

# 女川原子力発電所2号炉 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の シーケンス選定の概要について

---

東北電力株式会社  
平成30年2月

1. 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価の流れ
  2. 炉心損傷頻度評価結果の概要
  3. 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス選定の全体プロセス
  4. 事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度
  5. 重要事故シーケンスの選定結果
  6. 重要事故シーケンス及び主な重大事故等対処設備について
- 参考 1 女川 2 号炉の炉心損傷防止対策における対策設備の概要
- 参考 2 有効性評価における事故シーケンスグループと主要な事故対策の関係
- 参考 3 女川原子力発電所 2 号炉確率論的リスク評価（内部事象停止時レベル 1 P R A）について

# 1. 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価の流れ

- ◆ 内部事象及び外部事象に対して、確率論的リスク評価（PRA）の知見を活用し、対象とすべき事故シーケンスグループ（出力運転時及び運転停止時）、格納容器破損モードを抽出

## < P R A の実施範囲 >

➤ 内部事象運転時レベル 1	(炉心損傷頻度	5.5 × 10 <sup>-5</sup> /炉年)
➤ 内部事象運転時レベル 1. 5	(格納容器破損頻度	5.5 × 10 <sup>-5</sup> /炉年)
➤ 地震レベル 1	(炉心損傷頻度	1.8 × 10 <sup>-5</sup> /炉年)
➤ 津波レベル 1	(炉心損傷頻度	4.5 × 10 <sup>-6</sup> /炉年)
➤ 内部事象停止時レベル 1	(炉心損傷頻度	9.8 × 10 <sup>-7</sup> /定期検査)

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」で指定される事故シーケンスグループ、格納容器破損モード以外のものは抽出されず

- ◆ 抽出した事故シーケンスグループ及び格納容器破損モードから、評価する事故シーケンスを選定し、重大事故等対策の有効性評価を実施（以下の項目を参照）
- ◆ 本評価において、1, 3号炉は停止中（炉心燃料は全数取出し状態）を想定

## < 有効性評価の内容 >

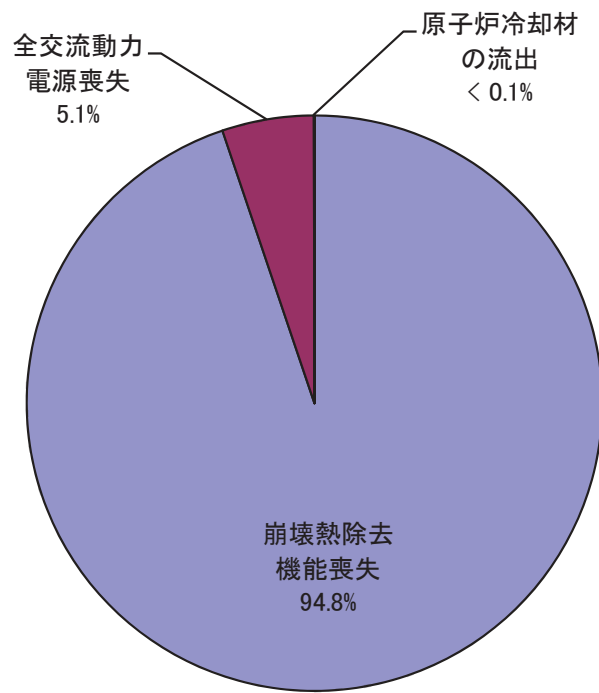
- 炉心損傷防止対策の有効性評価
- 格納容器破損防止対策の有効性評価
- 燃料プールにおける燃料損傷防止対策の有効性評価
- 運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価

評価項目を満足することを確認

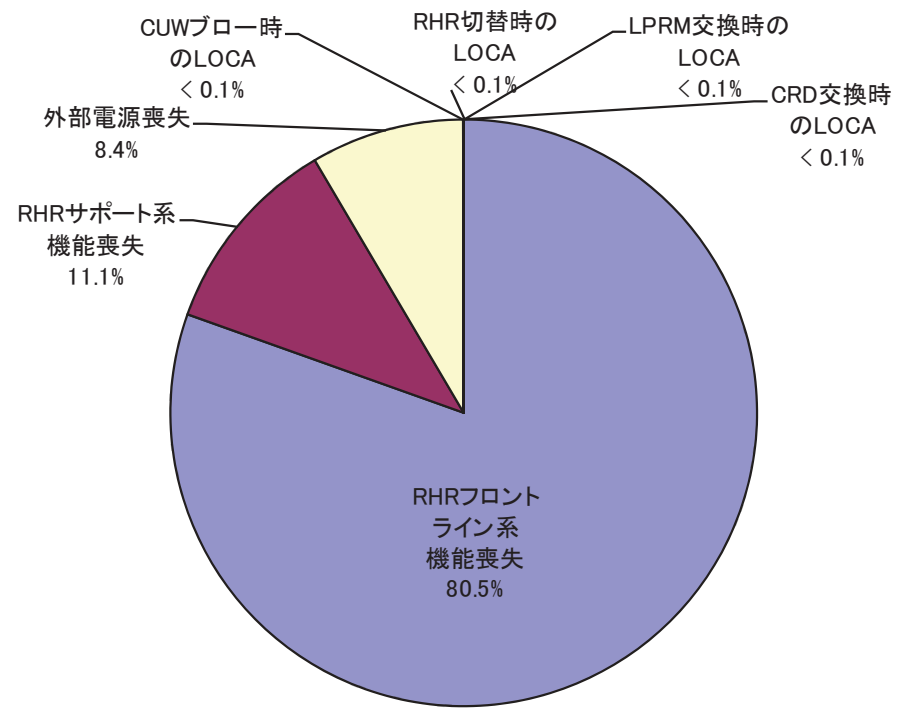
## 2. 炉心損傷頻度評価結果の概要

- PRAの結果から得られるプラントの特徴(重大事故等対策未考慮)  
炉心損傷頻度は, 崩壊熱除去機能喪失の割合が大きい  
⇒残留熱除去系機能喪失時のMUWCの操作失敗により炉心損傷に至るリスクが相対的に大きい

