

泊発電所 3号炉

確率論的リスク評価（PRA）結果及び 事故シーケンスグループ等の選定について

令和5年3月16日
北海道電力株式会社

本資料中の[〇条-〇〇][〇-〇〇][(補足説明資料)〇-〇]は、当該記載の抜粋元として、まとめ資料のページ番号、まとめ資料の資料番号等を示している。

1. 本日の説明事項	2
2. PRAの実施内容	3
3. 前回審査会合からの変更点	4
4. 泊発電所3号炉のPRAに影響する特徴	5
5. 事故シーケンスグループの分析結果（出力運転時レベル1 PRA）	7
6. 格納容器破損モードの分析結果（出力運転時レベル1.5PRA）	14
7. 事故シーケンスグループの分析結果（停止時レベル1 PRA）	18
8. まとめ	21

【本日の説明事項】

「実用発電用原子炉及びその附属設備の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」（以下、「解釈」という）第37条に基づき、個別プラントの確率論的リスク評価（以下、「PRA」という）を実施した。

重大事故等対策の有効性評価に係る事故シーケンスグループ及び格納容器破損モードの抽出結果について、次ページ以降に示す。

概要は以下のとおり。

- 内部事象及び外部事象（地震及び津波）に対してPRAを実施した結果、解釈に基づき必ず想定する事故シーケンスグループ及び格納容器破損モードに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす新たな事故シーケンスグループ及び格納容器破損モードはないことを確認した。
- 地震及び津波PRAについては、確率論的地震ハザード及び確率論的津波ハザードが未確定のため、暫定ハザードに基づく再評価を実施した。最終評価結果についてはハザード確定後に別途提示する。

まとめ資料は、先行審査実績を踏まえ、2017年3月までに審査を受けたものから記載の充実や表現の適正化を図っているが、有効性評価に係る事故シーケンスグループ及び格納容器破損モードの抽出結果に変更はない。

■ 実施内容

内部事象及び外部事象（地震及び津波）に対してPRAを実施し、有効性評価の対象とすべき事故シーケンスグループ及び格納容器破損モードを抽出した。

<PRAの実施範囲>

- ✓ 内部事象出力運転時レベル1 PRA
- ✓ 地震レベル1 PRA※
- ✓ 津波レベル1 PRA※

- ✓ 内部事象出力運転時レベル1.5PRA
- ✓ 内部事象停止時レベル1 PRA

<対応する有効性評価の実施項目>

- ✓ 炉心損傷防止対策の有効性評価

- ✓ 格納容器破損防止対策の有効性評価

- ✓ 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価

➤ 今回のPRAは日本原子力学会標準を参考に評価を実施。

※地震及び津波PRAについては暫定評価であり、ハザード確定後の最終評価結果が得られ次第、シーケンス選定に対する影響の有無について説明する

3. 前回審査会合からの変更点

■ 先行審査実績及び地震・津波ハザード変更を踏まえ前回審査会合※¹から以下を変更

変更箇所	変更点
シーケンス選定及びPRA全般	✓ 先行審査実績を踏まえ記載の充実や表現の適正化を実施（まとめ資料全般）
内部事象PRA	✓ 評価方針及び評価結果に変更なし（記載の適正化）
地震PRA	✓ 発電用原子炉設置変更許可申請書の一部補正時点（2021年9月29日）の確率論的地震ハザードに基づく再評価を実施※ ² ✓ 建屋及び屋外重要土木構造物フラジリティ評価手法の変更（大飯と同様） ✓ 定量化手法を「大イベントツリー／小フォールトツリー法」から「小イベントツリー／大フォールトツリー法」に変更（女川と同様）
津波PRA	✓ 2022年12月時点における暫定の確率論的津波ハザードに基づく再評価を実施※ ² ✓ 防潮堤，防水壁等の津波防護対策を反映（女川と同様）

※¹ 第85回審査会合（2014年2月25日）

※² 地震及び津波PRAについては暫定評価であり，ハザード確定後の最終評価結果が得られ次第，シーケンス選定に対する影響の有無について説明する

4. 泊発電所 3 号炉のPRAに影響する特徴

■ 泊発電所 3 号炉のPRAに影響する主な特徴は下表のとおり

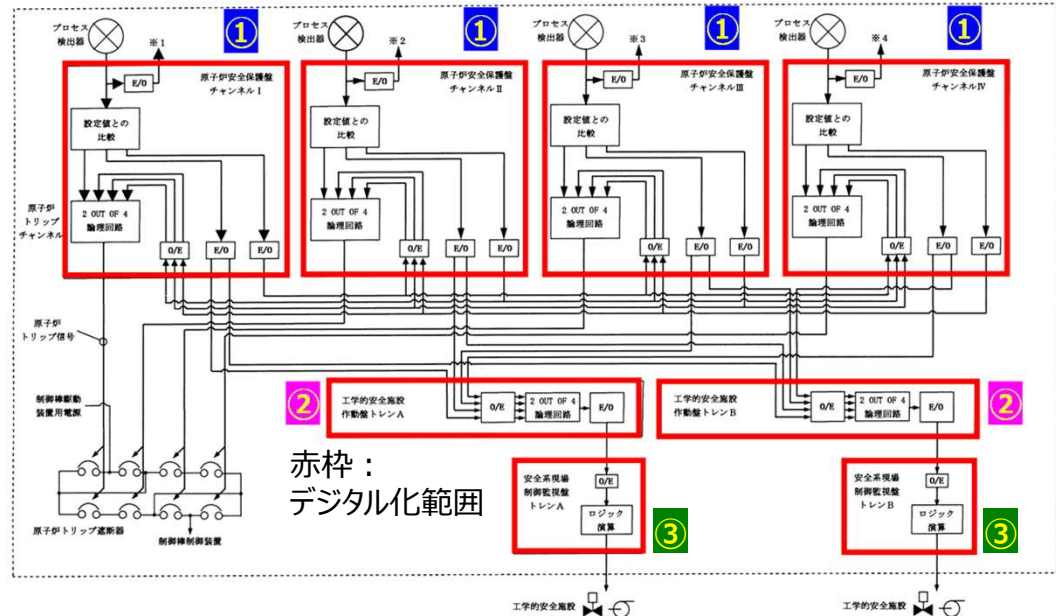
No	泊発電所 3 号炉の特徴	PRAへの影響（モデル化方針）
1	充てん／高圧注入ポンプの分離	充てんポンプと高圧注入ポンプをそれぞれ設置しているプラントは、小さなリークが生じた時の緩和手段が多いため、極小LOCAを起因事象として考慮していない。（大飯と同様）
2	高圧注入ポンプによる高圧再循環運転時は余熱除去ポンプによるブースティングが不要（非ブースティングプラント）	余熱除去ポンプが使用不可となった場合でも、高圧注入ポンプを用いた高圧再循環機能が使用可能である。（大飯と同様）
3	ほう酸注入タンクの設置	高圧注入系の機能喪失の要因として、ほう酸注入タンクの故障やほう酸注入タンクの周りの弁故障を考慮。（高浜、川内と同様）
4	RCPシールに国内製耐熱リングを採用	保守的に国内製耐熱リングの耐熱性は考慮せず、非信頼度を1.0とする。（伊方、玄海と同様）
5	計測制御設備の総合デジタル化	ソフトウェアのエラーに起因する共通原因故障を考慮する。（高浜 3 / 4, 川内と同様）

