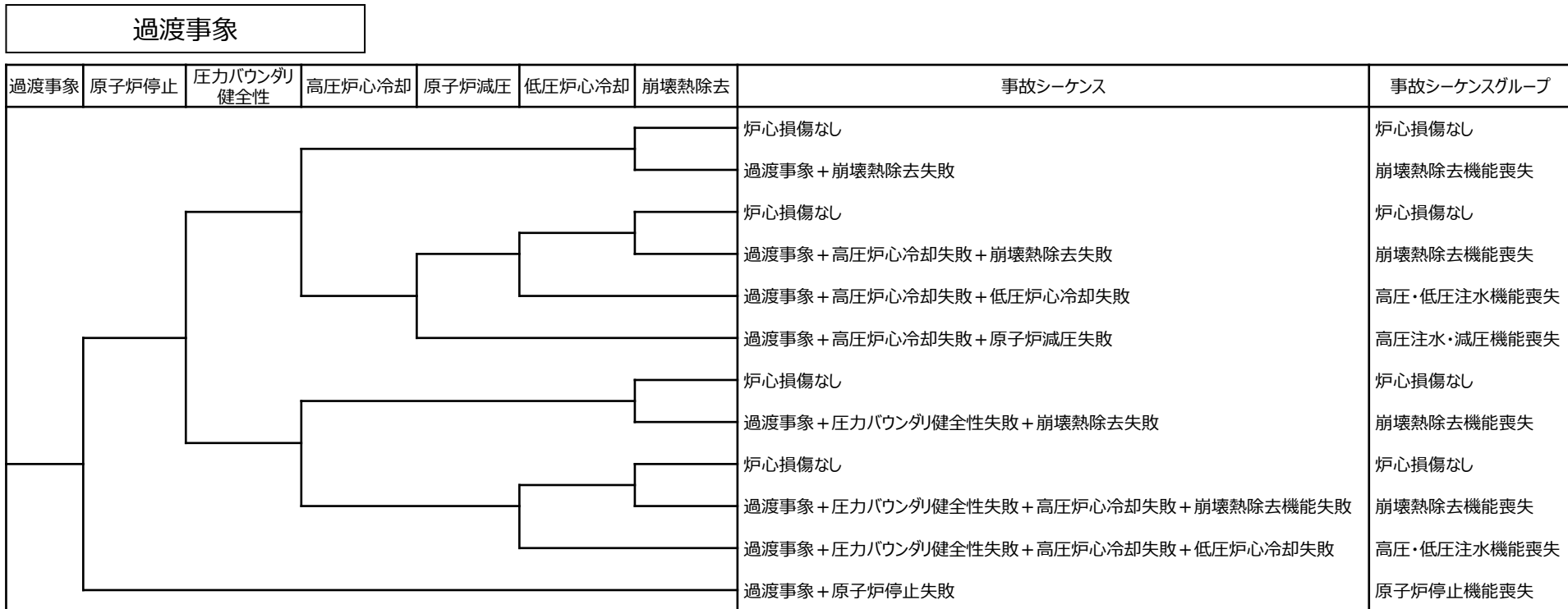
成功基準の一覧

起因事象		原子炉未臨界	炉心冷却	格納容器熱除去
過渡事象 手動停止/ サポート系喪失	逃がし安全弁 正常作動時	原子炉保護系 + スクラム排水容器	<ul style="list-style-type: none"> ・給水系※1 ・高圧炉心スプレイ系 ・自動減圧系（手動） + 低圧炉心スプレイ系 ・自動減圧系（手動） + 1/3低圧注水系 ・自動減圧系（手動） + 復水系※1 ・原子炉隔離時冷却系 	<ul style="list-style-type: none"> ・1/2残留熱除去系 ・復水器による除熱※1
	逃がし安全弁 1弁以上開固着時	原子炉保護系 + スクラム排水容器	<ul style="list-style-type: none"> ・給水系※1 ・高圧炉心スプレイ系 ・低圧炉心スプレイ系 ・1/3低圧注水系 ・復水系※1 	<ul style="list-style-type: none"> ・1/2残留熱除去系
原子炉 冷却材喪失 (LOCA)	大LOCA	原子炉保護系 + スクラム排水容器	<ul style="list-style-type: none"> ・高圧炉心スプレイ系 ・低圧炉心スプレイ系 ・1/3低圧注水系 	<ul style="list-style-type: none"> ・1/2残留熱除去系
	中LOCA	原子炉保護系 + スクラム排水容器	<ul style="list-style-type: none"> ・高圧炉心スプレイ系 ・自動減圧系 + 低圧炉心スプレイ系 ・自動減圧系 + 1/3低圧注水系 	<ul style="list-style-type: none"> ・1/2残留熱除去系
	小LOCA	原子炉保護系 + スクラム排水容器	<ul style="list-style-type: none"> ・高圧炉心スプレイ系 ・自動減圧系 + 低圧炉心スプレイ系 ・自動減圧系 + 1/3低圧注水系 ・原子炉隔離時冷却系 	<ul style="list-style-type: none"> ・1/2残留熱除去系
過渡事象	スクラム失敗時	期待できない		

※1：手動停止時のみ成功基準として期待している。

1.4 事故シーケンスの分析(1/3)

■ 炉心損傷に至ることを防止するための緩和手段の組み合わせ等をイベントツリーで分析し、炉心損傷に至るすべての事故シーケンスグループを抽出した。



1.4 事故シーケンスの分析(2/3)

外部電源喪失

外部電源喪失	直流電源	交流電源	圧力バウンダリ健全性	高圧炉心冷却	事故シーケンス	事故シーケンスグループ
					過渡事象へ	過渡事象へ
					外部電源喪失 + 交流電源失敗	全交流動力電源喪失※ 崩壊熱除去機能喪失
					外部電源喪失 + 交流電源失敗 + 高圧炉心冷却失敗	全交流動力電源喪失
					外部電源喪失 + 交流電源失敗 + 圧力バウンダリ健全性失敗	崩壊熱除去機能喪失
					外部電源喪失 + 交流電源失敗 + 圧力バウンダリ健全性失敗 + 高圧炉心冷却失敗	全交流動力電源喪失
					外部電源喪失 + 直流電源失敗	崩壊熱除去機能喪失
					外部電源喪失 + 直流電源失敗 + 高圧炉心冷却失敗	全交流動力電源喪失

