

第2-7表 評価対象とするプラント損傷状態の選定について

格納容器破損モード	破損モード別 CFF(／炉年)	該当する PDS	破損モード内CFFに 対する割合	最も厳しいPDSの考え方	最も厳しい PDS
券囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)	2.0E-04	SED	99.6%	・破断規模の大きい大中破断LOCA(A**)が、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圧力上昇の観点で厳しい。 ・ECCS又は格納容器スプレイによる原子炉格納容器内への水の持ち込みのない(**D)が、原子炉格納容器内への水の持ち込みがある(**W)に比べ、原子炉格納容器内の圧力上昇抑制効果に期待できない観点で厳しい。 以上より、AEDが最も厳しいPDSとなる。	AED
		TED	0.3%		
		SLW	0.1%		
		AEW	0.1%		
		TEW	<0.1%		
		SEW	<0.1%		
		AED	<0.1%		
券囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損)	8.4E-06	TED	76.9%	・原子炉容器破損時に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券囲気への伝熱が大きくなる小破断LOCA(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。 ・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抑制効果に期待できない観点で厳しい。 以上より、TEDが最も厳しいPDSとなる。	TED
		SED	23.1%		
		SLW	<0.1%		
		AEW	<0.1%		
		TEW	<0.1%		
		SEW	<0.1%		
		AED	<0.1%		
高圧溶融物放出/ 格納容器券囲気直接加熱	2.0E-06	SED	97.6%	・1次系の圧力が高く維持される過渡事象(T**)が、1次系減圧の観点から厳しい。 ・1次系の減圧に効果がある加圧器逃がし弁の機能喪失が生じる全交流動力電源喪失はTEDに含まれる。 以上より、TEDが最も厳しいPDSとなる。	TED
		TEI	1.4%		
		TED	1.0%		
		SEI	<0.1%		
		TEW	<0.1%		
		SLW	<0.1%		
		SLI	<0.1%		
SEW	<0.1%				
原子炉圧力容器外の 溶融燃料-冷却材相互作用	7.8E-09	AEI	78.4%	・破断規模の大きい大中破断LOCA(A**)が、事象進展が早く、原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が大きいため、溶融炉心から冷却材への伝熱による水蒸気発生量の観点で厳しい。 ・原子炉格納容器内に水の持ち込みはあるが、原子炉格納容器内の冷却がない(**W)は、格納容器スプレイが機能する(**I)に比べて原子炉格納容器内の圧力上昇抑制効果に期待できない観点で厳しい。 以上より、AEWが最も厳しいPDSとなる。	AEW
		AEW	16.2%		
		SEI	4.5%		
		SLI	0.5%		
		SLW	0.4%		
		SEW	<0.1%		
		TEI	<0.1%		
水素燃焼	8.8E-09	TEI	82.7%	・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PDS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、事象進展が早く事象初期から原子炉格納容器内へ水素放出が開始され、原子炉容器破損が早く起きる(A**)が水素放出速度の観点で厳しい。 ・格納容器スプレイ注入・再循環に成功する(**I)では水蒸気が凝縮され、原子炉格納容器内の水素濃度が相対的に高くなる観点で厳しい。 以上より、AEIが最も厳しいPDSとなる。	AEI
		AEI	6.7%		
		SED	6.6%		
		SEI	2.0%		
		TED	1.7%		
		SLI	0.2%		
		TEW	<0.1%		
		AEW	<0.1%		
		SLW	<0.1%		
		SEW	<0.1%		
AED	<0.1%				
格納容器直接接触(シェルアタック)	—	—	—	・本破損モードに該当するPDSはない。	—
溶融炉心・コンクリート相互作用	1.5E-06	TEI	47.6%	・破断規模の大きい大中破断LOCA(A**)が、事象進展が早く原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が大きいため、溶融炉心によるコンクリート侵食の観点で厳しい。 ・1次系圧力が低く、溶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溶融炉心の量を多くするため厳しい。 ・ECCS又は格納容器スプレイによる原子炉格納容器内への水の持ち込みのない(**D)が、溶融炉心を冷却せず、コンクリート侵食抑制効果に期待できない観点で厳しい。 以上より、AEDが最も厳しいPDSとなる。	AED
		TED	37.1%		
		SED	14.8%		
		AEI	0.4%		
		TEW	0.1%		
		SEI	<0.1%		
		AED	<0.1%		
		SLI	<0.1%		
		SLW	<0.1%		
		AEW	<0.1%		
		SEW	<0.1%		

ハッチング：格納容器破損モードの発生の観点で事象進展が最も厳しくなると考えられるPDS

第2-8表 評価事故シーケンスの選定（運転中の格納容器破損防止に係るもの）（1 / 2）

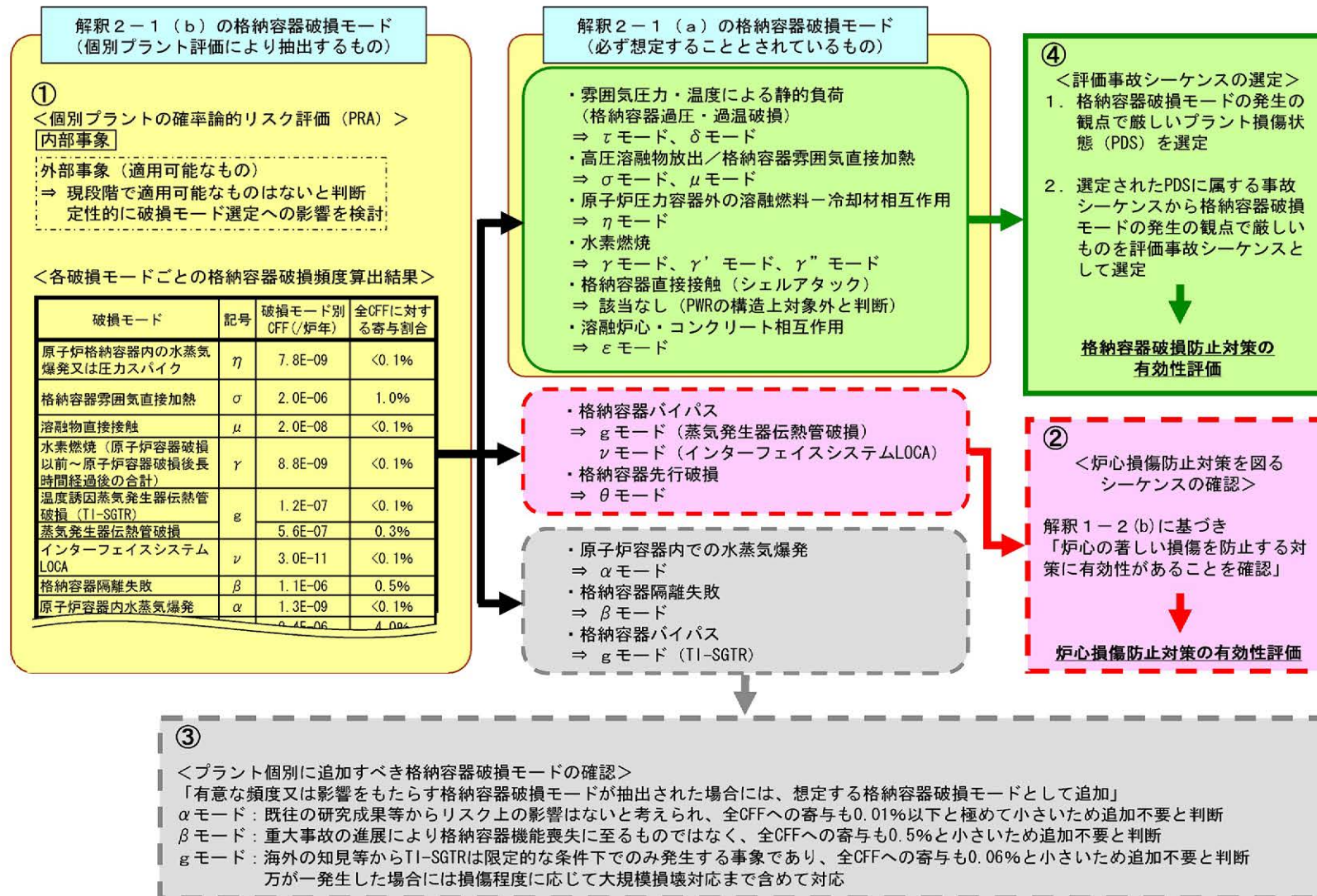
格納容器破損モード	PDS	事故シーケンス	選定	格納容器破損防止対策	評価事故シーケンスの選定の考え方
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）	AED	大破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗	◎	常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ+格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ AEDのうち事象進展が早い大破断LOCAを選定する。</li> <li>・ 対策の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。</li> </ul>
		中破断LOCA+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+非常用所内交流動力電源喪失	◎	加圧器逃がし弁による1次系強制減圧+常設電動注入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	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ TEDのうち1次系圧力が高圧となり溶融物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する。</li> <li>・ また、事象進展を早める観点から補助給水失敗の重畳を考慮する。</li> <li>・ 対策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。</li> </ul>
		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	—		
		原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗	—		
		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	—		
		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	—		
		ATWS+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+非常用所内交流動力電源喪失	◎	加圧器逃がし弁による1次系強制減圧	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ TEDのうち1次系圧力が高圧となり溶融物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する。</li> <li>・ また、事象進展を早める観点から補助給水失敗の重畳を考慮する。</li> <li>・ 対策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。</li> </ul>
		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	—		
		原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗	—		
		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	—		
		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	—		
		ATWS+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	—				

第2-8表 評価事故シーケンスの選定（運転中の格納容器破損防止に係るもの）（2 / 2）

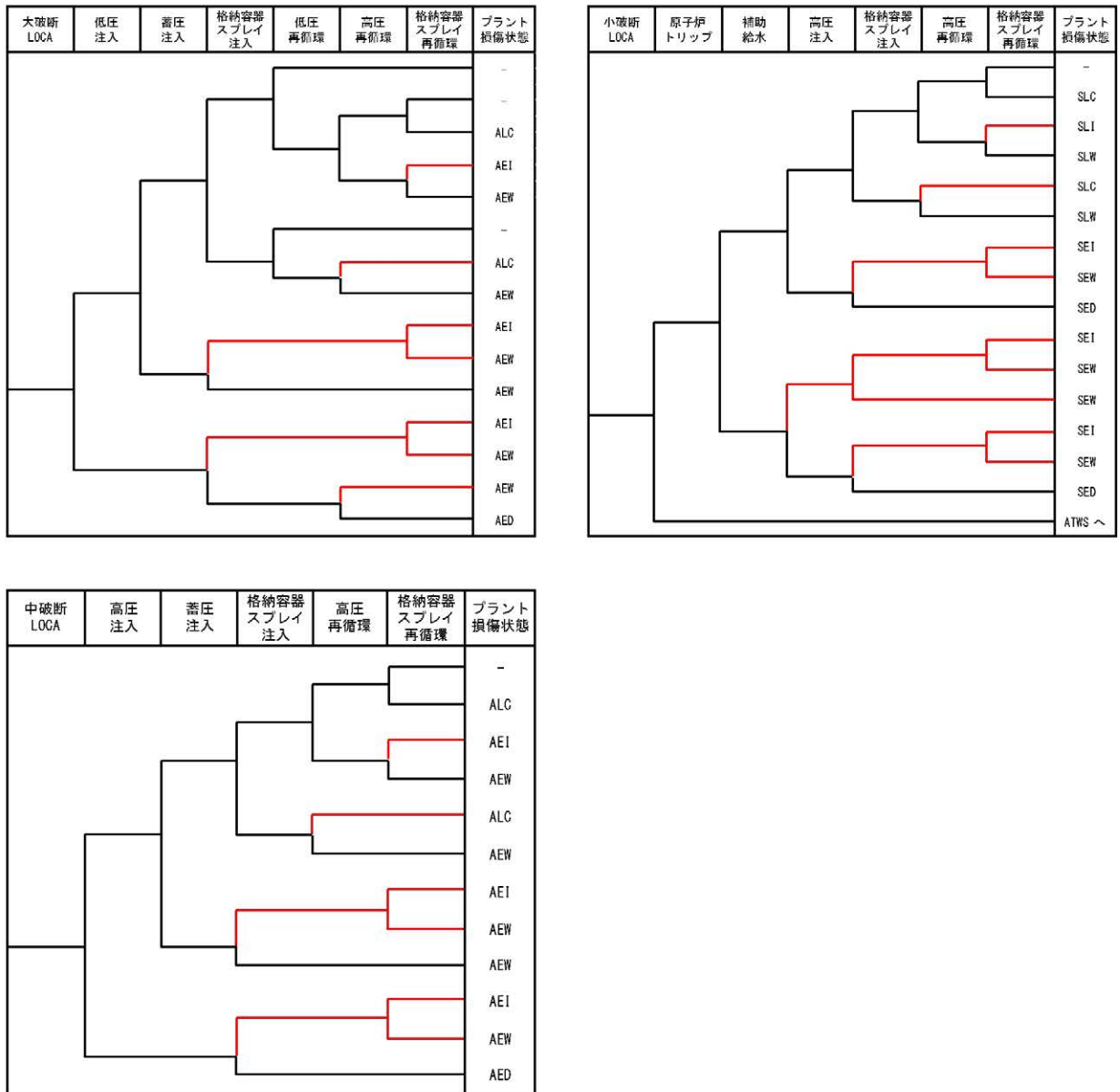
格納容器破損モード	PDS	事故シーケンス	選定	格納容器破損防止対策	評価事故シーケンスの選定の考え方
原子炉圧力容器外の 溶融燃料-冷却材相 相互作用	AEW	大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	—	常設電動注入ポンプによる 代替格納容器スプレイ+格 納容器再循環ユニットによ る格納容器内自然対流冷却	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ AEWのうち事象進展が早い大破断LOCAを選定する。</li> <li>・ 事象進展を早める観点から高圧注入失敗を考慮する。</li> <li>・ 原子炉下部キャビティに貯水される水のサブクール度が小さい方が、水蒸気が急激に発生しやすいことから、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し、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイによる注入を想定する。</li> </ul>
		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	—		
水素燃焼	AEI	中破断LOCA+高圧注入失敗	—	静的触媒式 水素再結合装置	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 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。</li> <li>・ 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。</li> </ul>
		中破断LOCA+高圧再循環失敗	—		
		大破断LOCA+低圧注入失敗	◎		
		大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗	—		
		中破断LOCA+蓄圧注入失敗	—		
		大破断LOCA+蓄圧注入失敗	—		
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	◎	常設電動注入ポンプによる 代替格納容器スプレイ	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ AEDのうち事象進展が早い大破断LOCAを選定する。</li> <li>・ 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。</li> </ul>
		中破断LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗	—		

第2-9表 格納容器破損モード及び評価事故シーケンスの選定結果

格納容器破損モード	評価事故シーケンス
雰囲気圧力・温度による静的負荷 （格納容器過圧破損）	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 （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。）
雰囲気圧力・温度による静的負荷 （格納容器過温破損）	外部電源喪失+非常用所内交流動力電源喪失+補助給水失敗 （原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮。）
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気 直接加熱	外部電源喪失+非常用所内交流動力電源喪失+補助給水失敗 （原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮。）
原子炉圧力容器外の溶融燃料 ー冷却材相互作用	大破断 LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 （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。また、常設電動注入ポンプによる注水を考慮。）
水素燃焼	大破断 LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗
溶融炉心・コンクリート相互作用	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 （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。）



第2-1図 格納容器破損モード及び評価事故シーケンス選定の全体プロセス



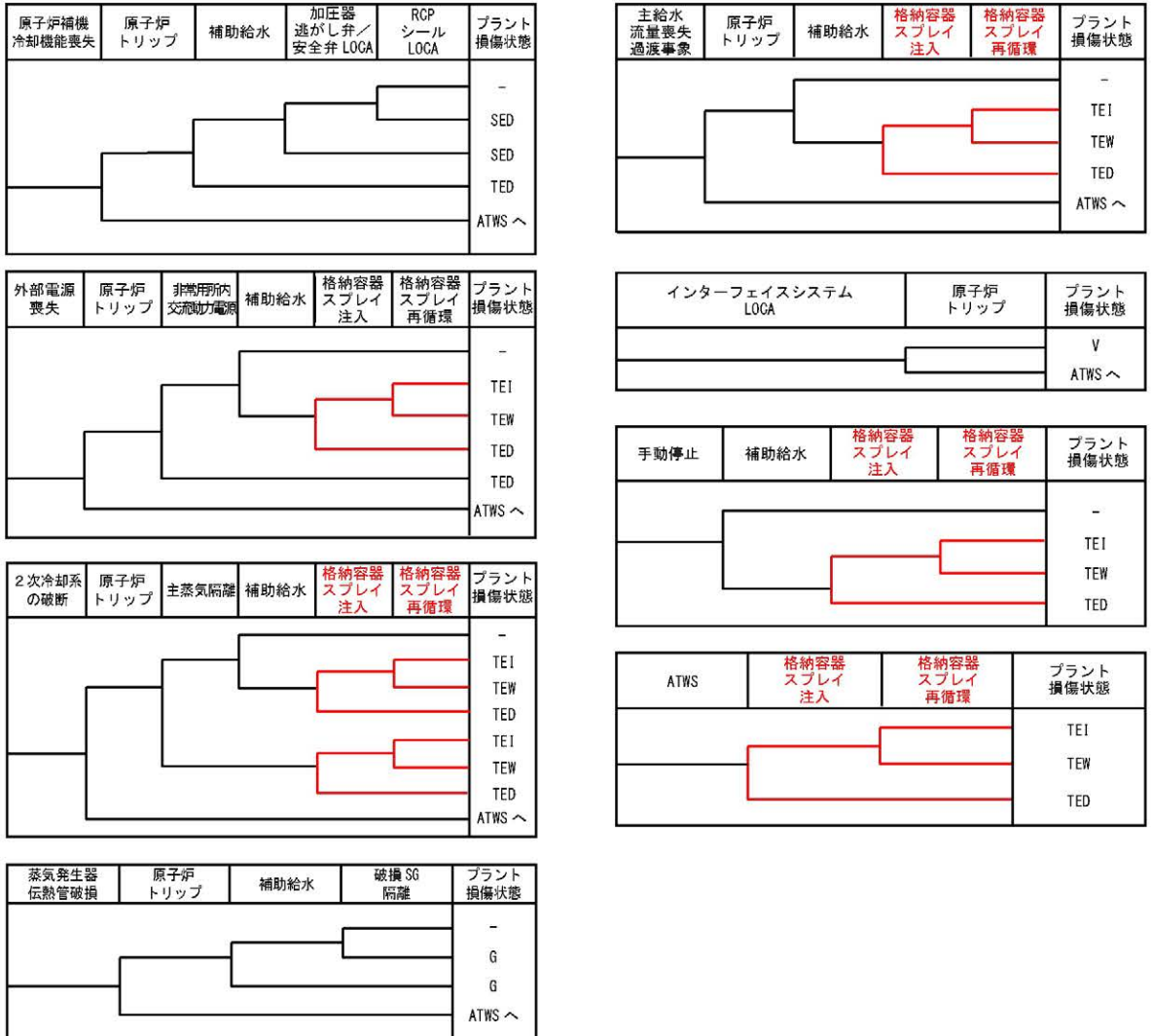
レベル1 PRA のイベントツリーに以下の変更を施した。

- ・ 赤線で記載する分岐を追加
- ・ 終状態としてプラント損傷状態を設定

なお、格納容器スプレイ注入及び格納容器スプレイ再循環は設計基準対象施設を想定。

第2-2図 プラント損傷状態評価のために変更した内部事象

レベル1 PRAのイベントツリー (1 / 2)



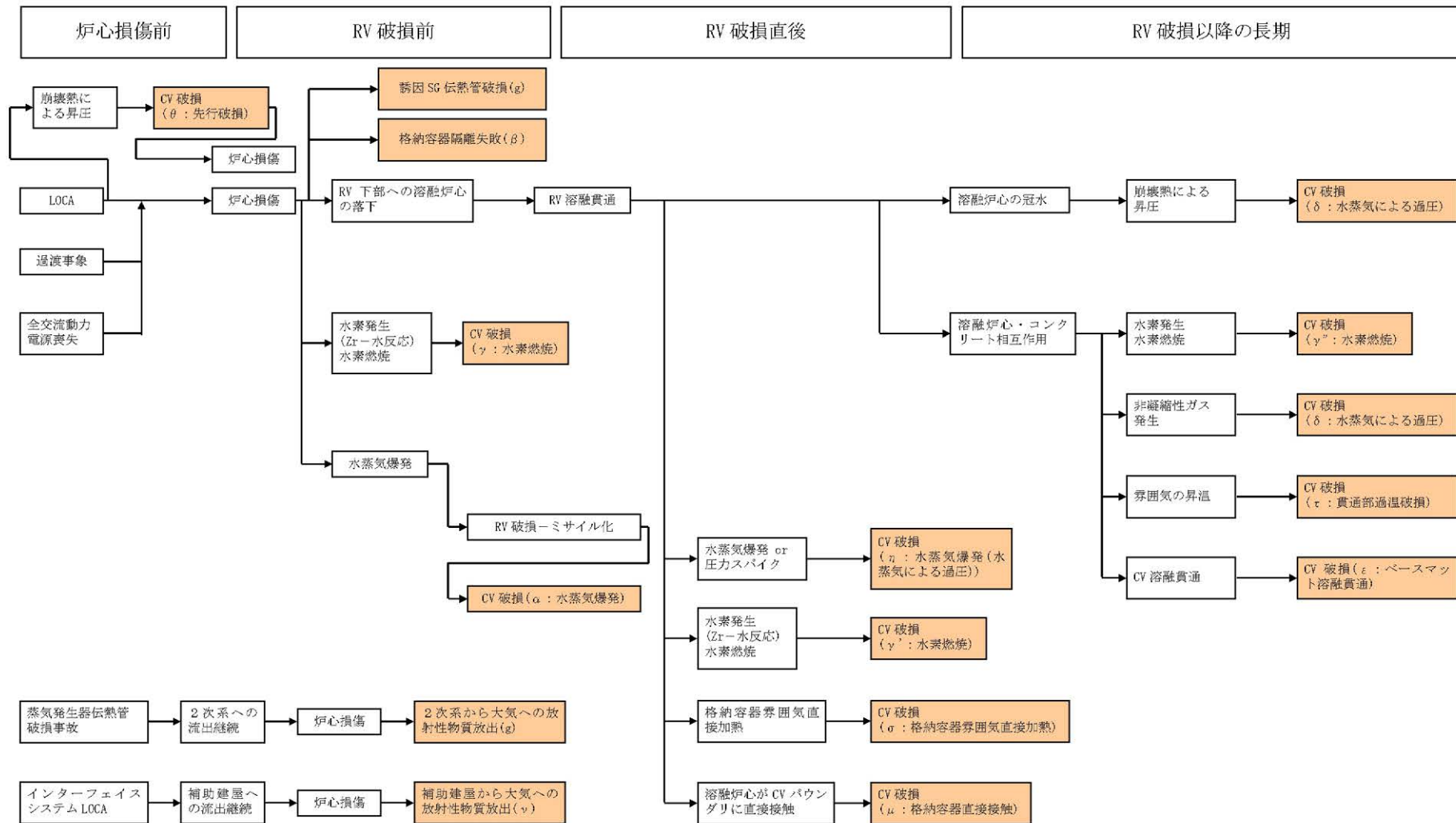
レベル1 PRA のイベントツリーに以下の変更を施した。

- ・ 赤線で記載する分岐を追加
- ・ 終状態としてプラント損傷状態を設定

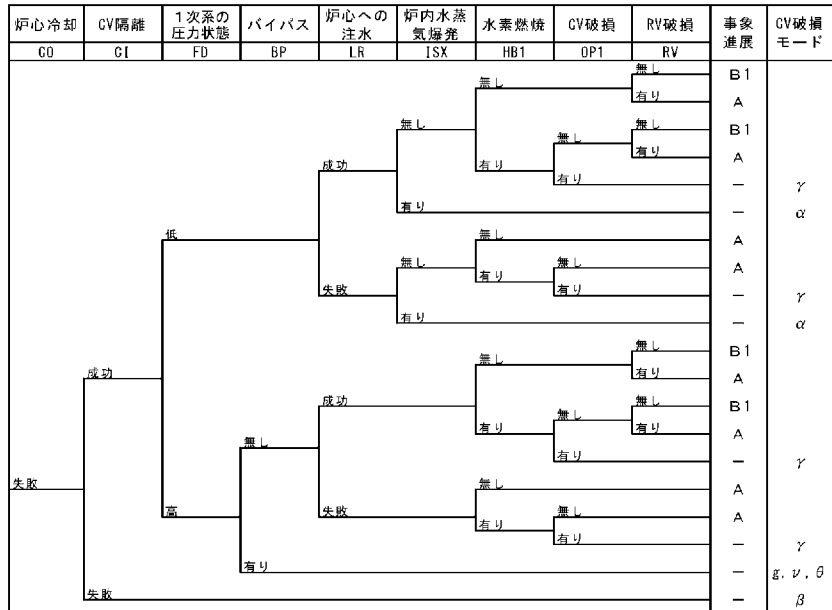
なお、格納容器スプレイ注入及び格納容器スプレイ再循環は設計基準対象施設を想定。

第2-2図 プラント損傷状態評価のために変更した内部事象

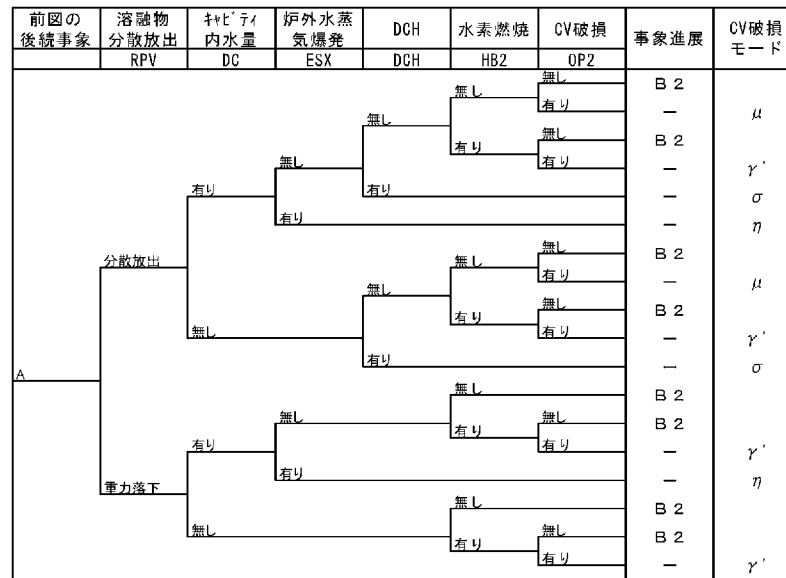
レベル1 PRAのイベントツリー (2 / 2)



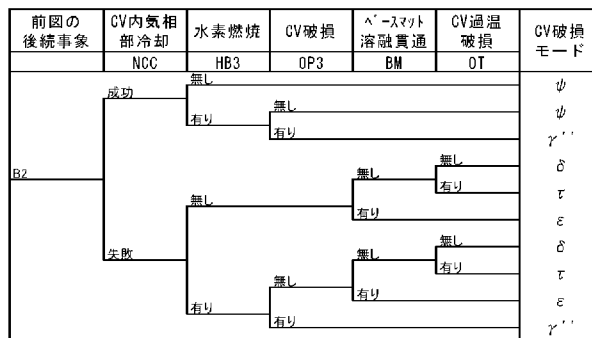
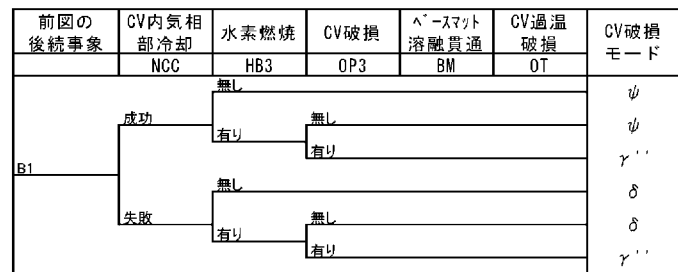
第2-3図 シビアアクシデントで想定される事象進展と格納容器破損モード



A:原子炉容器破損有り  
B1:原子炉容器破損無し

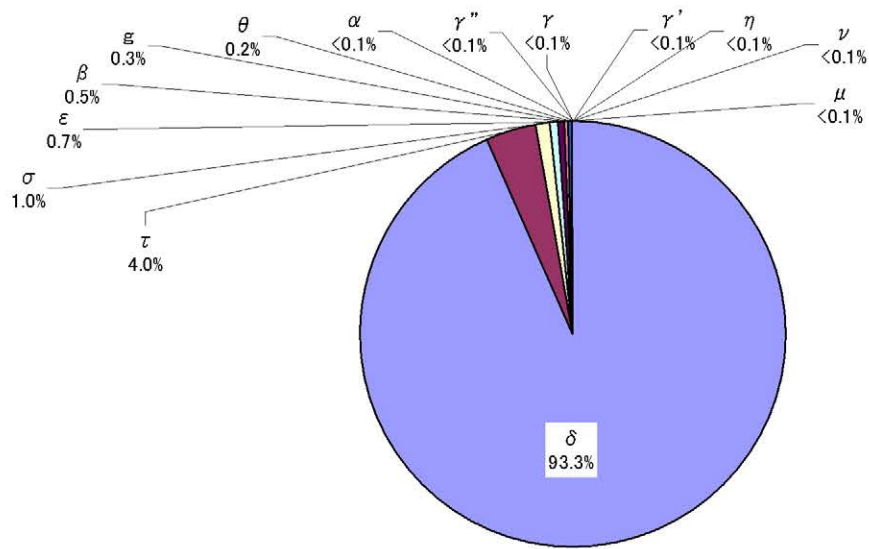


B2:原子炉容器破損有り



- 注1: 事象進展の1は、その時点での格納容器破損を意味する。  
 注2: 格納容器破損モード  
 α: 原子炉容器内での水蒸気爆発による破損  
 β: 格納容器閉鎖失敗  
 γ, γ', γ'': 水素燃焼又は水素爆発による格納容器過圧破損  
 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損  
 ε: 溶融炉心・ニッケリット相互作用によるベースマット溶融貫通  
 θ: 水素気蓄積による準静的な過圧による格納容器先行破損  
 ι: 格納容器内での水蒸気爆発又は水素気スパイクによる破損  
 σ: 格納容器蒸気直接加熱による破損  
 g: 蒸気発生器伝熱管損傷後の炉心損傷による格納容器バイパス  
 v: 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  
 μ: 溶融炉心の格納容器構造物への直接接触による格納容器破損  
 τ: 格納容器貫通部過温破損  
 c: 格納容器が健全に維持され、事故が収束

第2-4図 格納容器イベントツリー



第2-5図 格納容器破損頻度に対する格納容器破損モードの寄与割合

### 3. 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運転停止中事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンスの選定について

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を行うための事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンスの選定に係る全体プロセスは、第 3-1 図に示すとおりであり、以下に各検討ステップにおける実施内容を整理した。

(概要)

- ①運転停止中における内部事象レベル 1 PRA 及び PRA を適用できない外部事象に係る定性的検討から事故シーケンスを抽出し、解釈の記載と比較検討・分類を行った。
- ②国内外の先進的な対策を考慮しても燃料損傷防止が困難な事故シーケンスは発生しなかった。
- ③全事故シーケンスに対し、審査ガイドに記載の観点（a. 余裕時間、b. 設備容量、c. 代表性）に基づき、有効性評価の対象となる重要事故シーケンスを選定した。
- ④PRA から得られる事故シーケンスは解釈により必ず想定することとされている事故シーケンスグループに含まれ、新たに追加すべき事故シーケンスグループは発生しないものと判断した。

#### 3.1 運転停止中事故シーケンスグループの分析について

解釈において、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係る運転停止中事故シーケンスグループの個別プラント評価による抽出に関し、以下のとおり記載されている。

## 4 - 1

## (a) 必ず想定する運転停止中事故シーケンスグループ

- ・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）
- ・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

## (b) 個別プラント評価により抽出した運転停止中事故シーケンスグループ

- ①個別プラントの停止時に関する PRA（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価を実施すること。
- ②その結果、上記 4 - 1 (a) の運転停止中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運転停止中事故シーケンスグループが抽出された場合には、想定する運転停止中事故シーケンスグループとして追加すること。

これを踏まえ、玄海原子力発電所 3 号炉及び 4 号炉の停止時 PRA の知見等を活用して、燃料損傷防止対策の有効性評価に係る運転停止中事故シーケンスグループの分析を実施している。

適用する PRA の範囲としては、設備の故障等に起因し、運転停止中原子炉の燃料損傷に至る事故シーケンスを抽出する停止時内部事象レベル 1 PRA を実施する。

停止時レベル 1 PRA においても、炉心損傷防止対策に係る事故シーケンスグループの分析の場合と同様に、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を行う事故シーケンスグループの選定という今回の原子炉設置変更許可申請での位置付けを考慮

し、AM 策や福島第一原子力発電所事故以降に実施した各種対策などを含まない設計基準対象施設にのみ期待できる条件で PRA モデルを構築した。

一方、外部事象に対する停止時レベル 1 PRA については、標準的な PRA 手法が確定していない等、技術的な課題により、現時点で実施可能な状態ではないと判断した。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実施することとした。

### 3.1.1 運転停止中の燃料損傷に至る事故シーケンスの抽出、整理

#### (1) PRAに基づく整理

##### ① 主要な設備の構成・特性

停止時 PRA の対象とする玄海原子力発電所 3 号炉及び 4 号炉の設備系統を以下のように取り扱う。

##### a. 原子炉停止に関する系統

停止時 PRA では制御棒及び 1 次冷却材系統のほう酸水により負の反応度が保たれている状態を想定しており、原子炉起動前を除き、1 次冷却材の希釈操作を実施しない。また、本停止時 PRA では反応度の誤投入が発生した場合の緩和手段には期待しておらず、原子炉停止に関する系統はモデル化していない。

##### b. 原子炉冷却に関する系統

非常用炉心冷却設備のうち、本停止時 PRA で対象とする系統は、余熱除去系統のみとしている。その他の系統については、非常用炉心冷却設備（以下「ECCS」という。）作動信号がブロックされており手動起動や減圧操作を必要とするため、保守的に期待しないものとした。

プラント停止の初期の段階での崩壊熱除去は、蒸気発生器を使用して2次系による冷却によって1次系の減圧及び熱除去を行うが、その後1次系圧力・温度がそれぞれ2.75MPa[gage]、177℃以下となれば余熱除去系に切替えて余熱除去運転による熱除去を行うことを想定する。余熱除去系は、ポンプ2台、冷却器2基による2系統の構成である。

c. 電源、原子炉補機冷却水系等のサポート系

事故時の基本的な安全機能を果たす系統（フロントライン系）をサポートする系統として、電源系統、原子炉補機冷却水系統、換気空調系統等の動作が必要とされる。

② プラント状態の分類

定期検査中は、プラントの停止・起動に伴う運転員操作やメンテナンスに伴う1次系の水位操作、機器の待機除外等によりプラント状態（以下「POS」という。）が様々に変化する。プラント停止時のプラント状態の推移を、主要パラメータとともに第3-2図に示す。

停止時PRAでは、重要事故シーケンスの選定という今回の目的を考慮し、以下のとおりPOSを絞り込んだ上で評価を実施した。

a. 高圧状態のPOS（POS1～3、11、13～15）の除外

原子炉の安全性の観点から見ると、ECCS作動信号がブロックされていない状態では、非常用炉心冷却設備の待機状態は出力運転中と同一であり、異常発生時、非常用炉心冷却設備の自動起動により事象は終結される。このため停止時PRAに係る「日本原子力学会標準 原子力発電所の停止状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準（レベル1PSA編）：2010」の

「附属書 B」においても、評価対象期間を、ECCS 作動信号のブロックからブロック解除までとしている。この考え方によると、POS 1、2、14 及び 15 は停止時 PRA の評価対象外となる。

一方、審査ガイドにおいては、停止中の期間を原子炉運転停止の過程における主発電機の解列から原子炉起動の過程における主発電機の並列までとしており、かつ、解釈が指定する事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」に関する以下の考察から、発生の可能性が考えられる POS14 を評価対象に含むこととする。

反応度の誤投入事象の要因としては、以下の 3 つが考えられる。

- (a) 制御棒に係る作業時の誤操作
- (b) ほう素の異常な希釈（ほう素希釈時の外部電源喪失）
- (c) ほう素の異常な希釈（制御されないほう素希釈）

(a) について、制御棒駆動機構の点検等、反応度の変動を伴う作業は、事前に手順を十分に検討し実施されるものであり、更に核計装系による監視、制御棒引き抜き阻止のインターロック及び関連する警報が作業とは独立に設けられているため、このような対応及び対策が実行されていれば、複数の人的過誤又は機器故障が重畳しない限り反応度の誤投入には至らない。また、運転モード 5 以降では電動発電機の電源を断としている。

(b) について、外部電源喪失時には希釈信号がリセットされるため、1 次系補給水ポンプが自動起動することはない。また、充てんポンプの水源が体積制御タンクから燃料取替用水タンクに自動で切り替わることから、外部電源喪失時のブラック

アウト信号発信によって充てんポンプが自動起動しても希釈が再開されることはない。

(c) について、希釈ラインの故障及び希釈中の操作誤り（必要な希釈量の算出又は設定に失敗し、異常の察知にも失敗）が考えられる。

希釈ラインの故障については、希釈ライン上の複数の弁において内部リークが発生し、1次冷却系統に純水が大量流入することにより事象が発生するが、その頻度は $1.0E-10$ /炉年未満であると推定される。

一方、希釈中の操作誤りについては、希釈量設定及び状態監視等の運転員操作を考慮し、THERP解析によりヒューマンエラーを評価した結果、発生頻度は、 $3.1E-08$ /炉年と評価された。

これらの中でも発生頻度が高いと考えられる(c)の事象を、POS14で評価対象とすることとした。

これらの POS 以外でも、1次系が高圧状態である POS 3、POS11 及び POS13 においては、起因事象（主給水流量喪失事象、配管破断による LOCA 事象及び制御棒クラスタ飛び出し事故等）やその後の緩和手段（2次系からの除熱、ECCS 注入及び ECCS 再循環）の組合せで生じる事故シーケンスは、出力時の評価で包絡されると判断できる。したがって、これらの POS は対象外とする。

- b. 燃料取出状態及び原子炉上部キャビティ満水状態の POS (POS 6～8) の除外

POS 7 については原子炉容器内に燃料がないこと、POS 6～8 については保有水量が原子炉上部キャビティまで満たされて

いることから、他の状態に比べ除熱機能喪失や1次冷却材の系外流出が発生した場合でも燃料露出までの余裕時間が非常に長く、この間における機器の復旧等が十分に期待できるため、停止時PRAの定量評価の対象外とする。

c. 評価対象とするPOS

a.、b.の考え方にに基づき、今回の停止時PRAで定量評価を実施するPOSは、POS4、5、9、10、12及び反応度の誤投入に係るPOS14である。

通常定期検査と同様の余熱除去運転、1次系水抜き、燃料交換などの主要工程が実施された玄海原子力発電所4号炉の第10回の定期検査（平成22年9月～平成22年11月）におけるPOSごとの継続時間を第3-1表に、停止時の系統／システムの待機状態工程表を第3-2表に示す。

③ 起回事象の選定及び評価

国内PWRプラントのトラブル事例、マスターロジックダイアグラムによる分析及び国内外の評価事例に基づき起回事象を選定し、国内外プラントの運転実績及びシステム信頼性解析を用いてその発生頻度を評価した。選定した起回事象を第3-3表、その発生頻度を第3-4表に示す。玄海原子力発電所3号炉及び4号炉においては、これらの起回事象はいずれも発生しておらず、起回事象発生頻度の観点でプラント固有の特徴は見受けられない。

④ 事故シーケンスの分析

成功基準を踏まえ、各起回事象に対して必要な緩和設備又は緩和操作を組み合わせたイベントツリーを作成することによって、燃料損傷に至る事故シーケンスを展開する。

停止時に期待する緩和策の有効性は、起因事象やプラント状態に依存するが、本 PRA では余熱除去系統による冷却のみを考慮し、各起因事象に対して展開したイベントツリーを第 3-3 図に示す。

#### ⑤ 事故シーケンスの定量化

停止時レベル 1 PRA で作成したイベントツリー及びフォールトツリー解析による安全機能の非信頼度、起因事象発生頻度、機器故障率等のデータを用いて、燃料損傷に至る各事故シーケンスの発生頻度を定量化した。その結果を第 3-5 表及び第 3-4 図に示す。

#### (2) PRAに代わる検討に基づく整理

外部事象を考慮した場合の運転停止中事故シーケンスグループ選定への影響について、定性的な検討を行った。

外部事象のうち、地震及び津波については、出力運転時の PRA 手法の確立及び個別プラントへの展開に係る検討作業がある程度進んでいることを踏まえ、概略検討を実施した。

出力運転時の地震及び津波 PRA において選定した起因事象による事故シーケンスのうち、余熱除去系統の損傷や外部電源喪失等、地震又は津波による設備の構造損傷又は機能損傷によって発生し、緩和機能の喪失により燃料損傷に至る可能性があるものは、いずれも緩和設備の故障・誤作動等を想定する内部事象停止時レベル 1 PRA による検討から得られる事故シーケンスと同様であると想定される。

原子炉建屋損傷等の地震及び津波特有の事象については、1 次冷却系の温度や圧力等の諸条件が異なるものの、事故シーケンスグループ選定の観点からは、出力運転時と同様の整理が可能と考えられる。

また、その他の外部事象については、別紙 1 に示す内部事象レベル 1 PRA における外部事象の検討に含まれると想定される。

以上の検討により、外部事象により想定される事故シーケンスは、内部事象停止時レベル 1 PRA 又は出力運転時の PRA による検討から得られる事故シーケンスと同様であり、新たに追加すべき事故シーケンスグループ等は発生しないと考えられる。

### 3.1.2 抽出した事故シーケンスの整理

第 3-5 表において、抽出した事故シーケンス別の燃料損傷頻度を整理するとともに、各事故シーケンスについて燃料損傷に至る主要因の観点で整理を行い、解釈に基づき想定される事故シーケンスグループとの比較を行った。その結果、解釈で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事故シーケンスグループが新たに抽出されないことを確認した。各事故シーケンスグループの全燃料損傷頻度に対する寄与割合を第 3-5 図に示す。

## 3.2 重要事故シーケンスの選定について

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実施に際しては、運転停止中事故シーケンスグループごとに重要事故シーケンスの選定を実施している。重要事故シーケンス選定に当たっては、以下に示す審査ガイドに記載の 3 つの着眼点に沿って実施している。

【審査ガイドに記載の着眼点】

- a. 燃料損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。
- b. 燃料損傷回避に必要な設備容量（流量等）が大きい。
- c. 運転停止中事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。

### 3.2.1 重要事故シーケンス選定の考え方

#### (1) 余裕時間の観点

重大事故等対処設備による対応操作に係る余裕時間を厳しくするため、事象が早く進展し、燃料損傷に至る時間が短い事象を選定する。

#### (2) 設備容量の観点

炉心への注水に必要な設備容量を厳しくするため、原子炉停止後の崩壊熱が大きく、1次系保有水量が少ない事象を選定する。

#### (3) 事故シーケンスグループ内での代表性の観点

燃料損傷頻度が大きく、事象進展が事故シーケンスグループの特徴を有しているものを選定する。

### 3.2.2 重要事故シーケンスの選定結果

以下に示す4つの事故シーケンスグループから重要事故シーケンスを選定するに当たって、具体的な検討内容を示す。

- ・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）
- ・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

(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）

a. 事故シーケンス

- ・ 余熱除去機能喪失
- ・ 外部電源喪失＋余熱除去系による冷却失敗
- ・ 原子炉補機冷却機能喪失

b. 選定理由

余裕時間の観点で、「原子炉補機冷却機能喪失」は、ある一定期間は余熱除去ポンプの利用に期待できるが、ポンプの温度上昇によりやがて利用できなくなる。

一方、「余熱除去機能喪失」と「外部電源喪失＋余熱除去系による冷却失敗」は、外部電源の有無の違いがあるものの、いずれも直ちに余熱除去ポンプの利用に期待できなくなる事故シーケンスであり「余熱除去機能喪失」で代表される。両者は「原子炉補機冷却機能喪失」に比べ余裕時間の観点で厳しい（本 PRA では 1 次冷却材沸騰開始まで 10 分を想定）。

また、設備容量の観点では、これらの事故シーケンスにおいて差異はないものの、「外部電源喪失＋余熱除去系による冷却失敗」は「全交流動力電源喪失」に包絡され、発生頻度においては、該当事故シーケンスの中で「余熱除去機能喪失」が特に大きい。したがって、「余熱除去機能喪失」を代表として選定した。

さらに、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、崩壊熱が大きく、1 次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

能が喪失する事象を選定した。

c. 選定結果

- ・燃料取出前のミッドループ運転中における余熱除去機能喪失

d. 燃料損傷防止対策（有効性評価で考慮）

- ・充てんポンプによる炉心注水
- ・常設電動注入ポンプによる炉心注水※（※：原子炉補機冷却機能喪失時）

(2) 全交流動力電源喪失

a. 事故シーケンス

- ・外部電源喪失＋非常用所内交流動力電源喪失

b. 選定理由

全交流動力電源喪失に係る事故シーケンスは当該シーケンスのみである。設計基準事故対処のために考慮している安全施設の機能のみに期待する今回の PRA においては、外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故シーケンスが想定される。

また、対策実施の余裕時間およ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、崩壊熱が大きく、1次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全交流動力電源が喪失する事象を選定した。さらに、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。

c. 選定結果

- ・燃料取出前のミッドループ運転中における外部電源喪失  
＋非常用所内交流動力電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失

d. 燃料損傷防止対策（有効性評価で考慮）

- ・大容量空冷式発電機＋常設電動注入ポンプによる炉心注水

(3) 原子炉冷却材の流出

a. 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
- ・オーバードレン

b. 選定理由

原子炉冷却材の流出として想定される起因事象としては、プラント停止期間を通じて想定される弁の誤操作等による1次冷却材の流出事象に加えて、1次系の水抜き操作実施時の水抜き停止操作の失敗による流出継続、ミッドループ運転中に何らかの原因で1次系の水位維持に失敗する事象が想定される。設計基準事故対処のために考慮している安全施設の機能のみをモデル化している今回のPRAにおいて、これらは原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失として直接的に燃料損傷に至る同一の事故シーケンスとして想定されることから、1次冷却材の流出流量が多い原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失を選定した。また、発生頻度においても該当する事故シーケンスの中で原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失が特に大きい。

さらに、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、崩壊熱が大きく、1次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1次冷却材が流出する事象を選定した。

- c. 選定結果
  - ・燃料取出前のミッドループ運転中における原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失
- d. 燃料損傷防止対策（有効性評価で考慮）
  - ・充てんポンプによる炉心注水

(4) 反応度の誤投入

- a. 事故シーケンス
  - ・反応度の誤投入
- b. 選定理由

反応度の誤投入に係る事故シーケンスは当該シーケンスのみである。設計基準事故対処のために考慮している安全施設の機能のみに期待している今回の PRA においては、ほう素の異常な希釈に伴う反応度の誤投入が事故シーケンスとして想定される。

また、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、原子炉起動時にほう素希釈運転中の化学体積制御系の弁の誤作動等による純水の注水により、1次冷却材が希釈され原子炉が臨界に至る可能性がある事象を選定した。

- c. 選定結果
  - ・原子炉起動時における化学体積制御系の弁の誤作動等による原子炉への純水流入
- d. 燃料損傷防止対策（有効性評価で考慮）
  - ・純水注入停止操作

以上の結果をまとめ、第 3-6 表に示す。

### 3.2.3 事故シーケンスの分析

運転停止中原子炉における燃料損傷防止に係る有効性評価については、事故シーケンスグループごとに、そこに含まれる事故シーケンスの中から、重要事故シーケンスを選定し、対策の有効性を確認している。これは、重要事故シーケンスの有効性評価で考慮する対策については、基本的に同一事故シーケンスグループ内の各事故シーケンスに対しても、同様に有効であるとの前提によるものである。

一方、PRAでは様々な機器の故障モードや人的過誤を考慮しており、類似のものは1つの事故シーケンスとしてまとめている。事故シーケンスに含まれる機器の故障モードによっては、有効性評価で考慮した対策が必ずしも有効でない場合も存在し得る。このため、別紙13に示すとおり、事故シーケンスに含まれる主な機器故障モード（カットセット）を分析した。

その結果、有効性評価で考慮した対策は、各カットセットについても有効であることを確認した。

## 3.3 まとめ

### 3.3.1 PRAの範囲

事故シーケンスグループを選定する目的で停止時レベル1 PRAを実施した。

### 3.3.2 運転停止中事故シーケンスグループの選定

停止時レベル1 PRAを用いて、事故シーケンスグループを抽出した。有効性評価で考慮する対策が有効であると考えられる範囲

において、解釈で指定された事故シーケンスグループと一致しており、新しく追加すべき事故シーケンスグループはなかった。

選定した事故シーケンスグループは、以下のとおりである。

- ・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）
- ・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

### 3.3.3 重要事故シーケンスの選定

各事故シーケンスグループに対して、燃料損傷防止対策の有効性評価で対象とする重要事故シーケンスを選定した。

その結果、選定した事故シーケンスグループに対応する重要事故シーケンスは、第3-7表のとおりとなった。

第 3-1 表 プラント状態ごとの継続時間

主要工程	POS	継続時間(h)
解列		
	POS 1	2.1
原子炉停止 (制御バンク制御棒全挿入)		
	POS 2	7.3
ECCS 作動信号ブロック		
	POS 3	8.8
余熱除去系による余熱除去運転開始		
	POS 4	55.4
1次系水抜き開始		
	POS 5	85.7
原子炉上部キャビティ水張り完了		
	POS 6	97.7
燃料取出完了		
	POS 7	602.5
燃料装荷開始		
	POS 8	108.5
原子炉上部キャビティ水抜き開始		
	POS 9	182.0
1次系水張り完了		
	POS10	30.5
1次系漏えい検査開始 (余熱除去系隔離)		
	POS11	13.5
1次系漏えい検査終了 (余熱除去系運転再開)		
	POS12	89.4
起動時の余熱除去系停止		
	POS13	12.1
ECCS 作動信号ブロック解除		
	POS14	70.6
臨界		
	POS15	38.8
並列		

第 3-2 表 停止時の系統／システムの待機状態工程表（1 / 2）

プラント状態		(1) 部分出力 運転	(2) 高温停止状態 (ECCS作動信号 ブロックまで)	(3) 高温停止状態 (RHR運転 開始まで)	(4) RHR運転 ①RCS満水	(5) RHR運転 ②ミッド ループ	(6) 原子炉上部 キャビティ 満水	(7) 燃料取出し 状態	(8) 原子炉上部 キャビティ 満水	(9) RHR運転 ③ミッド ループ	(10) RHR運転 ④RCS満水	(11) 1次系漏え い試験	(12) RHR運転 ⑤RCS満水	(13) 高温停止状態 (RHR隔離 以降)	(14) 高温停止状態 (ECCS作動信号 ブロック解除 以降)	(15) 部分出力 運転
系統／システム		1、2	3	3	5	6	6	—	6	6	5	4	5	3	3	2
運転モード		1、2	3	3	5	6	6	—	6	6	5	4	5	3	3	2
6.6kV M/C母線	C	—			○			—				○				—
	D	—			○			—				○				—
440V P/C母線	C	—			○			—				○				—
	D	—			○			—				○				—
440V RCC母線	C	—			○			—				○				—
	D	—			○			—				○				—
125V非常用直流母線	A	—			○			—				○				—
	B	—			○			—				○				—
115V計装用母線	A	—			○			—				○				—
	B	—			○			—				○				—
	C	—			○			—				○				—
	D	—			○			—				○				—
外部電源	所内変圧器	—		○	○			—		○		○	○	○		—
	予備変圧器	—		○	×			—		×		○	×	○		—
ディーゼル発電機	A	—			△			—				△				—
	B	—			△			—				△				—
非常用直流電源 (バッテリー)	A	—			△			—				△				—
	B	—			△			—				△				—
海水ポンプ	A	—	○		○			—		○		○	○	○		—
	B	—	○		○			—		○		○	○	○		—
	C	—	○		△			—		△		○	△	○		—
	D	—	○		×			—		×		○	×	○		—
海水供給母管	A	—	○		○			—		○		○	○	○		—
	B	—	○		△			—		△		○	△	○		—

図中の記号の見方 : ○ : 使用可能 (運転中)    △ : 使用可能 (待機中)    × : 使用不可    ◻ : 検討対象外

第 3-2 表 停止時の系統／システムの待機状態工程表（2 / 2）

プラント状態		(1) 部分出力 運転	(2) 高温停止状態 (ECCS作動信号ブロックまで)	(3) 高温停止状態 (RHR運転開始まで)	(4) RHR運転 ①RCS満水	(5) RHR運転 ②ミッド ループ	(6) 原子炉上部 キャビティ 満水	(7) 燃料取出し 状態	(8) 原子炉上部 キャビティ 満水	(9) RHR運転 ③ミッド ループ	(10) RHR運転 ④RCS満水	(11) 1次系漏え い試験	(12) RHR運転 ⑤RCS満水	(13) 高温停止状態 (RHR隔離以降)	(14) 高温停止状態 (ECCS作動信号ブロック解除以降)	(15) 部分出力 運転		
系統／システム		1、2	3	3	5	6	6	—	6	6	5	4	5	3	3	2		
運転モード		1、2	3	3	5	6	6	—	6	6	5	4	5	3	3	2		
	原子炉補機冷却水ポンプ	A	—	○	○			—		○		○	○	○		—		
		B	—	△	△	○			—		○		△	○	△		—	
		C	—	○	○	×			—		×		○	×	○		—	
D		—	△	△	×			—		×		△	×	△		—		
原子炉補機冷却水冷却器	A	—	○	○	○			—		○		○	○	○		—		
	B	—	○	○	×			—		×		○	×	○		—		
原子炉補機冷却水供給母管	A	—			○			—				○				—		
	B	—			○			—				○				—		
余熱除去ポンプ ↓ 余熱除去冷却器	A	—	△	△	○			—		○		△	○	△		—		
	B	—	△	△	△			—		△		△	△	△		—		
中間補機補換気空調系	A	—			○			—				○				—		
	B	—			×			—				×				—		
空調用冷水設備	A	—			○			—				○				—		
	B	—			○			—				○				—		
	C	—			×			—				×				—		
	D	—			×			—				×				—		
ディーゼル発電機空 換気空調系	A	—			△			—				△				—		
	B	—			—			—				—				—		
	C	—			△			—				△				—		
	D	—			—			—				—				—		
制御用空気圧縮機	A	—			○			—				○				—		
	B	—			×			—				×				—		

図中の記号の見方 : ○ : 使用可能 (運転中)    △ : 使用可能 (待機中)    × : 使用不可    — : 検討対象外

第3-3表 起回事象（停止時レベル1 PRA）

起回事象	説明
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	配管破断や運転員の弁の誤操作等により1次冷却材が系外へ流出する事象。低温停止時には、配管破断による1次冷却材の流出の可能性は低いと考えられ、弁の誤操作等による1次冷却材の流出を対象とする。
水位維持失敗	ミッドループ運転中に何らかの原因により1次冷却材水位が低下し、かつ水位低下が継続する事象。
オーバードレン	1次系水抜き操作時に、1次冷却材水位がミッドループまで低下した後、水抜きを停止する通常の操作に失敗し、水位低下が継続する事象。
余熱除去機能喪失	余熱除去系の弁やポンプの故障により余熱除去機能が喪失する事象。運転中の余熱除去系1系列が機能喪失し、さらに待機側の運転に失敗することで余熱除去機能が喪失する事象を想定する。
原子炉補機冷却機能喪失	原子炉補機冷却海水系及び原子炉補機冷却水系の弁やポンプの故障により原子炉補機冷却機能が喪失する事象。発生した場合には、余熱除去系統による崩壊熱除去は不可能となる。原子炉補機冷却機能喪失は、崩壊熱除去の観点から考えると余熱除去機能喪失事象であるが、他の緩和システムに与える影響を考慮するために起回事象として独立して取り扱う。
外部電源喪失	外部電源が喪失した場合には、非常用所内交流動力電源（ディーゼル発電機）が起動して交流電源を供給するが、ディーゼル発電機の起動に失敗した場合には、余熱除去系統による崩壊熱除去が不可能となる。外部電源喪失は、崩壊熱除去の観点から考えると余熱除去機能喪失事象となるが、他の緩和システムに与える影響を考慮するために起回事象として独立して取り扱う。
反応度の誤投入※	希釈操作時の運転基準に基づく必要な希釈量の算出又は設定に失敗し、異常の察知にも失敗する事象。

※：制御棒の誤引抜きについては、プラント停止中は高濃度ほう酸水で未臨界度が確保されること、起動時においてもほう素濃度が高い状態で制御バンクDを除く制御棒を全引き抜きとすることから、制御棒誤引抜き時の反応度投入は僅かであるため、本評価においては評価対象外と判断。

第 3-4 表 起因事象発生頻度（停止時レベル 1 PRA）

プラント状態		継続時間*1 (h)	原子炉冷却材 圧力バウンダリ 機能喪失	水位維持 失敗	オーバードレン	余熱除去 機能喪失*2	外部電源 喪失	原子炉補機 冷却機能喪失	反応度の 誤投入
			8.2E-07 (/h)	4.1E-06 (/炉年)	4.1E-06 (/炉年)	6.8E-08 (/h)	5.5E-07 (/h)	2.3E-08 (/h)	3.1E-08 (/炉年)
POS 1	部分出力運転状態	2.1	—	—	—	—	—	—	—
POS 2	高温停止状態（ECCS作動信号ブロックまで）	7.3	—	—	—	—	—	—	—
POS 3	高温停止状態（ECCS作動信号ブロック以降から余熱除去系運転開始まで）	8.8	—	—	—	—	—	—	—
POS 4	余熱除去系による冷却状態① （1次系は満水状態）	55.4	4.5E-05	—	—	3.8E-06	3.0E-05	1.3E-06	—
POS 5	余熱除去系による冷却状態② （ミッドループ運転状態）	85.7	7.0E-05	4.1E-06	4.1E-06	5.8E-06	4.7E-05	2.0E-06	—
POS 6	原子炉キャビティ満水状態	97.7	—	—	—	—	—	—	—
POS 7	燃料取出し状態	602.5	—	—	—	—	—	—	—
POS 8	原子炉キャビティ満水状態	108.5	—	—	—	—	—	—	—
POS 9	余熱除去系による冷却状態③ （ミッドループ運転状態）	182.0	1.5E-04	4.1E-06	4.1E-06	1.2E-05	1.0E-04	4.2E-06	—
POS10	余熱除去系による冷却状態④ （1次系は満水状態）	30.5	2.5E-05	—	—	2.1E-06	1.7E-05	7.0E-07	—
POS11	1次系の漏えい試験 （余熱除去系は一時的に隔離）	13.5	—	—	—	—	—	—	—
POS12	余熱除去系による冷却状態⑤ （1次系は満水状態）	89.4	7.3E-05	—	—	6.1E-06	4.9E-05	2.1E-06	—
POS13	余熱除去系隔離から高温停止状態 （ECCS作動信号ブロック解除まで）	12.1	—	—	—	—	—	—	—
POS14	高温停止状態 （ECCS作動信号ブロック解除以降）	70.6	—	—	—	—	—	—	3.1E-08
POS15	部分出力運転状態	38.8	—	—	—	—	—	—	—

※1：玄海4号炉第10回定期検査実績

※2：待機中の余熱除去系による冷却失敗を含めて評価した値である。

第 3-5 表 運転停止中事故シーケンスグループ別燃料損傷頻度

事故シーケンス	シーケンス別 燃料損傷頻度 (/炉年)	燃料損傷に至る 主要因	グループ別 燃料損傷頻度 (/炉年)	全燃料損傷 頻度への 寄与割合	運転停止中 事故シーケンスグループ	備考
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	3.6E-04	1次冷却材の喪失 (流出)	3.8E-04	約 88.3%	原子炉冷却材の流出	全燃料損傷頻度の 100%を燃料損傷防 止対策にてカバー
水位維持失敗	8.2E-06					
オーバードレン	8.2E-06					
余熱除去機能喪失	3.0E-05	余熱除去機能の 喪失	4.8E-05	約 11.1%	崩壊熱除去機能の喪失 (RIIR の故障による停止時 冷却機能喪失)	
外部電源喪失 +余熱除去系による冷却失敗	7.6E-06					
原子炉補機冷却機能喪失	1.0E-05					
外部電源喪失 +非常用所内交流動力電源喪失	2.5E-06	電源機能の喪失	2.5E-06	約 0.6%	全交流動力電源喪失	
反応度の誤投入	3.1E-08	反応度の誤投入	3.1E-08	<0.1%	反応度の誤投入	
合計	4.3E-04	—	4.3E-04	100%	—	

第 3-6 表 重要事故シーケンス（運転停止中原子炉における燃料損傷防止に係るもの）

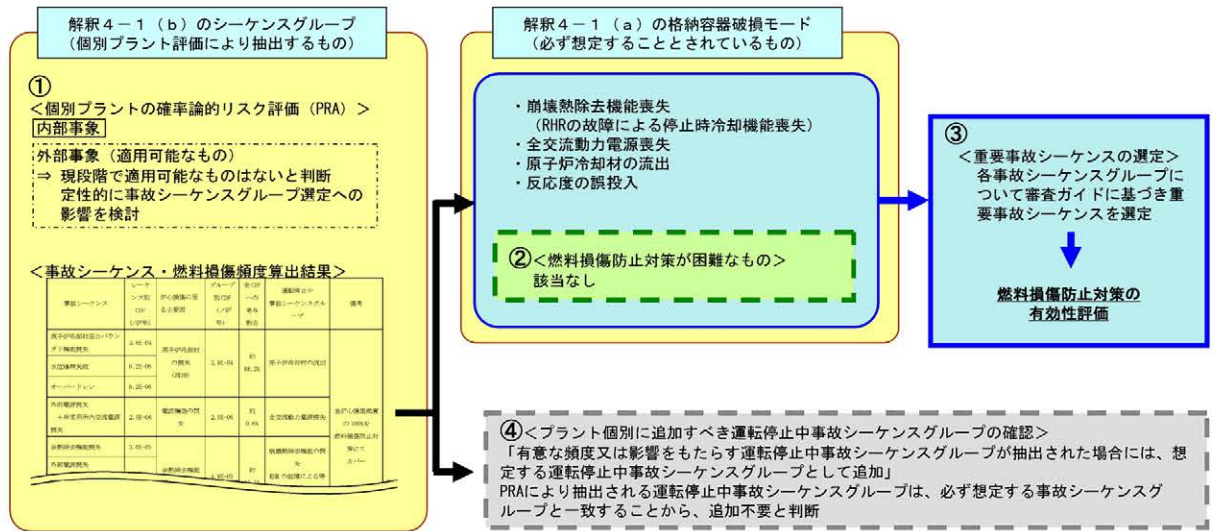
事故シーケンスグループ	事故シーケンス	燃料損傷防止対策	重要事故シーケンスの選定の考え方			備考（a：余裕時間、b：設備容量、c：代表性）
			a	b	c	
崩壊熱除去機能喪失 RHRの故障による 停止時冷却機能喪失	◎ 余熱除去機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 充てんポンプによる炉心注水</li> <li>・ 常設電動注入ポンプによる炉心注水*</li> <li>※：原子炉補機冷却機能喪失時</li> </ul>	高	高	高	<p>「余熱除去機能喪失」及び「外部電源喪失+余熱除去系による冷却失敗」については外部電源喪失の有無の相違があっても余熱除去機能喪失には変わらず、「余熱除去機能喪失」及び「原子炉補機冷却機能喪失」については崩壊熱除去機能が喪失するという理由で同じ事象進展となるが余裕時間の観点で「余熱除去機能喪失」が厳しい。</p> <p>また、「外部電源喪失+余熱除去系による冷却失敗」は「全交流動力電源喪失」に包絡され、発生頻度においては、該当事故シーケンスの中で「余熱除去機能喪失」が特に大きい。したがって余熱除去機能喪失を代表として選定した。</p> <p>さらに、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、崩壊熱が大きく、1次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	
全交流動力電源喪失	◎ 外部電源喪失 +非常用所内交流動力電源喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 大容量空冷式発電機+常設電動注入ポンプによる炉心注水</li> </ul>	—	—	高	<p>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+非常用所内交流動力電源喪失」のみである。</p> <p>さらに、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、崩壊熱が大きく、1次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全交流動力電源が喪失する事象を選定するとともに、従属的に発生する原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮した。</p>
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	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 充てんポンプによる炉心注水</li> </ul>	高	高	高	<p>いずれの事故シーケンスも1次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。</p> <p>さらに、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、崩壊熱が大きく、1次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系統構成の誤り等により1次冷却材が流出する事象を選定した。</p>
	— 水位維持失敗		中	中	低	
	— オーバードレン		中	中	低	
反応度の誤投入	◎ 反応度の誤投入	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 純水注入停止操作</li> </ul>	—	—	高	<p>定検期間中、原子炉起動前までは希釈を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、原子炉起動前のほう素希釈運転中に化学体積制御系の弁の誤操作等による純水注入により1次冷却材が希釈され原子炉が臨界に至る可能性がある事象を選定した。</p>

◎：最も厳しい事故シーケンス

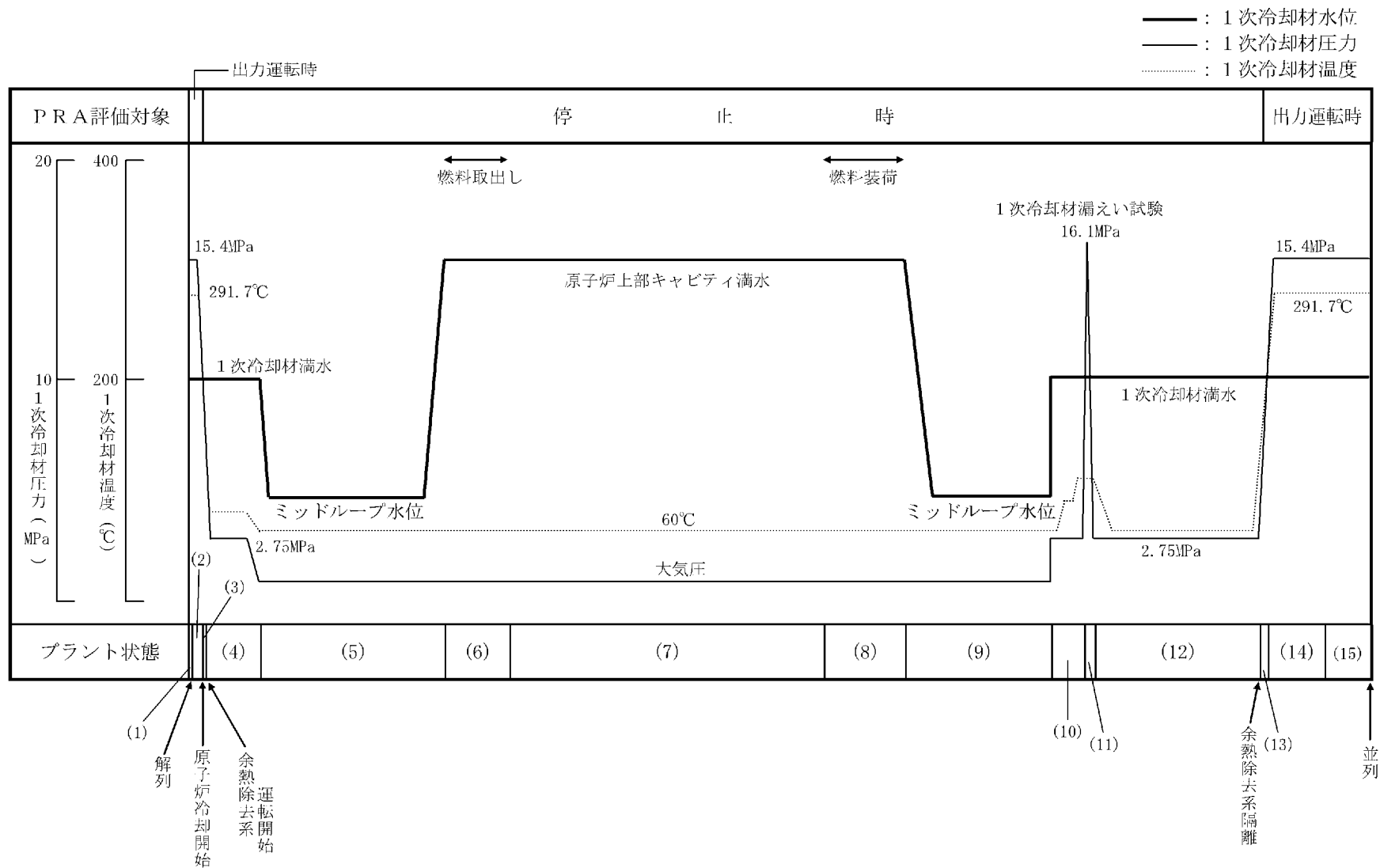
審査ガイドラインの着眼点a、bに対する影響度の観点から「高」、「中」及び「低」とした。

第 3-7 表 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンスの選定結果

事故シーケンスグループ	重要事故シーケンス
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)	燃料取出前のミッドループ運転時における余熱除去機能喪失
全交流動力電源喪失	燃料取出前のミッドループ運転時における外部電源喪失+非常用所内交流動力電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失
原子炉冷却材の流出	燃料取出前のミッドループ運転時における原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失
反応度の誤投入	原子炉起動時における化学体積制御系の弁の誤作動等による原子炉への純水流入