**CDF :  $9.8 \times 10^{-7}$  [ / 定検 ]**

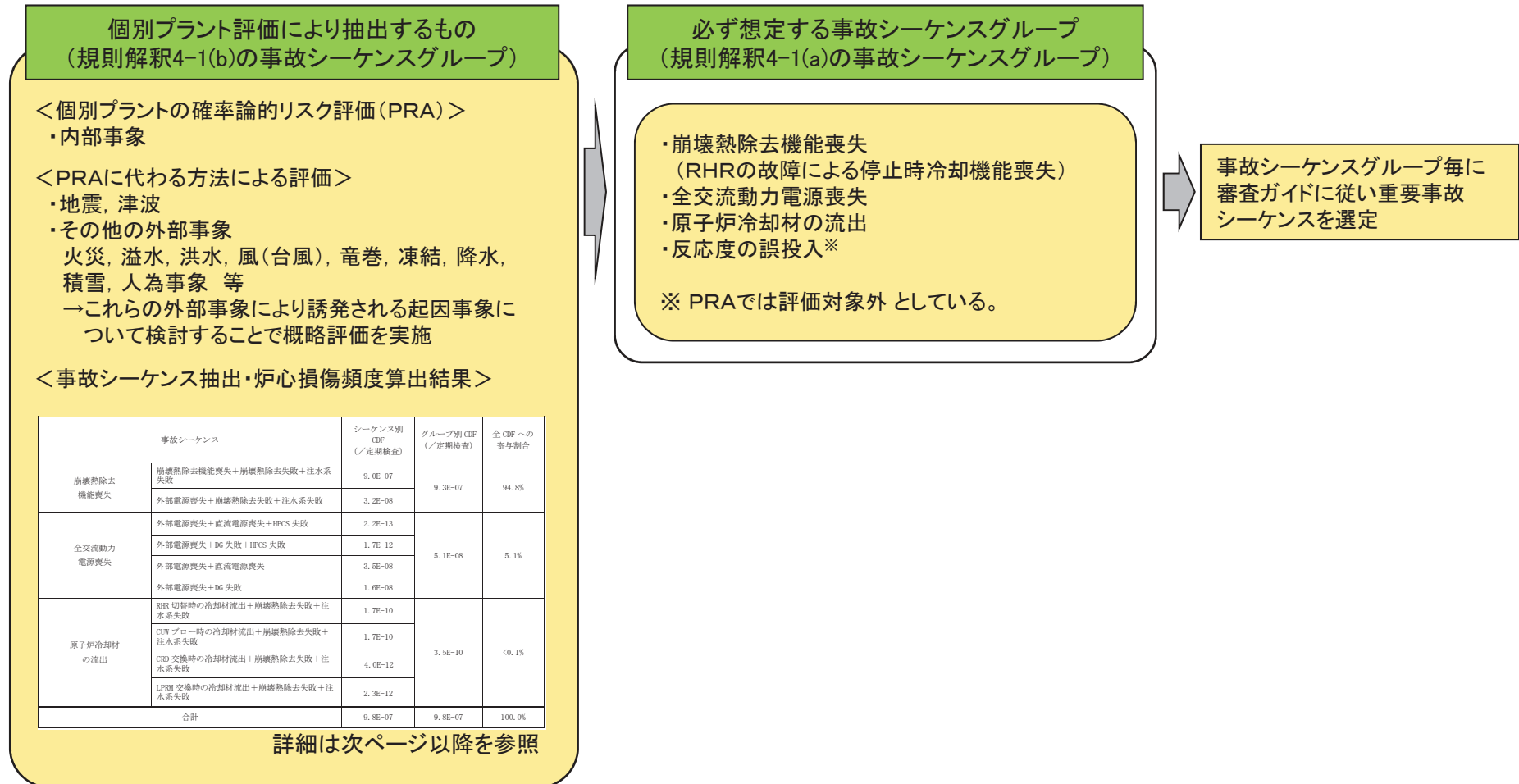


**事故シーケンスグループ別**



**起回事象別**

### 3. 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス選定の全体プロセス



## 4. 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		シーケンス別 CDF (/定期検査)	グループ別 CDF (/定期検査)	全CDF への 寄与割合	運転停止中 事故シーケンスグル ープ	備考
1	崩壊熱除去機能喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗	$9.0 \times 10^{-7}$	$9.3 \times 10^{-7}$	94.8%	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+崩壊熱除去・炉心冷却失敗	$3.2 \times 10^{-8}$				
2	外部電源喪失+直流電源喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗	$2.2 \times 10^{-13}$	$5.1 \times 10^{-8}$	5.1%	全交流動力 電源喪失	
	外部電源喪失+交流電源喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗	$1.7 \times 10^{-12}$				
	外部電源喪失+直流電源喪失	$3.5 \times 10^{-8}$				
	外部電源喪失+交流電源喪失	$1.6 \times 10^{-8}$				
3	原子炉冷却材の流出(RHR 切替時の冷却材流出)+崩壊熱除去・炉心冷却失敗	$1.7 \times 10^{-10}$ ( $1.7 \times 10^{-10}$ /回)	$3.5 \times 10^{-10}$	<0.1%	原子炉冷却材 の流出	
	原子炉冷却材の流出(CUW ブロー時の冷却材流出)+崩壊熱除去・炉心冷却失敗	$1.7 \times 10^{-10}$ ( $5.7 \times 10^{-11}$ /回)				
	原子炉冷却材の流出(CRD 交換時の冷却材流出)+崩壊熱除去・炉心冷却失敗	$4.0 \times 10^{-12}$ ( $4.0 \times 10^{-12}$ /回)				
	原子炉冷却材の流出(LPRM 交換時の冷却材流出)+崩壊熱除去・炉心冷却失敗	$2.3 \times 10^{-12}$ ( $2.3 \times 10^{-12}$ /回)				
合計		$9.8 \times 10^{-7}$	$9.8 \times 10^{-7}$	100.0%	—	

## 5. 重要事故シーケンスの選定結果(1/3)

### 【基本的考え方】

同じ事故シーケンスグループに複数のシーケンスが含まれる場合には、事象進展が早いものなど、より厳しいシーケンスを重要事故シーケンスとして選定する。

### 【着眼点】

#### a. 余裕時間

崩壊熱，余裕時間，必要な注水量の観点で影響度を分類

#### b. 設備容量

炉心損傷防止対策に必要なとなる設備容量の観点で影響度を分類

#### c. 代表シーケンス

炉心損傷頻度を比較し，大きさとシーケンスグループ内における割合に応じて分類

重要事故シーケンスの選定について (1/3)

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)	重大事故等対処設備等 (下線は有効性を確認する主な対策)		重要事故シーケンスの選定の考え方 (審査ガイドの着眼点に対応)			選定した重要事故シーケンスと選定理由
		燃料損傷防止に必要な機能	対策設備	a	b	c	
崩壊熱除去機能喪失	◎ ①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 <sup>※1</sup>	— <sup>※1</sup>	中	中	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，①の事故シーケンスが最も「高」と「中」が多いことから， <b>①「崩壊熱除去機能喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗」</b> を重要事故シーケンスとして選定した。</p> <p>【重要性が高く評価されている事故シーケンスの扱い】 ・②「外部電源喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗」については，対応する時間余裕については，①の事故シーケンスと同等である。外部電源喪失を起因とするシーケンスについては，事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において評価する。</p>
		原子炉への注水機能	・ 待機中RHR(LPCIモード) ・ 低圧代替注水系(常設)				
	◎ ②外部電源喪失 + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗	原子炉への注水に必要な交流電源の復旧	・ 常設代替交流電源設備	中	中	低	
		崩壊熱除去機能 <sup>※1</sup>	— <sup>※1</sup>				
		原子炉への注水機能	・ 待機中RHR(LPCIモード) ・ 低圧代替注水系(常設)				
		原子炉への注水に必要な交流電源の復旧	・ 常設代替交流電源設備				

※1 停止時において崩壊熱除去機能が喪失した場合であっても，原子炉注水を実施する事で燃料損傷を防止できる。  
(原子炉建屋(原子炉開放時)や格納容器(原子炉未開放時)へ崩壊熱を逃がすことで燃料損傷を防止し，その後長期的な安定状態の確保の為に残留熱除去系等を復旧する)

(次ページに続く)

# 5. 重要事故シーケンスの選定結果(2/3)

## 重要事故シーケンスの選定について (2/3)

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)	重大事故等対処設備等 (下線は有効性を確認する主な対策)		重要事故シーケンスの選定の考え方(審査ガイドの着眼点に対応)			選定した重要事故シーケンスと選定理由
		燃料損傷防止に必要な機能	対策設備	a	b	c	
全交流動力 電源喪失	①外部電源喪失 + 直流電源喪失 + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗	原子炉への注水, 崩壊熱除去に必要な交流電源の復旧	・常設代替交流電源設備	中	中	低	<p>&lt;a, bの観点&gt; 崩壊熱の高いPOS-Sを含む可能性のある事故シーケンスについては, 最大で約20.8MWtの崩壊熱を除去する必要があり, 余裕時間や必要な注水量の観点で比較的厳しくなると考えられることから, 「中」と設定した。また, 崩壊熱除去・炉心冷却失敗を含まないシーケンスはPOS-Sを含まず, 崩壊熱量は最大でもPOS-A2の約9.9MWtとPOS-Sの約半分であるため「低」とした。</p> <p>&lt;cの観点&gt; 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。</p> <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, ①と②の事故シーケンスがともに「中」の数が同じであるが, cの観点から相対的に②の方が①より頻度が高いことから, ◎「外部電源喪失+交流電源喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗」を重要事故シーケンスとして選定した。</p> <p>【重要性が高く評価されている事故シーケンスの扱い】 ・①③については, 選定したシーケンスにおいて直流電源復旧操作の有効性を確認することで重要事故シーケンスに包絡されると考えられる。</p>
		原子炉への注水, 崩壊熱除去に必要な直流電源の復旧(D/G起動等の為)	・可搬型代替直流電源設備				
		崩壊熱除去機能 <sup>※1</sup>	・原子炉補機代替冷却水系				
		原子炉への注水機能	・低圧代替注水系(常設) ・大容量送水ポンプ(タイプI)				
	◎ ②外部電源喪失 + 交流電源喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗	原子炉への注水に必要な交流電源の復旧	・常設代替交流電源設備	中	中	低	
		崩壊熱除去機能 <sup>※1</sup>	・原子炉補機代替冷却水系				
		原子炉への注水機能	・低圧代替注水系(常設) ・大容量送水ポンプ(タイプI)				
		原子炉への注水, 崩壊熱除去に必要な交流電源の復旧	・常設代替交流電源設備				
	③外部電源喪失 + 直流電源喪失	原子炉への注水, 崩壊熱除去に必要な交流電源の復旧	・常設代替交流電源設備	低	低	高	
		原子炉への注水, 崩壊熱除去に必要な直流電源の復旧(D/G起動等の為)	・可搬型代替直流電源設備				
		崩壊熱除去機能 <sup>※1</sup>	・原子炉補機代替冷却水系				
		原子炉への注水機能	・低圧代替注水系(常設) ・大容量送水ポンプ(タイプI)				
④外部電源喪失 + 交流電源喪失	原子炉への注水, 崩壊熱除去に必要な交流電源の復旧	・常設代替交流電源設備	低	低	中		
	崩壊熱除去機能 <sup>※1</sup>	・原子炉補機代替冷却水系					
	原子炉への注水機能	・低圧代替注水系(常設) ・大容量送水ポンプ(タイプI)					

※1 停止時において崩壊熱除去機能が喪失した場合であっても, 原子炉注水を実施する事で燃料損傷を防止できる。  
(原子炉建屋(原子炉開放時)や格納容器(原子炉未開放時)へ崩壊熱を逃がすことで燃料損傷を防止し, その後長期的な安定状態の確保の為に残留熱除去系等を復旧する)

(次ページに続く)



# 5. 重要事故シーケンスの選定結果(3/3)

重要事故シーケンスの選定について (3/3)

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)	重大事故等対処設備等 (下線は有効性を確認する主な対策)		重要事故シーケンスの選定の考え方 (審査ガイドの着眼点に対応)			選定した重要事故シーケンスと選定理由
		燃料損傷防止に必要な機能	対策設備	a	b	c	
原子炉冷却材の流出	◎ ①原子炉冷却材の流出(RHR切替時の冷却材流出) +崩壊熱除去・炉心冷却失敗	原子炉への注水機能	・待機中RHR(低圧注水モード)	中	低	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, ①の事故シーケンスが最も「高」が多いことから, <b>①「原子炉冷却材の流出(RHR切替時の冷却材流出)+崩壊熱除去・炉心冷却失敗」</b>を重要事故シーケンスとして選定した。</p> <p>【重要性が高く評価されている事故シーケンスの扱い】 ・②「原子炉冷却材の流出(CUWブロー時の冷却材流出)+崩壊熱除去・炉心冷却失敗」については, CDFが比較的大きいものの, 冷却材流出発生時には, ブロー水の排水先のRW設備の運転員による異常の認知にも期待でき, 認知は容易であると考えられるため, 選定から除外した。 ・③「原子炉冷却材の流出(CRD交換時の冷却材流出)+崩壊熱除去・炉心冷却失敗」については, 必要な設備容量が大きいものの, 運転操作に伴う冷却材流出事象と異なり, 作業・操作場所と流出発生個所が同一であるため認知は容易であると考えられるため, 選定から除外した。</p>
	②原子炉冷却材の流出(CUWブロー時の冷却材流出) +崩壊熱除去・炉心冷却失敗			中	低	中	
	③原子炉冷却材の流出(CRD交換時の冷却材流出) +崩壊熱除去・炉心冷却失敗			中	中	低	
	④原子炉冷却材の流出(LPRM交換時の冷却材流出) +崩壊熱除去・炉心冷却失敗			中	低	低	
反応度の誤投入	◎ ①制御棒の誤引き抜き	原子炉停止機能	・起動領域モニタの原子炉周期短信号によるスクラム	—	—	—	<p>①「<b>制御棒の誤引き抜き</b>」を重要事故シーケンスとして選定</p> <p>代表性的観点から, 停止余裕検査や停止時冷温臨界試験などの制御棒が2本以上引き抜ける試験時に, 制御棒1本が全引き抜きされている状態から, 他の1本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ, 異常な反応度の投入を認知できずに燃料の損傷に至る事象を想定した。</p>