※ HPCSが成功した事故シーケンスを「崩壊熱除去機能喪失」、HPCSに失敗しRCICが成功した事故シーケンスを「全交流動力電源喪失」に分類

手動停止／サポート系喪失

手動停止 サポート系喪失	圧力バウンダリ健全性	高圧炉心冷却	原子炉減圧	低圧炉心冷却	崩壊熱除去	事故シーケンス	事故シーケンスグループ
						炉心損傷なし	炉心損傷なし
						手動停止／サポート系喪失 + 崩壊熱除去失敗	崩壊熱除去機能喪失
						炉心損傷なし	炉心損傷なし
						手動停止／サポート系喪失 + 高圧炉心冷却失敗 + 崩壊熱除去失敗	崩壊熱除去機能喪失
						手動停止／サポート系喪失 + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	高圧・低圧注水機能喪失
						手動停止／サポート系喪失 + 高圧炉心冷却失敗 + 原子炉減圧失敗	高圧注水・減圧機能喪失
						炉心損傷なし	炉心損傷なし
						手動停止／サポート系喪失 + 圧力バウンダリ健全性失敗 + 崩壊熱除去失敗	崩壊熱除去機能喪失
						炉心損傷なし	炉心損傷なし
						手動停止／サポート系喪失 + 圧力バウンダリ健全性失敗 + 高圧炉心冷却失敗 + 崩壊熱除去失敗	崩壊熱除去機能喪失
						手動停止／サポート系喪失 + 圧力バウンダリ健全性失敗 + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	高圧・低圧注水機能喪失

1.4 事故シーケンスの分析(3/3)

冷却材喪失 (LOCA)

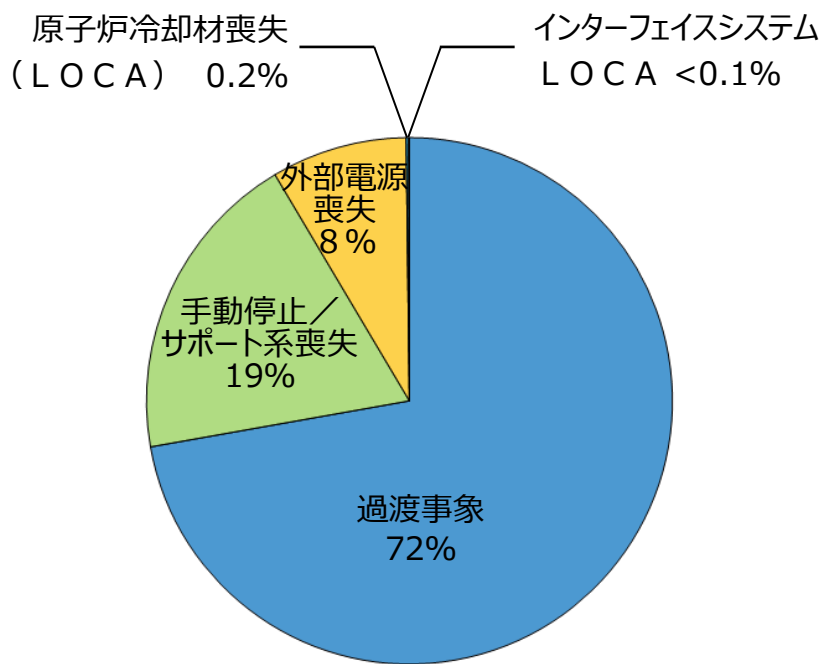
冷却材喪失 (LOCA)	原子炉停止	高圧炉心冷却	原子炉減圧	低圧炉心冷却	崩壊熱除去	事故シーケンス	事故シーケンスグループ
						炉心損傷なし	炉心損傷なし
						冷却材喪失 (LOCA) + 崩壊熱除去失敗	崩壊熱除去機能喪失
						炉心損傷なし	炉心損傷なし
						冷却材喪失 (LOCA) + 高圧炉心冷却失敗 + 崩壊熱除去失敗	崩壊熱除去機能喪失
						冷却材喪失 (LOCA) + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	LOCA時注水機能喪失
						冷却材喪失 (LOCA) + 高圧炉心冷却失敗 + 原子炉減圧失敗	LOCA時注水機能喪失
						冷却材喪失 (LOCA) + 原子炉停止失敗	原子炉停止機能喪失

インターフェイスシステムLOCA

インターフェイスシステムLOCA	運転員による隔離操作	事故シーケンス	事故シーケンスグループ
		手動停止/サポート系喪失へ	手動停止/サポート系喪失へ
		格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)	格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)

1.5 事故シーケンスの定量化(1/2)