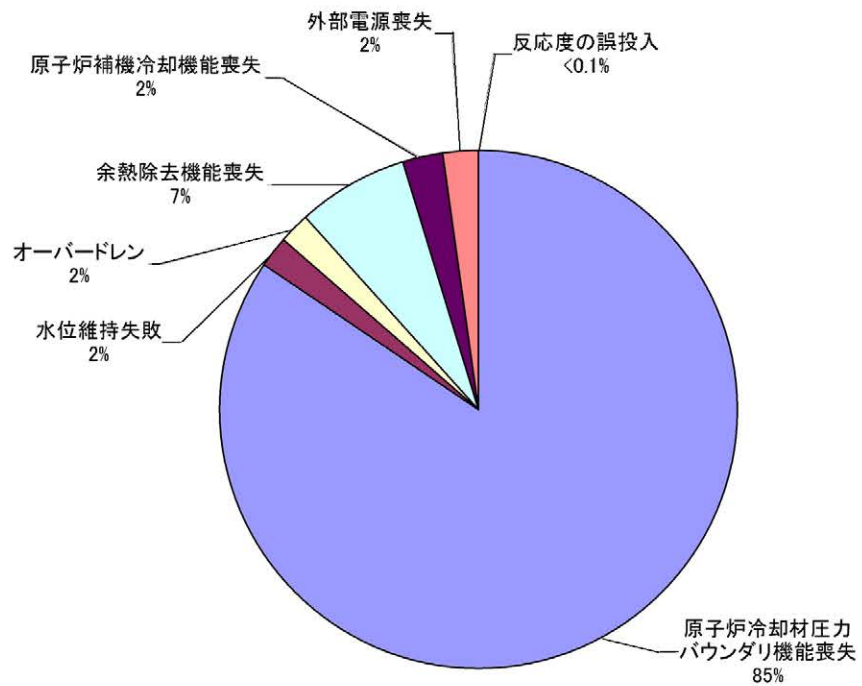
第 3-1 図 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス選定の  
全体プロセス



第 3-2 図 プラント停止時のプラント状態と主要パラメータの推移

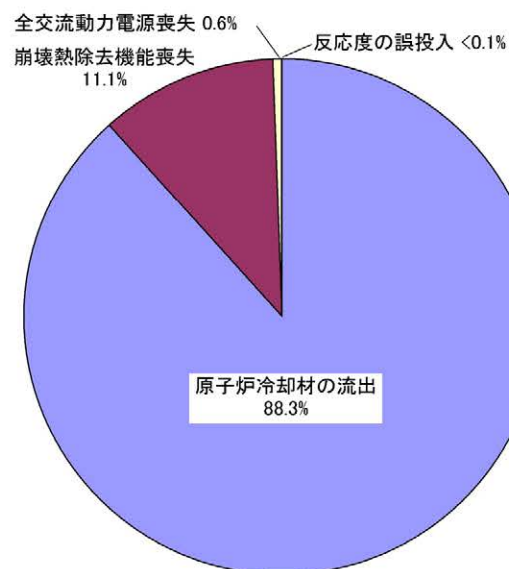
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失			事故シーケンス
_____			原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失
水位維持失敗			事故シーケンス
_____			水位維持失敗
オーバードレン			事故シーケンス
_____			オーバードレン
余熱除去機能喪失			事故シーケンス
_____			余熱除去機能喪失
原子炉補機冷却機能喪失			事故シーケンス
_____			原子炉補機冷却機能喪失
外部電源喪失	非常用所内交流動力電源	余熱除去系による冷却	事故シーケンス
_____			燃料冷却成功
_____			外部電源喪失 + 余熱除去系による冷却失敗
_____			外部電源喪失 + 非常用所内交流動力電源喪失
反応度の誤投入			事故シーケンス
_____			反応度の誤投入

第 3-3 図 停止時内部事象 PRA 用イベントツリー



(起因事象の寄与割合)

第 3-4 図 事故シーケンスの定量化の結果 (停止時レベル 1 PRA)



第 3-5 図 事故シーケンスグループの燃料損傷頻度への寄与割合

#### 4. 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活用したPRAの実施プロセスについて

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際して適用可能としたPRAについては、一般社団法人 日本原子力学会において標準化された実施基準を参考に評価を実施し、各実施項目について「PRAの説明における参照事項（平成25年9月 原子力規制庁）」において参照すべき事項として挙げられているレベル1 PRA（内部事象、内部事象（停止時）、外部事象（地震及び津波）、レベル1.5PRA（内部事象、外部事象（地震））等の記載事項への対応状況を確認した。

また、PRAの評価プロセスの確認及び更なる品質向上を目的として、一般社団法人 日本原子力学会の実施基準との整合性及び国内外の知見を踏まえたPRA手法の妥当性について、「PRAの説明における参照事項（平成25年9月 原子力規制庁）」も参照し、海外のレビュアーを含む専門家によるピアレビューを実施した。なお、本ピアレビューでは、第三者機関から発行されている「PSAピアレビューガイドライン（平成21年6月 一般社団法人 日本原子力技術協会）」を参考にした。その結果、実施したPRAにおいて、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結果に影響を及ぼすような技術的な問題点がないことを確認した。

## 別紙 1

有効性評価の事故シーケンスグループ等の選定に際しての  
外部事象の考慮について

重大事故等対策の有効性評価に係る個別プラントでの事故シーケンスグループ等の選定に際しては、解釈に「個別プラントの内部事象に関するPRA及び外部事象に関するPRA（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価を実施すること。」と記載されている。

今回、外部事象に関しては、手法が適用可能な段階にあるものとして地震及び津波のレベル1 PRAを対象に実施した。

火災、溢水及びその他外部事象については、PRA手法の確立に向け検討中又は起因事象発生頻度など現実的な定量評価の実施に際して必要となるデータの整備中である。したがって、現段階では「適用可能なもの」に含まれないものと判断したが、「それに代わる手法」として、これらの外部事象の影響を考慮した場合の事故シーケンスグループ等の選定への影響について以下のとおり検討・整理した。

## 1. 炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループの選定に係る検討（レベル1 PRA）

## 1.1 火災及び溢水の影響

外部事象のうち、火災及び溢水については、レベル1 PRAの手法確立・個別プラントへの展開に係る検討作業がある程度進んでいることを踏まえ、PRAを念頭にして想定される起因事象を整理した結果を第1表及び第2表に示す。

第1表及び第2表で抽出された起因事象は、屋内に設置されている安全系機器の機能喪失を経て炉心損傷に至る可能性を有するが、これらは安全系機器の故障・誤操作を想定する内部事象レベル1 PRAから得られる起因事象に含まれている。

溢水及び火災の発生の際には、同一区画内に近接設置されている機器、制御回路が共通要因で機能喪失する可能性もある。設計基準対象施設により波及拡大に起因する広範囲における重疊的な事象発生を防止できることを考えると、定量化に際しては別途評価が必要であるものの、これらは内部事象レベル1 PRAから得られる事故シーケンスと同様の事象になるものと推定される。

## 1.2 その他外部事象の影響

その他の外部事象としては解釈第6条第2項に自然現象として、第8項に安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）（以下「人為事象」という。）として、具体的に以下が記載されている。

### <自然現象>

敷地の自然環境を基に、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象又は森林火災等から適用されるもの。

### <人為事象>

敷地及び敷地周辺の状況をもとに選択されるものであり、飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突又は電磁的障害等。

これらの外部事象については、一般社団法人 日本原子力学会リ

スク専門部会においてリスク評価に係る考え方の議論が開始されている。一方、具体的なPRA手法に係る検討は現段階では行われていないが、相当程度の構造強度を有する安全上重要度の高い建屋内部の設備に直接的な影響を及ぼす可能性は低く、建屋外部に設置された設備への影響が主要な検討対象になるものと推定される（第3表、第4表及び添付参照）。

自然現象については、炉心損傷に至る可能性のある建屋外部の設備の機能喪失として、海水ポンプの機能喪失による原子炉補機冷却機能喪失及び変圧器・送電線等の機能喪失による全交流動力電源喪失が想定される。これらは、いずれも今回のPRA実施により抽出した事故シーケンスとしても確認している。

また、火山（火山灰の降下）では火山灰、森林火災ではばい煙の建屋開口部からの取り込みによる換気空調系機能への影響等は新たに考慮すべき可能性があるものと考えられる。これらについては、原子炉補機冷却機能喪失、全交流動力電源喪失発生時には同時に換気空調系機能喪失が想定されており、想定される事故シーケンスと類似した事象になるものと推定される。

自然現象の重畳を考慮した場合でも、建屋外部に設置された設備への影響の程度が変わるのみであり、起因事象としては変わらないことから、新たな事故シーケンスグループが発生することはないものとする。

人為事象についても、原子炉施設へ与える影響について評価した。評価対象事象のうち、飛来物（航空機落下等）及び電磁的障害については、発生確率が十分に低いと考えられるが、仮に発生を想定した場合でも大規模損壊対策による影響緩和が可能である。その他の

人為事象については、玄海原子力発電所の敷地及び敷地周辺の地域特性を考慮すると発生のおそれはないと考えられる。仮に発生を想定した場合でも、自然現象と同様に建屋外部に設置された設備への影響を考慮すれば良いことから、新たな事故シーケンスグループが発生することはないものとする。

## 2. まとめ

事故シーケンスグループ等の選定に際して、現段階でPRA適用可能と判断した地震レベル1 PRA及び津波レベル1 PRA以外の外部事象について、定性的に分析・推定した。その結果、新たに追加すべき事故シーケンスグループ等は発生しないものと評価した。

なお、今回、定性的な分析とした各PRA並びに地震発生時に想定される地震随伴津波、地震随伴火災及び地震随伴溢水を対象としたPRAについては、手法整備の研究及び実機プラントへの適用の検討を順次進めていく予定である。

第1表 内部溢水により誘発される起回事象

(日本原子力学会標準附属書に記載の例)

起回事象	起回事象を誘発する要因の例
小破断LOCA	溢水による加圧器逃がし弁制御回路の誤作動
主給水流量喪失	溢水による主給水ポンプなどの機能喪失
2次冷却系の破断	溢水による主蒸気逃がし弁制御回路の誤作動
過渡事象／手動停止	溢水による原子炉トリップ／手動停止
外部電源喪失	溢水による常用母線などの機能喪失
原子炉補機冷却機能喪失	溢水による原子炉補機冷却水ポンプなどの機能喪失

第2表 内部火災により誘発される起回事象

起回事象	起回事象を誘発する要因の例
小破断LOCA	火災による加圧器逃がし弁制御回路の誤作動 火災によるRCPシール冷却機能喪失
インターフェイスシステムLOCA	火災による隔離弁制御回路の誤作動
主給水流量喪失	火災による主給水ポンプの機能喪失
2次冷却系の破断	火災による主蒸気逃がし弁制御回路の誤作動
過渡事象／手動停止	火災による原子炉トリップ／手動停止
外部電源喪失	火災による常用母線の機能喪失
原子炉補機冷却機能喪失	火災による原子炉補機冷却水ポンプなどの機能喪失

第3表 自然現象が原子炉施設へ与える影響

自然現象	原子炉施設へ与える影響
洪水	敷地付近に河川はないことから、敷地が洪水による被害を受けることは考えられない。また、発生する影響は溢水又は津波の影響に包含される。
風（台風）	安全施設に対する風荷重は、最寄りの気象官署で過去観測された最大瞬間風速を想定しても安全上重要な構築物等に影響を与えることはない。また、強風の影響としては竜巻の影響に包含される。
竜巻	過大な風荷重、気圧差荷重、飛来物により構築物等が破損し、構築物等に直接的あるいは波及的影響を与える可能性があるが、日本で過去に発生した竜巻による最大風速及び国内最大規模の竜巻を想定しても、安全上重要な構築物等に影響を与えることはない。ただし、送電鉄塔倒壊による外部電源喪失が想定される。一方、屋外設備の海水ポンプは飛来物による破損が考えられ、海水ポンプ機能喪失による原子炉補機冷却機能喪失が想定される。また、変圧器・送電線等の機能喪失による外部電源喪失が想定される。なお、海水ポンプについては、飛来物への防護対策を講じることとしている。
凍結	屋外設備の機能低下が考えられるが、最寄りの気象官署で過去観測された最低気温を想定して凍結防止対策を講じていることから、安全上重要な設備に影響を与えることはない。可能性としてはディーゼル発電機燃料油貯油槽の重油凍結による全交流動力電源喪失及びヒートシンク（海水）の凍結が考えられる。また、着氷による変圧器・送電線等の機能喪失による外部電源喪失が想定される。
降水	溢水又は津波による影響に包含される。
積雪	過大な積雪荷重により構築物等が破損する可能性があるが、過去記録された最大積雪量を想定しても、安全上重要な構築物等に影響を与えることはないと考えられる。また、玄海原子力発電所は豪雪地帯ではないため、積雪による影響は考え難い。可能性としては、雪によるディーゼル発電機吸排気口閉塞や着雪に伴う変圧器・送電線等の機能喪失による外部電源喪失が想定される。
落雷	原子炉格納施設等への避雷針の設置、接地網の布設による接地抵抗の低減等を行うとともに、安全保護系への雷サージ侵入の抑制を図る回路設計とし、安全施設の安全機能を損なうおそれがない設計としているため、安全上重要な設備に影響を与えることはないと考えられる。ただし、海水ポンプモータ部への雷撃に伴う損傷による原子炉補機冷却機能喪失や、変圧器・送電線等の機能喪失による外部電源喪失が想定される。
地滑り	構築物等が損壊する可能性があるが、安全上重要な原子炉建屋等の構築物周辺には地滑りを想定すべき急斜面、地滑り地形はない。ただし、発電所周辺では倒壊に伴う送電線等の機能喪失による外部電源喪失が想定される。
火山の影響	火山灰による過大な積載荷重による構築物等の破損、火山灰による排気筒等の閉塞等の可能性があるが、発電所運用期間中の活動可能性のある火山における過去最大規模の噴火による敷地付近への火山灰を保守的に見積もった降下厚さの想定では、安全上重要な構築物等に影響を与えることはない。ただし、荷重によるタービン建屋破損に伴う2次系除熱機能喪失や、変圧器及び開閉所の機能喪失による外部電源喪失が想定される。また、建屋開口部からの火山灰の取り込みによる換気空調系機能に影響を与える可能性がある。
生物学的事象	海生生物については、大量の襲来を原因とした海水ポンプの機能喪失による原子炉補機冷却機能喪失が想定される。なお、小動物については、屋外設置の端子箱内に侵入した場合に短絡、地絡事象の原因となり得るが、ケーブル貫通部等のシールにより防止可能であり、トレン分離した安全機能が共通要因で機能喪失することはない。
森林火災	森林火災については輻射熱による設備・建屋への影響が想定されるが、設計基準対象施設は、森林火災に対して、「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」を参照し、防火帯を設けていることから、安全性を損なうおそれはない。ただし、火災により森林内に設置された送電線等の機能喪失による外部電源喪失が想定される。
高潮	安全施設は高潮による影響のない敷地高さに設置されていることから、安全性を損なうおそれはない。なお、高潮の影響は、津波に対する裕度の評価において参照する。

第4表 外部人為事象が原子炉施設へ与える影響

外部人為事象	原子炉施設へ与える影響
有毒ガス	幹線道路、鉄道路線、航路及び石油コンビナート施設は発電所から十分な離隔距離が確保されており、危険物を搭載した車両及び船舶を含む事故等による当該発電所への有毒ガスの影響はない。
飛来物（航空機落下等）	航空機落下確率評価結果が防護設計の要否判断の基準である $10^{-7}$ 回/炉・年を超えないため、航空機衝突による防護設計を必要としない。なお、当該事象が万が一発生した場合には、大規模損壊及び大規模な火災が発生することを想定し、大規模損壊対策による影響緩和を図ることで対応する。
船舶の衝突（船舶事故）	定期航路は発電所から離隔距離が確保されている。また、小型船舶が発電所近傍で漂流した場合でも、敷地前面の護岸等に衝突して止まることから取水性に影響はない。
爆発 （プラント外での爆発）	発電所敷地外 10km 以内の範囲において、爆発により安全施設に影響を及ぼすような石油コンビナート施設はないため、爆発による安全施設への影響については考慮する必要はない。また、発電所敷地外 10km 以内の範囲において、石油コンビナート以外の産業施設を調査した結果、唐津市及び玄海町に主要な産業施設があるが、これらの産業施設は発電所からの離隔距離が確保されており、さらに、これらの産業施設と玄海原子力発電所の間には標高約 120m の山林の障壁があり、火災時の輻射熱及びガス爆発による爆風圧による影響を受けるおそれはない。
電磁的障害	安全保護系計器ラック及びケーブルは、ラインフィルタや絶縁回路の設置により、サージ・ノイズの侵入を防止するとともに、鋼製管体や金属シールド付ケーブルの適用により電磁波の侵入を防止する設計としており、発生の可能性は小さいと考えられる。なお、仮に当該事象が発生した場合には、複数の信号系の損傷も想定されるが、大規模損壊対策による影響緩和を図ることで対応する。
ダム の 崩 壊	発電所の敷地の近くには崩壊により影響を及ぼすようなダムはないことから、安全性を損なうおそれはない。
火災 （近隣工場等の火災）	石油コンビナート施設の火災については、「爆発（プラント外での爆発）」に記載したとおりである。 発電所敷地内に存在する危険物タンクの火災発生については、輻射熱による外部火災防護施設の建屋（垂直外壁面及び天井スラブから選定した、火災の輻射に対して最も厳しい箇所）の表面温度等を許容温度以下とする設計としている。許容温度を上回る場合は、貯蔵量低減対策を実施し、許容温度を下回る設計とする。 発電所敷地内への航空機墜落に伴う火災発生については、輻射熱による外部火災防護施設の建屋表面温度等を許容温度以下とする設計としている。 石油コンビナート施設の火災、発電所敷地内に存在する危険物タンクの火災及び航空機墜落による火災に伴うばい煙等発生時の二次的影響に対しては、外気を取り入れる換気空調設備、外気を設備内に取り込む機器及び室内の空気を取り込む機器に分類し、影響評価を行い、必要な場合は対策を行う設計としている。

## 添付

外部事象（地震、津波、火災及び溢水を除く）の影響評価について

解釈第6条第2項に記載されている自然現象については、現段階でのPRAの実施は困難である。よって、それに代わる方法として事故シーケンスグループの抽出を行い、重大事故等対策の有効性評価において新たに追加が必要となる事故シーケンスグループの有無について確認を行った。

#### 1. 評価対象事象

設計基準において想定される外部事象（自然現象及び人為事象）について、添付-1のとおり抽出しているが、人為事象については、発生のおそれがないこと等から、ここでは自然現象（地震、津波、火災及び溢水を除く）に着目した評価を行った。

なお、自然現象の評価に当たっては、以下の事象を選定した。

- ・ 洪水
- ・ 風（台風）
- ・ 竜巻
- ・ 凍結
- ・ 降水
- ・ 積雪
- ・ 落雷
- ・ 地滑り
- ・ 火山の影響
- ・ 生物学的事象

- ・ 森林火災
- ・ 高潮

## 2. 想定範囲

事故シーケンスグループの抽出に当たっては、上記自然現象のそれぞれについて、過酷と考えられる条件を基にその影響について評価を行う。

## 3. まとめ

第1表に示す各評価対象事象について、事故シーケンスに至る可能性の検討を実施した（添付-2～7参照）。その結果、内部事象PRA、地震PRA及び津波PRAにて抽出した事故シーケンスグループに対して、新たに追加が必要となる事故シーケンスグループは発生しないものと判断した。

第 1 表 事象の選定結果

No.	事象	備考	詳細説明
1	洪水	「津波」による影響評価に包含される。	—
2	風（台風）	「竜巻」による影響評価に包含される。	—
3	竜巻	当該事象に関する影響評価を行う。	添付－ 2
4	凍結	当該事象に関する影響評価を行う。	添付－ 3
5	降水	「津波」による影響評価に包含される。	—
6	積雪	当該事象に関する影響評価を行う。	添付－ 4
7	落雷	当該事象に関する影響評価を行う。	添付－ 5
8	地滑り	安全上重要な原子炉建屋等の構築物周辺には地滑りを想定すべき急斜面、地滑り地形はないため、安全施設の機能が損なわれることはない。	—
9	火山の影響	当該事象に関する影響評価を行う。	添付－ 6
10	生物学的事象	海生生物襲来による海水ポンプ機能喪失、小動物等によるケーブル類の損傷が想定されるが、除塵装置及び小動物の侵入防止対策により、安全施設の機能が損なわれることはない。	—
11	森林火災	当該事象に関する影響評価を行う。	添付－ 7
12	高潮	「津波」による影響評価に包含される。	—

## 添付－1

設計基準において想定される自然現象及び安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）の選定

設計基準において想定される自然現象及び安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）（以下、「人為事象」という。）について選定を行った。

(1) 自然現象及び人為事象に係る外部ハザードの抽出

設置許可基準規則の解釈第6条第2項及び第8項において、「設計基準において想定される自然現象（地震及び津波を除く。）」と「設計基準において想定される人為事象」として、以下のとおり例示されている。

第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）

（中略）

- 2 第1項に規定する「想定される自然現象」とは、敷地の自然環境を基に、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象又は森林火災等から適用されるものをいう。

（中略）

- 8 第3項に規定する「発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）」とは、敷地及び敷地周辺の状況をもとに選択されるものであり、飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、

近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突又は電磁的障害等をいう。

設計基準において想定される自然現象及び人為事象について、網羅的に抽出するために国内外の基準等を収集し、リストアップした。基準の選定にあたっては、国外の基準として、原子力発電所に対するレベル1 PRAの開発及び適用のためにIAEAが発行したガイド

- ・「Specific Safety Guide(SSG-3) “Development and Application of Level1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants”, IAEA, April 2010」

及び設計基準を超える外部事象が原子力発電所に対してもたらす課題に対処するために米国NEIが発行した手引き

- ・ DIVERSE AND FLEXIBLE COPING STRATEGIES(FLEX) IMPLEMENTATION GUIDE (NEI 12-06 August 2012)

また、日本の自然現象を網羅する観点から、日本の自然災害の歴史をとりまとめた

- ・「日本の自然災害」国会資料編纂会1998年

を参考にした。これらの基準等に基づき抽出した自然現象に係る外部ハザードを表1-1、人為事象に係る外部ハザードを表1-2に示す。

なお、その他に原子力発電所のPRAの実施のために米国NRCが発行したガイド

- ・ NUREG/CR-2300 “PRA PROCEDURES GUIDE”, NRC, January 1983

等の基準も事象収集の対象としたが、これら追加した基準の事象により、「(3)設計基準において想定される自然現象及び人為事象の選定結果」において選定される事象が増加することはなかった。

表1-1 外部ハザードの抽出（自然現象）（1/2）

丸数字は、外部ハザードを抽出した文献を示す。

No	外部事象	外部ハザードを抽出した文献							
		①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧
1-1	極低温（凍結）	○		○	○	○	○	○	
1-2	隕石	○		○		○		○	
1-3	豪雨（降水）	○	○	○	○	○	○	○	
1-4	河川の迂回	○				○		○	
1-5	砂嵐	○		○		○		○	
1-6	静振	○				○		○	
1-7	地震活動	○	○	○	○	○	○	○	
1-8	積雪（暴風雪）	○	○	○	○	○	○	○	
1-9	土壌の収縮又は膨張	○				○		○	
1-10	高潮	○	○			○		○	
1-11	津波	○	○	○	○	○	○	○	
1-12	火山活動・降灰	○	○	○	○	○	○	○	
1-13	波浪・高波	○	○			○		○	
1-14	雪崩	○	○	○		○		○	
1-15	生物学的事象	○			○		○	○	
1-16	海岸侵食	○				○		○	
1-17	干ばつ	○	○	○		○		○	
1-18	外部洪水	○	○			○	○	○	
1-19	暴風（台風）	○	○	○	○	○	○	○	
1-20	竜巻	○	○	○	○	○	○	○	
1-21	濃霧	○				○		○	
1-22	森林火災	○	○		○	○	○	○	
1-23	霜・白霜	○	○	○		○		○	
1-24	草原火災	○							
1-25	ひょう・あられ	○	○	○		○		○	
1-26	極高温	○	○	○		○		○	
1-27	満潮	○				○		○	
1-28	ハリケーン	○				○		○	
1-29	氷結	○		○		○		○	
1-30	氷晶			○					

〔外部ハザードを抽出した文献〕

- ① DIVERSE AND FLEXIBLE COPING STRATEGIES (FLEX) IMPLEMENTATION GUIDE (NEI 12-06 August 2012)  
 ② 「日本の自然災害」国会資料編纂会 1998 年  
 ③ Specific Safety Guide (SSG-3) "Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants", IAEA, April 2010  
 ④ 「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の解釈」（制定：平成 25 年 6 月 19 日）  
 ⑤ NUREG/CR-2300 "PRA PROCEDURES GUIDE", NRC, January 1983  
 ⑥ 「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」（制定：平成 25 年 6 月 19 日）  
 ⑦ ASME/ANS RA-Sa-2009 "Addenda to ASME/ANS RA-S-2008 Standard for Level 1/ Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications"  
 ⑧ B. 5. b Phase 2&3 Submittal Guideline (NEI-06-12 December 2006)-2011.5 NRC 公表

表1-1 外部ハザードの抽出（自然現象）（2/2）

丸数字は、外部ハザードを抽出した文献を示す。

No	外部事象	外部ハザードを抽出した文献							
		①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧
1-31	氷壁			○					
1-32	土砂崩れ（山崩れ、がけ崩れ）		○						
1-33	落雷	○	○	○	○	○	○	○	
1-34	湖又は河川の水位低下	○		○		○		○	
1-35	湖又は河川の水位上昇			○		○			
1-36	陥没・地盤沈下・地割れ	○	○						
1-37	極限的な圧力（気圧高低）			○					
1-38	もや			○					
1-39	塩害、塩雲			○					
1-40	地面の隆起		○	○					
1-41	動物			○					
1-42	地滑り	○	○	○		○	○	○	
1-43	カルスト			○					
1-44	地下水による浸食			○					
1-45	海水面低			○					
1-46	海水面高			○					
1-47	地下水による地滑り			○					
1-48	水中の有機物			○					
1-49	太陽フレア、磁気嵐	○							
1-50	高温水（海水温高）			○					
1-51	低温水（海水温低）		○	○					
1-52	泥湧出		○						
1-53	土石流		○						
1-54	毒性ガス	○				○		○	

[外部ハザードを抽出した文献]

- ① DIVERSE AND FLEXIBLE COPING STRATEGIES (FLEX) IMPLEMENTATION GUIDE (NEI 12-06 August 2012)
- ② 「日本の自然災害」国会資料編纂会 1998 年
- ③ Specific Safety Guide (SSG-3) "Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants", IAEA, April 2010
- ④ 「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の解釈」（制定：平成 25 年 6 月 19 日）
- ⑤ NUREG/CR-2300 "PRA PROCEDURES GUIDE", NRC, January 1983
- ⑥ 「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」（制定：平成 25 年 6 月 19 日）
- ⑦ ASME/ANS RA-Sa-2009 "Addenda to ASME/ANS RA-S-2008 Standard for Level 1/ Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications"
- ⑧ B. 5. b Phase 2&3 Submittal Guideline (NEI-06-12 December 2006)-2011.5 NRC 公表

表1-2 外部ハザードの抽出（人為事象）

丸数字は、外部ハザードを抽出した文献を示す。

No	外部事象	外部ハザードを抽出した文献							
		①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧
2-1	衛星の落下	○		○				○	
2-2	パイプライン事故（ガスなど）、パイプライン事故によるサイト内爆発等	○		○		○		○	
2-3	交通事故（化学物質流出含む）	○		○	○	○		○	
2-4	有毒ガス	○				○	○	○	
2-5	タービンミサイル	○			○	○	○	○	
2-6	航空機衝突	○		○	○	○	○	○	○
2-7	工業施設又は軍事施設事故	○				○		○	
2-8	船舶事故	○		○	○		○		
2-9	自動車又は船舶の爆発	○		○					
2-10	船舶から放出される固体液体不純物			○					
2-11	水中の化学物質			○					
2-12	プラント外での爆発			○	○		○		
2-13	プラント外での化学物質の流出			○					
2-14	サイト貯蔵の化学物質の流出	○		○		○		○	
2-15	軍事活動でのミサイル			○					
2-16	掘削工事			○					
2-17	他のユニットからの火災			○					
2-18	他のユニットからのミサイル			○					
2-19	他のユニットからの内部溢水			○					
2-20	電磁的障害			○	○		○		
2-21	ダムの崩壊			○	○		○		
2-22	内部溢水				○	○	○	○	
2-23	火災（近隣工場等の火災）			○	○	○	○		

〔外部ハザードを抽出した文献〕

- ① DIVERSE AND FLEXIBLE COPING STRATEGIES (FLEX) IMPLEMENTATION GUIDE (NEI 12-06 August 2012)
- ② 「日本の自然災害」国会資料編纂会 1998 年
- ③ Specific Safety Guide (SSG-3) "Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants", IAEA, April 2010
- ④ 「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の解釈」（制定：平成 25 年 6 月 19 日）
- ⑤ NUREG/CR-2300 "PRA PROCEDURES GUIDE", NRC, January 1983
- ⑥ 「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」（制定：平成 25 年 6 月 19 日）
- ⑦ ASME/ANS RA-Sa-2009 "Addenda to ASME/ANS RA-S-2008 Standard for Level 1/ Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications"
- ⑧ B. 5. b Phase 2&3 Submittal Guideline (NEI-06-12 December 2006)-2011.5 NRC 公表

(2) 設計基準において想定される自然現象（地震及び津波を除く。）及び人為事象の選定

(1) で網羅的に抽出した外部ハザードについて、設計基準において想定される自然現象（地震及び津波を除く。）及び人為事象を選定するため、敷地の自然環境や敷地及び敷地周辺の状態を考慮し、海外での評価手法\*を参考とした表1-3の基準により事象の選定を行った。

表1-3 選定の基準（参考1-1参照）

基準	補 足
基準A	プラントに影響を及ぼすほど接近した場所に発生しない。(例：No. 1-5 砂嵐)
基準B	ハザード進展・襲来が遅く、事前にそのリスクを予知・検知することによりハザードを排除できる。(例：No. 1-39 塩害、塩雲)
基準C	プラント設計上、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。(例：No. 1-21 濃霧)
基準D	影響が他の事象に包含される。(例：No. 1-27 満潮)
基準E	発生頻度が他の事象と比較して非常に低い。(例：No. 1-2 隕石)
基準F	外部からの衝撃による損傷の防止とは別の条項により評価を実施している。又は故意の人為事象等外部からの衝撃による損傷の防止の対象外の事項(例：No. 1-7 地震活動)

※ ASME/ANS RA-Sa-2009 "Addenda to ASME/ANS RA-S-2008 Standard for Level 1/ Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications"

(3) 設計基準において想定される自然現象及び人為事象の選定結果

(2) で検討した基準に基づき、設計基準において想定される自然現象及び人為事象を選定した結果を表1-4及び表1-5に示す。

第6条に該当する「設計基準において想定される自然現象」として、以下の12事象を選定した。

- ・ 洪水
- ・ 風（台風）
- ・ 竜巻

- ・凍結
- ・降水
- ・積雪
- ・落雷
- ・地滑り
- ・火山の影響
- ・生物学的事象
- ・森林火災
- ・高潮

また、「設計基準において想定される人為事象」として、以下の7事象を選定した。

- ・飛来物（航空機落下等）
- ・ダムの崩壊
- ・爆発
- ・近隣工場等の火災
- ・有毒ガス
- ・船舶の衝突
- ・電磁的障害

表 1-4 設計基準において想定される自然現象の選定結果 (1/4)

No	事 象	選定基準						選定結果	備 考
		A	B	C	D	E	F		
1	凍結 (極低温 (凍結))							○	地域の特性を踏まえ評価対象とする。
2	隕石					レ		×	安全施設の機能に影響を与える規模の隕石が衝突する可能性は極めて小さい*1。
3	降水 (豪雨 (降水))							○	地域の特性を踏まえ評価対象とする。
4	河川の迂回	レ						×	河川は発電所の取水源ではない。
5	砂嵐	レ						×	発電所付近には砂漠がないため発生しない。
6	静振				レ			×	安全施設の機能に影響を及ぼす湖等は付近にないが、影響については津波に包含される。
7	地震活動						レ	×	第四条 (地震による損傷の防止) に該当する。
8	積雪 (暴風雪)							○	地域の特性を踏まえ評価対象とする。
9	土壌の収縮又は膨張				レ			×	地盤の脆弱性に係る影響であるため、「地震」(地盤) による影響評価に包含される。
10	高潮							○	地域の特性を踏まえ評価対象とする。

※1 NUREG-1407 “Procedural and Submittal Guidance for the Individual Plant Examination of External Events (IPEEE) for Severe Accident Vulnerabilities”によると、隕石や人工衛星については、衝突の確率が  $10^{-9}$  と非常に小さいため、起因事象頻度は低く IPEEE の評価対象から除外する旨が記載されている。なお、本記載の基となった NUREG/CR-5042, Supplement2 によると、1 ポンド以上の隕石の年間落下数と地表の一定面積に落下する確率を面積比で概算した結果、100 ポンド以上の隕石が 10,000 平方フィートに落下する確率は  $7 \times 10^{-10}$ /炉年、100,000 平方フィートに落下する確率は  $6 \times 10^{-9}$ /炉年、隕石落下による津波の確率は  $9 \times 10^{-10}$ /炉年と評価されている。

その他、IAEA の SAFETY STANDARDS SERIES No. NS-R-1, “SAFETY OF NUCLEAR POWER PLANTS: DESIGN”では、想定起因事象で考慮しないものとして、自然または人間に起因する外部事象であって、極めて起こりにくいもの (例えば、隕石や人工衛星の落下) を挙げている。

なお、隕石が玄海原子力発電所に衝突する確率については、概略計算で以下のとおり見積もられる。

地球近傍の天体が地球に衝突する確率及び衝突した際の被害状況を表す尺度として、トリノスケールがあるが、2012 年現在において、NASA は今後 100 年間に衝突が起こる可能性のある天体について、このトリノスケールのレベル 1 を超えるものはないとしている。

このレベル 1 の小惑星として “2007VK<sub>164</sub>” が挙げられているが、当該惑星の衝突確率は「1,750 分の 1」である。そこで、隕石が地球に落ちて地上に当たる確率を 1/1,750 とする。

・地球の表面積：510,072,000 (km<sup>2</sup>)

・玄海原子力発電所の敷地面積：0.84 (km<sup>2</sup>)

であることから、隕石が玄海原子力発電所の敷地内に衝突する確率は、概算で以下のとおりとなる。

$$1/1,750 \times (0.84/510,072,000) = 9.4 \times 10^{-13}$$

表 1-4 設計基準において想定される自然現象の選定結果 (2/4)

No	事 象	選定基準						選定結果	備 考
		A	B	C	D	E	F		
11	津波						レ	×	第五条（津波による損傷の防止）に該当する。
12	火山（火山活動・降灰）							○	地域の特性を踏まえ評価対象とする。
13	波浪・高波			レ				×	安全施設の機能に影響を及ぼすことはない。 なお、設計波高は有義波高で5.8m（取水口（外津浦））及び6.4m（放水口（八田浦））、敷地の整地レベルはEL. +11mである。設計波高に基づく護岸を築造しており、越波したとしてもその量は軽微である。
14	雪崩	レ						×	積雪が長期間継続することはなく、雪崩の原因となる層構造になることは考え難い。
15	生物学的事象							○	地域の特性を踏まえ評価対象とする。
16	海岸侵食				レ			×	事象進展が遅く、安全施設の機能に影響を及ぼす可能性は極めて低いが、影響については津波に包含される。
17	干ばつ	レ						×	河川は取水源ではない。
18	洪水（外部洪水）							○	地域の特性を踏まえ評価対象とする。
19	風（台風）（暴風（台風））							○	地域の特性を踏まえ評価対象とする。
20	竜巻							○	地域の特性を踏まえ評価対象とする。
21	濃霧			レ				×	安全施設の機能に影響を及ぼすことはない。 なお、設計基準対象施設に係る機器は基本的に建屋内にあり、設計として唯一必要となる屋外給油についても全く作業ができなくなる程の視界となることは考え難い。
22	森林火災							○	地域の特性を踏まえ評価対象とする。
23	霜・白霜			レ				×	安全施設の機能に影響を及ぼすことはない。 なお、設計基準対象施設に係る機器は基本的に建屋内にあり、設計として唯一必要となる屋外での給油についても作業ができなくなることはない。
24	草原火災				レ			×	外部火災評価として発電所周辺の植生を適切に考慮するため、「森林火災」による影響評価に包含される。
25	ひょう・あられ				レ			×	竜巻評価として鋼製材等の飛来物による衝撃荷重を考慮するため、「竜巻」による影響評価に包含される。また、ひょうは主に初夏に極短時間起こる事象であることから、積もることによる設備への影響は軽微であり、「積雪」等の影響評価に包含される。

表 1-4 設計基準において想定される自然現象の選定結果 (3/4)

No	事 象	選定基準						選定結果	備 考
		A	B	C	D	E	F		
26	極高温			レ				×	長期的には気温変化は緩慢であること、建屋内機器は海水をヒートシンクとする換気空調設備で冷却されることなどから、安全施設の機能に影響を及ぼすことはない。
27	満潮				レ			×	津波評価において朔望平均満潮位を考慮しており、「津波」による影響評価に包含される。
28	ハリケーン				レ			×	台風と同一の気象現象であるため、「風(台風)」による影響評価に包含される。
29	氷結				レ			×	影響は極低温と同じと考えられるため、「凍結」による影響評価に包含される。
30	氷晶				レ			×	影響は極低温と同じと考えられるため、「凍結」による影響評価に包含される。
31	氷壁				レ			×	影響は極低温と同じと考えられるため、「凍結」による影響評価に包含される。
32	土砂崩れ(山崩れ、がけ崩れ)				レ			×	降水に起因すると考えられるため、「降水」による影響評価に包含される。
33	落雷							○	地域の特性を踏まえ評価対象とする。
34	湖又は河川の水位低下	レ						×	湖又は河川は取水源ではない。
35	湖又は河川の水位上昇	レ						×	湖又は河川は取水源ではない。
36	陥没・地盤沈下・地割れ				レ			×	地盤の脆弱性に係る影響であるため、「地震」(地盤)による影響評価に包含される。
37	極限的な圧力(気圧高低)				レ			×	竜巻評価として気圧差による荷重を考慮するため、「竜巻」による影響評価に包含される。
38	もや			レ				×	安全施設の機能に影響を及ぼすことはない。 なお、設計基準対象施設に係る機器は基本的に建屋内にあり、設計として唯一必要となる屋外給油についても全く作業ができなくなる程の視界となることは考え難い。
39	塩害、塩雲		レ					×	腐食の進展は遅く、十分な管理が可能である。
40	地面の隆起				レ			×	地盤の脆弱性に係る影響であるため、「地震」(地盤)による影響評価に包含される。

表 1-4 設計基準において想定される自然現象の選定結果 (4/4)

No	事 象	選定基準						選定結果	備 考
		A	B	C	D	E	F		
41	動物				レ			×	小動物を生物学的事象として考慮するため、「生物学的事象」による影響評価に包含される。
42	地滑り							○	地域の特性を踏まえ評価対象とする。
43	カルスト				レ			×	地盤の脆弱性に係る影響であるため、「地震」(地盤)による影響評価に包含される。 なお、発電所付近はカルスト地形ではない。
44	地下水による浸食				レ			×	地盤の脆弱性に係る影響であるため、「地震」(地盤)による影響評価に包含される。
45	海水面低				レ			×	影響は津波と同じと考えられるため、「津波」による影響評価に包含される。
46	海水面高				レ			×	影響は津波と同じと考えられるため、「津波」による影響評価に包含される。
47	地下水による地滑り				レ			×	地盤の脆弱性に係る影響であるため、「地震」(地盤)による影響評価に包含される。
48	水中の有機物				レ			×	クラゲ等の海生生物を生物学的事象として考慮するため、「生物学的事象」による影響評価に包含される。
49	太陽フレア、磁気嵐			レ				×	磁気嵐により誘導電流が発生する可能性があるが、日本では、磁気緯度、大地抵抗率の条件から地磁気変動が電力系統に影響を及ぼす可能性は極めて小さく、その影響は欧米に比べて無視しうる程度と考えられる。
50	高温水 (海水温高)		レ					×	長期間継続することはない、長期的には水温上昇は緩慢であることから、出力低下等の措置を講じることができるため、安全施設の機能に影響を及ぼすことはない。
51	低温水 (海水温低)	レ						×	取水源 (海水) が凍結することはない。
52	泥湧出				レ			×	地盤の脆弱性に係る影響であるため、「地震」(地盤)による影響評価に包含される。
53	土石流				レ			×	降水に起因すると考えられるため、「降水」による影響評価に包含される。
54	毒性ガス				レ			×	地層から湧出する天然ガス等は地盤の性状に由来するため、「地震」(地盤)による影響評価に包含される。

表 1-5 設計基準において想定される人為事象の選定結果 (1/2)

No	事 象	選定基準						選定結果	備 考
		A	B	C	D	E	F		
1	衛星の落下					レ		×	安全施設の機能に影響を与える規模の人工衛星が落下する可能性は極めて小さい※1。
2	パイプライン事故（ガスなど）、パイプライン事故によるサイト内爆発等	レ						×	発電所近傍にパイプラインはない。
3	交通事故（化学物質流出含む）				レ			×	影響は有毒ガス又は爆発と同じと考えられるため、「有毒ガス」又は「爆発」による影響評価に包含される。
4	有毒ガス							○	地域の特性を踏まえ評価対象とする。
5	タービンミサイル						レ	×	第十二条（安全施設）に該当する。
6	飛来物（航空機落下等）（航空機衝突）							○	地域の特性を踏まえ評価対象とする。
7	工業施設又は軍事施設事故	レ						×	発電所付近には工業施設又は軍事施設がない。
8	船舶の衝突（船舶事故）							○	地域の特性を踏まえ評価対象とする。
9	自動車又は船舶の爆発				レ			×	影響は爆発と同じと考えられるため、「爆発」による影響評価に包含される。
10	船舶から放出される固体液体不純物				レ			×	重油流出事故を船舶の衝突として考慮するため、「船舶の衝突」による影響評価に包含される。
11	水中の化学物質			レ				×	プラントで使用する淡水の水質は適切に管理している。
12	爆発（プラント外での爆発）							○	地域の特性を踏まえ評価対象とする。なお、爆発に起因する飛来物も考慮する。
13	プラント外での化学物質の流出				レ			×	影響は有毒ガスと同じと考えられるため、「有毒ガス」による影響評価に包含される。
14	サイト貯蔵の化学物質の流出			レ				×	化学薬品は適切に管理しており、堰による拡散防止対策等が図られている。
15	軍事活動でのミサイル	レ						×	発電所付近には軍事施設はない。

※1 NUREG-1407 “Procedural and Submittal Guidance for the Individual Plant Examination of External Events (IPEEE) for Severe Accident Vulnerabilities”によると、隕石や人工衛星については、衝突の確率が $10^{-9}$ と非常に小さいため、起回事象頻度は低く IPEEE の評価対象から除外する旨が記載されている。その他、IAEA の SAFETY STANDARDS SERIES No. NS-R-1, “SAFETY OF NUCLEAR POWER PLANTS: DESIGN”では、想定起回事象で考慮しないものとして、自然または人間に起因する外部事象であって、極めて起こりにくいもの（例えば、隕石や人工衛星の落下）を挙げている。なお、人工衛星が落下した場合については、衛星の大部分が大気圏で燃え尽き、一部破片が落下する可能性があるものの原子炉施設に影響を与えることはないものと考えられる。

表 1-5 設計基準において想定される人為事象の選定結果 (2/2)

No	事 象	選定基準						選定結果	備 考
		A	B	C	D	E	F		
16	掘削工事	レ						×	敷地内での工事は管理されている。また、敷地外での掘削はプラントに影響を与えない。
17	他のユニットからの火災				レ			×	外部火災評価として敷地内に存在する危険物タンクの火災を考慮するため、「火災」による影響評価に包含される。
18	他のユニットからのミサイル						レ	×	第十二条（安全施設）に該当する。
19	他のユニットからの内部溢水				レ			×	「内部溢水」による影響評価に包含される。
20	電磁的障害							○	地域の特性を踏まえ評価対象とする。
21	ダムの崩壊							○	地域の特性を踏まえ評価対象とする。
22	内部溢水						レ	×	第九条（溢水による損傷の防止等）に該当する。
23	火災（近隣工場等の火災）							○	「外部火災」による影響評価の一部として影響評価を実施する。

### <参考1-1> 選定の基準

基準A：プラントに影響を及ぼすほど接近した場所に発生しない。

発電所の立地点の自然環境は一様ではなく、発生する自然現象は地域性があるため、立地点において明らかに起こり得ない事象は対象外とする。例えば、干ばつは取水源を河川に頼っている発電所に限定される。

基準B：ハザード進展・襲来が遅く、事前にそのリスクを予知・検知することによりハザードを排除できる。

事象発生時の発電所への影響の進展が緩慢であって、影響の緩和又は排除の対策が容易に講じることが出来る事象は対象外とする。例えば、海岸の侵食の事象が発生しても、進展が遅いことから補強工事等により侵食を食い止めることができる。

基準C：プラント設計上、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。

事象が発生しても、プラントへの影響が極めて限定的で炉心損傷事故のような重大な事故には繋がらない事象は対象外とする。例えば、外気温が上昇しても、建屋内機器は海水をヒートシンクとする換気空調設備で冷却されることなどから影響は限定的である。

基準D：影響が他の事象に包含される。

プラントに対する影響が同様とみなせる事象については、相対的に

影響が大きいと判断される事象に包含して合理的に検討する。例えば、地面の隆起、陥没等は同じ影響を及ぼす事象であり、まとめて検討することができる。

基準 E：発生頻度が他の事象と比較して非常に小さい。

従来もタービンミサイル、航空機落下の評価では発生頻度が低い事象は考慮すべき事象の対象外としており、同様に考える。

基準 F：外部からの衝撃による損傷の防止とは別の条項により評価を実施している。又は故意の人為事象等外部からの衝撃による損傷の防止の対象外の事項。

第四条（地震による損傷の防止）、第五条（津波による損傷の防止）、第九条（溢水による損傷の防止）、第十二条（安全施設）により評価を実施するもの又は故意の人為事象等外部からの衝撃による損傷の防止に該当しないものについては対象外とする。

## 添付－ 2

## 竜巻（暴風）が原子炉施設へ与える影響

## 1. 起回事象の特定

- (1) 構築物、系統及び機器（以下「設備等」という。）の損傷・機能喪失モードの抽出

竜巻事象により設備等に発生する可能性のある影響について、以下のとおり損傷・機能喪失モードを抽出した。

- a. 竜巻荷重による設備等の損傷
- b. 竜巻によりもたらされる飛来物による設備等の損傷

- (2) 評価対象設備等及びシナリオの選定

(1)項で抽出した影響の考慮により、プラントの安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等及びシナリオは以下に示すとおりである。

- a. 竜巻荷重による設備等の損傷

（建屋）

- ・ 建屋倒壊

安全上重要な機器が設置されている原子炉周辺建屋、原子炉補助建屋等の建屋及びタービン建屋については、発生頻度が極めて小さい風速100m/sの竜巻による荷重を想定しても頑健性は維持できると判断される。

（屋外設備）

- ・ 海水ポンプ損傷

屋外に設置されている安全上重要な設備等については、発生

頻度が極めて小さい風速100m/sの竜巻による荷重を想定しても頑健性は維持できると判断される。

- ・送電鉄塔倒壊

竜巻による荷重によって、送電鉄塔の倒壊、送電線の切断等が発生し、外部電源が喪失する。

- b. 竜巻によりもたらされる飛来物による設備等の損傷

(建屋)

- ・建屋貫通

安全上重要な機器が設置されている各建屋は、鉄筋コンクリート造（原子炉周辺建屋は鉄骨鉄筋コンクリート造）であり、また飛来物衝突に対して十分な厚さの外壁を有する。したがって、発生頻度が極めて小さい風速100m/sの竜巻による飛来物衝突を想定しても、建屋貫通による内包設備への影響はない。なお、タービン建屋については鉄骨造であり、飛来物衝突による建屋貫通の可能性を否定できず、その場合2次系設備の損傷に起因する事象が発生する。

(屋外設備)

屋外に設置されている安全上重要な設備等は、竜巻防護ネットの設置や飛来物の固縛対策の実施により、発生頻度が極めて小さい風速100m/sの竜巻による飛来物衝突を想定しても、貫通による設備への影響はない。しかし、シナリオの選定に当たっては、以下のとおり海水ポンプが損傷することを想定した。

- ・海水ポンプ損傷

海水ポンプ4台全てが損傷することにより、従属的にディーゼル発電機及び原子炉補機冷却機能が喪失する。ディーゼル発

電機が機能喪失した場合、同時に上記a.の外部電源喪失の発生を想定すると、全交流動力電源喪失となる。

### (3) 起回事象の特定

(2)項で選定した各シナリオについて、想定を超える竜巻事象に対するの裕度評価（起回事象の発生可能性評価）を実施し、事故シナリオグループ抽出に当たって考慮すべき起回事象の特定を行った。

#### a. 竜巻荷重による設備等の損傷

（建屋）

##### ・ 建屋倒壊

風速については、日本で過去に発生した竜巻の最大風速 $92\text{m/s}$ を安全側に切り上げた風速 $100\text{m/s}$ （年超過確率 $1.7 \times 10^{-6}$ ）を想定する。第2-1表及び第2-2表に示すとおり、この程度の風速を想定しても、各建屋は評価基準に対して健全であることが確認されている。したがって、有意な頻度又は影響のある事故シナリオとはなりえないと考えられるため、考慮すべき起回事象としては選定不要であると判断する。

（屋外設備）

##### ・ 送電鉄塔倒壊

風荷重に対して設計上の配慮はなされているものの、設計基準を超える荷重に対して発生を否定できない。このため、送電鉄塔倒壊に伴う外部電源喪失を考慮すべき起回事象として選定する。

##### ・ 海水ポンプ損傷

風速については、過去に発生した最大風速 $92\text{m/s}$ を安全側に

切り上げた風速 $100\text{m/s}$ （年超過確率 $1.7\times 10^{-6}$ ）を想定する。第2-3表に示すとおり、この程度の風速を想定しても、風荷重により発生する応力値は許容値を下回り、各設備は評価基準に対して健全であることが確認されている。このことから、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスとはなりえないと考えられるため、考慮すべき起因事象としては選定不要であると判断する。

b. 竜巻によりもたらされる飛来物による設備等の損傷  
（建屋）

・ 建屋貫通

設計飛来物衝突を想定した、建屋の貫通評価結果を第2-4表に示す。3号機燃料取替用水タンク建屋については、飛来物衝突による貫通を否定できないため、燃料取替用水タンクが損傷することにより、ECCS系による炉心への注水や格納容器スプレイ系による原子炉格納容器からの除熱が不可能になることが考えられる。一方で、竜巻によりLOCA事象が発生することは想定しがたいため、これらの機能が必要となることはないと考えられる。

また、タービン建屋については、飛来物衝突による貫通を否定できないため、地震PRAの検討を踏まえ、外部電源喪失、2次冷却系の破断事象及び主給水流量喪失事象を考慮すべき起因事象として選定する。

（屋外設備）

・ 海水ポンプ損傷

風速 $100\text{m/s}$ （年超過確率 $1.7\times 10^{-6}$ ）を超える竜巻が発生し、

かつ飛来物が対象設備に衝突する確率は小さいと考えられるが、その可能性は否定できない。このため、海水ポンプ損傷による原子炉補機冷却機能喪失を考慮すべき起因事象として選定する。外部電源喪失が同時に発生した場合には、海水ポンプ損傷によりディーゼル発電機が機能喪失しているため全交流動力電源喪失となるが、本シナリオについては、内部事象PRA、地震PRA及び津波PRAでも考慮しており、追加のシナリオではない。

## 2. 事故シーケンスの特定

上記検討により、起因事象を以下のとおり選定した。

- ・タービン建屋損傷による2次冷却系の破断
- ・タービン建屋損傷による主給水流量喪失
- ・タービン建屋損傷又は外部送電系の機能喪失による外部電源喪失
- ・海水ポンプの機能喪失による原子炉補機冷却機能喪失

上記シナリオは、内部事象PRA、地震PRA及び津波PRAにおいて考慮しているものであり、新たに追加すべきものはない。

したがって、事故シーケンス抽出に当たって考慮すべき起因事象は、外部電源喪失、2次冷却系の破断、主給水流量喪失及び原子炉補機冷却機能喪失である。外部電源喪失と海水ポンプ損傷による非常用所内交流動力電源喪失が同時に発生した場合には、全交流動力電源喪失となる。これ以外の組合せシーケンスは考えにくく、竜巻事象を要因として発生しうる有意な頻度又は影響のある事故シーケンスは新たに生じないと判断される。

なお、暴風については、気象官署のこれまでの記録に基づく最大風

速が72.3m/sであるのに対し、年超過確率評価上 $1.7 \times 10^{-6}$ /年となる竜巻の風速が100m/sであることから、竜巻の評価に包含されるものと判断した。

第2-1表 各建屋の竜巻荷重に対する構造骨組の健全性評価結果  
(鉄筋コンクリート造部分)

建屋	せん断ひずみ度*	評価基準値	結果
原子炉格納容器	$1.63 \times 10^{-5}$	$2.0 \times 10^{-3}$	○
原子炉周辺建屋	$2.24 \times 10^{-5}$		○
原子炉補助建屋	$7.70 \times 10^{-6}$		○
3号機燃料取替用水タンク建屋	$3.32 \times 10^{-5}$		○

※：せん断ひずみ度は最も裕度が低く評価されたケースを示している。

第2-2表 各建屋の竜巻荷重に対する構造骨組の健全性評価結果  
(鉄骨鉄筋コンクリート造部分)

建屋	層間変形角*	評価基準値	結果
原子炉周辺建屋	1/659	1/120	○

※：層間変形角は最も裕度が低く評価されたケースを示している。

第2-3表 設備の構造健全性評価結果

建屋	応力値 (MPa) *	許容値 (MPa)	結果
海水ポンプ (電動機支え台取合ボルト)	36	205	○
海水ポンプモータ (空気冷却器取付ボルト)	23	184	○

※：応力値は最も裕度 (= 許容値 / 応力値) が低く評価されたケースを示している。

第2-4表 各建屋の設計飛来物による貫通評価結果（飛来方向：鉛直）

建屋	貫通防止に必要な厚さ(cm)	最小厚さ(cm)	結果
原子炉格納容器	17.8	[ ]	○
原子炉周辺建屋	20.3		○*
原子炉補助建屋	19.3		○
3号機燃料取替用水タンク 建屋	20.3		×
ディーゼル発電機 燃料油貯蔵タンク基礎	19.2		○
ディーゼル発電機 燃料油貯油そう基礎	20.3		○

※：防水押えコンクリート（厚さ [ ]）を施工しているため、貫通しない。

（ [ ] は防護上の観点から公開できません ）

## 凍結が原子炉施設へ与える影響

## 1. 起回事象の特定

## (1) 設備等の損傷・機能喪失モードの抽出

凍結事象により設備等に発生する可能性のある影響について、以下のとおり損傷・機能喪失モードを抽出した。

- a. 屋外タンク及び配管内流体の凍結
- b. ヒートシンク（海水）の凍結
- c. 着氷による送変電設備の相間短絡

## (2) 評価対象設備等及びシナリオの選定

(1)項で抽出した影響の考慮により、プラントの安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等及びシナリオは以下に示すとおりである。

- a. 屋外タンク及び配管内流体の凍結
  - ・ディーゼル発電機燃料油貯油そうの重油凍結

低温によりディーゼル発電機燃料油貯油そう内の重油が凍結した場合、同時に以下c.に示す外部電源喪失の発生を想定すれば、ディーゼル発電機の燃料枯渇により全交流動力電源喪失に至る。

- b. ヒートシンク（海水）の凍結

玄海原子力発電所周辺の海水が凍結することは起こりえないと判断されるため、本損傷・機能喪失モードは考慮しない。

c. 着氷による送変電設備の相間短絡

送電線や碍子への着氷によって相間短絡を起こし、外部電源喪失に至ることが考えられる。

(3) 起回事象の特定

(2)項で選定した各シナリオについて、想定を超える凍結事象に対するの裕度評価（起回事象の発生可能性評価）を実施し、事故シナケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起回事象の特定を行った。

a. 屋外タンク及び配管内流体の凍結

・ディーゼル発電機燃料油貯油そうの重油凍結

ディーゼル発電機燃料油貯油そう等内の重油が凍結に至る温度は十分低く、凍結事象については事前の予測が十分に可能である。したがって、温度管理が可能であることから、凍結事象によるディーゼル発電機燃料油貯油そう等の凍結事象の発生可能性は非常に稀有であり、有意な頻度又は影響のある事故シナケンスとはならない。

b. ヒートシンク（海水）の凍結

(2)項b.に記載のとおり、本損傷・機能喪失モードは考慮しないため、想定する起回事象はない。

c. 着氷による送変電設備の相間短絡

設計基準を超える低温事象に対しては発生を否定できないため、送変電設備の相間短絡に伴う外部電源喪失を考慮すべき起回事象として選定する。

## 2. 事故シーケンスの特定

上記検討により、起因事象を以下のとおり選定した。

- ・外部送電系の機能喪失による外部電源喪失

上記シナリオは、内部事象PRA、地震PRA及び津波PRAにおいて考慮しているものであり、新たに追加すべきものはない。

したがって、事故シーケンス抽出に当たって考慮すべき起因事象は外部電源喪失のみであり、ディーゼル発電機燃料油貯油そうの重油凍結による非常用所内交流動力電源喪失が同時に発生した場合は全交流動力電源喪失となるが、それ以上の組合せシーケンスは考えにくく、凍結事象を要因として発生しうる有意な頻度又は影響のある事故シーケンスは新たに生じないと判断する。

## 添付－4

## 積雪が原子炉施設へ与える影響

## 1. 起回事象の特定

## (1) 設備等の損傷・機能喪失モードの抽出

積雪事象により設備等に発生する可能性のある影響について、以下のとおり損傷・機能喪失モードを抽出した。

- a. 雪の多量吸い込みによる吸排気口及び冷却口の閉塞
- b. 積雪による建屋天井及び屋外設備に対する荷重
- c. 着雪による送変電設備の機能阻害

## (2) 評価対象設備等及びシナリオの選定

(1)項で抽出した影響を考慮し、プラントの安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等及びシナリオは以下に示すとおりである。

## a. 雪の多量吸い込みによる吸排気口の閉塞

- ・ディーゼル発電機吸排気口の閉塞

ディーゼル発電機吸排気口の閉塞により、ディーゼル発電機が機能喪失する。これと同時に、下記c.の外部電源喪失の発生を想定すると全交流動力電源喪失に至る。

- ・海水ポンプモータ排気口の閉塞

積雪によって海水ポンプモータ排気口が閉塞するため、海水ポンプがトリップし原子炉補機冷却機能が喪失する。

## b. 積雪による建屋天井及び屋外設備に対する荷重

- ・建屋崩落

荷重により建屋が崩落した場合、建屋内に設置している設備

等に影響が及ぶ。本評価においては、タービン建屋を考慮し、地震PRAの検討を踏まえ、外部電源喪失事象、2次冷却系の破断事象及び主給水流量喪失事象を考慮する。

- c. 着雪による送変電設備の機能阻害
- ・外部送電系の機能喪失（着雪による絶縁不良及び倒木による送電機能阻害）

送電線や碍子への着雪又は積雪荷重による倒木により、送電線が短絡し外部電源が喪失する。

### (3) 起回事象の特定

(2)項で選定した各シナリオについて、想定を超える積雪事象に対しての裕度評価(起回事象の発生可能性評価)を実施し、事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起回事象の特定を行った。

- a. 雪の多量吸い込みによる吸排気口の閉塞

第4-1表に各吸排気口の高さと積雪高さとの比較を示す。

- ・ディーゼル発電機吸排気口の閉塞

ディーゼル発電機吸排気口の閉塞によりディーゼル発電機が機能喪失し、同時に外部電源喪失となることを想定した場合、全交流動力電源喪失に至ることになる。これは、内部事象PRA、地震PRA及び津波PRAにおいても考慮しており、追加のシナリオではない。

なお、ディーゼル発電機吸排気口の高さ（吸気口：設置面（建屋屋上）＋約2.6m、排気口：設置面（建屋屋上）＋8.7m）は、年超過確率 $10^{-7}$ /年の積雪深さに対して十分余裕がある。また、事前の予測が十分に可能であることから、吸排気口への付着、

堆積については除雪管理が可能である。したがって、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスとはなりえないと考えられるため、考慮すべき起因事象としては選定不要であると判断する。

また、ディーゼル発電機燃料油貯油そうへの影響について、地上面から約8mの位置にベント管の開口部があるが、影響を及ぼす積雪深さは年超過確率 $10^{-7}$ /年より大幅に小さくなることから、考慮は不要である。

- ・ 海水ポンプモータ排気口の閉塞

海水ポンプモータ排気口の閉塞により海水ポンプが機能喪失に至った場合には、原子炉補機冷却機能喪失の発生が考えられる。これは、内部事象PRA、地震PRA及び津波PRAにおいても考慮しており、追加のシナリオではない。

なお、海水ポンプモータ排気口の高さについても、年超過確率 $10^{-7}$ /年の積雪深さに対して十分余裕がある。また、積雪は事前の予測が十分に可能であることから、除雪管理が可能である。したがって、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスの要因とはなりえないと考えられるため、考慮すべき起因事象としては選定不要であると判断する。

- b. 積雪による建屋天井及び屋外設備に対する荷重

- ・ 建屋崩落

積雪荷重が各建屋天井の許容荷重を上回った場合、(2)項で選定したシナリオが発生する可能性がある。しかし、タービン建屋の損傷による事故シーケンスについては、地震PRAにおいても考慮しており、追加のシナリオではない。

なお、タービン建屋以外の建屋の許容荷重は第4-2表に示すとおり、年超過確率 $10^{-7}$ /年の積雪荷重に対して十分余裕があること及び、積雪事象の進展速度が遅く天井崩落の発生可能性は非常に小さいことから、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスとはなりえないと考えられる。したがって、考慮すべき起因事象としては選定不要であると判断する。

c. 着雪による送変電設備の機能阻害

- ・外部送電系の機能喪失（着雪による絶縁不良及び倒木による送電機能阻害）

着雪及び倒木に対して設計上の配慮はなされているものの、設計基準を超える積雪事象に対して発生を否定できない。したがって、送変電設備の損傷に伴う外部電源喪失を考慮すべき起因事象として選定する。

## 2. 事故シーケンスの特定

上記検討により起因事象を以下のとおり選定した。

- ・タービン建屋損傷による2次冷却系の破断
- ・タービン建屋損傷による主給水流量喪失
- ・タービン建屋損傷又は外部送電系の機能喪失による外部電源喪失

上記シナリオは、内部事象PRA、地震PRA及び津波PRAにおいて考慮しているものであり、新たに追加すべきものはない。

したがって、事故シーケンス抽出に当たって考慮すべき起因事象は、外部電源喪失、2次冷却系の破断及び主給水流量喪失であり、補助給水系、非常用所内交流電源等の必要な影響緩和設備の機能維持が図られるため、積雪事象を要因として発生しうる有意な頻度又は影響のあ

る事故シーケンスは新たに生じないと判断する。

第4-1表 各吸排気口の高さと積雪高さの比較

吸排気口	設置面からの高さ	積雪高さ	結果
ディーゼル発電機の 吸排気口	吸気口：約 2.6m 排気口：約 8.7m	0.51m : $10^{-7}$ /年 (0.19m : $10^{-1}$ /年)	積雪高さに対して 十分余裕がある
海水ポンプモータ排気 口 (モータ下端高さ)	約 2m		

第4-2表 各建屋の積雪荷重と年超過頻度の比較

建屋	許容積雪荷重(N/m <sup>2</sup> )	積雪荷重(N/m <sup>2</sup> )	結果
原子炉格納容器	13,100	1,020 : $10^{-7}$ /年※ (380 : $10^{-4}$ /年)	積雪荷重に 対して十分 余裕がある
原子炉周辺建屋	5,900		
燃料取扱棟	3,700		
原子炉補助建屋	6,500		
燃料取替用水タンク建屋	3,600		

※：年超過確率評価上 $10^{-7}$ /年に相当する積雪高さ(0.51m)に基づき算出。

## 落雷が原子炉施設へ与える影響

### 1. 起回事象の特定

#### (1) 設備等の損傷・機能喪失モードの抽出

落雷事象により設備等に発生する可能性のある影響について、以下のとおり損傷・機能喪失モードを抽出した。

- a. 直撃雷による設備等の損傷
- b. 誘導雷サージによる電気盤内の電子回路損傷

#### (2) 評価対象設備等及びシナリオの選定

(1)項で抽出した影響を考慮し、プラントの安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等及びシナリオは以下に示すとおりである。

- a. 直撃雷による設備等の損傷

屋外設備（送電線、海水ポンプ等）への直撃雷により、当該設備の機能喪失に至る。

- b. 誘導雷サージによる電気盤内の電子回路損傷

建屋避雷針から誘導雷サージが建屋内に侵入し、電気盤内の電子回路が損傷する。

#### (3) 起回事象の特定

(2)項で選定した各シナリオについて、想定を超える落雷事象に対しての裕度評価（起回事象の発生可能性評価）を実施し、事故シナリオグループ抽出に当たって考慮すべき起回事象の特定を行った。

a. 直撃雷による設備等の損傷

送電線は、架空地線で直撃雷の確率低減対策を実施しているが、受雷した場合は送電系損傷により外部電源喪失に至る。また、建屋避雷針の効果を期待できるが、海水ポンプモータ部に関しては想定を超える雷撃によって機能喪失する可能性を否定できないため、海水ポンプ損傷による原子炉補機冷却機能喪失を考慮すべき起因事象として選定する。

b. 誘導雷サージによる電気盤内の電子回路損傷

落雷による誘導雷サージを接地網に効果的に導くことが出来ない場合、電気盤内の絶縁耐力が低い電子回路が損傷し、原子炉施設の安全保護系機能が喪失する。

ただし、安全保護系の電子回路に使用するケーブルはシールドケーブルを使用し、シールドを接地している。さらに、検出器から制御設備までのケーブルは、基本的に建屋内に設置されているため、有意なサージの侵入はないと考えられる。

また、屋外との取合いがあるその他制御設備の電子回路についても、避雷器及び絶縁トランスによるサージ対策が講じられていることから、電子回路が影響を受けるような誘導雷サージの侵入はないものと判断する。

2. 事故シーケンスの特定

上記検討により、起因事象を以下のとおり選定した。

- ・外部送電系への直撃雷による外部電源喪失
- ・海水ポンプ損傷による原子炉補機冷却機能喪失

上記シナリオは、内部事象PRA、地震PRA及び津波PRAにおいて考慮

しているものであり、新たに追加すべきものはない。

したがって、事故シーケンス抽出に当たって考慮すべき起因事象は、外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失であり、外部電源喪失と海水ポンプ損傷による非常用所内交流動力電源喪失が同時に発生した場合には全交流動力電源喪失となるが、落雷事象を要因として発生しうる有意な頻度又は影響のある事故シーケンスは新たに生じないと判断する。

## 添付－6

## 火山活動が原子炉施設へ与える影響

## 1. 起回事象の特定

## (1) 設備等の損傷・機能喪失モードの抽出

火山活動事象により設備等に発生する可能性のある影響について、以下のとおり損傷・機能喪失モードを抽出した。

- a. 降下火砕物（以下「火山灰」という。）の堆積荷重による静的負荷
- b. 火山灰による取水口及び海水系の閉塞
- c. 火山灰によるディーゼル発電機吸気系の閉塞
- d. 火山灰に含まれている腐食成分による化学的影響
- e. 変圧器及び開閉所の絶縁影響

## (2) 評価対象設備等及びシナリオの選定

(1)項で抽出した影響を考慮し、プラントの安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等及びシナリオは以下に示すとおりである。

- a. 火山灰の堆積荷重による静的負荷
  - ・ 建屋崩落

荷重により建屋が崩落した場合、建屋内に設置している設備等に影響が及ぶ。本評価においては、タービン建屋を考慮し、地震PRAの検討を踏まえ、外部電源喪失事象、2次冷却系の破断事象及び主給水流量喪失事象を考慮する。

- b. 火山灰による取水口及び海水系の閉塞

海水ポンプ、取水設備、海水ストレーナ等の流路の閉塞により

冷却口が閉塞するため、海水ポンプがトリップし、原子炉補機冷却機能が喪失する。

c. 火山灰によるディーゼル発電機吸気系の閉塞

ディーゼル発電機の吸気系（吸気消音器フィルタ）の閉塞により機関吸気が機能喪失に至り、ディーゼル発電機が機能喪失する。ディーゼル発電機が機能喪失した場合、同時に下記e.の外部電源喪失の発生を想定すると全交流動力電源喪失に至る。

d. 火山灰に含まれている腐食成分による化学的影響

屋外設備については、海塩粒子等の腐食性有害物質が付着しやすく厳しい腐食環境にさらされるため、エポキシ系やウレタン系の塗料が複数層で塗布されている。当該塗料は耐薬品性が強く、酸性物質を帯びた火山灰の抑制効果が考えられる。また、腐食の進展速度が遅いことを考慮し、適切な保全管理によって、火山灰による化学的腐食が直ちに機能へ影響を及ぼすことはないと判断される。したがって、考慮すべきシナリオとしては抽出不要とする。

また、海水ポンプ、取水設備、海水管等の海水が直接接触する部分についても、エポキシ系等の耐食性塗料（ライニングを含む。）が施工されている。火山灰が混入した海水を取水しても、腐食の進展には十分な時間があると判断し、考慮すべきシナリオとしては抽出不要とする。

e. 変圧器及び開閉所の絶縁影響

火山灰が送電網の碍子及び変圧器へ付着し、霧又は降雨の水分を吸収することによって相间短絡を起こし、外部電源喪失に至る。

### (3) 起回事象の特定

(2)項で選定した各シナリオについて、想定を超える火山活動事象に対しての裕度評価(起回事象の発生可能性評価)を実施し、事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起回事象の特定を行った。