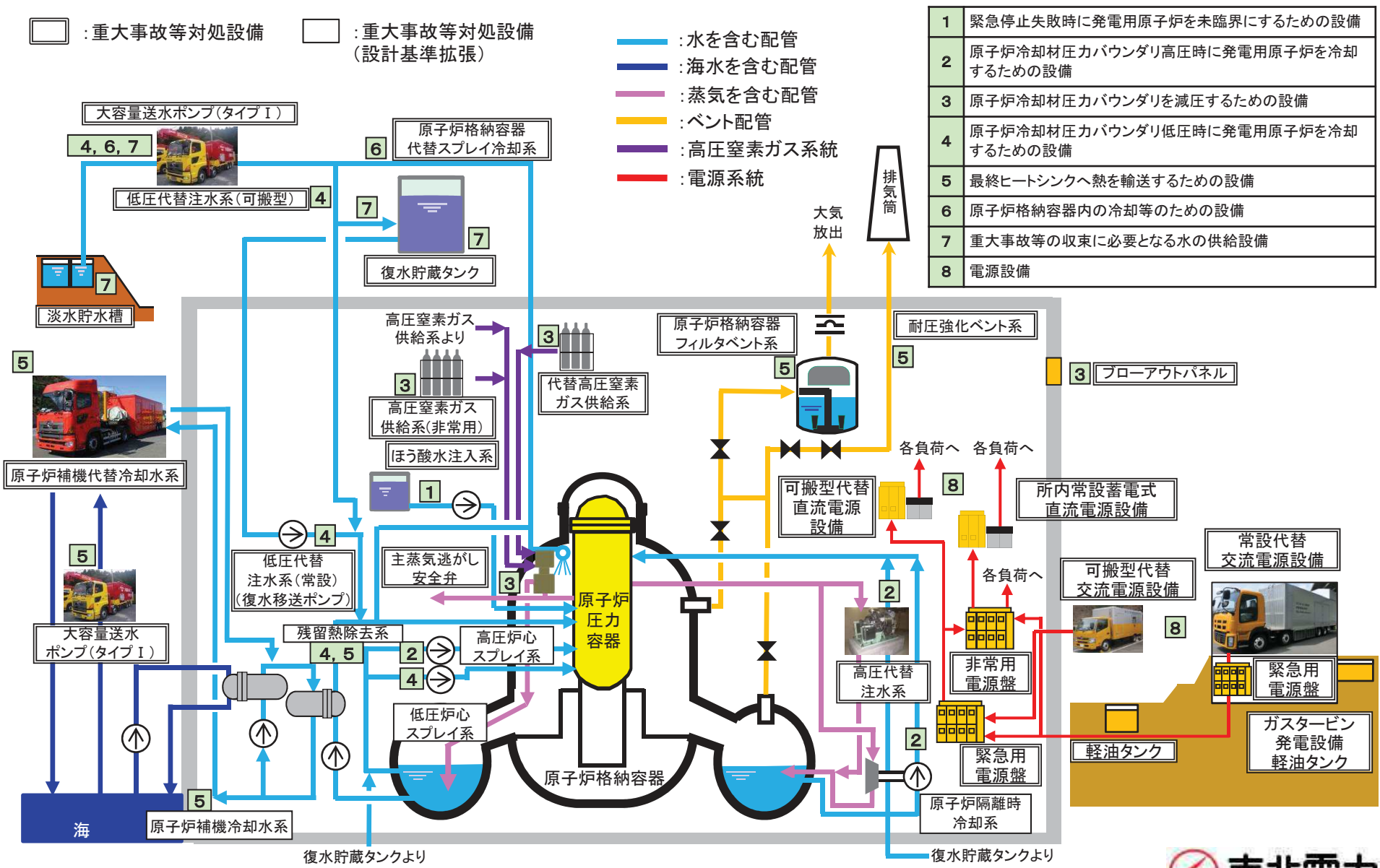
## 6. 重要事故シーケンス及び主な重大事故等対処設備について

重要事故シーケンス， 主な重大事故等対処設備等及び使用計算コード

事故シーケンスグループ	重要事故シーケンス	重大事故等対処設備等	評価結果の概要	使用計算コード
崩壊熱除去機能喪失	崩壊熱除去機能喪失＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗	・待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）	<ul style="list-style-type: none"> <li>・水位低下が厳しい「全交流動力電源喪失」においても，燃料有効長頂部の約4.2m上まで低下することとどまり，燃料は露出することなく，放射線の遮蔽の維持は確保される。</li> </ul>	-
全交流動力電源喪失	外部電源喪失＋交流電源喪失＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗	<ul style="list-style-type: none"> <li>・低圧代替注水系（常設）</li> <li>・原子炉補機代替冷却水系</li> <li>・常設代替交流電源設備</li> </ul>		-
原子炉冷却材の流出	原子炉冷却材の流出（RHR切替時の冷却材流出）＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗	・待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）		-
反応度の誤投入	制御棒の誤引き抜き	-	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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であり，スクラム後は未臨界が確保される。</li> <li>・燃料は露出することなく冷却可能</li> </ul>	APEX SCAT

1.2.4 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  
1.4 有効性評価に使用する計算プログラム

# 参考1 女川2号炉の炉心損傷防止対策における対策設備の概要



## 参考2 有効性評価における事故シーケンスグループと主要な事故対策の関係

有効性評価においては、下記に示す対策設備についてその有効性を確認しており、事象進展の緩和、環境への影響低減に努めている。

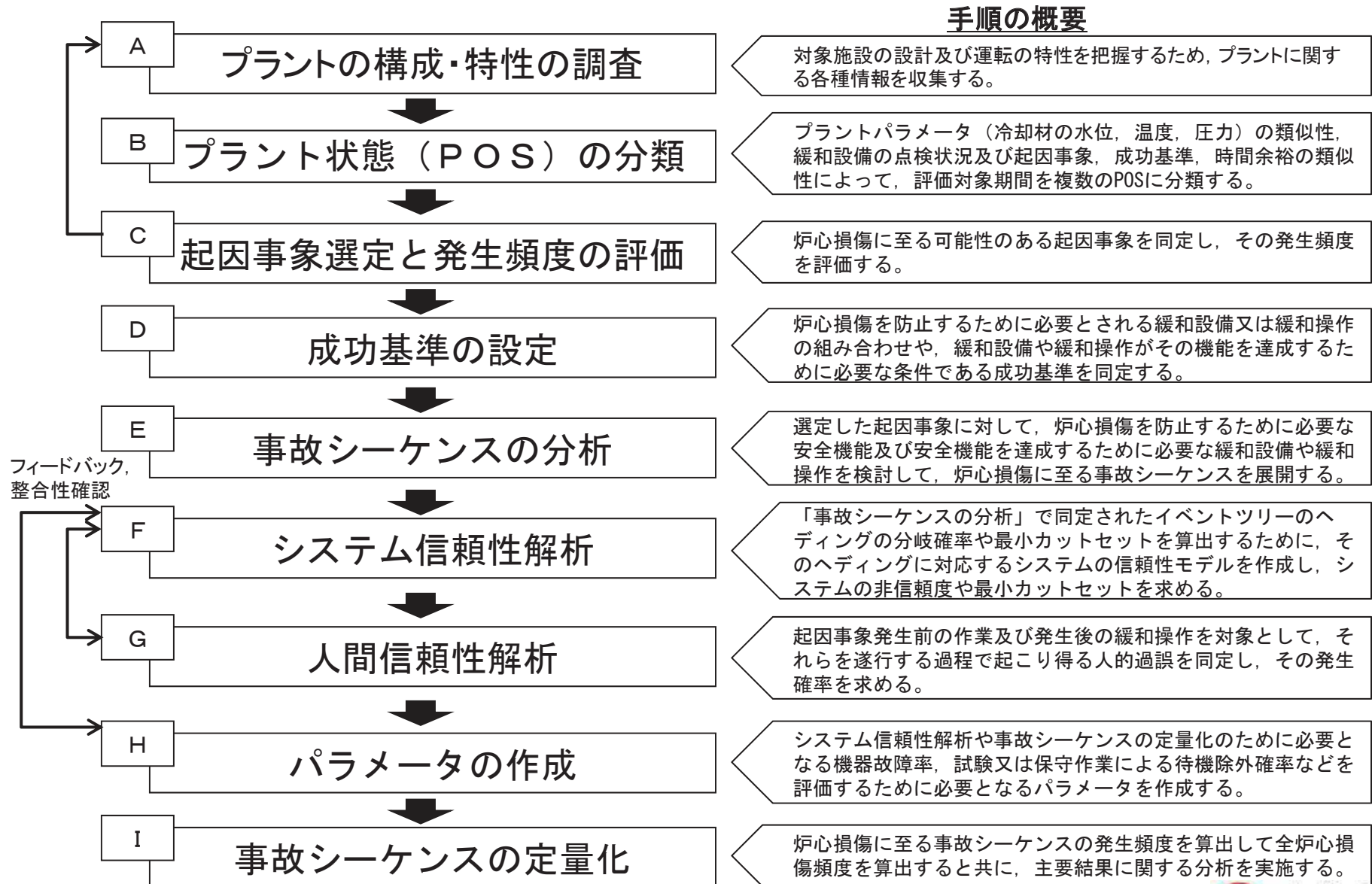
機能	系統・設備	運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価における事故シーケンスグループ			
		崩壊熱除去機能喪失	全交流動力電源喪失	原子炉冷却材の流出	反応度の誤投入※
原子炉注水	残留熱除去系(低圧注水モード)	◎		◎	
	低圧代替注水系(常設)		◎		
原子炉減圧	手動減圧	○	○		
格納容器除熱	残留熱除去系(原子炉補機冷却水系)	○			
	残留熱除去系(原子炉補機代替冷却水系)		◎		
交流動力電源	外部電源				○
	非常用ディーゼル発電機	○		○	
	常設代替交流電源設備	○	◎	○	