■ 起回事象別の炉心損傷頻度



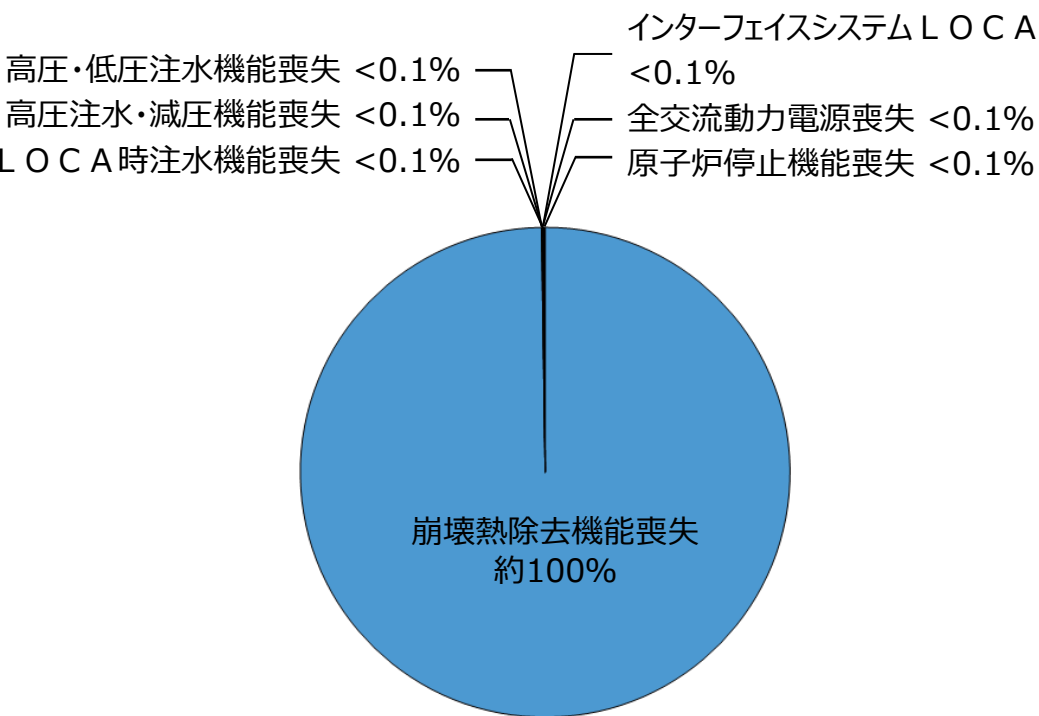
出力運転時レベル1 P R A
起回事象別炉心損傷頻度

起回事象別の炉心損傷頻度

起回事象	炉心損傷頻度 (／炉年)	寄与割合 (%)
過渡事象	4.5E-06	72
手動停止/サポート系喪失	1.2E-06	19
外部電源喪失	5.2E-07	8
原子炉冷却材喪失 (LOCA)	9.3E-09	0.2
インターフェイスシステム LOCA	3.3E-09	<0.1
合計	6.2E-06	100

1.5 事故シーケンスの定量化(2/2)

■ 事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度



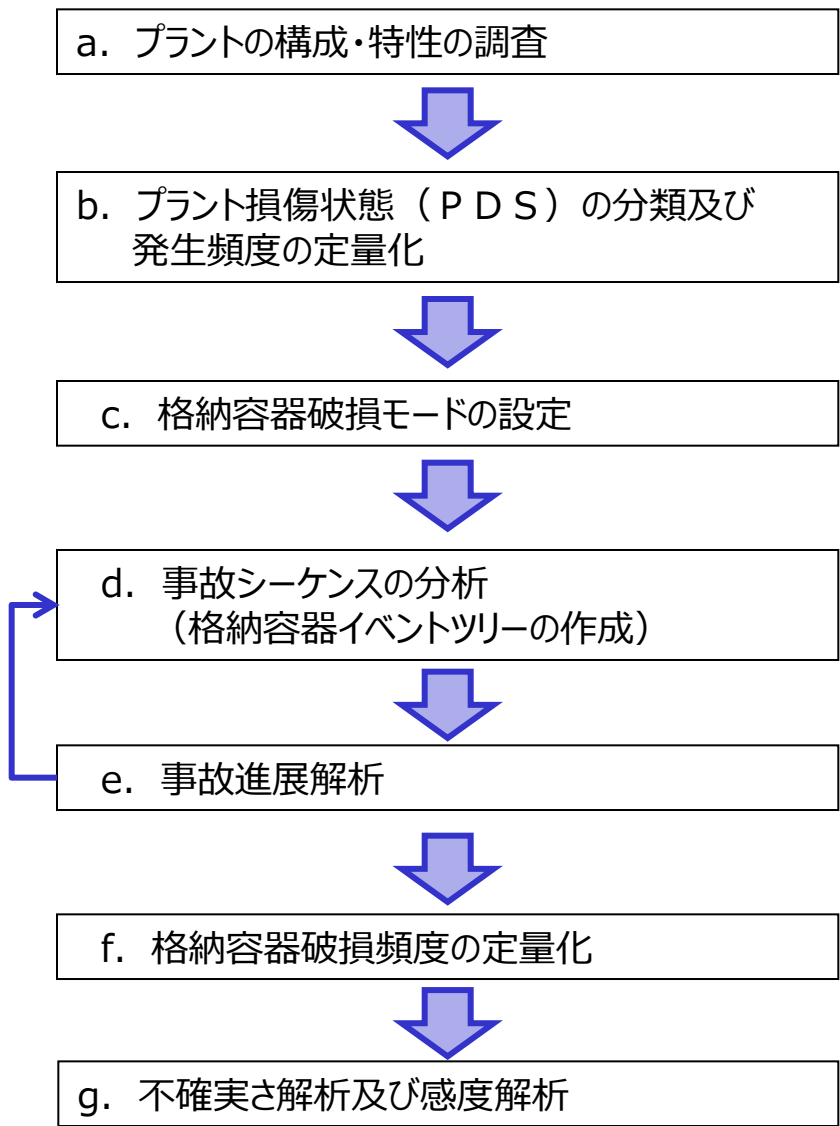
出力運転時レベル 1 P R A
事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度

事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度

事故シーケンスグループ	炉心損傷頻度 (/炉年)	寄与割合 (%)
崩壊熱除去機能喪失	6.2E-06	約100
全交流動力電源喪失	2.7E-09	<0.1
長期 T B	2.7E-09	<0.1
T B U	1.2E-11	<0.1
T B P	8.2E-12	<0.1
T B D	3.8E-12	<0.1
高圧注水・減圧機能喪失	5.1E-09	<0.1
原子炉停止機能喪失	6.4E-10	<0.1
高圧・低圧注水機能喪失	3.3E-09	<0.1
L O C A 時注水機能喪失	4.3E-13	<0.1
インターフェイスシステム L O C A	3.3E-09	<0.1
合計	6.2E-06	100