#### a. 火山灰の堆積荷重による静的負荷

##### ・ 建屋崩落

堆積荷重が各建屋天井の許容荷重を上回った場合には、(2)項で選定したシナリオが発生する可能性はあるものの、タービン建屋の損傷による事故シーケンスについては地震PRAにおいても考慮しており、追加のシナリオではない。

なお、タービン建屋以外の天井が崩落するような事象については、火山灰堆積荷重によるハザードの設定が困難であるが、第6-1表に示すとおり設計基準において考慮している火山灰による荷重と比較して十分に裕度があること、火山灰が堆積した場合は屋上での除去作業が可能であることから、本評価の対象外とした。

#### b. 火山灰による取水口及び海水系の閉塞

海水ポンプ、取水設備及び海水ストレーナが対象として考えられる。想定する火山灰の粒径については、ハザードの年超過確率評価が困難であるが、第6-2表に示すとおり、設計基準において考慮している粒径は、閉塞を考慮する箇所のサイズと比較して十分に小さく、閉塞の可能性は低いと考えられる。したがって、取水口及び海水系の閉塞を要因とする起回事象は、考慮すべき起回事象としては選定不要であると判断する。

c. 火山灰によるディーゼル発電機吸気口の閉塞

ディーゼル発電機の吸気系（吸気消音器フィルタ）への火山灰の影響について、定量的な裕度評価は困難ではある。しかし、吸入空気の流れが下から吸い上げることから火山灰を吸い込みにくい構造となっており、また、フィルタの清掃及び交換が可能である。したがって、閉塞の可能性が十分に低減されると判断し、フィルタの閉塞を要因とする起因事象は、考慮すべき起因事象としては選定不要であると判断する。

d. 火山灰に含まれている腐食成分による化学的影響

(2)項に記載のとおり、考慮不要と判断する。

e. 変圧器及び開閉所の絶縁影響

火山灰の影響の可能性がある送変電設備は、発電所内外の広範囲にわたるため、全域における管理が困難なことを踏まえると、設備等の不具合による外部電源喪失の発生可能性は否定できない。しかし、外部電源喪失は、内部事象PRA、地震PRA及び津波PRAにおいても考慮しており、追加のシナリオではない。

## 2. 事故シーケンスの特定

上記検討により、起因事象を以下のとおり選定した。

- ・タービン建屋の損傷による2次冷却系の破断
- ・タービン建屋の損傷による主給水流量喪失
- ・タービン建屋損傷又は外部送電系の機能喪失による外部電源喪失

上記シナリオは、内部事象PRA、地震PRA及び津波PRAにおいて考慮しているものであり、新たに追加すべきものはない。

したがって、事故シーケンス抽出に当たって考慮すべき起因事象は、

2次冷却系の破断、主給水流量喪失及び外部電源喪失であり、補助給水系、非常用所内交流動力電源等の必要な影響緩和設備の機能維持が図られるため、火山活動事象を要因として発生しうる有意な頻度又は影響のある事故シーケンスは新たに生じないと判断する。

第6-1表 各建屋の設計基準で考慮している火山灰堆積荷重と許容荷重の比較

建屋*	許容堆積荷重 (N/m <sup>2</sup> )*	堆積荷重 (N/m <sup>2</sup> )	結果
原子炉格納容器	13,100	2,000	堆積荷重に対して十分余裕がある
原子炉周辺建屋	5,900		
燃料取扱棟	3,700		
原子炉補助建屋	6,500		
燃料取替用水タンク建屋	3,600		

※：最も裕度が低く評価されたケースを示している。

第6-2表 各屋外設備の設計基準で考慮している火山灰粒径と設備のサイズの比較

機器	閉塞を考慮する箇所	直径 (mm)	想定粒径 (mm)	結果
海水ポンプ	モータ冷却管	17.6	2以下*	十分余裕がある
	軸受部	3.2		
取水設備	除塵装置	9		
海水ストレーナ	エレメント	8		

※：「鈴木ほか（1973）：樽前降下軽石堆積物Ta-b層の粒度組成、火山第2集、第18巻、第2号」のFig.10に示される火口からの距離による粒度組成変化の図を参照して設定（阿蘇山、九重山での噴火を想定し、火口からの距離約140km程度として設定）。

## 添付－7

## 外部（森林）火災が原子炉施設へ与える影響

## 1. 起回事象の特定

## (1) 設備等の損傷・機能喪失モードの抽出

外部火災事象により設備等に発生する可能性のある影響について、以下のとおり損傷・機能喪失モードを抽出した。

- a. 輻射熱による設備等への影響
- b. ばい煙によるディーゼル発電機吸気系の閉塞
- c. 外部電源への影響

## (2) 評価対象設備等及びシナリオの選定

(1)項で抽出した影響を考慮し、プラントの安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等及びシナリオは以下に示すとおりである。

## a. 輻射熱による設備等への影響

## ・ 建屋損傷

外部火災の輻射熱により、原子炉格納容器等のコンクリート外壁の温度が過度に上昇し、損傷に至る。

## ・ 海水ポンプ損傷

外部火災の輻射熱により、海水ポンプの冷却空気温度が限界値を超え、機能損傷する。

## b. ばい煙によるディーゼル発電機吸気系の閉塞

ディーゼル発電機の吸気系（吸気消音器フィルタ）の閉塞により機関吸気が機能喪失に至り、ディーゼル発電機が機能喪失する。ディーゼル発電機が機能喪失し、同時に下記c.の外部電源喪失の

発生を想定した場合、全交流動力電源喪失に至る。

c. 外部電源への影響

火災又は火災に伴う倒木により送電線等の機器が損傷し、外部電源喪失が発生する。

(3) 起回事象の特定

(2)項で選定した各シナリオについて、想定を超える外部火災事象に対するの裕度評価(起回事象の発生可能性評価)を実施し、事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起回事象の特定を行った。

a. 輻射熱による設備等への影響

・ 建屋損傷

外部火災の輻射熱による建屋影響について、外部火災の年超過頻度等の定量評価は困難である。しかし、事象進展を考慮すると、従来より24時間駐在している専属自衛消防隊による早期の消火体制確立が可能であり、外部火災に対する影響緩和策を講じる事ができる。また、設計基準での火災影響評価において、防火帯外縁(火炎側)から十分な離隔距離があることを考慮すると、建屋の許容温度を下回り、実際に各建屋の機能が損傷するには更に余裕がある。なお、各建屋の損傷については、地震PRAにおいても考慮しており、追加のシナリオではない。

・ 海水ポンプ損傷

外部火災の輻射熱による海水ポンプへの影響についても、建屋の検討と同様に考慮すべき起回事象としては選定不要と判断する。なお、海水ポンプの損傷により最終ヒートシンクが喪失し、原子炉補機冷却水系統及びディーゼル発電機が機能喪失

するが、本シナリオについては、内部事象PRA、地震PRA及び津波PRAにおいても考慮しており、追加のシナリオではない。

b. ばい煙によるディーゼル発電機吸気系の閉塞

外部火災で発生するばい煙の多くは、大規模な火災で発生する強い上昇気流によってプラントの遙か上空に運ばれるため、基本的に高濃度のばい煙が吸気口に直接到達する確率は非常に低いものと考えられる。また、吸気口までばい煙が到達したとしても、吸気口にある吸気フィルタにより粒径の大きいばい煙は捕捉され、通過したばい煙粒子は過給機等に侵入するものの、機器の間隙は一般的なばい煙粒子より大きいと考えられる。したがって、ディーゼル発電機の機能に影響を及ぼすことはないと判断し、考慮すべき起因事象としては選定不要であると判断する。

c. 外部電源への影響

火災又は火災に伴う倒木により送電線等の機器が損傷し、相间短絡を起こす事象については、設計上の考慮が十分になされている。しかし、森林の中の送電線等の機能喪失については否定できないため、送電システムの故障による外部電源喪失を考慮すべき起因事象として選定する。

## 2. 事故シーケンスの特定

上記検討により、起因事象を以下のとおり選定した。

- ・外部送電系の機能喪失による外部電源喪失

上記シナリオは、内部事象PRA、地震PRA及び津波PRAにおいて考慮しているものであり、新たに追加すべきものはない。

したがって、事故シーケンス抽出に当たって考慮すべき起因事象は

外部電源喪失のみであり、非常用所内交流動力電源等の必要な影響緩和設備の機能維持が図られるため、外部（森林）火災事象を要因として発生しうる有意な頻度又は影響のある事故シーケンスは新たに生じないと判断する。

## 別紙 2

## 炉心損傷防止対策の有効性の確認が困難な事象について

## 1. はじめに

レベル 1 PRAから抽出した事故シーケンスには、国内外の先進的な対策を講じても炉心損傷防止対策の有効性の確認が困難な事故シーケンスが含まれる。これらの発生頻度は低く、全CDFの99.9%は炉心損傷防止対策でカバーされる。

これらの事故シーケンスは、事故シーケンスグループの選定において、事故シーケンスグループとして新たに追加する候補となる外部事象特有の事故シーケンスと、選定した事故シーケンスグループに含まれるが有効な炉心損傷防止対策の確保が困難な事故シーケンスに分けて整理している。ここでは、それぞれへの対応について述べる。

当該事故シーケンスについては、解釈において次のように記載されている。

1-2 第1項に規定する「炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。

(a) 想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあつては、炉心の著しい損傷を防止するための十分な対策が計画されており、かつ、その対策が想定する範囲内で有効性があることを確認する。

1 - 4 上記 1 - 2 (a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。

また、「炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるもの」に整理した事故シーケンスについては、「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」において、以下のとおり要求されている。

### 3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等

#### (1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

##### b. 主要解析条件

(a)評価事故シーケンスはPRAに基づく格納容器破損シーケンスの中から、過圧及び過温の観点から厳しいシーケンスを選定する。(炉心損傷防止対策における「想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるもの」を包絡すること。)

これを踏まえ、原子炉格納容器の閉じ込め機能の可能性や事象を緩和する対策の有無等、以下の観点に着目して整理する。

- ・炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できる。
- ・事象を緩和する可能性がある対策が準備されている。
- ・全CDFへの寄与割合が小さい。

## 2. 事故シーケンスグループとして新たに追加する候補となる事故シーケンス

PRAの結果を踏まえた事故シーケンスグループを整理した第1表において、以下の事故シーケンスは外部事象に特有の事象で、解釈に

基づき必ず想定する事故シーケンスと直接的に対応せず、新たな事故シーケンスグループの候補となり得るものである。

- 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

これらについては、炉心損傷後に原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待することが困難ではあるが、事象を緩和する可能性がある何らかの対策があることを含め、以下に整理する。

#### (1) 蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）

地震により複数の蒸気発生器伝熱管が破損することで大規模なLOCAが発生し、ECCS注水を行った場合においても炉心損傷を回避できず、併せて格納容器バイパスが発生することを想定した事故シーケンスである。

実際には、地震による蒸気発生器伝熱管の損傷程度により、発生する事象の厳しさも以下のとおり範囲を有している。

##### <小規模な損傷の場合>

損傷する伝熱管の本数が数本程度であれば、クールダウンアンドリサーキュレーションにより、1次冷却材を確保した状態で1次系と2次系を均圧に導くことで炉心損傷を防止できる可能性がある。

##### <大規模な損傷の場合>

蒸気発生器が短時間で満水に至るような大規模な伝熱管破損の場合には、2次系配管等の損傷発生が考えられ、この場合1次系

と2次系の差圧がさらに増大することで漏えい量が増加して炉心損傷に至る。なお、この場合、格納容器バイパス事象であるため原子炉格納容器の閉じ込め機能にも期待することはできない。

このように、損傷の発生程度に応じて影響程度が変化する事故シーケンスであるものの、地震による蒸気発生器損傷時に伝熱管個別の損傷状態を特定することは困難であり、地震時の蒸気発生器の損傷状態として一定規模以上の地震に対しては大規模な損傷の可能性が高いとの想定から、これらの様々な損傷の程度・組合せを含む事故シーケンス全体を炉心損傷防止又は格納容器破損防止が困難な事故シーケンスグループとして整理した。

本事故シーケンスグループの発生頻度は、小規模な損傷の影響も含めた評価でも $6.3E-09$ /炉年であり、全CDF ( $2.2E-04$ /炉年)に対して0.1%未満と寄与が極めて小さいことを確認している。

また、炉心損傷となった場合には原子炉格納容器の機能に期待できないバイパス事象となるものの、クールダウンアンドリサーキュレーションによる漏えいの抑制と炉心冷却の継続により影響を緩和できる可能性があることから、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ことは不要と判断した。

## (2) 原子炉建屋損傷

原子炉建屋が損傷することで、建屋内の全ての機器、配管が損傷して大規模なLOCAが発生し、ECCS注水を行った場合においても炉心損傷を回避できないことを想定した事故シーケンスである。

実際には、地震による損傷程度により発生する事象の厳しさも以下のとおり範囲を有している。

#### <小規模な損傷の場合>

地震による原子炉建屋損傷として、建屋全損壊ではなく一部フロア程度の損傷を想定した場合には、Excess LOCAには至らない可能性があるものの、主給水流量喪失等の過渡事象が発生しており、一部のフロアの損傷においても補助給水系統と高圧注入系統が同時に機能喪失することなどにより炉心損傷に至る。

#### <大規模な損傷の場合>

建屋損傷時に建屋内のECCS注水配管が構造損傷して、Excess LOCAが発生すると同時に、ECCS注水機能も喪失するため、炉心損傷に至る。建屋内の配管が建屋に押しつぶされるような状況の場合、原子炉格納容器内への接続配管が損傷することで、原子炉格納容器損傷も回避することが困難となる。

このように、損傷の発生程度に応じて影響程度が変化する事故シーケンスであるものの、地震による建屋損傷状態及び機能喪失する機器を特定することは困難であることから、これらの様々な損傷の程度・組合せを含む事故シーケンス全体を炉心損傷防止又は格納容器破損防止が困難な事故シーケンスグループとして整理した。

本事故シーケンスグループの発生頻度は、小規模な損傷の影響も含めた評価でも $1.4\text{E}-10$ /炉年であり、全CDF ( $2.2\text{E}-04$ /炉年)に対して0.1%未満と寄与が極めて小さいことを確認している。

また、損傷の程度によっては、常設電動注入ポンプによる格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器の閉じ込め機能への影響を緩和できる可能性があることから、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

に追加することは不要と判断した。

### (3) 原子炉格納容器損傷

原子炉格納容器が損傷することで、原子炉格納容器内の全ての機器、配管が損傷して大規模なLOCAが発生し、ECCS注水を行った場合においても炉心損傷を回避できず、併せて格納容器先行破損が発生することを想定した事故シーケンスである。

実際には、地震による原子炉格納容器の損傷程度により発生する事象の厳しさも以下のとおり範囲を有している。

#### <小規模な損傷の場合>

地震による原子炉格納容器損傷として、一部のみの損傷を想定する場合には、原子炉冷却材圧力バウンダリが健全でLOCAが発生せず蒸気発生器による除熱も有効である可能性があり、主給水流量喪失等の過渡事象が発生するものの、補助給水系による2次系からの除熱に係る設備が健全であれば炉心損傷を防止できる。しかし、原子炉格納容器の損傷の程度によってはフィードアンドブリードに期待できない場合もあり、補助給水が失敗した場合には炉心損傷に至る。なお、この場合、原子炉格納容器が損傷しており、閉じ込め機能にも期待することはできない。

#### <大規模な損傷の場合>

原子炉格納容器内の1次冷却材配管及びECCS注水配管が同時に構造損傷して、Excess LOCAが発生すると同時に、ECCS注水機能も喪失するため、炉心損傷に至る。なお、この場合、原子炉格納容器が損傷しており、閉じ込め機能にも期待することはできない。

このように、損傷の発生程度に応じて影響程度が変化する事故シーケンスであるものの、地震による原子炉格納容器の損傷状態

及び機能喪失する機器を特定することは困難であることから、これらの様々な損傷の程度・組合せを含む事故シーケンス全体を炉心損傷防止又は格納容器破損防止が困難な事故シーケンスグループとして整理した。

本事故シーケンスグループの発生頻度は、小規模な損傷の影響も含めた評価でも $1.0E-11$ ／炉年未満であり、全CDF ( $2.2E-04$ ／炉年) に対して0.1%未満と寄与が極めて小さいことを確認している。

また、炉心損傷発生時には同時に原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できない状況となるが、比較的小規模な損傷の影響を除いた場合にはさらに頻度が小さくなることを踏まえ、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ことは不要と判断した。

さらに、大規模損壊が発生した場合における活動について整備しており、原子炉建屋、原子炉格納容器等が損傷した場合にはこれを適用し、可搬型設備により電源の確保、炉心の冷却、原子炉格納容器の除熱及び敷地外への放射性物質の放散抑制等を行い、影響の緩和を図ることが可能である。

#### (4) 原子炉補助建屋損傷

原子炉補助建屋が損傷することで、原子炉補助建屋内の電気盤（メタルクラッド開閉装置、パワーセンタ等）が損傷し、代替電源の接続・供給ができない状況で「外部電源喪失＋非常用所内交流動力電源喪失」（以下「全交流動力電源喪失」という。）が発生するとともに、主盤（原子炉盤）等が損傷することで各種制御が不能となり炉心損傷に至る。

実際には、地震による損傷程度により発生する事象の厳しさも

以下のとおり範囲を有している。

<小規模な損傷の場合>

地震による原子炉補助建屋損傷として、建屋全損壊ではなく一部フロア程度の損傷を想定した場合には、全交流動力電源喪失や原子炉補機冷却機能喪失となるものの、ディーゼル発電機等を接続して電源を回復し、安全設備の作動に期待できる可能性がある。しかし、原子炉補助建屋の一部フロアの損傷においても、単独の機器又は複数の機器の損傷により原子炉補機冷却機能喪失や、監視機能・制御機能の喪失の組合せが発生することにより、炉心損傷に至る可能性が高い。

なお、炉心損傷に至った場合でも、原子炉補助建屋、安全補機開閉器の損傷程度によっては、格納容器破損防止対策<sup>\*1</sup>により原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できる場合がある。

(※1：格納容器破損防止対策)

- (1) 格納容器スプレイ注入による原子炉格納容器内気相部の冷却

格納容器スプレイポンプまたは常設電動注入ポンプ(全交流動力電源喪失時にも対応可能)を活用する。

- (2) 格納容器内自然対流冷却による冷却

原子炉補機冷却水サージタンクを窒素加圧し、格納容器再循環ユニットへ原子炉補機冷却水を通水する、または移動式大容量ポンプ車により、格納容器再循環ユニットへ海水を直接通水する。

- (3) 静的触媒式水素再結合装置(PAR)による水素燃焼の防止

ジルコニウム-水反応、溶融炉心-コンクリート相互作用、水の放射線分解などにより発生する水素を酸素と再結合させ、原子炉格納容器内の水素濃度を抑制する。

(4) 1次系強制減圧による高圧溶融物放出の防止

1次系圧力が高圧のまま推移する場合は、加圧器逃がし弁を開操作して1次系を強制減圧する。

格納容器破損防止対策の手順の一例を第1図に示す。

<大規模な損傷の場合>

建屋損傷時に建屋内に設置されている主要な設備の全てが同時に損傷することを想定した場合には、電気盤の全損傷により、代替電源の接続・供給ができない全交流動力電源喪失が発生し炉心損傷に至る。この場合、代替電源が供給されない状況が継続して原子炉格納容器破損に至る。

このように、損傷の発生程度に応じて影響程度が変化する事故シーケンスであるものの、地震による建屋損傷状態及び機能喪失する機器を特定することは困難であることから、これらの様々な損傷の程度・組合せを含む事故シーケンス全体を炉心損傷防止又は格納容器破損防止が困難な事故シーケンスグループとして整理した。

本事故シーケンスグループの発生頻度は、小規模な損傷の影響も含めた評価でも $1.0E-11$ /炉年未満であり、全CDF ( $2.2E-04$ /炉年) に対して0.1%未満と寄与が極めて小さいことを確認している。

また、損傷の規模によっては、原子炉補機冷却機能喪失や全交流動力電源喪失に対する炉心損傷防止対策を継続することにより影響を緩和できる可能性があることから、有意な頻度又は影響を

もたらず事故シーケンスグループとして新たに追加することは不要と判断した。

#### (5) 複数の信号系損傷

原子炉盤等が損傷することで、各種制御が不能となり補助給水流量調整失敗や主蒸気逃がし弁を含む工学的安全施設の動作不能を想定し、2次系からの除熱機能喪失となり炉心損傷に至る事象として抽出している。

##### <小規模な損傷の場合>

原子炉盤（主盤、補助盤）やケーブルトレイが損傷した場合、原子炉トリップに至り過渡事象が発生する。信号系の盤やケーブルトレイの部分的な損傷を想定した場合、一部の監視機能や操作機能が喪失する可能性があるものの、補助給水系統など炉心損傷の防止に必要な監視機能や操作機能が健全ならば、炉心損傷を防止することに期待することができる。

##### <大規模な損傷の場合>

大規模な地震により信号系損傷として完全な機能喪失を想定した場合には、過渡事象に加えて補助給水系統機能が喪失することで、2次系からの除熱が不能となり炉心損傷に至る。津波の場合には11.3m以上の津波襲来時には屋外の海水ポンプ（7.7m）や主変圧器（11.3m）の没水により全交流動力電源喪失＋最終ヒートシンク喪失となった状態で、原子炉補助建屋内の電気盤（メタルクラッド開閉装置、パワーセンタ、原子炉コントロールセンタ、直流分電盤、ドロップ盤、充電器盤、計装用分電盤、インバータ等）及び関連機器（動力変圧器、蓄電池）が被水・没水により機能喪失し直接炉心損傷に至るとともに、監視機能や複数の操作機能が

喪失した状態では格納容器破損に至る可能性も高い。

このように、損傷の発生規模に応じて影響程度が変化する事故シーケンスであるものの、地震又は津波による複数の信号系の損傷程度を特定することは困難であり、これらの様々な損傷の程度・組合せを含む事故シーケンス全体を炉心損傷防止又は格納容器破損防止が困難な事故シーケンスグループとして整理した。

本事故シーケンスグループの発生頻度は小規模な損傷の影響も含めた評価でも地震及び津波の合計で $1.6E-08$ ／炉年であり、全CDF ( $2.2E-04$ ／炉年) に対して0.1%未満と寄与が極めて小さいことを確認している。

また、損傷の規模によっては補助給水系統など炉心損傷の防止に必要な監視機能や操作機能が健全ならば、炉心損傷を回避できる可能性があることから、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ことは不要と判断した。

### 3. 有効な炉心損傷防止対策の確保が困難な事故シーケンス

事故シーケンスグループ別に、事故シーケンス、炉心損傷防止対策等について第2表に整理しており、今回の事故シーケンスの検討に際して、国内外の先進的な対策を講じても炉心損傷防止が困難なものと整理した事故シーケンスは以下のとおりである。

○炉内構造物損傷（過渡事象＋補助給水失敗）

○原子炉補機冷却機能喪失＋補助給水失敗

○特に厳しいLOCA事象

・大破断LOCAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA)

・大破断LOCA＋低圧注入失敗

- ・大破断LOCA+蓄圧注入失敗
- ・中破断LOCA+蓄圧注入失敗

これらの事故シーケンスについては、今回整備した格納容器破損防止対策により、炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できることを以下のとおり確認している。

#### (1) 炉内構造物損傷（過渡事象+補助給水失敗）

地震時に原子炉トリップ等の過渡事象が発生し、2次系からの除熱が開始されるが、炉内構造物の損傷により1次冷却材の流れが阻害され、2次系からの除熱に失敗し、短時間で炉心損傷に至るシーケンスである。

炉内構造物の損傷の程度によっては、1次冷却材の流れが完全には阻害されず、フィードアンドブリードによる炉心冷却にも期待できる可能性がある。

なお、本事故シーケンスの発生頻度は $8.2E-09$ /炉年であり、全CDF ( $2.2E-04$ /炉年) に対して0.1%未満と寄与が小さいことを確認している。

#### [原子炉格納容器の機能維持]

##### a. 炉心損傷時におけるPDSについて

本事故シーケンスは、2次系からの冷却の失敗により短時間で炉心損傷に至り、ECCSによる1次系への燃料取替用水の持ち込みはない。炉心損傷時にとり得るPDSは、第2図に示すイベントツリーから、格納容器スプレイの成功・失敗により以下の3通りのいずれの状態にもなり得る。

- ・TED：過渡事象+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗
- ・TEW：過渡事象+補助給水失敗+格納容器スプレイ再循環失敗

- ・ TEI：過渡事象＋補助給水失敗

以下、各PDSに対応する主要な格納容器破損モード及びその対策について記載する。

#### b. TEDの場合

##### (a) 格納容器破損モードについて

TEDによる主な格納容器破損モードは、第3表より以下の3つが抽出される。

##### ○ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（過温）（ $\tau$ モード）

1次系及び原子炉格納容器内の気相部が冷却されず、雰囲気温度が上昇して格納容器過温破損に至るおそれがある（84.1%）。

##### ○ 溶融炉心・コンクリート相互作用（ $\varepsilon$ モード）

原子炉格納容器内に燃料取替用水が持ち込まれておらず、原子炉下部キャビティへ落下した溶融炉心とコンクリートの相互作用によるベースマット侵食のおそれがある（7.1%）。

##### ○ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（過圧）（ $\delta$ モード）

1次系及び原子炉格納容器内の気相部が冷却されず、雰囲気圧力が上昇して格納容器過圧破損に至るおそれがある（6.7%）。

##### (b) 格納容器破損防止対策について

##### ○ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（過温）（ $\tau$ モード）

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溶融物が原子炉格納容器内に分散し、溶融物の表面積が大きくなり溶融物から原子炉格納容器内雰囲気への伝熱が大き

くなるS\*\*、T\*\*が、原子炉格納容器内の温度上昇について厳しくなる。さらに、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くなる。

第4表に示すとおり、当該格納容器破損モードに対する格納容器破損防止対策である加圧器逃がし弁による1次系強制減圧、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却は、TEDの中で最も厳しいとして選定した評価事故シーケンス「外部電源喪失＋非常用所内交流動力電源喪失＋補助給水失敗」において有効性が確認されることから、TEDに属する事故シーケンスである「過渡事象＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ注入失敗」に対しても、有効性が確認できる。

#### ○溶融炉心・コンクリート相互作用（εモード）

事象の進展が早く、原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が大きく、かつ原子炉下部キャビティの溶融物の量が多いA\*\*が厳しいと考えられる。

また、原子炉格納容器内に燃料取替用水が持ち込まれず、原子炉下部キャビティの溶融物を冷却しない\*\*Dが厳しい。したがって、当該格納容器破損モードに対する事象の厳しさの観点で、TEDはAEDに包絡される。

第4表に示すとおり、当該格納容器破損モードに対する格納容器破損防止対策である常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイは、AEDの中で最も厳しいとして選定された評価事故シーケンス「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」において有効性が確認され

ることから、AEDに包絡されるTEDの事故シーケンスである「過渡事象＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ注入失敗」に対しても、有効性が確認できる。

○雰囲気圧力・温度による静的負荷（過圧）（ $\delta$ モード）

原子炉格納容器内の圧力上昇の観点から、破断規模の大きいA\*\*が、破断規模の小さいS\*\*や破断していないT\*\*よりも厳しい。また、\*\*Dは、原子炉格納容器内への燃料取替用水の持ち込みによる圧力抑制効果に期待できないため、水の持ち込みがある\*\*Wに比べて厳しいと考えられる。したがって、当該格納容器破損モードに対する事象の厳しさの観点で、TEDはAEDに包絡される。

第4表に示すとおり、当該格納容器破損モードに対する格納容器破損防止対策である常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却は、AEDの中で最も厳しいとして選定した評価事故シーケンス「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」において有効性が確認されることから、AEDに包絡されるTEDの事故シーケンスである「過渡事象＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ注入失敗」に対しても、有効性が確認できる。

c. TEWの場合

(a) 格納容器破損モードについて

TEWによる主な格納容器破損モードは、第3表より以下の2つが抽出される。

○雰囲気圧力・温度による静的負荷（過圧）（ $\delta$ モード）

1次系及び原子炉格納容器内の気相部が冷却されず、雰囲気

気圧力が上昇して過圧破損に至るおそれがある（91.9%）。

○溶融炉心・コンクリート相互作用（ $\epsilon$ モード）

原子炉格納容器内に燃料取替用水が持ち込まれておらず、原子炉下部キャビティへ落下した溶融炉心とコンクリートの相互作用によるベースマツト侵食のおそれがある（7.1%）。

(b) 格納容器破損防止対策について

○雰囲気圧力・温度による静的負荷（過圧）（ $\delta$ モード）

原子炉格納容器内の圧力上昇の観点から破断規模の大きいA\*\*が、破断規模の小さいS\*\*や破断していないT\*\*よりも厳しい。また\*\*Dは、原子炉格納容器内への燃料取替用水の持ち込みによる圧力抑制効果に期待できないため、水の持ち込みがある\*\*Wに比べて厳しいと考えられる。したがって、当該格納容器破損モードに対する事象の厳しさの観点でTEWはAEDに包絡される。

第4表に示すとおり、当該格納容器破損モードに対する格納容器破損防止対策である常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却は、AEDの中で最も厳しいとして選定した評価事故シーケンス「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」において有効性が確認されることから、AEDに包絡されるTEWの事故シーケンスである「過渡事象＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗」に対しても、有効性が確認できる。

○溶融炉心・コンクリート相互作用（ $\epsilon$ モード）

事象の進展が早く、原子炉容器破損時の崩壊熱が大きく、かつ原子炉下部キャビティの溶融物の量が多いA\*\*が厳しいと

考えられる。また、原子炉格納容器内に燃料取替用水が持ち込まれず原子炉下部キャビティの溶融物を冷却しない\*\*Dが、水の持ち込みがある\*\*Wよりも厳しい。したがって、当該格納容器破損モードに対する事象の厳しさの観点でTEWはAEDに包絡される。

第4表に示すとおり、当該格納容器破損モードに対する格納容器破損防止対策である常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイは、AEDの中で最も厳しいとして選定された評価事故シーケンス「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」において有効性が確認されることから、AEDに包絡されるTEWの事故シーケンスである「過渡事象+補助給水失敗+格納容器スプレイ再循環失敗」に対しても、有効性が確認できる。

#### d. TEIの場合

##### (a) 格納容器破損モードについて

TEIによる主な格納容器破損モードは、第3表より以下の2つが抽出される。

##### ○格納容器健全（ $\phi$ モード）

原子炉格納容器内の気相部が冷却され、原子炉格納容器の健全性は確保される（91.9%）。

##### ○溶融炉心・コンクリート相互作用（ $\varepsilon$ モード）

原子炉格納容器内に燃料取替用水が持ち込まれておらず、原子炉下部キャビティへ落下した溶融炉心とコンクリートの相互作用によるベースマツト侵食のおそれがある（7.1%）。

## (b) 格納容器破損防止対策について

○格納容器健全（ $\phi$ モード）

格納容器健全性は確保されていることから、検討対象外とする。

○溶融炉心・コンクリート相互作用（ $\varepsilon$ モード）

事象の進展が早く、原子炉容器破損時の崩壊熱が大きく、かつ原子炉下部キャビティの溶融物の量が多い $\Lambda^{**}$ が厳しい。また、原子炉格納容器内に燃料取替用水が持ち込まれず原子炉下部キャビティの溶融物を冷却しない $^{**}D$ が、水の持ち込みがある $^{**}I$ に比べて厳しい。したがって、当該破損モードに対する事象の厳しさの観点でTEIはAEDに包絡される。

第4表に示すとおり、当該格納容器破損モードに対する格納容器破損防止対策である常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイは、AEDの中で最も厳しいとして選定された評価事故シーケンス「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」において有効性が確認されることから、AEDに包絡されるTEIの事故シーケンスである「過渡事象+補助給水失敗」に対しても、有効性が確認できる。

## (2) 原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗

原子炉補機冷却水系の機器故障又は津波による被水により原子炉補機冷却機能を喪失し、RCPシール部へのシール水の注入機能及びサーマルバリアの冷却機能が喪失し、RCPシールLOCAが発生して1次系のインベントリが失われる。さらに、機器の故障により補助給水系が機能喪失する。この場合、原子炉補機冷却機能喪失に

より ECCS 注水に期待できず、補助給水系の機能喪失により 2 次系からの除熱も失敗し、短期間で炉心損傷に至るシーケンスである。

補助給水系の機器故障の程度又は安全補機開閉器の故障の程度によっては、補助給水系の復旧又は主給水系による 2 次系からの冷却により炉心損傷を回避できる可能性がある。

なお、本事故シーケンスの発生頻度は  $5.7\text{E}-09$  / 炉年であり、全 CDF ( $2.2\text{E}-04$  / 炉年) に対して 0.1% 未満と寄与が極めて小さいことを確認している。

#### [原子炉格納容器の機能維持]

##### a. 炉心損傷時における PDS について

本事故シーケンスは、2 次系からの冷却の失敗により短時間で炉心損傷に至り、ECCS による 1 次系への燃料取替用水の持ち込みはない。

炉心損傷時にとり得る PDS は、第 2 図に示すイベントツリーから、以下の状態になる。

- ・ TED : 原子炉補機冷却機能喪失 + 補助給水失敗

以下、当該 PDS に対応する主要な格納容器破損モード及びその対策について記載する。

##### b. TED の場合

###### (a) 格納容器破損モードについて

TED による主な格納容器破損モードは、第 3 表より以下の 3 つである。

- 雰囲気圧力・温度による静的負荷（過温）（ $\tau$  モード）
- 溶融炉心・コンクリート相互作用（ $\varepsilon$  モード）
- 雰囲気圧力・温度による静的負荷（過圧）（ $\delta$  モード）

## (b) 格納容器破損防止対策について

○ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（過温）（ $\tau$ モード）

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溶融物が原子炉格納容器内に分散し、溶融物の表面積が大きくなり溶融物から原子炉格納容器内雰囲気への伝熱が大きくなるS\*\*、T\*\*が、原子炉格納容器内の温度上昇について厳しくなる。さらに、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くなる。

第4表に示すとおり、当該格納容器破損モードに対する格納容器破損防止対策である加圧器逃がし弁による1次系強制減圧、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却は、TEDの中で最も厳しいとして選定した評価事故シーケンス「外部電源喪失＋非常用所内交流動力電源喪失＋補助給水失敗」において有効性が確認されることから、TEDに属する事故シーケンスである「原子炉補機冷却機能喪失＋補助給水失敗」に対しても、有効性が確認できる。

○ 溶融炉心・コンクリート相互作用（ $\varepsilon$ モード）

事象の進展が早く、原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が大きく、かつ原子炉下部キャビティの溶融物の量が多いA\*\*が厳しいと考えられる。また、原子炉格納容器内に燃料取替用水が持ち込まれず、原子炉容器下部キャビティの溶融物を冷却しない\*\*Dが厳しい。したがって、当該破損モードに対する事象の厳しさの点でTEDはAEDに包絡される。

第4表に示すとおり、当該格納容器破損モードに対する格

納容器破損防止対策である常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイは、AEDの中で最も厳しいとして選定された評価事故シーケンス「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」において有効性が確認されることから、AEDに包絡されるTEDの事故シーケンスである「原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗」に対しても、有効性が確認できる。

○雰囲気圧力・温度による静的負荷（過圧）（ $\delta$ モード）

原子炉格納容器内の圧力上昇の観点から、破断規模の大きいA\*\*が、破断規模の小さいS\*\*や破断していないT\*\*よりも厳しい。また、\*\*Dは、原子炉格納容器内への燃料取替用水の持ち込みによる圧力抑制効果に期待できないため、水の持ち込みがある\*\*Wに比べて厳しいと考えられる。したがって、当該格納容器破損モードに対する事象の厳しさの観点で、TEDはAEDに包絡される。

第4表に示すとおり、当該格納容器破損モードに対する格納容器破損防止対策である常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却は、AEDの中で最も厳しいとして選定した評価事故シーケンス「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」において有効性が確認されることから、AEDに包絡されるTEDの事故シーケンスである「原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗」に対しても、有効性が確認できる。

### (3) 特に厳しいLOCA事象

#### (3)-1 低圧注入に失敗するLOCA事象

- ・ 大破断LOCAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA)
- ・ 大破断LOCA+低圧注入失敗

Excess LOCAは、地震によりRCP、原子炉容器等が直接損傷してECCSの機能を上回る規模のLOCAが発生することを想定している。また、「大破断LOCA+低圧注入失敗」は大破断LOCA時に低圧注入ラインの閉塞等により低圧注入の失敗を想定している。いずれも1次冷却材が短時間に失われ、早期に炉心損傷に至るシナリオである。

Excess LOCAで原子炉格納容器内へ流出するインベントリは大破断LOCAと同じであるが、破断規模が大きいことから原子炉格納容器内圧力の初期ピークは大破断LOCAを上回る可能性がある。事象初期では原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.784MPa[gage])及び200℃に対して十分な余裕があることを解析により確認していることから、原子炉格納容器に対する脅威は大破断LOCAと同じと考えられる。このため、原子炉格納容器の機能維持については、「大破断LOCA+低圧注入失敗」シナリオについて説明する。

なお、両事故シナリオの発生時には、炉心損傷防止を図るための緩和策を考え難いものの、その発生頻度の合計は $3.9\text{E}-08$ ／炉年であり、全CDF( $2.2\text{E}-04$ ／炉年)に対して0.1%未満と寄与が小さいことを確認している。

[原子炉格納容器の機能維持]

a. 炉心損傷時におけるPDSについて

LOCAの規模が大きく、事象発生後短時間で炉心損傷に至る。炉心損傷時にとり得るPDSは、第2図に示すイベントツリーから、以下の3通りのいずれの状態にもなる。

- ・ 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
- ・ AEW：大破断LOCA＋低圧注入失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
- ・ AEW：大破断LOCA＋低圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗  
(高圧注入成功であり、これにより燃料取替用水が原子炉格納容器内に持ち込まれている。)
- ・ AEI：大破断LOCA＋低圧注入失敗

以下、各PDSに対応する主要な格納容器破損モード及びその対策について記載する。

b. AEDの場合

(a) 格納容器破損モードについて

AEDによる主要な格納容器破損モードは、第3表より以下の2つが抽出される。

○ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（過圧）（ $\delta$ モード）

1次系及び原子炉格納容器内の気相部が冷却されず、雰囲気圧力が上昇して格納容器過圧破損に至るおそれがある（89.5%）。

○ 溶融炉心・コンクリート相互作用（ $\epsilon$ モード）

原子炉格納容器内に燃料取替用水が持ち込まれておらず、原子炉容器下部キャビティへ落下した溶融炉心とコンクリー

トの相互作用によるベースマツト侵食のおそれがある  
(9.9%)。

(b) 格納容器破損防止対策について

○雰囲気圧力・温度による静的負荷（過圧）（ $\delta$ モード）

原子炉格納容器内の圧力上昇の観点から、破断規模の大きいA\*\*が破断規模の小さいS\*\*や破断していないT\*\*よりも厳しい。また\*\*Dは、原子炉格納容器内への燃料取替用水の持ち込みによる圧力抑制効果に期待できない。したがって、当該格納容器破損モードに対する事象の厳しさの観点でAEDは当該破損モードに該当するPDSを代表するものである。

第4表に示すとおり、当該格納容器破損モードに対する格納容器破損防止対策である常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却は、本事故シナリオと同じ「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」において有効性が確認される。

また、Excess LOCAでは、大破断LOCAと比較して破断口径が異なり冷却材の原子炉格納容器内への流出率が大きくなることから、事象初期の破断流による圧力上昇が大破断LOCAと比べて大きくなる。ただし、別紙8に示すとおり、その圧力上昇は原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍（0.784MPa[gage]）と比較して十分小さいものである。したがって、上述の「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」において有効性が確認される。

○溶融炉心・コンクリート相互作用（ $\epsilon$ モード）

事象の進展が早く、原子炉容器破損時の崩壊熱が大きく、

かつ原子炉下部キャビティの溶融物の量が多いA\*\*が厳しいと考えられる。また、原子炉格納容器内に燃料取替用水が持ち込まれず、原子炉容器下部キャビティの溶融物を冷却しない\*\*Dが厳しい。したがって、当該格納容器破損モードに対する事象の厳しさの観点で、AEDは当該破損モードに該当するPDSを代表するものである。

第4表に示すように、当該格納容器破損モードに対する格納容器破損防止対策である常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイは、本事故シーケンスと同じ「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」において有効性が確認される。

また、Excess LOCAにおいても、原子炉格納容器内に燃料取替用水が持ち込まれず、原子炉容器下部キャビティの溶融物を冷却しない状態で、事象展開は大破断LOCAと変わらないことから、その対策の有効性は、大破断LOCAと同様に確認される。

#### c. AEWの場合

##### (a) 格納容器破損モードについて

AEWによる主要な格納容器破損モードは、第3表より以下のものが抽出される。

##### ○ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（過圧）（ $\delta$ モード）

1次系及び原子炉格納容器内の気相部が冷却されず、雰囲気圧力が上昇して格納容器過圧破損に至るおそれがある（98.5%）。

(b) 格納容器破損防止対策について

○ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（過圧）（ $\delta$ モード）

原子炉格納容器内の圧力上昇の観点から、破断規模の大きいA\*\*が破断規模の小さいS\*\*や破断していないT\*\*よりも厳しい。また\*\*Dは、原子炉格納容器内への燃料取替用水の持ち込みによる圧力抑制効果に期待できないため、水の持ち込みがある\*\*Wに比べて厳しい。したがって当該格納容器破損モードに対する事象の厳しさの観点でAEWはAEDに包絡される。

第4表に示すとおり、当該格納容器破損モードに対する格納容器破損防止対策である常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却は、AEDの中で最も厳しいとして選定された評価事故シーケンス「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」において有効性が確認されることから、AEDに包絡されるAEWの事故シーケンスである「大破断LOCA＋低圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗又は格納容器スプレイ再循環失敗」に対しても、有効性が確認できる。

また、Excess LOCAでは、大破断LOCAと比較して破断口径が異なり冷却材の原子炉格納容器内への流出率が大きくなることから、事象初期の破断流による圧力上昇が大破断LOCAと比べて大きくなる。ただし、別紙8に示すとおり、その圧力上昇は原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍（0.784MPa[gage]）と比較して十分小さいものである。したがって、上述の「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」において有効性が確認される。

## d. AEIの場合

## (a) 格納容器破損モードについて

AEIによる主な格納容器破損モードは、第3表より以下が抽出される。

## ○格納容器健全（φモード）

原子炉格納容器内の気相部が冷却され、原子炉格納容器の健全性は確保される（97.5%）。

## (b) 格納容器破損防止対策について

## ○格納容器健全（φモード）

原子炉格納容器の健全性は確保されていることから、検討対象外とする。

## (3)-2 蓄圧注入に失敗するLOCA事象

- ・大破断LOCA+蓄圧注入失敗
- ・中破断LOCA+蓄圧注入失敗

大破断LOCA又は中破断LOCA時に、1次冷却材が早期に大量に漏出する際、閉塞等により蓄圧注入系が機能喪失し、ほう酸水の即時注入に失敗するシーケンスである。この場合、初期の炉心冷却ができず炉心損傷する可能性が高い。

本事故シーケンスの発生時には、使用可能な高压注入系又は低压注入系を用いて炉心注水を行うことにより炉心の冷却が行われ、炉心損傷の拡大を抑制する等の影響緩和の可能性はある。

なお、本事故シーケンスの発生頻度は合計で $3.5E-11$ ／炉年であり、全CDF（ $2.2E-04$ ／炉年）に対して0.1%未満と寄与が極めて小さいことを確認している。

[原子炉格納容器の機能維持]

a. 炉心損傷時におけるPDSについて

1次冷却材が早期に漏出し、蓄圧注入に失敗するが、それ以外のECCSによる燃料取替用水の持ち込みには期待しており、原子炉格納容器内に持ち込まれた燃料取替用水が格納容器再循環サンプに蓄積する。炉心損傷時のPDSは、第2図のイベントツリーから、以下の2通りがある。

- ・ AEW：大破断LOCA＋蓄圧注入失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
- ・ AEW：大破断LOCA＋蓄圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
- ・ AEI：中破断LOCA＋蓄圧注入失敗
- ・ AEW：中破断LOCA＋蓄圧注入失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
- ・ AEW：中破断LOCA＋蓄圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
- ・ AEI：大破断LOCA＋蓄圧注入失敗

以下、各PDSに対応する主要な格納容器破損モード及びその対策について記載する。

b. AEWの場合

(a) 格納容器破損モードについて

AEWによる主要な格納容器破損モードは、第3表より以下のものが抽出される。

○ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（過圧）（ $\delta$ モード）

1次系及び原子炉格納容器内の気相部が冷却されず、雰囲気圧力が上昇して格納容器過圧破損に至るおそれがある（98.5%）。

## (b) 格納容器破損防止対策について

○ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（過圧）（ $\delta$ モード）

原子炉格納容器内の圧力上昇の観点から破断規模の大きいA\*\*が、破断規模の小さいS\*\*や破断していないT\*\*よりも厳しい。また\*\*Dは、原子炉格納容器内への燃料取替用水の持ち込みによる圧力抑制効果に期待できないため、水の持ち込みがある\*\*Wに比べて厳しい。したがって、当該格納容器破損モードに対する事象の厳しさの観点でAEWはAEDに包絡される。

第4表に示すとおり、当該格納容器破損モードに対する格納容器破損防止対策である常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却は、AEDの中で最も厳しいとして選定された評価事故シーケンス「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」において有効性が確認されることから、AEDに包絡されるAEWの事故シーケンスである「大・中破断LOCA＋蓄圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗又は格納容器スプレイ再循環失敗」に対しても、有効性が確認できる。

## c. AEIの場合

## (a) 格納容器破損モードについて

AEIによる主な格納容器破損モードは、第3表より以下が抽出される。

○ 格納容器健全（ $\phi$ モード）

原子炉格納容器内の気相部が冷却され、原子炉格納容器の健全性は確保される（97.5%）。

(b) 格納容器破損防止対策について

○格納容器健全（φモード）

原子炉格納容器の健全性は確保されていることから、検討対象外とする。

4. まとめ

「2. 事故シーケンスグループとして新たに追加する候補となる事故シーケンス」で述べた5つの事故シーケンスについては、国内外の先進的な対策を講じた場合においても炉心損傷を回避することが困難であるとともに、損傷規模の不確かさが大きく、様々な損傷の程度・組合せの事故シーケンスを含んだ事故シーケンスグループを考えた場合、原子炉格納容器の機能にも必ずしも期待できないケースも多く含まれると考えられる。

地震PRA及び津波PRAの結果から、これらの事故シーケンスグループの発生頻度はいずれも非常に低いことが確認されている一方、これらの各事故シーケンスグループが発生した際の影響としては、具体的には炉心損傷に至るまでの余裕時間、炉心損傷の発生規模、放射性物質の放出量などの着眼点が考えられるものの、外部ハザードによる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り、事象発生時にプラントに及ぼす影響についても大きな幅を有することとなる。したがって、外部事象に特有の事故シーケンスグループは、炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループとして単独で定義するのではなく、発生する事象の程度や組合せに応じて対応していくべきものである。

具体的には、炉心損傷に至らない小規模な事象の場合には、使用

可能な炉心損傷防止対策又は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・配管の全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、放水砲等を駆使した大規模損壊対策による影響緩和を図ることで対応していく。

上記のとおり、外部事象に特有の事故シーケンスグループについて頻度及び影響の観点から検討した結果、小規模な事象を含めても全CDFに対する寄与が極めて小さいこと及び大規模な事故に至る頻度はさらに小さく、仮に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、解釈に基づき必ず想定する事故シーケンスグループと比較して有意な頻度又は影響をもたらすものではなく、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と総合的に判断した。

＜参考：解釈＞

1 - 1

(b) 個別プラント評価により抽出した事故シーケンスグループ

① 個別プラントの内部事象に関する確率論的リスク評価（PRA）

及び外部事象に関するPRA（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価を実施すること。

② その結果、上記1 - 1 (a)の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事故シーケンスグループが抽出された場合には、想定する事故シーケンスグループとして追加すること。なお、「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」については、規則で想定する事故シーケンスグループと炉心損傷頻度又は影響度の観点から同程度である

か等から総合的に判断するものとする。

また、「3. 有効な炉心損傷防止対策の確保が困難な事故シーケンス」で述べた6つの事故シーケンスについては、各事故シーケンスにおいて喪失している機能により、いずれかの事故シーケンスグループに該当するものである。

これらの事故シーケンスは、設備の損傷の程度によっては炉心損傷を回避できる可能性が考えられるが、その程度を特定することは困難であり、事象発生時にプラントに及ぼす影響についても大きな幅を有する。したがって、国内外の先進的な対策を講じた場合においても炉心損傷を回避することが困難な事故シーケンスとして抽出している。

一方、これらの事故シーケンスにより炉心損傷に至った場合でも、第5表にまとめたとおり、格納容器破損防止対策により原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待することが可能である。

第1表 PRA結果に基づく事故シーケンスグループ

事故シーケンス	シーケンス別CDF (/炉年)				寄与割合	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	事故シーケンス グループ	解釈
	内部事象	地震	津波	合計						
原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA	2.0E-04	1.3E-07	1.3E-10	2.0E-04	89.5%	サポート機能(補機 冷却機能)の喪失	2.0E-04	89.9%	原子炉補機冷却 機能喪失	
原子炉補機冷却機能喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA	9.0E-07	1.6E-10	5.8E-13	9.0E-07	0.4%					
原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗	5.1E-09	5.7E-10	1.0E-12	5.7E-09	<0.1%					
小破断LOCA+補助給水失敗	5.9E-09	1.0E-08	—	1.6E-08	<0.1%	蒸気発生器からの 除熱に失敗	1.0E-05	4.7%	2次冷却系からの 除熱機能喪失	
主給水流量喪失+補助給水失敗	2.8E-07	2.1E-08	—	3.0E-07	0.1%					
過渡事象+補助給水失敗	2.5E-06	—	—	2.5E-06	1.1%					
手動停止+補助給水失敗	5.9E-06	—	—	5.9E-06	2.7%					
外部電源喪失+補助給水失敗	1.4E-07	3.5E-07	—	4.9E-07	0.2%					
2次冷却系の破断+補助給水失敗	1.2E-06	5.8E-10	—	1.2E-06	0.5%					
2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗	7.9E-11	ε	—	7.9E-11	<0.1%					
蒸気発生器伝熱管破損+補助給水失敗	8.0E-08	—※1	—	8.0E-08	<0.1%					
炉内構造物損傷(過渡事象+補助給水失敗)	—	8.2E-09	—	8.2E-09	<0.1%					
外部電源喪失+非常用所内交流動力電源喪失	7.7E-06	4.3E-07	—	8.1E-06	3.7%					サポート機能(電源 機能)の喪失
中破断LOCA+高圧注入失敗	5.4E-07	ε	—	5.4E-07	0.2%	1次系保有水の 喪失	2.3E-06	1.1%	ECCS注水機能喪失	
小破断LOCA+高圧注入失敗	1.8E-06	1.3E-08	—	1.8E-06	0.8%					
大破断LOCA+蓄圧注入失敗	8.8E-12	ε	—	8.8E-12	<0.1%					
中破断LOCA+蓄圧注入失敗	2.6E-11	ε	—	2.6E-11	<0.1%					
大破断LOCA+低圧注入失敗	3.9E-09	4.4E-09	—	8.2E-09	<0.1%					
大破断LOCAを上回る規模のLOCA(Excess LOCA)	—	3.1E-08	—	3.1E-08	<0.1%					
大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗	8.1E-08	4.2E-09	—	8.5E-08	<0.1%	炉心の長期冷却に 失敗	5.8E-07	0.3%	ECCS再循環機能喪失	
中破断LOCA+高圧再循環失敗	1.2E-07	1.2E-11	—	1.2E-07	<0.1%					
小破断LOCA+高圧再循環失敗	3.8E-07	6.3E-09	—	3.8E-07	0.2%					
原子炉トリップが必要な起因事象+原子炉トリップ失敗	1.2E-08	1.1E-08	—	2.3E-08	<0.1%	反応度抑制に失敗	2.3E-08	<0.1%	原子炉停止機能喪失	
大破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗	5.2E-12	ε	—	5.2E-12	<0.1%	格納容器内気相部 冷却に失敗	3.6E-07	0.2%	原子炉格納容器の 除熱機能喪失	
大破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	2.8E-11	ε	—	2.8E-11	<0.1%					
中破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	1.2E-08	ε	—	1.2E-08	<0.1%					
中破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	7.1E-08	ε	—	7.1E-08	<0.1%					
小破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	4.0E-08	3.1E-09	—	4.3E-08	<0.1%					
小破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	2.3E-07	ε	—	2.3E-07	0.1%					
インターフェイスシステムLOCA	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	4.8E-07	0.2%	格納容器バイパス	
蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器の隔離失敗	4.8E-07	—※1	—	4.8E-07	0.2%					
原子炉建屋損傷	—	1.4E-10	—	1.4E-10	<0.1%	外部事象による 大規模な損傷	1.4E-10	<0.1%	※2	
原子炉格納容器損傷	—	ε	—	ε	<0.1%		ε	<0.1%		
原子炉補助建屋損傷	—	ε	—	ε	<0.1%		ε	<0.1%		
複数の信号系損傷	—	1.6E-08	4.4E-12	1.6E-08	<0.1%		1.6E-08	<0.1%		
蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)	—	6.3E-09	—	6.3E-09	<0.1%		6.3E-09	<0.1%		
合計	2.2E-04	1.0E-06	1.3E-10	2.2E-04	100%		—	2.2E-04		100%

ハッチング：地震及び津波特有の事象で、解釈に基づき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：蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)に含まれる。

※2：全炉心損傷頻度への寄与及び影響度の観点から他の事故シーケンスグループと比較し、新たな事故シーケンスグループとしての追加は不要と判断。

ε：1.0E-11未満

第2表 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	事故シーケンス	対応する炉心損傷防止対策	シーケンス別CDF (/炉年)				寄与割合	グループ別CDF (/炉年)	全CDFへの寄与割合	備考
			内部事象	地震	津波	合計				
原子炉補機冷却機能喪失	原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA	2次系強制冷却+常設電動注入ポンプによる代替炉心注水	2.0E-04	1.3E-07	1.3E-10	2.0E-04	89.5%	2.0E-04	89.9%	全炉心損傷頻度の約99.9%を炉心損傷防止対策でカバー
	原子炉補機冷却機能喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA		9.0E-07	1.6E-10	5.8E-13	9.0E-07	0.4%			
	原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗		※1、(1)	5.1E-09	5.7E-10	1.0E-12	5.7E-09			
2次冷却系からの除熱機能喪失	小破断LOCA+補助給水失敗	フィードアンドブリード	5.9E-09	1.0E-08	—	1.6E-08	<0.1%	1.0E-05	4.7%	
	主給水流量喪失+補助給水失敗		2.8E-07	2.1E-08	—	3.0E-07	0.1%			
	過渡事象+補助給水失敗		2.5E-06	—	—	2.5E-06	1.1%			
	手動停止+補助給水失敗		5.9E-06	—	—	5.9E-06	2.7%			
	外部電源喪失+補助給水失敗		1.4E-07	3.5E-07	—	4.9E-07	0.2%			
	2次冷却系の破断+補助給水失敗		1.2E-06	5.8E-10	—	1.2E-06	0.5%			
	2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗		7.9E-11	ε	—	7.9E-11	<0.1%			
	蒸気発生器伝熱管破損+補助給水失敗		8.0E-08	—	—	8.0E-08	<0.1%			
	炉内構造物損傷(過渡事象+補助給水失敗)		※1、(2)	—	8.2E-09	—	8.2E-09			
全交流動力電源喪失	外部電源喪失+非常用所内交流動力電源喪失	大容量空冷式発電機+2次系強制冷却+常設電動注入ポンプによる代替炉心注水	7.7E-06	4.3E-07	—	8.1E-06	3.7%	8.1E-06	3.7%	
ECCS注水機能喪失	中破断LOCA+高圧注入失敗	2次系強制冷却+低圧注入	5.4E-07	ε	—	5.4E-07	0.2%	2.3E-06	1.1%	
	小破断LOCA+高圧注入失敗		1.8E-06	1.3E-08	—	1.8E-06	0.8%			
	大破断LOCA+蓄圧注入失敗		8.8E-12	ε	—	8.8E-12	<0.1%			
	中破断LOCA+蓄圧注入失敗		2.6E-11	ε	—	2.6E-11	<0.1%			
	大破断LOCA+低圧注入失敗		3.9E-09	4.4E-09	—	3.5E-09	<0.1%			
	大破断LOCAを上回る規模のLOCA(Excess LOCA)		—	3.1E-08	—	3.1E-08	<0.1%			
ECCS再循環機能喪失	大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗	代替再循環	8.1E-08	4.2E-09	—	8.5E-08	<0.1%	5.8E-07	0.3%	
	中破断LOCA+高圧再循環失敗	2次系強制冷却+低圧再循環	1.2E-07	1.2E-11	—	1.2E-07	<0.1%			
	小破断LOCA+高圧再循環失敗	3.8E-07	6.3E-09	—	3.8E-07	0.2%				
原子炉停止機能喪失	原子炉トリップが必要な起因事象+原子炉トリップ失敗	多様化自動作動設備	1.2E-08	1.1E-08	—	2.3E-08	<0.1%	2.3E-08	<0.1%	
原子炉格納容器の除熱機能喪失	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	5.2E-12	ε	—	5.2E-12	<0.1%	3.6E-07	0.2%	
	大破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗		2.8E-11	ε	—	2.8E-11	<0.1%			
	中破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗		1.2E-08	ε	—	1.2E-08	<0.1%			
	中破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗		7.1E-08	ε	—	7.1E-08	<0.1%			
	小破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗		4.0E-08	3.1E-09	—	4.3E-08	<0.1%			
	小破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗		2.3E-07	ε	—	2.3E-07	0.1%			
格納容器バイパス	インターフェイスシステムLOCA	ケルグ アンソッド	3.0E-11	—	—	3.0E-11	<0.1%	4.8E-07	0.2%	
	蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器の隔離失敗	リキレーション	4.8E-07	—	—	4.8E-07	0.2%			
合計			2.2E-04	1.0E-06	1.3E-10	2.2E-04	100% ※2	2.2E-04	100% ※2	—

※1：格納容器破損防止対策として、格納容器スプレイ（常設電動注入ポンプ）+格納容器内自然対流冷却（海水直接通水）等に期待できる。

※2：100%には第1-2表で除外した事故シーケンスの炉心損傷頻度も含む。

ハッチング：国内外の先進的な対策を考慮しても、炉心損傷を防止することが困難な事故シーケンス

(1)：主給水系による蒸気発生器への給水により、炉心損傷を回避できる場合がある。

(2)：フィードアンドブリードにより影響を緩和できる場合がある。

(3)：炉心への注入により影響を緩和できる場合がある。

第3表 プラント損傷状態が格納容器破損モードへ影響する割合

PDS	割合 (%)	格納容器破損モード
AED	89.5	$\delta$ 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)
	9.9	$\varepsilon$ 溶融炉心・コンクリート相互作用
	0.5	$\beta$ 格納容器隔離失敗
	<0.1	$\alpha$ 原子炉容器内水蒸気爆発
	<0.1	$\tau$ 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損)
	<0.1	$\gamma$ 、 $\gamma'$ 、 $\gamma''$ 水素燃焼
AEW	98.5	$\delta$ 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)
	1.0	$\eta$ 原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用
	0.5	$\beta$ 格納容器隔離失敗
	<0.1	$\alpha$ 原子炉容器内水蒸気爆発
	<0.1	$\varepsilon$ 溶融炉心・コンクリート相互作用
	<0.1	$\tau$ 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損)
AEI	<0.1	$\gamma$ 、 $\gamma'$ 、 $\gamma''$ 水素燃焼
	97.5	$\phi$ 格納容器健全
	1.0	$\eta$ 原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用
	0.9	$\varepsilon$ 溶融炉心・コンクリート相互作用
	0.5	$\beta$ 格納容器隔離失敗
	0.1	$\gamma$ 、 $\gamma'$ 、 $\gamma''$ 水素燃焼
TED	<0.1	$\alpha$ 原子炉容器内水蒸気爆発
	84.1	$\tau$ 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損)
	7.1	$\varepsilon$ 溶融炉心・コンクリート相互作用
	6.7	$\delta$ 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)
	1.3	$g$ TI-SGTR
	0.5	$\beta$ 格納容器隔離失敗
	0.3	$\sigma$ 格納容器雰囲気直接加熱
	<0.1	$\alpha$ 原子炉容器内水蒸気爆発
	<0.1	$\mu$ 高圧溶融物放出 (高圧時の格納容器直接接触)
<0.1	$\gamma$ 、 $\gamma'$ 、 $\gamma''$ 水素燃焼	
TEW	91.9	$\delta$ 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)
	7.1	$\varepsilon$ 溶融炉心・コンクリート相互作用
	0.5	$\beta$ 格納容器隔離失敗
	0.3	$\sigma$ 格納容器雰囲気直接加熱
	0.2	$g$ TI-SGTR
	<0.1	$\tau$ 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損)
	<0.1	$\gamma$ 、 $\gamma'$ 、 $\gamma''$ 水素燃焼
	<0.1	$\alpha$ 原子炉容器内水蒸気爆発
	<0.1	$\mu$ 高圧溶融物放出 (高圧時の格納容器直接接触)
TEI	91.9	$\phi$ 格納容器健全
	7.1	$\varepsilon$ 溶融炉心・コンクリート相互作用
	0.5	$\beta$ 格納容器隔離失敗
	0.3	$\sigma$ 格納容器雰囲気直接加熱
	0.2	$g$ TI-SGTR
	0.1	$\gamma$ 、 $\gamma'$ 、 $\gamma''$ 水素燃焼
	<0.1	$\alpha$ 原子炉容器内水蒸気爆発
	<0.1	$\mu$ 高圧溶融物放出 (高圧時の格納容器直接接触)

第4表 格納容器破損モードに対する評価事故シーケンス及び格納容器破損防止対策（1 / 2）

格納容器破損モード	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	◎	常設電動注入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	<ul style="list-style-type: none"> <li>・AEDのうち事象進展が早い大破断LOCAを選定する。</li> <li>・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。</li> </ul>
		中破断LOCA+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+非常用所内交流動力電源喪失	◎	加圧器逃がし弁による1次系強制減圧+常設電動注入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	<ul style="list-style-type: none"> <li>・TEDのうち1次系圧力が高圧となり溶融物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する。</li> <li>・また、事象進展を早める観点から補助給水失敗の重畳を考慮する。</li> <li>・対策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。</li> </ul>
		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	—		
		原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗	—		
		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	—		
		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	—		
		ATWS+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+非常用所内交流動力電源喪失	◎	加圧器逃がし弁による1次系強制減圧	<ul style="list-style-type: none"> <li>・TEDのうち1次系圧力が高圧となり溶融物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する。</li> <li>・また、事象進展を早める観点から補助給水失敗の重畳を考慮する。</li> <li>・対策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。</li> </ul>
		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	—		
		原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗	—		
		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	—		
		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	—		
		ATWS+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	—				

第4表 格納容器破損モードに対する評価事故シーケンス及び格納容器破損防止対策（2 / 2）

格納容器破損モード	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
原子炉压力容器外 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	—	常設電動注入ポンプによる 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	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ AEWのうち事象進展が早い大破断LOCAを選定する。</li> <li>・ 事象進展を早める観点から高圧注入失敗を考慮する。</li> <li>・ 原子炉下部キャビティに貯水される水のサブクール度が小さい方が、水蒸気が急激に発生しやすいことから、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し、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイによる注入を想定する。</li> </ul>
		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	—		
水素燃焼	AET	中破断LOCA+高圧注入失敗	—	静的触媒式 水素再結合装置	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ AET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。</li> <li>・ 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。</li> </ul>
		中破断LOCA+高圧再循環失敗	—		
		大破断LOCA+低圧注入失敗	◎		
		大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗	—		
		中破断LOCA+蓄圧注入失敗	—		
		大破断LOCA+蓄圧注入失敗	—		
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	◎	常設電動注入ポンプによる 代替格納容器スプレイ	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ AEDのうち事象進展が早い大破断LOCAを選定する。</li> <li>・ 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。</li> </ul>
		中破断LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗	—		

第5表 有効な炉心損傷防止対策の確保が困難な事故シーケンスの対策（1 / 3）

## (1) 炉内構造物損傷（過渡事象＋補助給水失敗）

PDS	格納容器 破損モード	格納容器破損防止対策
	$\tau$ (84.1%)	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溶融物が原子炉格納容器内に分散し、溶融物の表面積が大きくなり溶融物から原子炉格納容器内雰囲気への伝熱が大きくなるS**、T**が、原子炉格納容器内の温度上昇について厳しくなる。さらに、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くなる。 当該格納容器破損モードに対する格納容器破損防止対策である加圧器逃がし弁による1次系強制減圧、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却は、TEDの中で最も厳しいとして選定した評価事故シーケンス「外部電源喪失＋非常用所内電源喪失＋補助給水失敗」において有効性が確認されることから、TEDに属する事故シーケンスである「過渡事象＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ注入失敗」に対しても、有効性が確認できる。
	TED $\varepsilon$ (7.1%)	事象の進展が早く、原子炉容器破損時の崩壊熱が大きく、かつ原子炉下部キャビティの溶融物の量が多いA**が厳しいと考えられる。 また、原子炉格納容器内に燃料取替用水が持ち込まれず、原子炉下部キャビティの溶融物を冷却しない**Dが厳しい。したがって、当該格納容器破損モードに対する事象の厳しさの観点で、TEDはAEDに包絡される。 当該格納容器破損モードに対する格納容器破損防止対策である常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイは、AEDの中で最も厳しいとして選定された評価事故シーケンス「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」において有効性が確認されることから、AEDに包絡されるTEDの事故シーケンスである「過渡事象＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ注入失敗」に対しても、有効性が確認できる。
	$\delta$ (6.7%)	原子炉格納容器内の圧力上昇の観点から、破断規模の大きいA**が、破断規模の小さいS**や破断していないT**よりも厳しい。また、**Dは、原子炉格納容器内への燃料取替用水の持ち込みによる圧力抑制効果に期待できないため、水の持ち込みがある**Wに比べて厳しいと考えられる。したがって、当該格納容器破損モードに対する事象の厳しさの観点で、TEDはAEDに包絡される。 当該格納容器破損モードに対する格納容器破損防止対策である常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却は、AEDの中で最も厳しいとして選定した評価事故シーケンス「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」において有効性が確認されることから、AEDに包絡されるTEDの事故シーケンスである「過渡事象＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ注入失敗」に対しても、有効性が確認できる。
	TEW $\delta$ (91.9%)	TEDの記載と同様であり、水の持ち込みがあるTEWはAEDに包絡され、格納容器破損防止対策はTEDに準ずる。
	$\varepsilon$ (7.1%)	TEDの記載と同様であり、水の持ち込みがあるTEWはAEDに包絡され、格納容器破損防止対策はTEDに準ずる。
	TEI $\psi$ (91.9%)	原子炉格納容器の健全性は確保されていることから、検討対象外とする。
	$\varepsilon$ (7.1%)	TEDの記載と同様であり、水の持ち込みがあるTEIはAEDに包絡され、格納容器破損防止対策はTEDに準ずる。

第5表 有効な炉心損傷防止対策の確保が困難な事故シーケンスの対策（2 / 3）

## (2) 原子炉補機冷却機能喪失 + 補助給水失敗

PDS	格納容器 破損モード	格納容器破損防止対策
	$\tau$ (84.1%)	<p>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溶融物が原子炉格納容器内に分散し、溶融物の表面積が大きくなり溶融物から原子炉格納容器内雰囲気への伝熱が大きくなるS**、T**が、原子炉格納容器内の温度上昇について厳しくなる。さらに、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くなる。</p> <p>当該格納容器破損モードに対する格納容器破損防止対策である加圧器逃がし弁による1次系強制減圧、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却は、TEDの中で最も厳しいとして選定した評価事故シーケンス「外部電源喪失+非常用所内電源喪失+補助給水失敗」において有効性が確認されることから、TEDに属する事故シーケンスである「原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗」に対しても、有効性が確認できる。</p>
TED	$\epsilon$ (7.1%)	<p>事象の進展が早く、原子炉容器破損時の崩壊熱が大きく、かつ原子炉下部キャビティの溶融物の量が多いA**が厳しいと考えられる。</p> <p>また、原子炉格納容器内に燃料取替用水が持ち込まれず、原子炉下部キャビティの溶融物を冷却しない**D)が厳しい。したがって、当該格納容器破損モードに対する事象の厳しさの観点で、TEDはAEDに包絡される。</p> <p>当該格納容器破損モードに対する格納容器破損防止対策である常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイは、AEDの中で最も厳しいとして選定された評価事故シーケンス「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」において有効性が確認されることから、AEDに包絡されるTEDの事故シーケンスである「原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗」に対しても、有効性が確認できる。</p>
	$\delta$ (6.7%)	<p>原子炉格納容器内の圧力上昇の観点から、破断規模の大きいA**が、破断規模の小さいS**や破断していないT**よりも厳しい。また、**D)は、原子炉格納容器内への燃料取替用水の持ち込みによる圧力抑制効果に期待できないため、水の持ち込みがある**W)に比べて厳しいと考えられる。</p> <p>したがって、当該格納容器破損モードに対する事象の厳しさの観点で、TEDはAEDに包絡される。</p> <p>当該格納容器破損モードに対する格納容器破損防止対策である常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却は、AEDの中で最も厳しいとして選定した評価事故シーケンス「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」において有効性が確認されることから、AEDに包絡されるTEDの事故シーケンスである「原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗」に対しても、有効性が確認できる。</p>