◎：事故シーケンスグループの特徴から燃料損傷防止対策として必要とされる対策設備， ○：事故シーケンスにおいて動作している設備，  
 ※：本シーケンスに対しては、「起動領域モニタの原子炉周期短信号によるスクラム機能」の有効性を確認している。

## 参考3 内部事象停止時レベル1 PRA

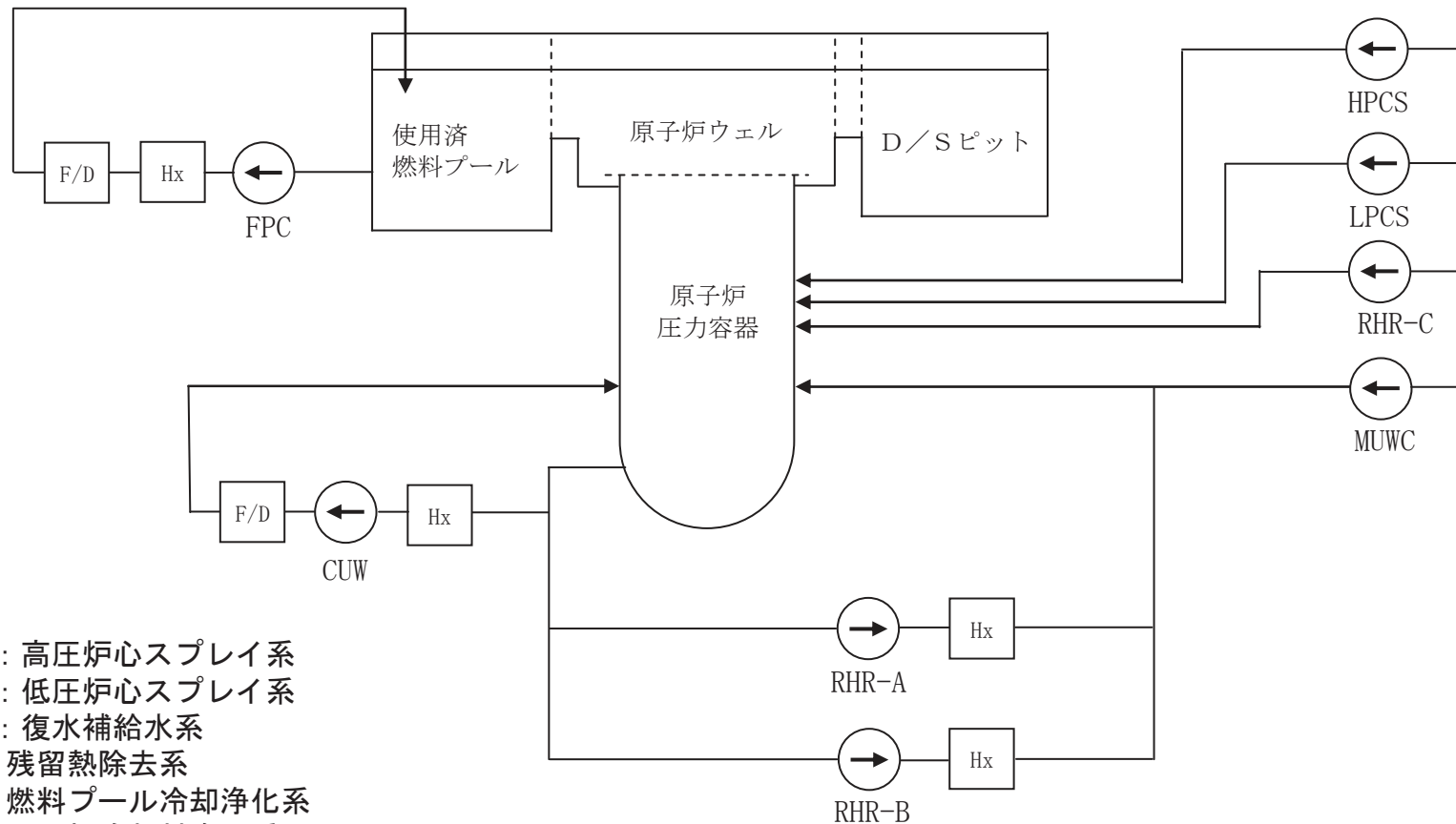
---

# 1. 内部事象停止時レベル1PRAの手順



## 2. プラントの構成・特性

### ■ 女川2号炉における主要設備

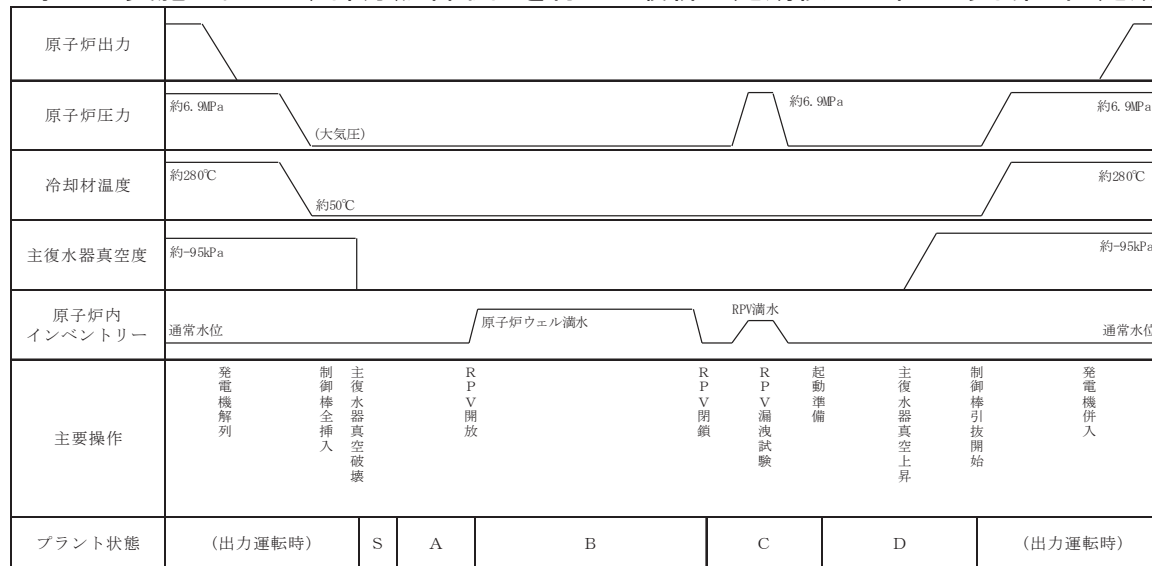


HPCS : 高圧炉心スプレイ系  
 LPCS : 低圧炉心スプレイ系  
 MUWC : 復水補給水系  
 RHR : 残留熱除去系  
 FPC : 燃料プール冷却浄化系  
 CUW : 原子炉冷却材浄化系  
 Hx : 熱交換器  
 F/D : ろ過脱塩装置

### 3. プラント状態(POS)の分類(1/2)

#### ■ 代表定期検査工程

➤ 停止時PRA実施において、部分燃料取出を行った最新の定期検査工程である第4回定期検査を代表工程として分析した。



• プラント状態について、原子炉冷却材のインベントリー(水位)、温度、圧力などのプラントパラメータの類似性、保守点検状況などに応じた緩和設備の使用可能性、起因事象、成功基準、時間余裕に関する類似性の観点から、分類を行った。

プラント状態	内容	期間(日)
事象区分S	原子炉冷温停止への移行状態	1
事象区分A1	PCV/RPV開放への移行状態1(HPCS, LPCI-C, LPCS, MUWC-A/B/C, DG-A/B/H)	2
事象区分A2	PCV/RPV開放への移行状態2(LPCS, MUWC-A/B/C, DG-A)	2
事象区分B1	原子炉ウェル満水状態1(MUWC-A/B/C, DG-A)	16
事象区分B2	原子炉ウェル満水状態2(MUWC-B/C, DG-B)	5
事象区分C1	PCV/RPV閉鎖への移行状態1(MUWC-C, DG-B)	13
事象区分C2	PCV/RPV閉鎖への移行状態2(HPCS, LPCI-C, LPCS, MUWC-A/B/C, DG-A/B)	2
事象区分D	起動準備状態	6

注) 保守点検に伴う使用可能な設備の組合せにより、事象区分AをA1, A2, 事象区分BをB1, B2, 事象区分CをC1, C2に分類

確率論的リスク評価3.1.2 停止時PRA 第3.1.2.a-5図  
確率論的リスク評価3.1.2 停止時PRA 3.1.2.a.