2. 出力運転時レベル1.5 P R A

2.1 出力運転時レベル1 P R A の評価フロー



- 島根 2 号炉のプラント構成・特性を調査する。
- 出力運転時レベル 1 P R A の結果を活用し、プラントの損傷状態 (P D S) の分類及び発生頻度の定量化を行う。
- 事故後に格納容器破損に至る格納容器への負荷を分析することにより、格納容器破損モードを設定する。
- P D S 毎に発生する物理化学現象、利用可能な機器等を分析し、格納容器破損モード毎に分類するため、格納容器イベントツリーを作成する。
- イベントツリーの分岐確率を設定するために必要なデータを得るために事故進展解析を実施する。
- 事故進展解析結果等を用いてイベントツリーのヘディングの分岐確率を求め、格納容器破損頻度の定量化を行う。
- 格納容器破損頻度の平均値及び不確かさの幅を求める。感度解析を実施し、結果への影響を確認する。

2.2 プラント損傷状態の分類

炉心損傷事故 シーケンスグループ	格納容器 破損時期	原子炉圧力	炉心損傷時期	電源確保	プラント損傷状態 (PDS)	
	炉心損傷前		後期		・TW } 格納容器 先行破損	
			TW			
	炉心損傷前		早期		・TC ・ISLOCA	
			TC ISLOCA			
TQUX TQUV AE S1E S2E 長期TB, TBD, TBU, TBP TW TC ISLOCA	炉心損傷前		後期		・長期TB	
			長期TB			
	炉心損傷後		高圧		電源確保 ・TQUX	
			TQUX TBU TBD 長期TB	TQUX		
	炉心損傷後			早期	DC電源確保, AC電源復旧必要	・TBU
				TQUX TBU TBD	TBU	
	炉心損傷後				DC電源復旧必要	・TBD
					TBD	
	炉心損傷後				電源確保	・TQUV ・LOCA (AE, S1E, S2E)
					TQUV AE, S1E, S2E	
炉心損傷後				電源復旧必要	・TBP	
				TBP		TBP
炉心損傷後		低圧				
		TQUV AE, S1E, S2E TBP				

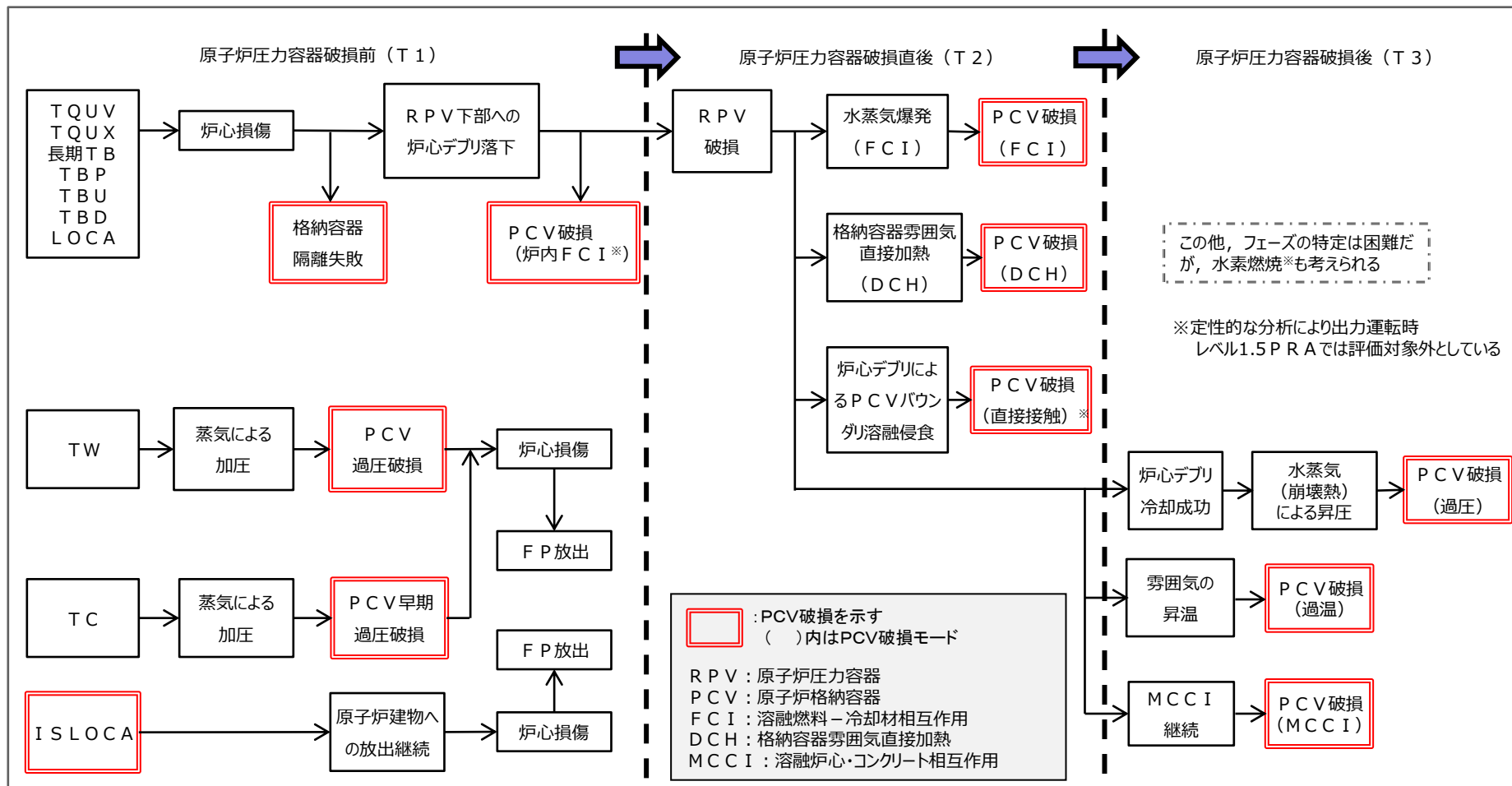
TQUV:高圧・低圧注水機能喪失, TQUX:高圧注水・減圧機能喪失, TB(長期TB, TBU, TBP, TBD):全交流動力電源喪失
 TW:崩壊熱除去機能喪失, TC:原子炉停止機能喪失, LOCA(AE, S1E, S2E):LOCA時注水機能喪失
 ISLOCA:インターフェイスシステムLOCA