4. 泊発電所 3 号炉のPRAに影響する特徴

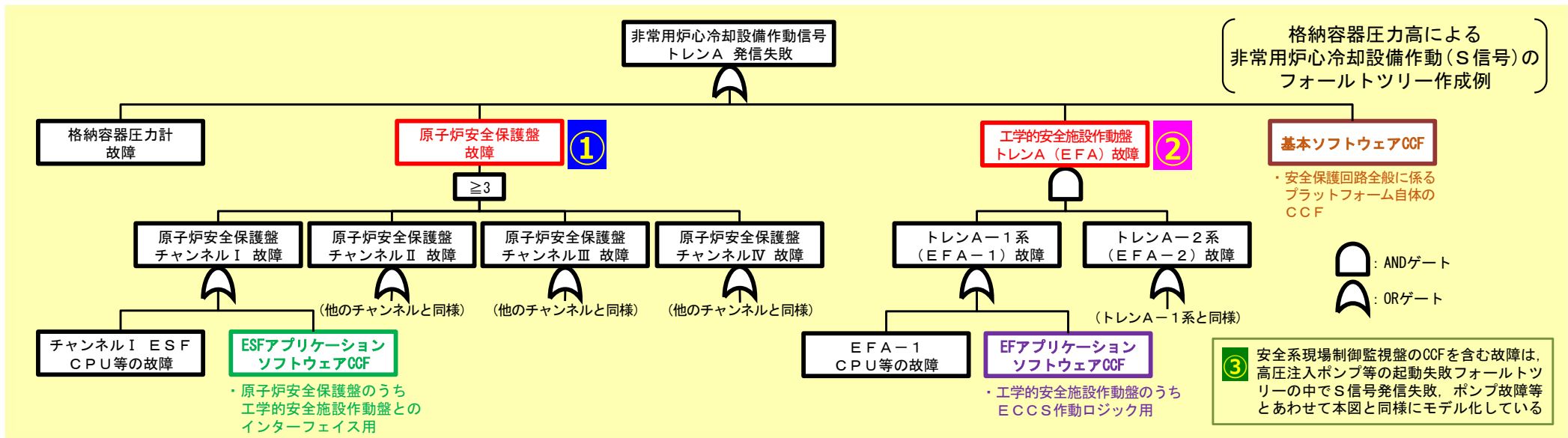
[補足3.1.1.a-3]

■ デジタル設備のPRA上の取扱いについて

- ✓ 泊3号炉は、原子炉トリップ信号、非常用炉心冷却設備作動信号等の発信に係る設備をデジタル化
- ✓ PRAではデジタル設備（CPUカード等）の機器故障に加えてソフトウェアの共通原因故障（CCF）をモデル化
- ✓ 全炉心損傷頻度に対するデジタル設備の寄与割合は5%程度（工学的安全施設作動盤のアプリケーションソフトウェアCCF等）であり、抽出された事故シーケンスは先行PWRプラントと同様の結果である



＜安全保護回路の構成（24条まとめ資料に一部追記）＞



＜非常用炉心冷却設備作動信号（S信号）のモデル化例＞

■ 出力運転時レベル 1 PRAの評価結果

<内部事象出力運転時レベル 1 PRA>

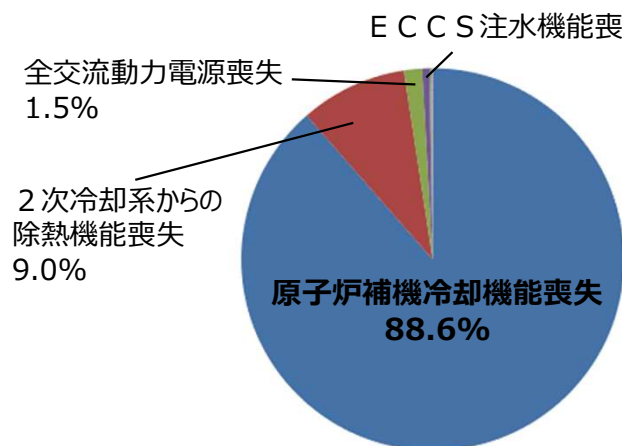
- ✓ 炉心損傷頻度： 2.3×10^{-4} / 炉年
- ✓ 「原子炉補機冷却機能喪失」（88.6%）の寄与割合が最も高い

<地震レベル 1 PRA>

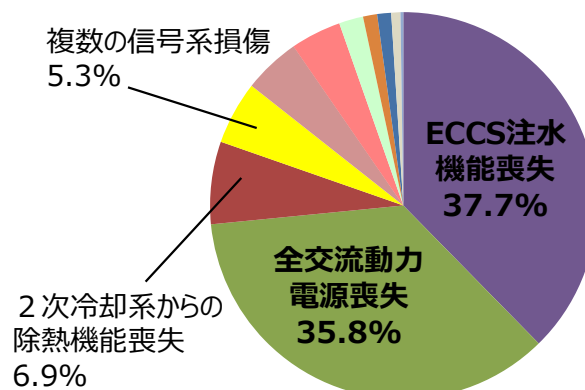
- ✓ 炉心損傷頻度： 2.1×10^{-6} / 炉年
- ✓ 「ECCS注水機能喪失」（37.7%）と「全交流動力電源喪失」（35.8%）の寄与割合が高い

<津波レベル 1 PRA>

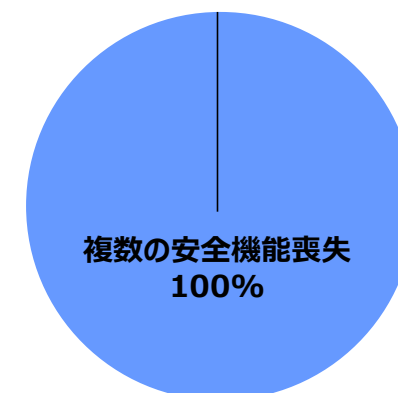
- ✓ 炉心損傷頻度： 2.9×10^{-7} / 炉年
- ✓ 「複数の安全機能喪失」（直接炉心損傷に至る事象）が100%を占める結果