### 3. プラント状態(POS)の分類(2/2)

#### ■ 停止時のプラント状態の推移

- ▶以下に、プラント定期検査時の安全設備等の待機状態を示す。
- ▶事象区分BおよびCの期間は、他の期間と比べ、保守点検をしている場合が多いため、使用可能な緩和系が少ない。

累積日数	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30	31	32	33	34	35	36	37	38	39	40	41	42	43	44	45	46	47
POSの分類	S	A1	A2	B1																B2					C1										C2		D										
日数	1	2	2	16																5					13										2		6										
定期検査主要工程	原子炉開放			燃料移動	LPRM取替	CRD点検						燃料装荷						炉心確認、CRDベント機能試験					原子炉復旧					RPV漏洩試験	PCV復旧					PCV漏洩試験	起動前試験	系統構成											
代表水位	通常水位			原子炉ウエル満水																通常水位																											
崩壊熱除去	RHR-A	■																																													
	RHR-B	■																			■																										
補給水注水	RCIC																																														
	HPCS	■																																													
	LPCI-C	■																																													
	LPCS	■																																													
	MUWC(ポンプA)	■																																													
	MUWC(ポンプB)	■																■																													
	MUWC(ポンプC)	■																																													
サポート系	RCW/RSW-A	■																																													
	RCW/RSW-B	■																			■																										
	HPCW/HPSW	■																																													
	DG-A	■																																													
	DG-B	■																			■																										
	DG(HPCS)	■																																													

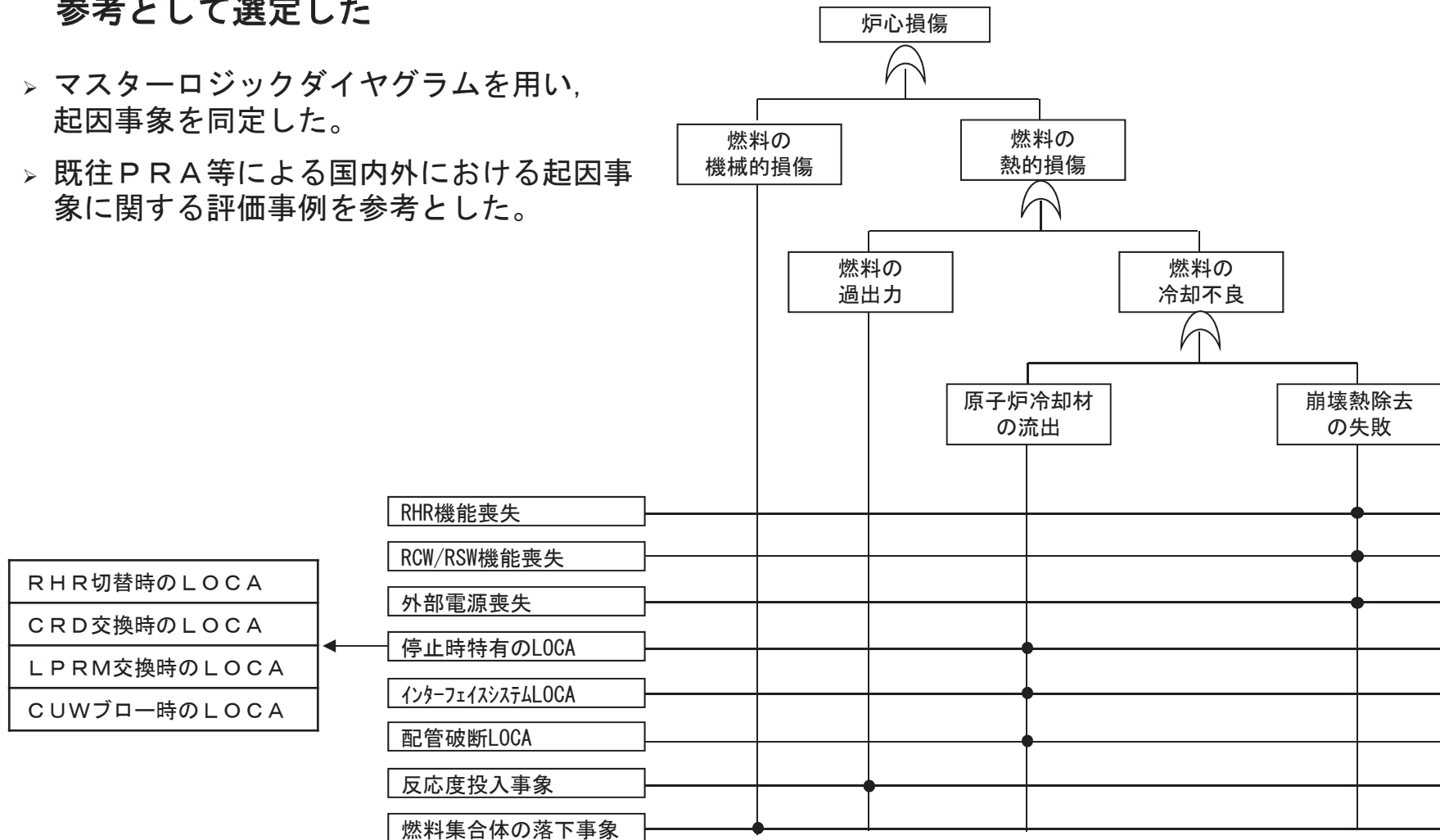
■ : 運転中    ■ : 待機状態

RHR: 残留熱除去系	LPCI: 低圧注水系	RCW/RSW: 原子炉補機冷却水系/海水系
RCIC: 原子炉隔離時冷却系	LPCS: 低圧炉心スプレイ系	HPCW/HPSW: 高圧炉心スプレイ補機冷却水系/海水系
HPCS: 高圧炉心スプレイ系	MUWC: 復水補給水系	DG: 非常用ディーゼル発電機

## 4. 起回事象選定と発生頻度の評価(1/2)

### ■ 起回事象の抽出にあたって、以下を参考として選定した

- マスターロジックダイアグラムを用い、起回事象を同定した。
- 既往PRA等による国内外における起回事象に関する評価事例を参考とした。



RHR切替時のLOCA
CRD交換時のLOCA
LPRM交換時のLOCA
CUWブロー時のLOCA

## 4. 起回事象選定と発生頻度の評価(2/2)

### ■ 起回事象及び発生頻度

起回事象	発生頻度	発生頻度の評価方法
RHRフロントライン系 機能喪失	$5.7 \times 10^{-5}$ / 日	国内BWR実績データ(平成21年3月末時点) (RHRサポート系の機能喪失事象は発生実績がないため総定期検査日数※に対し0.5回の発生を仮定)
RHRサポート系 機能喪失	$7.1 \times 10^{-6}$ / 日	
外部電源喪失	$2.6 \times 10^{-5}$ / 日	
RHR切替時のLOCA	$2.4 \times 10^{-4}$ / 回	ミニマムフロー弁の誤操作を人的過誤確率として評価し、起回事象発生頻度とする。
CRD交換時のLOCA	$5.5 \times 10^{-6}$ / 定期検査	CRD交換時の操作失敗の人的過誤確率、機器故障確率を考慮した簡単なイベントツリーを構築し、起回事象発生頻度を計算することとする。
LPRM交換時のLOCA	$3.3 \times 10^{-6}$ / 定期検査	LPRM交換時の操作失敗の人的過誤確率、機器故障確率を考慮した簡単なイベントツリーを構築し、起回事象発生頻度を計算することとする。
CUWブロー時のLOCA	$8.1 \times 10^{-5}$ / 回	操作対象となる手動弁の閉め忘れを人的過誤確率として評価し、起回事象発生頻度とする。

※ 総定期検査日数 …平成21年3月末までのBWR全32基の定期検査日数の合計値 70,822日

## 5. 成功基準の設定

### ■ 炉心損傷の定義

- 有効燃料長頂部が露出した状態とする。

成功基準一覧表

起因事象 \ POS	S	A1	A2	B1	B2	C1	C2	D
RHRフロントライン系機能喪失	RHR-B LPCS LPCI-C HPCS MUWC	RHR-B LPCS LPCI-C HPCS MUWC	LPCS MUWC	MUWC	MUWC	MUWC	RHR-A LPCS LPCI-C MUWC	RHR-A LPCS LPCI-C HPCS MUWC
RHRサポート系機能喪失	RHR-B LPCI-C HPCS MUWC	RHR-B LPCI-C HPCS MUWC	MUWC	MUWC	MUWC	MUWC	RHR-A LPCS MUWC	RHR-A LPCS HPCS MUWC
外部電源喪失	RHR-A RHR-B LPCS LPCI-C HPCS MUWC	RHR-A RHR-B LPCS LPCI-C HPCS MUWC	RHR-A LPCS MUWC	RHR-A MUWC	RHR-B MUWC	RHR-B MUWC	RHR-A RHR-B LPCS LPCI-C MUWC	RHR-A RHR-B LPCS LPCI-C HPCS MUWC
RHR切替時のLOCA					LPCI-A MUWC			
CRD交換時のLOCA				LPCI-A				
LPRM交換時のLOCA				LPCI-A MUWC				
CUWブロー時のLOCA						LPCI-B		LPCS LPCI-A LPCI-B LPCI-C HPCS

※ 網掛け部は該当起因事象発生可能性無し

## 6. 事故シーケンスの分析(1/2)

### ■ イベントツリー図

- 抽出した起因事象グループと成功基準に基づき、各々のイベントツリーを作成し、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