プラント損傷状態の分類

2.3 格納容器破損モードの設定

■ 格納容器破損モード分類の考え方

原子炉圧力容器破損前，原子炉圧力容器破損直後，原子炉圧力容器破損後の長期の各プラント状態に分類し，それぞれの状態で発生する負荷を抽出した。



シビアアクシデントで考えられる事故進展

2.4 イベントツリーによる事故シーケンスの分析(1/2)

■ 格納容器イベントツリー

各 P D S を起点として，各事象進展フェーズにおける緩和機能や物理化学現象を考慮して，格納容器イベントツリーを構築した。

＜圧力容器破損前(T 1)及び圧力容器破損直後(T 2)＞

プラント 損傷状態	格納容器 隔離	圧力容器 破損前 (T 1)			圧力容器 破損直後 (T 2)		最終状態に対応する 格納容器破損モード
		原子炉 減圧	圧力容器 注水	圧力容器 破損	FCI	DCH	
	成功	成功	成功	無			後続事象 (圧力容器健全) ^
				有	無		後続事象 (圧力容器破損) ^
				有	有	FCI	
	失敗	成功	失敗	無			後続事象 (圧力容器破損) ^
				有	無		FCI
				有	有	FCI	
失敗	失敗			無	無	後続事象 (圧力容器破損) ^	
				有	有	DCH	
失敗	失敗			無	有	FCI	
				有		格納容器隔離失敗	

2.4 イベントツリーによる事故シーケンスの分析(2/2)

<事故後期(T3) 後続事象 (圧力容器健全) >

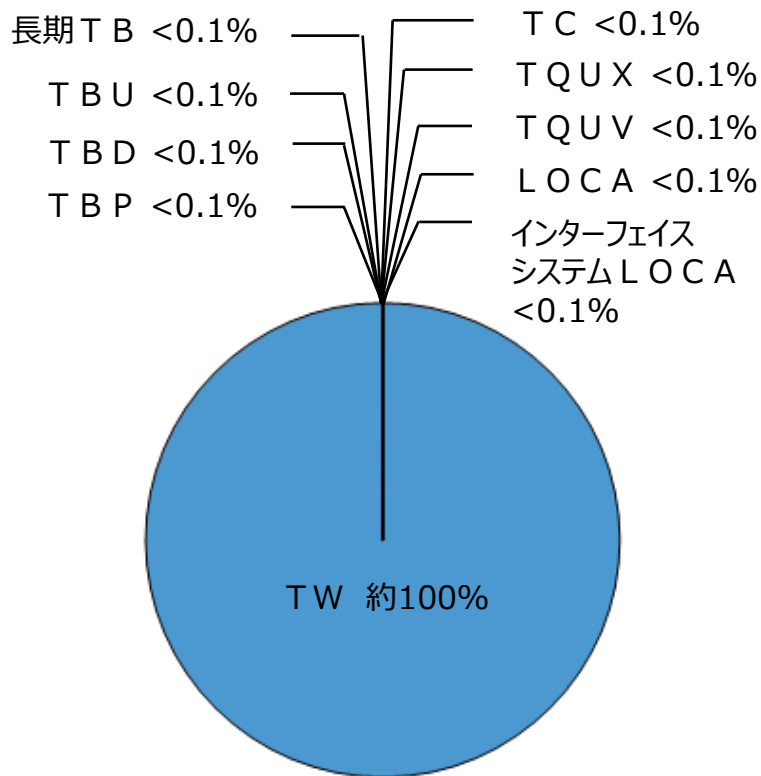
事故後期 (T 3)			最終状態に対応する 格納容器破損モード	
後続事象 (圧力容器健全)	格納容器注水	長期冷却		
成功	成功	成功	圧力容器内で事故収束 格納容器過圧・過温破損	
		失敗		
失敗	失敗	成功		圧力容器内で事故収束 格納容器過圧・過温破損
		失敗		

<事故後期(T3) 後続事象 (圧力容器破損) >

事故後期 (T 3)					最終状態に対応する 格納容器破損モード
後続事象 (圧力容器破損)	格納容器注水	FCI	デブリ 冷却	長期冷却	
成功	成功	無	成功	成功	格納容器内で事故収束 格納容器過圧・過温破損 格納容器過圧・過温破損 MCCI FCI
				失敗	
失敗	失敗	有	失敗	成功	
				失敗	

2.5 格納容器破損頻度の定量化(1/2)