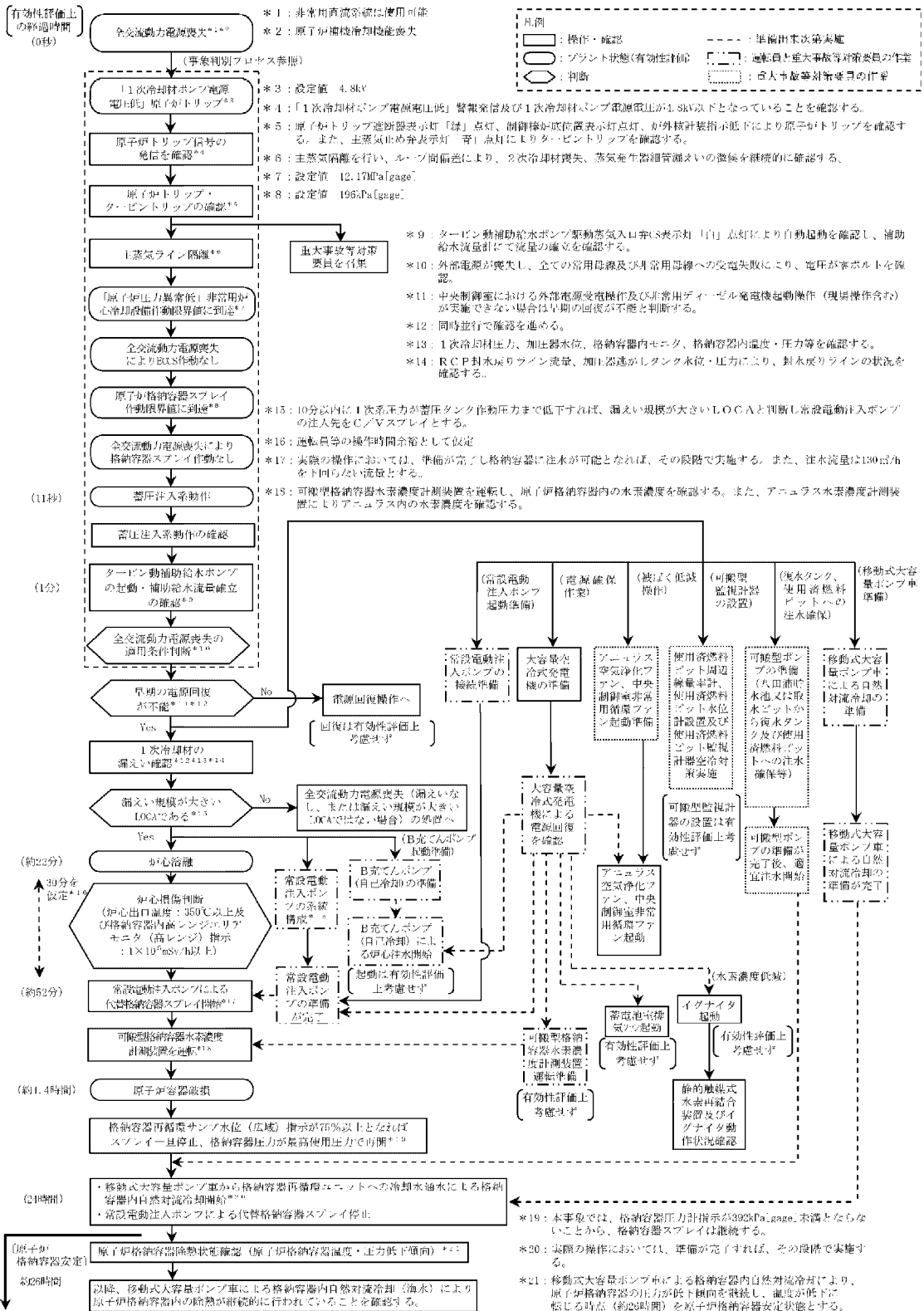
第5表 有効な炉心損傷防止対策の確保が困難な事故シーケンス対策（3 / 3）

## (3) 特に厳しいLOCA事象

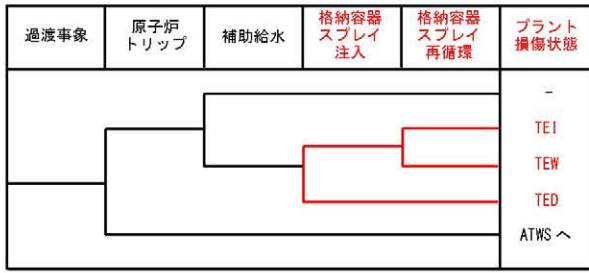
## (3)-1 低圧注入に失敗するLOCA事象

## (3)-2 蓄圧注入に失敗するLOCA事象

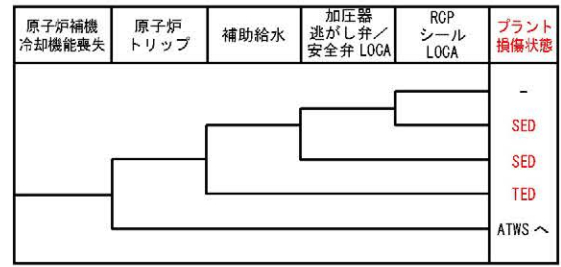
シーケンス	PDS	格納容器 破損モード	格納容器破損防止対策
(3)-1	AED	$\delta$ (89.5%)	原子炉格納容器内の圧力上昇の観点から、破断規模の大きいA**が破断規模の小さいS**や破断していないT**よりも厳しい。また**Dは、原子炉格納容器内への燃料取替用水の持ち込みによる圧力抑制効果に期待できない。したがって、当該格納容器破損モードに対する事象の厳しさを観点でAEDは当該破損モードに該当するPDSを代表するものである。 当該格納容器破損モードに対する格納容器破損防止対策である常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却は、本事故シーケンスと同じ「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」において有効性が確認される。
		$\epsilon$ (9.9%)	事象の進展が早く、原子炉容器破損時の崩壊熱が大きく、かつ原子炉下部キャビティの溶融物の量が多いA**が厳しいと考えられる。また、原子炉格納容器内に燃料取替用水が持ち込まれず、原子炉容器下部キャビティの溶融物を冷却しない**Dが厳しい。したがって、当該格納容器破損モードに対する事象の厳しさを観点で、AEDは当該破損モードに該当するPDSを代表するものである。 当該格納容器破損モードに対する格納容器破損防止対策である常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイは、本事故シーケンスと同じ「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」において有効性が確認される。
	AEW	$\delta$ (98.5%)	原子炉格納容器内の圧力上昇の観点から、破断規模の大きいA**が破断規模の小さいS**や破断していないT**よりも厳しい。また**Dは、原子炉格納容器内への燃料取替用水の持ち込みによる圧力抑制効果に期待できないため、水の持ち込みがある**Wに比べて厳しい。したがって、当該格納容器破損モードに対する事象の厳しさを観点でAEWはAEDに包絡される。 当該格納容器破損モードに対する格納容器破損防止対策である常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却は、AEDの中で最も厳しいとして選定された評価事故シーケンス「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」において有効性が確認されることから、AEDに包絡されるAEWの事故シーケンスである「大破断LOCA+低圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗又は格納容器スプレイ再循環失敗」に対しても、有効性が確認できる。
	AEI	$\phi$ (97.5%)	原子炉格納容器の健全性は確保されていることから、検討対象外とする。
(3)-2	AEW	$\delta$ (98.5%)	原子炉格納容器内の圧力上昇の観点から破断規模の大きいA**が、破断規模の小さいS**や破断していないT**よりも厳しい。また**Dは、原子炉格納容器内への燃料取替用水の持ち込みによる圧力抑制効果に期待できないため、水の持ち込みがある**Wに比べて厳しい。したがって、当該格納容器破損モードに対する事象の厳しさを観点でAEWはAEDに包絡される。 当該格納容器破損モードに対する格納容器破損防止対策である常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及び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は、AEDの中で最も厳しいとして選定された評価事故シーケンス「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」において有効性が確認されることから、AEDに包絡されるAEWの事故シーケンスである「大・中破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗又は格納容器スプレイ再循環失敗」に対しても、有効性が確認できる。
	AEI	$\phi$ (97.5%)	原子炉格納容器の健全性は確保されていることから、検討対象外とする。



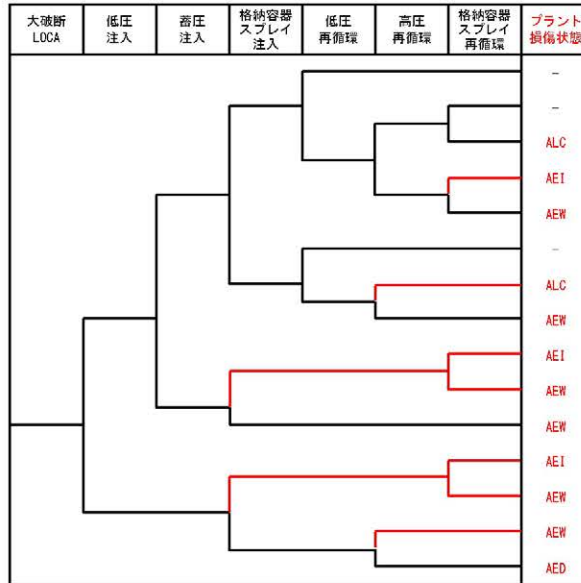
第1図 「大破断LOCA+ECCS注水失敗+格納容器スプレイ失敗」時の対応手順の概要



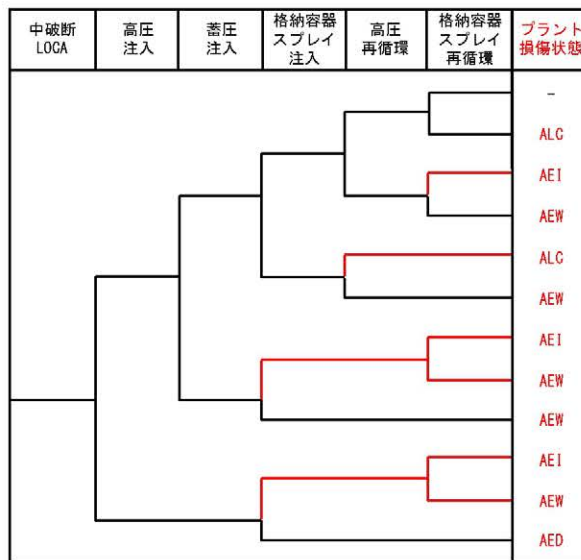
(過渡事象+補助給水失敗)



(原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗)



(大破断 LOCA+低圧注入失敗)



(中破断 LOCA+蓄圧注入失敗)

第 2 図 プラント損傷状態評価のためのレベル 1 PRA のイベントツリー

## 別紙 3

## 国外での先進的な対策と玄海原子力発電所 3 号炉及び 4 号炉での 対策の比較

### 1. 国外での先進的な対策の調査方法

国外（米国及び欧州）において整備している先進的な対策について、国外の原子力規制機関である米国原子力規制委員会（NRC）、フランス原子力安全規制機関（ASN）等の規制文書、米国の最終安全解析書（FSAR）等の事業者公開資料、欧州におけるストレステスト報告書等の調査を実施した。また、原子力規制関係の調査委託会社の提携先である国外コンサルティング機関から得られる情報、国外の原子力関係者を招いたセミナーでの情報、国外原子力プラントの視察情報等についても併せて調査を実施した（第 1 図参照）。

### 2. 国外での先進的な対策について

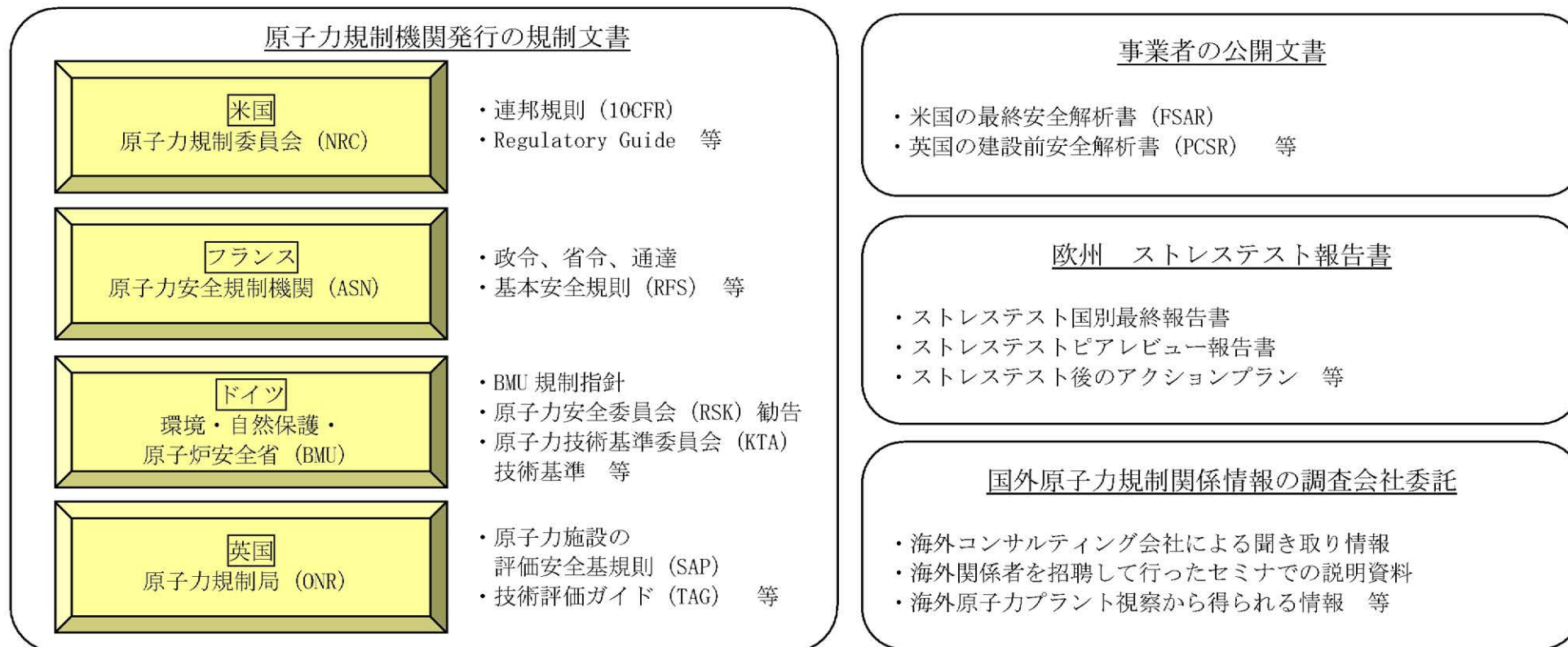
調査可能な範囲内で得られた国外における炉心損傷防止対策の情報について、玄海原子力発電所 3 号炉及び 4 号炉で整備している対策と比較した結果を第 1 表に示す。

全ての事故シーケンスグループにおいて、国外の既設プラントで整備されている各機能の対策が、玄海原子力発電所 3 号炉及び 4 号炉においても整備されていることを確認した。

また、事故シーケンスグループの中で有効性を確認できる対策の確保が困難と考えられる事象についても、調査可能な範囲内において関連する情報の調査を実施したが、事象発生確率が低い等の理由

により国外でも手順面の対策のみで設備面の対策がとられていないことを確認した。

## 国外の炉心損傷防止対策情報



第 1 図 国外で整備している炉心損傷防止対策の調査方法

第1表 米国・欧州での重大事故対策に係る設備例との比較（1／8）

分類	事故シナリオグループ	想定する機能	重大事故対策に係る操作又は設備					対策の概要	
			空冷3号炉及び4号炉	米国	フランス	ドイツ	英国		スウェーデン
1	2次冷却系からの除熱機能喪失	炉心冷却	・フィードアンドブリード	・フィードアンドブリード	・フィードアンドブリード	・フィードアンドブリード	・フィードアンドブリード	・フィードアンドブリード	欧米においては、フィードアンドブリードを整備しており、当社においても同様の手段を整備している。
		補助給水設備容量	・電動補助給水ポンプ（100%×2系統）、タービン動補助給水ポンプ（200%×1系統） 合計400%	・電動補助給水ポンプ（100%×2系統）、タービン動補助給水ポンプ（100%×1系統） 合計300%	・電動補助給水ポンプ（100%×2系統）、タービン動補助給水ポンプ（100%×2系統） 合計400%	・独立非常用系のディーゼル直結電動給水ポンプ（ディーゼル駆動もしくは非常用ディーゼル発電機の給電による駆動）（50%×4系統） 合計200%	・電動補助給水ポンプ（100%×2系統）、タービン動補助給水ポンプ（100%×2系統） 合計400%	・電動補助給水ポンプ（100%×2系統）、タービン動補助給水ポンプ（100%×1系統） 合計300%	事故時の蒸気発生器への給水手段として、欧米においては、合計で400%分の容量を持つ電動及びタービン動補助給水ポンプを整備している。 当社においても当該事故時に欧米と同様に、合計400%分の容量を持つ電動及びタービン動補助給水ポンプを整備している。
		蒸気発生器代替給水手段	・ <u>電動主給水ポンプ</u> ・ <u>可搬型ディーゼル注入ポンプ</u> ・接続口	・高圧給水系（主給水ポンプ、蒸気発生器水振ポンプ） ・低圧給水系（復水ポンプ、消火ポンプ又は補助給水移送ポンプ） ・可搬型ディーゼル駆動ポンプ ・接続口	—	・給水タンクの主蒸気加圧による給水（蒸気発生器を減圧し、蓄圧タンクと同様に自動注水） ・可搬式ポンプ（可搬式ディーゼル発電機）	—	・可搬式ポンプ ・補助給水系の接続口（消火系ポンプ、可搬式ポンプでの蒸気発生器給水） ・可搬式ポンプ	重大事故時の蒸気発生器への恒設ポンプによるバックアップの給水手段として、米国において、常用系設備の活用等多様なポンプを複数台整備している。 当社においても、常用系設備である電動主給水ポンプによるバックアップを整備している。  全交流動力電源喪失等における蒸気発生器への給水手段として、米国においては、可搬式ディーゼル駆動ポンプ等を備備しており、欧州においても同様の手段を整備している。 当社においても、可搬型ディーゼル注入ポンプ及び接続口を配備しており、同様の手段を整備している。
		(給水源)	・復水タンク（4号炉は復水ヒート） ・ <u>中間受槽</u> ・ <u>淡水貯蔵タンク</u> ・原水タンク ・八田浦貯水池 ・海水	・復水タンク ・消火用水タンク ・原水貯水池（重力注水による復水タンクへの補給） ・復水器ホットウェル ・河川、湖、海水	・復水タンク ・脱塩水貯蔵タンク、軟水貯蔵タンク（重力注水による復水タンクへの補給、3日間補給可）	・脱塩水貯蔵タンク ・河川、水タンク車	・復水タンク ・原水貯水池	・復水タンク ・脱塩水貯蔵タンクから復水タンクへの補給	欧米においては、淡水タンクのほか、河川や湖等の代替補給水源からの給水が可能である。 当社においても、複数の淡水タンクの他、代替補給水源として八田浦貯水池や海水からの給水も可能である。
		(その他)	・タービン動補助給水ポンプの自動起動 ・ <u>可搬型バッテリー（タービン動補助給水ポンプ補助（非常用）油ポンプ用）</u> ・大容量空冷式発電機	・タービン動補助給水ポンプの自動起動	・タービン動補助給水ポンプ制御装置の圧縮空気タンクによる遠隔又は現場操作（5時間）	—	—	—	全交流動力電源喪失等において、フランスでは、タービン動補助給水ポンプの遠隔又は現場操作を可能とする圧縮空気タンクを設置している。また、米国はタービン動補助給水ポンプの自動起動を可能としている。 当社においては、タービン動補助給水ポンプのサブポート系である直流電源喪失時でも、タービン動補助給水ポンプの自動起動が可能であり、更に自動起動の補助として可搬型バッテリーも整備している。また、大容量空冷式発電機による電動補助給水ポンプの機能回復手段を整備している。
		蒸気発生器代替蒸気放出	・ <u>タービンバイパス弁</u> ・ <u>窒素ポンプ（主要気速がしきり用）</u>	・タービンバイパス系の活用	—	—	—	—	主蒸気速がしきり開放した場合の蒸気発生器代替蒸気放出手段として、米国においては、主蒸気隔離弁及びタービンバイパス弁の開放によるタービンバイパス手段を整備している。 当社においても、タービンバイパス弁の開放によるタービンバイパス手段や、主蒸気速がしきりの機能を回復させるための窒素ポンプを整備している。
		まとめ	上記の調査結果より、国外の既設プラントで整備されている対策が、空冷3号炉及び4号炉においても整備されていることを確認した。 なお、「炉内構造物損傷（過渡現象＝補助給水失敗）」における欧米の対策状況について、調査可能な範囲で調査を実施したが、当該シナリオを想定した対策に関する情報は無い。						

※ 有効性評価において有効性を評価した対策 下線部：多様性拡張設備

第1表 米国・欧州での重大事故対策に関する設備例との比較 (2 / 8)

分類	事故シナリオグループ	想定する機能	重大事故対策に係る操作又は設備					対策の概要	
			玄海3号炉及び1号炉	米国	フランス	ドイツ	英国		スウェーデン
3-1	全交流動力電源喪失 (1/3)	代替電源設備 (交流)	<ul style="list-style-type: none"> <li>大容量空冷式発電機*</li> <li>非常用ガスタービン発電機 (計画中)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>サイト内ガスタービン発電機</li> <li>ディーゼル発電機 (追加設置)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>サイト共用ガスタービン発電機</li> <li>最終バックアップディーゼル発電機</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>独立非常用のディーゼル発電機</li> </ul>	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>サイト共用ガスタービン発電機</li> </ul>	<p>米国においては、ディーゼル発電機の追加設置等を実施している。また、欧米においては、ディーゼル発電機とは別の独立非常用ディーゼル発電機等を設置しているほか、全交流動力電源喪失に伴い、RCPシールLOCAが発生する場合は、RCPシール注水用蒸気駆動発電機を設置している。</p> <p>当社においても、ディーゼル発電機とは別系統の交流代替電源として、大容量空冷式発電機を1台設置している。また、大容量空冷式発電機と多様性を有する非常用ガスタービン発電機を追加する予定である。</p> <p>欧米においては、可搬型の交流代替電源である可搬型ディーゼル発電機を配備している。</p> <p>当社においても可搬型の交流代替電源である発電機車を配備しており、大容量空冷式発電機が機能しない場合においても、原子炉の安全停止に必要な電源を供給可能である。</p> <p>欧米においては、ユニット間での電源接続を整備しており、当社においても同等の手段を整備している。</p>
			<ul style="list-style-type: none"> <li>発電機車 (高圧発電機車及び中容量発電機車)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>可搬式ディーゼル発電機</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>小型蒸気タービン駆動発電機 (B段、RCPシール注水に用いる小型試験用ポンプの給電にも使用)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>可搬式ディーゼル発電機</li> </ul>	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>可搬式ディーゼル発電機</li> </ul>	<p>欧米においては、既設蓄電池による給電手段を整備しているほか、蓄電池からの給電時間延長対策として、負荷切り離しによる蓄電池容量確保や蓄電池充電手段を整備しており、当社においても同様の手段を整備している。</p>
			<ul style="list-style-type: none"> <li>身掛間電力融通</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>ユニット間での交流電源接続</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>ユニット間での交流電源接続</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>ユニット間での交流電源接続</li> <li>第3の送電線 (地中埋設)</li> </ul>	—	—	<p>米国においては、携帯型バッテリー充電器等による蓄電池充電を整備しており、欧州においては、発電機による蓄電池充電手段を整備している。</p> <p>当社においても、蓄電池 (重大事故等対応用) を追加するとともに、発電機と直流変換器を用いた可搬型直流電源設備を整備している。</p>
		(直流)	<ul style="list-style-type: none"> <li>蓄電池 (安全防護系用) による給電</li> <li>不要負荷切り離しによる蓄電池容量保持</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>既設蓄電池による給電</li> <li>不要負荷切り離しによる蓄電池容量保持</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>既設蓄電池による給電</li> <li>不要負荷切り離しによる蓄電池容量保持</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>既設蓄電池による給電</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>既設蓄電池による給電</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>既設蓄電池による給電</li> </ul>	<p>米国においては、携帯型バッテリー充電器等による蓄電池充電を整備しており、欧州においては、発電機による蓄電池充電手段を整備している。</p> <p>当社においても、蓄電池 (重大事故等対応用) を追加するとともに、発電機と直流変換器を用いた可搬型直流電源設備を整備している。</p>
		<ul style="list-style-type: none"> <li>直流電源用発電機</li> <li>可搬型直流変換器</li> <li>蓄電池 (重大事故等対応用)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>携帯型バッテリー充電器等による蓄電池充電</li> </ul>	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>可搬式ディーゼル発電機による蓄電池充電</li> <li>独立非常用ディーゼル発電機による直流電源供給</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>バッテリー充電用小容量ディーゼル発電機</li> </ul>	—	<p>全交流動力電源喪失に伴いRCPシールLOCAが発生する場合は、欧米では試験用ポンプ等によるRCPシール注水手段等を整備している。また、ドイツにおいては、standstillシールを整備している。</p> <p>当社においては、RCPシールLOCAが発生する可能性のある10分程度で代替ポンプ等によりシール冷却を確実に回復することは困難であり、失敗する確率も高いと考えられることから、RCPシールLOCAへの対策としては、2次系強制冷却により早期に1次系圧力を低下させ、常設電動注入ポンプにより確実に炉心注入する手段を整備している。</p>	
		代替RCPシール注入	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>静圧試験用ポンプによるシール注入</li> <li>充てんポンプの消火用水又は海水での冷却による運転継続及び充てんポンプでのシール注入</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>小型試験用ポンプを用いたシール注水 (小型蒸気駆動発電機)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>standstillシール</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>緊急充てんポンプ (蒸気タービン駆動容量積式) によるシール注水</li> </ul>	—	<p>全交流動力電源喪失に伴いRCPシールLOCAが発生する場合は、欧米では試験用ポンプ等によるRCPシール注水手段等を整備している。また、ドイツにおいては、standstillシールを整備している。</p> <p>当社においては、RCPシールLOCAが発生する可能性のある10分程度で代替ポンプ等によりシール冷却を確実に回復することは困難であり、失敗する確率も高いと考えられることから、RCPシールLOCAへの対策としては、2次系強制冷却により早期に1次系圧力を低下させ、常設電動注入ポンプにより確実に炉心注入する手段を整備している。</p>

※ 有効性評価において有効性を評価した対策 下線部: 多様性拡張設備

第1表 米国・欧州での重大事故対策に関する設備例との比較 (3 / 8)

分類	事故シナリオグループ	想定する機能	重大事故等対策に係る操作又は設備					対策の概要	
			玄海3号炉及び1号炉	米国	フランス	ドイツ	英国		スウェーデン
2-1	全交流動力電源喪失 (2/3)	炉心冷却	<ul style="list-style-type: none"> <li>・2次系強制冷却<sup>※</sup> (蒸気発生器への給水手段は、「2次冷却系からの除熱機能喪失」と同様)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・2次系強制冷却</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・2次系強制冷却</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・2次系強制冷却</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・2次系強制冷却</li> </ul>	<p>全交流動力電源喪失に最終ヒートシンク喪失が重畳する場合を想定し、欧米においては、2次系強制冷却による1次系冷却手段を整備しており、当社においても同様の手段を整備している。</p>	
		(炉心注入)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・代替炉心注入</li> <li>・常設電動注入ポンプ<sup>※</sup></li> <li>・余熱除去ポンプ(空調用冷水)</li> <li>・充てんポンプ(自己冷却)</li> <li>・格納容器スプレイポンプ(自己冷却)</li> <li>・(RHRS-CSSタイプイン使用)</li> <li>・電動消防ポンプ</li> <li>・ディーゼル湧水ポンプ</li> <li>・消防自動車</li> <li>・可搬型ディーゼル注入ポンプ</li> <li>・代替再循環<sup>※</sup></li> <li>・余熱除去ポンプ(空調用冷水)</li> <li>・高圧注入ポンプ(海水冷却)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・可搬式高圧ポンプ</li> <li>・非安全系充てんポンプ(代替高圧交流電源)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・余熱除去系と分別系統の低圧注入系</li> <li>・低圧注入系と格納容器スプレイ系の連絡スリートをを用いた炉心注入(連絡スリートを設置: 事故後3日)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・独立非常用系の余熱除去系 (IRHR)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・低圧注入系と格納容器スプレイ系の配管ライン切替による炉心注入</li> </ul>	<p>各回の対策として、米国では非安全系充てんポンプ等による炉心注入手段、フランスでは低圧注入系喪失時における低圧注入系と格納容器スプレイ系の連絡スリートをを用いた格納容器スプレイ系による炉心注入手段、ドイツでは航空機落下等の外部事象又はテロ事象に対応するためのバンカーシステムとして、独立非常用系の余熱除去設備等による炉心注入手段等を整備している。</p> <p>当社においては、独立した電源である大容量空冷式発電機から給電し、電動機の冷却水が不要な常設電動注入ポンプによる炉心注入手段を整備している。さらに、自己冷却式の充てんポンプや格納容器スプレイポンプ(余熱除去系-格納容器スプレイ系タイプインを使用)等による代替炉心注入手段、高圧注入ポンプ(移動式大容量ポンプ車による冷却用海水通水)による代替再循環手段など、様々な炉心注入手段を整備している。</p>	
		(最終ヒートシンクへの熱輸送)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・移動式大容量ポンプ車による補機冷却用海水通水</li> </ul>	<p>—</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・PUIシステム(可搬式ポンプ+可搬式熱交換器、大・中破断LOCA発生15日以降の崩壊熱除去が目的)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・非常用サービズ水系(冷却水: 河川水、地下水)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・空冷式熱除去設備(乾式冷却塔)</li> </ul>	<p>—</p>	<p>欧州においては、独立非常用系の余熱除去系や15日以降の崩壊熱除去を目的として、可搬式のポンプ・熱交換器を用いたPUIシステムや空冷式熱除去設備を整備している。</p> <p>当社においては、最終ヒートシンク喪失時の対策として、独立性があり、電源の不要な移動式大容量ポンプ車により、補機冷却用の海水を通水する手段を整備している。</p>
		(給水源)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・燃料取替用水タンク<sup>※</sup> (4号炉は燃料取替用水ピット)(ほう酸水補給: ほう酸タンク、使用済燃料ピット等)</li> <li>・復水タンク(4号炉は復水ピット)</li> <li>・中間受槽</li> <li>・2次系純水タンク</li> <li>・原水タンク</li> <li>・八田補貯水池</li> <li>・海水</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・燃料取替用水タンク (ほう酸水補給: ほう酸ホルムドアップタンク、使用済燃料ピット、クロスタイを有する他ユニットの燃料取替用水タンク、大型水源と組み合わせたほう酸水貯蔵タンク)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・燃料取替用水タンク (ほう酸水補給)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・代替ほう酸水貯蔵タンク</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・燃料取替用水タンク</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・燃料取替用水タンク</li> </ul>	<p>欧米においては、燃料取替用水タンクからの給水が可能であるほか、同タンクが枯渇した場合に、その他水源からほう酸水等を燃料取替用水タンクへ補給する手段を整備しており、当社においても同様の手段を整備している。</p>

※ 有効性評価において有効性を評価した対策 下線部: 多様性拡張設備

第1表 米国・欧州での重大事故対策に係る設備例との比較（4／8）

分類	事故シナリオグループ	想定する機能	重大事故等対策に係る操作又は設備						対策の概要
			玄海3号炉及び1号炉	米国	フランス	ドイツ	英国	スウェーデン	
2-1	全交流動力電源喪失（3/3）	原子炉格納容器冷却	<ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器内自然対流冷却<sup>※</sup>（移動式大容量ポンプ車<sup>※</sup>による格納容器再循環ユニット2台への冷却用海水通水）</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>ファンクーラ×1台又は2台</li> </ul>	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>ファンクーラ（空冷式熱除去設備（乾式冷却塔）によるユニットの冷却）×2台</li> </ul>	—	<p>米国、英国ともファンクーラを用いた冷却手段を整備しているが、英国では、格納容器冷却ファン熱交換器の冷却手段として空冷式熱除去設備（乾式冷却塔）を整備している。</p> <p>当社においては、格納容器再循環ユニットへ移動式大容量ポンプ車を用いて海水を通水することで、全交流動力電源喪失等の影響で格納容器再循環ファンが停止している場合においても、格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器内雰囲気冷却する手段を整備している。</p>
			<ul style="list-style-type: none"> <li>代替格納容器スプレイ</li> <li>常設電動注入ポンプ</li> <li>格納容器スプレイポンプ（自己冷却）</li> <li>ディーゼル消火ポンプ</li> <li>消防自動車</li> <li>可搬型ディーゼル注入ポンプ</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>ディーゼル駆動消火用ポンプによる代替格納容器スプレイ</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>低圧注入系と格納容器スプレイ系の連絡スリーブを用いた格納容器除熱（連絡スリーブ設置：事故後3日）</li> <li>PUIシステム（可搬式ポンプ+可搬式熱交換器、大・中破断LOCA発生15日以降の崩壊熱除去が目的）</li> </ul>	—	—	—	<p>米国においては、ディーゼル駆動消火ポンプを用いた代替格納容器スプレイ手段を整備している。</p> <p>フランスにおいては、格納容器スプレイ系が全喪失した場合においても、低圧注入系と格納容器スプレイ系の連絡スリーブを用いた低圧注入系による代替格納容器スプレイ手段を整備している。</p> <p>当社においては、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイに加え、自己冷却式の格納容器スプレイポンプやディーゼル消火ポンプ等を用いた代替格納容器スプレイにより、原子炉格納容器内雰囲気冷却する手段を整備している。</p>
		まとめ	<p>上述の調査結果より、国外の既設プラントで整備されている対策が、玄海3号炉及び1号炉においても整備されていることを確認した。</p> <p>なお、「複数の信号系損傷」における欧米の対策状況について、調査可能な範囲で調査を実施したが、当該シナリオを想定した対策に関連する情報は無い。</p>						

※ 有効性評価において有効性を評価した対策 下線部：多様性拡張設備

第1表 米国・欧州での重大事故対策に係る設備例との比較（5 / 8）

分類	事故シナリオグループ	想定する機能	重大事故等対策に係る機作又は設備					対策の概要	
			玄海3号炉及び4号炉	米国	フランス	ドイツ	英国		スウェーデン
2-2	原子炉補機冷却機能喪失	代替補機冷却	<ul style="list-style-type: none"> <li>移動式大容量ポンプ車による補機冷却海水通水</li> <li>空調用冷水ポンプによる全熱除去ポンプ冷却</li> </ul>	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>非常用サービス水系（冷却水：河川水、地下水）</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>空冷式予備熱除去設備（乾式冷却塔による代替補機冷却）</li> </ul>	—	<p>最終ヒートシンク喪失が発生した場合、ドイツでは、河川水又は地下水を最終ヒートシンクとした非常用サービス水系が設置されているほか、イギリスでは、耐震性を備え、冷温停止時における原子炉補機冷却系統負荷の除熱が可能な、乾式冷却塔による空冷式予備熱除去設備を整備している。</p> <p>当社においては、取水口と別の箇所から取水可能な移動式大容量ポンプ車により、補機冷却用の海水を通水する手段や、空調用冷水を使用した代替補機冷却を行う手段を整備している。</p>
		海水系の代替手段	<ul style="list-style-type: none"> <li>移動式大容量ポンプ車</li> <li>海水ポンプ本体及び電動機予備品</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>補助海水ポンプ</li> </ul>	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>冷却水再循環又は放水トンネルからの取水（取水部の閉塞対策）</li> <li>冷却水再循環（排水部の閉塞対策）</li> </ul>	<p>原子炉補機冷却海水系の喪失による最終ヒートシンク喪失が発生した場合、米国では補助海水ポンプによる最終ヒートシンクへの熱の移送手段を整備している。また、スウェーデンでは、海面の凍結、漂流物等の影響による冷却水取水部の閉塞時における冷却水の確保手段として、取水口の閉塞時には、取水口に設置されたスクリーン前後の水位差を検知して自動的に冷却系の排水を再循環させる手段を整備している他、放水トンネルより取水が可能な対策もとられている。また、海面の凍結等による冷却水排水部の閉塞時における冷却水の確保手段として、冷却水を冷却系の入口又は冷却水取水部へ再循環させる手段を整備している。</p> <p>当社においては、原子炉補機冷却系の機能が健全な状態で、津波等により海水ポンプが使用不能となった場合においても、電源が不要であり、取水口と別の箇所から取水可能な移動式大容量ポンプ車による海水供給又は海水ポンプ本体及び電動機予備品による海水ポンプの復旧により、原子炉補機冷却系による最終ヒートシンクへの熱の移送が可能である。</p> <p>また、片系列の海水排水ラインが閉塞した場合でも、タイラインを用いて別系列から排水できる設計としている。</p>
		まとめ	<p>上述の調査結果より、国外の既設プラントで整備されている対策が、玄海3号炉及び4号炉においても整備されていることを確認した。</p> <p>なお、「原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗」における欧米の対策状況について、調査可能な範囲で調査を実施したが、当該シナリオに対する対策に関連する情報は無い。以下に概要を示す。</p> <p>○米国 米国 IPE (NUREG-1560, Vol. 1-e) における「原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗」の脆弱性と対策事例について調査したが、当該シナリオに対する対策に関する記載は確認できなかった。</p> <p>○欧州 欧州で確認可能な事業者公開文書である、イギリスの Sizewell B の建設前安全解析書 (PCSR) を確認した。</p> <p>原子炉補機冷却系については、いくつかの原子炉補機冷却系喪失との複合事象が考慮されているが、当該シナリオに関する情報は確認できなかった。</p>						

※ 有効性評価において有効性を評価した対策 下線部：多様性拡張設備

第1表 米国・欧州での重大事故対策に係る設備例との比較（6 / 8）

分類	事故シナリオグループ	想定する機能	重大事故等対策に係る操作又は設備						対策の概要	
			玄海3号炉及び4号炉	米国	フランス	ドイツ	英国	スウェーデン		
3	格納容器除熱機能喪失	原子炉格納容器冷却	<ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器内自然対流冷却*</li> <li>(原子炉補機冷却水<sup>※</sup>又は移動式大容量ポンプ車による冷却用海水通水)</li> <li>代替格納容器スプレイ(常設電動注入ポンプ等)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>2-1における「原子炉格納容器冷却」と同様</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>2-1における「原子炉格納容器冷却」と同様</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>2-1における「原子炉格納容器冷却」と同様</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>2-1における「原子炉格納容器冷却」と同様</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>2-1における「原子炉格納容器冷却」と同様</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>2-1における「原子炉格納容器冷却」と同様</li> </ul>	欧州における原子炉格納容器の冷却手段は、2-1と同様である。当社においては、格納容器内自然対流冷却における冷却水として、原子炉補機冷却水又は海水が使用可能である以外は、2-1と同様である。
		まとめ	上述の調査結果より、国外の既設プラントで整備されている対策が、玄海3号炉及び4号炉においても整備されていることを確認した。							
4	原子炉停止機能喪失	原子炉停止	<ul style="list-style-type: none"> <li>多様化自動作動設備<sup>※</sup>(タービントリップ、主蒸気隔離及び補助給水ポンプの起動)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>ATWS緩和系自動回路                             <ul style="list-style-type: none"> <li>①AMSAC(全PWR)</li> <li>②DSS(CE及びB&amp;W社製PWR)</li> </ul> </li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>ATWS緩和系自動回路</li> </ul>	—	—	—	ATWS対策設備として、欧米においては、ATWS緩和系自動回路(AMSAC <sup>※1</sup> )を整備しているほか、米国の一部プラントではDSS <sup>※2</sup> を整備している。 当社プラントは、大きい蒸気発生器熱容量を持ち、ATWS時に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の1.2倍を上回らないことから、DSSの整備は不要であり、自動で主蒸気隔離弁の閉止及びタービントリップを行うとともに、補助給水ポンプを自動起動することで、原子炉固有の負の反応度係数特性により原子炉出力を抑制し、炉心の熱除去を行う、多様化自動作動設備のみを設置している。 ※1: ATWS mitigation system actuation circuitry ATWS発生時に補助給水系を自動起動し、タービンをトリップさせる(当社は主蒸気隔離弁併せて整備) ※2: Diverse steam system 換出器出力から制御棒の電流の遮断まで多様化した既存の原子炉トリップ系から独立したスクラム系(米国のATWS対策については、ATWS規則(10CFR50.62)において、タービントリップ及び補助給水系の自動起動(ATWS緩和系自動回路)の設置が要求されているが、CE社及びB&W社製PWRにおいては、ATWS緩和系自動回路と合わせてDSS(多様化スクラム)系の設置も要求されている。しかし、ウェスチングハウス社製PWRにおいては、DSSの設置は要求されていない) 欧米においては、ATWS発生時に原子炉を未臨界に移行するためのほう酸水の炉心注入手段を整備している。 当社においては、化学体積制御設備によるほう酸水の炉心注入手段を整備している。	
		<ul style="list-style-type: none"> <li>ほう酸水の炉心注入(化学体積制御設備)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>ほう酸水の炉心注入</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>ほう酸水の炉心注入</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>緊急ほう酸注入系</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>緊急ほう酸注入系</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>ほう酸水の炉心注入</li> </ul>	上述の調査結果より、国外の既設プラントで整備されている対策が、玄海3号炉及び4号炉においても整備されていることを確認した。		

※ 有効性評価において有効性を評価した対策 下線部: 多様性拡張設備

第1表 米国・欧州での重大事故対策に係る設備例との比較（7/8）

分類	事故シナリオグループ	想定する機能	重大事故等対策に係る操作又は設備						対策の概要	
			玄海3号炉及び4号炉	米国	フランス	ドイツ	英国	スウェーデン		
5	ECCS注水機能喪失	炉心注入	・2次系強制冷却系（蒸気発生器への給水手段は、「2次冷却系からの除熱機能喪失」と同様） ・充てんポンプ ・常設電動注入ポンプ等による代替炉心注入 ・2-1と同様	・2-1における「炉心冷却」と同様	・2-1における「炉心冷却」と同様	・2-1における「炉心冷却」と同様	・2-1における「炉心冷却」と同様	・2-1における「炉心冷却」と同様	・2-1における「炉心冷却」と同様	欧米における炉心注入手段は、2-1の「炉心冷却」における炉心注入手段と同様である。 当社においては、「中小減断LOCA+高圧注入失敗」を想定し、蒸気発生器を用いた2次系強制冷却により1次系を減温減圧し、低圧注入を促進する手段を整備している。
		（給水源）	・2-1と同様	・2-1と同様	・2-1と同様	・2-1と同様	・2-1と同様	・2-1と同様	・2-1と同様	
		まとめ	<p>上述の調査結果より、国外の既設プラントで整備されている対策が、玄海3号炉及び4号炉においても整備されていることを確認した。 なお、「大減断LOCAを上回る規模のLOCA（Excess LOCA（地震起因）」、「大減断LOCA+低圧注入失敗（内部事象・地震起因）」、「大減断LOCA+蓄圧注入失敗（内部事象）」における欧米の対策状況について、調査可能な範囲で調査を実施したが、当該シナリオを想定した対策に関連する情報は無い。以下に概要を示す。</p> <p>○米国 米国 IPE（NURRG-1560, Vol.1-6）において、「シビアアクシデントマネージメントガイドライン（SAMG）で対処する」と言及されているのみで、具体的な炉心損傷防止対策は無い。</p> <p>○欧州 欧州で確認可能な事業者公開文書である、イギリスの Sizewell B の建設前安全解析書（PSR）を確認した。 LOCA についてはいくつかの複合事象が考慮されており、「大減断LOCA+低圧注入失敗（短期間）+外部電源喪失」のシナリオが存在するが、対策は無い。</p>							
6	ECCS 再循環機能喪失	代替再循環	・格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RRRS-CSSタイライン使用） ・AM 用代替再循環ポンプ	—	・低圧注入系と格納容器スプレイ系の連絡スリーブを用いた代替再循環（連絡スリーブ設置：事故後3日）	・独立非常用系の余熱除去系（IRHR）による代替再循環	・低圧注入系と格納容器スプレイ系の配管ライン切替による代替再循環	—	フランスでは、低圧注入系全喪失時における低圧注入系と格納容器スプレイ系の連絡スリーブを用いた格納容器スプレイ系による炉心注入手段を整備しているほか、ドイツでは、独立非常用系の余熱除去系（IRHR）による代替再循環手段を整備している。 当社においては、余熱除去系—格納容器スプレイ系タイラインを用いた格納容器スプレイポンプによる代替再循環手段を整備しているほか、AM 用代替再循環ポンプを用いた代替再循環手段を整備している。	
		まとめ	上述の調査結果より、国外の既設プラントで整備されている対策が、玄海3号炉及び4号炉においても整備されていることを確認した。							

※ 有効性評価において有効性を評価した対策 下線部：多様性拡張設備

第1表 米国・欧州での重大事故対策に係る設備例との比較（8／8）

分類	事故シナリオグループ	想定する機能	重大事故等対策に係る操作又は設備					対策の概要	
			空海3号炉及び4号炉	米国	フランス	ドイツ	英国		スウェーデン
7	格納容器バイパス	格納容器バイパス防止	<ul style="list-style-type: none"> <li>・クールダウンアンドリサーキュレーション<sup>2</sup></li> <li>・インターフェイスシステム LOCA の早期検知、隔離（既設の計装・設備から兆候を検知）</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・1次系フィードアンドブリード<sup>2</sup>を2次系強制冷却</li> <li>・インターフェイスシステム LOCA の早期検知、隔離（既設の計装・設備から兆候を検知）</li> </ul>	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>・フィードアンドブリード</li> </ul>	—	—	<p>欧米においては、1次系及び2次系のフィードアンドブリードによる冷却手段を整備しているほか、インターフェイスシステム LOCA の早期検知手段（既設の計装・設備から兆候を検知）を整備している。</p> <p>当社においては、既設の計装・設備を用いてインターフェイスシステム LOCA の兆候を検知・隔離する手段及び ECCS 等により1次系への注水を確保しつつ、主蒸気逃がし弁を用いた蒸気発生器による冷却及び加圧器逃がし弁等による減圧を実施することで漏えいを抑制し、余熱除去系により炉心を冷却する手段（クールダウンアンドリサーキュレーション）を整備している。</p>
		まとめ	<p>上述の調査結果より、国外の既設プラントで整備されている対策が、空海3号炉及び4号炉においても整備されていることを確認した。</p> <p>なお、「蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）」における欧米の対策状況について、調査可能な範囲において調査を実施したが、当該シナリオを想定した対策に関連する情報は無い、以下に概要を示す。</p> <p>○米国 ウェスティングハウス社製 PWR において、いくつかの FSAR (Beaver Valley, Callaway, Catawa 等) を調査したが、SGTR 評価における想定破損は、完全両端破断1本である。</p> <p>○欧州 現状以上の対策は実施していない。</p>						

※ 有効性評価において有効性を評価した対策 下線部：多様性拡張設備

## 別紙 4

## 加圧器逃がし弁／安全弁LOCAの事象進展解析

「加圧器逃がし弁／安全弁LOCA」と「RCPシールLOCA」では、1次冷却材の放出挙動が異なることから、漏えい箇所を「加圧器逃がし弁／安全弁」とした場合の評価を行った。

## 1. 解析条件

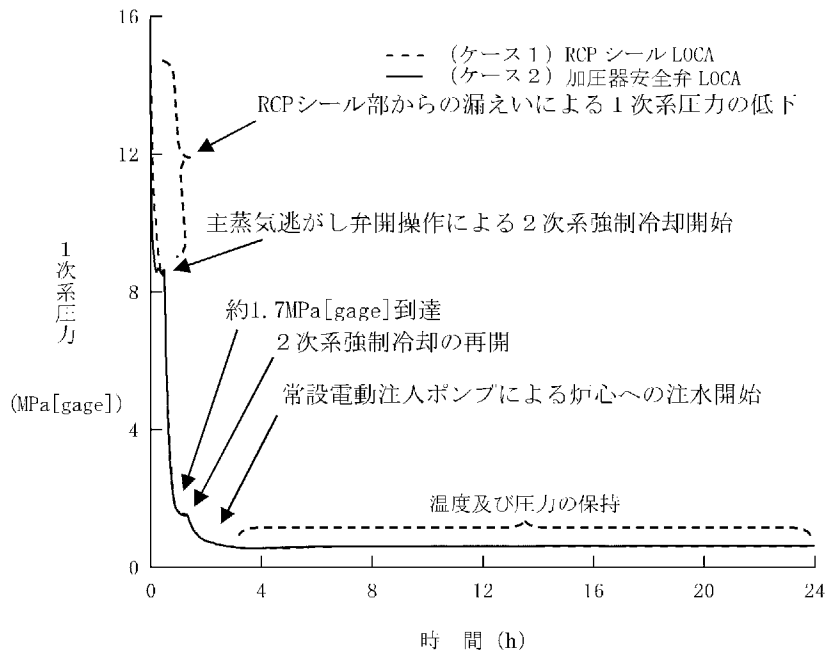
- ・加圧器逃がし弁／安全弁からの漏えいとしては、加圧器逃がし弁1個の容量と比べ、加圧器安全弁1個の容量の方が大きいことから、加圧器安全弁1個の開固着を想定した。
- ・その他の条件、主蒸気逃がし弁を用いた2次系強制冷却や常設電動注入ポンプによる炉心への代替注水等を含む主要な解析条件は同様とした。
- ・解析ケースは以下の2つとした。
  - ケース1：全交流動力電源喪失＋原子炉補機冷却水の喪失＋RCPシールLOCA
  - ケース2：全交流動力電源喪失＋原子炉補機冷却水の喪失＋加圧器安全弁LOCA
- ・RCPシール部からの漏えい率は、1次冷却材ポンプ1台当たり、定格圧力において約 $109\text{m}^3/\text{h}$ （480gpm）とし、その漏えい率相当となる口径約1.4cm（約0.6inch）を設定する。また、1次冷却材ポンプ4台からの漏えいを考慮する。
- ・加圧器安全弁の口径は約8.1cm（約3.2inch）と設定する。

## 2. 解析結果

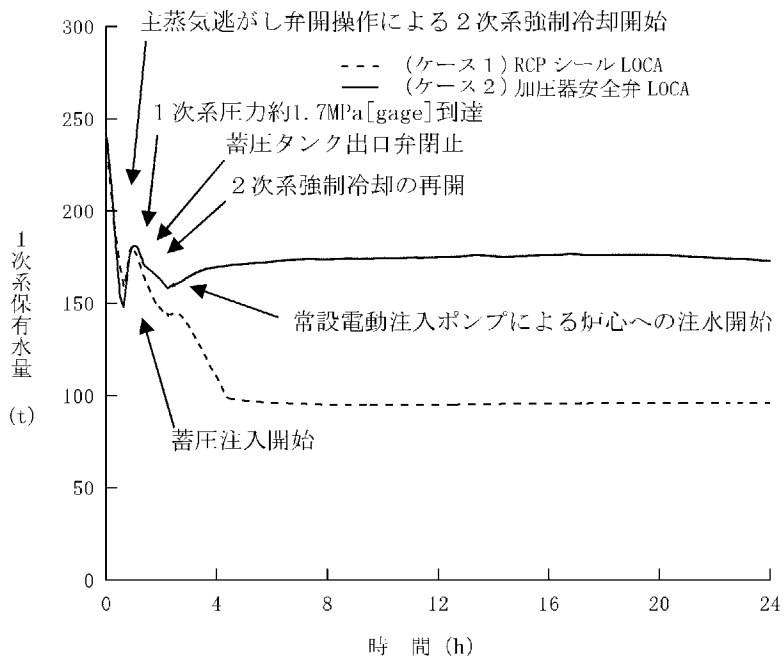
解析結果を第1図及び第2図に示す。

- ・ 常設電動注入ポンプによる代替炉心注水開始までにおける1次系圧力に大きな差異は生じていない。
- ・ 代替炉心注水開始後の1次系保有水量の挙動に大きな差異がみられ、ケース2の「加圧器安全弁LOCA」では、1次系保有水量が回復に転じる結果となっている。

この要因としては、漏えい箇所の相違が挙げられる。ケース2では漏えい口が加圧器頂部に設けられているのに対し、ケース1ではRCPシール部である。ケース1の「RCPシールLOCA」の方は、低温側配管に注入される低温の注入水が部分的に直接漏えい口から放出されること、漏えい口位置が低いため液相による放出が多く、1次冷却材の漏えい量が多くなることから、1次系保有水量が低めに維持される結果となっている。



第1図 1次系圧力の推移



第2図 1次系保有水量の推移

## 別紙 5

## 原子炉トリップ失敗を伴う事故シーケンスの取扱いについて

## 1. ATWSの発生頻度評価の対象となる起因事象について

内部事象レベル1 PRAでは、イベントツリー作成に際して炉心損傷回避の成功基準として原子炉トリップに期待している起因事象について、ヘディング「原子炉トリップ」を設定し、トリップ遮断器の故障等により原子炉トリップに失敗した場合をそれぞれ1つの事故シーケンスとして抽出している。

原子炉トリップ失敗を伴う事故シーケンスについてはイベントツリー上で“ATWSのイベントツリーで整理”と記載しているが、ATWSの炉心損傷頻度の評価対象となる起因事象について具体的には以下2つの観点で整理している。

## ①「運転時の異常な過渡変化」に該当

「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（以下「規則」という。）」第四十四条の記載からもATWSの対象とする起因事象は「運転時の異常な過渡変化」とされており、これにより整理した。

## 【規則抜粋】

（緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備）

第四十四条 発電用原子炉施設には、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及

び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な設備を設けなければならない。

## ② ATWS緩和設備作動が必要で起因事象発生実績有

炉心損傷頻度算出に際して、ATWSの起因事象発生頻度として1次系圧力・温度の観点で厳しく、多様化自動作動設備（ATWS緩和設備）に期待する必要がある「運転時の異常な過渡変化」のうち実績のある事象を評価対象として整理した。

具体的には、安全評価審査指針における「運転時の異常な過渡変化」のうち、ATWS発生時、蒸気発生器2次側保有水が減少することにより補助給水が必要となる事象（ATWS緩和設備が作動する事象）としては第1表に示す5事象であり、そのうち発生実績のある3事象（外部電源喪失、主給水流量喪失及び負荷の喪失）を対象として評価した。

## 2. 事故（蒸気発生器伝熱管破損、インターフェイスシステムLOCA）時の原子炉トリップ失敗の取扱いについて

「1 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンスの選定について 第1-2表 起因事象（内部事象）」に示す全起因事象のうち、イベントツリーから抽出される原子炉トリップ失敗を伴う事故シーケンスの取扱いについて、前述の観点により以下のとおり整理した。

蒸気発生器伝熱管破損やインターフェイスシステムLOCAなど、観点①「「運転時の異常な過渡変化」に該当」及び②「ATWS緩和設備作動が必要で起因事象発生実績有」により対象外と整理した起因事象については、ATWSの観点では比較的厳しくない<sup>※1</sup>事象であると考えられる

ため、ATWSの起因事象発生頻度の評価対象外としている。なお、観点①、②により対象外とした事故シーケンスの発生頻度は、第2表に示すとおり、対象起因事象3事象から算出されたATWSの発生頻度（ $1.2E-08$ ／炉年<sup>\*2</sup>）と比較して十分低いことを確認している。

また、このように低頻度ではあるものの、蒸気発生器伝熱管破損やインターフェイスシステムLOCA時に原子炉トリップ失敗が発生した場合においても、「参考：蒸気発生器伝熱管破損、インターフェイスシステムLOCA時に原子炉トリップ失敗した場合の対応について」に示すように、運転基準に従って、まず「未臨界の維持」を優先する。手動トリップ操作又は電動発電機電源断による制御棒挿入及び緊急ほう酸濃縮を行って未臨界を維持した上で、事象ベースの運転基準に戻って必要な次の手順に移行していくことにより、事象発生初期の冷却材放出は厳しくなるものの、運転操作に迷うことなく事故時対応を実施することができる。

第1表 ATWS緩和設備作動が必要となる事象の発生件数

事 象	発生件数 (1976/4/1～2011/3/31)
原子炉起動時における 制御棒の異常な引き抜き	実績なし
原子炉冷却材流量の部分喪失	実績なし
外部電源喪失（送電系の故障含む）	9件
主給水流量喪失	5件
負荷の喪失	20件

第2表 ATWSの炉心損傷頻度の評価対象外とした起回事象

起回事象	観点① 「運転時の異常な過渡変化」に該当	観点② ATWS緩和設備作動が必要で起回事象発生実績有	備考 (原子炉トリップ失敗確率 1.7E-07 <sup>※2</sup> )
小破断 LOCA	×	×	発生頻度：3.7E-11/炉年
原子炉補機冷却機能喪失	×	×	発生頻度：3.4E-11/炉年
外部電源喪失	○	○	ATWS 対象
2次冷却系の破断	×	×	発生頻度：7.3E-11/炉年
蒸気発生器伝熱管破損	×	×	発生頻度：5.4E-10/炉年
主給水流量喪失・過渡事象	○	○	ATWS 対象 (過渡事象は負荷喪失)
インターフェイスシステム LOCA	×	×	発生頻度：5.1E-18/炉年

- ※1：LOCA事象の場合、安全注入信号により高濃度のほう酸が炉心に注入され、ATWS時の挙動の緩和に期待できる。また、蒸気発生器による冷却が健全であれば、1次系を減圧することが可能である。
- ※2：原子炉トリップ失敗確率はフォールトツリー解析により評価しているため、数値はプラントの原子炉保護系設備構成に依存するが、国内PWRプラントの原子炉保護系の基本的な設計の考え方は同等であり、ここでの評価に有意に影響するような差異ではない。

<参考：蒸気発生器伝熱管破損、インターフェイスシステムLOCA時に原子炉トリップ失敗した場合の対応について>

低頻度ではあるものの、外部電源喪失、主給水流量喪失又は負荷喪失以外の起因事象発生時に原子炉トリップ失敗となった場合には、現在想定しているATWS事象よりも1次系の漏えいについて厳しい条件となることが想定される。

特に、蒸気発生器伝熱管破損又はインターフェイスシステムLOCAといった原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できない格納容器バイパスシークェンスとなる可能性のある事象については、本来の炉心損傷防止対策である系外への冷却材の放出抑制のための漏えい箇所の隔離やクールダウンアンドリサーキュレーションに加えて、負の反応度投入を目的とした手動トリップやほう酸水注入が必要となるなど、事象進展や対策が大きく異なる。このような場合には「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」の優先順位で対応するよう定められた安全機能ベースの運転基準<sup>\*</sup>に基づき、順次対応を実施することとしている。

具体的には、蒸気発生器伝熱管破損又はインターフェイスシステムLOCAが発生した場合に原子炉トリップが必要となるのは、破損伝熱管が1本程度の蒸気発生器伝熱管破損、規模が小さく隔離が早めに成功したインターフェイスシステムLOCAなどであり、原子炉トリップまで数分、仮に炉心への注入機能が喪失した場合でも、炉心損傷まではさらに数時間程度の時間を有する比較的緩やかな事象進展となる。

一方、ATWSは、発生後数分間に急峻な事象進展挙動を示し、対応として手動トリップによる制御棒挿入又はほう酸の添加により事象が終結する、長くても数十分の短期間の事象である。

また、重大事故等対策として整備している多様化自動作動設備は、補助給水起動、タービントリップ及び主蒸気隔離を作動させるものであり、蒸気発生器伝熱管破損時やインターフェイスシステムLOCA時に必要な安全機能の動作を阻害するものではない。また、ATWS時の挙動緩和としては重要であるが、蒸気発生器伝熱管破損又はインターフェイスシステムLOCAの比較的緩やかな挙動に対する影響は軽微なことから、蒸気発生器伝熱管破損時やインターフェイスシステムLOCA時にATWS緩和設備が作動したとしても、これらの事象への対応に有意な悪影響を及ぼすものではない。

したがって、蒸気発生器伝熱管破損、インターフェイスシステムLOCA時に原子炉トリップ失敗が発生した場合においても、運転基準に従って、まず「未臨界の維持」を優先する。手動トリップ操作又は電動発電機電源断による制御棒挿入及び緊急ほう酸濃縮を行って未臨界を維持した上で、事象ベースの運転基準に戻って必要な次の手順に移行していくことにより、事象発生初期の冷却材放出は厳しくなるものの、運転操作に迷うことなく事故時対応を実施することができる。

※：新規制基準を反映した運転基準の見直しは、今後のPRAに適宜反映するものとする。

## 別紙 6

出力運転時内部事象レベル 1 PRAにおける主要なカットセットについて

各事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスについて、炉心損傷に至る要因をカットセットレベルまで展開し、炉心損傷頻度への寄与割合の観点で整理し、主要なカットセットに対する炉心損傷防止対策の整備状況等を確認した。

## 1. 主要なカットセットの抽出

事故シーケンスの種類によっては展開されるカットセットが無数に存在するものがあるため、ここでは、各事故シーケンスについて以下の判断基準を基に主要なカットセットを抽出した。

○炉心損傷頻度が $1E-07$ （/炉年）以上のカットセット

○事故シーケンスの中で上位 3 位までのカットセット\*

各事故シーケンスにおける主要なカットセット及び炉心損傷防止対策の整備状況等を第 1 表～第 7 表に示す。（※：確率が同位のカットセットは個数にかかわらず全て記載した。）

## 2. 主要なカットセットの確認結果

第 1 表～第 7 表に示したとおり、一部に「大破断 LOCA + 低圧注入失敗」のような国内外の先進的な対策を考慮しても対策が困難な事故シーケンスが存在するものの、大半の事故シーケンスに対しては、主要なカットセットレベルまで展開した場合において、整備された炉心損傷防止対策により炉心損傷防止が可能であることを確認した。

また、事故シーケンスをカットセットレベルまで展開することにより、発生頻度の高いカットセットに対しては多重に対策を講じるなど、今後の更なる安全性向上に資することができると考えられる。

なお、国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷防止が困難な事故シーケンスに対しては、全炉心損傷頻度への寄与が小さいことを確認している。また、これらの事故シーケンスに対しては、炉心損傷を防止することは困難であるが、炉心損傷の拡大を防止する等の影響緩和に期待できるカットセットが存在することを確認した。

上述の対策が困難な事故シーケンスについては、事象に応じて原子炉格納容器による閉じ込め機能に期待でき、炉心損傷の拡大を抑制する等の影響緩和の可能性がある。さらに、大規模損壊が発生した場合における活動により、影響の緩和を図ることが可能である。

第1表 事故シーケンスごとの主要なカットセット

(2次冷却系からの除熱機能喪失)

事故シーケンス	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与割合 (%)	シーケンス CDF(/炉年)	炉心損傷防止対策	対策の 有効性
手動停止+補助給水失敗	①復水タンク閉塞	2.8E-06	48	5.9E-06	フィードアンド ブリード	○
	②補助給水系各機器の外部リーク	3.3E-07	6			○
	③復水タンク外部リーク	2.7E-07	4			○
過渡事象+補助給水失敗	手動停止+補助給水失敗と同様			2.5E-06	手動停止+補助給水失敗と 同様	
2次冷却系の破断 +補助給水失敗	①2次冷却系の破断事象診断失敗による破断 ループへの給水停止失敗	1.2E-06	99	1.2E-06	フィードアンド ブリード	○
	②復水タンク閉塞	5.3E-09	0.5			○
	③復水タンク外部リーク	5.0E-10	0.04			○
主給水流量喪失 +補助給水失敗	手動停止+補助給水失敗と同様			2.8E-07	手動停止+補助給水失敗と 同様	
外部電源喪失 +補助給水失敗	①復水タンク閉塞	5.9E-08	43	1.4E-07	フィードアンド ブリード	○
	②補助給水系各機器の外部リーク	6.9E-09	5			○
	③復水タンク外部リーク	5.5E-09	4			○
蒸気発生器伝熱管破損 +補助給水失敗	手動停止+補助給水失敗と同様			8.0E-08	手動停止+補助給水失敗と 同様	
小破断LOCA+補助給水失敗	手動停止+補助給水失敗と同様			5.9E-09	手動停止+補助給水失敗と 同様	
2次冷却系の破断 +主蒸気隔離失敗	①2次冷却系の破断の発生 診断失敗+破断 ループT/D-AFWP駆動蒸気供給ライン逆止弁 (MS-576A) 閉失敗	2.6E-11	32	7.9E-11	フィードアンド ブリード	○
	②健全ループ 主蒸気隔離弁バイパス弁 (HCV- 3625 (3635、3645)) 内部リーク+破断ループ 主蒸気逆止弁 (MS-536A) 閉失敗	2.5E-11	32			○
	③破断ループ T/D-AFWP駆動蒸気元弁 (MS- 575A) 開操作失敗+破断ループT/D-AFWP駆 動蒸気供給ライン逆止弁 (MS-576A) 閉失敗	9.1E-12	12			○

○本グループに含まれる事故シーケンスは、補助給水機能が喪失して炉心損傷に至るシーケンスが大半を占めている。補助給水機能が喪失する要因としては、補助給水ポンプ故障、注入配管閉塞、水源喪失などが考えられる。ここでは復水タンク閉塞による水源喪失等が支配的となっているが、炉心損傷防止対策として補助給水系とは異なるシステムを使用したフィードアンドブリードを実施することで炉心損傷防止が可能である。

○また、「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」のシーケンスでは、破断ループ隔離に伴う診断失敗や操作失敗が上位のカットセットとして抽出されたが、これらについても同様にフィードアンドブリードを実施することで炉心損傷防止が可能である。

第2表 事故シーケンスごとの主要なカットセット

(全交流動力電源喪失、原子炉補機冷却機能喪失)

事故シーケンス	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与割合 (%)	シーケンス CDF(/炉年)	炉心損傷防止対策	対策の有効性
外部電源喪失 +非常用所内交流動力電源喪失	①A、Cディーゼル発電機室給気ファン起動失敗 共通原因故障	2.1E-06	27	7.7E-06	大容量空冷式発電機 +2次系強制冷却 +常設電動注入ポンプによる炉心注水	○
	②A(B)ディーゼル発電機試験による待機除外+C(A)ディーゼル発電機室給気ファン起動失敗	4.6E-07	6			○
	③A(B)ディーゼル発電機継続運転失敗+C(A)ディーゼル発電機室給気ファン起動失敗	2.6E-07	3			○
原子炉補機冷却機能喪失 +RCPシールLOCA	①RCPシールLOCA発生	2.0E-04	100	2.0E-04	2次系強制冷却 +常設電動注入ポンプによる炉心注水	○
原子炉補機冷却機能喪失 +加圧器逃がし弁/安全弁LOCA	①加圧器安全弁(RC-055(056、057))再閉止失敗	9.0E-07	100	9.0E-07	2次系強制冷却 +常設電動注入ポンプによる炉心注水	○
原子炉補機冷却機能喪失 +補助給水失敗	①復水タンク閉塞	2.5E-09	48	5.1E-09	—	※
	②補助給水系各機器の外部リーク	2.9E-10	6			※
	③復水タンク外部リーク	2.3E-10	4			※

※：炉心損傷防止対策が有効なカットセットであるが、余裕時間の観点で発生頻度の低減が厳しい。

- 「外部電源喪失+非常用所内交流動力電源喪失」は、ディーゼル発電機室給気ファンの共通原因故障等により、ディーゼル発電機A及びBが機能喪失することで全交流動力電源喪失となり炉心損傷に至るシーケンスであり、代替交流電源を確保するとともに2次系強制冷却を行うことにより炉心損傷防止が可能である。また、RCPシールLOCAが発生し、1次系保有水量が低下するような場合は、大容量空冷式発電機により代替交流電源を確保し、2次系強制冷却及び常設電動注入ポンプを用いた炉心注水を実施することにより炉心損傷防止が可能である。
- 原子炉補機冷却機能喪失が発生した場合、RCPシールLOCAや加圧器逃がし弁/安全弁LOCAが発生することにより炉心損傷に至ることが考えられるが、この場合も2次系強制冷却と常設電動注入ポンプによる炉心注水を実施することで炉心損傷防止が可能である。

- 「原子炉補機冷却機能喪失＋補助給水失敗」は、フィードアンドブリードを実施することで炉心損傷防止が可能なシーケンスであるが、フィードアンドブリードを実施するためには喪失した原子炉補機冷却機能の復旧が必要であり、余裕時間の観点から発生頻度の低減が厳しいシーケンスである。主給水系が健全である場合、主給水系を用いた代替給水により炉心損傷を防止できる可能性がある。また、補助給水の失敗要因として復水タンクの閉塞が比較的寄与割合が大きいが、2次系純水タンクへの水源切替え等により炉心損傷防止の可能性がある。

第3表 事故シーケンスごとの主要なカットセット

(原子炉格納容器の除熱機能喪失)

事故シーケンス	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与割合 (%)	シーケンス CDF(/炉年)	炉心損傷防止対策	対策の有効性
小破断LOCA +格納容器スプレィ再循環失敗	①格納容器スプレィポンプRWST側入口弁 (CP-001A、B) 開操作失敗	9.5E-08	41	2.3E-07	格納容器内 自然対流冷却	○
	②スプレィクーラCCW第2出口弁 (CC-178A、B) 開操作失敗	9.5E-08	41			○
	③スプレィクーラCCW第2出口弁 (CC-178A、B) 開失敗 共通原因故障	6.1E-09	3			○
小破断LOCA +格納容器スプレィ注入失敗	①スプレィライン外隔離弁 (CP-024A、B) 開失敗 共通原因故障	6.1E-09	15	4.0E-08	格納容器内 自然対流冷却	○
	②格納容器スプレィ信号A、B両トレン 共通原因故障	3.9E-09	10			○
	③A、B格納容器スプレィポンプ起動失敗 共通原因故障	1.7E-09	4			○
中破断LOCA +格納容器スプレィ再循環失敗	小破断LOCA+格納容器スプレィ再循環失敗と同様			7.1E-08	小破断LOCA+格納容器スプレィ再循環失敗と同様	
中破断LOCA +格納容器スプレィ注入失敗	小破断LOCA+格納容器スプレィ注入失敗と同様			1.2E-08	小破断LOCA+格納容器スプレィ注入失敗と同様	
大破断LOCA +低圧再循環失敗 +格納容器スプレィ再循環失敗	①RHR冷却器CCW第2出口弁 (CC-114A、B) 開操作失敗+スプレィクーラCCW第2出口弁 (CC-178A、B) 開操作失敗	4.1E-12	14	2.8E-11	格納容器内 自然対流冷却	○
	②RHR冷却器CCW第2出口弁 (CC-114A、B) 開操作失敗+格納容器スプレィポンプRWST側入口弁 (CP-001A、B) 開操作失敗	4.1E-12	14			○
大破断LOCA +格納容器スプレィ注入失敗 +低圧再循環失敗 (高圧再循環成功)	①A (B) 格納容器スプレィポンプ試験による待機除外+RHR冷却器CCW第2出口弁 (CC-114A(B)) 開失敗+格納容器スプレィ信号/S信号の共用部 (ユニバーサルカード等) B (Δ) 失敗	3.3E-13	6	5.2E-12	格納容器内 自然対流冷却	○
	②RHR冷却器CCW第2出口弁 (CC-114A、B) 開操作失敗+スプレィライン外隔離弁 (CP-024A、B) 開失敗 共通原因故障	2.6E-13	5			○
	③スプレィライン外隔離弁 (CP-024A、B) 開失敗+Δ (B) 格納容器スプレィポンプ待機除外(試験)+RHR冷却器CCW第2出口弁 (CC-114A、B) 開操作失敗	6.4E-14	1			○