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

#### ■ 原子炉冷却材流出

原子炉冷却材の流出	崩壊熱除去・炉心冷却	事故シーケンスグループ
		炉心損傷なし
		原子炉冷却材の流出

#### ■ 外部電源喪失

外部電源喪失	直流電源 (区分Ⅰ, Ⅱ)	交流電源 (区分Ⅰ, Ⅱ)	崩壊熱除去・炉心冷却	事故シーケンスグループ
				炉心損傷なし
				崩壊熱除去機能喪失
				炉心損傷なし
				全交流動力電源喪失
				炉心損傷なし
				全交流動力電源喪失

## 6. 事故シーケンスの分析(2/2)

### ■ イベントツリーの最終状態

- イベントツリーによって抽出された炉心損傷事故シーケンスを炉心損傷防止機能の喪失状況、プラントの状態に与える影響によって下表のとおり分類する。

シーケンスの説明	シーケンスグループ
RHRフロントライン系・サポート系機能喪失後、崩壊熱除去と炉心注水の失敗によって炉心損傷に至る事故シーケンス	崩壊熱除去機能喪失
外部電源喪失時、非常用D/G等による交流電源の確保に成功した後、崩壊熱除去と炉心注水の失敗によって炉心損傷に至る事故シーケンス	
外部電源喪失時、非常用D/G等による交流電源の確保に失敗し、全交流動力電源喪失によって炉心損傷に至る事故シーケンス	全交流動力電源喪失
原子炉冷却材の流出後、炉心注水の失敗によって炉心損傷に至る事故シーケンス	原子炉冷却材の流出

## 7. システム信頼性解析(1/2)

### ■評価対象としたシステム

- フロントライン系とサポート系の境界を明確にした上で、サポート系も含めた評価対象範囲を設計図書に基づき明確化。
- システムが複数の系列から構成されている場合には、それぞれの系列についてモデル化。

評価対象システム一覧

フロントライン系	
炉心冷却機能	RHR(A, B)
炉心注水機能	HPCS, LPCS, LPCI(A, B, C), MUWC
サポート系	
補機冷却水系, 海水系	RCW(A, B), RSW(A, B), HPCW, HPSW
電源系	交流電源(区分A, B, C, D, H), 直流電源(区分A, B, H)

## 7. システム信頼性解析(2/2)

### ■ 起因事象毎のシステム信頼性評価結果

#### 代表的な F T の非信頼度

起因事象	システム系統	非信頼度
<ul style="list-style-type: none"> <li>・RHRフロント系機能喪失</li> <li>・RHRサポート系機能喪失</li> <li>・LOCA</li> </ul>	残留熱除去系(RHR-A)※	$4.6 \times 10^{-3}$
	残留熱除去系(RHR-B)※	$4.6 \times 10^{-3}$
	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	$1.8 \times 10^{-3}$
	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	$1.2 \times 10^{-3}$
	低圧注水系(LPCI-A)	$1.4 \times 10^{-3}$
	低圧注水系(LPCI-B)	$1.4 \times 10^{-3}$
	低圧注水系(LPCI-C)	$1.4 \times 10^{-3}$
	補給水系(MUWC)	$3.5 \times 10^{-4}$
<ul style="list-style-type: none"> <li>・外部電源喪失</li> </ul>	残留熱除去系(RHR-A)	$3.8 \times 10^{-4}$
	残留熱除去系(RHR-B)	$3.8 \times 10^{-4}$
	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	$5.7 \times 10^{-3}$
	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	$1.2 \times 10^{-3}$
	低圧注水系(LPCI-A)	保守的に期待しない
	低圧注水系(LPCI-B)	保守的に期待しない
	低圧注水系(LPCI-C)	$1.3 \times 10^{-3}$
	補給水系(MUWC)	$3.7 \times 10^{-4}$

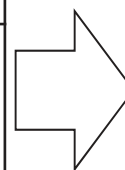
※LOCA時には期待しない



## 8. 人間信頼性解析

### ■ 人的過誤の評価結果

起因事象 発生前/ 起因事象 発生後	説明	平均値
起因事象 発生前	手動弁の開け忘れ・閉め忘れ	$4.0 \times 10^{-4}$
起因事象 発生後	除熱の必要性に対する診断失敗	右表参照
	注水の必要性に対する診断失敗	
	LOCA時の診断失敗	$7.1 \times 10^{-7}$
	LOCA時の隔離失敗	$8.3 \times 10^{-6}$
	除熱系の手動起動失敗	$5.3 \times 10^{-5}$
	注水系の手動起動失敗	$3.5 \times 10^{-4}$



POS	除熱の必要性に 対する診断の 失敗確率	注水の必要性に 対する診断の 失敗確率
	平均値	平均値
POS-S	$2.7 \times 10^{-3}$	$5.1 \times 10^{-5}$
POS-A1	$8.5 \times 10^{-4}$	$3.8 \times 10^{-5}$
POS-A2	$8.5 \times 10^{-4}$	$2.8 \times 10^{-5}$
POS-B1	$2.7 \times 10^{-4}$	$1.4 \times 10^{-5}$
POS-B2	$1.8 \times 10^{-4}$	$1.4 \times 10^{-5}$
POS-C1	$2.4 \times 10^{-4}$	$1.4 \times 10^{-5}$
POS-C2	$2.1 \times 10^{-4}$	$1.4 \times 10^{-5}$
POS-D	$2.1 \times 10^{-4}$	$1.4 \times 10^{-5}$

## 9. 事故シーケンスの定量化(1/6)

### ■全炉心損傷頻度及び主要な事故シーケンス

- 全炉心損傷頻度： $9.8 \times 10^{-7}$  [/定期検査]
- 主要な事故シーケンス：崩壊熱除去機能喪失のシーケンス

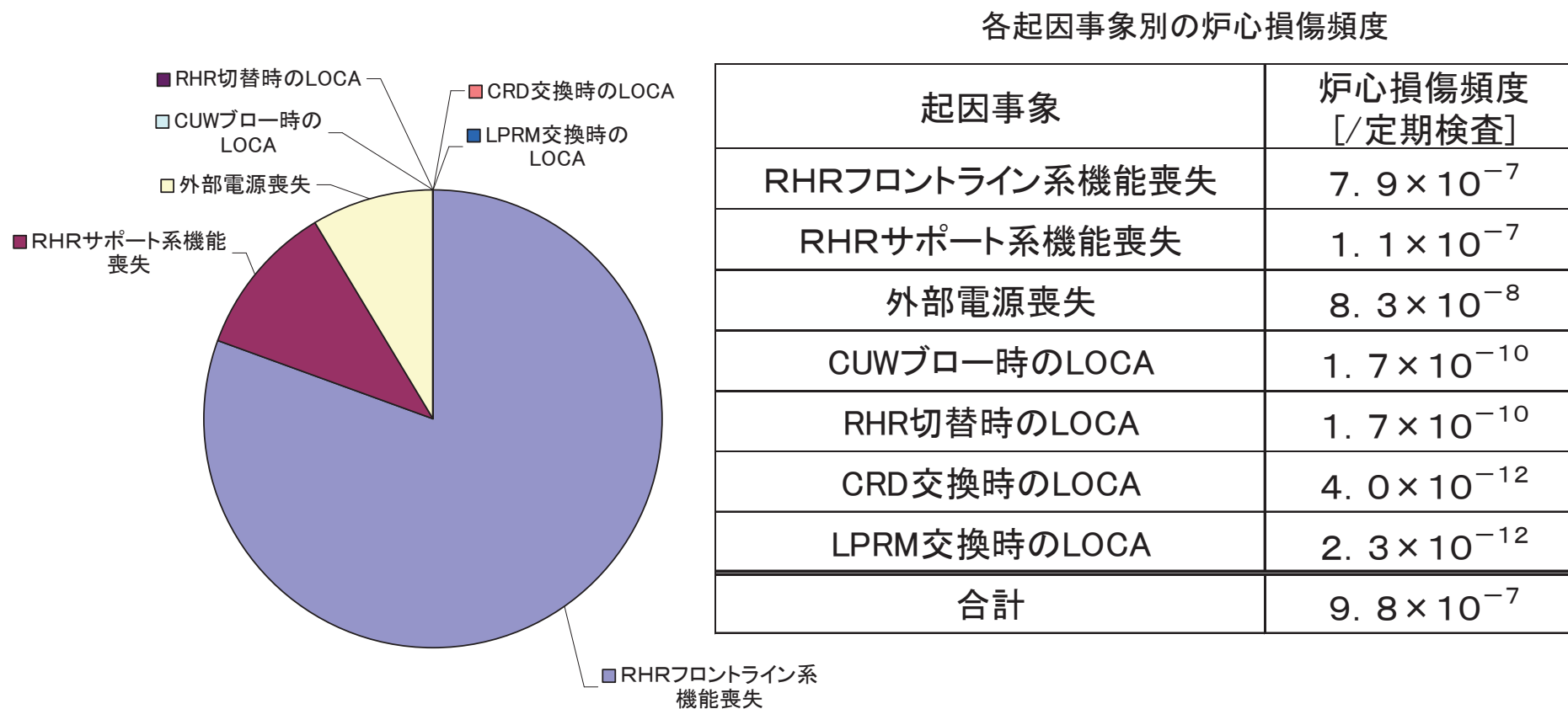
#### 全炉心損傷頻度に対する寄与割合の高いシーケンス

起回事象	POS	事故シーケンスの概要	炉心損傷頻度 [/定期検査]
RHRフロントライン系 機能喪失	POS-B1	RHRフロントライン系が機能喪失した後、 崩壊熱除去・炉心冷却に失敗	$3.3 \times 10^{-7}$
RHRフロントライン系 機能喪失	POS-C1	RHRフロントライン系が機能喪失した後、 崩壊熱除去・炉心冷却に失敗	$2.9 \times 10^{-7}$
RHRフロントライン系 機能喪失	POS-B2	RHRフロントライン系が機能喪失した後、 崩壊熱除去・炉心冷却に失敗	$1.0 \times 10^{-7}$
RHRサポート系 機能喪失	POS-B1	RHRサポート系が機能喪失した後、 崩壊熱除去・炉心冷却に失敗	$4.3 \times 10^{-8}$
RHRサポート系 機能喪失	POS-C1	RHRサポート系が機能喪失した後、 崩壊熱除去・炉心冷却に失敗	$3.8 \times 10^{-8}$