内部事象PRA



地震PRA

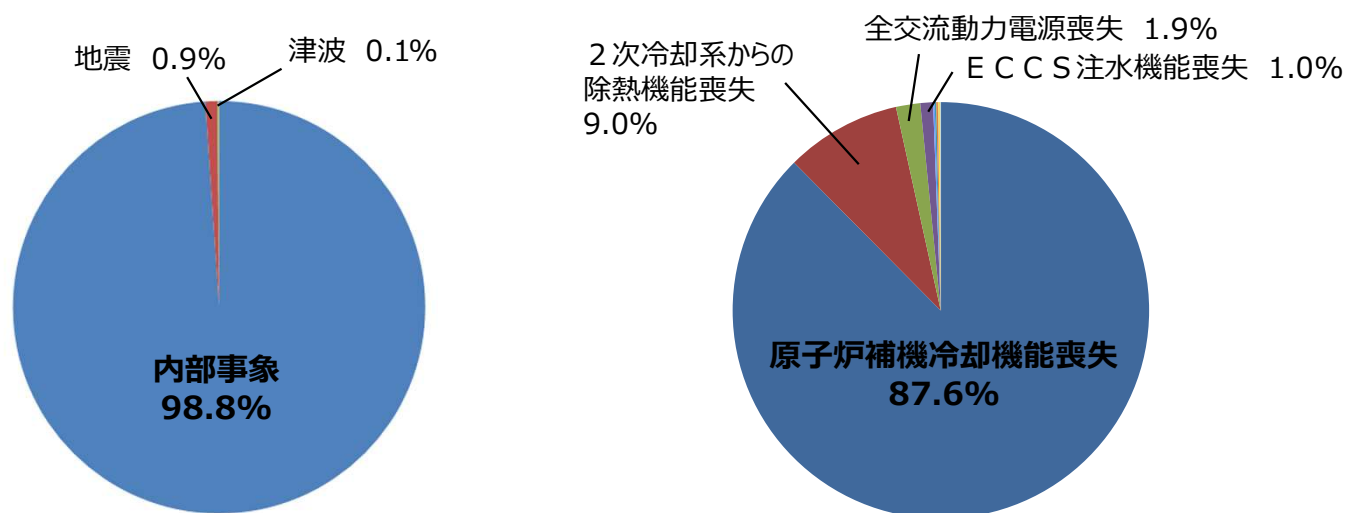


津波PRA

事故シーケンスグループ別の寄与割合

■ 出力運転時レベル 1 PRAの評価結果

- ✓ 全炉心損傷頻度： 2.3×10^{-4} / 炉年
- ✓ 内部事象PRA（98.8%）が全炉心損傷頻度の大部分を占める結果
- ✓ 外部事象（地震及び津波）の全炉心損傷頻度に対する寄与割合は1%程度※
- ✓ 出力運転時レベル 1 PRAの結果，先行PWRプラントと同様に「原子炉補機冷却機能喪失」が全炉心損傷頻度に対して最も寄与割合が高くなる傾向となっている



事象（内部事象／地震／津波）別

事故シーケンスグループ別

プラント全体の炉心損傷頻度

※地震及び津波PRAについては暫定評価であり，ハザード確定後の最終評価結果が得られ次第，シーケンス選定に対する影響の有無について説明する

[付録1 1-28 第1-6表]

■ PRA結果に基づく新たな事故シーケンスグループの検討結果

- ✓ 解釈に基づき必ず想定する事故シーケンスグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす新たな事故シーケンスグループは抽出されなかった