○本グループに含まれる事故シーケンスは、格納容器スプレィ機能（注入/再循環）が喪失して格納容器が先行破損して炉心損傷に至るシーケンスである。格納容器スプレィ機能が喪失する要因としては、格納容器スプレィポンプ故障、注入配管閉塞、水源喪失等が考えられるが、ここでは、格納容器スプレィ信号の発信失敗や格納容器スプレィ再循環移行時の人的過誤が支配的となっている。その場合でも、格納容器スプレィシステムを使用しない格納容器内自然対流冷却を実施することで炉心損傷防止が可能である。

第4表 事故シーケンスごとの主要なカットセット

(原子炉停止機能喪失)

事故シーケンス	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与割合 (%)	シーケンス CDF(/炉年)	炉心損傷防止対策	対策の有効性
ATWS (原子炉トリップが必要な事象+原子炉トリップ失敗)	①原子炉トリップ回路作動失敗 共通原因故障	6.9E-09	57	1.2E-08	多様化自動作動設備	○
	②原子炉トリップ遮断器開失敗 共通原因故障	5.2E-09	43			○

○本グループに含まれる事故シーケンスは、運転時の異常な過渡変化又は事故が発生した際に原子炉トリップに失敗する事象であるが、原子炉トリップに失敗するカットセットとして、共通原因故障による原子炉トリップ回路の作動失敗と遮断器の開失敗が要因となっている。この場合においても、多様化自動作動設備により炉心損傷を防止することが可能である。

第5表 事故シーケンスごとの主要なカットセット

(ECCS注水機能喪失)

事故シーケンス	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与割合 (%)	シーケンス CDF(/炉年)	炉心損傷防止対策	対策の 有効性
小破断LOCA+高圧注入失敗	①ループ低温側高圧注入ライン流量設定弁 (SI-071B (C、D)) 閉塞	9.8E-07	56	1.8E-06	2次系強制冷却 +低圧注入	○
	②ループ低温側高圧注入ライン流量計オリフ イス (FE-980B (C、D)) 閉塞	3.7E-07	21			○
	③ループ低温側高圧注入ラインオリフイス (SI-01B (C、D)) 閉塞	3.7E-07	21			○
中破断LOCA+高圧注入失敗	小破断LOCA+高圧注入失敗と同様			5.4E-07	小破断LOCA+高圧注入失 敗と同様	
大破断LOCA+低圧注入失敗	①RHRポンプ出口流量高信号A、B発信失敗に よるRHRポンプミニフロー弁 (FCV-601、 611) の誤開 共通原因故障	7.0E-10	18	3.9E-09	-	×
	②S信号A、B両トレン 共通原因故障	4.6E-10	12			×
	③RHRポンプ出口流量高信号A (B) 発信失敗 によるRHRポンプミニフロー弁 (FCV-601 (611)) の誤開+B (A) 余熱除去ポンプ 試験による待機除外	2.9E-10	7			×
中破断LOCA+蓄圧注入失敗	①蓄圧タンク出口第1逆止弁 (SI-134B、C、 D) のうち2弁の開失敗 共通原因故障	1.8E-11	68	2.6E-11	-	×
	②B、C、D蓄圧タンクのうち2基の閉塞	4.1E-12	15			×
	③B (C、D) 蓄圧タンク閉塞+蓄圧タンク 出口弁 (SI-132C (B、D)) 閉塞	2.5E-12	9			×
大破断LOCA+蓄圧注入失敗	中破断LOCA+蓄圧注入失敗と同様			8.8E-12	-	×

○本グループに含まれる事故シーケンスは、「小破断LOCA+高圧注入失敗」及び「中破断LOCA+高圧注入失敗」が支配的となっており、これらのシーケンスは高圧注入機能が喪失して炉心損傷に至るシーケンスである。高圧注入機能が喪失する要因として、高圧注入ポンプ故障、注入配管閉塞、水源喪失等が考えられるが、ここでは、注入ラインの手動弁やオリフイスが閉塞することによる注入配管閉塞が支配的である。その場合でも、炉心損傷防止対策として2次系強制冷却による1次系の減圧後、閉塞した高圧注入系とは別の系統から低圧注入等を実施することで炉心損傷を防止することが可能である。

○一方、「大破断LOCA+低圧注入失敗」、「大破断LOCA+蓄圧注入失敗」及び「中破断LOCA+蓄圧注入失敗」の事故シーケンスは、国内外の先

進的な対策を考慮しても炉心損傷防止が困難なものであるが、全炉心損傷頻度への寄与は小さい。また、炉心損傷に至った場合でも、高圧注入系等を活用して注水することで炉心損傷の拡大を抑制する等の影響緩和に期待できる。さらに、格納容器内自然対流冷却等により、原子炉格納容器による閉じ込め機能に期待できるとともに、事象によっては使用可能な高圧注入系又は低圧注入系を用いて炉心注水を継続することにより、炉心損傷の拡大を抑制する等の影響緩和の可能性がある。

第6表 事故シーケンスごとの主要なカットセット

(ECCS再循環機能喪失)

事故シーケンス	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与割合 (%)	シーケンス CDF(/炉年)	炉心損傷防止対策	対策の有効性
小破断LOCA +高圧再循環失敗	①高圧注入ポンプ第1ミニフロー弁 (SI-015A、B)、第2ミニフロー弁 (SI-016A、B) 閉操作失敗	9.5E-08	25	3.8E-07	・2次系強制冷却 +低圧再循環 ・2次系強制冷却 +代替再循環	○
	②安全注入系ポンプRWST側入口弁 (SI-002A、B) 閉操作失敗	9.5E-08	25			○
	③格納容器再循環サンプ外隔離弁 (SI-093A、B) 閉操作失敗	9.5E-08	25			※1
	④再循環切替診断失敗	5.9E-08	16			※2
	⑤A、B格納容器再循環サンプスクリーン閉塞 共通原因故障	9.7E-09	3			※3
中破断LOCA+高圧再循環失敗	小破断LOCA+高圧再循環失敗と同様			1.2E-07	小破断LOCA+高圧再循環 失敗と同様	
大破断LOCA+低圧再循環失敗 +高圧再循環失敗	①再循環切替診断失敗	5.9E-08	74	8.1E-08	代替再循環	※2
	②格納容器再循環サンプ外隔離弁 (SI-093A、B) 閉操作失敗	9.5E-09	12			※1
	③安全注入系ポンプRWST側入口弁 (SI-002A、B) 閉操作失敗	9.5E-09	12			○
	④A、B格納容器再循環サンプスクリーン閉塞 共通原因故障	9.7E-10	1			※3
	⑤原子炉補機冷却系の故障の診断失敗+C (D) 海水ポンプ出口弁 (SW-503C (D)) 戻し忘れ	1.9E-10	0.2			※4

※1：AM用代替再循環ポンプによる代替再循環に期待できる。

※2：運転員は運転基準の記載項目に基づいて操作を行い、また、事故時操作に関して十分な訓練を受けていること等から、運転員が事故発生を認知できずに状態を放置し続けることは想定しがたい。

※3：格納容器再循環サンプスクリーンは閉塞対策を実施したものに取替済みであり、閉塞することは考えにくい。仮に閉塞した場合においても、再循環サンプスクリーン閉塞時の運転基準に従い、1系列の再循環機能の復旧を試みるとともに、燃料取替用水タンクへ水を補給し高圧注入ポンプによる1次系への注入継続等の措置を行うこととしている。

※4：原子炉補機冷却系の故障の診断失敗に加え、海水ポンプの運転補機切替え時にポンプ出口弁の復旧忘れが発生していることで、原子炉補機冷却機能が喪失する事象である。海水ポンプ切替えは運転基準に従って実施されており、これらの人的過誤が重畳することは想定しがたい。

○本グループに含まれる事故シーケンスは、再循環機能が喪失することで炉心損傷に至るシーケンスである。再循環機能が喪失する要因としては高圧注入ポンプ等の故障、注入配管閉塞、再循環切替失敗、水源喪失等が考えられるが、ここでは弁の操作失敗等人的過誤が支配的となっている。その場合でも2次系強制冷却後の低圧再循環等を実施することにより炉心損傷を防止することが可能である。

- 運転員が事象診断に失敗し、再循環への切替えがなされない場合や、格納容器再循環サンプスクリーンが閉塞した場合、有効性評価で考慮した対策である代替再循環では対応できないが、運転員は事故時の操作に関して十分な訓練を受けていること及び燃料取替用水タンク水位の低下により警報が発信することから、運転員が事故発生を認知できずに状態を放置し続けることは想定しがたい。また、格納容器再循環サンプスクリーンは閉塞対策を実施したものに取替済みであり、閉塞することは考えにくい。仮に閉塞の徴候を確認した場合においても、再循環サンプスクリーン閉塞時の運転基準に従い、1系列の再循環機能の復旧を試みるとともに、燃料取替用水タンクへ水を補給し高圧注入ポンプによる1次系への注入継続、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等の措置を行うこととしている。
- 代替再循環にも失敗するような事象の発生頻度は非常に小さいが、多様性拡張設備として、AM用代替再循環ポンプによる代替再循環も整備している。

第7表 事故シーケンスごとの主要なカットセット  
(格納容器バイパス)

事故シーケンス	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与割合 (%)	シーケンス CDF(/炉年)	炉心損傷防止対策	対策の有効性
蒸気発生器伝熱管破損 +破損側蒸気発生器の隔離失敗	①蒸気発生器伝熱管破損事象診断失敗による 破損側蒸気発生器への給水停止失敗+主蒸 気管破断	8.6E-08	18	4.8E-07	クールダウン アンドリサーキュ レーション	○
	②破損側蒸気発生器 T/D-AFWP駆動蒸気元弁 (MS-575A) 閉失敗	3.1E-08	7			○
	③タービンバイパス弁開信号失敗+破損側蒸 気発生器 主蒸気安全弁 (MS-526A (527A)) 再閉止失敗	3.1E-08	7			○
インターフェイスシステムLOCA	—	3.0E-11	100	3.0E-11	クールダウン アンドリサーキュ レーション	○

○本グループに含まれる事故シーケンスは、格納容器バイパス事象として蒸気発生器伝熱管破損やインターフェイスシステムLOCAが発生するものであるが、いずれの場合もECCS等を用いたクールダウンアンドリサーキュレーションを実施することで炉心損傷防止が可能である。

## 別紙 7

## 地震PRA及び津波PRAにおける主要なカットセットについて

各事故シーケンスグループに分類される事故シーケンスについて、炉心損傷に至る要因をカットセットレベルまで展開し、CDFの事故シーケンスに占める割合の観点で主要なカットセットに対する炉心損傷防止対策、格納容器破損防止対策の整備状況等を確認した。

## 1. 地震PRAにおける事故シーケンスの主な要因の抽出

地震PRAでは大イベントツリー／小フォールトツリー方式を用いたことから、事故シーケンスの主要な要因について炉心損傷の発生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であるFV重要度により抽出した。ここでは地震による主要な事故シーケンスとしてCDFが $1E-07$ ／炉年以上のシーケンスを対象とした。

## 2. FV重要度による確認結果

第1表～第8表に示すとおり、建屋損傷等の全CDFに対する寄与が極めて小さく、新たに事故シーケンスグループとして追加する必要はないと判断した事故シーケンスや国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷防止が困難な事故シーケンスが存在するものの、それ以外の事故シーケンスについては、FV重要度上位3位までの機器が故障した場合においても炉心損傷防止対策が可能であることを確認した。

### 3. 津波PRAにおける事故シーケンスの主な要因の抽出

津波PRAによる事故シーケンスについて、炉心損傷に至る要因をカットセットレベルで抽出した。

### 4. 主要なカットセットの確認結果

第9表に示すとおり、建屋損傷等の全CDFに対する寄与が極めて小さく、新たに事故シーケンスグループとして追加する必要はないと判断した事故シーケンスや国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷防止が困難な事故シーケンスが存在するものの、それ以外の事故シーケンスについては、主要カットセットレベルまで展開した場合においても炉心損傷防止対策が可能であることを確認した。

### 5. 地震PRA、津波PRAにおける重複シーケンスの考慮について

内部事象PRAにおいては、起因事象の重ね合わせは頻度が小さくなるため考慮していないが、地震や津波では複数の起因事象が同時に発生する可能性がある。

地震PRAや津波PRAにおいて炉心損傷頻度の算出を行う際には、起因事象は階層化を行い、影響の大きい事象で代表させて評価を行っている。例えば、大破断LOCAに該当する機器等の損傷が発生した場合、更に小破断LOCAに該当する機器等の損傷が複合して発生したとしても、大破断LOCAの事象進展に有意に影響することは考えにくいため、組合せは考慮不要としている。

地震や津波により複数の機器が損傷し、複数の事象が重畳する場合、起因となる機器とサポート系機器や共用系機器との重畳程度であれば、評価は可能である。例えば、全交流動力電源喪失や原子炉補機冷

却機能喪失など、安全機能のサポート系が喪失する事象と、LOCA事象や2次冷却系の破断等が重畳した場合は、LOCA事象や2次冷却系の破断等のシーケンスで代表させ、電源系や原子炉補機冷却系の喪失は、ECCS系や補助給水等のサポート系の喪失として適切に評価している。

ただし、更に複数の事象が重畳するような場合は、事故シーケンスとして整理すると複雑になりすぎ、かえって分かりにくくなってしまいうため、事故シーケンスで区別せず、事故シーケンスの発生に支配的な機器を分析することで対応している。実際に複数の事象が重畳した場合は、発生した事象に対してそれぞれ有効な対策を実施していくことになるが、今回のPRA評価は、対策を検討する対象とすべき事故シーケンスを選定することに主眼をおいて実施しており、対策を考慮した複合事故シーケンスのモデル化は実施しておらず、シナリオの想定が困難なケース、例えば、原子炉建屋が損傷して建屋内の機器が複数損傷するような事象は、炉心損傷直結事象として整理している。

第 1 表 事故シーケンスごとの主要なFV重要度上位機器

(2次系からの除熱機能喪失)

事故シーケンス	主要なFV重要度上位機器	FV重要度	CDF (／炉年)	炉心損傷防止対策	対策の有効性
小破断 LOCA+補助給水失敗			1.0E-08	フィードアンドブリード	○
主給水流量喪失+補助給水失敗			2.1E-08	フィードアンドブリード	○
外部電源喪失+補助給水失敗	制御用空気圧縮機室 換気系逆止ダンパ	0.89	3.5E-07	フィードアンドブリード	○
	主蒸気安全弁	0.75			
	電動補助給水ポンプ 室換気系逆止ダンパ	0.04			
	制御用空気圧縮機室 給排気系ダクト	0.04			
2次冷却系の破断+補助給水失敗			5.8E-10	フィードアンドブリード	○
2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗			ε	フィードアンドブリード	○
炉内構造物損傷 (過渡事象+補助給水失敗)	炉内構造物	1.00	8.2E-09	—	×

ε : 1.0E-11未満

- 「炉内構造物損傷（過渡事象+補助給水失敗）」は、地震により炉内構造物が損傷し、1次冷却材の流れが阻害されるため、補助給水による蒸気発生器からの冷却ができず、炉心損傷に至るシーケンスである。
- この場合でも炉内構造物等の損傷の状況により1次冷却材がある程度流動すれば、フィードアンドブリードによる炉心冷却が可能な場合がある。
- また、炉心損傷に至った場合でも、常設電動注入ポンプ（本設機器が使用可能な場合は、本設機器）による代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却により、原子炉格納容器の破損防止が可能である。

第2表 事故シーケンスごとの主要なFV重要度上位機器

(全交流動力電源喪失)

事故シーケンス	主要なFV重要度上位機器	FV重要度	CDF (/炉年)	炉心損傷防止対策	対策の有効性
外部電源喪失 +非常用所内交流動力電源喪失	ディーゼル発電機(発電機、内燃機関、保護継電装置を含む)	0.42	4.3E-07	大容量空冷式発電機 +2次系強制冷却 +常設電動注入ポンプによる代替炉心注水	○
	ディーゼル発電機室換気系逆止ダンパ	0.14			
	ディーゼル発電機室換気系ダクト	0.08			

○「外部電源喪失+非常用所内交流動力電源喪失」では、地震による外部電源喪失時において

①ディーゼル発電機の損傷

②ディーゼル発電機室空調系機器の損傷によるディーゼル発電機の機能喪失

が支配的である。

これらの事象発生時に2次系強制冷却、大容量空冷式発電機及び代替炉心注水により炉心損傷防止が可能である。

第3表 事故シーケンスごとの主要なFV重要度上位機器

(原子炉補機冷却機能喪失)

事故シーケンス	主要なFV重要度上位機器	FV重要度	CDF (／炉年)	炉心損傷防止対策	対策の有効性
原子炉補機冷却機能喪失＋RCPシールLOCA	原子炉補機冷却系電動弁	1.00	1.3E-07	2次系強制冷却＋常設電動注入ポンプによる代替炉心注水	○
原子炉補機冷却機能喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁LOCA			1.6E-10		○
原子炉補機冷却機能喪失＋補助給水失敗			5.7E-10	—	×

○地震により複数の原子炉補機冷却系電動弁が損傷した場合、原子炉補機冷却機能が喪失し、充てんポンプの運転継続が不可能となってRCP封水注入が停止し、RCPシールLOCAにより炉心損傷に至る。

この事象では、2次系強制冷却及び常設電動注入ポンプによる代替炉心注水により、炉心損傷防止が可能である。

○「原子炉補機冷却機能の喪失＋補助給水失敗」シーケンスは、国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷防止が困難なものであるが、全炉心損傷頻度への寄与は小さく、補助給水系の機器故障の程度又は安全補機開閉器の故障の程度によっては、補助給水系の復旧又は主給水系による2次系からの冷却により炉心損傷を回避できる可能性がある。また、万一炉心損傷に至った場合でも、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及び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の手段により原子炉格納容器の健全性を確保することが可能である。

第4表 事故シーケンスごとの主要なFV重要度上位機器

(原子炉格納容器の除熱機能喪失)

事故シーケンス	主要なFV重要度上位機器	FV重要度	CDF (／炉年)	炉心損傷防止対策	対策の有効性
大破断 LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗			$\epsilon$	格納容器内自然対流冷却	○
大破断 LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗			$\epsilon$		○
中破断 LOCA+格納容器スプレイ注入失敗			$\epsilon$		○
中破断 LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗			$\epsilon$		○
小破断 LOCA+格納容器スプレイ注入失敗			3.1E-09		○
小破断 LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗			$\epsilon$		○

 $\epsilon$  : 1.0E-11未満

○本グループに含まれる事故シーケンスの炉心損傷頻度は、いずれも1E-07／炉年以下であり全CDFへの寄与は小さい。また、有効な炉心損傷対策が確保されている。

第 5 表 事故シーケンスごとの主要なFV重要度上位機器

(原子炉停止機能喪失)

事故シーケンス	主要な FV 重要度 上位機器	FV 重要度	CDF (/炉年)	炉心損傷防止対策	対策の 有効性
原子炉トリップが必要な起因事象 +原子炉トリップ失敗			1.1E-08	—	×

○本設の保護系による補助給水起動には期待できるものの、地震時には耐震性の低いタービントリップ信号及び多様化自動作動設備からの主蒸気隔離信号の発信は期待できない可能性がある。ただし、ATWSが発生する規模の地震発生時には、タービンが健全に動き続けていることは考えにくく、耐震性の低い2次冷却系での破断、漏えいにより本設の主蒸気隔離信号の発信による事象緩和に期待できる。

○ATWS発生時における格納容器の健全性確保について

事故シーケンスATWSによるPDSは、下記のイベントツリーに示すとおりTEI、TEW、TEDのいずれの状態にもなり得る。

同図は内部事象によるATWSのシーケンスであり、地震によるATWSについても同じPDSになると考えられるが、緩和設備の損傷状態によっては1次系の過圧によるLOCA事象が発生し、AEI、AEW、AEDの状態となる可能性もある。



本文の第2-2図より抜粋

TEI、TEW、TEDは、別紙2の「3. 有効な炉心損傷防止対策の確保が困難な事故シーケンス」の(1)「炉内構造物損傷（過渡事象+補助給水失

敗)」シーケンスがとり得るPDSと同一である。また、AEI、AEW、AEDは、同(3)「特に厳しいLOCA事象」シーケンスがとり得るPDSと同一である。したがって、いずれの場合においても、当該箇所に記載のとおり「常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却」により、原子炉格納容器の健全性確保が可能である。

第6表 事故シーケンスごとの主要なFV重要度上位機器  
(ECCS注水機能喪失)

事故シーケンス	主要なFV重要度上位機器	FV重要度	CDF (/炉年)	炉心損傷防止対策	対策の有効性
大破断 LOCA を上回る規模の LOCA (Excess LOCA)			3.1E-08	—	×
大破断 LOCA+低圧注入失敗			4.4E-09		×
大破断 LOCA+蓄圧注入失敗			ε		×
中破断 LOCA+蓄圧注入失敗			ε		×
中破断 LOCA+高圧注入失敗			ε	2次系強制冷却 +低圧注入	○
小破断 LOCA+高圧注入失敗			1.3E-08		○

ε : 1.0E-11未満

○本グループに含まれる事故シーケンスのCDFはいずれも1E-07/炉年以下であり、全CDFへの寄与は小さい。

このうち、「中破断LOCA+高圧注入失敗」及び「小破断LOCA+高圧注入失敗」については有効な炉心損傷防止対策が確保されている。

○「大破断LOCA+蓄圧注入失敗」、「中破断LOCA+蓄圧注入失敗」、「大破断LOCA+低圧注入失敗」及び「大破断LOCAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA)」は、国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷防止対策が困難な事故シーケンスであるが、別紙2の「3. 有効な炉心損傷防止対策の確保が困難な事故シーケンス」に記載のとおり、「常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却」により、原子炉格納容器の健全性確保が可能である。

第7表 事故シーケンスごとの主要なFV重要度上位機器  
(ECCS再循環機能喪失)

事故シーケンス	主要なFV重要度上位機器	FV重要度	CDF (/炉年)	炉心損傷防止対策	対策の有効性
大破断 LOCA + 低圧再循環失敗+高圧再循環失敗			4. 2E-09	代替再循環	○
中破断 LOCA+高圧再循環失敗			1. 2E-11	2次系強制冷却 + 低圧再循環	○
小破断 LOCA+高圧再循環失敗			6. 3E-09		○

○本グループに含まれる事故シーケンスのCDFは、いずれも1E-07/炉年以下であり全CDFへの寄与は小さい。

また、有効な炉心損傷防止対策が確保されている。

第8表 事故シーケンスごとの主要なFV重要度上位機器  
 (事故シーケンスグループとして新たに  
 追加していない事故シーケンス)

事故シーケンス	主要なFV重要度 上位機器	FV重要度	CDF (/炉年)	炉心損傷防止対策	対策の 有効性
原子炉建屋損傷			1.4E-10	—	×
原子炉格納容器損傷			ε	—	×
原子炉補助建屋損傷			ε	—	×
複数の信号系損傷			1.6E-08	—	×
蒸気発生器伝熱管破損 (複数本破損)			6.3E-09	—	×

ε : 1.0E-11未満

○これらの事故シーケンスは、CDFに対する影響の割合が非常に小さいものの、事象発生時には炉心損傷防止及び原子炉格納容器の閉じ込め機能に必ずしも期待できない厳しいシナリオである。しかし、別紙2に示すとおり影響を緩和できる可能性がある。

第9表 事故シーケンスごとの主要なカットセット

(津波PRAによる事故シーケンス)

津波高さ	事故シーケンス	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与 割合 (%)	全 CDF (/炉年)	炉心損傷 防止対策	対策の 有効性
7.7m 以上 ～11.3m 未満	原子炉補機冷却機能 喪失 + RCP シール LOCA	RCPシールLOCA発生	1.3E-10	100	1.3E-10	2次系強制冷却 +常設電動注入 ポンプによる 代替炉心注水	○
	原子炉補機冷却機能 喪失 + 加圧器逃がし 弁 / 安全弁 LOCA	加圧器安全弁 (RC-055 (056, 057)) 再閉止失敗	5.8E-13	100	5.8E-13		○
	原子炉補機冷却機能 喪失 + 補助給水失敗	タービン動補助給水 ポンプ試験による待 機除外	2.6E-13	24.8	1.0E-12	-	×
		タービン動補助給水 ポンプ起動失敗	2.1E-13	19.9			×
11.3m 以上	複数の信号系損傷	津波による複数の信 号系損傷	4.4E-12	100	4.4E-12	-	×

○原子炉補機冷却機能が喪失した場合、RCPシールLOCAや加圧器逃がし弁 / 安全弁LOCAにより炉心損傷に至ることが考えられるが、2次系強制冷却 + 常設電動注入ポンプによる代替炉心注水の手段により炉心損傷防止が可能である。

○「原子炉補機冷却機能の喪失 + 補助給水失敗」シーケンスは、国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷防止が困難なものであるが、全炉心損傷頻度への寄与は小さく、補助給水系の機器故障の程度又は安全補機開閉器の故障の程度によっては、補助給水系の復旧又は主給水系による2次系からの冷却により炉心損傷を回避できる可能性がある。また、万一炉心損傷に至った場合でも、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及び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の手段により原子炉格納容器の健全性を確保することが可能である。

○高さ11.3m以上の津波により発生する「複数の信号系損傷」シーケンスは、建屋内の複数の電気盤が没水し、各種制御が不能となり2次系か

らの除熱機能喪失に至り、また、屋外の海水ポンプや主変圧器の没水により全交流動力電源喪失に至ることを想定したものである。この事象は、別紙2に示すとおり、炉心損傷防止及び原子炉格納容器の閉じ込め機能に必ずしも期待できない厳しいシナリオであるが、CDFに対する影響の割合は非常に小さい。

## 別紙 8

格納容器破損モード及び評価事故シーケンス選定に係る  
外部事象の考慮について

1. 外部事象レベル1.5PRAに代わる方法による格納容器破損モード選定  
に関する検討

外部事象レベル1.5PRAについては、地震PRAのみ学会標準に一部関連する記載があるものの、その他の事象については標準的なPRA手法が確立されておらず、定量評価を実施できる状況ではないため、PRAに代わる方法として以下のとおり定性的な検討を実施した。

(1) 地震の影響

地震レベル1.5PRAの評価に際しては、原子炉格納容器本体、原子炉建屋、格納容器隔離弁等の損傷から原子炉格納容器の閉じ込め機能喪失に至る過程に不確かさが大きくなる傾向にある。国内でも試験解析例はあるものの、定量評価に際しては損傷箇所、損傷モード等の精緻化検討が必要な段階であり、現在PWR電力共同で実機適用検討を実施中である。

地震特有の影響としては、地震動により原子炉格納容器本体又は原子炉建屋が損傷し、直接的に原子炉格納容器が損傷する事象（ $\alpha$ モード）、格納容器隔離弁等が損傷し原子炉格納容器の隔離に失敗する事象（ $\beta$ モード）及び蒸気発生器伝熱管の複数本破損により原子炉格納容器をバイパスする事象（ $g$ モード）が考えられる。

$\beta$ モード及び $g$ モードについては、内部事象レベル1.5PRAで抽出されている損傷モードである。また、 $\alpha$ モードについては、地震動

による直接的な原子炉格納容器の閉じ込め機能喪失であり、地震レベル1 PRAにおいて抽出した「原子炉建屋損傷」及び「原子炉格納容器損傷」が該当するが、これらについては、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として選定するのではなく、発生する事象の程度や組合せに応じて対応していくべきものである。具体的には、炉心損傷に至らない小規模な事象の場合には、使用可能な炉心損傷防止対策又は格納容器破損防止対策を柔軟に活用するとともに、原子炉格納容器内部の安全系機器・配管の全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、放水砲等を駆使した大規模損壊対策による影響緩和を図ることで対応する。

## (2) 津波の影響

津波特有の影響として、建屋外部の設備が機能喪失することは想定されるものの、炉心損傷後の原子炉格納容器内の物理現象についても、内部事象レベル1.5PRAでの想定と同等と考えられる。原子炉格納容器に直接影響を及ぼす物理的負荷としては、津波による波力・漂流物の衝撃力などが考えられるが、原子炉格納容器の配置や周辺の建屋により直接破損することは想定し難く、格納容器破損モードの追加は必要ないものとする。

## (3) 火災及び溢水の影響

建屋内部における溢水及び火災の影響に関するレベル1 PRAにおける検討により、これらの影響は内部事象レベル1 PRAの各起因事象に含まれ、炉心損傷に至る新たな事故シーケンスは発生しないと考えられる。このため、レベル1.5PRAで想定する影響は内部事象レベル1 PRAから得られるPDSに基づく評価に含まれると考えられ、新

たな格納容器破損モードは発生しないものとする。

#### (4) その他外部事象の影響

レベル1 PRAにおける洪水、強風等の外部ハザードにより発生の可能性のある起因事象の検討から、炉心損傷に至る事故シーケンスグループとしては内部事象レベル1 PRAに追加すべきものはないと推定しているため、その結果のPDSを基に評価を行うレベル1.5PRAにおいても新たな格納容器破損モードは発生しないとする。

## 2. 外部事象レベル1.5PRAに代わる方法による評価事故シーケンス選定に関する検討

外部事象レベル1.5PRAで適用可能なものはないと判断し、格納容器破損モードごとの評価事故シーケンス選定においては、内部事象レベル1.5PRAから各格納容器破損モードに対して厳しいと考えられる評価事故シーケンスを選定している。

以下では、外部事象を考慮してもその評価事故シーケンスの選定が妥当かを検討する。

### (1) 外部事象レベル1 PRAの事故シーケンス

評価事故シーケンスはレベル1 PRAの事故シーケンスがベースとなっている。外部事象レベル1 PRA特有の事故シーケンスは次のとおりである。

- ①大破断LOCAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA)
- ②蒸気発生器伝熱管破損 (複数本破損)
- ③原子炉建屋損傷
- ④原子炉格納容器損傷
- ⑤炉内構造物損傷 (過渡事象 + 補助給水失敗)

⑥原子炉補助建屋損傷

⑦複数の信号系損傷

これらの事故シーケンスのうち、②は格納容器バイパス事象であり、③及び④は、原子炉格納容器の破損を想定することから評価事故シーケンスの対象とならない。

⑤、⑥及び⑦は、内部事象レベル1 PRAに同様のシーケンスがあるため、原子炉格納容器に対する影響は内部事象と同様と考えられる。

いずれもPDS分類の観点からは、炉心損傷後の原子炉格納容器内の状態は内部事象に起因する場合と特に違いはない。よって、レベル1.5PRAでの扱いは同じであり、評価事故シーケンスの選定に影響しない。なお、地震起因の場合、有効な炉心損傷防止対策がない厳しいシーケンスであるが、地震による設備損傷の程度によっては可能な影響緩和措置が存在する。

また、大規模損壊が発生した場合における活動についても整備している。

①は、大破断LOCAよりも規模の大きい破断（Excess LOCA）を想定する事象であり、次項において詳細な検討を行う。

(2) Excess LOCAについて

格納容器破損防止対策の有効性評価では、次の格納容器破損モードについて、事象進展が早い等の理由をもって大破断LOCAを起因とする事故シーケンスを評価事故シーケンスとして選定している。

- ・ 格納容器過圧破損
- ・ 原子炉容器外の溶融燃料－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

一方、地震レベル1 PRAの事故シーケンスの中では、大破断LOCAを上回る規模のLOCAとして、次の特徴を想定するExcess LOCAの発生も考えられている。

- ・ 破断口が大きいため、格納容器圧力上昇が大破断LOCAと比べて早い。
- ・ 炉心露出のタイミングが早く、炉心損傷及び炉心溶融のタイミングが早い。
- ・ 原子炉容器の水保持能力が損なわれる場合、溶融炉心が原子炉容器から落下するタイミングが早い。

大破断LOCAとExcess LOCAにおける原子炉格納容器に与える影響については、以下のように考えられる。

- ・ 原子炉容器破損時間：大破断LOCAとExcess LOCA（原子炉容器破損を除く）のどちらの場合においても、ブローダウン過程で原子炉容器内の水が短時間に流出する点で変わりなく、炉心注入がなければ原子炉容器破損までの時間に大きな差は生じない。
- ・ 格納容器圧力又は温度：大破断LOCAとExcess LOCAのどちらの場合においても、短時間に1次系エンタルピが原子炉格納容器内に放出される点では同様である。
- ・ 格納容器圧力の初期ピーク：Excess LOCAの方が高くなると考えられるものの、Excess LOCAの発生を想定した感度解析の事象初期では、原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.784MPa[gage])及び200℃に対し十分な余裕があることを確認していることから、Excess LOCAによっても格納容器破損防止対策に期待できるまでの短期間に原子炉格納容器の健全性が損なわれることはない。

したがって、両者で原子炉容器破損時間に大きな差異はなく、原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.784MPa[gage])を超えないと判断できることから、Excess LOCAにおいても、格納容器破損防止対策に期待できるまでの短期間に原子炉格納容器の健全性が損なわれることはない。

以上の検討より、大破断LOCAとExcess LOCAの原子炉格納容器の健全性に対する影響は同様と判断できることから、内部事象レベル1.5PRAから大破断LOCAを評価事故シーケンスとして選定することは妥当であり、Excess LOCAを評価事故シーケンスとして選定する必要はないと考える。

### 3. まとめ

今回の事故シーケンスグループ等の選定に際して、PRAが適用可能と判断した地震レベル1 PRA及び津波レベル1 PRA以外の外部事象について、定性的な分析・推定から新たに追加すべき事故シーケンスグループ等は発生しないものと評価した。

なお、今回定性的な分析とした各PRAや地震発生時に想定される地震随伴津波、地震随伴火災及び地震随伴溢水を対象としたPRAについては、手法整備の研究及び実機プラントへの適用の検討を順次進めていくこととしている。

## 別紙 9

レベル1.5PRAから得られる格納容器破損モードの追加の要否について

「2.1.2 (2) 新たな格納容器破損モードの追加について」において、新たな格納容器破損モードとして追加不要と判断した格納容器破損モードのうち、 $\alpha$ 、 $\beta$ 及びgモードについて以下に説明する。

1.  $\alpha$ モード：原子炉容器内での水蒸気爆発に係る追加要否の検討について

当該破損モードは、溶融炉心が原子炉容器下部プレナムの冷却水中に落下する際に水蒸気爆発が発生し、その衝撃により発生する原子炉容器構造物破損物がミサイルとなって原子炉格納容器を破損する事象を想定したものである。

当該破損モードについては、各種の研究により得られた知見から原子炉格納容器破損に至る可能性は極めて低いと評価されており（NUREG-1116、NUREG-1524）、国内においてもリスクの観点からは大きな影響がないものと認識されている。

<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安全評価に関する実施基準（レベル2 PSA編）：2008」【解説7.4.1(a)項抜粋】>

原子炉（圧力）容器内水蒸気爆発については、水蒸気爆発による衝撃波そのもので原子炉（圧力）容器下部壁が破損する場合と原子炉（圧力）容器下部プレナム内で発生した水蒸気爆発によって水スラグが原子炉（圧力）容器上部構造物を衝撃破損する場合が想定され、どちら

においても原子炉（圧力）容器構造部破損物がミサイルとなって格納容器バウンダリが破損する可能性がある。WASH-1400の評価においては、特に、後者が $\alpha$ モード破損として、早期格納容器破損モードとして指摘され、これによって水蒸気爆発の研究が促進された。現在、これらの研究に基づき、 $\alpha$ モード破損はリスクの観点からは解決されていると、ほとんどの専門家が認識している。

<NUREG-1116 (SERG-1)、NUREG-1524 (SERG-2) >

SERG-1及びSERG-2における米国での専門家によるレビュー結果として纏められたものであり、以下の理由から「原子炉格納容器内水蒸気爆発はリスクの観点から無視できる」と結論付けられている。<sup>\*</sup>

(<sup>\*</sup>: 日本原子力学会 シビアアクシデント熱流動現象評価 平成13年3月)

- ①水蒸気爆発に関与する溶融燃料の質量が限られる（溶融炉心の下部プレナムへの大量同時落下が起きにくい）。
- ②低圧で溶融燃料と飽和水が混合した場合には、ボイド率が大きくなり、水が枯渇することにより溶融燃料－冷却材相互作用のエネルギーが抑制される。
- ③高圧のときには、粗混合から水蒸気爆発へのトリガが起きにくい。
- ④原子炉容器下部ヘッド内で粗混合領域全体が一斉に伝ば爆発することが物理的に起きにくい。
- ⑤機械エネルギーへの変換を阻害するいくつかの要因（原子炉容器内構造物によるエネルギー吸収等）がある。

この結論は、1997年の水蒸気爆発に係る専門家会議（OECD主催）においても、変更不要であることが確認されており、米国NRCは、原子炉容器内FCIから水蒸気爆発に至り原子炉格納容器が破損する事象

( $\alpha$ モード破損)について、これまでの専門家による検討結果では発生可能性は非常に低く、問題は解決済と位置付けている。

また、レベル1.5PRAの結果より、CFFは $1.3E-09$ /炉年であり、全CFFへの寄与が0.1%未満と極めて小さいことから、当該格納容器破損モードを格納容器破損防止対策の有効性評価の対象とする格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した。

## 2. $\beta$ モード：格納容器隔離失敗に係る追加要否の検討について

炉心損傷発生時点で格納容器隔離に失敗するモードである。想定される漏えい経路及び発生の可能性について、以下に述べる。

### (1) 想定される漏えい経路について

#### ○機械的な破損による隔離機能喪失

- ・原子炉格納容器貫通部スリーブからの漏えい

原子炉格納容器内から原子炉格納容器外（アニュラス部）への配管貫通部にはスリーブが設置されており、スリーブ破損により原子炉格納容器内雰囲気（気体）が漏えいする可能性がある。

- ・アクセス部からの漏えい

機器搬入口、通常用エアロック及び非常用エアロックのアクセス部は、シール部及び溶接部が破損すると原子炉格納容器内雰囲気が漏えいする可能性がある。

- ・格納容器空調系統からの漏えい

格納容器給気系統、格納容器排気系統及び格納容器減圧系統は、隔離弁からの漏えいがあるとアニュラス部、原子炉補助建屋等に原子炉格納容器内雰囲気が漏えいする。

- ・原子炉格納容器外バウンダリからの漏えい

格納容器再循環配管、格納容器スプレイ配管等のバウンダリが破損すると原子炉格納容器内雰囲気漏えいする可能性がある。

○人的過誤による弁・フランジの復帰忘れ

- ・漏えい試験配管からの漏えい

定期検査後原子炉格納容器漏えい率検査の際に、共通原因故障として漏えい試験配管のフランジ閉め忘れの可能性がある。

- ・燃料移送管からの漏えい

燃料交換時、燃料移送管のフランジカバー及び隔離弁が解放される。その際、これらの閉め忘れの可能性がある。

(2) 発生の可能性について

定期検査時及び原子炉起動前における格納容器隔離機能の確認や手順に基づく確実な操作により人的過誤を防止するとともに、通常運転中の監視、警報及び事故時における運転手順に沿った運用により、実際の格納容器隔離失敗の発生可能性は極めて低いと考えている。

○起動時

- ・原子炉格納容器漏えい率検査、原子炉格納容器隔離弁機能検査
- ・起動前弁点検

○通常運転中

- ・原子炉格納容器圧力の確認（保安規定に基づき12時間に1回以上）
- ・エアロック開放時の警報発信

○事故時

- ・格納容器隔離信号発信時の各弁の閉止確認

- ・格納容器隔離弁が閉止されていない場合の手動閉止・代替隔離実施

NUREG/CR-4220に記載された米国における通常運転時の長時間の格納容器隔離機能喪失実績（参考）に基づきCFFの定量化を実施した結果、CFFは $1.1E-06$ ／炉年と全CFFへの寄与が約0.5%であり、前述した格納容器隔離に係る運用下では格納容器隔離失敗の可能性は低いことから、格納容器破損防止対策の有効性評価の対象となる格納容器破損モードとして追加する必要はないものと判断した。

当該格納容器破損モードに対しては、定期検査時及び原子炉起動前における格納容器隔離機能の確認や運転手順に基づく確実な操作による人的過誤の防止、事故時に隔離失敗が発生した場合の代替隔離手順など、すでに整備されている運用面の対策を徹底するとともに、重大事故に至るおそれのある事故発生時の炉心損傷防止対策を確実に実施することにより、原子炉格納容器外への放射性物質の大規模な放出は防止可能と考える。

### 3. gモードのうちTI-SGTRに係る追加要否の検討について

gモード（蒸気発生器伝熱管破損）は、レベル1.5PRA評価上の格納容器破損モードとして抽出される格納容器バイパスに該当することから、事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」にて炉心損傷防止対策の有効性評価の対象としている。

当該格納容器破損モードの1つの破損形態として温度誘因蒸気発生器伝熱管破損（TI-SGTR）が想定される。ここでは当該事故シーケンスをTI-SGTR以外の蒸気発生器伝熱管破損と区別し、新たな格納容器破損モードとして追加する必要性について検討する。併せて、当該

事故シーケンスの発生頻度について詳細検討する。

TI-SGTRは、炉心損傷後に1次系が高圧かつ蒸気発生器圧力が低圧で2次系への給水がない限定的な条件で発生する可能性があり、ウェスティングハウス社製4ループPWRプラントを検討対象としたNUREG/CR-6995において以下の内容が記載されている。

**【NUREG/CR-6995の記載概要】**

- ・ 1次系が高圧で2次系がドライで低圧の条件下、いわゆるhigh-dry-low条件下でのクリープ破損による蒸気発生器伝熱管破損及び格納容器バイパスは、高圧条件の排除、ドライ条件の排除、1次系圧力の低減及び2次系の低圧条件の排除によって防止できる。
- ・ high-dry-low条件においても高温側配管が先に破損することが予測されている。
- ・ 2次系減圧を伴わないシーケンスでは、格納容器バイパスに至らず、2次系圧力が維持されて蒸気発生器伝熱管負荷が減少すれば、高温側配管、サージライン、原子炉容器より先に蒸気発生器伝熱管が破損することはない。
- ・ RCPシール漏えいにより1次系圧力が低下し、蒸気発生器伝熱管負荷が減少するため、高温側配管、サージライン、原子炉容器より先に蒸気発生器伝熱管破損に至ることは防げる。
- ・ タービン動補助給水作動の場合、蒸気発生器伝熱管外面がウェット状態に維持され、1次系が除熱され加熱を防ぐため、格納容器バイパスに至らない。

**【格納容器破損モードの追加要否の検討】**

レベル1.5PRAの定量化結果より、TI-SGTRによるCFFは $1.2E-07$ ／炉

年であり、全CFFへの寄与が約0.06%と非常に小さい。

TI-SGTRは、炉心損傷後も1次系が高圧で維持されかつ2次系への給水がない場合に発生の可能性が有ることから、レベル1 PRAから得られる次の事故シーケンスグループが該当する。

- ① 2次冷却系からの除熱機能喪失
- ② 全交流動力電源喪失
- ③ 原子炉補機冷却機能喪失

これらの事故シーケンスグループに対しては、第1表に示すとおり対応する炉心損傷防止対策があり、そのCDF合計の99%以上に対して炉心損傷防止対策の有効性が確認されている。第1表に示す事故シーケンスのうち、色塗りで示す2つは炉心損傷防止対策が必ずしも有効ではない事故シーケンスであるが、これらについても影響緩和手段及び格納容器破損防止対策を整備している。

上記①、②及び③の事故シーケンスグループに対する対策に失敗し、1次系が高圧の状態での炉心損傷に至った場合にTI-SGTR発生の可能性が高くなる。この場合においても、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対する対策と同様に、加圧器逃がし弁の手動開放による1次系の減圧操作を実施することにより、TI-SGTRの発生回避を図ることが可能である。

万一、TI-SGTRの発生に至った場合においては、破損側蒸気発生器の隔離操作や溶融炉心冷却のための格納容器スプレイなど可能な対応を実施するほか、可搬型ポンプ、放水砲等を活用して影響の緩和を図る、大規模損壊対策についても整備している。

したがって、当該破損モードを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追加する必要はないと判断する。

第1表 TI-SGTRの可能性のある事故シーケンスグループ

事故シーケンスグループ	事故シーケンス	対応する炉心損傷防止対策	シーケンス別CDF (/炉年)				TI-SGTRの可能性あり	備考
			内部事象	地震	津波	合計		
2次冷却系からの除熱機能喪失	小破断 LOCA+補助給水失敗	フィードアンドブリード	5.9E-09	1.0E-08	—	1.6E-08		当該グループの約99.9%を炉心損傷防止対策でカバー
	主給水流量喪失+補助給水失敗		2.8E-07	2.1E-08	—	3.0E-07	○	
	過渡事象+補助給水失敗		2.5E-06	—	—	2.5E-06	○	
	手動停止+補助給水失敗		5.9E-06	—	—	5.9E-06	○	
	外部電源喪失+補助給水失敗		1.4E-07	3.5E-07	—	4.9E-07	○	
	2次冷却系の破断+補助給水失敗		1.2E-06	5.8E-10	—	1.2E-06	○	
	2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗		7.9E-11	ε	—	7.9E-11	○	
	蒸気発生器伝熱管破損+補助給水失敗		8.0E-08	—	—	8.0E-08		
	炉内構造物損傷(過渡事象+補助給水失敗)	※、(1)	—	8.2E-09	—	8.2E-09	○	
全交流動力電源喪失	外部電源喪失+非常用所内交流動力電源喪失	2次系強制冷却+大容量空冷式発電機+常設電動注入ポンプによる代替炉心注水	7.7E-06	4.3E-07	—	8.1E-06	○	
原子炉補機冷却機能喪失	原子炉補機冷却機能喪失+RCP シール LOCA	2次系強制冷却+常設電動注入ポンプによる代替炉心注水	2.0E-04	1.3E-07	1.3E-10	2.0E-04		
	原子炉補機冷却機能喪失+加圧器逃がし弁/安全弁 LOCA		9.0E-07	1.6E-10	5.8E-13	9.0E-07		
	原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗	※、(2)	5.1E-09	5.7E-10	1.0E-12	5.7E-09	○	
合計			2.2E-04	9.5E-07	1.3E-10	2.2E-04		

※：格納容器破損防止対策として、常設電動注入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等に期待できる。

(1)：フィードアンドブリードにより影響を緩和できる場合がある。

(2)：主給水系による蒸気発生器への給水により、炉心損傷を回避できる場合がある。

ε：1.0E-11未満

## 参考 格納容器隔離失敗に係る米国の知見

内部事象レベル1.5PRAにおいて、格納容器隔離失敗として参考としているNUREGの想定及び実際の格納容器隔離失敗の想定について以下にまとめる。

### 1. 隔離失敗確率で参照した米国文献（NUREG/CR-4220）

CETにおける「CV隔離失敗」の分岐確率には、Large leakage eventsの発生確率としてNUREG/CR-4220に記載のある $5.0E-03$ を用いている。

この確率は、LER（Licensee Event Report）データベース（データ集計期間：1965年～1983年）から大規模漏えいに至る事象（4件）を抽出し、その時の運転炉年（740炉年）で割算して求めた値である。

LERでは、エアロック関連事象が302件、うちエアロックドア開が75件あり、これらのほとんどは数秒から数時間という短時間であった。

4時間継続したものとして4件（第1表参照）が抽出され、うち2件は原子炉格納容器に穴が開いたもの、1件は隔離弁開、1件はバイパス弁開である。

### 2. 実プラントにおいて想定される格納容器隔離失敗（漏えい経路）

実プラントにおける格納容器隔離失敗として、機械的な破損による隔離失敗及び人的過誤による弁・フランジの復帰忘れが考えられる。

#### (1) 機械的な破損による隔離失敗

- ・原子炉格納容器貫通部スリーブからの漏えい

原子炉格納容器内から原子炉格納容器外（アニュラス部）への配管貫通部にはスリーブが設置されており、スリーブ破損により

原子炉格納容器内雰囲気漏えいする可能性がある。

- ・ アクセス部からの漏えい

機器搬入口、常用エアロック及び非常用エアロックなどのアクセス部は、ガスケットによりシールされている。このシール部又は溶接部が破損すると原子炉格納容器内雰囲気が漏えいする可能性がある。

- ・ 格納容器空調系統からの漏えい

格納容器給気系等のバウンダリの破損により原子炉格納容器内雰囲気が漏えいする可能性がある。

これらの系統は、通常運転中は隔離弁により隔離されているが、隔離弁からの漏えいがあるとアニュラス部、原子炉補助建屋等に原子炉格納容器内雰囲気が漏えいする。

- ・ 原子炉格納容器外バウンダリからの漏えい

格納容器再循環配管及び格納容器スプレイ配管は原子炉格納容器内雰囲気と連通しており、これらのバウンダリが破損すると原子炉格納容器内雰囲気が漏えいする可能性がある。

(2) 人的過誤による弁・フランジの復帰忘れ

- ・ 漏えい試験配管からの漏えい

定期検査後原子炉格納容器漏えい率検査が実施され、原子炉格納容器の健全性が確認される。その際、共通原因故障として漏えい試験配管のフランジ閉め忘れの可能性がある。

- ・ 燃料移送管からの漏えい

燃料交換時、燃料移送管のフランジカバー及び隔離弁が解放される。その際、これらの閉め忘れの可能性がある。

### 3. 米国における最近の隔離失敗実績について

今回のレベル1.5PRAでは、NUREG/CR-4220（1985年）に基づいた隔離失敗確率を用いているため、それ以降の米国での隔離失敗実績について調査した。調査対象として、EPRIによる総合漏えい率試験（ILRT：Integrated Leak Rate Test）の試験間隔の延長に対するリスク影響評価に関する報告書<sup>\*1</sup>（以下「EPRI報告書」という。）を選定した。

EPRI報告書はNUREG-1493（1995年）のデータ、2007年までのILRTデータ及びLER等の調査結果も含まれることから、最近の米国の隔離失敗事例調査に最適な文献であると判断した。なお、米国原子力規制委員会のNUREGシリーズにはNUREG-1493（1995年）以降の新しい隔離失敗に関する文献がないことから選定していない。

このEPRI報告書では、2007年までの米国での217件のILRT事例を整理したとされており、その中で漏えい事象として75件（プラント名、漏えい率等が不明な事例を含む。）の事例が記載されている。この内訳は、機械的な破損による漏えい71件、人的過誤による弁・フランジの復帰忘れ4件となっている。ただし、75件のILRT事例のうち、格納容器隔離失敗の対象となる大規模漏えいに至る隔離失敗実績は0件と記載している。

なお、第2表に示す3件が、設計漏えい率の10倍以上の事例として抽出されている。しかしながら、EPRI報告書では大規模漏えいに至るような隔離失敗の漏えい規模は、保守的に考えても設計漏えい率（0.1%/day）の35倍、現実的には設計漏えい率の600～6,000倍としており、抽出された3件は大規模漏えいの対象外としている。

また、今回のPRAで参照したNUREG/CR-4220における大規模漏えいとした4件は、小規模のドリルホールから6 inch破断までと記載され、

保守的に 6 inch に想定している。

NUREG/CR-4220 のリーク率の計算<sup>※2</sup>に基づく、この 6 inch 開口では設計漏えい率の数倍以上となるため、EPRI 報告書の大規模漏えいの定義とは整合が取れたものとなっている。

※1：EPRI 報告書について以下に補足する。

- ・文献の名称は、EPRI 1018243, “Risk Impact Assessment of Extended Integrated Leak Rate Testing Intervals”, Revision 2-A of 1009325, October 2008
- ・EPRI 報告書においては調査したデータには、①NUMARC Survey Data (1994年)、②NEI Survey Data (2001)、③Recent ILRT Data (2007)、④補足データ (NUREG-1493、LER等) が含まれる。

※2：NUREG/CR-4220 のリーク率の計算式は以下のとおり。

$$L = A / (2.55E-08 \times V)$$

L : leakage, wt% / day.

A : leak area, sq. inch.

V : Containment Volume, cubic ft.

#### 4. 最近の隔離失敗実績を用いた感度解析

βモードは、大規模漏えいに至る格納容器隔離失敗を対象としており、EPRI 報告書による最近の隔離失敗実績の調査からは大規模漏えい事例は抽出されていないことから、隔離失敗件数 0 件に対して感度解析を行った。

EPRI データは複数のデータを組み合わせており、調査対象としたプラントの範囲が不明確であることから正確な運転期間は不明である。したがって、概略評価として隔離失敗件数を ILRT 実施回数 (217件) ※

<sup>3</sup>で除して隔離失敗確率を算出した。

※3：217件は本文献に記載の件数であるが、米国原子力産業界においては保守的に見積もっても400件以上のILRTが実施されている。

(算出方法)

発生実績0件に対して計算上0.5件を与え、これをILRT実施回数で除して隔離失敗確率を求める。

・隔離失敗確率： $0.5 / 217 = 0.0023$

この隔離失敗確率を、玄海原子力発電所3号炉及び4号炉の内部事象炉心損傷頻度 ( $2.2\text{E-}04$ /炉年) に乗じてβモードによる格納容器破損頻度を算出した。

・βモードによる格納容器破損頻度： $2.2\text{E-}04 \times 0.0023 = 5.1\text{E-}07$  (/炉年)

算出結果は $5.1\text{E-}07$ /炉年となり、今回のレベル1.5PRAにおけるβモードの評価結果 ( $1.1\text{E-}06$ /炉年) と比較してその値は小さく、当該モードの発生頻度を有意に上昇させるものでないことから、評価事故シーケンスの選定に影響を及ぼすものではないと考える。

第1表 大規模漏えいに至る事象

Reactor	Year	Event
Oconee 1	1973	Isolation Valves Open
San Onofre 1	1977	Holes in Containment
Palisades	1979	By-pass Valves Open
Surry 1	1980	Holes in Containment

出典：NUREG/CR-4220 (Reliability Analysis of Containment Isolation System)

第2表 大規模漏えいに至らない隔離失敗事例

Reactor <sup>※</sup>	Date	Event
不明	1984年8月	記載なく詳細不明
不明	1985年11月	記載なく詳細不明
Dresden 2 (BWR Mark1)	1990年12月	真空破壊弁の漏えい

※：Reactorを不明とした事例は、EPRI報告書のILRT事例の出典である1994年のNEI（当時はNUMARC）の調査データでユニット名が不明であるため、EPRI報告書にも記載されていない。

### 格納容器直接接触（シェルアタック）の除外理由について

必ず想定する格納容器破損モードのうち、格納容器直接接触（シェルアタック）について、審査ガイドでは次のように記載されている。

#### 3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等

##### (5) 格納容器直接接触（シェルアタック）

###### a. 現象の概要

原子炉圧力容器内の溶融炉心が原子炉格納容器内の床上へ流れ出す時に、溶融炉心が床面で拡がり原子炉格納容器の壁に接触することによって、原子炉格納容器が破損する場合がある。

この格納容器直接接触（シェルアタック）については、NUREG/CR-6025にて知見がまとめられている。なお、格納容器直接接触（シェルアタック）について、NUREG/CR-6025では、メルトアタック及びライナーアタックと呼ばれている。

NUREG/CR-6025では、格納容器直接接触（シェルアタック）について、BWRマーク I 型プラントに対する検討が行われている。そこに記載されているBWRマーク I 型のドライウェル及びサプレッションプールの模式図を第 1 図及び第 2 図に示す。BWRマーク I 型では、原子炉容器から流出した溶融炉心がペデスタルと呼ばれる台座で囲われたエリアに落下するが、ペデスタルに開口部があり、溶融炉心が拡がった際に格納容器の外壁に接触するという事象があることを示している。

このような事象が発生しやすいプラント構造は、マーク I 型BWR特有で

あり、PWRでは原子炉格納容器が大きく、第3図のとおり溶融炉心が落下する原子炉下部キャビティから原子炉格納容器壁面へ溶融炉心が流れる構造にはなっていない。このため、溶融炉心が床面で拡がり原子炉格納容器の壁に接触するような事象（シェルアタック）の発生の可能性はない。

よって、当該事象は必ず想定する格納容器破損モードであるが、PWRの原子炉格納容器の構造上、発生の可能性がないため、解析対象として想定する格納容器破損モードから除外した。

#### <参考>

玄海原子力発電所3号炉及び4号炉のPCCVでは、構造の相違からシェルアタックの発生の可能性はないが、溶融炉心が原子炉格納容器の構造材に接触し侵食する事象について、以下のとおり整理した。

##### (1) 原子炉容器圧力が高圧時

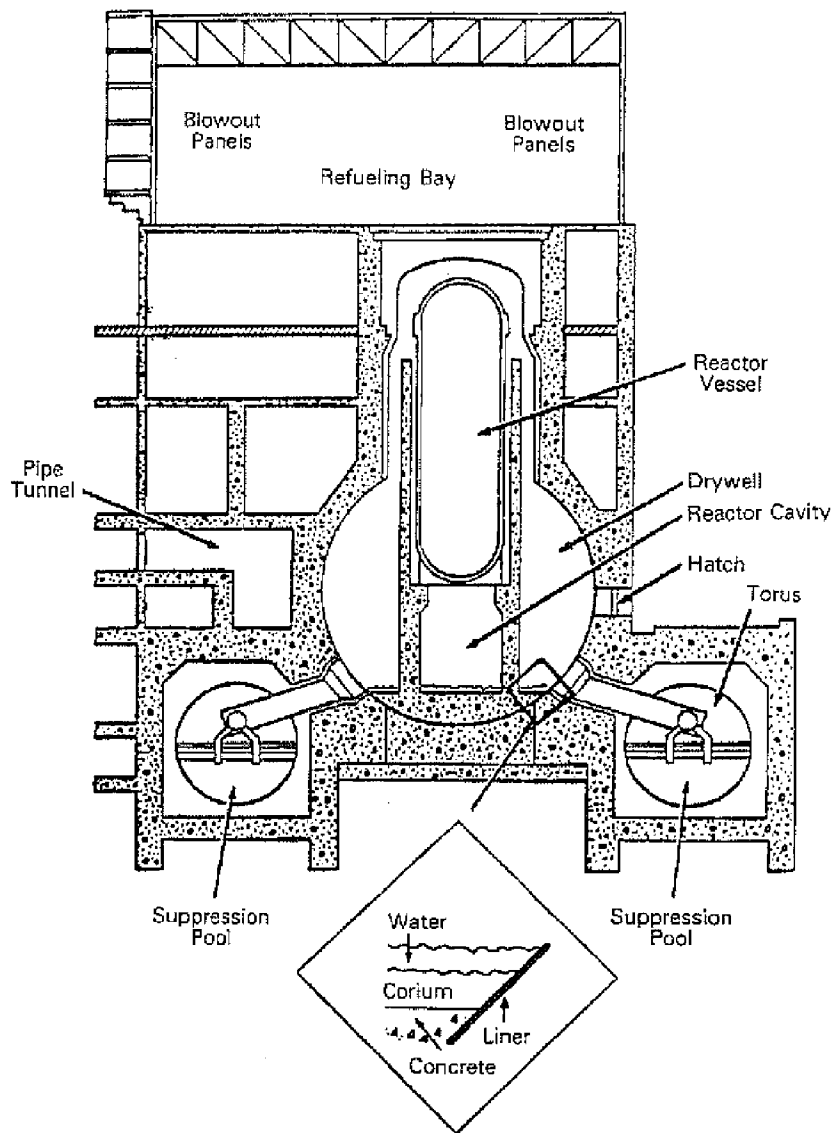
原子炉容器が高い圧力状態で損傷すると、原子炉容器内の溶融炉心が分散放出するおそれがあるものの、加圧器逃がし弁を強制開とし、1次系の強制減圧を図り、溶融炉心の分散放出を抑制することが可能である。

##### (2) 原子炉容器圧力が低圧時

原子炉容器が低い圧力状態で損傷すると、原子炉容器内の溶融炉心が原子炉下部キャビティへ落下するものの、ライナ上部のコンクリート等により格納容器直接接触を防止することができる。

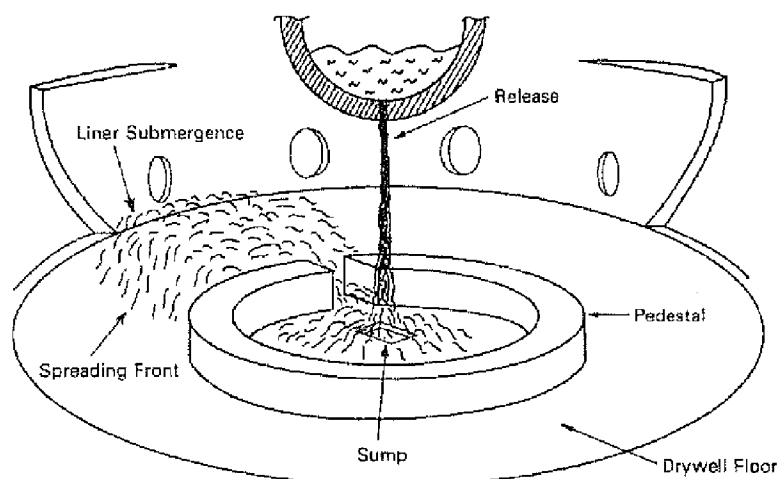
この事象に対しては、常設電動注入ポンプにより溶融炉心落下前に原子炉下部キャビティに注水すること、溶融炉心落下以降も注水を継続することにより、溶融炉心を冷却し、コンクリート侵食

を防止することが可能である。



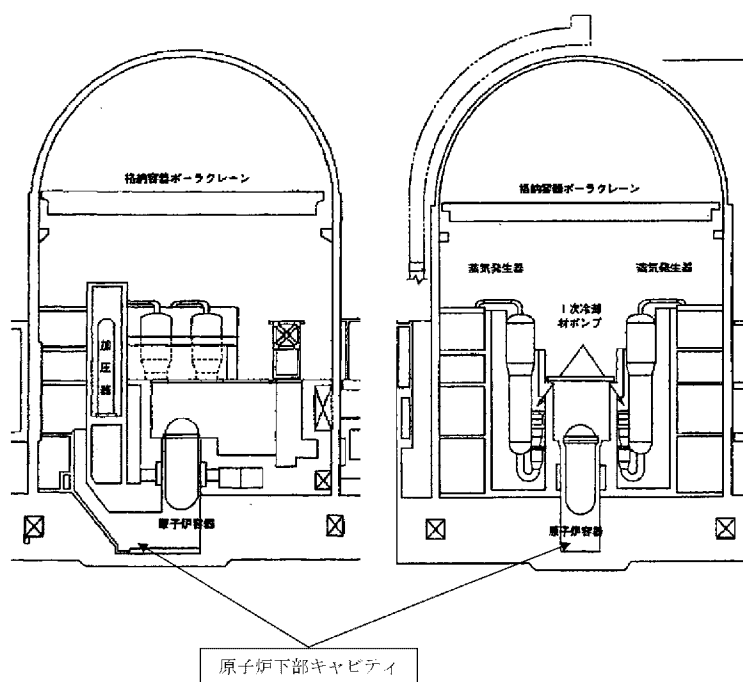
第1図 BWRマークI型プラントにおける格納容器直接接触

出典：NUREG/CR-6025, The Probability of Mark-I Containment Failure by Melt-Attack of the Liner, 1993



第2図 BWRマークI型プラントにおける  
格納容器直接接触の物理現象図

出典：NUREG/CR-6025, The Probability of Mark-I Containment Failure by  
Melt-Attack of the Liner, 1993



第3図 玄海原子力発電所3号炉及び4号炉の原子炉下部キャビティ

## 格納容器破損防止対策の評価事故シーケンスの選定について

レベル1.5PRAの知見を活用した格納容器破損防止対策に係る評価事故シーケンスの選定においては、第1ステップとして格納容器破損モードごとに結果が厳しくなると判断されるPDSを選定し、第2ステップとして選定されたPDSの中から結果が厳しくなると判断される格納容器破損シーケンスを評価事故シーケンスとして選定している。なお、評価事故シーケンスの選定においては、AM策や重大事故等対策を考慮しないPRAモデルを用いている。

以下に、評価事故シーケンスの絞込みに際しての考え方を示す。

### (1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）

#### a. 評価対象PDSの選定方法

原子炉格納容器への負荷（圧力）及び事象進展の観点から抽出するが、以下の点からAEDが最も厳しいPDSとなる。

- ・該当するS\*\*、T\*\*及びA\*\*のうち、破断規模の大きい大・中破断LOCA（A\*\*）が、原子炉格納容器内への1次冷却材の流出流量が多く、原子炉格納容器内の圧力上昇の観点で厳しい。
- ・該当する\*\*W及び\*\*Dのうち、ウェット状態（\*\*W）は、ECCS又は格納容器スプレイによる原子炉格納容器内への注水があり注水時には原子炉格納容器内の圧力上昇は抑制されるが、注水のないドライ状態（\*\*D）は、原子炉格納容器内の圧力上昇抑制効果に期待できない観点から厳しい。

b. 評価事故シーケンスの選定方法

評価対象PDSであるAEDに該当する下記の事故シーケンス①及び②のうち、原子炉格納容器への負荷（圧力）及び事象進展の観点から、破断規模が大きく事象進展の早い大破断LOCAに起因する①を選定している。

なお、評価事故シーケンスにおいては、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び移動式大容量ポンプ車を用いた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している。

評価対象PDS：AED

① 大破断LOCA＋低圧注入失敗＋高圧注入失敗<sup>※1</sup>＋格納容器スプレイ注入失敗

② 中破断LOCA＋高圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗

※1：PDS評価のために用いたイベントツリーでは、事故シーケンス①は「大破断LOCA＋低圧注入失敗＋高圧再循環失敗＋格納容器スプレイ注入失敗」となるが、高圧注入系の機能喪失による高圧再循環失敗を想定し、原子炉格納容器内に燃料取替用水が持ち込まれないAEDを設定している。

すなわち、AEDに整理した「高圧再循環失敗」は「高圧注入失敗」を意味することから、原子炉格納容器の健全性に係る評価事故シーケンスの選定に当たっては「高圧注入失敗」として取り扱うものとする。

## (2) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）

### a. 評価対象PDSの選定方法

原子炉格納容器への負荷（温度）の観点から抽出するが、以下の点からTEDが最も厳しいPDSとなる。

- ・該当するS\*\*、T\*\*及びA\*\*のうち、原子炉容器破損時に熔融炉心が高圧で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内雰囲気への伝熱が大きくなるS\*\*（小破断LOCA）及びT\*\*（過渡事象）が、原子炉格納容器内の温度上昇の観点で厳しい。このうち、LOCAが発生しておらず補助給水による冷却に期待できないT\*\*の方がより厳しい。
- ・該当する\*\*W及び\*\*Dのうち、ECCS又は格納容器スプレイによる原子炉格納容器内への燃料取替用水の持ち込みがない\*\*Dが、燃料取替用水の持ち込みによる原子炉格納容器内の温度上昇抑制効果に期待できない点から厳しい。

### b. 評価事故シーケンスの選定方法

評価対象PDSであるTEDに該当する下記の事故シーケンス①～⑨のうち、原子炉格納容器への負荷（温度）の観点から、1次系圧力が高圧で、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事故シーケンスとして③を選定している。

③全交流動力電源喪失シーケンスは、全交流動力電源喪失により加圧器逃がし弁が機能喪失すると、加圧器安全弁設定圧力まで1次系が上昇し、熔融炉心が原子炉格納容器内に分散しやすくなる。また、有効性評価においては、加圧器逃がし弁の復旧を考慮し、その機能に期待しているが、加圧器逃がし弁による減圧開始時点においても1次系圧力が高圧に維持される③全交流動力電源喪失シーケン

スが最も厳しい。

さらに、評価事故シーケンスにおいては、余裕時間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の喪失を考慮する。また、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び移動式大容量ポンプ車を用いた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している。

評価対象PDS：TED

- ①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
- ②外部電源喪失＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
- ③外部電源喪失＋非常用所内交流動力電源喪失
- ④ATWS＋格納容器スプレイ注入失敗
- ⑤2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
- ⑥2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
- ⑦手動停止＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
- ⑧原子炉補機冷却機能喪失＋補助給水失敗
- ⑨過渡事象＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ注入失敗

< 補足説明 >

- ・事故シーケンス③は、全交流動力電源喪失による制御用空気系の機能喪失により加圧器逃がし弁が機能喪失し、加圧器安全弁設定圧まで1次系圧力が高圧となる。なお、③は補助給水失敗（タービン動補助給水ポンプによる補助給水失敗）となっていないが、仮に補助給水成功であっても最終的に直流電源枯渇による制御不能により補助給水失敗に至ると考えている。
- ・事故シーケンス①、②、⑤、⑥、⑦及び⑨は、過渡事象等の事故

- シーケンスであるため加圧器逃がし弁が使用可能であり、1次系圧力が高圧になっても加圧器逃がし弁設定圧程度と考えられることから③に包絡される。なお、②は起因事象が外部電源喪失であるが非常用所内交流電源の確立に成功したシーケンスであり、全交流動力電源喪失ではなく加圧器逃がし弁は使用可能である。
- ・ 事故シーケンス⑧は、原子炉補機冷却機能喪失による制御用空気系の機能喪失により加圧器逃がし弁が機能喪失する。しかし、③も全交流動力電源喪失により原子炉補機冷却機能が喪失する事故シーケンスであり、評価事故シーケンスでは補助給水失敗を考慮するため⑧は③に包絡される。また、頻度の観点からも、⑧のCDFが $5.1E-09$ ／炉年であるのに対して③のCDFは $7.7E-06$ ／炉年であり、③の方が大きく⑧は包絡されている。
  - ・ ATWSが起因事象となる事故シーケンス④は、ATWSにより炉心出力が高く1次系圧力は高圧で推移するが、加圧器逃がし弁が作動するため、原子炉容器破損時の1次系圧力は③に包絡される。また、頻度の観点からも④のCDFは $2.0E-12$ ／炉年であり、③に包絡されている。