■ プラント損傷状態別の格納容器破損頻度



出力運転時レベル1.5 P R A
 P D S 別格納容器破損頻度

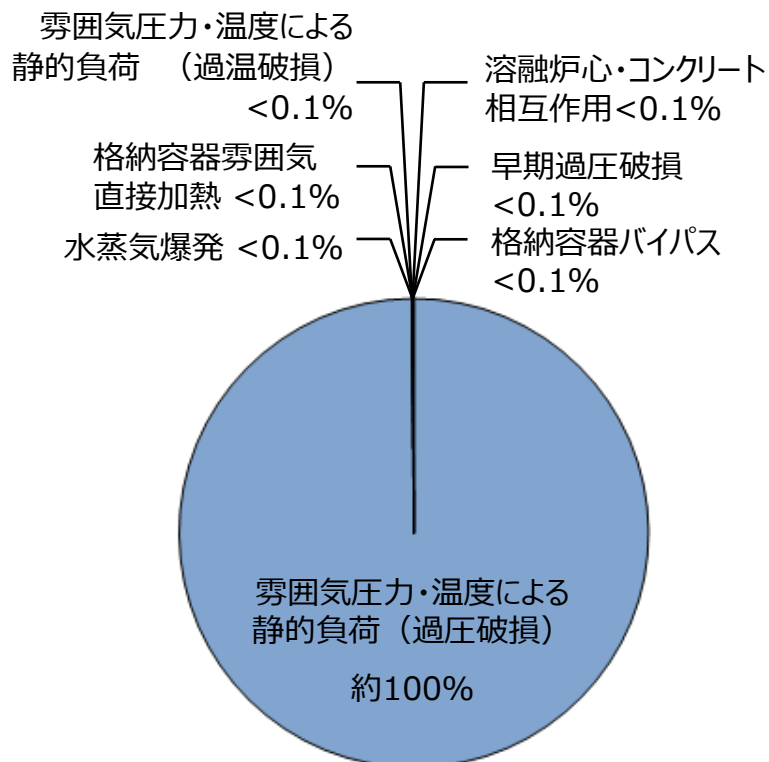
プラント損傷状態別の格納容器破損頻度

プラント損傷状態	発生頻度 (／炉年)	格納容器破損頻度 (／炉年)	寄与割合 (%)
T Q U V	3.3E-09	2.0E-09	<0.1
T Q U X	5.1E-09	6.5E-10	<0.1
長期 T B	2.7E-09	2.7E-09	<0.1
T B D	3.8E-12	3.8E-12	<0.1
T B U	1.2E-11	1.2E-11	<0.1
T B P	8.2E-12	8.2E-12	<0.1
T W	6.2E-06	6.2E-06	約100
T C	6.4E-10	6.4E-10	<0.1
L O C A	4.3E-13	4.2E-13	<0.1
インターフェイスシステム L O C A	3.3E-09	3.3E-09	<0.1
合計	6.2E-06	6.2E-06	100

2.5 格納容器破損頻度の定量化(2/2)

■ 格納容器破損モード別の格納容器破損頻度

格納容器破損モード別の格納容器破損頻度

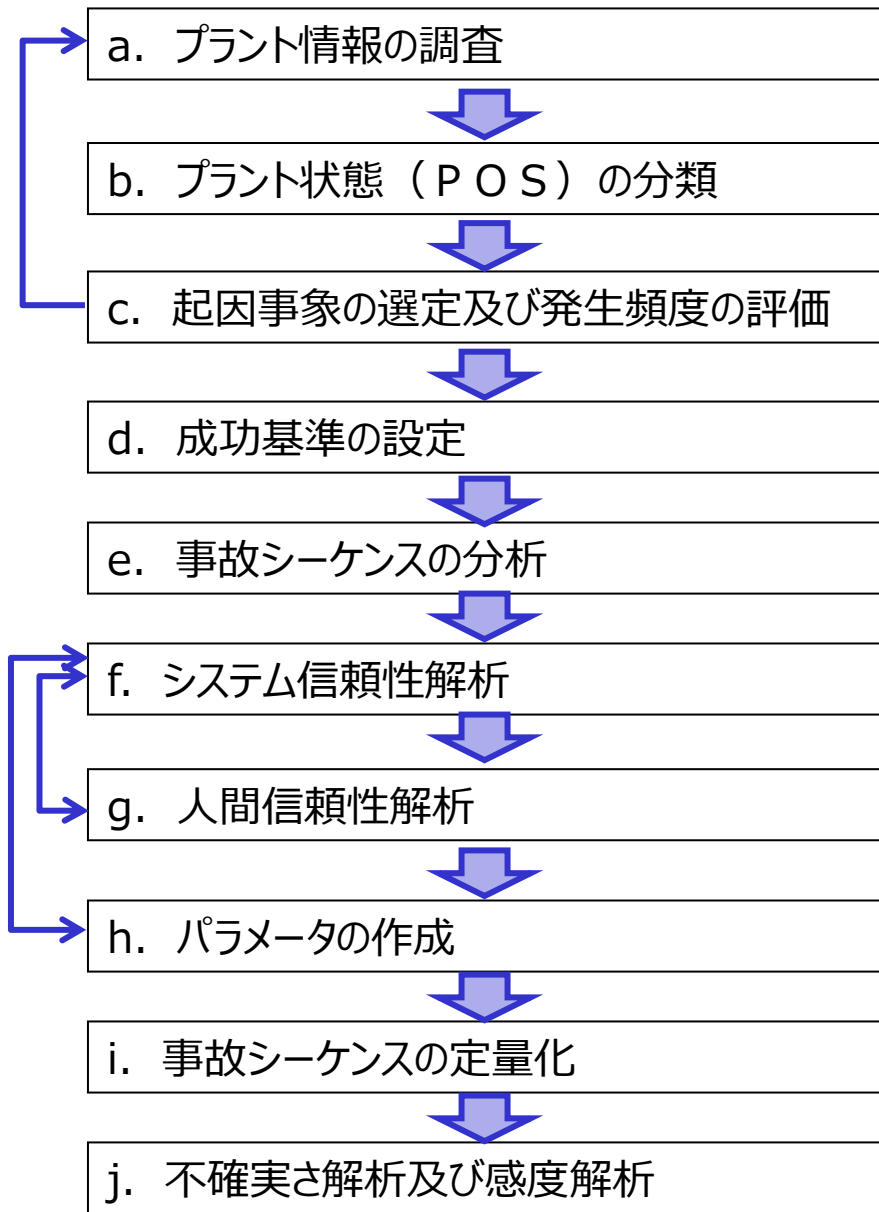


出力運転時レベル1.5 P R A
 格納容器破損モード別格納容器破損頻度

格納容器破損モード		主に寄与する プラント損傷 状態	格納容器 破損頻度 (/炉年)	寄与割合 (%)
霧困気圧力・温度 による静的負荷 (格納容器過圧・ 過温破損)	過圧破損	T W	6.2E-06	約100
	過温破損	長期 T B	2.8E-09	< 0.1
格納容器霧困気直接加熱 (D C H)		長期 T B	5.9E-17	< 0.1
水蒸気爆発 (F C I)		T Q U X T Q U V	2.3E-13	< 0.1
溶融炉心・コンクリート 相互作用 (M C C I)		T Q U X T Q U V	2.5E-09	< 0.1
早期過圧破損 (未臨界確保失敗時の過圧)		T C	6.4E-10	< 0.1
格納容器 バイパス	格納容器 隔離失敗	長期 T B T Q U X T Q U V	5.5E-11	< 0.1
	インターフェイス システム L O C A	インターフェイス システム L O C A	3.3E-09	< 0.1
合計			6.2E-06	100