事故シーケンス	シーケンス No.	事故シーケンス別の炉心損傷頻度（/炉年）				全炉心損傷頻度に対する割合	炉心損傷に至る主要因	グループ別炉心損傷頻度（/炉年）	全炉心損傷頻度に対する割合	解釈1-1(a)の事故シーケンスグループ	規則解釈
		内部事象	地震	津波	合計						
1 小破断LOCA+補助給水失敗	(15)	1.0E-08	4.2E-08	—	5.2E-08	<0.1%	蒸気発生器からの除熱に失敗	2.1E-05	9.0%	2次冷却系からの除熱機能喪失	1-2(a)
主給水流量喪失+補助給水失敗	(17)	6.2E-07	5.1E-08	—	6.7E-07	0.3%					
過渡事象+補助給水失敗	(25)	5.4E-06	—	—	5.4E-06	2.4%					
手動停止+補助給水失敗	(29)	1.3E-05	—	—	1.3E-05	5.6%					
外部電源喪失+補助給水失敗	(18)	1.3E-07	3.0E-08	—	1.6E-07	0.1%					
2次冷却系の破断+補助給水失敗	(21)	1.2E-06	5.7E-09	—	1.2E-06	0.5%					
2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗	(22)	7.7E-11	1.0E-09	—	1.1E-09	<0.1%					
蒸気発生器伝熱管破損+補助給水失敗	(24)	1.1E-07	—	—	1.1E-07	<0.1%					
1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失	(35)	—	3.0E-08	—	3.0E-08	<0.1%					
2 外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失	(19)	3.5E-06	8.3E-07	—	4.3E-06	1.9%	サポート機能(電源機能)の喪失	4.3E-06	1.9%	全交流動力電源喪失	1-2(a)
3 原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA	(26)	2.0E-04	2.6E-08	—	2.0E-04	87.2%	サポート機能(補機冷却機能)の喪失	2.0E-04	87.6%	原子炉補機冷却機能喪失	1-2(a)
原子炉補機冷却機能喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA	(27)	9.0E-07	1.1E-10	—	9.0E-07	0.4%					
原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗	(28)	1.1E-08	6.2E-10	—	1.2E-08	<0.1%					
4 大破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗	(3)	3.0E-13	3.0E-13	—	5.9E-13	<0.1%	格納容器内気相部冷却に失敗	8.8E-08	<0.1%	原子炉格納容器の除熱機能喪失	1-2(b)
大破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	(1)	6.2E-12	ε	—	6.2E-12	<0.1%					
中破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	(8)	8.9E-09	3.4E-09	—	1.2E-08	<0.1%					
中破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	(6)	1.1E-08	2.0E-10	—	1.1E-08	<0.1%					
小破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	(13)	2.7E-08	1.9E-09	—	2.9E-08	<0.1%					
小破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	(11)	3.6E-08	7.9E-11	—	3.6E-08	<0.1%					
5 原子炉トリップが必要な起因事象+原子炉トリップ失敗	(20)	1.2E-08	1.1E-07	—	1.2E-07	0.1%	反応度抑制に失敗	1.2E-07	0.1%	原子炉停止機能喪失	1-2(a)
6 大破断LOCA+低圧注入失敗	(5)	2.9E-09	1.7E-07	—	1.7E-07	0.1%	1次冷却系保有水の喪失	2.2E-06	1.0%	ECCS注水機能喪失	1-2(a)
大破断LOCA+蓄圧注入失敗	(4)	9.4E-09	6.0E-11	—	9.4E-09	<0.1%					
中破断LOCA+蓄圧注入失敗	(9)	2.5E-11	2.0E-13	—	2.5E-11	<0.1%					
中破断LOCA+高圧注入失敗	(10)	3.5E-08	2.6E-07	—	2.9E-07	0.1%					
小破断LOCA+高圧注入失敗	(14)	1.3E-06	1.0E-07	—	1.4E-06	0.6%					
大破断LOCAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA)	(30)	—	3.5E-07	—	3.5E-07	0.2%					
7 大破断LOCA+高圧再循環失敗+低圧再循環失敗	(2)	1.7E-08	6.9E-09	—	2.3E-08	<0.1%	炉心の長期冷却に失敗	2.7E-07	0.1%	ECCS再循環機能喪失	1-2(a)
中破断LOCA+高圧再循環失敗	(7)	5.3E-08	1.3E-08	—	6.6E-08	<0.1%					
小破断LOCA+高圧再循環失敗	(12)	1.7E-07	7.3E-09	—	1.8E-07	0.1%					
8 インターフェイスシステムLOCA	(16)	3.0E-11	—	—	3.0E-11	<0.1%	格納容器貫通配管からの漏えい防止に失敗	2.8E-07	0.1%	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)	1-2(b)
蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器の隔離失敗	(23)	2.8E-07	—	—	2.8E-07	0.1%					
9 原子炉建屋損傷 ^{※1}	(32)	—	4.7E-08	—	4.7E-08	<0.1%	外部事象による大規模な損傷	4.7E-08	<0.1%	該当なし	
原子炉格納容器損傷 ^{※1}	(33)	—	1.8E-08	—	1.8E-08	<0.1%					
原子炉補助建屋損傷 ^{※1}	(34)	—	ε	—	ε	<0.1%					
複数の信号系損傷 ^{※1}	(36)	—	1.2E-07	—	1.2E-07	0.1%					
蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損) ^{※1}	(31)	—	9.8E-08	—	9.8E-08	<0.1%					
複数の安全機能喪失 ^{※1}	(37)	—	—	2.9E-07	2.9E-07	0.1%					
合計		2.3E-04	2.1E-06	2.9E-07	2.3E-04	—	—	2.3E-04	—	—	—

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

※1：解釈1-1(a)の必ず想定する事故シーケンスグループに該当しないが、安全機能喪失時の対策の有効性を評価するためのシナリオとしては適当でないと判断し、新たに追加する事故シーケンスグループとなしなかったこととしたシーケンス。

ε：1.0E-15未満

■ PRA結果に基づく重要事故シーケンスの検討結果（1/4）

- ✓ 審査ガイドに記載の観点（共通原因故障又は系統間の機能の依存性，余裕時間，設備容量，代表性）に基づき，有効性評価の対象とする重要事故シーケンスを選定した
- ✓ 重要事故シーケンスの選定結果は先行PWRプラントと同様の結果となった

事故シーケンスグループ	事故シーケンス (◎は選定した重要事故シーケンス)	対応する主要な 炉心損傷防止対策	重要事故シーケンスの選定の考え方				選定した重要事故シーケンスと選定理由
			a	b	c	d	
2次冷却系からの 除熱機能喪失	①小破断LOCA + 補助給水失敗	フィードアンド ブリード	低	低	低	低	<p>【重要事故シーケンスの選定】 着眼点b, cの評価結果より，②の事故シーケンスが最も「高」が多いことから， ◎「主給水流量喪失+補助給水失敗」を重要事故シーケンスとして選定した。</p> <p>【重要事故シーケンスの包絡性】 有効と考えられる主な炉心損傷防止対策に差異がないため，起回事象発生後の事象進展が早く，除熱の観点でより厳しい主給水流量喪失を起因とした②の事故シーケンスは，①，③，④，⑤，⑥，⑦，⑧の事故シーケンスに対して包絡性を有している。</p>
	◎②主給水流量喪失 + 補助給水失敗		低	高	高	低	
	③過渡事象 + 補助給水失敗		低	中	中	中	
	④手動停止 + 補助給水失敗		低	中	中	高	
	⑤外部電源喪失 + 補助給水失敗		中	中	中	低	
	⑥2次冷却系の破断 + 補助給水失敗		低	低	低	低	
	⑦2次冷却系の破断 + 主蒸気隔離失敗		低	低	低	低	
	⑧蒸気発生器伝熱管破損 + 補助給水失敗		低	低	低	低	

■ PRA結果に基づく重要事故シーケンスの検討結果（2/4）

[付録1 1-31 第1-8表(2/4)]

事故シーケンスグループ	事故シーケンス (◎は選定した重要事故シーケンス)	対応する主要な 炉心損傷防止対策	重要事故シーケンスの選定の考え方				選定した重要事故シーケンスと選定理由	
			a	b	c	d		
全交流動力 電源喪失	◎ ①外部電源喪失 +非常用所内交流電源喪失	2次冷却系強制冷却 +代替非常用発電機 +代替格納容器ス レイポンプ	-	-	-	-	抽出された事故シーケンスが1つであること から着眼点に照らした整理は行わず、全ての 着眼点について「-」とした。	①「外部電源喪失+非常用所 内交流電源喪失」を重要事故 シーケンスとして選定。
原子炉補機冷却 機能喪失	◎ ①原子炉補機冷却機能喪失 +RCPシールLOCA	2次冷却系強制冷却 +代替格納容器ス レイポンプ	高	高	高	高	<aの観点> 原子炉補機冷却機能喪失により、補機冷却水 が必要な機器は使用できないため「高」とし た。	【重要事故シーケンスの選定】 着眼点b, cの評価結果より、 ①の事故シーケンスが最も 「高」が多いことから、 ①「 <u>原子炉補機冷却機能喪失 +RCPシールLOCA</u> 」 を重要事故シーケンスとして 選定した。
	◎ ②原子炉補機冷却機能喪失 +加圧器逃がし弁/安全弁LOCA		高	中	中	低	<b, cの観点> 加圧器逃がし弁/安全弁LOCAは気相部破断で あり、1次冷却材の漏えいの観点でRCPシール LOCAの方が厳しい事象であるため、RCPシール LOCAを「高」とし、加圧器逃がし弁/安全弁 LOCAを「中」とした。	