### (3) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

#### a. 評価対象PDSの選定方法

原子炉格納容器への負荷（圧力、温度）の観点から抽出するが、以下の点からTEDが最も厳しいPDSとなる。

- ・ 1次系の圧力が高い方が、原子炉容器破損時の溶融炉心の分散量が大きく原子炉格納容器への負荷が大きいため、1次系圧力に着目して抽出する。

- ・該当するS\*\*及びT\*\*のうち、1次系の圧力が高く維持されるT\*\*が、1次系の減圧の観点で厳しい。
- ・該当する\*\*D、\*\*W及び\*\*Iのうち、1次系圧力の減圧に効果がある加圧器逃がし弁の機能喪失が生じる全交流動力電源喪失は、TEDに含まれる。

#### b. 評価事故シーケンスの選定方法

評価対象PDSであるTEDに該当する事故シーケンスは(2)雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）で述べたものと同じである。そのうち、加圧器逃がし弁が機能喪失し1次系圧力が高い圧力に維持される事故シーケンスとして、全交流動力電源喪失となる③外部電源喪失＋非常用所内交流動力電源喪失を選定している。なお、有効性評価においては、加圧器逃がし弁の復旧を考慮し、その機能に期待しているが、加圧器逃がし弁による減圧開始時点においても1次系圧力が高圧に維持される③の事故シーケンスが最も厳しい。

さらに、評価事故シーケンスにおいては、事象進展を早める観点から補助給水失敗の重畳を考慮する。また、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び移動式大容量ポンプ車を用いた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している。

### (4) 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用

#### a. 評価対象PDSの選定方法

原子炉格納容器への負荷（蒸気生成）及び事象進展の観点から抽出するが、以下の点からAEWが最も厳しいPDSとなる。

- ・該当するA\*\*及びS\*\*のうち、破断規模の大きいA\*\*が、事象進展が早く、原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が大きいため、熔融炉心から冷却材への伝熱による水蒸気発生観点で厳しい。
- ・該当する\*\*W及び\*\*Iのうち、原子炉格納容器内に水の持ち込みはあるが、原子炉格納容器内の冷却がない\*\*Wは、原子炉格納容器の圧力上昇抑制効果に期待できない点から厳しい。

b. 評価事故シーケンスの選定方法

評価対象PDSであるAEWに該当する下記の事故シーケンス①～⑪のうち、原子炉格納容器への負荷（蒸気生成）及び事象進展の観点から、AEWのうち破断規模が大きい大破断LOCAを起因とし、ECCS注水（高圧・低圧注入）に失敗する⑤大破断LOCA＋低圧注入失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗を選定している。

さらに、評価事故シーケンスにおいては、炉心損傷を早め、余裕時間及び要求される設備容量の観点で厳しくなるよう、高圧注入失敗の重畳を考慮する。また、原子炉下部キャビティ水のサブクール度が相対的に小さい方が、蒸気が急激に発生しやすいことから、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ことにより、格納容器スプレイポンプによる注水を考慮せず、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイによる注水を考慮する。この状態は、格納容器スプレイポンプよりも注入開始時期が遅くなり、注入流量も少ないため、原子炉下部キャビティ水のサブクール度の観点から厳しくなる。

評価対象PDS：AEW

①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

- ②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
- ③大破断LOCA+ 蓄圧注入失敗+ 格納容器スプレイ再循環失敗
- ④大破断LOCA+ 蓄圧注入失敗+ 格納容器スプレイ注入失敗
- ⑤大破断LOCA+ 低圧注入失敗+ 格納容器スプレイ再循環失敗
- ⑥大破断LOCA+ 低圧注入失敗+ 格納容器スプレイ注入失敗
- ⑦中破断LOCA+ 高圧再循環失敗+ 格納容器スプレイ再循環失敗
- ⑧中破断LOCA+ 高圧再循環失敗+ 格納容器スプレイ注入失敗
- ⑨中破断LOCA+ 蓄圧注入失敗+ 格納容器スプレイ再循環失敗
- ⑩中破断LOCA+ 蓄圧注入失敗+ 格納容器スプレイ注入失敗
- ⑪中破断LOCA+ 高圧注入失敗+ 格納容器スプレイ再循環失敗

< 補足説明 >

評価事故シーケンス選定の流れを、以下に示す。

- ・まず、該当する事故シーケンス①～⑪のうち、破断規模が大きく事象進展が早い大破断LOCA（①～⑥）を対象とする。
- ・事故シーケンス①及び②は、蓄圧注入及び低圧注入に成功しているシーケンスであり、低圧注入に失敗するシーケンスに比べ事象進展は緩やかである。よって、①及び②を除外する。
- ・事故シーケンス③及び④は、初期の蓄圧注入に失敗するが低圧注入に成功しているシーケンスであり、低圧注入に失敗するシーケンスに比べ事象進展は緩やかである。よって③及び④を除外する。
- ・残った事故シーケンス⑤及び⑥（いずれも低圧注入に失敗するシーケンス）のうち、⑥はイベントツリーにおいて高圧再循環の成功を含むことから高圧注入の成功を想定している。したがって、ECCS（高圧・低圧）注入に失敗し、かつ原子炉格納容器からの除

熱に失敗する観点から⑤を選定する。

- ・なお、ECCS（高圧・低圧）注入に失敗し、かつ原子炉格納容器からの除熱に失敗するシーケンスは、⑤のほかに低圧注入及び蓄圧注入に失敗する場合も考えられる。しかし、そのような場合は、⑤に対して蓄圧注入失敗が重畳したものとなり、その頻度が⑤に対して2桁以上小さくなることから、⑤に代表される。

レベル1.5PRAの結果、

- ・事故シーケンス⑤の発生頻度： $3.3E-12$ ／炉年
- ・事故シーケンス⑤に蓄圧注入失敗の重畳を想定した事故シーケンス「大破断LOCA+低圧注入失敗+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗」の発生頻度： $2.5E-14$ ／炉年である。

## (5) 水素燃焼

### a. 評価対象PDSの選定方法

原子炉格納容器への負荷（水素濃度）及び事象進展の観点から抽出するが、以下の点からAEIが最も厳しいPDSとなる。

- ・該当するA\*\*、S\*\*及びT\*\*において、全炉心ジルコニウム量の75%が水と反応することを前提とすると、各PDSで水素発生量の差異はなくなるが、事象進展が早く、早期に原子炉格納容器内へ水素が放出される点でA\*\*（大・中破断LOCA）が厳しい。
- ・該当する\*\*D、\*\*W及び\*\*Iのうち、格納容器スプレイ注入・再循環に成功するPDSでは水蒸気が凝縮され、原子炉格納容器内の水素濃度が高くなることから、\*\*Iが厳しい。
- ・原子炉格納容器内へ水が持ち込まれない\*\*Dでは、原子炉容器破損後後期に溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）により水素が

発生する。MCCIが発生すると水素発生量は多くなるが、同時に多量の水蒸気も発生するため、水素濃度（75%換算）の観点からは\*\*Iが厳しくなる。

b. 評価事故シーケンスの選定方法

評価対象のPDSであるAEIに該当する下記の事故シーケンス①～⑥のうち、事象進展が早く、水素放出速度が大きくなる大破断LOCAを起因とし、さらに余裕時間及び要求される設備容量の観点から厳しくなる、ECCS注水失敗となる③を選定している。

なお、評価事故シーケンスにおいては、余裕時間及び設備容量の観点からより厳しい、高圧注入失敗の重畳を考慮している。

評価対象PDS：AEI

- ① 中破断LOCA＋高圧注入失敗
- ② 中破断LOCA＋高圧再循環失敗
- ③ 大破断LOCA＋低圧注入失敗
- ④ 大破断LOCA＋低圧再循環失敗＋高圧再循環失敗
- ⑤ 中破断LOCA＋蓄圧注入失敗
- ⑥ 大破断LOCA＋蓄圧注入失敗

< 補足説明 >

- ・ 原子炉格納容器内の水素燃焼に対する対策とその有効性を確認する観点から、短期間に大量の水素が発生する事故シーケンスが厳しい。
- ・ 原子炉格納容器内の除熱に成功している評価対象のPDSであるAEIでは、水蒸気が凝縮し、水素濃度が相対的に高くなる。
- ・ 「大破断LOCA＋ECCS注水失敗」時に格納容器スプレイ注入にも失敗する場合は、MCCI防止の観点から代替格納容器スプレイ注入を実

施する手順であるが、流量が大きく、より水蒸気が凝縮する格納容器スプレイ注入に成功する事象の方が、水素燃焼の点ではより厳しい。

- ・放射線水分解による水素発生の際からは、原子炉格納容器内に水が多く存在する方が水素の発生量が多くなる。

以上のことから、事故直後の短期間に水素が発生して原子炉格納容器内へ放出され、水蒸気が凝縮して水素濃度が相対的に高く、かつ、放射線水分解による水素発生量の観点から厳しくなる③大破断LOCA+ECCS注水失敗（高圧・低圧注入失敗）を選定する。さらにイベントツリーに現れていない高圧注入失敗を想定するとともに、格納容器スプレイ注入及びスプレイ再循環の成功を想定する。

## (6) 溶融炉心・コンクリート相互作用

### a. 評価対象PDSの選定方法

原子炉格納容器への負荷（溶融炉心温度）及び事象進展の観点から抽出するが、以下の点からAEDが最も厳しいPDSとなる。

- ・該当するA\*\*、S\*\*及びT\*\*のうち、破断規模の大きい大・中破断LOCA（A\*\*）が、事象進展が早く、原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が大きいいため厳しい。
- ・1次系圧力が低く、溶融炉心の分散の可能性がないことから、原子炉下部キャビティの溶融炉心の量を多くするA\*\*が、溶融炉心によるコンクリート侵食発生の際で厳しい。
- ・該当する\*\*D、\*\*W及び\*\*Iのうち、ECCS又は格納容器スプレイによる原子炉格納容器内への水の持ち込みがない\*\*Dが、コンクリート侵食抑制効果に期待できない点で厳しい。

b. 評価事故シーケンスの選定方法

評価対象PDSであるAEDに該当する下記の事故シーケンス①及び②のうち、炉心溶融が早く、炉心崩壊熱が大きい状態で溶融炉心が原子炉容器外に流出する大破断LOCAに起因する①を選定している。

なお、評価事故シーケンスにおいては、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び移動式大容量ポンプ車を用いた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している。

評価対象PDS：AED ①大破断LOCA+ 低圧注入失敗+ 高圧注入失敗 <sup>*1</sup> + 格納容器スプレイ注入失敗 ②中破断LOCA+ 高圧注入失敗+ 格納容器スプレイ注入失敗
--

※1：「(1)雰囲気気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」における評価事故シーケンス①の注記を参照。

この格納容器破損モードは、原子炉容器内の溶融炉心が原子炉下部キャビティへ落下し、溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって原子炉格納容器床のコンクリートが侵食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失する場合のある格納容器破損モードである。

評価対象PDSであるAEDのうち、より高温の溶融炉心が原子炉格納容器のコンクリートと接触する場合に厳しい結果となる。

このため、炉心溶融が早く、炉心崩壊熱が大きい状態で溶融炉心が原子炉容器外に流出する大破断LOCAにECCS注水機能喪失（高圧・低圧注入失敗）を想定し、さらに原子炉格納容器のコンクリートと接触しやすくなるよう、格納容器スプレイ機能の喪失を重畳させた事象を選定する。

## 別紙12

出力運転時内部事象レベル1.5PRAにおける主要なカットセットについて

各格納容器破損モードについて、格納容器破損頻度が支配的となるPDSに整理される事故シーケンスについて、炉心損傷に至る要因をカットセットレベルまで展開し、格納容器破損頻度の観点で支配的なカットセットに対して、今回整備した格納容器破損防止対策の整備状況等を確認した。

#### 1. 主要なカットセットの抽出

レベル1.5PRAでは、炉心損傷時の事故シーケンスをPDSにグループ化し、各PDSから格納容器破損モードへ至る頻度を評価している。したがって、格納容器破損モードについてもレベル1PRAの事故シーケンスに由来するカットセットが存在する。

ここでは、各格納容器破損モードについて、上位5位までのカットセットを抽出した。第1表に示す。

#### 2. 主要なカットセットの確認結果

第1表に示す主要なカットセットについて、格納容器破損防止対策の適用性を確認した。第2表～第7表に示すとおり、主要カットセットレベルまで展開した場合においても、整備された格納容器破損防止対策により原子炉格納容器の破損を防止することが可能であることが確認できた。

第1表 格納容器破損モードごとの主要なカットセット (1/2)

格納容器破損モード	起回事象	PDS	主要なカットセット	CFF (/年)	寄与割合 (%)	モード CFF (/年)	格納容器破損防止対策	対策の有効性
雰囲気圧力・温度による 静的負荷 (格納容器過圧 破損)	原子炉補機冷却 機能喪失	SED	RCP シール LOCA 発生	1.9E-04	99.6	2.0E-04	常設電動注入ポンプに よる代替格納容器スプレ イ及び格納容器再循環 ユニットによる格納容 器内自然対流冷却	○
		SED	加圧器安全弁 (RC-056) 閉失敗	2.9E-07	0.1			○
		SED	加圧器安全弁 (RC-055) 閉失敗	2.9E-07	0.1			○
		SED	加圧器安全弁 (RC-057) 閉失敗	2.9E-07	0.1			○
	外部電源喪失	TED	A、Cディーゼル発電機室給気ファン 制御回路の作動失敗 共通原因故障	9.4E-08	<0.1		○	
雰囲気圧力・温度による 静的負荷 (格納容器過温 破損)	原子炉補機冷却 機能喪失	SED	RCP シール LOCA 発生	2.0E-06	23.1	8.4E-06	加圧器逃がし弁による 1次系強制減圧、常設電 動注入ポンプによる代 替格納容器スプレイ及 び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	○
	外部電源喪失	TED	A、Cディーゼル発電機室給気ファン 制御回路の作動失敗 共通原因故障	1.2E-06	14.1			○
		TED	Aディーゼル発電機室給気ファン制 御回路の作動失敗 +Cディーゼル発電機室給気ファン 制御回路の作動失敗	5.9E-07	6.9			○
		TED	Aディーゼル発電機試験による待機 除外+Cディーゼル発電機室給気フ ァン制御回路の作動失敗	1.9E-07	2.3			○
		TED	Bディーゼル発電機試験による待機 除外+Aディーゼル発電機室給気フ ァン制御回路の作動失敗	1.9E-07	2.3			○
高圧溶融物放出/格納容 器雰囲気直接加熱	原子炉補機冷却 機能喪失	SED	RCP シール LOCA 発生	2.0E-06	97.6	2.0E-06	加圧器逃がし弁手動開 による1次系強制減圧	○
	手動停止	TEI	復水タンク閉塞	7.9E-09	0.4			○
	外部電源喪失	TED	A、Cディーゼル発電機室給気ファン 制御回路の作動失敗 共通原因故障	3.8E-09	0.2			○
	過渡事象	TEI	復水タンク閉塞	3.4E-09	0.2			○
	2次冷却系の破 断	TEI	2次冷却系の破断の発生 診断失敗	3.3E-09	0.2			○

第1表 格納容器破損モードごとの主要なカットセット (2/2)

格納容器破損モード	起回事象	PDS	主要なカットセット	CFE (/年)	寄与割合 (%)	モード CFE (/年)	格納容器破損防止対策	対策の有効性
原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	中破断 LOCA	AEI	Bループ低温側高圧注入ライン流量設定弁 (SI-071B) 閉塞	1.0E-09	12.9	7.8E-09	常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及び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	○
		AEI	Dループ低温側高圧注入ライン流量設定弁 (SI-071D) 閉塞	1.0E-09	12.9			○
		AEI	Cループ低温側高圧注入ライン流量設定弁 (SI-071C) 閉塞	1.0E-09	12.9			○
	大破断 LOCA	AEW	大破断 LOCA の発生 診断失敗	5.9E-10	7.6			○
	中破断 LOCA	AEI	Bループ低温配管高圧注入オリフィス (SI-01B) 閉塞	3.8E-10	4.9			○
水素燃焼	手動停止	TEI	復水タンク閉塞	2.1E-09	23.4	8.8E-09	静的触媒式水素再結合装置	○
	過渡事象	TEI	復水タンク閉塞	8.7E-10	9.9			○
	2次冷却系の破断	TEI	2次冷却系の破断の発生 診断失敗	8.5E-10	9.6			○
	原子炉補機冷却機能喪失	SED	RCP シール LOCA 発生	5.9E-10	6.6			○
	手動停止	TEI	復水タンク破損	1.9E-10	2.2			○
溶融炉心・コンクリート相互作用	原子炉補機冷却機能喪失	SED	RCP シール LOCA 発生	2.2E-07	14.8	1.5E-06	常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	○
	手動停止	TEI	復水タンク閉塞	2.0E-07	13.5			○
	外部電源喪失	TED	A、Cディーゼル発電機室給気ファン制御回路の作動失敗 共通原因故障	1.0E-07	6.8			○
	過渡事象	TEI	復水タンク閉塞	8.4E-08	5.7			○
	2次冷却系の破断	TEI	2次冷却系の破断の発生 診断失敗	8.2E-08	5.5			○

第2表 格納容器破損モードごとの主要なカットセット

(雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損))

事故シーケンス	主要なカットセット	CFF (/炉年)	寄与割合 (%)	モード CFF (/炉年)	格納容器破損 防止対策	対策の 有効性
原子炉補機冷却 機能喪失+RCP シール LOCA	RCP シール LOCA 発生	1.9E-04	99.6		常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及び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	○
原子炉補機冷却 機能喪失+加圧 器逃がし弁/安 全弁 LOCA	加圧器安全弁閉失敗	8.8E-07	0.4	2.0E-04		○
外部電源喪失+ 非常用所内交流 動力電源喪失	A、Cディーゼル発電機 室給気ファン制御回路の 作動失敗 共通原因故障	9.4E-08	<0.1			○

○当該格納容器破損モードでは、以下のカットセットが支配的である。

- ①原子炉補機冷却機能喪失時にRCPシールLOCAが発生して炉心損傷に至る。
- ②原子炉補機冷却機能喪失時に手動原子炉トリップ後、加圧器安全弁が1台開作動し、その後の閉止に失敗して炉心損傷に至る。
- ③外部電源喪失時に、共通原因によりディーゼル発電機室給気ファンの作動に失敗し、ディーゼル発電機室の温度が上昇してディーゼル発電機が機能喪失し、全交流動力電源喪失となって炉心損傷に至る。

○主要カットセットに対する格納容器破損防止対策

有効性評価で採用した対策で用いる機器（常設電動注入ポンプ、格納容器再循環ユニット）は、上記①、②及び③のカットセットの設備とは独立していることから、その影響を受けることはなく使用可能であり、原子炉格納容器の健全性の確保が可能である。

第3表 格納容器破損モードごとの主要なカットセット

(雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損))

事故シーケンス	主要なカットセット	CFF (/炉年)	寄与割合 (%)	モード CFF (/炉年)	格納容器破損 防止対策	対策の 有効性
原子炉補機冷却 機能喪失+RCP シール LOCA	RCP シール LOCA 発生	2.0E-06	23.1		加圧器逃がし弁 による1次系強 制減圧、常設電 動注入ポンプに よる代替格納容 器スプレイ及び 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	○
外部電源喪失+ 非常用所内交流 動力電源喪失	A、Cディーゼル発電機室 給気ファン制御回路の作動 失敗 共通原因故障	1.2E-06	14.1	8.4E-06		○
	Aディーゼル発電機室給気 ファン制御回路の作動失敗 +Cディーゼル発電機室給 気ファン制御回路の作動失 敗	5.9E-07	6.9			○
	Aディーゼル発電機試験に よる待機除外+Cディーゼ ル発電機室給気ファン制御 回路の作動失敗	1.9E-07	2.3			○
	Bディーゼル発電機試験に よる待機除外+Aディーゼ ル発電機室給気ファン制御 回路の作動失敗	1.9E-07	2.3			○

○当該格納容器破損モードでは、以下のカットセットが支配的である。

- ①原子炉補機冷却機能喪失時にRCPシールLOCAが発生して炉心損傷に至る。
- ②外部電源喪失時に、共通原因等によりディーゼル発電機室給気ファンの作動に失敗し、ディーゼル発電機室の温度が上昇してディーゼル発電機が機能喪失し、全交流動力電源喪失となって炉心損傷に至る。
- ③外部電源喪失時に、ディーゼル発電機1系列が定期試験による待機除外中で、待機側のディーゼル発電機室給気ファンの作動に失敗して、ディーゼル発電機室の温度が上昇してディーゼル発電機が機能喪失し、全交流動力電源喪失となって炉心損傷に至る。

### ○主要カットセットに対する格納容器破損防止対策

有効性評価で採用した対策で用いる機器（常設電動注入ポンプ、格納容器再循環ユニット）は、上記①、②及び③のカットセットの設備とは独立していることから、その影響を受けることはなく使用可能である。また、加圧器逃がし弁については、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により使用不能となるおそれがあるため、加圧器逃がし弁用の窒素ポンプ及び可搬型バッテリーを用いて機能回復を図る手段を整備している。以上より、原子炉格納容器の健全性の確保が可能である。

第4表 格納容器破損モードごとの主要なカットセット

(高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱)

事故シーケンス	主要なカットセット	CFF (／炉年)	寄与割合 (%)	モード CFF (／炉年)	格納容器破損 防止対策	対策の 有効性
原子炉補機冷却機能喪失＋RCP シール LOCA	RCP シール LOCA 発生	2.0E-06	97.6	2.0E-06	加圧器逃がし弁 手動閉による1 次系強制減圧	○
・手動停止＋補助 給水失敗 ・過渡事象＋補助 給水失敗	復水タンク閉塞	1.1E-08	0.6			○
外部電源喪失＋非 常用所内交流動力 電源喪失	A、Cディーゼル発電機 室給気ファン制御回路の 作動失敗 共通原因故障	3.8E-09	0.2			○
2次冷却系の破断 ＋補助給水失敗	2次冷却系の破断の発生 診断失敗	3.3E-09	0.2			○

○当該格納容器破損モードでは、以下のカットセットが支配的である。

- ①原子炉補機冷却機能喪失によるRCPシールLOCAが発生して炉心損傷に至る。
- ②手動停止又は過渡事象に伴う原子炉トリップ後、復水タンクの閉塞により2次系からの冷却に失敗して、炉心損傷に至る。
- ③外部電源喪失時に、共通原因によりディーゼル発電機室給気ファンの作動に失敗し、ディーゼル発電機室の温度が上昇してディーゼル発電機が機能喪失し、全交流動力電源喪失となって炉心損傷に至る。
- ④2次冷却系の破断の発生時に診断失敗し、健全側蒸気発生器による除熱機能が喪失して炉心損傷に至る。

○主要カットセットに対する格納容器破損防止対策

有効性評価で採用した対策で用いる機器（加圧器逃がし弁）は、上記②及び④のカットセットの設備、診断とは独立しており、その影響を受けることはないが、①原子炉補機冷却機能喪失又は③全交流動力電源喪失により使用不能となるおそれがあるため、加圧器逃がし弁用

の窒素ポンベ及び可搬型バッテリーを用いて機能回復を図る手段を整備している。以上より、原子炉格納容器の健全性の確保が可能である。

第5表 格納容器破損モードごとの主要なカットセット

(原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用)

事故シーケンス	主要なカットセット	CFE (/炉年)	寄与割合 (%)	モード CFE (/炉年)	格納容器破損 防止対策	対策の 有効性
中破断 LOCA+高 圧注入失敗	ループ低温側高圧注入ライン 流量設定弁 (SI-071B、C、 D) 閉塞	3.0E-09	38.7	7.8E-09	常設電動注入 ポンプによる 代替格納容器 スプレー及び 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	○
	Bループ低温配管高圧注入 オリフィス (SI-01B) 閉塞	3.8E-10	4.9			○
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	大破断LOCAの発生 診断失 敗	5.9E-10	7.6			○

○当該格納容器破損モードでは、以下のカットセットが支配的である。

- ①LOCA時、高圧注入ラインにある流量設定弁やオリフィスの閉塞により、高圧注入に失敗して炉心損傷に至る。
- ②LOCA後、炉心注入時に再循環運転への切替えを必要とする状況の判断に失敗し、切替操作が行われず、燃料取替用水タンクが枯渇して炉心注入を継続できなくなり、炉心損傷に至る。

○主要カットセットに対する格納容器破損防止対策

格納容器スプレー注入が発生する場合には、原子炉格納容器内に水が持ち込まれ、水蒸気による圧力スパイクが発生する可能性があるが、その場合にも原子炉格納容器の耐力にて健全性を確保できる。LOCA後の炉心注入時には燃料取替用水タンク水位が低下を続け、水位低（16%）及び水位異常低（3%）にて警報が発信し、再循環運転への切替えの必要性を運転員に気付かせる。

有効性評価で採用した対策で用いる機器（常設電動注入ポンプ、格納容器再循環ユニット）は、上記①及び②のカットセットの設備、診断とは独立しており、その影響を受けることなく原子炉格納容器の健全性の確保が可能である。

第6表 格納容器破損モードごとの主要なカットセット

(水素燃焼)

事故シーケンス	主要なカットセット	CFF (/炉年)	寄与割合 (%)	モード CFF (/炉年)	格納容器破損 防止対策	対策の 有効性
・手動停止+補助給水失敗 ・過渡事象+補助給水失敗	復水タンク閉塞	2.9E-09	33.3	8.8E-09	静的触媒式水素再結合装置	○
2次冷却系の破断+補助給水失敗	2次冷却系の破断の発生 診断失敗	8.5E-10	9.6			○
原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA	RCPシールLOCA発生	5.9E-10	6.6			○
手動停止+補助給水失敗	復水タンク破損	1.9E-10	2.2			○

○当該格納容器破損モードでは、以下のカットセットが支配的である。

- ①手動停止又は過渡事象に伴う原子炉トリップの後、補助給水により2次系から冷却を行うが、復水タンクの閉塞又は破損により冷却を継続できなくなり、炉心損傷に至る。
- ②2次冷却系の破断の発生時に診断失敗し、健全側蒸気発生器による除熱機能が喪失して炉心損傷に至る。
- ③原子炉補機冷却機能喪失によるRCPシールLOCAが発生して炉心損傷に至る。

○主要カットセットに対する格納容器破損防止対策

PWRプラントは、原子炉格納容器の自由体積が大きいことにより水素濃度が高濃度にならない特徴を有しているとともに、有効性評価で採用した対策で用いる機器（静的触媒式水素再結合装置）は受動的な作動を行う。そのため、上記①、②及び③のカットセットの設備、運転員の診断とは独立しており、その影響を受けることはなく、原子炉格納容器の健全性の確保が可能である。

第7表 格納容器破損モードごとの主要なカットセット  
(溶融炉心・コンクリート相互作用)

事故シーケンス	主要なカットセット	CFF (/炉年)	寄与割合 (%)	モード CFF (/炉年)	格納容器破損 防止対策	対策の 有効性
・手動停止+補助 給水失敗 ・過渡事象+補助 給水失敗	復水タンク閉塞	2.8E-07	19.2	1.5E-06	常設電動注入 ポンプによる 代替格納容器 スプレイ	○
原子炉補機冷却機 能喪失+RCP シール LOCA	RCP シール LOCA 発生	2.2E-07	14.8			○
外部電源喪失+非 常用所内交流動力 電源喪失	A、Cディーゼル発電機室 給気ファン制御回路の作 動失敗 共通原因故障	1.0E-07	6.8			○
2次冷却系の破断 +補助給水失敗	2次冷却系の破断の発生 診断失敗	8.2E-08	5.5			○

○当該格納容器破損モードでは、以下のカットセットが支配的である。

- ①手動停止又は過渡事象に伴う原子炉トリップの後、復水タンクの閉塞により2次系からの冷却に失敗して、炉心損傷に至る。
- ②原子炉補機冷却機能喪失によるRCPシールLOCAが発生して炉心損傷に至る。
- ③外部電源喪失時に、共通原因によりディーゼル発電機室給気ファンの作動に失敗し、ディーゼル発電機室の温度が上昇してディーゼル発電機が機能喪失し、全交流動力電源喪失となって炉心損傷に至る。
- ④2次冷却系の破断の発生時に診断失敗し、健全側蒸気発生器による除熱機能が喪失して炉心損傷に至る。

○主要カットセットに対する格納容器破損防止対策

有効性評価で採用した対策で用いる機器(常設電動注入ポンプ)は、上記①、②、③及び④のカットセットの設備、診断とは独立しており、その影響を受けることはなく、原子炉格納容器の健全性の確保が可能である。

## 別紙13

## 停止時内部事象レベル1 PRAにおける主要なカットセットについて

各事故シーケンスグループに分類される事故シーケンスについて、停止中の燃料損傷に至る要因をカットセットレベルまで展開し、燃料損傷頻度の事故シーケンスに占める割合の観点で主要なカットセットに対する燃料損傷防止対策の整備状況等を確認した。

## 1. 主要なカットセットの抽出

事故シーケンスの種類によっては、展開されるカットセットが無数に存在するものがあるため、ここでは各事故シーケンスの中で、上位3位までのカットセットを抽出した。

なお、停止時PRAにおいて、カットセットが存在する事故シーケンスは「外部電源喪失+余熱除去系による冷却失敗」及び「外部電源喪失+非常用所内交流動力電源喪失」である。また、原子炉容器内に燃料が存在する全POSを対象に、カットセットを選定した。

## 2. 主要なカットセットの確認結果

第1表～第4表に示すとおり、主要なカットセットを考慮しても、全ての事故シーケンスにおいて整備された燃料損傷防止対策が可能となることを確認した。

第1表 事故シーケンスごとの主要なカットセット

(崩壊熱除去機能喪失)

事故シーケンス	主要なカットセット	燃料損傷頻度 (/炉年)	寄与割合 (%)	シーケンス別 燃料損傷頻度 (/炉年)	燃料損傷防止対策	対策の有効性
外部電源喪失 + 余熱除去系による冷却失敗	①診断失敗	7.3E-06	96	7.6E-06	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 充てんポンプによる炉心注水</li> <li>・ 常設電動注入ポンプによる炉心注水</li> </ul> ※：原子炉補機冷却機能喪失時	○
	②A、B余熱除去ポンプ起動 操作失敗 共通原因故障	1.2E-07	2			
	③Δ制御用空気圧縮機 起動 失敗	1.9E-08	0.3			
	④A原子炉補機冷却水ポンプ 起動失敗	1.9E-08	0.3			
	④B原子炉補機冷却水ポンプ 起動失敗	1.9E-08	0.3			
余熱除去機能喪失	—	3.0E-05	100	3.0E-05		○
原子炉補機冷却機能喪失	—	1.0E-05	100	1.0E-05		○

○本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスは、直接の余熱除去機能喪失、外部電源喪失発生後の余熱除去系統回復失敗、又は原子炉補機冷却機能喪失によって停止中の燃料損傷に至る事故シーケンスである。

各事故シーケンスの主要なカットセットに対して、充てんポンプによるほう酸水の注水や常設電動注入ポンプによる注水により、燃料損傷防止が可能である。

第2表 事故シーケンスごとの主要なカットセット

(全交流動力電源喪失)

事故シーケンス	主要なカットセット	燃料損傷頻度 (/炉年)	寄与割合 (%)	シーケンス別 燃料損傷頻度 (/炉年)	燃料損傷防止対策	対策の有効性
外部電源喪失 +非常用所内交流 動力電源喪失	① Aディーゼル発電機 継続運転失敗	5.5E-07	22	2.5E-06	大容量空冷式発電機 +常設電動注入ポンプ による炉心注水	○
	② Aディーゼル発電機 起動失敗	3.6E-07	15			
	③ユニバーサルカード S172C 誤動作(B0 シーケンス信号 発信失敗)	9.8E-08	4			
	④ユニバーサルカード S193F 誤動作(B0 シーケンス信号 発信失敗)	9.8E-08	4			
	⑤ユニバーサルカード S1618 誤動作(B0 シーケンス信号 発信失敗)	9.8E-08	4			

○本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスは、外部電源喪失後の非常用所内交流動力電源の喪失によって停止中の燃料損傷に至る事故シーケンスである。

主要なカットセットに対して、大容量空冷式発電機による代替電源を供給するとともに常設電動注入ポンプによる炉心注水により、燃料損傷防止が可能である。

第3表 事故シーケンスごとの主要なカットセット

(原子炉冷却材の流出)

事故シーケンス	主要なカットセット	燃料損傷頻度 (/炉年)	寄与割合 (%)	シーケンス別 燃料損傷頻度 (/炉年)	燃料損傷防止対策	対策の有効性
原子炉冷却材圧力 バウンダリ機能喪失	—	3.6E-04	100	3.6E-04	充てんポンプによる 炉心注水	○
水位維持失敗	—	8.2E-06	100	8.2E-06		
オーバードレン	—	8.2E-06	100	8.2E-06		

- 本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスは、起因事象と同一でありカットセットは存在しない。
- 本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスにおいては、原子炉冷却材圧力バウンダリの機能喪失によって冷却材が失われる。また、ミッドループ運転中に何らかの原因により水位が低下してそのまま継続するような場合や、1次系水抜き操作の停止に失敗することにより、1次冷却材が失われ、停止中の燃料損傷に至る事故シーケンスである。充てんポンプを用いて1次系保有水量を確保することにより、燃料損傷防止が可能である。

第4表 事故シーケンスごとの主要なカットセット

(反応度の誤投入)

事故シーケンス	主要なカットセット	燃料損傷頻度 (/炉年)	寄与割合 (%)	シーケンス別 燃料損傷頻度 (/炉年)	燃料損傷防止対策	対策の有効性
反応度の誤投入	—	3.1E-08	100	3.1E-08	純水注入停止操作	○

○本事故シーケンスは、起因事象と同一でありカットセットは存在しない。

○本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスは、未臨界維持機能喪失によって停止中の燃料損傷に至る事故シーケンスである。純水注入停止操作などの反応度制御を行うことにより、燃料損傷防止が可能である。

別添

玄海原子力発電所 3 号炉及び 4 号炉  
確率論的リスク評価（PRA）について

## 目 次

- 1. レベル 1 PRA
  - 1.1 内部事象PRA
    - 1.1.1 出力運転時PRA
    - 1.1.2 停止時PRA
  - 1.2 外部事象PRA
    - 1.2.1 地震PRA
    - 1.2.2 津波PRA
  
- 2. レベル1.5PRA
  - 2.1 内部事象PRA
    - 2.1.1 出力運転時PRA

## 表

## 出力運転時PRA

第1.1.1.a-1表	レベル1 PRA実施のために収集した情報及びその主な情報源
第1.1.1.a-2表	系統設備概要
第1.1.1.b-1表	既往のPRAで選定している起因事象
第1.1.1.b-2表	「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」との対応
第1.1.1.b-3表	EPRI NP-2230 トランジェント分類
第1.1.1.b-4表	運転時の異常な過渡変化とEPRI NP-2230のカテゴリとの対応
第1.1.1.b-5表	玄海原子力発電所3号炉及び4号炉における過去のトラブル事象
第1.1.1.b-6表	グループ化した起因事象
第1.1.1.b-7表	選定した起因事象一覧表
第1.1.1.b-8表	1976年4月以前における事象一覧
第1.1.1.b-9表	起因事象発生頻度の算出に用いた評価時間
第1.1.1.b-10表	起因事象発生頻度（2011年3月31日迄）
第1.1.1.c-1表	成功基準の一覧
第1.1.1.c-2表	炉心損傷防止に必要な条件（成功基準）設定のための解析について
第1.1.1.e-1表	フロントライン系とサポート系の依存性
第1.1.1.e-2表	サポート系同士の依存性
第1.1.1.e-3表	機器タイプ及び故障モード

第1.1.1. e-4表	システム信頼性解析評価結果及び主要なミニマルカットセット
第1.1.1. f-1表	試験による待機除外確率評価例
第1.1.1. f-2表	保守作業による待機除外確率評価例
第1.1.1. f-3表	共通原因故障を考慮する機器と故障モード
第1.1.1. f-4表	共通原因故障パラメータ（抜粋）
第1.1.1. g-1表	起因事象発生前の人的過誤確率
第1.1.1. g-2表	診断失敗確率
第1.1.1. g-3表	起因事象発生後の人的過誤確率
第1.1.1. h-1表	起因事象別炉心損傷頻度
第1.1.1. h-2表	事故シーケンスの分析結果
第1.1.1. h-3表	起因事象別重要度評価結果（FV重要度順）
第1.1.1. h-4表	起因事象別重要度評価結果（RAW順）
第1.1.1. h-5表	緩和系の基事象別重要度評価結果（FV重要度上位）
第1.1.1. h-6表	緩和系の基事象別重要度評価結果（RAW上位）
第1.1.1. h-7表	全CDF及び事故シーケンス別CDF不確かさ解析結果
第1.1.1. h-8表	起因事象発生頻度の感度解析結果【プラント固有データの反映】
第1.1.1. h-9表	機器故障率の感度解析結果【プラント固有データの反映】
第1.1.1. h-10表	全炉心損傷頻度の感度解析結果【プラント固有データの反映】

## 停止時PRA

第1.1.2. a-1表	系統設備概要
第1.1.2. a-2表	玄海原子力発電所3号炉及び4号炉定期検査の工程日数の比較
第1.1.2. a-3表	各プラント状態の継続時間
第1.1.2. a-4表	緩和設備の使用可能性
第1.1.2. b-1表	考慮している起因事象の比較
第1.1.2. b-2表	起因事象発生頻度（平成23年3月31日迄）
第1.1.2. c-1表	起因事象「外部電源喪失」の成功基準
第1.1.2. e-1表	フロントライン系とサポート系の依存性
第1.1.2. e-2表	サポート系同士の依存性
第1.1.2. g-1表	起因事象発生前の人的過誤確率
第1.1.2. g-2表	診断失敗確率
第1.1.2. g-3表	起因事象発生後の人的過誤確率
第1.1.2. h-1表	POS分類ごと・起因事象ごとの燃料損傷頻度
第1.1.2. h-2表	主要カットセット（POS5における事故シーケンス：D海水ポンプ待機除外）
第1.1.2. h-3表	FV重要度評価結果
第1.1.2. h-4表	RAW評価結果
第1.1.2. h-5表	不確実さ解析結果
第1.1.2. h-6表	感度解析結果

## 地震PRA

第1.2.1. a-1表	地震PRAを実施するために収集した情報及び主な情報源
--------------	----------------------------

第1.2.1.a-2表	地震による事故シナリオのスクリーニング
第1.2.1.a-3表	建屋・機器選定のステップ
第1.2.1.a-4表	建屋・機器リストとフラジリティデータ
第1.2.1.b-1表	主要な活断層の震源モデルの諸元
第1.2.1.b-2表	その他の活断層の諸元
第1.2.1.b-3表	各領域の諸元
第1.2.1.c-1-1表	考慮する不確かさ要因の例
第1.2.1.c-1-2表	損傷限界点の現実的な値（地震PSA学会標準）
第1.2.1.c-1-3表	地盤定数
第1.2.1.c-1-4表	3号炉原子炉建屋の材料定数及び減衰定数
第1.2.1.c-1-5表	3号炉原子炉補助建屋の材料定数及び減衰定数
第1.2.1.c-1-6表	現実的な物性値の評価方法
第1.2.1.c-1-7表	3号炉原子炉建屋の水平方向解析モデル諸元（基準応答モデル）
第1.2.1.c-1-8表	蒸気発生器支持構造の剛性
第1.2.1.c-1-9表	燃料取扱棟ばね定数
第1.2.1.c-1-10表	3号炉原子炉建屋の地盤ばね定数及び減衰係数
第1.2.1.c-1-11表	3号炉原子炉補助建屋地震応答解析モデル諸元（水平）
第1.2.1.c-1-12表	3号炉原子炉補助建屋の地盤ばね定数及び減衰係数
第1.2.1.c-1-13表	3号炉原子炉補助建屋の基礎側方の地盤ばね定数及び減衰係数（水平ばね）
第1.2.1.c-1-14表	現実的応答評価用モデルで用いる諸元と物性値の関係

第1.2.1.c-1-15表	2点推定法による解析ケース
第1.2.1.c-1-16表	変動因子の評価方法
第1.2.1.c-3-1表	現実的耐力及び現実的応答の不確かさ要因の整理
第1.2.1.c-3-2表	原子炉格納容器（PCCV）の建屋応答係数
第1.2.1.c-3-3表	内部コンクリート（I／C）の建屋応答係数
第1.2.1.c-3-4表	原子炉周辺建屋（REB）の建屋応答係数
第1.2.1.c-3-5表	原子炉補助建屋（A／B）の建屋応答係数
第1.2.1.c-3-6表	1次冷却材ポンプの耐震評価結果
第1.2.1.c-3-7表	1次冷却材ポンプ 安全係数評価結果の一覧
第1.2.1.c-3-8表	原子炉補機冷却水冷却器の耐震評価結果
第1.2.1.c-3-9表	原子炉補機冷却水冷却器 安全係数評価結果の一覧
第1.2.1.c-3-10表	ディーゼル発電機制御盤 安全係数評価結果の一覧
第1.2.1.c-3-11表	ディーゼル発電機 安全係数評価結果の一覧
第1.2.1.c-3-12表	安全注入設備配管の耐震評価結果
第1.2.1.c-3-13表	安全注入設備配管 安全係数評価結果の一覧
第1.2.1.d-1表	起回事象の条件付き発生確率
第1.2.1.d-2表	起回事象別炉心損傷頻度
第1.2.1.d-3表	加速度区分別炉心損傷頻度評価結果
第1.2.1.d-4表	建屋・機器ごとのFV重要度評価結果
第1.2.1.d-5表	事故シーケンスグループごとのFV重要度評価結果
第1.2.1.d-6表	不確かさ解析結果
第1.2.1.d-7表	玄海サイト地震ハザードデータ
第1.2.1.d-8表	全CDFの不確かさと地震特有のシーケンスの不確か

	さによる比の確認
第1.2.1.d-9表	相関性を設定した冗長設備の条件付き損傷確率 (完全相関の場合)
第1.2.1.d-10表	相関性を設定した冗長設備の条件付き損傷確率 (独立の場合)
第1.2.1.d-11表	感度解析結果
津波PRA	
第1.2.2.a-1表	評価に必要な情報及び主な情報源
第1.2.2.a-2表	プラントウォークダウン結果
第1.2.2.a-3表	考慮すべき津波による損傷・機能喪失要因及び対 象SSCの種類
第1.2.2.a-4表	津波による損傷・機能喪失要因と対象設備
第1.2.2.a-5表	津波により発生する起因事象の選定
第1.2.2.a-6表	重要事故シーケンス評価用の津波シナリオ区分
第1.2.2.a-7表	機器リスト(抜粋)
第1.2.2.d-1表	津波シナリオ区分ごとの津波発生頻度及び炉心損 傷頻度
第1.2.2.d-2表	成功基準
第1.2.2.d-3表	フロントライン系とサポート系の依存性
第1.2.2.d-4表	サポート系同士の依存性
第1.2.2.d-5表	津波シナリオ区分ごとの評価結果と主要なミニマ ルカットセット
第1.2.2.d-6表	起因事象発生前の人的過誤確率
第1.2.2.d-7表	起因事象発生後の人的過誤確率

第1.2.2.d-8表	起因事象別炉心損傷頻度
第1.2.2.d-9表	重要度整理結果
第1.2.2.d-10表	感度解析結果

#### レベル1.5PRA

第2.1.1.a-1表	事故時の燃料及び熔融炉心の移動経路
第2.1.1.b-1表	プラント損傷状態の分類記号
第2.1.1.b-2表	プラント損傷状態の定義
第2.1.1.b-3表	プラント損傷状態とイベントツリーから抽出される事故シーケンス
第2.1.1.b-4表	プラント損傷状態別の炉心損傷頻度
第2.1.1.c-1表	原子炉格納容器の健全性に影響を与える負荷の種類 の抽出
第2.1.1.c-2表	プラント損傷状態と負荷の対応
第2.1.1.c-3表	格納容器破損に至る負荷に対する原子炉格納容器 の耐性及び判断基準
第2.1.1.c-4表	格納容器破損モードの選定
第2.1.1.d-1表	シビアアクシデント時の物理化学現象の整理
第2.1.1.d-2表	ヘディングの選定及び定義
第2.1.1.d-3表	ヘディングの従属性
第2.1.1.e-1表	事象進展解析の対象とした代表事故シーケンス
第2.1.1.e-2表	解析コードの基本解析条件
第2.1.1.e-3表	各事故シーケンスの事象進展解析条件
第2.1.1.e-4表	事象進展解析結果（主要事象発生時刻）
第2.1.1.e-5表	事象進展解析結果（シビアアクシデント負荷）

第2.1.1. e-6表	事象進展解析を実施していないPDSの分岐確率の考 え方
第2.1.1. f-1表	分岐確率のあてはめ方法
第2.1.1. f-2表	格納容器イベントツリー分岐確率の設定
第2.1.1. f-3表	プラント損傷状態別の炉心損傷頻度及び格納容器 破損頻度
第2.1.1. f-4表	格納容器破損モード別、破損カテゴリ別の格納容 器破損頻度
第2.1.1. f-5表	起因事象別格納容器破損頻度
第2.1.1. g-1表	プラント損傷状態別格納容器破損頻度不確実さ解 析
第2.1.1. g-2表	格納容器破損モード別格納容器破損頻度不確実さ 解析
第2.1.1. g-3表	格納容器破損カテゴリ別格納容器破損頻度不確実 さ解析
第2.1.1. g-4表	格納容器破損モード別格納容器破損頻度感度解析

## 図

## 出力運転時PRA

第1.1.1.1-1図	内部事象レベル1 PRA評価フロー
第1.1.1.1.a-1図	1次冷却設備系統説明図
第1.1.1.1.a-2図	工学的安全施設の概要
第1.1.1.1.a-3図	原子炉保護系設備系統説明図
第1.1.1.1.a-4図	化学体積制御設備系統説明図
第1.1.1.1.a-5図	非常用炉心冷却設備系統説明図
第1.1.1.1.a-6図	原子炉格納容器スプレイ設備系統説明図
第1.1.1.1.a-7図	開閉所単線結線図
第1.1.1.1.a-8図	所内単線結線図
第1.1.1.1.a-9図	直流単線結線図
第1.1.1.1.a-10図	計測制御用電源単線結線図
第1.1.1.1.a-11図	工学的安全施設作動設備説明図
第1.1.1.1.a-12図	原子炉補機冷却水設備系統説明図
第1.1.1.1.a-13図	原子炉補機冷却海水設備系統説明図
第1.1.1.1.a-14図	補助建屋換気空調設備系統説明図（一般補機室及び安全補機室）
第1.1.1.1.a-15図	制御用空気設備系統説明図
第1.1.1.1.a-16図	タービン系統説明図
第1.1.1.1.a-17図	原子炉格納施設の構造概要図
第1.1.1.1.a-18図	アニュラス空気浄化設備系統説明図
第1.1.1.1.b-1図	国内PWRプラントの運転実績（発電時間）に対するトリップ事象の発生割合

第1.1.1.b-2図	余熱除去系簡略図
第1.1.1.b-3図	インターフェイスシステムLOCAの想定
第1.1.1.d-1(a)図	大破断LOCAイベントツリー
第1.1.1.d-1(b)図	中破断LOCAイベントツリー
第1.1.1.d-1(c)図	小破断LOCAイベントツリー
第1.1.1.d-1(d)図	インターフェイスシステムLOCAイベントツリー
第1.1.1.d-1(e)図	主給水流量喪失イベントツリー
第1.1.1.d-1(f)図	過渡事象イベントツリー
第1.1.1.d-1(g)図	外部電源喪失イベントツリー
第1.1.1.d-1(h)図	ATWSイベントツリー
第1.1.1.d-1(i)図	2次冷却系の破断イベントツリー
第1.1.1.d-1(j)図	蒸気発生器伝熱管破損イベントツリー
第1.1.1.d-1(k)図	原子炉補機冷却機能喪失イベントツリー
第1.1.1.d-1(l)図	手動停止イベントツリー
第1.1.1.e-1図	故障モードのスクリーニング手順
第1.1.1.f-1図	共通原因故障同定のフロー
第1.1.1.g-1図	事故前人的過誤モデル化対象機器の選定フロー
第1.1.1.h-1図	起因事象別炉心損傷頻度
第1.1.1.h-2図	全炉心損傷頻度に対する重要度解析結果（起因事象）
第1.1.1.h-3図	全炉心損傷頻度に対する重要度解析結果（FV重要度上位の基事象）
第1.1.1.h-4図	全炉心損傷頻度に対する重要度解析結果（RAW上位の基事象）
第1.1.1.h-5図	全炉心損傷頻度及び事故シーケンス別炉心損傷頻

度に対する不確かさ解析結果

第1.1.1.h-6図 全炉心損傷頻度に対する感度解析結果【RCPシール  
LOCAの発生確率変更】

第1.1.1.h-7図 起因事象別炉心損傷頻度に対する感度解析結果

#### 停止時PRA

第1.1.2.a-1図 定期検査時のプラント状態と主要パラメータの推移

第1.1.2.a-2図 ミッドループ運転概要図

第1.1.2.b-1図 燃料損傷に至る可能性のある異常事象のマスター  
ロジックダイヤグラム

第1.1.2.d-1(a)図 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失イベントツ  
リー

第1.1.2.d-1(b)図 オーバードレンイベントツリー

第1.1.2.d-1(c)図 水位維持失敗イベントツリー

第1.1.2.d-1(d)図 余熱除去機能喪失イベントツリー

第1.1.2.d-1(e)図 外部電源喪失イベントツリー

第1.1.2.d-1(f)図 原子炉補機冷却機能喪失イベントツリー

第1.1.2.d-1(g)図 反応度の誤投入イベントツリー

第1.1.2.e-1図 システム信頼性の評価例

第1.1.2.h-1図 POS別燃料損傷頻度

第1.1.2.h-2図 起因事象別燃料損傷頻度

#### 地震PRA

第1.2.1-1図 地震PRAの評価フロー

第1.2.1.a-1図	プラントウォークダウン調査機器の選定フロー
第1.2.1.a-2図	プラントウォークダウン結果例
第1.2.1.b-1図	敷地周辺の主な活断層
第1.2.1.b-2図	主要な活断層の応答スペクトル
第1.2.1.b-3図	その他の活断層
第1.2.1.b-4図	萩原（1991）及び垣見ほか（2003）による領域区分
第1.2.1.b-5図	領域のモデル化及び地震の震央分布
第1.2.1.b-6図	地域ごとの地震規模別発生頻度の評価
第1.2.1.b-7図	観測記録による補正
第1.2.1.b-8図	設定したロジックツリー
第1.2.1.b-9図	平均地震ハザード曲線
第1.2.1.b-10図	特定震源モデルによる確率論的地震ハザードの内訳
第1.2.1.b-11図	フラクタイル地震ハザード曲線
第1.2.1.b-12図	玄海原子力発電所のフラクタイルハザード 距離減衰式の補正なし
第1.2.1.b-13図	玄海原子力発電所のフラクタイルハザード 距離減衰式の補正あり
第1.2.1.b-14図	一様ハザードスペクトルと基準地震動の応答スペクトルの比較
第1.2.1.b-15図	周波数ごとの平均ハザード曲線
第1.2.1.b-16図	玄海原子力発電所の震源別平均ハザード
第1.2.1.b-17図	年超過確率 $10^{-4}$ 一様ハザードスペクトル適合模擬波

第1.2.1.c-1-1図	3号炉原子炉建屋の概略平面図 (EL. + 11.3m)
第1.2.1.c-1-2図	3号炉原子炉建屋の概略断面図 (㉔ - ㉔断面)
第1.2.1.c-1-3図	3号炉原子炉補助建屋の概略平面図 (EL. + 11.3m)
第1.2.1.c-1-4図	3号炉原子炉補助建屋の概略断面図 (㉔ - ㉔断面)
第1.2.1.c-1-5図	3号炉原子炉建屋の水平方向地震応答解析モデル (基準応答モデル)
第1.2.1.c-1-6図	3号炉原子炉補助建屋の水平方向地震応答解析モデル (基準応答モデル)
第1.2.1.c-1-7図	3号炉原子炉建屋フラジリティ曲線とHCLPF (REB、EW方向)
第1.2.1.c-1-8図	3号炉原子炉補助建屋フラジリティ曲線とHCLPF (A / B、NS方向)
第1.2.1.c-2-1図	海水管ダクト平面図
第1.2.1.c-2-2図	海水管ダクト断面図 (㉑ - ㉑断面)
第1.2.1.c-2-3図	海水管ダクト フラジリティ曲線
第1.2.1.c-3-1図	1次冷却材ポンプ フラジリティ曲線
第1.2.1.c-3-2図	原子炉補機冷却水冷却器 フラジリティ曲線
第1.2.1.c-3-3図	ディーゼル発電機制御盤 フラジリティ曲線
第1.2.1.c-3-4図	ディーゼル発電機 フラジリティ曲線
第1.2.1.c-3-5図	安全注入設備配管 フラジリティ曲線
第1.2.1.d-1図	地震PRAにおける起因事象階層イベントツリー
第1.2.1.d-2図	地震システム解析モデル (大イベントツリー)
第1.2.1.d-3図	地震損傷機器イベントツリー

第1.2.1.d-4図	サポート系イベントツリー
第1.2.1.d-5図	共用系イベントツリー
第1.2.1.d-6図(a)	大破断LOCAイベントツリー
第1.2.1.d-6図(b)	中破断LOCAイベントツリー
第1.2.1.d-6図(c)	小破断LOCAイベントツリー
第1.2.1.d-6図(d)	2次冷却系の破断イベントツリー
第1.2.1.d-6図(e)	主給水流量喪失イベントツリー
第1.2.1.d-7図	起因事象別炉心損傷頻度
第1.2.1.d-8図	加速度区分ごとの炉心損傷頻度
第1.2.1.d-9図	加速度区分ごとの条件付き炉心損傷確率
第1.2.1.d-10図	シーケンスごとの不確実さ解析結果

#### 津波PRA

第1.2.2-1図	津波PRAの評価フロー
第1.2.2.a-1図	プラント概要
第1.2.2.a-2図	プラントウォークダウン調査対象機器の選定フロー
第1.2.2.a-3図	プラントウォークダウン結果例
第1.2.2.a-4図	起因事象の抽出フロー
第1.2.2.b-1図	海域の活断層の対象波源
第1.2.2.b-2図	背景的領域の対象波源
第1.2.2.b-3図	海域の活断層の地震を波源とするロジックツリー
第1.2.2.b-4図	背景的領域の地震を波源とするロジックツリー
第1.2.2.b-5図	取水ピット前面地点における水位と年超過確率の関係

第1.2.2.c-1図	被水・没水に関するフラジリティ曲線
第1.2.2.d-1図	津波PRAにおける起因事象階層イベントツリー
第1.2.2.d-2図(a)	原子炉補機冷却機能喪失イベントツリー
第1.2.2.d-2図(b)	外部電源喪失イベントツリー
第1.2.2.d-2図(c)	主給水流量喪失イベントツリー
第1.2.2.d-2図(d)	過渡事象イベントツリー
第1.2.2.d-2図(e)	直接炉心損傷に至る事象
第1.2.2.d-3図	起因事象別炉心損傷頻度
第1.2.2.d-4図	津波フラクタイルハザード
第1.2.2.d-5図	津波シナリオ区分ごとの不確実さ解析結果
第1.2.2.d-6図	津波シナリオ区分1における不確実さ幅の影響検討結果
第1.2.2.d-7図	対策を考慮した「原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA」のシナリオの整理
第1.2.2.d-8図	全炉心損傷頻度に対する感度解析結果

#### レベル1.5PRA

第2.1.1-1図	出力運転時内部事象レベル1.5PRAの評価フロー
第2.1.1.b-1図	レベル1.5PRA評価用のレベル1PRAイベントツリー
第2.1.1.c-1図	PWRのシビアアクシデントで考えられる事象進展
第2.1.1.d-1図	格納容器イベントツリー
第2.1.1.e-1図	代表的な物理量の時間変化(AED)
第2.1.1.e-2図	代表シーケンスにおける事象進展例(AED)
第2.1.1.e-3図	代表的な物理量の時間変化(AEW)
第2.1.1.e-4図	代表シーケンスにおける事象進展例(AEW)

第2.1.1.e-5図	代表的な物理量の時間変化 (AEI)
第2.1.1.e-6図	代表シーケンスにおける事象進展例 (AEI)
第2.1.1.e-7図	代表的な物理量の時間変化 (SED)
第2.1.1.e-8図	代表シーケンスにおける事象進展例 (SED)
第2.1.1.e-9図	代表的な物理量の時間変化 (TED)
第2.1.1.e-10図	代表シーケンスにおける事象進展例 (TED)
第2.1.1.e-11図	代表的な物理量の時間変化 (TEI)
第2.1.1.e-12図	代表シーケンスにおける事象進展例 (TEI)
第2.1.1.f-1図	格納容器破損モード別、格納容器破損カテゴリ別 格納容器破損頻度
第2.1.1.g-1図	プラント損傷状態別格納容器破損頻度不確実さ解 析
第2.1.1.g-2図	格納容器破損モード別格納容器破損頻度不確実さ 解析
第2.1.1.g-3図	格納容器破損カテゴリ別格納容器破損頻度不確実 さ解析
第2.1.1.g-4図	格納容器破損モード別格納容器破損頻度感度解析

## 1. レベル 1 PRA

### 1.1 内部事象PRA

#### 1.1.1 出力運転時PRA

出力運転時PRAは、一般社団法人 日本原子力学会が発行した「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準（レベル 1 PSA編）：2008（以下「レベル 1 PSA学会標準」という。）」を参考に評価を実施し、各実施項目については「PRAの説明における参照事項」（原子力規制庁 平成25年 9月）の記載事項への適合性を確認した。評価フローを第1.1.1-1図に示す。

##### 1.1.1.a. 対象プラント

###### ① 対象とするプラントの説明

###### (1) プラント情報の収集・分析

内部事象出力時レベル 1 PRA実施に当たり必要とされる設計、運転管理に関する情報を把握するため、以下の本プラントの設計、運転・保守管理の情報をPRAの目的に応じて調査・収集した。

- ・ PRA実施に当たり必要とされる基本的な情報（設計情報、運転・保守管理情報等）
- ・ 定量化に当たり必要とされる情報（機器故障率、起因事象発生に関する運転経験等）

本プラントについて収集した図書類を、第1.1.1.a-1表に示す。

また、a. 項にレベル 1 PRAにおいて重要となる安全系、サ

ポート系及び電源等の系統設備構成について示し、b. 項にレベル1.5PRAにおいて重要となる原子炉格納容器系の構成について示す。以下に本プラントの基本仕様を示す。

- ・出力
  - － 熱出力 3,423MWt
  - － 電気出力 1,180MWe
- ・プラント型式
  - － 加圧水型4ループプラント
- ・原子炉格納容器型式
  - － 上部半球円筒型 (PCCV)

#### a. 主要な設備の構成・特性

PRAに係る本プラントの基本設計は、次に説明する主要な1次冷却系統（以下「1次系」という。）及び安全系統により構成される。第1.1.1.a-1図に本プラントの1次冷却設備を、第1.1.1.a-2図に工学的安全施設の概要を示す。また、第1.1.1.a-2表に系統設備概要を示す。

#### (a) 原子炉停止に関する系統（第1.1.1.a-3図、第1.1.1.a-4図）

原子炉停止に関する系統は、制御棒の自重落下により負の反応度投入を行う原子炉保護系（原子炉トリップ系統）とほう酸水を炉心に注入し負の反応度を投入する化学体積制御系統から構成される。

#### (b) 原子炉冷却に関する系統

非常用炉心冷却設備（ECCS：Emergency Core Cooling System）は、蓄圧注入系、高圧注入系及び低圧注入系からなる。これら非常用炉心冷却設備は、多重性及び独立性を備える非常用所内交流動力電源系統から受電できるようにする等の考慮を払うことにより、単一故障に加え、外部電源が利用できない場合においてもその安全機能が達成できる。

また、テストライン等を用いた作動試験によってその健全性が確認できるようにしている。

・蓄圧注入系（第1.1.1.a-5図）

蓄圧注入系は、蓄圧タンクと配管、弁類で構成され、各1次冷却材ループに1系統ずつ設置されている。1次系の圧力が蓄圧タンクの保持圧力（約4.4MPa[gage]）以下になれば、原子炉格納容器内に設けてある蓄圧タンクから1次冷却材低温側配管を通して原子炉容器内にほう酸水を自動的に注入して、炉心の早期冷却を確保する。

・高圧注入系（第1.1.1.a-5図）

高圧注入系は、高圧注入ポンプ、配管及び弁類で構成される。高圧注入ポンプは、100%容量のものが2台設置されている。

高圧注入系は、次に示す非常用炉心冷却設備作動信号で自動作動する。

- ①原子炉圧力低
- ②主蒸気ライン圧力低
- ③原子炉格納容器圧力高
- ④手動

非常用炉心冷却設備作動信号により、高圧注入ポンプが起動し、燃料取替用水タンク（4号炉は燃料取替用水ピット。以下「燃料取替用水タンク」という。）のほう酸水を、1次冷却材低温側配管を通して炉心に注入する。

燃料取替用水タンクの水位が低くなると、高圧注入ポンプの水源を、格納容器再循環サンプに切り替えて、高圧注

入配管から炉心に注入する再循環モードに移行する。

- ・ 低圧注入系（第1.1.1. a-5図）

低圧注入系は、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器、配管及び弁類で構成される。余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器は、100%容量のものを各々2台設置する。低圧注入系は、非常用炉心冷却設備作動信号により、燃料取替用水タンクのほう酸水を、余熱除去冷却器を経て、1次冷却材低温側配管から炉心に注入する。

燃料取替用水タンクの水位が低くなると、余熱除去ポンプの水源を格納容器再循環サンプに切り替えて、余熱除去冷却器で冷却した後、低圧注入配管から炉心に注入する再循環モードへ移行する。

- ・ 原子炉格納容器スプレイ設備（第1.1.1. a-6図）

原子炉格納容器スプレイ設備は、原子炉冷却材喪失事故時に原子炉格納容器の内圧を下げるとともに、原子炉格納容器内に放出されたよう素を除去するもので、格納容器スプレイポンプ、格納容器スプレイ冷却器、よう素除去薬品タンク、配管及び弁類で構成される。格納容器スプレイポンプは100%容量のものを2台、格納容器スプレイ冷却器は100%容量のものを2基、また、よう素除去薬品タンクは100%容量のものを1基設置する。

- (c) 電源、補機冷却水系等のサポート系

(a)～(b)の事故時の基本的な安全機能を果たす系統（以下「フロントライン系」という。）をサポートする系統があり、以下の系統の動作が必要とされる。

- ・電源系統（非常用所内交流動力電源、直流電源、計装用電源）（第1.1.1.a-7図～第1.1.1.a-10図）
- ・工学的安全施設作動設備（安全注入信号作動設備、格納容器スプレイ信号作動設備）（第1.1.1.a-11図）
- ・原子炉補機冷却系統（原子炉補機冷却水系統、原子炉補機冷却海水系統）（第1.1.1.a-12図、第1.1.1.a-13図）
- ・換気空調設備（第1.1.1.a-14図）
- ・制御用空気設備（第1.1.1.a-15図）

(d) その他の系統

事故時に作動が必要な設備のうち、PRAで作動を考慮する設備は以下のものがある。

- ・加圧器逃がし弁、加圧器安全弁設備（第1.1.1.a-1図）

加圧器逃がし弁は、負荷減少時に1次系の圧力を原子炉トリップ設定値以下に制限し得る容量とする。万一、加圧器逃がし弁に漏えいが起こった場合にこの逃がし弁を隔離するため遠隔操作の加圧器逃がし弁元弁を設ける。

加圧器安全弁は、ばね式で加圧器逃がしタンクからの背圧変動が安全弁の設定圧力に影響を与えない背圧補償型を使用する。加圧器安全弁の上流側配管には、ループシールを設け、加圧器安全弁の弁座から、水素ガスや蒸気等が漏えいしない構造とする。加圧器安全弁の吹出し圧力は、1次冷却設備の最高使用圧力に設定し、安全弁の容量はプラント負荷喪失時サージ流量以上の値とする。加圧器安全弁により、1次系の圧力を最高使用圧力の1.1倍以下に抑えることができる。

- ・主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁、主蒸気ダンプ設備（第1.1.1. a-16図）

蒸気発生器からの蒸気を、タービンをバイパスして直接復水器に導くため、主蒸気連絡管より復水器へのタービンバイパス系を設ける。タービンバイパス弁は12個設け、定格主蒸気流量の約40%を処理できる。

復水器の真空が喪失した場合には、主蒸気逃がし弁あるいは主蒸気安全弁の動作により、過圧を防止するとともに、1次系を冷却する。

主蒸気逃がし弁は、各系統の主蒸気隔離弁の上流に各1個設け、定格主蒸気流量の約10%を処理できる。この主蒸気逃がし弁は、各系統で制御され、中央制御室からも手動操作が可能であるが、通常は自動制御し、主蒸気圧力信号が設定点以上になると全開となる。

主蒸気系統を過度の圧力上昇から保護するために、各系統の主蒸気隔離弁の上流にそれぞれ5個、合計20個の主蒸気安全弁を設け、定格主蒸気流量を処理する。

- ・補助給水ポンプ（第1.1.1. a-16図）

補助給水ポンプは、主給水管破断事故時等により通常の給水系統の機能が失われた場合に、蒸気発生器に給水する。補助給水ポンプはタービン動1台、電動2台を設ける。各ポンプとも水源は、復水タンク（4号炉は復水ピット。以下「復水タンク」という。）を使用するが、後備用として2次系純水タンクも使用することができる。

・主蒸気隔離弁（第1.1.1. a-16図）

主蒸気管破断時に、主蒸気ループを隔離し、無制限な蒸気放出を速やかに阻止するように、主蒸気連絡管の上流の各主蒸気管には、主蒸気隔離弁及び逆止弁を各々1個ずつ直列に設ける。隔離弁は、主蒸気ライン隔離信号又は手動により作動する。

b. 原子炉格納容器の構成・特性

(a) 原子炉格納容器の構成・特性（第1.1.1. a-17図）

原子炉格納施設は、内面に鋼製のライナープレートを設けたプレストレストコンクリート製の屋外型円筒構造物であり、シェル部をテンドンで締付けることにより、コンクリート部に膜圧縮力を与え、事故時の圧力変動にも十分耐えられるように設計している。すなわち、原子炉格納容器の構造上の健全性はシェル部及び基礎部のコンクリート部で確保し、原子炉格納容器の気密性はライナープレートで確保できるようにしている。また、プレストレストコンクリートは外部遮へいとしての機能も有している。

(b) 格納容器アニュラス部（第1.1.1. a-18図）

原子炉格納容器の円筒下部外側は密閉された空間（アニュラス部）を形成し、2重の格納機能を持たせている。

アニュラス空気浄化設備は、アニュラス空気浄化ファン、アニュラス空気浄化フィルタユニット等で構成され、原子炉冷却材喪失事故時に、アニュラス部を負圧に保ちながら、原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいした空気を浄化再循環し、環境に放出される放射性物質濃度を減少させる。

## ② PRAに影響する特徴

本プラントにおいて、PRAに影響する主な特徴についての説明及びPRAでの具体的な取扱いについて以下に示す。

### (1) 充てんポンプと高圧注入ポンプの分離設計

#### 【設計思想】

運転性及び信頼性の向上を目的として、充てんポンプと高圧注入ポンプの分離設計を採用し、系統を簡略化している。

#### 【PRAへの影響】

極小LOCAに対する緩和手段が多重性・多様性の観点から確保されているため、起因事象に極小LOCAを考慮することが不要となる。

### (2) ECCS再循環時のブースティング不要

#### 【設計思想】

高圧注入ポンプのみで高圧再循環が可能な設計とすることで余熱除去ポンプによるブースティングが不要となり、系統構成を簡潔化できることから、運転性及び信頼性の向上を目的として非ブースティング（サンプ水直接取水方式）を採用している。

#### 【PRAへの影響】

大破断LOCAのイベントツリーにおいて、低圧再循環失敗時に高圧再循環可能とするヘディングの設定が可能となる。

### 1.1.1.b. 起因事象

起因事象とは、通常の運転状態を妨げる事象であって、炉心損傷や格納容器機能喪失へ波及する可能性のある事象のこと

である。

## ① 評価対象とした起回事象について

### (1) 起回事象の選定

本プラントに適用する起回事象について以下の方法により検討し、選定を行った。

#### a. 国内外の評価事例の分析（既往のPRA、安全評価審査指針、EPRI NP-2230）

既往のPRA、安全評価審査指針及びEPRI NP-2230について分析を行い、当該プラントにおける起回事象の選定を行った。既往のPRA（第1.1.1.b-1表）で選定されている起回事象を参考に当該プラントにおける起回事象の候補を選定した。また、選定された起回事象と安全評価審査指針及びEPRI NP-2230で評価されている事象との比較により起回事象を選定した。確認結果については第1.1.1.b-2表～第1.1.1.b-4表に示す。

#### b. 原子力施設運転管理年報等による、本プラント及び他の国内原子炉のトラブル事例のレビュー

本プラント及び他の国内原子炉のトラブル事象について調査を行い、選定したいずれかの起回事象に含まれることを確認している。玄海原子力発電所3号炉及び4号炉における過去のトラブル事象を第1.1.1.b-5表に示す。