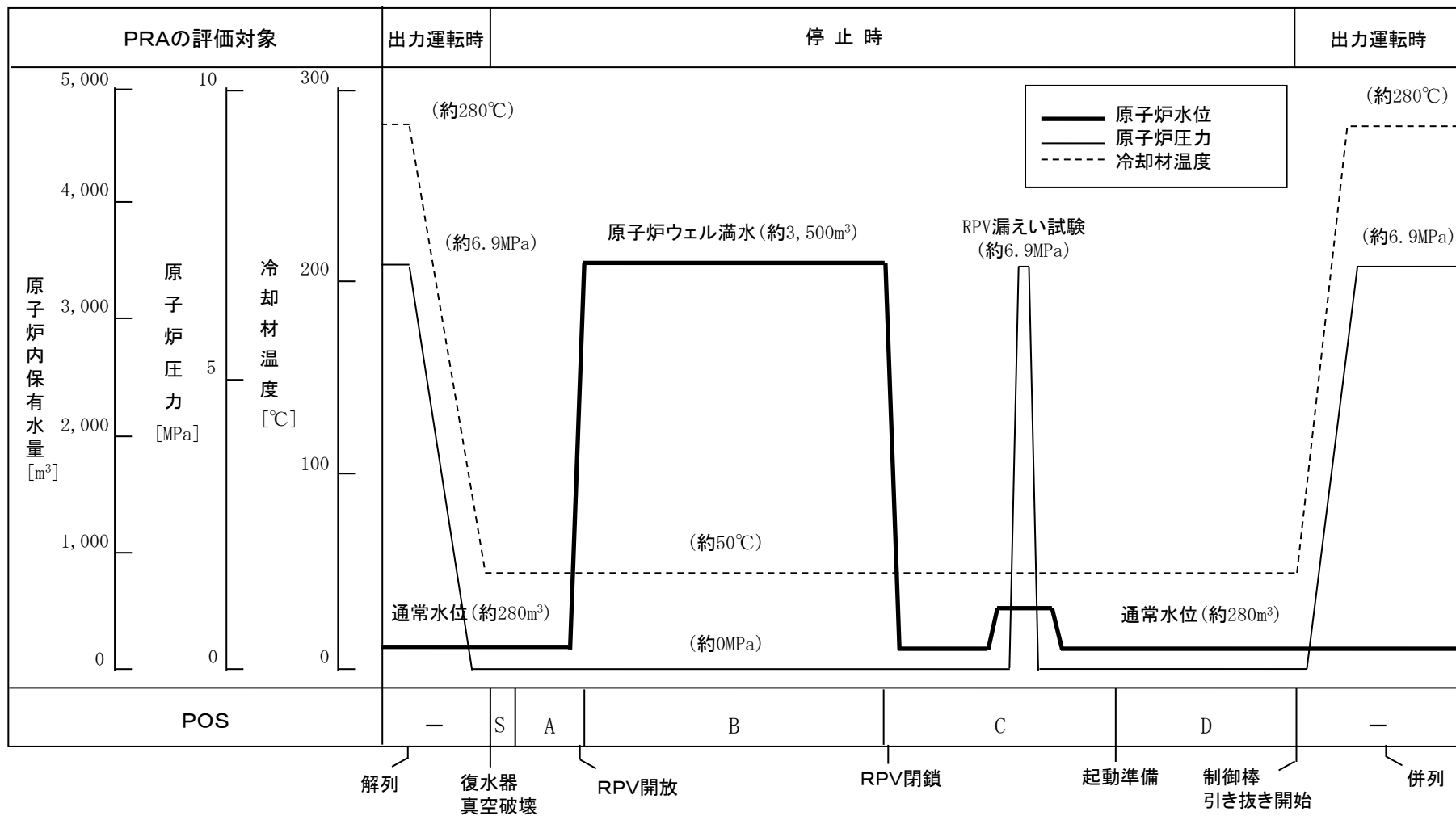
3. 停止時レベル1 P R A

3.1 停止時レベル1 P R Aの評価フロー



- 島根 2 号炉のプラント構成・特性を調査する。
- プラント状態 (P O S) を分類する。
- 燃料損傷に至る可能性のある事象を選定し, その発生頻度の定量化を行う。
- 燃料損傷の防止に必要な緩和機能を同定し, 成功基準を設定する。
- イベントツリーのヘディングにおける分岐の有無を考慮して, 事故シーケンスを展開する。
- イベントツリーヘディングの分岐確率を設定するためにフォールトツリーによるシステム信頼性解析を実施する。
- 人間信頼性解析を実施し, システム信頼性解析に反映させる。
- システム信頼性解析で使用する機器故障率等のパラメータを作成する。
- 燃料損傷に至る事故シーケンスの定量化を行う。
- 全燃料損傷頻度の平均値及び不確かさの幅を求め, 感度解析を実施し, 影響を確認する。

3.2 プラント状態 (POS) の分類



定期検査時のプラント状態と主要パラメータの推移

3.3 起因事象の選定および発生頻度の評価

停止時レベル 1 P R Aにおける起因事象と発生頻度

起因事象		発生頻度	説明
崩壊熱除去機能喪失	残留熱除去系機能喪失 [フロントライン]	4.8E-05 (／日)	プラント停止時の主要な崩壊熱除去設備である残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)が故障した場合の崩壊熱除去失敗を想定
	補機冷却系機能喪失	6.0E-06 (／日)	補機冷却系設備が故障した場合、これらを必要としている複数の設備すべてが使用不能となり、フロントラインの故障と比べてもその影響が大きいことから、フロントラインの故障と分けて考慮し、補機冷却系の故障による崩壊熱除去失敗を想定
外部電源喪失	外部電源喪失	2.2E-05 (／日)	送電システムのトラブルにより駆動電源を喪失し崩壊熱除去設備が運転停止する場合を想定
原子炉冷却材の流出	制御棒駆動機構 点検時の冷却材流出	3.4E-08 (／本) P O S - B 2 : 6.5E-07 (／P O S)	制御棒駆動機構の点検、局部出力領域モニタの交換、残留熱除去系の切り替えの際に作業又は操作誤り等により、原子炉冷却材が原子炉冷却材バウンダリ外に漏えいする可能性があるため、各々を起因事象として選定。P O S - Bにおいて生じる作業
	局部出力領域モニタ 交換時の冷却材流出	6.2E-08 (／本) P O S - B 2 : 3.7E-07 (／P O S)	
	残留熱除去系 切替時の冷却材流出	2.9E-04 (／回)	
		P O S - B 3 : 2.9E-04 (／P O S)	
	原子炉浄化系 ブロー時の冷却材流出	1.3E-04 (／回)	
P O S - C : 2.7E-04 (／P O S)		原子炉ウェル満水状態から通常水位へ水位を下げる際には、原子炉浄化系による原子炉圧力容器の原子炉冷却材ブローが実施され、原子炉冷却材が系外である液体廃棄物処理系の機器ドレンタンクに移送される。原子炉浄化系ブローを終了させることを忘れた場合、燃料が露出する可能性があるため、起因事象として選定。P O S - Cにおいて生じる作業	