【重要事故シーケンスの選定】
「外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA」,
「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」を重要事故シーケンスとして選定。
「原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA」は、「外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失」に従属的に発生することから、事象進展は同じであるため上記事故シーケンスを選定。
また、「原子炉補機冷却機能喪失」時に生じるRCPシールからの漏えいについては、不確実さが伴うことから、RCPシールLOCAの発生の有無を考慮する。

■ PRA結果に基づく重要事故シーケンスの検討結果（3/4）

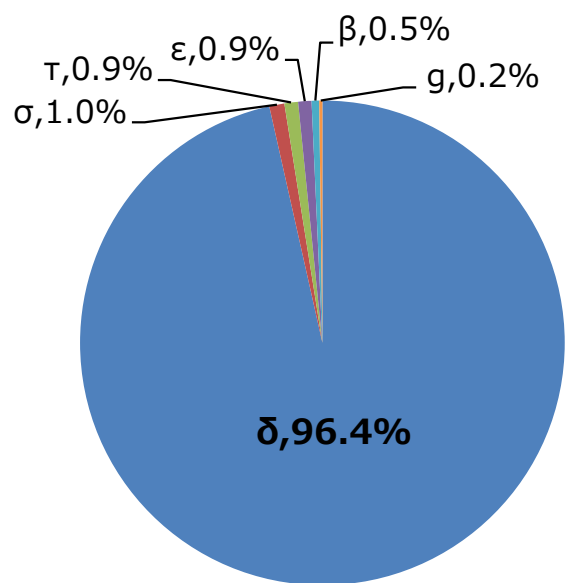
事故シーケンスグループ	事故シーケンス (◎は選定した重要事故シーケンス)	対応する主要な 炉心損傷防止対策	重要事故シーケンスの選定の考え方				備考（a：系統間機能依存性，b：余裕時間， c：設備容量，d：代表シーケンス）	選定した重要事故シーケンスと選定理由
			a	b	c	d		
原子炉格納容器 の除熱機能喪失	◎ ①大破断LOCA+低圧再循環失敗 +格納容器スプレイ注入失敗	格納容器内 自然対流冷却	低	高	高	低	<aの観点> 各事故シーケンスの事象が発生しても共通原因故障又は系統間の機能依存性は低いため「低」とした。 <bの観点> 格納容器スプレイ注入失敗時の方が，格納容器スプレイ再循環失敗時に比べ除熱量が小さくなり原子炉格納容器内の温度，圧力上昇が早いいため余裕時間が厳しく，破断口径の違いによる余裕時間の差異に比べ影響が大きいため，格納容器スプレイ注入は「高」，「格納容器スプレイ再循環」は「低」とした。 <cの観点> 破断口径の大きい方が，原子炉格納容器の除熱に必要なスプレイ流量の観点で厳しいため，「大破断LOCA」を「高」，「中破断LOCA」を「中」，「小破断LOCA」を「小」とした。 <dの観点> 事故シーケンスグループの中で最もCDFの高い事故シーケンスについて，「高」とした。また，事故シーケンスグループのうち最もCDFの高い事故シーケンスのCDFに対して10%以上の事故シーケンスについて，「中」とし，10%未満の事故シーケンスについて，「低」とした。	【重要事故シーケンスの選定】 着眼点b，cの評価結果より，①の事故シーケンスが最も「高」が多いことから， ①「大破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗」を重要事故シーケンスとして選定した。 【重要事故シーケンスの包絡性】 有効と考えられる主な炉心損傷防止対策に差異がないため，起因事象発生後の事象進展が早く，要求される設備容量の観点でより厳しい①の事故シーケンスは，②～⑥の事故シーケンスに対して包絡性を有している。
	②大破断LOCA+低圧再循環失敗 +格納容器スプレイ再循環失敗		低	低	高	低		
	③中破断LOCA +格納容器スプレイ注入失敗		低	高	中	中		
	④中破断LOCA +格納容器スプレイ再循環失敗		低	低	中	中		
	⑤小破断LOCA +格納容器スプレイ注入失敗		低	高	低	中		
	⑥小破断LOCA +格納容器スプレイ再循環失敗		低	低	低	高		
原子炉停止 機能喪失	◎ ①原子炉トリップが必要な起因事象 +原子炉トリップ失敗	共通要因故障対策盤 (自動制御盤) (ATWS緩和設備)	-	-	-	-	【重要事故シーケンスの選定】 「主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗」， 「負荷の喪失+原子炉トリップ失敗」を重要事故シーケンスとして選定した。 【重要事故シーケンスの包絡性】 有効と考えられる主な炉心損傷防止対策に差異がないため，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，圧力評価が厳しい主給水流量喪失及び負荷の喪失を起因とした事故シーケンスは他の事故シーケンスに対して包絡性を有している。	

■ PRA結果に基づく重要事故シーケンスの検討結果（4/4）

事故シーケンスグループ	事故シーケンス (◎は選定した重要事故シーケンス)	対応する主要な 炉心損傷防止対策	重要事故シーケンスの選定の考え方				選定した重要事故シーケンスと 選定理由
			a	b	c	d	
ECCS注水 機能喪失	◎ ①中破断LOCA+高圧注入失敗	2次冷却系強制冷却 +低圧注入	低	高	高	中	<p>【重要事故シーケンスの選定】 着眼点b, cの評価結果より、①の事故シーケンスが最も「高」が多いことから、 ①「中破断LOCA+高圧注入失敗」を重要事故シーケンスとして選定した。</p> <p>【重要事故シーケンスの包絡性】 有効と考えられる主な炉心損傷防止対策に差異がないため、起回事象発生後の事象進展が早く、要求される設備容量の観点でより厳しい①の事故シーケンスは、②の事故シーケンスに対して包絡性を有している。</p>
	◎ ②小破断LOCA+高圧注入失敗		低	中	中	高	
ECCS再循環 機能喪失	◎ ①大破断LOCA+高圧再循環失敗 +低圧再循環失敗	代替再循環	低	高	高	中	<p>【重要事故シーケンスの選定】 着眼点b, cの評価結果より、①の事故シーケンスが最も「高」が多いことから、 ①「大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗」を重要事故シーケンスとして選定した。</p> <p>【重要事故シーケンスの包絡性】 左記d.を踏まえ、炉心損傷防止対策までの余裕時間が短かつ要求される設備容量の観点でより厳しい①の対策を評価することで、その他の事故シーケンスについては包絡することができる。</p>
	◎ ②中破断LOCA+高圧再循環失敗	2次冷却系強制冷却 +低圧再循環 又は代替再循環	低	中	中	中	
	◎ ③小破断LOCA+高圧再循環失敗		低	低	低	高	
格納容器 バイパス	◎ ①インターフェイスシステム LOCA ◎ ②蒸気発生器伝熱管破損 +破損側蒸気発生器の隔離失敗	クールダウンアンド リサーキュレーション	-	-	-	-	<p>◎ ①「インターフェイスシステムLOCA」、◎ ②「蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器の隔離失敗」を重要事故シーケンスとして選定</p>