### (2) 対象外とする起回事象

以下に示す起回事象については、発生する可能性や影響を考慮し評価対象外と判断している。

#### a. 放射性気体廃棄物処理施設の破損

炉心損傷の観点からは考慮不要であるため対象外とする。

b. 燃料集合体の落下事象

出力運転中では使用済燃料集合体の移送作業中における落下が考えられるが、落下した場合でもプラント運転には影響がなく、炉心損傷の観点からは考慮不要であるため対象外とする。

c. 原子炉容器破損

原子炉容器破損については、決定論的に既に十分に対応がとられており、大きな残留リスクになるとは考えられないため、レベル1 PRAの起因事象からは除外している。また、原子炉容器破損の頻度は、WASH-1400や確率論的破壊力学(PFM)により試算されており、それぞれ $1E-07$ /炉年、 $1E-08$ /炉年以下となっており、十分に低い値が得られている。

また、以下に示す起因事象については、玄海原子力発電所3号炉及び4号炉の設計上の特徴を考慮した場合、発生する可能性がない、あるいは影響がほとんどないために評価対象外と判断している。

d. 極小LOCA

1次冷却材の極小LOCAが生じた場合、充てんポンプ等によりリーク量を上回る注入を行うことにより、事象は収束する。玄海原子力発電所3号炉及び4号炉は充てん/高圧注入ポンプ兼用ではなく、充てんポンプ3台と高圧注入ポンプ2台の分離設計としていることから、これらが重畳して失敗する可能性は十分低いと考えている。

e. DC母線1系列喪失

本事象が発生したときに原子炉トリップに至るプラント

が対象となり、玄海原子力発電所 3 号炉及び 4 号炉は DC 母線 1 系列喪失が発生しても原子炉トリップには至らないため、対象外とする。

### (3) 起因事象のグループ化

起因事象については、単独で炉心損傷頻度の評価を実施することも可能であるが、事象の類似した起因事象をグループ化して評価を実施することも可能である。起因事象をグループ化するには、事象シナリオの展開が類似しており、同一の緩和機能が必要とされるグループに分類し、さらに、必要とされる緩和設備等が類似しており、同一のイベントツリー及びフォールトツリーを用いることのできる範囲まで以下のとおり起因事象をグループ化している。グループ化した結果を第 1.1.1.b-6 表に示す。

#### a. LOCA

LOCA は、1 次冷却材流出によりプラントパラメータが変動し、原子炉圧力低信号等が発生して原子炉トリップに至る事象であり、起因事象としては 1 次冷却材保有水喪失に至る配管破損が該当する。LOCA のカテゴリに含まれる事象について破断規模に応じて期待される ECCS 設備、2 次冷却系の除熱機能等の相違から、以下のとおりグループ化を行った。

- ・ 大破断 LOCA
- ・ 中破断 LOCA
- ・ 小破断 LOCA

#### b. ATWS

ATWS は、運転時の異常な過渡変化を起因事象とし、さらに

原子炉トリップに失敗している事象であり、評価上の技法として起回事象として取り扱う。

c. 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は、原子炉冷却材圧力バウンダリと、それに直結した原子炉格納容器外の余熱除去系との隔離に失敗した場合に、原子炉冷却系の圧力が余熱除去系に付加されるために発生する事象であり、独立した起回事象として取り扱う。

d. 手動停止

手動停止は停止時冷却に移行する際に復水・給水系にトラブルが生じた際などの計画外停止を想定しており、独立した起回事象として取り扱う。

e. 原子炉補機冷却機能喪失

原子炉補機冷却機能喪失時には多数のフロント系設備の機能が影響を受け、RCPシール機能の喪失や加圧器逃がし弁・安全弁の開固着による1次冷却材保有水の喪失事象の発生が想定されることから、独立した起回事象として取り扱う。

f. 2次冷却系の破断

「主蒸気管破断」と「主給水管破断」についてはいずれも蒸気発生器1基からの除熱に期待できなくなり、破断ループの隔離操作が必要となるため、事象の類似性から「2次冷却系の破断」として分類し、独立した起回事象として取り扱う。

g. 蒸気発生器伝熱管破損

蒸気発生器伝熱管1本の完全両端破断を想定する事象であり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が損なわれ、破

損側蒸気発生器の隔離に失敗した場合に、原子炉格納容器をバイパスして環境に放射性物質が放出される可能性のある事象であるため、独立した起因事象として取り扱う。

#### h. その他の事象

事象発生によりプラントパラメータが変動し、原子炉トリップ信号が発生して原子炉トリップに至る事象であり、機器の故障及び人的過誤によりプラントが停止する事象をグループ化するが、事象の進展が異なる一部の事象については独立した起因事象として取り扱う。

- ・ 主給水流量喪失（給水に係る緩和設備の信頼性が異なる）
- ・ 外部電源喪失（非常用電源の成否がサポート系の信頼性に影響を及ぼす）
- ・ 過渡事象（外部電源喪失と主給水流量喪失を除く異常な過渡変化）

以上の検討結果より、本プラントの評価対象とする起因事象として12事象を選定した。選定した起因事象は第1.1.1.b-7表に示す。

#### (4) 起因事象の発生頻度評価

起因事象の発生頻度は、以下の手法（a. 又はb.）を用いて算出した。

- a. プラントの運転経験から得られた起因事象の発生件数と運転期間（運転時間又は暦日）を用いる\*。（※：2011年3月31日現在。なお、国内初のPWRプラント運開（1970年11月28日）以降1976年3月31日までの期間は、第1.1.1.b-1図に示すように国内PWRプラントとして初期に発生したも

のと考えられ、レベル1 PSA学会標準に基づき、近年の運転状況を反映するのに適切ではないことから、運転期間の対象として考慮していない。第1.1.1.b-8表に、除外している事象の一覧を示す。)

b. フォールトツリーによるシステム信頼性解析を用いる。

インターフェイスシステムLOCA及びATWS以外の起因事象は、a. の手法を用いて、起因事象発生頻度を算出した。その際、次の基本的な考え方に基づき検討及び評価した。

- ・国内で発生実績のある起因事象は、現実的な評価を実施するとの観点から、国内の運転実績を適用する。
- ・国内及び米国ともに発生実績のない起因事象は、現実的な評価を実施するとの観点から、PRAに係る基本設計である1次冷却材系統や安全系統の構成・容量が、国内と米国で大きな差異がないことを踏まえ、国内と米国の運転実績を適用する。なお、後者については、工学的判断による設定に基づき発生件数を0.5件として評価した。

一方、インターフェイスシステムLOCAは、b. の手法を用いて弁の数や設置位置等から機器故障率を用いて起因事象発生頻度を算出した。また、ATWSは、a. の手法を用いて原子炉トリップに至る頻度を、b. の手法を用いて原子炉トリップ失敗確率をそれぞれ算出して、両者の積によって起因事象発生頻度を算出した。

起因事象発生頻度の算出に用いた評価時間とその考え方について、第1.1.1.b-9表に示す。

各事象の算出手法の詳細は以下のとおり。

## (a) LOCAの発生頻度

LOCAは、国内及び米国で発生経験がなく、かつ、原子炉冷却材圧力バウンダリの設計において日米間で大きな差異がないため、国内及び米国の運転実績に基づいて小破断LOCAの発生頻度を算定した。

WASH-1400の考え方にに基づき、大破断LOCAの発生頻度は小破断LOCAの発生頻度の1/10として算出し、中破断LOCAの発生頻度は小破断LOCAの発生頻度と大破断LOCAの発生頻度の相乗平均として算出した。

## ○小破断LOCAの発生頻度

$$= 0.5 / (481 + 1,839) = 2.2E-04 / \text{炉年}$$

481：運転開始からの国内PWRプラント発電時間（年）

1,839：運転開始からの米国PWRプラント臨界時間（年）

## ○大破断LOCAの発生頻度

$$= 2.2E-04 / 10 = 2.2E-05 / \text{炉年}$$

## ○中破断LOCAの発生頻度

$$= (\text{大破断LOCAの発生頻度} \times \text{小破断LOCAの発生頻度})^{1/2}$$

$$= 6.8E-05 / \text{炉年}$$

## (b) 2次冷却系の破断、原子炉補機冷却機能喪失の発生頻度

これらの事象は、国内及び米国で発生経験がなく、かつ、設計において日米間で大きな差異がないため、国内及び米国の運転実績に基づいて発生頻度を算定した。

## ○2次冷却系の破断の発生頻度

$$= 0.5 / (481 + 1,839) \times 2 = 4.3E-04 / \text{炉年}$$

481：運転開始からの国内PWRプラント発電時間（年）

1,839：運転開始からの米国PWRプラント臨界時間（年）  
 ×2：主蒸気管破断及び主給水管破断それぞれについて  
 評価

○原子炉補機冷却機能喪失の発生頻度

$$= 0.5 / (632 + 1,839) = 2.0E-04 / \text{炉年}$$

632：運転開始からの国内PWRプラント運転期間<sup>※1</sup>（年）

1,839：運転開始からの米国PWRプラント臨界時間（年）

※1：原子炉補機冷却機能喪失は出力運転中のみならず、  
 運転停止中においても発生し得る事象であるため、  
 発電時間ではなく運転停止中の期間も含めた運転  
 期間を運転実績として使用する（運転期間＝発電  
 時間＋運転停止中期間）。なお、米国の停止時間  
 については、停止時における原子炉補機冷却水系  
 の運用に関する情報が少なく、国内の運用と異なる  
 可能性があり、当該発生頻度を米国の停止時間  
 を含めて下げることは非保守側と考え、含めない  
 扱いとした。

(c)主給水流量喪失、外部電源喪失、蒸気発生器伝熱管破損、  
 過渡事象、手動停止の発生頻度

これらの事象は、国内で発生実績があることから、国内の  
 運転実績に基づいて発生頻度を算定した。

○主給水流量喪失の発生頻度

$$= 5 / 475 = 1.1E-02 / \text{炉年}$$

5：発生実績<sup>※2</sup>（件）

※ 2 : 美浜 1 号 (1978年12月 6 日)、高浜 1 号 (1981年 4 月 7 日)、大飯 2 号 (1983年 4 月10日)、敦賀 2 号 (1989年 6 月28日)、美浜 3 号 (2004年 8 月 9 日)

475 : 国内PWRプラント発電期間 (年)

○外部電源喪失の発生頻度

$$= 3 / 621 = 4.8E-3 / \text{炉年}$$

3 : 発生実績<sup>※3</sup> (件)

※ 3 : 伊方 1 号 (1980年 8 月27日)、敦賀 2 号 (1999年 12月15日)、泊 2 号 (2000年 5 月19日)

621 : 国内PWRプラント運転期間<sup>※4</sup> (年)

※ 4 : 外部電源喪失は出力運転中のみならず、運転停止中においても発生し得る事象であるため、発電時間ではなく運転停止中の期間も含めた運転期間を運転実績として使用する (運転期間 = 発電時間 + 運転停止期間)。

○蒸気発生器伝熱管破損の発生頻度

$$= 1 / (4.1 \times 10^{10} \times (1-0.1)) \times (3,382 \times 4) \times 8,760$$

$$= 3.2E-03 / \text{炉年}$$

1 : 発生実績<sup>※5</sup> (件)

※ 5 : 美浜 2 号 (1991年 2 月 9 日)

4.1 × 10<sup>10</sup> : 国内プラントの蒸気発生器伝熱管本数と発電時間の積分値 (本・時間)

0.1 : 伝熱管施栓率

3,382 × 4 : 当該プラントの伝熱管本数 (本)

8,760 : 時間から年への換算係数 ( $8,760 = 365 \times 24$ )  
(時間/年)

○過度事象の発生頻度

$$= 46 / 475 = 9.7E-02 / \text{炉年}$$

46 : 過度事象の発生実績 (件)

475 : 国内PWRプラント発電期間 (年)

○手動停止の発生頻度

$$= 110 / 475 = 2.3E-01 / \text{炉年}$$

110 : 過度事象の発生実績 (件)

475 : 国内PWRプラント発電期間 (年)

(d) ATWSの発生頻度

ATWSは、運転時の異常な過渡変化を起因事象としてその中で原子炉トリップに失敗している事象である。これらの事象は国内で外部電源喪失、主給水流量喪失及び負荷喪失事象について発生実績があることから、国内の運転実績に基づいて発生頻度を算定した。また原子炉トリップに失敗する確率はフォールトツリー解析によって評価する。なお、小破断LOCA等の事故を起因事象として原子炉トリップに失敗する事象は、発生頻度が非常に小さく、1次系圧力の観点で厳しくないことから、ATWSとして考慮していない。

○ATWSの発生頻度

$$= (34 / 475) \times 1.7E-07 = 1.2E-08 / \text{炉年}$$

34 : ATの発生実績 (件)。ただし、想定事象として原子炉トリップ失敗を考慮する必要がない事象 (例えば、原子炉保護系誤動作で原子炉トリップした

事象、外部電源喪失の発生頻度でカウントしている事象のうち、定検時に起こった事象等)を除く。

475：国内PWRプラント発電期間（年）

1.7E-07：フォールトツリー解析により算出した原子炉  
トリップ失敗確率

(e) インターフェイスシステムLOCAの発生頻度

当該プラントの余熱除去系簡略系統図を第1.1.1.b-2図に示す。インターフェイスシステムLOCAに至るシーケンスとして以下の3つのシナリオが考えられる。

- ① 低温側注入ラインにある3つの逆止弁の同時故障
- ② 高温側注入ラインにある3つの逆止弁と1つの電動弁の同時故障
- ③ 余熱除去ポンプの吸込側にある2つの電動弁の同時故障

LOCAの原因となる故障モードのうち、弁のリークに対しては余熱除去系に設置されている逃がし弁が作動すれば過度の圧力上昇が生じることはなく、LOCAには至らないものと考え、上記弁のリーク発生時には更に逃がし弁の故障(開失敗)を考える。

逆止弁、電動弁それぞれリークの発生頻度は、後述する機器故障率データより、

逆止弁リーク：7.1E-09/h

電動弁リーク：4.1E-09/h

である。

リークを超える破損のデータは原子力安全推進協会(JANSI)が管理している原子力施設情報公開ライブラリー

NUCIA (<http://www.nucia.jp/>) のデータベースにはないため、リークのデータに $10^{-1}$ を乗じた値を使用する。したがって、破損のデータは、

逆止弁破損： $7.1E-10/h$

電動弁破損： $4.1E-10/h$

となる。

このライン上の各弁の使命時間を出力運転期間の1年とすると、弁のリーク／破損の発生確率は、

逆止弁リーク  $P(V1)$ ： $6.2E-05$  ( $=7.1E-09 \times 24 \times 365$ )

電動弁リーク  $P(V2)$ ： $3.6E-05$  ( $=4.1E-09 \times 24 \times 365$ )

逆止弁破損  $P(V3)$ ： $6.2E-06$  ( $=7.1E-10 \times 24 \times 365$ )

電動弁破損  $P(V4)$ ： $3.6E-06$  ( $=4.1E-10 \times 24 \times 365$ )

となる。また、逃がし弁の開失敗は機器故障率データより、

逃がし弁開失敗  $P(V5)$ ： $1.4E-03/d^{*6}$

※6： $1/d = \text{回} / \text{要求 (demand)}$

を使用する。

#### ①低温側注入ライン

低温側注入ラインでインターフェイスシステムLOCAが発生する条件は、3つの直列な逆止弁の同時故障（破損）である。また、逆止弁のリークに対しては、逃がし弁が開失敗した場合にLOCAが発生すると考える。弁故障によってLOCAに至る経路は8通りあり、第1.1.1.b-3図（1／4）及び第1.1.1.b-3図（2／4）に示す。したがって、低温側注入ラインでのインターフェイスシステムLOCAの発生頻度は、

$$\begin{aligned}
 P1 &= 8 \times (P(V3))^3 + P(V1)^3 \times P(V5) \\
 &\quad + 3 \times P(V1)^2 \times P(V3) \times P(V5) \\
 &\quad + 3 \times P(V1) \times P(V3)^2 \times P(V5)) \\
 &= 5.5E-15 / \text{炉年}
 \end{aligned}$$

$P(V3)^3$  : 3つの直列な逆止弁の破損

$P(V1)^3 \times P(V5)$  : 3つの直列な逆止弁がリークし、逃がし弁開失敗

$P(V1)^2 \times P(V3) \times P(V5)$  : 2つの逆止弁がリーク、1つの逆止弁が破損し、逃がし弁開失敗

$P(V1) \times P(V3)^2 \times P(V5)$  : 1つの逆止弁がリーク、2つの逆止弁が破損し、逃がし弁開失敗

## ② 高温側注入ライン

高温側注入ラインでインターフェイスシステムLOCAが発生する条件は、3つの直列な逆止弁と1つの電動弁（通常時閉）の同時故障（破損）である。また、逆止弁／電動弁のリークに対しては、逃がし弁が開失敗した場合にLOCAが発生すると考える。弁故障によってLOCAに至るパスは4通りあり、第1.1.1.b-3図（3／4）に示す。従って、高温側注入ラインでのインターフェイスシステムLOCAの発生頻度は、

$$\begin{aligned}
 P2 &= 4 \times (P(V3))^3 \times P(V4) + P(V1)^3 \times P(V2) \times P(V5) \\
 &\quad + 3 \times P(V1)^2 \times P(V2) \times P(V3) \times P(V5) \\
 &\quad + 3 \times P(V1) \times P(V2) \times P(V3)^2 \times P(V5) \\
 &\quad + P(V2) \times P(V3)^3 \times P(V5) + P(V1)^3 \times P(V4) \times P(V5)
 \end{aligned}$$

$$+ 3 \times P(V1)^2 \times P(V3) \times P(V4) \times P(V5)$$

$$+ 3 \times P(V1) \times P(V3)^2 \times P(V4) \times P(V5))$$

$$= 7.4E-20 / \text{炉年}$$

$P(V3)^3 \times P(V4)$  : 3つの直列な逆止弁が破損し、電動弁が破損

$P(V1)^3 \times P(V2) \times P(V5)$  : 3つの直列な逆止弁がリーク、電動弁がリークし、逃がし弁開失敗

$P(V1)^2 \times P(V2) \times P(V3) \times P(V5)$  : 2つの逆止弁がリーク、電動弁がリーク、逆止弁が破損し、逃がし弁開失敗

$P(V1) \times P(V2) \times P(V3)^2 \times P(V5)$  : 逆止弁がリーク、電動弁がリーク、2つの逆止弁が破損し、逃がし弁開失敗

$P(V2) \times P(V3)^3 \times P(V5)$  : 電動弁がリーク、3つの逆止弁が破損し、逃がし弁開失敗

$P(V1)^3 \times P(V4) \times P(V5)$  : 3つの逆止弁がリーク、電動弁が破損し、逃がし弁開失敗

$P(V1)^2 \times P(V3) \times P(V4) \times P(V5)$  : 2つの逆止弁がリーク、逆止弁が破損、電動弁が破損し、逃がし弁開失敗

$P(V1) \times P(V3)^2 \times P(V4) \times P(V5)$  : 逆止弁がリーク、2つの逆止弁が破損、電動弁が破損し、逃がし弁開失敗

### ③ 余熱除去ポンプ吸込側

余熱除去ポンプ吸込側でインターフェイスシステムLOCAが発生する条件は、直列な2つの電動弁（通常時閉）の同時故障（破損）である。また、電動弁のリークに対しては、逃がし弁が開失敗した場合にLOCAが発生すると考える。弁故障によってLOCAに至るパスは2通りあり、第1.1.1.b-3図（4/4）に示す。従って、余熱除去ポンプ吸込側でのインターフェイスシステムLOCAの発生確率は、

$$\begin{aligned} P_3 &= 2 \times (P(V4)^2 + P(V2)^2 \times P(V5)) \\ &\quad + 2 \times P(V2) \times P(V4) \times P(V5)) \\ &= 3.0E-11 / \text{炉年} \end{aligned}$$

$P(V4)^2$  : 2つの電動弁の破損

$P(V2)^2 \times P(V5)$  : 2つの電動弁がリークし、逃がし弁開失敗

$P(V2) \times P(V4) \times P(V5)$  : 電動弁がリーク・破損し、逃がし弁開失敗

インターフェイスシステムLOCAは上記①～③の3つのシナリオの発生頻度の合計であり、

$$P = P_1 + P_2 + P_3$$

$$= 3.0E-11 / \text{炉年}$$

となる。

以上の算出結果をまとめて、第1.1.1.b-10表に示す。

#### 1.1.1.c. 成功基準

既往のPRAや熱水力解析結果を反映し、炉心損傷を防止するために必要な緩和設備又は緩和操作の組合せや、緩和設備や緩和操作がその機能を達成するために必要な条件を定めた。

##### ① 成功基準について

###### 【炉心損傷判定条件】

###### ○一般的な炉心損傷判定条件

事故時に炉心冷却に必要な安全機能が不十分であることによって、炉心の一部の燃料被覆管表面温度が $1,200^{\circ}\text{C}$ を超えると評価される状態。

###### ○LOCA時原子炉格納容器内除熱シナリオにおける炉心損傷判定条件

原子炉格納容器が破損し、格納容器再循環サンプル水の温度が $100^{\circ}\text{C}$ 以上と評価される状態。

###### ○2次冷却系による除熱シナリオ成功の判定条件（LOCA時を除く）

2次側の除熱機能が確保され、崩壊熱を有効に除去することで、炉心露出に至らないと評価される状態。

###### 【起因事象ごとの成功基準の一覧表】

上記を踏まえ、起因事象ごとに整備した成功基準の一覧を第1.1.1.c-1表に示す。

**【対処設備作動までの余裕時間及び使命時間】**

## ○余裕時間

事象発生後の緩和操作を対象として、それらを遂行するまでの余裕時間並びにその設定根拠について以下のとおり示す。

## (1) LOCA（大破断LOCA）発生時

対象操作：注入モードから再循環モードへの切り替え

大破断LOCAが発生すると、低圧注入系、高圧注入系及び格納容器スプレイ系により燃料取替用水タンクのほう酸水が炉心及び原子炉格納容器内へ注入される。炉心及び原子炉格納容器の冷却を長期に渡り実施するために、水源を燃料取替用水タンクから格納容器再循環サンプに切り替えて、再循環モードに移行する必要がある。

余裕時間：20分

設定根拠：事象発生後、発生した事象がLOCAであると運転員が判断（診断）し、適切な運転基準を選択して処置を行う必要がある。この診断の余裕時間として、燃料取替用水タンクの水位が再循環切替水位に低下するまでの時間<sup>\*</sup>を算出し、保守的に20分と設定した。余裕時間については、余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ及び格納容器スプレイポンプが全て起動し、定格流量で注入されると仮定して算出した。

$$\begin{aligned} & ※ : 1,840 / (320 \times 2 + 1,020 \times 2 + 1,200 \times 2) \\ & = \text{約}22\text{分} \end{aligned}$$

**【計算条件】**

- ・ 燃料取替用水タンク水量：1,840m<sup>3</sup>  
（通常水位（96%）～水位異常低（3%））
- ・ ポンプ仕様
  - 高圧注入ポンプ：320m<sup>3</sup>/h×2台
  - 余熱除去ポンプ：1,020m<sup>3</sup>/h×2台
  - 格納容器スプレイポンプ：1,200m<sup>3</sup>/h×2台

(2) LOCA（大破断LOCA以外）発生時

対象操作：注入モードから再循環モードへの切り替え

中破断又は小破断LOCAが発生すると、高圧注入系及び格納容器スプレイ系により燃料取替用水タンクのほう酸水が炉心及び原子炉格納容器内へ注入される。炉心及び原子炉格納容器の冷却を長期に渡り実施するために、水源を燃料取替用水タンクから格納容器再循環サンプに切り替えて、再循環モードに移行する必要がある。

余裕時間：30分

設定根拠：(1)LOCA（大破断LOCA）発生時の算出条件から、余熱除去ポンプを除いた条件で算出し、保守的に30分と設定した。

(3) 2次冷却系の破断発生時

対象操作：破断ループの隔離

2次冷却系の破断が発生すると、健全ループの主蒸気系から破断箇所へ無制限の蒸気が流入し、健全ループの蒸気発生器による冷却を阻害する。健全ループの蒸気発生器による2次系冷却を可能とするためには、破断ループを隔離する必要がある。

余裕時間：20分

設定根拠：2次冷却系の除熱機能喪失時のプラント挙動に関する知見を参考に、蒸気発生器の水位が低下し、2次冷却系の除熱機能が喪失するまで20分程度と考え、この間に破断ループを隔離し、健全な蒸気発生器への給水を確保することで、炉心冷却を維持できると評価した。

#### (4) 蒸気発生器伝熱管破損（SGTR）発生時

対象操作：破損側蒸気発生器の隔離

蒸気発生器伝熱管破損時には、1次冷却材が2次系へ流出することを防止するため、破損側蒸気発生器を隔離し、1次系と2次系を均圧にする。このためには、補助給水による給水停止、主蒸気隔離、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気ラインの隔離等を行い、破損側蒸気発生器を隔離する。

余裕時間：30分

設定根拠：蒸気発生器伝熱管破損時のプラント挙動に関する知見を参考とするとともに、原子炉停止

後は蒸気発生器の水位を適切に維持するように補助給水流量を制御することが一般的なことから、破損側蒸気発生器満水防止の観点で30分程度の余裕があるものと評価した。

#### (5) 原子炉補機冷却系の故障

対象操作：原子炉補機冷却系の負荷制限

LOCA時再循環において、原子炉補機冷却機能の負荷を制御するため、低圧注入系、格納容器スプレイ系の冷却器の負荷制御操作を行う。

余裕時間：30分

設定根拠：LOCA後のECCS再循環移行時に原子炉補機冷却水系の部分喪失が発生し、一時的にECCS再循環が不能となる場合を想定するものであり、ECCS再循環機能喪失時のプラント挙動に関する知見を参考に30分と設定した。

#### ○使命時間

本評価では、以下のことを勘案し、24時間を使命時間として設定した。なお、故障した機器の使命時間中の復旧には期待していない。

- ・24時間あれば、喪失した設備の復旧や追加の運転員操作に期待できる。
- ・補助給水系やECCS注入系等、実際の使命時間が24時間より短いものもあるが、保守的に一律24時間として機器の故障確率を評価している。

**【熱水力解析等の解析結果及び解析コードの検証性】**

熱水力解析等の解析結果及び解析コードの検証性については第1.1.1.c-2表に示すとおりである。

なお、第1.1.1.c-1表に示すように、第1.1.1.c-2表の熱水力解析等の解析を実施することにより、設計基準事故解析結果と考え合わせることで、全ての成功基準は設定することができる。

## 1.1.1.d. 事故シーケンス

事故シーケンスとは、炉心損傷等に至るまでの、起因事象の発生並びに各種安全機能喪失の組合せのことである。

## ① イベントツリー

各起因事象に対して、炉心損傷を防止するために必要な緩和設備又は緩和操作を検討し、炉心損傷に至る事故シーケンスを展開した。また、展開した事故シーケンスの最終状態を炉心損傷状態又は成功状態のいずれかに分類した。

各起因事象のイベントツリーを第1.1.1.d-1(a)図～第1.1.1.d-1(1)図に示す。

## 1.1.1.e. システム信頼性

事故シーケンスの頻度を推定するには、展開したイベントツリーの各分岐に対して成功・失敗確率を決める必要がある。この各分岐点におけるプラント緩和システムの成功・失敗確率を決めるために、システム信頼性解析にはフォールトツリー法を用いる。本項目では、前項で抽出されたイベントツリーのヘディングに対応するフロントライン系と、それを適切に運転する

ために必要となるサポート系について、フォールトツリーを構築し定量化を実施した。

① 評価対象としたシステムとその説明

評価対象としたシステムの一覧を以下に示す。それぞれのシステムごとに概要、機能、系統図、必要とするサポート系、試験及びシステム信頼性評価上の主要な仮定を整理した。また、フロントライン系とサポート系の依存性を第1.1.1.e-1表に、サポート系同士の依存性を第1.1.1.e-2表に示す。これに基づき、異なるシステム間の従属性をフォールトツリーで関係しモデル化した。

【サポート系】

1. 電源系
2. 信号系
3. 制御回路
4. 制御用空気系
5. 換気空調系
6. 原子炉補機冷却海水系
7. 原子炉補機冷却水系

【フロントライン系】

8. 原子炉停止系
9. 高圧注入系（注入時）
10. 高圧注入系（再循環時）
11. 蓄圧注入系
12. 低圧注入系（注入時）
13. 低圧注入系（再循環時）

14. 格納容器スプレイ注入系（注入時）
15. 格納容器スプレイ注入系（再循環時）
16. 補助給水系／主蒸気圧力制御系
17. 破損側蒸気発生器隔離
18. 主蒸気隔離
19. 燃料取替用水系

【その他の系統】

20. RCPシールLOCA
21. 加圧器逃がし弁／安全弁LOCA

② システム信頼性評価手法

システム信頼性解析ではイベントツリーのヘディングに対応するフロントライン系とそのサポート系について、フォールトツリーを作成し信頼性評価を行った。

フォールトツリーの作成に当たっては、対象範囲を示す概略系統図を作成するとともに、その範囲内にある機器でモデル化すべき故障モードを基事象リストの形で整理した。また、これらの情報に基づき1.1.1.e.①で示したシステムについてフォールトツリーを作成し、定量化を実施した。フォールトツリーの中で考慮すべき機器故障の対象機器及びその故障モードの一覧を第1.1.1.e-3表に示す。対象とする機器をフォールトツリーでモデル化する際には、第1.1.1.e-1図に示すスクリーニングを実施し、展開すべき故障モードの抽出を行っている。

なお、内部事象レベル1 PRAでは起因事象の重畳は発生する確率が非常に小さいと考えられることから考慮していないが、起因事象（LOCA等）とサポート系（電源、冷却水等）機能喪失

が重畳した場合の影響は、個別の事故シーケンスの評価結果の一部として考慮している。

③ システム信頼性評価の結果

システム信頼性解析の結果について、起因事象ごとに結果が異なるものについては起因事象ごとに評価し、主要なミニマルカットセットの評価も実施した。評価結果について、第1.1.1. e-4表に示す。

④ システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度とその根拠

本評価では、原子炉補機冷却機能喪失後の回復に期待せず、RCPシールLOCAが必ず発生すると想定しているため、RCPシールLOCAの非信頼度を1.0と設定した。

1.1.1.f. 信頼性パラメータ

システム信頼性解析や事故シーケンスの定量化のために必要となる機器故障率、共通原因故障パラメータ、試験又は保守作業による待機除外確率等を評価するために必要となるパラメータを整備した。

① 非信頼度を構成する要素と評価式

非信頼度を構成する要素としては、機器故障率データ、共通原因故障パラメータ、試験による待機除外データ、保守による待機除外データ等があり、それぞれの評価式に基づき非信頼度を評価した。

② 機器故障率パラメータの一覧

システム信頼性解析や事故シーケンスの定量化で使用する

機器故障率データは、原則として、NUCIAで公開されている国内プラントの故障実績（1982年度～2002年度21ヵ年49基データ（21ヵ年データ））を基にした「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定（平成21年5月公表）」に記載されているデータ（以下「国内故障率データ」という。）を使用する。また、NUCIAで公開されている国内プラントの故障実績は、「原子力発電所に関する確率論的安全評価用の機器故障率の算出（1982年度～1997年度16ヵ年49基データ改訂版）（平成13年2月）、電中研報告P00001、(財)電力中央研究所」で定義した機器バウンダリに従っている。

なお、評価対象機器のうち、NUCIAでグループ登録されていないものについては、類似性を考慮した工学的判断に基づいてNUCIAの機器グループに分類した。

上記の機器故障率を用いて、以下の評価式によりフォールトツリーで定義した基事象について、その発生確率を算出した。

- ・ 状態変更失敗確率

$$Q = Q_d \quad (Q_d : \text{デマンド故障率})$$

- ・ 機能維持失敗確率

$$Q = 1 - \exp(-\lambda_r T_m)$$

$\lambda_r$  : 機能維持失敗の故障率

$T_m$  : 時間パラメータ※

※ : 作動要求期間中の故障確率算出には使命時間を使用。

待機期間中の故障確率算出には（健全性確認間隔×1/2）を使用。出典：レベル1 PSA学会標準

### ③ 機器復帰の取扱い方法及び機器復帰失敗確率

本評価ではAM策を考慮しないPRAモデルを用いた評価を実施しており、故障した機器の使命時間中の復旧には期待していない。

### ④ 待機除外確率

#### (1) 試験による待機除外データ

PRA評価対象システムに対する試験による待機除外のモデル化の要否について検討し、モデル化が必要な場合は試験データを収集し、待機除外確率を算出した。

試験による待機除外確率は「日本原子力学会標準 原子力発電所の確率論的安全評価用のパラメータ推定に関する実施基準：2010」に記載されているアンアベイラビリティの評価式から算出する。アンアベイラビリティ( $q$ )は式(1)で表される。

$$q = \frac{MDT}{MUT + MDT} \quad \dots \dots \dots (1)$$

ここで、MUT：供用可能時間 (mean up time)

MDT：供用不能時間 (mean down time)

MUT、MDTはそれぞれ試験間隔( $T$ )、試験時間( $t$ )と同義であるため、試験による待機除外確率( $q_t$ )の計算式は以下となる。

$$\begin{aligned} q_t &= \frac{MDT}{MUT + MDT} \\ &= \frac{t}{(T + t)} \\ &= \frac{t}{T \left(1 + \frac{t}{T}\right)} \\ &\doteq \frac{t}{T} \quad (: T \gg t) \quad \dots \dots \dots (2) \end{aligned}$$

試験による待機除外状態となる系統・機器をリスト化し、そ

の後試験時間（試験の開始から終了までの時間）を調査して試験時間 (t) に代入して算出した。評価例を第1.1.1.f-1表に示す。

## (2) 保修作業による待機除外データ

PRA評価対象システムに対する保修による待機除外のモデル化の要否について検討し、モデル化が必要な場合は原子炉施設保安規定に基づく待機除外許容時間と機器故障率データを用いて待機除外確率を算出した。

保修による待機除外確率は、試験による待機除外確率と同様に、「日本原子力学会標準 原子力発電所の確率論的安全評価用のパラメータ推定に関する実施基準：2010」に記載されているアンアベイラビリティの評価式（前述の式(1)）から算出する。式(1)において、MUTは時間依存型の故障率( $\lambda$ )の逆数で表され、また、保修時間と同義のMDTには原子炉施設保安規定で許容されている復旧までの最長の完了時間（待機除外許容時間：AOT）を保守的に適用すると、保修による待機除外確率( $q_m$ )の計算式は以下となる。

$$\begin{aligned}
 q_m &= \frac{MDT}{MUT + MDT} \\
 &= \frac{AOT}{\left(\frac{1}{\lambda} + AOT\right)} \\
 &= \frac{\lambda \cdot AOT}{(1 + \lambda \cdot AOT)} \\
 &\approx \lambda \cdot AOT \quad (: 1 \gg \lambda \cdot AOT) \quad \dots \dots \dots (3)
 \end{aligned}$$

保修作業による待機除外確率の評価例を第1.1.1.f-2表に示す。

## ⑤ 共通原因故障の評価方法と共通要因故障パラメータ

多重性を持たせるために用いられる機器について、型式、機

能、運用方法を考慮して、共通原因故障としてモデル化すべき機器群と故障モードを選定し、共通原因故障を評価した。共通原因故障を同定するフロー図を第1.1.1.f-1図に示す。フロー図に従い、以下の4つの条件を同時に満たす独立故障のグループに対して、共通原因故障の適用を検討した。

- (1) 同一系統
- (2) 冗長の機能を有する同種機器
- (3) 起因事象発生前の運転状態が同一
- (4) 同一故障モード

動的機器と静的機器及びそれらの故障モードによって、共通原因故障の可能性は異なると考えられるため、これらを区別して共通原因故障の適用性を検討した。動的機器の動的故障モードについては、共通原因故障が発生する可能性が比較的高いと考えられることから、上記条件を満たすものに対しては共通原因故障を考慮している。また、動的機器の静的故障モード及び静的機器については、故障実績があるものに対して共通原因故障を考慮した。フロー図に従って同定した共通原因故障の対象機器と故障モードを第1.1.1.f-3表に示す。

共通原因故障パラメータについては、第1.1.1.f-4表に示すNUREG/CR-5497（レベル1 PSA学会標準推奨データベース）の改訂版である「CCF Parameter Estimations 2010」に記載されるMGLパラメータを使用する。MGLモデルは冗長度が高い系の解析に対応しており、原子力プラントにおいて広く使用実績のある共通原因故障パラメータである。

### 1.1.1.g 人的過誤

人間信頼性解析とは、炉心損傷頻度に有意な影響を及ぼし得る人間行動（タスク）に対して、起こり得る人的過誤を同定してそのタスクの成功又は失敗の確率を評価することである。本評価では、起因事象発生前の作業及び発生後の緩和操作を対象として、それらを遂行する過程で起こり得る人的過誤を同定し、その発生確率を算出した。

#### ① 評価対象とした人的過誤及び評価結果

人間信頼性解析は、ヒューマンエラーハンドブック（NUREG/CR-1278）のTHERP（Technique for Human Error Rate Prediction）手法を使用して評価した。なお、本評価では過誤回復として、複数の運転員によるバックアップをモデル化している。

#### (1) 起因事象発生前人的過誤

起因事象発生前に考慮すべき人的過誤として、試験・保守時において作業終了後、手動弁及び手動ダンパを正しい状態に復帰させる際の復旧忘れを考慮した。

モデル化対象とすべき手動弁及び手動ダンパの絞り込み作業についての実績調査及びエビデンス整備を実施した。ここで整備したデータは、更にシステム信頼性解析への影響程度を勘案した上で、人的過誤事象のモデル化要否を決定し、モデル化した。起因事象発生前の人的過誤をモデル化する対象機器選定フローを第1.1.1.g-1図に示す。本評価で用いる起因事象発生前の人的過誤確率（HEP）について第1.1.1.g-1表に示す。

## (2) 起因事象発生後人的過誤

プラントで事故が発生した場合、運転員は運転基準に記載されている手順に従って、原子炉を安全に停止させるために必要な措置をとる。PRAにおいては、運転員が行う行為を人的過誤の評価対象とする。

事故後に実際に行われる運転員操作は以下の流れで行われるものと想定する。

- ① 警報、信号、計測表示等（兆候）により異常を検知し、どの運転基準を参照すべきかを判断する。
- ② 運転基準に基づいて、実際の操作を行う。
- ③ 運転基準において、判断を伴う記載があった場合、計器等を確認する。
- ④ ③の確認結果に基づき、運転基準の操作を行う。
- ⑤ 事象が進展した場合、再度運転基準を参照すべきかを判断する。

このうち、①及び⑤が認知（診断）行為に、②及び④が操作行為、③が読取りとして分類する。

診断失敗、操作失敗、読取失敗の主な取扱いを以下に示す。

### (a) 診断失敗

運転基準へのエントリ失敗を、診断失敗として取り扱う。本評価で用いる診断失敗確率はTHERPの時間信頼曲線（余裕時間とスキルファクタの関数）を用いて評価を実施しており、評価に使用した余裕時間、スキルファクタを、得られた診断失敗確率と合わせて第1.1.1.g-2表に示す。なお、診断行為は複数の計器指示、警報等からプラントで発生し

た事象を特定することから、時間的な余裕を考慮する。また、診断失敗が発生した場合、運転員は当該運転基準の操作全てに失敗するものとして取り扱う。

#### (b) 操作失敗

運転基準に記載された操作の中で、炉心損傷の観点から、事故シナリオの中で必要となる操作を同定し、操作失敗として取り扱う。

#### (c) 読取失敗

運転基準に「～を確認する。」のような記載があり、かつ、それに付帯した機器等の操作がある場合は、その確認を「読取」として扱い、同定対象とする。読取りに失敗した場合、続く操作に失敗するものとして取り扱う。ただし、読取失敗については、複数の計器により判断が可能である場合、失敗の確率が十分に小さいとして、評価対象外とする。本評価で用いる起因事象発生後の人的過誤確率を第1.1.1.g-3表に示す。

### 1.1.1.h 炉心損傷頻度

#### ① 炉心損傷頻度の算出に用いた方法

前記の種々の作業は、事故シーケンスの発生頻度を求める定量化作業に集約される。起因事象や展開したイベントツリー、フォールトツリーの各基事象に対し数値（起因事象発生頻度、機器故障率、人的過誤確率等）を入力して事故シーケンス発生頻度を計算する。事故シーケンスの定量化は、計算コード RiskSpectrumを用いて、イベントツリー解析、フォールトツリ

一解析を行い、炉心損傷頻度の算出を行った。

## ② 炉心損傷頻度

全炉心損傷頻度は $2.2\text{E-}04$ ／炉年となった。起因事象別の炉心損傷頻度の内訳を第1.1.1.h-1表に示す。また、各事故シーケンスに対する分析結果を第1.1.1.h-2表に示す。

起因事象別の結果では、原子炉補機冷却機能喪失を起因とする炉心損傷頻度が大部分を占めている。次いで、外部電源喪失、手動停止が支配的となっている。一方、相対的にLOCA事象の寄与は小さくなっている。

### ○評価結果の分析

起因事象別炉心損傷頻度寄与割合を示すパイチャートを第1.1.1.h-1図に示す。起因事象の寄与割合としては「原子炉補機冷却機能喪失」、「外部電源喪失」及び「手動停止」が大きい。

- ・原子炉補機冷却機能喪失（CDF： $2.0\text{E-}04$ ／炉年、寄与割合：90.5%）

原子炉補機冷却機能喪失が発生した場合には、RCPシールLOCAが必ず発生し、更に緩和手段がないことから、これによる炉心損傷頻度が大きくなっている。

- ・外部電源喪失（CDF： $7.8\text{E-}06$ ／炉年、寄与割合：3.5%）

AM策に期待しない今回の評価条件において、外部電源が喪失した後、非常用所内電源も喪失することで全交流動力電源喪失が発生した場合には、ECCS、補機冷却系など複数の緩和設備の機能が同時に失われる。タービン動補助給水ポンプにより2次系除熱で炉心冷却が開始できるものの、

電源喪失した状況では補助給水流量の制御ができず、継続的に冷却を維持できないことから、結果的に1次系圧力が上昇し、RCPシールLOCAが発生し、炉心損傷に至ることとなる。

主要なカットセットは、「ディーゼル発電機室給気ファン起動失敗」に係るものであり、ディーゼル発電機室給気ファンが起動失敗することで、ディーゼル発電機室の温度が許容温度を超えて、ディーゼル発電機が機能喪失することから、炉心損傷に至ることとなる。

- ・ 手動停止（CDF： $5.9E-06$ ／炉年、寄与割合：2.7%）

常用系設備の故障による過渡事象が発生し、計画外停止中に補助給水が失敗するような事故シーケンスである。本起因事象については設計基準事故を想定した各種設備により対応できる可能性が高く、条件付炉心損傷確率（CCDP）が $1E-05$ のオーダーに低く抑えることができる一方、設備等の不調等により計画外で手動停止した場合も起因事象として取り扱うことから、発生件数が多く起因事象発生頻度が大きく設定されることとなり、低影響ながらも高頻度の事故シーケンスとして炉心損傷頻度への寄与割合が比較的大きくなっている。

主要なカットセットは、「復水タンク閉塞」、「復水タンクの外部リーク」、「蒸気発生器水位計の作動失敗による補助給水ポンプ起動失敗 共通原因故障」及び「補助給水系各機器外部リーク」となっており、補助給水系を使用した2次系からの除熱に失敗することにより、炉心損傷に

至る。

### ③ 重要度解析、不確実さ解析及び感度解析

PRA結果の活用目的である事故シーケンスグループ等の選定に係る炉心損傷頻度や格納容器破損頻度の相対的な割合の確認に際しての参考資料として、不確実さ解析を実施した。

また、炉心損傷に至る支配的な要因を確認する観点で重要度解析を、炉心損傷頻度や格納容器破損頻度への潜在的な影響を確認する観点で、感度解析を実施した。

#### a) 重要度解析

全炉心損傷頻度への寄与が大きい因子を分析するため、Fussell-Vesely (FV) 重要度及びリスク増加価値 (RAW) を評価した。

○FV重要度：炉心損傷の発生を仮定したときに、当該事象の発生

生が寄与している割合を表す指標

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

$F_A(CD)$ ：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

○RAW：対象とする事象が必ず発生すると仮定した場合に、リ

スクがどれだけ増加するかを示す指標

$$RAW = \frac{CDF(A=1)}{CDF}$$

$CDF(A=1)$ ：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

評価する項目として、以下の2つに対して重要度解析を実施した。

- ・ 起回事象
- ・ 緩和系の基事象

#### 【起回事象】

起回事象のFV重要度評価結果を第1.1.1.h-3表に示す。FV重要度は、CDFの支配的要因であり、起回事象の発生で従属的にRCPシールLOCAとなり炉心損傷に至る「原子炉補機冷却機能喪失」が最も高い結果となった。

起回事象のRAW評価結果を第1.1.1.h-4表に示す。RAWは、起回事象に対して有効な緩和手段の無い「原子炉補機冷却機能喪失」、「インターフェイスシステムLOCA」及び「ATWS」が高い結果となった。

FV重要度とRAWの相関を第1.1.1.h-2図に示す。起回事象に対して有効な緩和手段のない「原子炉補機冷却機能喪失」は、FV重要度とRAWともに高い結果となった。

#### 【緩和系の基事象】

緩和系の基事象のFV重要度評価結果を第1.1.1.h-5表に示す。RCPシールLOCA発生が突出(0.90)し、それ以外では、「復水タンクの閉塞」、「ディーゼル発電機やディーゼル発電機空調系の故障」等が高い値となった。この結果は、原子炉補機冷却水喪失+RCPシールLOCAが全CDFの大半を占めていること、RCPシールLOCAシーケンスに次いでLOCA以外の事象+補助給水失敗が全CDFで大きな割合を占めること、及び電源系の影響は広範囲に渡ることによる。

緩和系の基事象のRAW評価結果を第1.1.1.h-6表に示す。起回事象発生頻度の大きいLOCA以外の事象に対し、今回のPRA

で必須の緩和設備となる補助給水系の静的故障が高い値となった。

緩和系の基事象のFV重要度とRAWの相関を第1.1.1.h-3図及び第1.1.1.h-4図に示す。いずれの図においても、「復水タンクの閉塞」の重要度が高いことを示しており、同基事象への対策を実施することが有効な対策となることがわかる。具体的には、2次系純水タンクへの水源切替、主給水系の回復、フィードアンドブリード等の対策により、同基事象の重要度を低減させることが可能である。

#### b) 不確実さ解析

全炉心損傷頻度及び事故シーケンス別炉心損傷頻度の下限値（5%）、中央値（50%）、平均値、及び上限値（95%）を評価した。評価結果を第1.1.1.h-7表及び第1.1.1.h-5図に示す。

全炉心損傷頻度のエラーファクタ(EF)は6.7となった。これは、各パラメータの不確実さの影響により、上限と下限の間に約45倍の不確実さ幅があることを意味する。

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

また、事故シーケンス別CDFのEFは、LOCA以外の事象+補助給水失敗シーケンスが1桁となる他は、概ね10~20程度となった。

今回のPRAを事故シーケンスの選定に適用する際には、CDFの絶対値よりも相対値に注目しているが、EFがこの程度であること及び突出して不確実さ幅が大きい事故シーケンスはないことから、パラメータの不確実さが、事故シーケンスの相対的な

重要性に有意に影響することは考えにくい。

また、有効な炉心損傷防止対策のないシーケンスの上限値はいずれも $1E-07$ のオーダーを下回る結果であり、不確実さを考えても十分に低い値であることを確認した。

- ・大破断LOCA+低圧注入失敗

上限値： $1.2E-08$ ／炉年（EF=17.1）

- ・大破断LOCA+蓄圧注入失敗

上限値： $2.6E-11$ ／炉年（EF=21.6）

- ・中破断LOCA+蓄圧注入失敗

上限値： $7.7E-11$ ／炉年（EF=22.0）

- ・原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗

上限値： $1.8E-08$ ／炉年（EF=15.2）

#### c)感度解析

##### 【①RCPシールLOCAの発生確率変更】

今回実施したPRA（ベースケース）では、原子炉補機冷却水系の回復がない場合、RCPシールLOCAの発生確率は1.0として評価している。感度解析ケースでは、米国ウェスティングハウス社のRCPシールLOCAモデル（WOG2000モデル）に基づくRCPシールLOCAの発生確率（0.21）として感度解析を実施した。感度解析結果を第1.1.1.h-6図に示す。

全CDFは7割以上低減（ $2.2E-04$ ／炉年→ $6.4E-05$ ／炉年）した。この結果から、取替えを実施している国産改良型の耐熱Oリングによる、CDFの低減に期待できる。国産改良型の耐熱Oリングを用いたRCPシールLOCAモデルについては今後適用していく予定である。なお、原子炉補機冷却機能喪失+

RCPシールLOCA発生時の対策として、常設電動注入ポンプによる炉心注水等を整備済みであり、これら重大事故等対策を含めたPRAを実施し、CDFの低減に有効な対策を継続的に検討していくことが重要である。

#### 【②プラント固有データの反映】

プラント固有の運転実績に基づき評価した場合の影響を確認するため、起因事象及び機器故障率について、①頻度論統計（玄海原子力発電所の運転実績から算出）、②ベイズ統計（玄海原子力発電所の実績を除いた値を事前分布とし、玄海原子力発電所の実績で事後分布を更新）の2通りについて感度解析を実施した。起因事象に関する感度解析結果を第1.1.1.h-8表に、機器故障率に関する感度解析結果を第1.1.1.h-9表に示す。

対象とする起因事象は、国内PWR全プラントで発生件数の多い起因事象「手動停止」、「過渡事象」及び「主給水流量喪失」を選定した。

また、対象とする機器故障は内部事象出力時レベル1 PRAでモデル化している機器の内、2006年に玄海原子力発電所4号炉にて発生実績のある「加圧器逃がし弁の内部リーク」と、FV重要度が高く、かつ国内一般故障率でデータベースが整備されている「復水タンクの閉塞」と「ディーゼル発電機の継続運転失敗」を選定した。

①の結果、故障率の変更により加圧器逃がし弁と補助給水系の非信頼度が高くなり、かつ主給水流量喪失の起因事象発生頻度が高くなったものの、手動停止及び過渡事象の起因事

象発生頻度が低くなったため、第1.1.1.h-10表に示すようにベースケースと比較して全CDFに有意な変化はなく、事故シーケンスの選定の考え方に影響するような感度はないことを確認した。

②の結果、加圧器逃がし弁を除く機器故障率及び起因事象発生頻度が低くなったため、ベースケースと比較して全CDFは若干低くなったが有意な差はなく、事故シーケンスの選定の考え方に影響するような感度はないことを確認した。

### 【③インターフェイスシステムLOCAの発生頻度】

インターフェイスシステムLOCAの発生頻度について、発生条件を有効性評価と整合させた場合について、感度解析を実施した。結果として、現状のPRAの評価結果に有意な影響は及ぼさないことを確認した。

【①RCPシールLOCAの発生確率】及び【③インターフェイスシステムLOCAの発生頻度】について、感度解析結果を反映させたパイチャートを第1.1.1.h-7図に示す。耐熱OリングによるRCPシールLOCAの発生確率の低減を考慮した結果、原子炉補機冷却機能喪失が全炉心損傷頻度に占める割合は約90.5%から約66.8%まで低減したが、その他の起因事象と比較しても全炉心損傷頻度に対して占める割合は最も大きいままであった。このことから、原子炉補機冷却機能喪失時の対策を充実させることが重要であると言える。なお、原子炉補機冷却機能喪失＋RCPシールLOCA発生時等の対策として、常設電動注入ポンプによる炉心注水等を整備済みである。

また、有効性評価での想定を考慮したインターフェイスシ

システムLOCAの発生頻度を考慮した結果、インターフェイスシステムLOCAのCDFの絶対値は増加したものの、全炉心損傷頻度に占める割合は、その他の起因事象と比較して最も小さいままであった。

以上のように、代表的なパラメータについて玄海原子力発電所3号炉及び4号炉固有のデータを用いて感度解析を実施したが、事故シーケンス選定の考え方に影響するような感度ではないことを確認した。

#### ④ まとめ

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等の選定に資するために、玄海原子力発電所3号炉及び4号炉の出力運転時レベル1 PRAを実施した。炉心損傷頻度の平均値は $2.2\text{E-}04$ /炉年となり、不確かさ解析の結果得られたエラーファクタ（EF）は6.7であった。

また、炉心損傷に至る支配的な要因を確認する観点で重要度解析を、炉心損傷頻度への潜在的な影響を確認する観点で、感度解析を実施した。

重要度解析においては、FV及びRAWの2つの重要度指標を用いて起因事象及び緩和系の基事象について重要度を把握した。起因事象では「原子炉補機冷却機能喪失」、緩和系の基事象では「復水タンクの閉塞」の重要度が高いことを確認した。なお、「復水タンクの閉塞」については、2次系純水タンクへの水源切替、主給水系の回復、フィードアンドブリード等の対策により、重要度の低減が可能である。

感度解析においては、感度解析ケースとして、米国ウエステ

イングハウス社のRCPシールLOCAモデルに基づきRCPシールLOCAの発生確率を0.21とした結果、炉心損傷頻度は $6.4E-05$ ／炉年となり、ベースケースと比較すると7割以上低減した。この結果から、取替えを実施している国産改良型の耐熱Oリングによる、炉心損傷頻度の低減に期待できることを確認した。また、国産改良型の耐熱Oリングを用いたRCPシールLOCAモデルについては今後適用していく予定である。なお、原子炉補機冷却機能喪失＋RCPシールLOCA発生時の対策として、常設電動注入ポンプによる炉心注水等を整備済みであり、これら重大事故等対策を含めたPRAを実施し、炉心損傷頻度の低減に有効な対策を継続的に検討していくことが重要である。

第1.1.1.a-1表 レベル1 PRA実施のために収集した情報及びその主な情報源 (1 / 2)

PRAの作業	収集すべき情報		主な情報源
1. プラントの構成・特性の調査	PRA実施に当たり必要とされる基本的な情報	a) 設計情報	1) 原子炉設置許可申請書 2) 工事計画認可申請書 3) 系統図集 (1次系、2次系、他) 4) 単線結線図 5) 展開接続図 (EWD) 6) ファンクショナルダイアグラム 7) 計装ブロック図 8) プラント機器配置図 ・機器配置図 ・電気盤配置図 9) 系統設計仕様書 ・系統説明書 ・容量根拠書 10) 機器設計仕様書
		b) 運転管理情報	1) 原子炉施設保安規定 2) 運転手順書類 ・運転基準 (総括編、電気編、タービン編、原子炉編、警報処置編、緊急処置編、定期試験編)

第1.1.1.a-1表 レベル1 PRA実施のために収集した情報及びその主な情報源 (2 / 2)

PRAの作業	収集すべき情報	主な情報源
2. 起因事象の選定	原子炉冷却材の流出、外部電源喪失等に関する事例	1) 上記1の情報源 2) 国内PWRプラント運転実績 ・原子力発電所運転管理年報 ・JNESホームページ 3) 米国PWRプラント運転実績 ・NUREG-0020 ・NUREG-1187 ・NRC ホームページ
3. 成功基準の設定	・安全系等のシステム使用条件	1) 上記1の情報源
4. 事故シーケンスの分析	・システムの現実的な性能 ・運転員による緩和操作	2) 先行PRA報告書及びそれに関連する報告書 3) 換気空調系喪失時の室温評価結果及び成功基準一覧表
5. システム信頼性解析	対象プラントに即した機器故障モード、運転形態等	1) 上記1の情報源 2) 下記6、7の情報源 3) 健全性確認間隔
6. 人間信頼性解析	・運転員による緩和操作等 ・各種操作・作業等に係る体制	1) 上記1の情報源 2) 人間信頼性解析に関する報告書 ・NUREG/CR-1278 3) 事故前人的過誤に関わる調査結果
7. パラメータの作成 1) 機器故障 2) アンアベイラビリティ	対象プラントに即したデータ及びパラメータ	1) 上記1の情報源 2) 国内機器故障率データ ・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 (2009年5月 日本原子力技術協会) 3) 試験による待機除外の調査結果 4) 共通原因故障パラメータ ・NUREG CCF Parameter Estimations 2010 ・NUREG/CR-5497

第1.1.1.a-2表 系統設備概要

原子炉保護系	4トレン SSPS方式 制御棒 53本
ほう酸注入系	ほう酸ポンプ 2台 (うず巻式) ポンプ容量 約17m <sup>3</sup> /h (1台あたり) 充てんポンプ 3台 (うず巻式) ポンプ容量 約45m <sup>3</sup> /h (1台あたり)
蓄圧注入系	蓄圧タンク たて置円筒型 4基 容量 約38m <sup>3</sup> (1基あたり)
高圧注入系	高圧注入ポンプ 2台 (うず巻式) ポンプ容量 約320m <sup>3</sup> /h (1台あたり)
低圧注入系	余熱除去ポンプ 2台 (うず巻式) ポンプ容量 約1,020m <sup>3</sup> /h (1台あたり)
補助給水系	タービン動補助給水ポンプ 1台 (うず巻式) ポンプ容量 約250m <sup>3</sup> /h (1台あたり) 電動補助給水ポンプ 2台 (うず巻式) ポンプ容量 約140m <sup>3</sup> /h (1台あたり)
ディーゼル発電機	横置回転界磁・三相同期発電機 2台 発電容量 約8,900kVA (1台あたり)
直流電源設備	安全系蓄電池 2組 容量 約1,600A・h (1組あたり) 常用系蓄電池 2組 容量 約3,500A・h (1組あたり)
原子炉補機冷却水系	原子炉補機冷却水ポンプ 4台 (うず巻式ポンプ) ポンプ容量 約1,700m <sup>3</sup> /h (1台あたり)
原子炉補機冷却海水系	海水ポンプ 4台 (斜流式) ポンプ容量 約2,600m <sup>3</sup> /h (1台あたり)
格納容器スプレイ系	格納容器スプレイポンプ 2台 (うず巻式) ポンプ容量 約1,200m <sup>3</sup> /h (1台あたり)

第1.1.1.b-1表 既往のPRAで選定している起因事象

Surry (WASH-1400)	Surry (NUREG-1150)	Sequoyah (NUREG-1150)	Zion (NUREG-1150)	国内代表的4ループ プラント(共通懇PSA レビュー検討WG)	玄海原子力発電所 3号炉及び4号炉
<ul style="list-style-type: none"> <li>大破断LOCA</li> <li>中破断LOCA</li> <li>小破断LOCA</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>大破断LOCA</li> <li>中破断LOCA</li> <li>小破断LOCA</li> <li>極小LOCA</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>大破断LOCA</li> <li>中破断LOCA</li> <li>小破断LOCA</li> <li>極小LOCA</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>大破断LOCA</li> <li>中破断LOCA</li> <li>小破断LOCA</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>大破断LOCA</li> <li>中破断LOCA</li> <li>小破断LOCA</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>大破断LOCA</li> <li>中破断LOCA</li> <li>小破断LOCA</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉容器破損LOCA</li> <li>インターフェイスシステムLOCA</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>インターフェイスシステムLOCA</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>インターフェイスシステムLOCA</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>インターフェイスシステムLOCA</li> </ul>	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>インターフェイスシステムLOCA</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>過渡事象</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>主給水流量喪失</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>主給水流量喪失</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>主給水流量喪失</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>主給水流量喪失</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>主給水流量喪失</li> </ul>
	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失</li> </ul>
	<ul style="list-style-type: none"> <li>ATWS</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>ATWS</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>ATWS</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>ATWS</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>ATWS</li> </ul>
	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>2次冷却系の破断</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>2次冷却系の破断</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>2次冷却系の破断</li> </ul>
	<ul style="list-style-type: none"> <li>SGTR</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>SGTR</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>SGTR</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>SGTR</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>SGTR</li> </ul>
	<ul style="list-style-type: none"> <li>初期に主給水が健全なタービントリップ</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>初期に主給水が健全なタービントリップ</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>タービントリップ</li> <li>炉心出力の異常</li> <li>ECCSの誤起動</li> <li>原子炉トリップ</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>過渡事象</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>過渡事象*</li> <li>手動停止</li> </ul>
	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>サービス水の喪失</li> <li>補機冷却水の喪失</li> </ul>	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉補機冷却機能喪失</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>DC母線1系列喪失</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>DC母線1系列喪失</li> </ul>	—	—	—	

※：過渡事象として考慮している事象については、第1.1.1.b-5表参照

第1.1.1.b-2表 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する  
審査指針」との対応（1 / 2）

「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に記載されている事象	選定した起因事象との対応
原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	過渡事象
出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	過渡事象
制御棒の落下及び不整合	過渡事象
原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈	過渡事象
原子炉冷却材流量の部分喪失	過渡事象
原子炉冷却材系の停止ループの誤起動	過渡事象
外部電源喪失	外部電源喪失
主給水流量喪失	主給水流量喪失
蒸気負荷の異常な増加	過渡事象
2次冷却系の異常な減圧	過渡事象
蒸気発生器への過剰給水	過渡事象
負荷の喪失	過渡事象

第1.1.1.b-2表 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する  
審査指針」との対応（2 / 2）

「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に記載されている事象	選定した起因事象との対応
原子炉冷却材系の異常な減圧	過渡事象
出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	過渡事象
原子炉冷却材喪失	大破断、中破断、小破断LOCA
原子炉冷却材流量の喪失	過渡事象
原子炉冷却材ポンプの軸固着	過渡事象
主給水管破断	2次冷却系の破断
主蒸気管破断	2次冷却系の破断
制御棒飛び出し	小破断LOCA
放射性気体廃棄物処理施設の破損	炉心損傷の観点からは考慮不要
蒸気発生器伝熱管破損	蒸気発生器伝熱管破損
燃料集合体の落下	炉心損傷の観点からは考慮不要
可燃性ガスの発生	大破断、中破断、小破断LOCA

第 1. 1. 1. b-3表 EPRI NP-2230 トランジェント分類

No	トランジェント名	No	トランジェント名
1	1次冷却材流量の喪失(1ループ)	22	主給水流量の異常-誤動作
2	制御棒クラスタバンクの異常な引き抜き	23	復水ポンプの停止(1ループ)
3	制御棒駆動装置の異常又は制御棒クラスタバンクの落下	24	復水ポンプの停止(全ループ)
4	制御棒からの漏えい	25	復水器真空度の喪失
5	1次系での漏えい	26	蒸気発生器の漏えい
6	加圧器圧力低	27	復水器の漏えい
7	加圧器からの漏えい	28	2次系での漏えい
8	加圧器圧力高	29	主蒸気逃がし弁の開放
9	工学的安全施設作動信号の誤発信	30	循環水の喪失
10	格納容器圧力の異常	31	補機冷却水の喪失
11	化学体積制御設備の誤作動による1次冷却材中のほう素の希釈	32	補機冷却海水の喪失
12	圧力/温度/出力の不整合	33	タービントリップ、蒸気加減弁の閉止
13	1次系停止ループの誤起動	34	発電機トリップ
14	1次冷却材流量の喪失(全ループ)	35	所内電源喪失
15	主給水流量の部分喪失	36	加圧器スプレイの故障
16	主給水流量の喪失(全ループ)	37	所内補機電源の喪失
17	主蒸気隔離弁の閉止(1ループ)	38	原子炉トリップ-誤動作
18	主蒸気隔離弁の閉止(全ループ)	39	原子炉トリップ-機器の故障
19	主給水流量の増加(1ループ)	40	原子炉トリップ-誤操作
20	主給水流量の増加(全ループ)	41	所内火災
21	主給水流量の異常-誤操作		

第1.1.1.b-4表 運転時の異常な過渡変化と

EPRI NP-2230のカテゴリとの対応

運転時の異常な過渡変化	EPRI NP-2230の対応カテゴリ
原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	2
出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	2
制御棒の落下及び不整合	3、12
原子炉冷却材のほう素の異常な希釈	11
原子炉冷却材流量の部分喪失	1
原子炉冷却材系の停止ループの誤起動	13
外部電源喪失	35、37
主給水流量喪失	15、16、21、22、23
蒸気負荷の異常な増加	29
2次冷却系の異常な減圧	28、29
蒸気発生器への過剰給水	19、20、21、22
負荷の喪失	17、18、24、25、30、33、34
原子炉冷却材系の異常な減圧	6、36
出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	9
原子炉冷却材流量の喪失	14
(その他の事象)	4、5、7、8、10、26、27、31、32、38、39、 40、41

第1.1.1.b-5表 玄海原子力発電所3号炉及び4号炉における  
過去のトラブル事象

過去のトラブル事象（号炉、発生時期）	トリップ事象分類	PRA上の 起因事象分類
低圧タービンの軸振動が増加傾向を示したため 原子炉手動停止（3号炉、1993年9月24日）	手動停止	手動停止
発電機水素ガス補給量増加に伴う点検停止 （4号炉、2004年9月16日）	手動停止	手動停止
加圧器逃がし弁A出口温度上昇に伴う点検停止 （4号炉、2006年11月12日）	手動停止	手動停止
発電機固定子コイル冷却水差圧低下による 発電機自動停止（4号炉、2008年6月20日）	負荷喪失※	ATWS 過渡事象

※：電源系／タービン系の故障等により、タービントリップが発生して原子炉が停止した事象

第1.1.1.b-6表 グループ化した起回事象

	炉心損傷に至る可能性のある事象(既存PRA等の起回事象含む)	選定した起回事象(グループ化含む)
「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に記載されている事象※ ※：炉心損傷の観点から考慮不要の事象は除く	主給水管破断	2次冷却系の破断
	主蒸気管破断	
	原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	過渡事象
	出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	
	制御棒の落下及び不整合	
	原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈	
	原子炉冷却材流量の部分喪失	
	原子炉冷却材系の停止ループの誤起動	
	蒸気負荷の異常な増加	
	2次冷却系の異常な減圧	
	蒸気発生器への過剰給水	
	負荷の喪失	
	原子炉冷却材系の異常な減圧	
	出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	
	原子炉冷却材流量の喪失	
	原子炉冷却材ポンプの軸固着	
	外部電源喪失	外部電源喪失
	主給水流量喪失	主給水流量喪失
	蒸気発生器伝熱管破損	蒸気発生器伝熱管破損
	制御棒飛び出し(制御棒クラスタのハウジングが損傷し、LOCA事象が発生)	小破断LOCA
原子炉冷却材喪失	大、中、小破断LOCA	
可燃性ガスの発生(LOCA事象に付随する事象であり、LOCA事象として整理)		
その他の起回事象	ATWS	ATWS
	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
	補機冷却水の喪失	原子炉補機冷却機能喪失
	手動停止	手動停止
	極小LOCA	極小LOCA ※1
	DC母線1系列喪失	DC母線1系列喪失 ※2

※1：充てん/高圧注入ポンプ兼用のプラントで対象とされるため、当該プラントでは対象外としている。

※2：当該事象発生により自動で原子炉トリップするプラントで対象とされるため、当該プラントでは対象外としている。

第1.1.1.b-7表 選定した起因事象一覧表

選定した起因事象	説明
大破断LOCA	原子炉冷却材圧力バウンダリの破損による1次冷却材の原子炉格納容器内の流出事故のうち、破断口面積が等価口径8 inchから1次冷却材主配管の両端破断相当（配管断面積の2倍）までのものであり、緩和機能として、蓄圧注入、低圧注入／再循環、高圧再循環、格納容器スプレイ注入／再循環に期待している。
中破断LOCA	原子炉冷却材圧力バウンダリの破損による1次冷却材の原子炉格納容器内の流出事故のうち、破断口面積が等価口径2 inchから8 inchまでのものであり、緩和機能として、蓄圧注入、高圧注入／再循環、格納容器スプレイ注入／再循環に期待している。
小破断LOCA	原子炉冷却材圧力バウンダリの破損による1次冷却材の原子炉格納容器内の流出事故のうち、破断口面積が等価口径3/8 inchから2 inch未満のものであり、緩和機能として、原子炉トリップ、補助給水、高圧注入／再循環、格納容器スプレイ注入／再循環に期待している。
インターフェイスシステムLOCA	1次系と余熱除去系間の隔離に失敗し、1次系の圧力が余熱除去系に付加され発生する事象。
主給水流量喪失	蒸気発生器への主給水が完全に停止し、蒸気発生器保有水量が減少し熱除去能力の低下により1次冷却材温度及び圧力が上昇する事象であり、緩和機能として、原子炉トリップ、補助給水に期待している。
外部電源喪失	送電システムの故障等により、所内電源の一部又は全部が喪失し、運転状態が乱されるような事象であり、緩和機能として、原子炉トリップ、非常用所内交流動力電源、補助給水に期待している。
ATWS	運転時の異常な過渡変化又は事故において原子炉トリップに失敗する事象。
2次冷却系の破断	原子炉格納容器内部における主蒸気管及び主給水管の完全両端破断を想定しており、緩和機能として、原子炉トリップ、主蒸気隔離、補助給水に期待している。
蒸気発生器伝熱管破損	蒸気発生器における伝熱管1本の完全両端破断を想定しており、緩和機能として、原子炉トリップ、補助給水、破損側蒸気発生器の隔離に期待している。
過渡事象	主給水流量喪失を伴わず原子炉トリップに至る事象を想定しており、緩和機能として、原子炉トリップ、補助給水に期待している。
原子炉補機冷却機能喪失	補機冷却水系、海水系の機能喪失に伴う原子炉補機冷却機能の喪失を想定しており、緩和機能として、原子炉トリップ、補助給水に期待している。また、原子炉補機冷却機能喪失の際、加圧器逃がし弁／安全弁LOCA、RCPシールLOCAの発生を考慮している。
手動停止	常用系のトラブルで手動停止に至った事象を想定する。