3.4 成功基準の設定

各 P O S における成功基準

起因事象		P O S							
		S	A	B-1	B-2	B-3	B-4	C	D
崩壊熱除去機能喪失	残留熱除去系機能喪失 【フロントライン】	B-RHR CWT	B-RHR CWT	CWT FMW	CWT FMW	CWT FMW	CWT FMW	A-RHR CWT	A-RHR CWT
	補機冷却系機能喪失	B-RHR CWT	B-RHR CWT	CWT FMW	CWT FMW	CWT FMW	CWT FMW	A-RHR CWT	A-RHR CWT
外部電源喪失	外部電源喪失	A-RHR B-RHR CWT	A-RHR B-RHR CWT	A-RHR CWT FMW	A-RHR CWT FMW	B-RHR CWT FMW	B-RHR CWT FMW	A-RHR B-RHR CWT	A-RHR B-RHR CWT
原子炉冷却材の流出	制御棒駆動機構 点検時の冷却材流出	-	-	-	CWT	-	-	-	-
	局部出力領域モニタ 交換時の冷却材流出	-	-	-	CWT	-	-	-	-
	残留熱除去系 切替時の冷却材流出	-	-	-	-	CWT	-	-	-
	原子炉浄化系 ブロー時の冷却材流出	-	-	-	-	-	-	CWT	-

-は該当起因事象発生無し

RHR : 残留熱除去系 FMW : 燃料プール補給水系
CWT : 復水輸送系

3.5 事故シーケンスの分析

■ 燃料損傷に至ることを防止するための緩和手段の組み合わせ等をイベントツリーで分析し、燃料損傷に至るすべての事故シーケンスグループを抽出した。

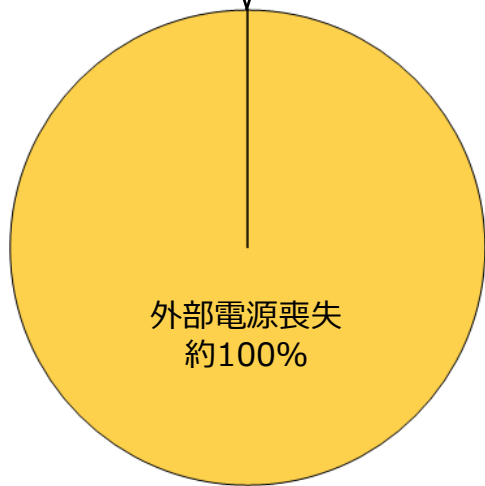
崩壊熱除去機能喪失		事故シーケンス	事故シーケンスグループ
崩壊熱除去機能喪失	崩壊熱除去・炉心冷却		
		燃料損傷なし	燃料損傷なし
		崩壊熱除去機能喪失 + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗	崩壊熱除去機能喪失

原子炉冷却材の流出		事故シーケンス	事故シーケンスグループ
原子炉冷却材の流出	流出隔離・炉心冷却		
		燃料損傷なし	燃料損傷なし
		原子炉冷却材の流出 + 流出隔離・炉心冷却失敗	原子炉冷却材の流出

外部電源喪失				事故シーケンス	事故シーケンスグループ
外部電源喪失	直流電源	交流電源	崩壊熱除去・炉心冷却		
				燃料損傷なし	燃料損傷なし
				外部電源喪失 + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗	崩壊熱除去機能喪失
				外部電源喪失 + 交流電源喪失	全交流動力電源喪失
				外部電源喪失 + 直流電源喪失	全交流動力電源喪失

■ 起回事象別の燃料損傷頻度

崩壊熱除去機能喪失 <0.1% 原子炉冷却材の流出 <0.1%



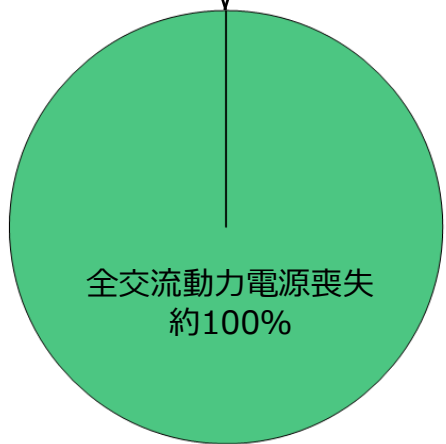
停止時レベル1 P R A
起回事象別燃料損傷頻度

起回事象別の燃料損傷頻度

運転停止中 事故シーケンスグループ	燃料損傷頻度 (/定期検査)	寄与割合 (%)
崩壊熱除去機能喪失	2.4E-10	<0.1
外部電源喪失	6.0E-06	約100
原子炉冷却材の流出	3.5E-10	<0.1
合計	6.0E-06	100

■ 事故シーケンスグループ別の燃料損傷頻度

崩壊熱除去機能喪失 <0.1% 原子炉冷却材の流出 <0.1%



事故シーケンスグループ別の燃料損傷頻度

運転停止中 事故シーケンスグループ	燃料損傷頻度 (/定期検査)	寄与割合 (%)
崩壊熱除去機能喪失	2.7E-10	<0.1
全交流動力電源喪失	6.0E-06	約100
原子炉冷却材の流出	3.5E-10	<0.1
合計	6.0E-06	100

停止時レベル1 P R A
事故シーケンスグループ別燃料損傷頻度