■ 出力運転時レベル1.5PRAの評価結果

- ✓ 格納容器破損頻度： 2.1×10^{-4} / 炉年
- ✓ 先行PWRプラントと同様に「水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損（ δ モード）」（96.4%）が格納容器破損頻度に対して最も寄与割合が高くなる傾向となっている



格納容器破損モード別
格納容器破損頻度

破損モード	寄与割合 (%)
δ : 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損	96.4
σ : 格納容器雰囲気直接加熱	1.0
τ : 格納容器貫通部過温破損	0.9
ϵ : ベースマット溶融貫通	0.9
β : 格納容器隔離失敗	0.5
g : 蒸気発生器伝熱管破損	0.2
θ : 水蒸気蓄積による格納容器先行破損	<0.1
γ'' : 水素燃焼又は水素爆轟 (原子炉容器破損後長時間経過後)	<0.1
μ : 溶融物直接接触	<0.1
α : 原子炉容器内水蒸気爆発	<0.1
η : 原子炉容器外水蒸気爆発	<0.1
γ : 水素燃焼又は水素爆轟 (原子炉容器破損以前)	<0.1
γ' : 水素燃焼又は水素爆轟 (原子炉容器破損直後)	<0.1
ν : インターフェイスシステムLOCA	<0.1

■ PRA結果に基づく新たな格納容器破損モードの検討結果

- ✓ 解釈に基づき必ず想定する格納容器破損モードに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす新たな格納容器破損モードは抽出されなかった

格納容器の状態	想定される破損モード	モード名	格納容器破損頻度(／炉年)	寄与割合(%)*	解釈で想定する格納容器破損モード	備考	
格納容器バイパス	蒸気発生器伝熱管破損	g	4.5×10 ⁻⁷	0.2	なし	・解釈1-2(b)に基づき、「炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認」 →事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」 ・TI-SGTRについては、炉心損傷防止対策により発生頻度が極めて低いと評価。	
	温度誘因蒸気発生器伝熱管破損(TI-SGTR)				なし		
	インターフェイスシステムLOCA	v	3.0×10 ⁻¹¹	<0.1	なし		
格納容器隔離失敗	格納容器隔離失敗	β	1.1×10 ⁻⁶	0.5	なし	重大事故の進展により原子炉格納容器へ物理的な負荷が発生することで原子炉格納容器の閉じ込め機能が喪失に至るものではない。また、すべての炉心損傷防止対策が有効なシーケンスであり、新たな有効性評価は不要である。	
格納容器物理的破損	早期格納容器破損	原子炉容器内での水蒸気爆発	α	1.7×10 ⁻⁹	<0.1	なし	各種研究により得られた知見から格納容器破損に至る可能性は極めて低いと評価。 ※1 PWRで想定している溶融物直接接触は、原子炉容器圧力が高圧時に溶融炉心による原子炉容器の貫通が生じた場合に、高圧溶融物放出（飛散）により原子炉格納容器の壁に溶融炉心が接触し原子炉格納容器の壁を侵食する現象であり、解釈で想定する格納容器破損モードでは「格納容器直接接触（シェルアタック）」ではなく「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対応する。（「格納容器直接接触（シェルアタック）」は溶融炉心が床に拡がりながら原子炉格納容器の壁に接触し、原子炉格納容器の壁を侵食する事象のため、BWRマークI型プラントに特有の事象であり、泊3号炉の格納容器破損モードとして考慮不要と判断した。） ※2 解釈で想定する格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対し、μモード（溶融物直接接触）が「高圧溶融物放出」に、σモード（格納容器雰囲気直接加熱）が「格納容器雰囲気直接加熱」に該当する。
		格納容器内の水蒸気爆発又は圧カスパイク	η	1.3×10 ⁻⁹	<0.1	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	
		溶融物直接接触	μ ^{※1, ※2}	2.0×10 ⁻⁸	<0.1	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	
		格納容器雰囲気直接加熱	σ ^{※2}	2.0×10 ⁻⁶	1.0	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	
		水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損以前）	γ	3.5×10 ⁻¹⁰	<0.1	水素燃焼	
		水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損直後）	γ'	3.3×10 ⁻¹⁰	<0.1	水素燃焼	
	後期格納容器破損	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損後長時間経過後）	γ''	6.7×10 ⁻⁸	<0.1	水素燃焼	
		ベースマット溶融貫通	ε	1.8×10 ⁻⁶	0.9	溶融炉心・コンクリート相互作用	
		格納容器貫通部過温破損	τ	2.0×10 ⁻⁶	0.9	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）	
		水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損	δ	2.0×10 ⁻⁴	96.4	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）	
	水蒸気蓄積による格納容器先行破損	θ	8.2×10 ⁻⁸	<0.1	なし	解釈1-2(b)に基づき「炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認」 →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」	
合計			2.1×10 ⁻⁴	100.0	—	—	

6. 格納容器破損モードの分析結果（出力運転時レベル1.5PRA）

【付録1 2-23 第2-4表(1/2)】

■ PRA結果に基づく評価事故シーケンスの検討結果（1/2）

- ✓ 格納容器破損モードごとに厳しいプラント損傷状態（PDS）を選定し、その中で厳しい事故シーケンスを検討し、格納容器破損防止対策の有効性評価の評価事故シーケンスとして選定した
- ✓ 評価事故シーケンスの選定結果は先行PWRプラントと同様の結果となった