## 9. 事故シーケンスの定量化(2/6)

### ■ 起因事象別の炉心損傷頻度

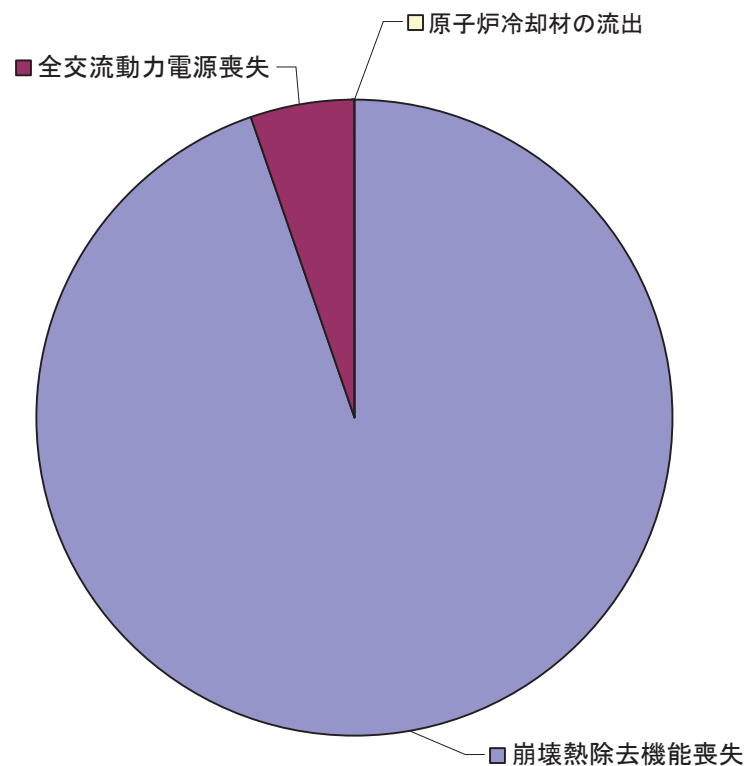
- RHR機能喪失(フロントライン系及びサポート系)時の炉心損傷が90%以上を占める。



## 9. 事故シーケンスの定量化(3/6)

### ■事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度

➤ 崩壊熱除去機能喪失による炉心損傷が支配的である。



事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度

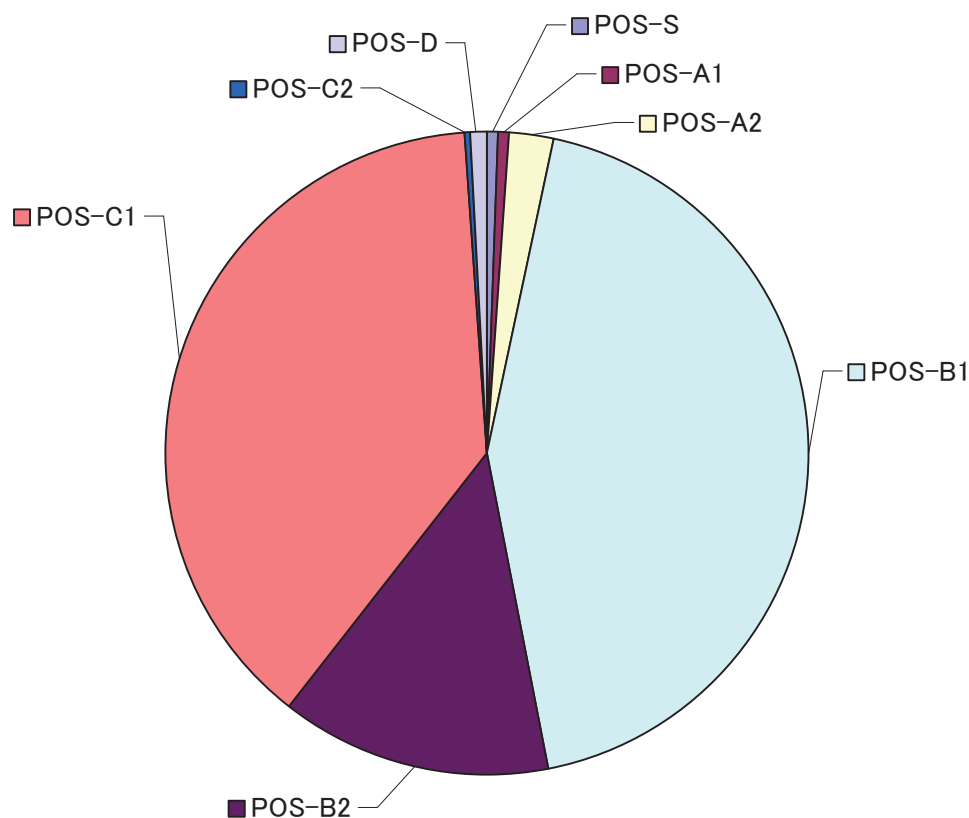
事故シーケンスグループ	炉心損傷頻度 [/定期検査]
崩壊熱除去機能喪失	$9.3 \times 10^{-7}$
全交流動力電源喪失	$5.1 \times 10^{-8}$
原子炉冷却材の流出	$3.5 \times 10^{-10}$
合計	$9.8 \times 10^{-7}$

事故シーケンスグループ	主要な事故シーケンス	主要なカットセット
崩壊熱除去機能喪失	RHRフロントライン系機能喪失 + 注水失敗	RHRフロントライン系機能喪失 + MUWC操作失敗

## 9. 事故シーケンスの定量化(4/6)

### ■ POS別の炉心損傷頻度

- 待機除外となる系統が多く緩和系の少ないPOS (B1, B2, C1)が95%以上を占めている。



各POS別の炉心損傷頻度

POS	炉心損傷頻度 [/定期検査]
POS-S	$4.7 \times 10^{-9}$
POS-A1	$6.9 \times 10^{-9}$
POS-A2	$2.2 \times 10^{-8}$
POS-B1	$4.3 \times 10^{-7}$
POS-B2	$1.3 \times 10^{-7}$
POS-C1	$3.8 \times 10^{-7}$
POS-C2	$2.5 \times 10^{-9}$
POS-D	$7.4 \times 10^{-9}$
合計	$9.8 \times 10^{-7}$

## 9. 事故シーケンスの定量化(5/6)

### ■重要度解析(FV重要度)

- 炉心損傷頻度に対する各基事象のFussell-Vesely (FV) 重要度を評価

順位	基事象(機器名-故障モード)	FV重要度
1	MUWC操作失敗	$7.8 \times 10^{-1}$
2	MUWCポンプC継続運転失敗	$2.1 \times 10^{-2}$
3	除熱の必要性に対する診断失敗(POS-B1)	$2.0 \times 10^{-2}$
4	注水の必要性に対する診断失敗 (除熱の診断失敗時の条件付き確率, POS-B1)	$2.0 \times 10^{-2}$
5	除熱の必要性に対する診断失敗(POS-C1)	$1.6 \times 10^{-2}$
6	注水の必要性に対する診断失敗 (除熱の診断失敗時の条件付き確率, POS-C1)	$1.6 \times 10^{-2}$
7	注水の必要性に対する診断失敗(POS-B1)	$1.4 \times 10^{-2}$
8	注水の必要性に対する診断失敗(POS-C1)	$1.1 \times 10^{-2}$
9	パワーセンタ動力変圧器D機能喪失	$1.0 \times 10^{-2}$
10	パワーセンタ動力変圧器C機能喪失	$1.0 \times 10^{-2}$

#### ○評価結果

「MUWC操作失敗」が最も高い値となった。これはPOS-B1・B2・C1において、崩壊熱除去機能喪失時の緩和設備がMUWCのみであるため「MUWC操作失敗」の寄与割合が高くなった。

#### FV重要度

炉心損傷を仮定したときに当該事象の発生が寄与している割合を示す指標。特定の機器の故障や人的過誤の発生確率を0とした時にリスクがどれだけ低減されるかを示す指標である。

$$FV = \frac{F_A(CD)}{F(CD)}$$

$F_A(CD)$  : 事象Aの発生が寄与して発生する炉心損傷頻度

$F(CD)$  : 炉心損傷頻度

## 9. 事故シーケンスの定量化(6/6)

### ■重要度解析 (RAW)

- 炉心損傷頻度に対する各基事象のリスク増加価値 (Risk Achievement Worth (RAW)) を評価

順位	基事象(機器名-故障モード)	RAW
1	MUWC操作失敗	2. 2 × 10 <sup>3</sup>
1	MUWCポンプ継続運転共通要因故障	2. 2 × 10 <sup>3</sup>
3	パワーセンタ動力変圧器D機能喪失	1. 6 × 10 <sup>3</sup>
3	460V R/B MCC D電源喪失	1. 6 × 10 <sup>3</sup>
3	動力変圧器遮断器D誤開	1. 6 × 10 <sup>3</sup>
3	受電遮断器2D誤開	1. 6 × 10 <sup>3</sup>
3	低圧非常用母線D機能喪失	1. 6 × 10 <sup>3</sup>
3	高圧非常用母線D機能喪失	1. 6 × 10 <sup>3</sup>
9	パワーセンタ動力変圧器C機能喪失	1. 6 × 10 <sup>3</sup>
9	460V R/B MCC C 電源喪失	1. 6 × 10 <sup>3</sup>