格納容器破損モード	最も厳しいPDS	事故シーケンス	選定	格納容器破損防止対策	評価事故シーケンスの選定の考え方
雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)	AED	大破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗	○	代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ+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	【事象進展緩和の余裕時間の観点】 ・AEDのうち事象進展が早い大破断LOCAを選定した。 【事象進展の厳しさの観点】 — 【対策の有効性の観点】 ・格納容器過圧破損に対する対策とそ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を重畳させることで、電源復旧、注水機能確保のための設備が多く、原子炉格納容器破損防止対策による対応時間が厳しく、原子炉格納容器への注水、除熱対策の有効性を網羅的に確認できるシーケンスを選定した。
		中破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗	—		
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+非常用所内交流電源喪失	○	加圧器逃がし弁開放による1次冷却系強制減圧+代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ+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	【事象進展緩和の余裕時間の観点】 ・事象進展を早める観点から補助給水失敗の重畳を考慮した。 【事象進展の厳しさの観点】 ・TED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熔融炉心が原子炉格納容器内に分散する割合が多く、また、熔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シーケンスを選定した。 【対策の有効性の観点】 ・格納容器過温破損に対する対策とその有効性を確認する観点から、原子炉補機冷却機能喪失を重畳させることで、原子炉格納容器の冷却機能確保のための設備が多く、原子炉格納容器破損防止対策による対応時間が厳しく、原子炉格納容器への注水、除熱対策の有効性を網羅的に確認できるシーケンスを選定した。
		手動停止+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗	—		
		過渡事象+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗	—		
		主給水流量喪失+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗	—		
		原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗	—		
		ATWS+格納容器スプレイ注入失敗	—		
		2次冷却系の破断+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗	—		
		外部電源喪失+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗	—		
		2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗+格納容器スプレイ注入失敗	—		
高圧溶融物放出 /格納容器雰囲気直接加熱	TED	外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失	○	加圧器逃がし弁開放による1次冷却系強制減圧	【事象進展緩和の余裕時間の観点】 ・事象進展を早める観点から補助給水失敗の重畳を考慮した。 【事象進展の厳しさの観点】 ・TED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熔融炉心が原子炉格納容器内に分散する割合が多い全交流動力電源喪失シーケンスを選定した。 【対策の有効性の観点】 ・高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱に対する対策とその有効性を確認する観点から、原子炉補機冷却機能喪失を重畳させることで、原子炉格納容器の冷却機能確保のための設備が多く、原子炉格納容器破損防止対策による対応時間が厳しく、原子炉格納容器への注水、除熱対策の有効性を網羅的に確認できるシーケンスを選定した。
		手動停止+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗	—		
		過渡事象+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗	—		
		主給水流量喪失+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗	—		
		原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗	—		
		ATWS+格納容器スプレイ注入失敗	—		
		2次冷却系の破断+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗	—		
		外部電源喪失+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗	—		
		2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗+格納容器スプレイ注入失敗	—		

6. 格納容器破損モードの分析結果（出力運転時レベル1.5PRA）

■ PRA結果に基づく評価事故シーケンスの検討結果（2/2）

[付録1 2-24 第2-4表(2/2)]

格納容器破損モード	最も厳しいPDS	事故シーケンス	選定	格納容器破損防止対策	評価事故シーケンスの選定の考え方
3 原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用	AEW	大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	—	（原子炉格納容器の耐力にて健全性を維持可能）	【事象進展緩和の余裕時間の観点】 ・ AEWのうち事象進展が早い大破断LOCAを選定した。 ・ 事象進展を早める観点で高圧注入失敗の重畳を考慮した。 【事象進展の厳しさの観点】 — 【対策の有効性の観点】 ・ 原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用に対する対策とそ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を重畳させることで、電源復旧、注水機能確保のための設備が多く、原子炉格納容器破損防止対策による対応時間が厳しく、原子炉格納容器への注水、除熱対策の有効性を網羅的に確認できるシーケンスを選定した。 ・ 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、格納容器スプレイによる注水は考慮せず、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイを用いた注入を想定した。
		大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗	—		
		大破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	—		
		大破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗	—		
		大破断LOCA+低圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	○		
		大破断LOCA+低圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗	—		
		中破断LOCA+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	—		
		中破断LOCA+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗	—		
		中破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	—		
		中破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗	—		
		中破断LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	—		
4 水素燃焼	AEI	大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗	—	原子炉格納容器内水素処理装置	【事象進展緩和の余裕時間の観点】 ・ AEIのうち事象進展の早い大破断LOCA+低圧注入失敗を選定する。 ・ 事象進展を早める観点から高圧注入失敗の重畳を考慮する。 【事象進展の厳しさの観点】 — 【対策の有効性の観点】 —
		大破断LOCA+蓄圧注入失敗	—		
		大破断LOCA+低圧注入失敗	○		
		中破断LOCA+高圧再循環失敗	—		
		中破断LOCA+蓄圧注入失敗	—		
		中破断LOCA+高圧注入失敗	—		
5 溶融炉心・コンクリート相互作用	AED	大破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗	○	代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ	【事象進展緩和の余裕時間の観点】 ・ AEDのうち事象進展が早い大破断LOCAを選定する。 【事象進展の厳しさの観点】 — 【対策の有効性の観点】 ・ 対策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。
		中破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗	—		

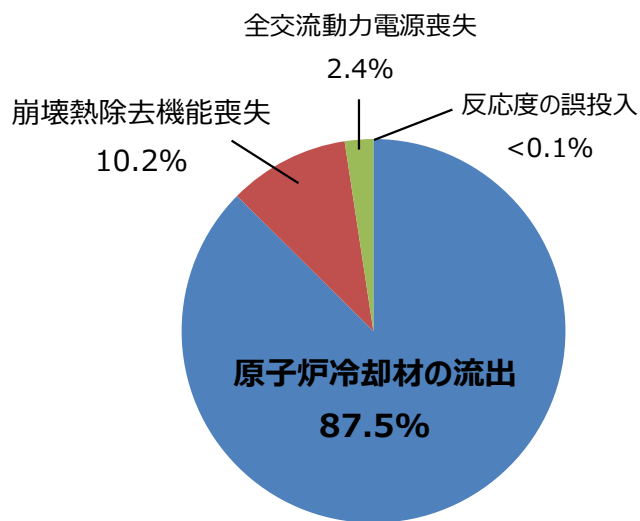
■ 内部事象停止時レベル 1 PRAの評価結果

[付録1 3-17 第3-6図]
[付録1 3-9 第3-2表]

- ✓ 炉心損傷頻度： 6.0×10^{-4} / 炉年
- ✓ 先行PWRプラントと同様に「原子炉冷却材の流出」（87.5%）が全炉心損傷頻度に対して最も寄与割合が高くなる傾向となっている

■ PRA結果に基づく新たな事故シーケンスグループの検討結果

- ✓ 解釈に基づき必ず想定する事故シーケンスグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす新たな事故シーケンスグループは抽出されなかった