#### ○評価結果

「MUWC操作失敗」「MUWCポンプ継続運転共通要因故障」が最も高い値となった。FV重要度同様に、POS-B1・B2・C1において緩和設備がMUWCのみであるため、これらのRAW重要度が高くなった。

#### RAW

ある事象が必ず発生するとした時に、リスクがどれだけ増加するかを示す指標。

$$RAW = \frac{F(CD/A=1)}{F(CD)}$$

$F(CD/A=1)$  : 対象とする事象Aの生起確率が1の場合の炉心損傷頻度

$F(CD)$  : 炉心損傷頻度

## 10. 不確実さ解析と感度解析(1/2)

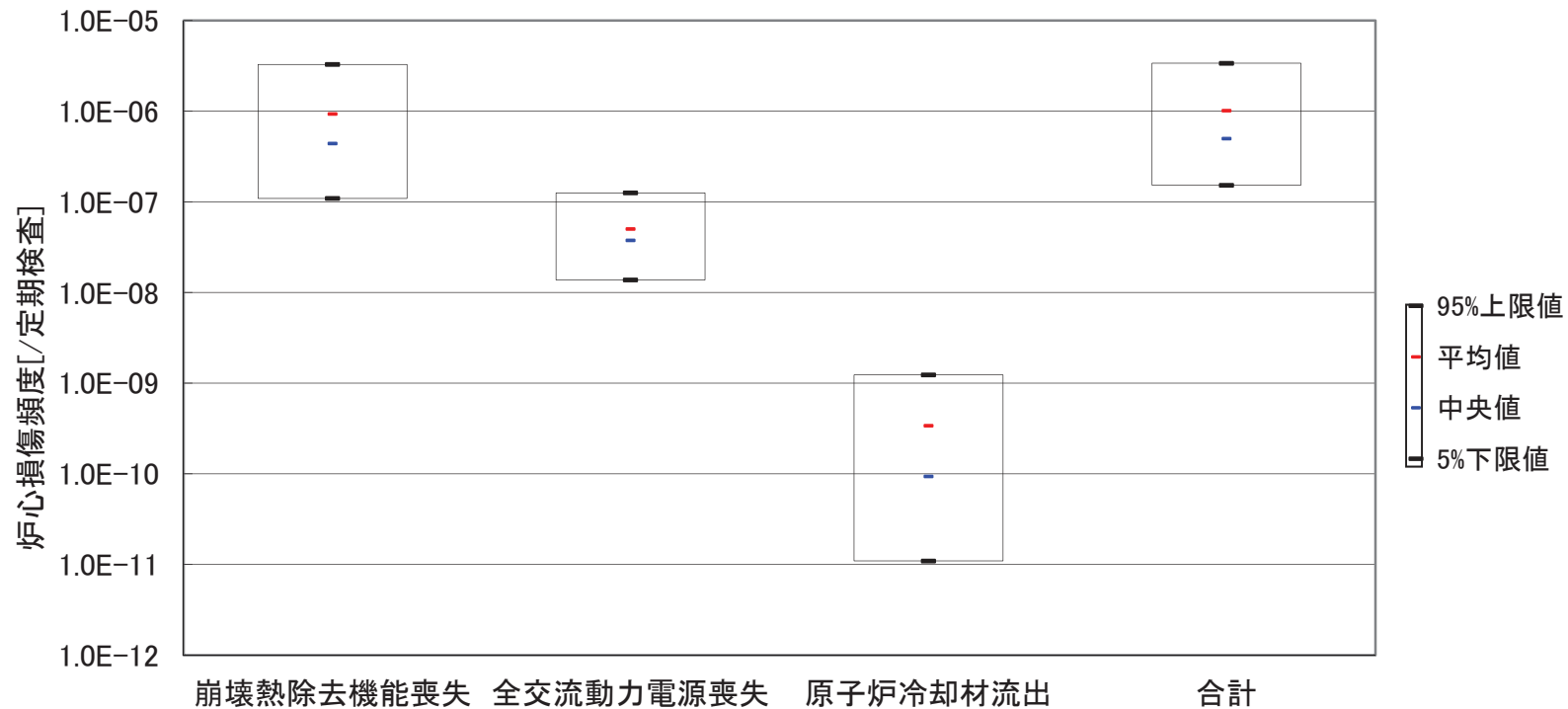
### ■ 不確実さ解析

- 各シーケンスグループ及び全炉心損傷頻度について、平均値、95%上限値、中央値、5%下限値及び不確定性の指標としてエラーファクター(EF)を評価した。
- 全炉心損傷頻度のEFは4.7であり、これは全炉心損傷頻度の約95%を占める崩壊熱除去機能喪失のEFがほぼそのまま反映された結果となった。

#### 不確実さ解析の評価条件

- ・ 試行回数 :
- ・ 対象パラメータ : 起因事象発生頻度, 機器故障率, 人的過誤確率
- ・ 不確定性の指標 : 5%及び95%確率値を用いたEF

$$EF = \sqrt{95\% \text{上限値} / 5\% \text{下限値}}$$



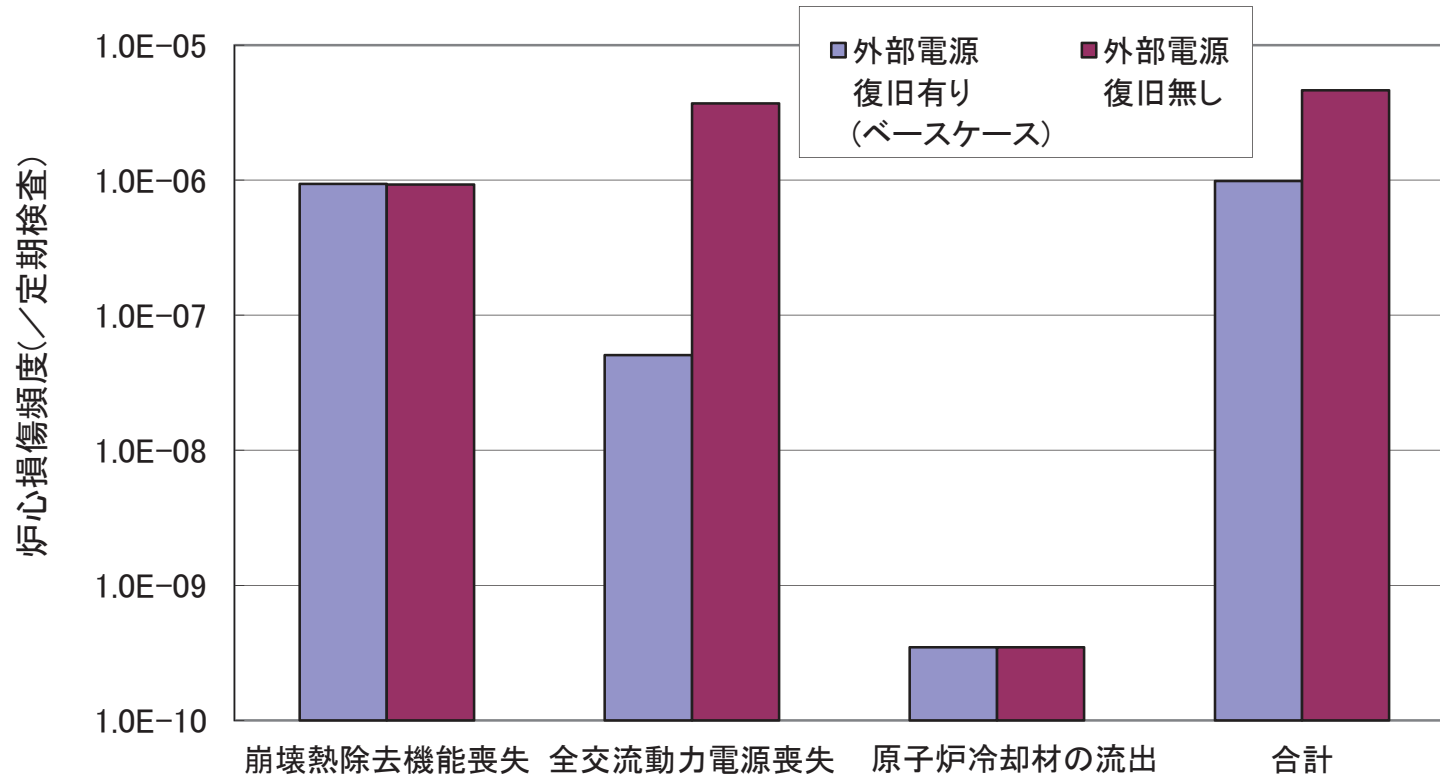
枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。



## 10. 不確かさ解析と感度解析(2/2)

### ■感度解析（外部電源復旧の有無）

- 本評価では外部電源喪失時に外部電源復旧による電源確保に期待している。感度解析において、外部電源復旧に期待しないケースの感度解析を行った。



### ○評価結果

全交流動力電源喪失については、外部電源復旧を考慮しないことにより、非常用電源が確保できず、緩和設備が使用不能となる確率が高くなるため、炉心損傷頻度が増加した。事故シナリオグループ別寄与割合および事故シナリオグループ別炉心損傷頻度については、全交流動力電源喪失が支配的となったが、事故シナリオグループの選定においては、影響がないことを確認した。