事故シーケンス	シーケンス No.	事故シーケンス別CDF (／炉年)	全CDFへの寄与割合* (事故シーケンス別)	炉心損傷に至る主要因	グループ別CDF (／炉年)	全CDFへの寄与割合* (グループ別)	運転停止中事故シーケンスグループ	備考
余熱除去機能喪失	(1)	3.6×10^{-5}	約6%	余熱除去機能の喪失	6.1×10^{-5}	約10%	(1) 崩壊熱除去機能喪失	全炉心損傷頻度の100%を燃料損傷防止対策にてカバー
外部電源喪失 + 余熱除去系による冷却失敗	(2)	1.1×10^{-5}	約2%					
原子炉補機冷却機能喪失	(3)	1.4×10^{-5}	約2%					
外部電源喪失 + 非常用所内交流電源喪失	(4)	1.4×10^{-5}	約2%	電源機能の喪失	1.4×10^{-5}	約2%	(2) 全交流動力電源喪失	
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	(5)	5.1×10^{-4}	約85%	原子炉冷却材の喪失 (流出)	5.3×10^{-4}	約87%	(3) 原子炉冷却材の流出	
水位維持失敗	(6)	8.2×10^{-6}	約1%					
オーバードレン	(7)	8.2×10^{-6}	約1%					
反応度の誤投入	(8)	3.1×10^{-8}	<math><0.1\%</math>	反応度の誤投入	3.1×10^{-8}	<math><0.1\%</math>	(4) 反応度の誤投入	
合計		6.0×10^{-4}	100%	-	6.0×10^{-4}	100%	-	-

* 四捨五入の都合上、合計は100%にはならない

事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度

7. 事故シーケンスグループの分析結果（停止時レベル1 PRA）

【付録1 3-10 第3-3表(1/2)】

■ PRA結果に基づく重要事故シーケンスの検討結果（1/2）

- ✓ 審査ガイドに記載の観点（余裕時間，設備容量，代表性）に基づき，有効性評価の対象とする重要事故シーケンスを選定した
- ✓ 重要事故シーケンスの選定結果は先行PWRプラントと同様の結果となった

事故シーケンスグループ	事故シーケンス	燃料損傷防止対策	重要事故シーケンスの選定の考え方			選定した重要事故シーケンスと選定理由
			a	b	c	
(1) 崩壊熱除去機能喪失 (RHRの故障による停止時冷却機能喪失)	○ 余熱除去機能喪失	代替格納容器 スプレイポンプ	高	高	高	<p>【重要事故シーケンスの選定】 着眼点a, b, cの評価結果より「余熱除去機能喪失」が最も「高」が多いことから重要事故シーケンスとして選定した。</p> <p>【重要事故シーケンスの包絡性】 余熱除去系又は原子炉補機冷却系の故障により崩壊熱除去機能が喪失する事象は，事象進展が同じであるため，余裕時間の観点から代表として余熱除去系の故障により崩壊熱除去機能が喪失する事象を選定した。 また，対策実施の余裕時間及び燃料損傷回避に必要な設備容量を厳しく評価する観点から，崩壊熱が高く，原子炉冷却材の保有水量が少ない燃料取出前のミッドループ運転中に崩壊熱除去機能が喪失する事象を選定した。</p>
	外部電源喪失＋余熱除去系による冷却失敗		高	高	中	
	原子炉補機冷却機能喪失		中	高	中	
(2) 全交流動力電源喪失	○ 外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失	代替非常用発電機＋代替格納容器 スプレイポンプ	－	－	－	<p>【重要事故シーケンスの選定】 グループで唯一の事故シーケンスである「外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失」を重要事故シーケンスとして選定した。</p> <p>【重要事故シーケンスの包絡性】 対策実施の余裕時間及び燃料損傷回避に必要な設備容量を厳しく評価する観点から，崩壊熱が高く，原子炉冷却材の保有水量が少ない燃料取出前のミッドループ運転中に全交流動力電源が喪失する事象を選定した。</p>
(3) 原子炉冷却材の流出	○ 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	充てんポンプ	高	高	高	<p>【重要事故シーケンスの選定】 着眼点a, b, cの評価結果より「原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失」が最も「高」が多いことから重要事故シーケンスとして選定した。</p> <p>【重要事故シーケンスの包絡性】 いずれの事故シーケンスも原子炉冷却材の流出事象であり，流出流量の観点から原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失で包絡できる。対策実施の余裕時間及び燃料損傷回避に必要な設備容量を厳しく評価する観点から，崩壊熱が高く，原子炉冷却材の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象を選定した。</p>
	水位維持失敗		中	中	低	
	オーバー dren		中	中	低	

○：選定した重要事故シーケンス

審査ガイド（運転停止中）の着眼点 a, b, c に対する影響度の観点から，「高」，「中」，「低」とした。

7. 事故シーケンスグループの分析結果（停止時レベル 1 PRA）

■ PRA結果に基づく重要事故シーケンスの検討結果（2/2）

[付録1 3-11 第3-3表(2/2)]

事故シーケンスグループ	事故シーケンス	燃料損傷防止対策	重要事故シーケンスの選定の考え方				選定した重要事故シーケンスと選定理由
			a	b	c	備考（a:余裕時間, b:設備容量, c:代表シーケンス）	
(4)	○ 反応度の誤投入	純水注入停止操作	-	-	-	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」のみである。 【重要事故シーケンスの選定】 グループで唯一の事故シーケンスである「反応度の誤投入」を重要事故シーケンスとして選定した。 【重要事故シーケンスの包絡性】 定期検査中、原子炉起動前までは希釈が生じない措置を講じること及び臨界到達までの余裕時間を厳しく評価する観点から、原子炉起動時における純水注入事象を選定した。	

○：選定した重要事故シーケンス

審査ガイド（運転停止中）の着眼点 a, b, c に対する影響度の観点から、「高」、「中」、「低」とした。

■ 評価結果のまとめ

- 内部事象及び外部事象（地震及び津波）に対してPRAを実施した結果，解釈に基づき必ず想定する事故シーケンスグループ及び格納容器破損モードに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす新たな事故シーケンスグループ及び格納容器破損モードはないことを確認した。（女川2号炉，大飯3 / 4号炉等と同様）
- 地震及び津波PRAについては，確率論的地震ハザード及び確率論的津波ハザードが未確定のため，暫定ハザードに基づく再評価を実施した。最終評価結果についてはハザード確定後に別途提示する。

■ 今後の予定

ハザード確定後の最終評価結果が得られ次第，シーケンス選定に対する影響の有無についてご説明する。

- ✓ 地震PRA：2023年10月中旬～下旬頃（予定）
- ✓ 津波PRA：2023年12月上旬～中旬頃（予定）