第1.1.1.b-8表 1976年4月以前における事象一覧

発生年月日	発電所名	概要
1970/12/4	美浜1号機	若狭幹線事故波及（その他・自然現象）のため、発電機トリップにより、原子炉停止。
1971/4/2	美浜1号機	グランドウォール蒸気管ユニオン部洩れによる停止
1971/4/24	美浜1号機	タービン注油ポンプ圧力計管洩れによる停止
1971/5/12	美浜1号機	一次系弁リークオフ量増加、調査のため原子炉手動停止。
1971/5/19	美浜1号機	安全注入誤作動（機器故障）のため原子炉停止。
1971/6/10	美浜1号機	計器用インバータ故障による停止
1971/6/16	美浜1号機	復水器点検による停止
1971/7/10	美浜1号機	タービン軸受点検による停止
1971/7/27	美浜1号機	タービン軸受点検による停止
1971/8/13	美浜1号機	原子炉休転
1971/9/11	美浜1号機	インバータ電源故障（機器故障）のため、SG給水流量低により原子炉停止。
1971/10/7	美浜1号機	B.BFP誤動作によるトリップ
1972/1/22	美浜1号機	送電線線路作業のため停止
1972/2/19	美浜1号機	加圧器水面器点検による停止
1972/5/26	美浜1号機	夏期ピーク前点検による停止
1972/6/15	美浜1号機	蒸気発生器（A）細管からの漏洩、調査のため原子炉手動停止。
1972/7/26	美浜2号機	冷却材ポンプ潤滑油漏れ、調査のため原子炉手動停止。
1972/8/11	美浜2号機	主変圧器の巻線間短絡（機器故障）のため、発電機トリップし、原子炉停止。
1972/10/28	美浜2号機	主変圧器取替による停止
1972/12/19	美浜1号機	第5抽気建屋ドレン弁ボンネット洩れによる停止
1972/12/29	美浜2号機	ループ室内パッキン取替による停止
1973/2/3	美浜2号機	HPP排気管点検による停止
1973/5/28	美浜2号機	夏期ピーク前点検による停止
1973/6/23	美浜2号機	RCPモータ軸受点検による停止
1973/7/11	美浜2号機	給水制御装置の故障、調査のため原子炉手動停止。
1973/8/28	美浜2号機	一次冷却材ポンプの電源アニュラス貫通部短絡（サーベイランス外の操作ミス）のため、RCV遮断器開により原子炉停止。
1973/9/8	美浜1号機	加圧器スプレイ弁のバイパス弁グラウンド漏れ、調査のため原子炉手動停止。
1973/10/26	美浜1号機	C/V内弁の点検による停止
1973/12/7	美浜1号機	C/V内パッキン取替による停止
1974/1/31	美浜1号機	給水制御装置故障（機器故障）のため、SG給水流量低により原子炉停止。
1974/6/1	美浜2号機	夏期ピーク前点検による停止
1974/6/27	美浜1号機	送電線トリップによる停止
1974/7/17	美浜1号機	蒸気発生器（A）細管からの漏洩、調査のため原子炉手動停止。
1974/8/10	美浜2号機	給水流量検出配管から漏洩、調査のため原子炉手動停止。
1974/8/13	美浜2号機	中間点検による停止
1974/10/25	美浜2号機	中間点検による停止
1974/12/13	高浜1号機	高圧タービンバランスホールカバーからの蒸気漏れ、調査のため原子炉手動停止。
1975/1/8	美浜2号機	蒸気発生器（A）細管からの漏洩、調査のため原子炉手動停止。
1975/1/17	高浜1号機	送電線事故による外部電源喪失（その他・自然現象）と所内電源系統の攪乱のため、原子炉停止。
1975/1/22	高浜1号機	蒸気タービン軸受油圧故障（機器故障）のため、タービントリップし原子炉停止。
1975/4/1	高浜1号機	ロータリスクリーン改造及び復水器細管洗浄装置取付による停止
1975/6/10	玄海1号機	蒸気発生器（A）内に残置された鋼性巻尺により細管が損傷、調査のため原子炉手動停止。
1975/6/20	高浜1号機	給水制御弁故障、調査のため原子炉手動停止。
1976/2/19	高浜2号機	クラゲ防止設備改造強化工事のため停止
1976/2/20	玄海1号機	中間点検による停止

第1.1.1.b-9表 起因事象発生頻度の算出に用いた評価時間

起因事象	運転実績（評価時間）	考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>・大破断LOCA</li> <li>・中破断LOCA</li> <li>・小破断LOCA</li> <li>・2次冷却系の破断</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・国内PWRプラント発電期間（運転開始～2011年3月31日（481炉年））</li> <li>・米国PWRプラント臨界時間（運転開始～2011年3月31日（1,839炉年））</li> </ul>	<p>国内及び米国で発生経験がなく、RCSバウンダリ設計において日米間に大きな差異がないため、国内及び米国の運転実績を採用した。</p> <p>なお、当該事象は出力運転時にのみ発生し得る事象であるため、発電期間を用いた。</p>
<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉補機冷却機能喪失</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・国内PWRプラント運転期間（運転開始～2011年3月31日（632炉年））</li> <li>・米国PWRプラント臨界時間（運転開始～2011年3月31日（1,839炉年））</li> </ul>	<p>国内及び米国で発生経験がなく、RCSバウンダリ設計において日米間に大きな差異がないため、国内及び米国の運転実績を採用した。</p> <p>なお、当該事象は停止時も発生し得る事象であるため、停止時間を含めた運転期間を用いた。</p>
<ul style="list-style-type: none"> <li>・主給水流量喪失</li> <li>・蒸気発生器伝熱管破損</li> <li>・過渡事象</li> <li>・手動停止</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・国内PWRプラント発電期間（1976年4月1日～2011年3月31日（475炉年））</li> </ul>	<p>国内で発生経験があることから、国内の運転実績を採用した。ただし、統計的検定を行って突出したピークがある運転開始初期の時期は除いた。</p> <p>なお、当該事象は出力運転時にのみ発生し得る事象であるため、発電期間を用いた。</p>
<ul style="list-style-type: none"> <li>・外部電源喪失</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・国内PWRプラント運転期間（1976年4月1日～2011年3月31日（621炉年））</li> </ul>	<p>国内で発生経験があることから、国内の運転実績を採用した。ただし、統計的検定を行って突出したピークがある運転開始初期の時期は除いた。</p> <p>なお、当該事象は停止時も発生し得る事象であるため、停止時間を含めた運転期間を用いた。</p>
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ATWS</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・国内PWRプラント発電期間（1976年4月1日～2011年3月31日（475炉年））</li> </ul>	<p>1次冷却材圧力・温度の観点で厳しく、ATWS緩和設備に期待する必要がある「運転時の異常な過渡変化」のうち実績のある事象の発生頻度に、システム信頼性解析で算出した原子炉トリップの非信頼度を乗じて算出した。</p>
<ul style="list-style-type: none"> <li>・インターフェイスシステムLOCA</li> </ul>	—	<p>国内及び米国で発生経験がないため、原子炉格納容器を貫通し高圧設計部と低圧設計部のインターフェイスとなる配管のうち、弁の故障により低圧設計部が過圧され、その結果としてインターフェイスシステムLOCAになりうる配管を同定し、システム信頼性解析により発生頻度を算出した。</p>

第1.1.1.b-10表 起因事象発生頻度（2011年3月31日迄）

起 因 事 象	発生頻度 (/炉年)	発生頻度評価方法	運転実績（年）					発生 件数
			国内PWR				海外PWR	
			(1976年4月1日以降)		(運開日から)		(運開日から)	
			発電期間	運転期間	発電期間	運転期間	臨界時間	
大破断LOCA	2.2E-05	・小破断LOCAの発生頻度の1/10						
中破断LOCA	6.8E-05	・大破断LOCAと小破断LOCAの相乗平均						
小破断LOCA	2.2E-04	・発生件数/発電期間	—	—	481	—	1,839	0.5 <sup>*1</sup>
インターフェイス システムLOCA	3.0E-11	・フォルトツリーによるシステム信頼性解析により 算出した発生頻度						
主給水流量喪失	1.1E-02	・発生件数/発電期間	475	—	—	—	—	5
外部電源喪失	4.8E-03	・発生件数/運転期間	—	621 <sup>*2</sup>	—	—	—	3
ATWS	1.2E-08	・AT発生頻度×フォルトツリーによるシステム信頼 性解析により算出した原子炉トリップ失敗確率	475	—	—	—	—	34 <sup>*3</sup>
2次冷却系の破断	4.3E-04	・発生件数/発電期間×2 <sup>*4</sup>	—	—	481	—	1,839	0.5 <sup>*1</sup>
蒸気発生器 伝熱管破損	3.2E-03	・発生件数×(当該プラントの伝熱管本数/ Σ(プラントiの伝熱管本数(1-伝熱管施栓率) ×プラントiの運転期間))	475	—	—	—	—	1
過渡事象	9.7E-02	・発生件数/発電期間	475	—	—	—	—	46
原子炉補機 冷却機能喪失	2.0E-04	・発生件数/運転期間	—	—	—	632 <sup>*2</sup>	1,839	0.5 <sup>*1</sup>
手動停止	2.3E-01	・発生件数/発電期間	475	—	—	—	—	110

※1：国内及び米国で発生実績がないため、運転期間を運転開始（1970年11月28日）からの期間、発生件数を0.5件とした。

※2：出力運転中のみならず、運転停止中にも発生し得る事象であるため、出力運転中だけでなく運転停止中の期間も含めた運転期間とした。

※3：運転時の異常な過渡変化の国内PWRの発生件数。

※4：主蒸気管破断及び主給水管破断それぞれについて評価。

第1.1.1.c-1表 成功基準の一覧

機能 起回事象	原子炉トリップ	低圧注入		蓄圧注入	高圧注入		格納容器スプレイ		低圧再循環			高圧再循環			格納容器スプレイ再循環			補助給水			非常用 所内電源	主蒸気 隔離	破損側 SG の隔離	加圧器逃がし弁/ 安全弁 LOCA なし	RCP シール LOCA なし
	制御棒	ポンプ	ループ	蓄圧 タンク	ポンプ	ループ	ポンプ	スプレイ ノズル	ポンプ	熱交 換器	ループ	ポンプ	ループ	ポンプ	熱交 換器	スプレイ ノズル	ポンプ	SG への 給水	主蒸気安全 弁による蒸 気放出	ディーゼル 発電機	隔離弁 動作	隔離弁 動作	弁閉止、 隔離弁動作	RCP シール 健全	
大破断 LOCA	-	1/2 ①	健全 2/3 ①	健全 2/3 ①	-	-	1/2 ⑥	3/4 ⑥	1/2 ②	1/2 ②	健全 2/3 ②	1/2 ⑥	健全 3/3 ⑥	1/2 ⑥	1/2 ⑥	3/4 ⑥	-	-	-	-	-	-	-	-	-
中破断 LOCA	-	-	-	健全 2/3 ③	1/2 ③	健全 3/3 ③	1/2 ⑥	3/4 ⑥	-	-	-	1/2 ⑥	健全 3/3 ⑥	1/2 ⑥	1/2 ⑥	3/4 ⑥	-	-	-	-	-	-	-	-	-
小破断 LOCA	○	-	-	-	1/2 ⑥	健全 3/3 ⑥	1/2 ⑥	3/4 ⑥	-	-	-	1/2 ⑥	健全 3/3 ⑥	1/2 ⑥	1/2 ⑥	3/4 ⑥	1/3 ⑥	3/4 ⑥	2 弁/器 ⑥	-	-	-	-	-	-
インターフェイスシステム LOCA※1	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
主給水 流量喪失	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	1/3 ④	2/4 ④	2 弁/器 ④	-	-	-	-	-	-
外部電源 喪失	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	1/3 ④	2/4 ④	2 弁/器 ④	1/2 ④	-	-	-	-	-
ATWS※2	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
2次冷却 系の破断	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	1/3 ⑤	健全 2/3 ⑤	2 弁/器 ⑤	-	○	-	-	-	-
蒸気発生 器伝熱管 破損	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	1/3 ⑤	健全 2/3 ⑤	2 弁/器 ⑤	-	-	○	-	-	-
過渡事象	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	1/3 ④	2/4 ④	2 弁/器 ④	-	-	-	-	-	-
原子炉補機 冷却機能喪 失	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	1/3 ④	2/4 ④	2 弁/器 ④	-	-	-	○	○	
手動停止	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	1/3 ④	2/4 ④	2 弁/器 ④	-	-	-	-	-	-

※1：起回事象発生後の緩和手段（AM 策）に期待していないため、原子炉トリップに成功しても RCS の流出が継続し、いずれ炉心損傷に至る。

※2：起回事象発生後の緩和手段（AM 策）がなければ炉心損傷は避けられないため、成功基準の記載はない。

注）成功基準の下段は、成功基準を決定した際に参照した以下の解析項目を示す

- ①大破断 LOCA 時の ECCS 注入機能に関する熱水力解析
- ②大破断 LOCA 時の格納容器内除熱機能に関する熱水力解析
- ③中破断 LOCA 時の ECCS 注入機能に関する熱水力解析
- ④主給水流量喪失時の補助給水機能に関する熱水力解析
- ⑤主給水管破断時の補助給水機能に関する熱水力解析
- ⑥設計基準事象解析等

第1.1.1.c-2表 炉心損傷防止に必要な条件（成功基準）設定のための解析について

解析項目	解析結果	使用した解析コード	解析コードの検証性
大破断LOCA時のECCS注入機能に関する熱水力解析 【目的】 大破断LOCA時に必要な低圧注入ポンプの台数と注入ループ数及び蓄圧注入の基数を確認	燃料被覆管最高温度は1,200℃を超えることはなく、炉心冷却が維持されることが確認できた。	<ul style="list-style-type: none"> <li>• SATAN-M</li> <li>• WREFLOOD</li> <li>• BASH-M</li> <li>• COCO</li> <li>• LOCTA-M</li> </ul>	使用した解析コードについては、原子炉施設の許認可審査で十分な実績を有しており、検証が行われている。 なお、MAAPコードはMHI-NES-1056「三菱PWR炉心損傷及び格納容器破損に係る重要事故シナシスへのMAAPコードへの適用性について」にて検証されている。
大破断LOCA時の原子炉格納容器内除熱機能に関する熱水力解析 【目的】 大破断LOCA時に低圧再循環のみにより長期の原子炉格納容器内除熱機能が確保できることを確認	原子炉格納容器圧力は最高使用圧力の2倍に対して十分な余裕があり、格納容器先行破損には至らないことが確認できた。	<ul style="list-style-type: none"> <li>• MAAP</li> </ul>	
中破断LOCA時のECCS注入機能に関する熱水力解析 【目的】 中破断LOCA時に必要な蓄圧注入の基数及び高圧注入ポンプ台数と注入ループ数を確認	燃料被覆管最高温度は1,200℃を超えることはなく、炉心冷却が維持されることが確認できた。	<ul style="list-style-type: none"> <li>• SATAN-M (Small LOCA)</li> <li>• LOCTA-IV</li> </ul>	
主給水流量喪失時の補助給水機能に関する熱水力解析 【目的】 主給水流量喪失時に必要な補助給水ポンプの台数と給水蒸気発生器数を確認	補助給水により健全な蒸気発生器は2次側の保有水量が回復傾向を示し、2次系の冷却機能が維持されることを確認できた。	<ul style="list-style-type: none"> <li>• MARVEL</li> </ul>	
主給水管破断時の補助給水機能に関する熱水力解析 【目的】 主給水管破断時に必要な補助給水ポンプの台数と給水蒸気発生器数を確認	補助給水により健全な蒸気発生器は2次側の保有水量が回復傾向を示し、2次系の冷却機能が維持されることを確認できた。	<ul style="list-style-type: none"> <li>• MARVEL</li> </ul>	

第1.1.1.e-1表 フロントライン系とサポート系の依存性

サポート系 (影響を与える側)	電源系	信号系	制御用空気系	換気空調系	原子炉補機冷却海水系	原子炉補機冷却水系
フロントライン系 (影響を受ける側)						
原子炉停止系						
燃料取替用水系						
高圧注入系 <sup>※1</sup>	○	○				○
蓄圧注入系						
低圧注入系 <sup>※1</sup>	○	○				○
格納容器スプレイ注入系 <sup>※1</sup>	○	○				○
補助給水系／主蒸気圧力制御系 <sup>※2</sup>	○	○	○	○		
破損SG隔離 <sup>※3</sup>	○	○	○			
主蒸気隔離 <sup>※4</sup>	○	○				

※1：室温評価の結果、評価期間（内部事象：24時間）内であれば換気空調系は不要。

※2：電動補助給水ポンプ室換気空調系が必要。

※3：主蒸気逃がし弁、タービンバイパス弁及び補助給水隔離弁の作動のための電源系／信号系／制御用空気系が必要。

※4：主蒸気隔離弁及びタービン動補助給水ポンプ蒸気供給元弁閉止のための電源系／信号系が必要。

第1.1.1.e-2表 サポート系同士の依存性

サポート系 (影響を与える側)	電源系	信号系	制御用空気系	換気空調系	原子炉補機冷却海水系	原子炉補機冷却水系
サポート系 (影響を受ける側)						
電源系 <sup>※1</sup>		○		○	○	
信号系	○					
制御用空気系 <sup>※2、※3</sup>	○	○		○		○
換気空調系 <sup>※2、※4</sup>	○	○			○	
原子炉補機冷却海水系 <sup>※2</sup>	○	○				
原子炉補機冷却水系 <sup>※2</sup>	○	○			○	

- ※1：ディーゼル発電機の起動・継続運転のための信号系／換気空調系／原子炉補機冷却海水系が必要。
- ※2：通常時待機状態を仮定しているトレンには起動のための信号系が必要。
- ※3：制御用空気圧縮機室換気空調系が必要。
- ※4：空調用冷水系には原子炉補機冷却海水系が必要。

第1.1.1.e-3表 機器タイプ及び故障モード (1 / 6)

機器タイプ	故障モード
電動ポンプ (純水) 空気圧縮機 空調用冷凍機	起動失敗
	継続運転失敗
	制御回路の作動失敗
	遮断器作動失敗
	遮断器誤作動
電動ポンプ (海水)	起動失敗
	継続運転失敗
	制御回路の作動失敗
	遮断器作動失敗
	遮断器誤作動
タービン駆動ポンプ	起動失敗
	継続運転失敗
	制御回路の作動失敗
ディーゼル駆動ポンプ	起動失敗
	継続運転失敗
ディーゼル発電機	起動失敗
	継続運転失敗
	制御回路の作動失敗
ファン/ブロー	起動失敗
	継続運転失敗 (正常雰囲気)
	継続運転失敗 (異常雰囲気)
	制御回路の作動失敗
	遮断器作動失敗
	遮断器誤作動

第1.1.1.e-3表 機器タイプ及び故障モード (2 / 6)

機器タイプ	故障モード
電動弁	開失敗
	閉失敗
	誤開又は誤閉
	外部リーク
	内部リーク
	閉塞
	制御回路の作動失敗
空気作動弁	開失敗
	閉失敗
	誤開又は誤閉
	外部リーク
	内部リーク
	閉塞
	制御回路の作動失敗
油圧作動弁	開失敗
	閉失敗
	誤開又は誤閉
	外部リーク
	内部リーク
	閉塞
	制御回路の作動失敗

第1.1.1.e-3表 機器タイプ及び故障モード (3 / 6)

機器タイプ	故障モード
逆止弁	開失敗
	閉失敗
	外部リーク
	内部リーク
手動弁	開失敗
	閉失敗
	外部リーク
	内部リーク
	閉塞
安全弁	開失敗
	閉失敗
	誤開
	外部リーク
	内部リーク
真空逃し弁	作動失敗
電磁弁	開閉失敗 (作動失敗)
	閉塞
	内部リーク
	誤開又は誤閉
	外部リーク
	制御回路の作動失敗
配管 スプレイヘッダ	リーク
	閉塞
流体熱交換器 空気熱交換器 (流体式) 空気除湿装置 (熱交換有)	伝熱管破損
	伝熱管閉塞
	外部リーク
オリフィス	外部リーク
	内部破損
	閉塞

第1.1.1.e-3表 機器タイプ及び故障モード (4 / 6)

機器タイプ	故障モード
フィルタ/ストレーナ (純水等) フィルタ (空気) 吐出消音器 空気除湿装置 (熱交換無)	外部リーク
	内部破損
	閉塞
フィルタ/ストレーナ (海水) サンプスクリーン	外部リーク
	内部破損
	閉塞
手動ダンパ 防火ダンパ 防火兼手動ダンパ	開失敗
	閉失敗
	誤開又は誤閉
	外部リーク
	内部リーク
	閉塞
逆止ダンパ	開失敗
	閉失敗
	外部リーク
	内部リーク
空気作動ダンパ	開失敗
	閉失敗
	誤開又は誤閉
	外部リーク
	内部リーク
	閉塞
タンク 制御用空気だめ	破損
	閉塞
ピット/サンプ	閉塞

第1.1.1. e-3表 機器タイプ及び故障モード (5 / 6)

機器タイプ	故障モード
制御棒駆動装置	挿入失敗
リレー 電源切替用コンタクタ	不動作
	誤動作
遅延リレー	不動作
	誤動作
遮断器 NFB ドロップバイパス開閉器	開失敗
	閉失敗
	誤開
	誤閉
リミットスイッチ トルクスイッチ	不動作
	誤動作
手動スイッチ	不動作
	誤動作
圧力／流量／水位／温度スイッチ	不動作
	誤動作
充電器	機能喪失
蓄電池	機能喪失
変圧器	機能喪失
母線	機能喪失
インバータ (バイタル) 後備用低電圧装置	機能喪失
ヒューズ	誤断線

第1.1.1.e-3表 機器タイプ及び故障モード (6 / 6)

機器タイプ	故障モード
配線／電線	断線
	地路
	短絡
制御ケーブル	短絡
	地路
	断線
MG セット (RPS、CRDM)	機能喪失
演算器 電流／電圧・電圧変換器	不動作
	高出力／低出力
カード (半導体ロジック回路) バイステーブル	不動作
警報設定器	不動作
	誤動作
流量／圧力／水位トランスミッタ	不動作
	高出力／低出力
温度検出器	不動作
	高出力／低出力
放射能検出器	不動作
	高出力／低出力
コントローラ	不動作
	高出力／低出力
ヒータ ヒートトレース 空気熱交換器 (電気式)	機能喪失
アナンシエータ	機能喪失

第1.1.1.e-4表 システム信頼性解析評価結果及び主要なミニマルカットセット (1 / 2)

起因事象	事故シーケンス	主要なミニマルカットセット例
大破断LOCA	大破断LOCA+低圧注入失敗	余熱除去ポンプ出口流量高信号A、B発信失敗による余熱除去ポンプミニフロー弁 (FCV-601、611) の誤開 共通原因故障
	大破断LOCA+蓄圧注入失敗	蓄圧タンク出口逆止弁 (SI-134B、C、D) 開失敗 共通原因故障
	大破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗	A (B) 格納容器スプレイポンプ試験による待機除外+RHR冷却器CCW第2出口弁 (CC-114A(B)) 開失敗+格納容器スプレイ作動信号/S信号の共用部 (ユニバーサルカード等) B (A) 失敗
	大破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	RHR冷却器CCW第2出口弁 (CC-114A、B) 開操作失敗+スプレイクーラCCW第2出口弁 (CC-178A、B) 開操作失敗
	大破断LOCA+高圧再循環失敗+低圧再循環失敗	再循環切替診断失敗
中破断LOCA	中破断LOCA+高圧注入失敗	ループ低温側高圧注入ライン流量設定弁 (SI-071B (C、D)) 閉塞
	中破断LOCA+蓄圧注入失敗	蓄圧タンク出口第1逆止弁 (SI-134B、C、D) のうち2弁の開失敗 共通原因故障
	中破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	スプレイライン外隔離弁 (CP-024A、B) 開失敗 共通原因故障
	中破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	格納容器スプレイポンプRWST側入口弁 (CP-001A、B) 閉操作失敗
	中破断LOCA+高圧再循環失敗	高圧注入ポンプ第1ミニフロー弁 (SI-015A、B)、第2ミニフロー弁 (SI-016A、B) 閉操作失敗
小破断LOCA	小破断LOCA+補助給水失敗	復水タンク閉塞
	小破断LOCA+高圧注入失敗	ループ低温側高圧注入ライン流量設定弁 (SI-071B (C、D)) 閉塞
	小破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	スプレイライン外隔離弁 (CP-024A、B) 開失敗 共通原因故障
	小破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	格納容器スプレイポンプRWST側入口弁 (CP-001A、B) 閉操作失敗
	小破断LOCA+高圧再循環失敗	高圧注入ポンプ第1ミニフロー弁 (SI-015A、B)、第2ミニフロー弁 (SI-016A、B) 閉操作失敗

第1.1.1.e-4表 システム信頼性解析評価結果及び主要なミニマルカットセット（2 / 2）

起回事象	事故シーケンス	主要なミニマルカットセット例
原子炉補機冷却機能喪失	原子炉補機冷却機能喪失＋補助給水失敗	復水タンク閉塞
	原子炉補機冷却機能喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁LOCA	加圧器安全弁（RC-055（056、057））再閉止失敗
	原子炉補機冷却機能喪失＋RCPシールLOCA	RCPシールLOCA発生
外部電源喪失	外部電源喪失＋非常用所内電源喪失	A、Cディーゼル発電機室給気ファン起動失敗 共通原因故障
	外部電源喪失＋補助給水失敗	復水タンク閉塞
2次冷却系の破断	2次冷却系の破断＋主蒸気隔離失敗	2次冷却系の破断の発生 診断失敗＋破断ループT/D-AFWP駆動蒸気供給ライン逆止弁（MS-576A）閉失敗
	2次冷却系の破断＋補助給水失敗	2次冷却系の破断事象診断失敗による破断ループへの給水停止失敗
蒸気発生器伝熱管破損	蒸気発生器伝熱管破損＋補助給水失敗	復水タンク閉塞
	蒸気発生器伝熱管破損＋破損側SGの隔離失敗	蒸気発生器伝熱管破損事象診断失敗による破損側蒸気発生器への給水停止失敗＋主蒸気管破断
主給水流量喪失	主給水流量喪失＋補助給水失敗	復水タンク閉塞
過渡事象	過渡事象＋補助給水失敗	復水タンク閉塞
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	—
手動停止	手動停止＋補助給水失敗	復水タンク閉塞
ATWS	ATWS	原子炉トリップ回路作動失敗 共通原因故障

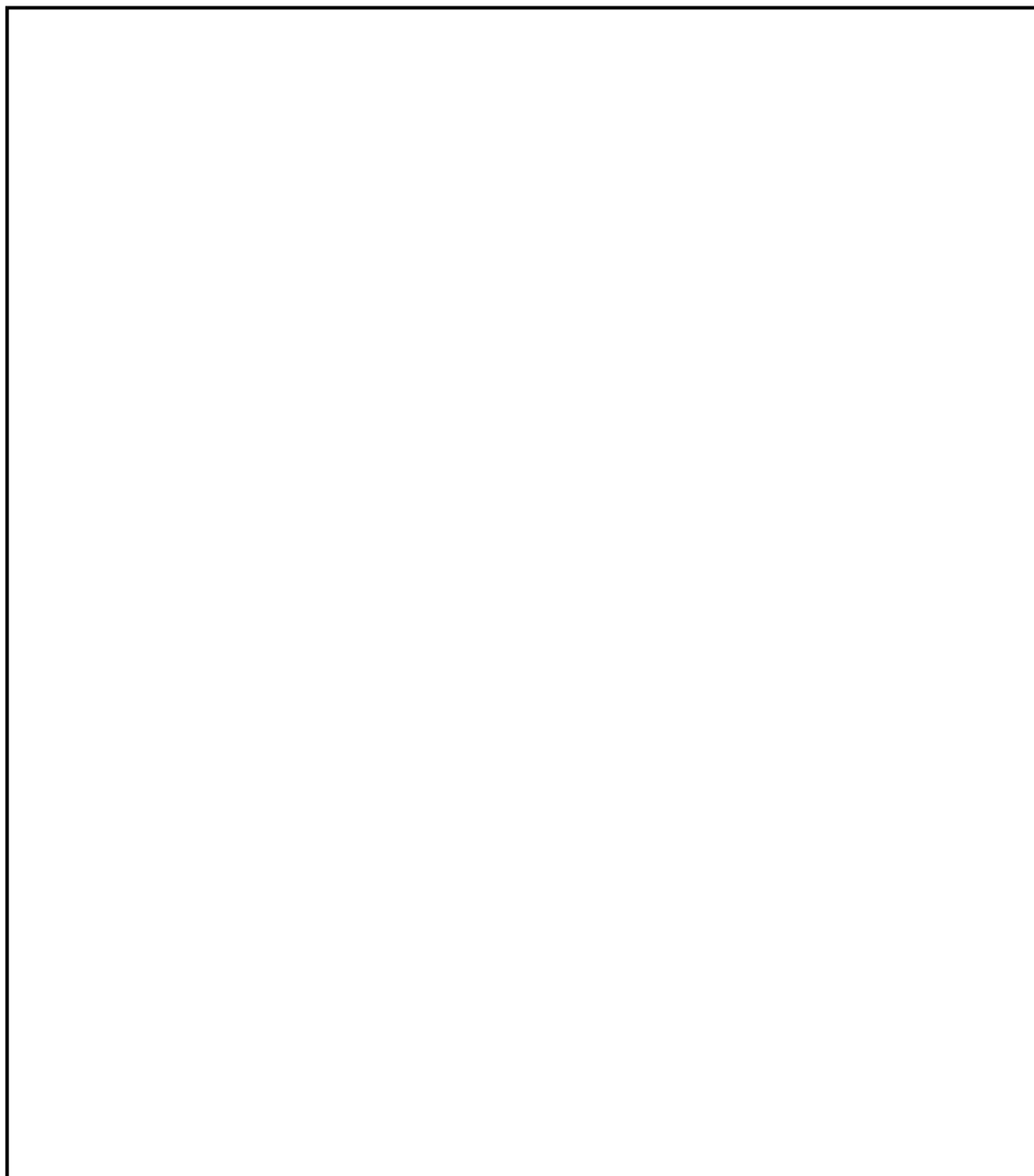
第1.1.1.f-1表 試験による待機除外確率評価例

系統	定期試験	試験間隔	試験時間	待機除外確率	系統の待機除外確率
低圧注入系	余熱除去ポンプ 起動試験	1ヶ月	25分	5.79E-04 ①	1.0E-03 (①+②)
	安全注入系統弁 開閉試験	1ヶ月	20分	4.63E-04 ②	

第1.1.1.f-2表 保守作業による待機除外確率評価例

系統	復旧措置が 要求される 条件	復旧まで の完了時 間(AOT)	対象機器	故障モード	故障率 (/h)	待機除外 確率	系統の待機 除外確率
低圧注入系 (非常用炉心 冷却系ーモ ード1、2、 3ー)	低圧注入系 1系統が動 作不能であ る場合	240時間	余熱除去 ポンプ	起動失敗	2.6E-07	6.2E-05 ①	1.0E-04 (①+②+③)
		240時間	遮断器	閉失敗	4.8E-08	1.2E-05 ②	
		240時間	制御回路	作動失敗	1.1E-07	2.6E-05 ③	

第1.1.1.f-3表 共通原因故障を考慮する機器と故障モード（1 / 6）



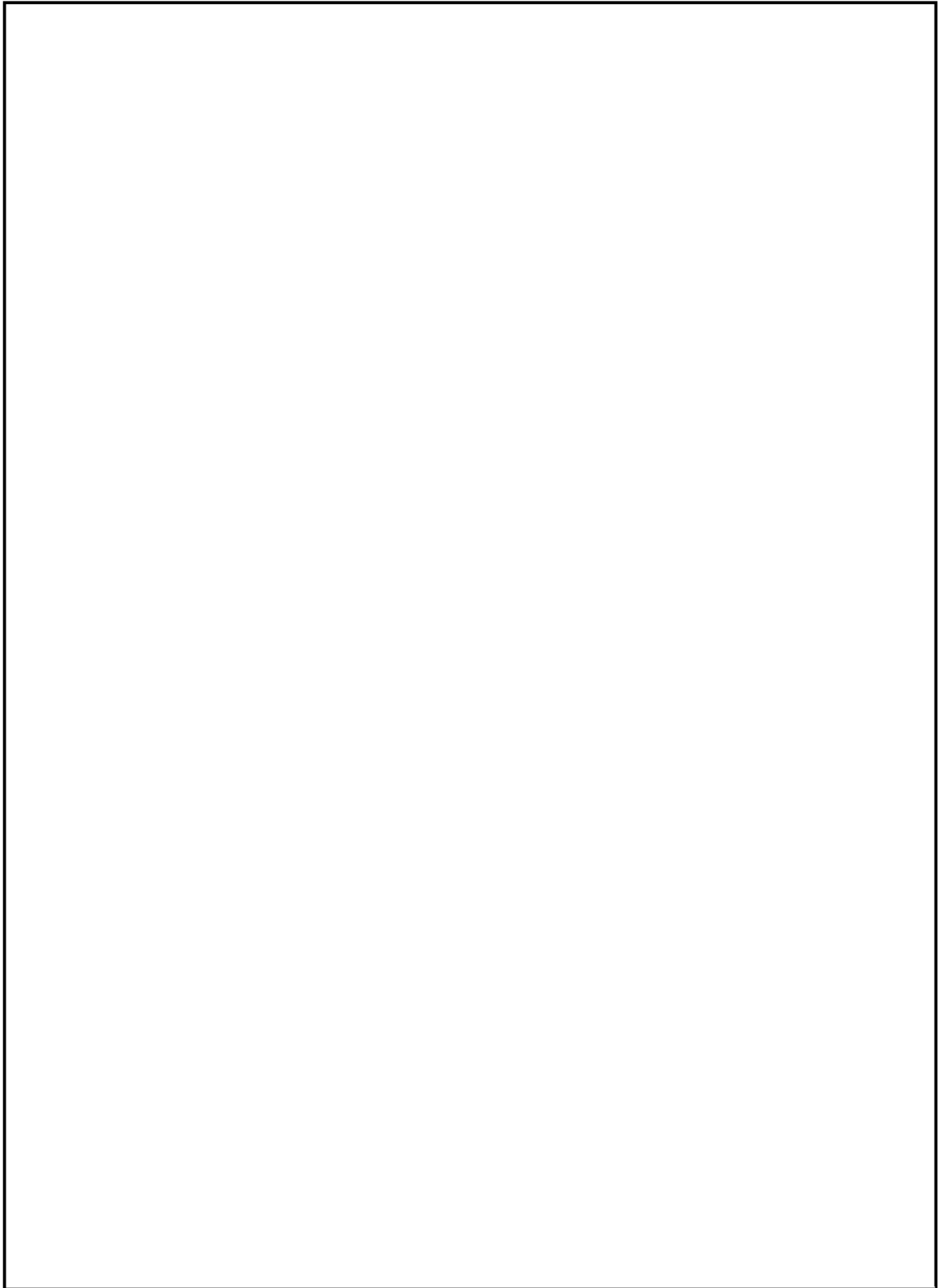
(内は商業機密に属しますので公開できません。)

第1.1.1.f-3表 共通原因故障を考慮する機器と故障モード (2 / 6)

--

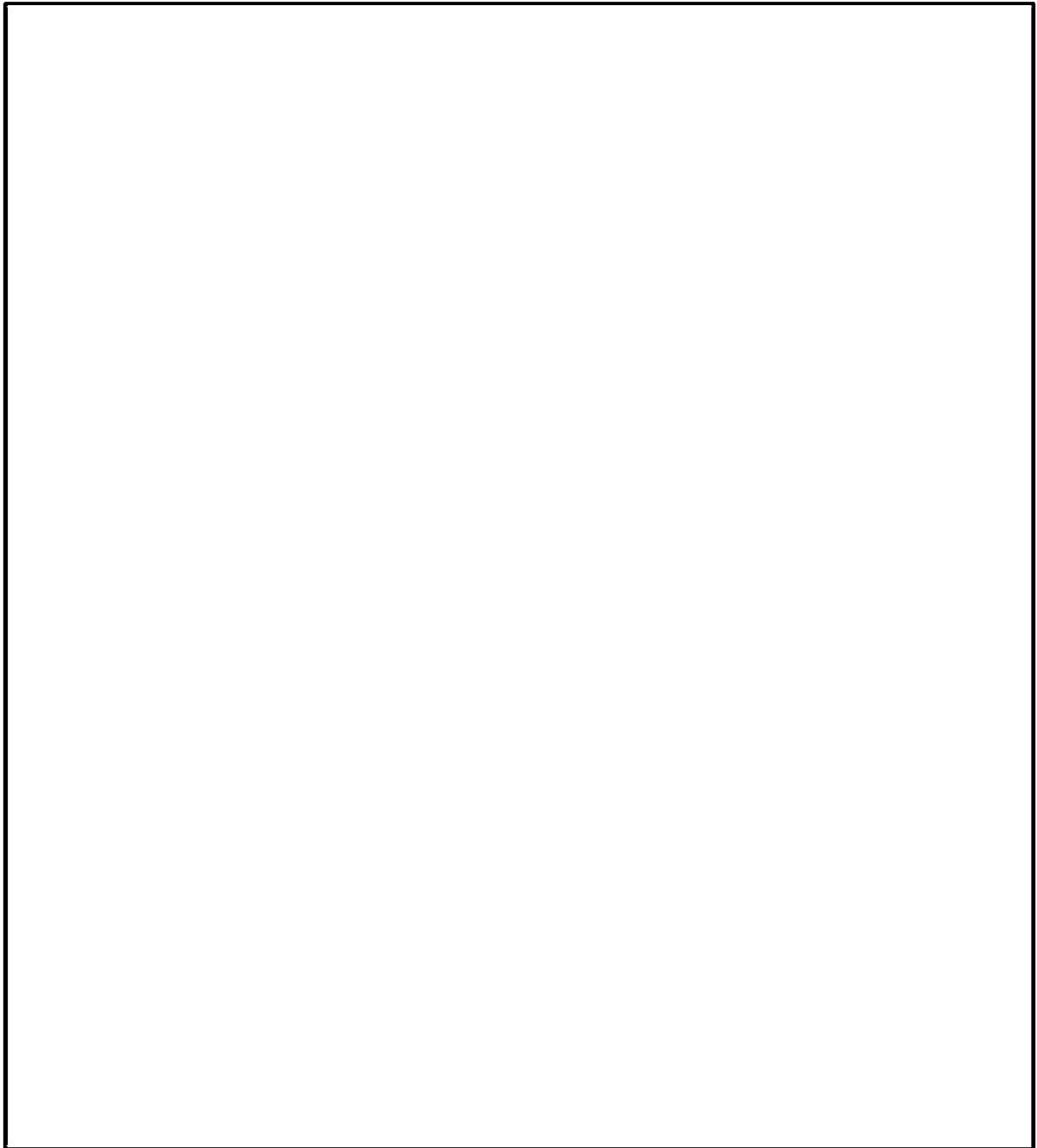
(内は商業機密に属しますので公開できません。)

第1.1.1.f-3表 共通原因故障を考慮する機器と故障モード (3 / 6)



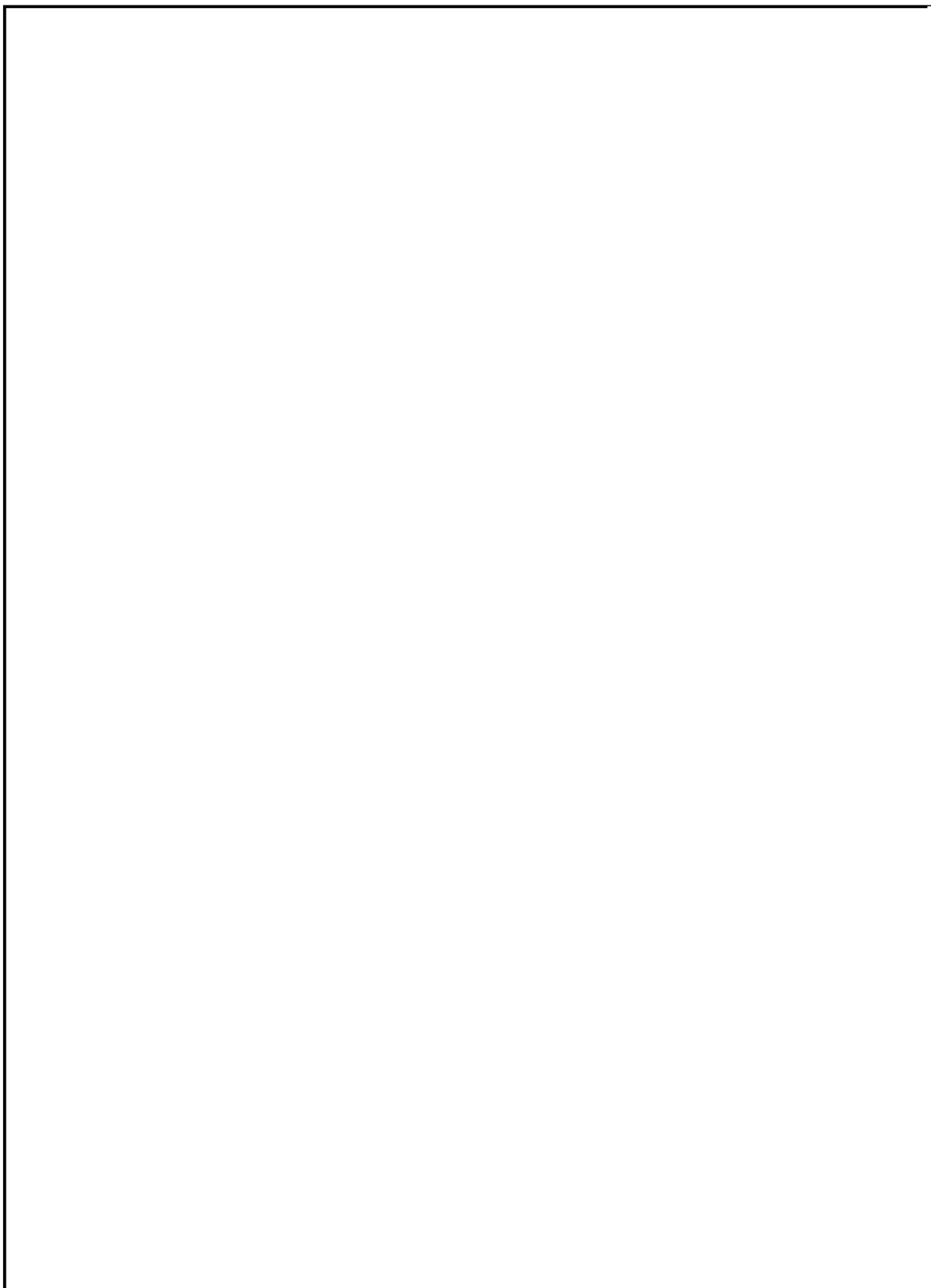
()内は商業機密に属しますので公開できません。

第 1.1.1.f-3 表 共通原因故障を考慮する機器と故障モード (4 / 6)



(内は商業機密に属しますので公開できません。)

第1.1.1.f-3表 共通原因故障を考慮する機器と故障モード（5 / 6）



(内は商業機密に属しますので公開できません。)

第1.1.1.f-3表 共通原因故障を考慮する機器と故障モード（6 / 6）



(内は商業機密に属しますので公開できません。)

第1.1.1.f-4表 共通原因故障パラメータ（抜粋）

機器タイプ	故障モード	CCF 要否	機器 総数	MGLパラメータ <sup>※2</sup>		
				$\beta$	$\gamma$	$\delta$
電動ポンプ（純水）	起動失敗 制御回路の作動失敗 遮断器作動失敗	○	2	3.72E-02	—	—
			3	3.13E-02	3.63E-01	—
			4	2.93E-02	4.76E-01	2.99E-01
	継続運転失敗 遮断器誤作動	○	2	9.01E-02	—	—
			3	6.19E-02	5.00E-01	—
			4	4.72E-02	7.50E-01	3.33E-01
電動弁 (純水-Pooled <sup>※1</sup> )	開失敗 制御回路の作動失敗	○	2	1.62E-02	—	—
			3	1.37E-02	3.59E-01	—
			4	1.26E-02	5.10E-01	2.63E-01
	閉失敗 制御回路の作動失敗	○	2	4.13E-03	—	—
			3	8.18E-03	7.09E-03	—
			4	1.22E-02	1.29E-02	3.57E-02
	誤開又は誤閉	○	2	3.16E-02	—	—
			3	5.04E-02	1.43E-01	—
			4	5.83E-02	3.21E-01	5.89E-02
	外部リーク	—	—	—	—	—
	内部リーク	—	—	—	—	—
	閉塞	—	—	—	—	—

※1：Pooled機器：同種の機器をグループ化したもの

※2：「CCF Parameter Estimations 2010 (NUREG/CR-5497の改訂版)」より

$\beta$ ：2つ以上の機器が同時に故障する割合

$\gamma$ ：2つ以上の機器が同時に故障した中で、3つ以上が同時に故障する割合

$\delta$ ：3つ以上の機器が同時に故障した中で、4つ以上が同時に故障する割合

第1.1.1.g-1表 起因事象発生前の人的過誤確率

運転操作エラー	操作場所	HEP	エラーファクタ (EF)
弁の操作忘れ	現場	1.6E-03	4

第1.1.1.g-2表 診断失敗確率

診断項目	操作	余裕時間	診断失敗確率	スキルファクタ※
1次冷却材の喪失 (大破断LOCA)	低圧注入系、高圧注入系及び格納容器スプレイ系を注入モードから再循環モードへ切替	20分	2.7E-03	下限値
1次冷却材の喪失 (大破断LOCA以外)		30分	2.7E-04	下限値
2次冷却系の破断の発生	破断ループの隔離	20分	2.7E-03	下限値
SGTRの発生	破損側蒸気発生器の隔離	30分	2.7E-04	下限値
原子炉補機冷却系の故障	原子炉補機冷却系の負荷制限	30分	2.7E-03	中央値

※：運転員は十分な訓練を受けており、運転員が事故発生を認知できずに状態を放置し続けることは想定し難い。また、異常発生時の運転基準も整備されているため、以下の基準で参照する値を決定した。

下限値：当該診断により運転員が行う操作が、事故発生後に初めて移行する運転基準に記載されている場合

中央値：当該診断により運転員が行う操作が、事故発生後に移行する2番目の運転基準に記載されている場合

上限値：運転基準に記載がなく十分な訓練がされていない場合

第1.1.1.g-3表 起因事象発生後の人的過誤確率

運転操作エラー	操作場所	HEP	EF	備考
計器の読取失敗	中央制御室	1.4E-03	4	アナログ表示
		8.3E-04	4	デジタル表示
弁の操作失敗	中央制御室	8.6E-04	8	
	現場	5.5E-03	3	
補機の操作失敗	中央制御室	8.6E-04	8	

第1.1.1.h-1表 起回事象別炉心損傷頻度

起回事象	起回事象 発生頻度 (／炉年)	条件付炉心損傷確率 (CCDP)	炉心損傷頻度 (／炉年)	寄与割合 (%)
原子炉補機 冷却機能喪失	2.0E-04	1	2.0E-04	90.5
外部電源喪失	4.8E-03	1.6E-03	7.8E-06	3.5
手動停止	2.3E-01	2.6E-05	5.9E-06	2.7
過渡事象	9.7E-02	2.6E-05	2.5E-06	1.1
小破断LOCA	2.2E-04	1.1E-02	2.4E-06	1.1
2次冷却系の破断	4.3E-04	2.7E-03	1.2E-06	0.5
中破断LOCA	6.8E-05	1.1E-02	7.4E-07	0.3
蒸気発生器 伝熱管破損	3.2E-03	1.7E-04	5.6E-07	0.3
主給水流量喪失	1.1E-02	2.6E-05	2.8E-07	0.1
大破断LOCA	2.2E-05	3.9E-03	8.5E-08	<0.1
ATWS	1.2E-08	1	1.2E-08	<0.1
インターフェイス システムLOCA	3.0E-11	1	3.0E-11	<0.1
合計			2.2E-04	

第1.1.1.h-2表 事故シーケンスの分析結果（1 / 6）

事故シーケンス		CDF (/炉年)	寄与割合 (全シーケンス)	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与割合 (事故シーケンス)	
2 次 冷 却 系 か ら の 除 熱 機 能 喪 失	手動停止	補助給水失敗	5.9E-06	3%	①復水タンク閉塞	2.8E-06	48%
					②補助給水系各機器の外部リーク	3.3E-07	6%
					③復水タンク外部リーク	2.7E-07	4%
	過渡事象	補助給水失敗	2.5E-06	1%	手動停止と同様		
	2次冷却系の 破断	補助給水失敗	1.2E-06	<1%	①2次冷却系の破断事象診断失敗による破断ループへの給水停止失敗	1.2E-06	99%
					②復水タンク閉塞	5.3E-09	<1%
					③復水タンク外部リーク	5.0E-10	<1%
	主給水流量喪失	補助給水失敗	2.8E-07	<1%	手動停止と同様		
	外部電源喪失	補助給水失敗	1.4E-07	<1%	①復水タンク閉塞	5.9E-08	43%
					②補助給水系各機器の外部リーク	6.9E-09	5%
③復水タンク外部リーク					5.5E-09	4%	
蒸気発生器 伝熱管破損	補助給水失敗	8.0E-08	<1%	外部電源喪失と同様			
小破断LOCA	補助給水失敗	5.9E-09	<1%	外部電源喪失と同様			
2次冷却系の 破断	主蒸気隔離 失敗	7.9E-11	<1%	①2次冷却系の破断の発生 診断失敗+破断ループT/D-AFWP 駆動蒸気供給ライン逆止弁 (MS-576A) 閉失敗	2.6E-11	32%	
				②健全ループ 主蒸気隔離弁バイパス弁 (HCV-3625 (3635、 3645)) 内部リーク+破断ループ主蒸気逆止弁 (MS-536A) 閉 失敗	2.5E-11	32%	
				③破断ループ T/D-AFWP駆動蒸気元弁 (MS-575A) 閉操作失敗 + 破断ループ T/D-AFWP 駆動蒸気供給ライン逆止弁 (MS-576A) 閉失敗	9.1E-12	12%	

第1.1.1.h-2表 事故シーケンスの分析結果（2 / 6）

事故シーケンス		CDF (/炉年)	寄与割合 (全シーケンス)	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与割合 (事故シーケンス)	
安全機能のサポート機能喪失	外部電源喪失	非常用所内交流動力電源喪失	7.7E-06	3%	①A、Cディーゼル発電機室給気ファン起動失敗 共通原因故障	2.1E-06	27%
					②A (B) ディーゼル発電機試験による待機除外+C (A) ディーゼル発電機室給気ファン起動失敗	4.6E-07	6%
					③A (B) ディーゼル発電機継続運転失敗+C (A) ディーゼル発電機室給気ファン起動失敗	2.6E-07	3%
	原子炉補機冷却機能喪失	RCP シールLOCA	2.0E-04	90%	①RCPシールLOCA発生	2.0E-04	100%
		加圧器逃がし弁 / 安全弁LOCA	9.0E-07	<1%	①加圧器安全弁 (RC-055 (056、057)) 再開止失敗	9.0E-07	100%
		補助給水失敗	5.1E-09	<1%	①復水タンク閉塞	2.5E-09	48%
②補助給水系各機器の外部リーク	2.9E-10				6%		
③復水タンク外部リーク	2.3E-10				4%		

第1.1.1.h-2表 事故シーケンスの分析結果（3 / 6）

事故シーケンス		CDF (/炉年)	寄与割合 (全シーケンス)	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与割合 (事故シーケンス)	
原子炉格納容器除熱機能喪失	小破断LOCA	格納容器スプレ イ再循環失敗	<1%	①格納容器スプレイポンプRWST側入口弁 (CP-001A、B) 閉操作失敗	9.5E-08	41%	
				②スプレイクーラCCW第2出口弁 (CC-178A、B) 開操作失敗	9.5E-08	41%	
				③スプレイクーラCCW第2出口弁 (CC-178A、B) 開失敗 共通原因故障	6.1E-09	3%	
		格納容器スプレ イ注入失敗	<1%	①スプレイライン外隔離弁 (CP-024A、B) 開失敗 共通原因故障	6.1E-09	15%	
				②格納容器スプレイ信号A、B両トレン 共通原因故障	3.9E-09	10%	
				③A、B格納容器スプレイポンプ起動失敗 共通原因故障	1.7E-09	4%	
	中破断LOCA	格納容器スプレ イ再循環失敗	7.1E-08	<1%	小破断LOCAと同様		
		格納容器スプレ イ注入失敗	1.2E-08	<1%	小破断LOCAと同様		
	大破断LOCA	低圧再循環失敗 +格納容器スプレ イ再循環失敗	2.8E-11	<1%	①RHR冷却器CCW第2出口弁 (CC-114A、B) 開操作失敗+スプレ イクーラCCW第2出口弁 (CC-178A、B) 開操作失敗	4.1E-12	14%
					②RHR冷却器CCW第2出口弁 (CC-114A、B) 開操作失敗+格納容 器スプレイポンプRWST側入口弁 (CP-001A、B) 閉操作失敗	4.1E-12	14%
		格納容器スプレ イ注入失敗+低 圧再循環失敗+ (高圧再循環成 功)	5.2E-12	<1%	①A (B) 格納容器スプレイポンプ試験による待機除外+RHR 冷却器CCW第2出口弁 (CC-114A(B)) 開失敗+格納容器ス プレイ信号/S信号の共用部 (ユニバーサルカード等) B (A) 失敗	3.3E-13	6%
					②RHR冷却器CCW第2出口弁 (CC-114A、B) 開操作失敗+スプレ イライン外隔離弁 (CP-024A、B) 開失敗 共通原因故障	2.6E-13	5%
③スプレイライン外隔離弁 (CP-024A、B) 開失敗+A (B) 格 納容器スプレイポンプ待機除外(試験)+RHR冷却器CCW第2 出口弁 (CC-114A、B) 開操作失敗					6.4E-14	1%	

第1.1.1.h-2表 事故シーケンスの分析結果（4 / 6）

事故シーケンス			CDF (/炉年)	寄与割合 (全シーケンス)	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与割合 (事故シーケンス)
原子炉停止機能喪失	ATWS	—	1.2E-08	<1%	①原子炉トリップ回路作動失敗 共通原因故障	6.9E-09	57%
					②原子炉トリップ遮断器開失敗 共通原因故障	5.2E-09	43%
E C C S 注 水 機 能 喪 失	小破断LOCA	高圧注入失敗	1.8E-06	1%	①ループ低温側高圧注入ライン流量設定弁 (SI-071B (C、D)) 閉塞	9.8E-07	56%
					②ループ低温側高圧注入ライン流量計オリフィス (FE-980B (C、D)) 閉塞	3.7E-07	21%
					③ループ低温側高圧注入ラインオリフィス (SI-01B (C、D)) 閉塞	3.7E-07	21%
	中破断LOCA	高圧注入失敗	5.4E-07	<1%	小破断LOCAと同様		
	大破断LOCA	低圧注入失敗	3.9E-09	<1%	①RHRポンプ出口流量高信号A、B発信失敗によるRHRポンプミニフロー弁 (FCV-601、611) の誤開 共通原因故障	7.0E-10	18%
					②S信号A、B両トレン 共通原因故障	4.6E-10	12%
					③RHRポンプ出口流量高信号A (B) 発信失敗によるRHRポンプミニフロー弁 (FCV-601 (611)) の誤開+B (A) 余熱除去ポンプ試験による待機除外	2.9E-10	7%
中破断LOCA	蓄圧注入失敗	2.6E-11	<1%	①蓄圧タンク出口第1逆止弁 (SI-134B、C、D) のうち2弁の開失敗 共通原因故障	1.8E-11	68%	
				②B、C、D蓄圧タンクのうち2基の閉塞	4.1E-12	15%	
				③B (C、D) 蓄圧タンク閉塞+蓄圧タンク出口弁 (SI-132C (B、D)) 閉塞	2.5E-12	9%	
大破断LOCA	蓄圧注入失敗	8.8E-12	<1%	中破断LOCAと同様			

第1.1.1.h-2表 事故シーケンスの分析結果（5 / 6）

事故シーケンス			CDF (/炉年)	寄与割合 (全シーケンス)	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与割合 (事故シーケンス)
E C C S 再 循 環 機 能 喪 失	小破断LOCA	高圧再循環失敗	3.8E-07	<1%	①高圧注入ポンプ第1ミニフロー弁 (SI-015A、B)、第2ミニフロー弁 (SI-016A、B) 閉操作失敗	9.5E-08	25%
					②安全注入系ポンプRWST側入口弁 (SI-002A、B) 閉操作失敗	9.5E-08	25%
					③格納容器再循環サンプル外隔離弁 (SI-093A、B) 開操作失敗	9.5E-08	25%
					④再循環切替診断失敗	5.9E-08	16%
					⑤A、B格納容器再循環サンプルスクリーン閉塞 共通原因故障	9.7E-09	3%
	中破断LOCA	高圧再循環失敗	1.2E-07	<1%	小破断LOCAと同様		
	大破断LOCA	低圧再循環失敗 + 高圧再循環失敗	8.1E-08	<1%	①再循環切替診断失敗	5.9E-08	74%
					②格納容器再循環サンプル外隔離弁 (SI-093A、B) 開操作失敗	9.5E-09	12%
					③安全注入系ポンプRWST側入口弁 (SI-002A、B) 閉操作失敗	9.5E-09	12%
					④A、B格納容器再循環サンプルスクリーン閉塞 共通原因故障	9.7E-10	1%
⑤原子炉補機冷却系故障 診断失敗 + C (D) 海水ポンプ出口弁 (SW-503C (D)) 戻し忘れ					1.9E-10	0.2%	

第1.1.1.h-2表 事故シーケンスの分析結果（6 / 6）

事故シーケンス		CDF (/炉年)	寄与割合 (全シーケンス)	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与割合 (事故シーケンス)
漏えい機能の隔離機能喪失	蒸気発生器伝熱管破損 破損側蒸気発生器の隔離失敗	4.8E-07	<1%	①蒸気発生器伝熱管破損事象診断失敗による破損側蒸気発生器への給水停止失敗+主蒸気管破断	8.6E-08	18%
				②破損側蒸気発生器 T/D-AFWP駆動蒸気元弁 (MS-575A) 閉失敗	3.1E-08	7%
				③タービンバイパス弁開信号失敗+破損側蒸気発生器 主蒸気安全弁 (MS-526A (527A)) 再閉止失敗	3.1E-08	7%
	インターフェイスシステムLOCA	—	3.0E-11	<1%	—	3.0E-11

第1.1.1.h-3表 起因事象別重要度評価結果（FV重要度順）

起因事象	FV重要度
原子炉補機冷却機能喪失	9.0E-01
外部電源喪失	3.5E-02
手動停止	2.7E-02
過渡事象	1.1E-02
小破断LOCA	1.1E-02
2次冷却系の破断	5.3E-03
中破断LOCA	3.3E-03
蒸気発生器伝熱管破損	2.5E-03
主給水流量喪失	1.3E-03
大破断LOCA	3.8E-04
ATWS	5.5E-05
インターフェイスシステムLOCA	1.4E-07

第1.1.1.h-4表 起因事象別重要度評価結果（RAW順）

起因事象	RAW
インターフェイスシステムLOCA	4.5E+03
ATWS	4.5E+03
原子炉補機冷却機能喪失	4.5E+03
小破断 LOCA	5.0E+01
中破断LOCA	5.0E+01
大破断LOCA	1.8E+01
2次冷却系の破断	1.3E+01
外部電源喪失	8.3E+00
蒸気発生器伝熱管破損	1.8E+00
主給水流量喪失	1.1E+00
過渡事象	1.1E+00
手動停止	1.1E+00

第1.1.1.h-5表 緩和系の基事象別重要度評価結果（FV重要度上位）

系統	基事象	FV重要度	RAW
RCP	RCPシールLOCA発生	9.0E-01	1.0E+00
補助給水系	復水タンク 閉塞	1.9E-02	1.6E+03
換気空調系	Aディーゼル発電機室給気ファン 制御回路の作動失敗	9.4E-03	1.8E+00
換気空調系	Cディーゼル発電機室給気ファン 制御回路の作動失敗	8.3E-03	1.7E+00
換気空調系	A、Cディーゼル発電機室給気ファン 制御回路の作動失敗 共通原因故障	6.4E-03	2.3E+01
—	2次冷却系の破断 診断失敗	5.2E-03	2.9E+00
非常用電源系	Aディーゼル発電機 待機除外（試験）	3.1E-03	1.8E+00
非常用電源系	Bディーゼル発電機 待機除外（試験）	2.4E-03	1.6E+00
非常用電源系	Aディーゼル発電機 継続運転失敗	2.1E-03	1.9E+00
高圧注入系	Bループ低温側高圧注入ライン流量 設定弁（SI-071B）閉塞	1.9E-03	2.3E+00

第1.1.1.h-6表 緩和系の基事象別重要度評価結果（RAW上位）

系統	基事象	RAW	FV重要度
補助給水系	復水タンク 閉塞	1.6E+03	1.9E-02
補助給水系	復水タンク 破損	1.6E+03	1.8E-03
補助給水系	T/D AFWP出口流量設定弁A（HCV-3715） 外部リーク	1.6E+03	5.6E-04
補助給水系	T/D AFWP 出口流量設定弁B（HCV-3725） 外部リーク	1.6E+03	5.6E-04
補助給水系	T/D AFWP 出口流量設定弁C（HCV-3735） 外部リーク	1.6E+03	5.6E-04
補助給水系	T/D AFWP 出口流量設定弁D（HCV-3745） 外部リーク	1.6E+03	5.6E-04
補助給水系	復水タンクドレン弁（FW-616） 内部リーク	1.6E+03	2.1E-04
補助給水系	補助給水戻りラインブロー弁（FW-617） 内部リーク	1.6E+03	2.1E-04
補助給水系	復水タンクサンプリング弁（FW-623） 内部リーク	1.6E+03	2.1E-04
補助給水系	T/D AFWP 油冷却器冷却水流量計オリフィス （5503）外部リーク	1.6E+03	1.8E-04

第1.1.1.h-7表 全CDF及び事故シーケンス別CDF不確実さ解析結果

事故シーケンス	下限値 (/炉年)	中央値 (/炉年)	上限値 (/炉年)	平均値 (/炉年)	EF
全CDF	1.7E-05	8.0E-05	7.9E-04	2.2E-04	6.7
大破断LOCA+低圧再循環失敗 +格納容器スプレイ再循環失敗	2.0E-13	3.8E-12	8.5E-11	2.7E-11	20.9
大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗	6.9E-10	1.3E-08	2.8E-07	7.5E-08	20.0
大破断LOCA+低圧再循環失敗 +格納容器スプレイ注入失敗	1.8E-14	4.5E-13	1.4E-11	4.8E-12	28.1
大破断LOCA+蓄圧注入失敗	5.6E-14	1.2E-12	2.6E-11	7.8E-12	21.6
大破断LOCA+低圧注入失敗	4.2E-11	7.0E-10	1.2E-08	3.5E-09	17.1
中破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	7.5E-10	1.4E-08	2.5E-07	6.9E-08	18.3
中破断LOCA+高圧再循環失敗	1.5E-09	2.4E-08	4.2E-07	1.1E-07	16.7
中破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	9.9E-11	1.8E-09	3.8E-08	1.1E-08	19.6
中破断LOCA+蓄圧注入失敗	1.6E-13	3.3E-12	7.7E-11	2.2E-11	22.0
中破断LOCA+高圧注入失敗	5.8E-09	1.1E-07	2.0E-06	5.1E-07	18.5
小破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	2.3E-09	4.2E-08	8.0E-07	2.2E-07	18.8
小破断LOCA+高圧再循環失敗	4.7E-09	7.5E-08	1.3E-06	3.5E-07	16.9
小破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	3.2E-10	6.1E-09	1.3E-07	3.7E-08	20.1
小破断LOCA+高圧注入失敗	1.9E-08	3.4E-07	6.3E-06	1.8E-06	18.0
小破断LOCA+補助給水失敗	8.9E-11	1.3E-09	2.2E-08	6.2E-09	15.5
インターフェイスシステムLOCA	1.1E-13	3.6E-12	1.1E-10	3.1E-11	30.8
主給水流量喪失+補助給水失敗	4.4E-08	1.6E-07	8.2E-07	2.8E-07	4.3
外部電源喪失+補助給水失敗	1.4E-08	6.9E-08	4.6E-07	1.4E-07	5.7
外部電源喪失+非常用所内交流動力電源喪失	4.4E-07	2.5E-06	2.1E-05	6.4E-06	6.9
ATWS	1.2E-10	1.5E-09	3.0E-08	8.3E-09	15.5
2次冷却系の破断+補助給水失敗	4.7E-09	1.4E-07	4.1E-06	1.1E-06	29.4
2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗	2.4E-13	7.1E-12	2.5E-10	9.1E-11	32.3
蒸気発生器伝熱管破損 +破損側蒸気発生器の隔離失敗	5.9E-09	8.1E-08	1.5E-06	4.5E-07	15.7
蒸気発生器伝熱管破損+補助給水失敗	1.8E-09	2.1E-08	2.9E-07	7.9E-08	12.6
過渡事象+補助給水失敗	6.1E-07	1.6E-06	6.7E-06	2.5E-06	3.3
原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA	4.5E-06	5.9E-05	7.6E-04	2.0E-04	13.1
原子炉補機冷却機能喪失 +加圧器逃がし弁/安全弁LOCA	5.2E-09	1.2E-07	3.2E-06	9.0E-07	24.9
原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗	7.6E-11	1.1E-09	1.8E-08	4.8E-09	15.2
手動停止+補助給水失敗	1.4E-06	3.8E-06	1.6E-05	5.9E-06	3.3

第1.1.1.h-8表 起回事象発生頻度の感度解析結果

## 【プラント固有データの反映】

起回事象	ベースケース	感度解析① (頻度論統計)	感度解析② (ベイズ統計)
手動停止	2.3E-01/炉年	7.6E-02/炉年	1.6E-01/炉年
過渡事象	9.7E-02/炉年	3.8E-02/炉年	8.0E-02/炉年
主給水流量喪失	1.1E-02/炉年	1.9E-02/炉年	9.6E-03/炉年

第1.1.1.h-9表 機器故障率の感度解析結果

## 【プラント固有データの反映】

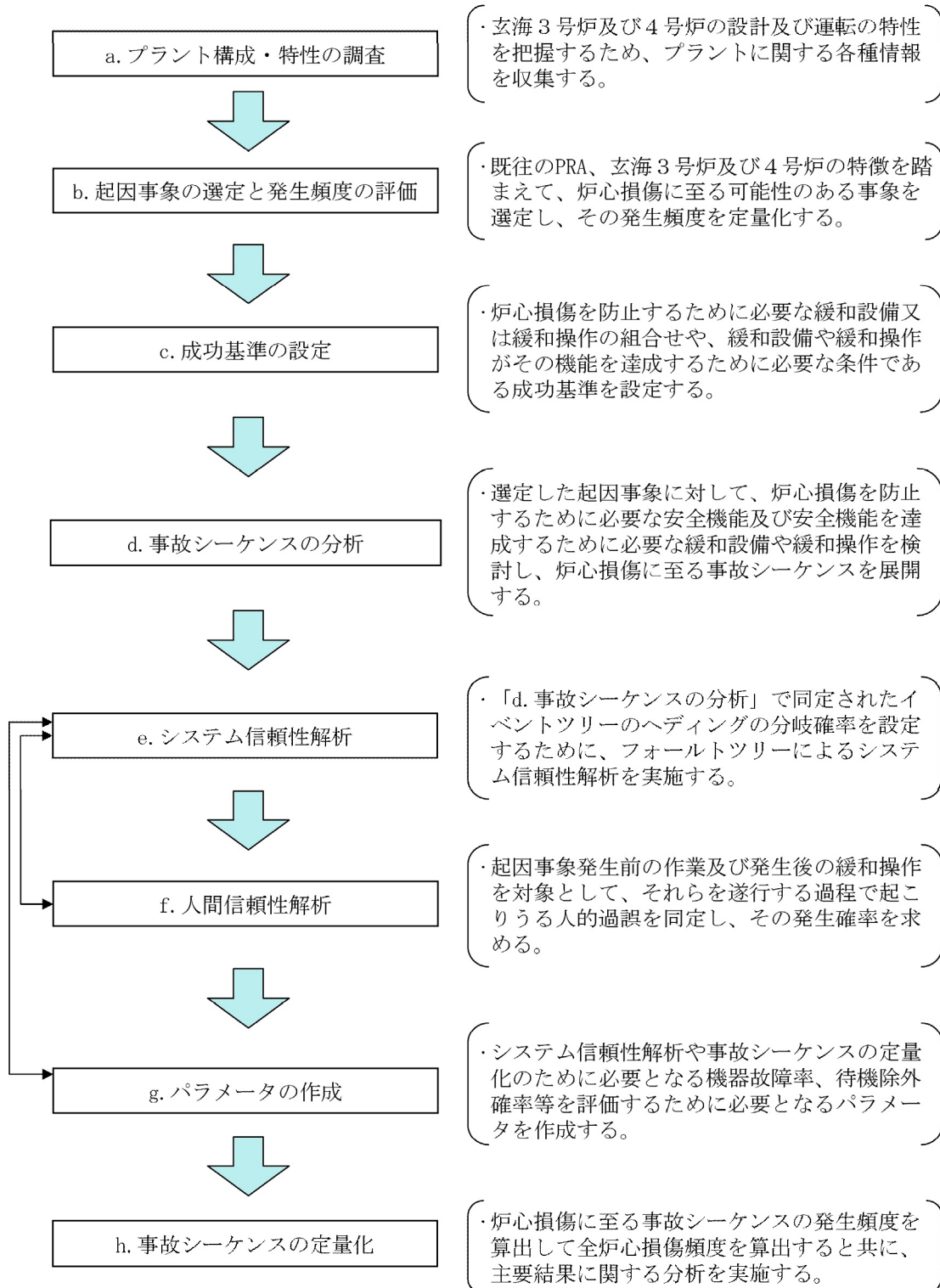
故障モード	ベースケース	感度解析① (頻度論統計)	感度解析② (ベイズ統計)
加圧器逃がし弁 内部リーク	2.0E-08/h	4.6E-08/h	5.1E-08/h
復水タンク 閉塞	3.2E-08/h	1.5E-07/h	2.5E-08/h
ディーゼル発電機 継続運転失敗	9.5E-05/h	1.3E-06/h	3.1E-05/h

第1.1.1.h-10表 全炉心損傷頻度の感度解析結果

## 【プラント固有データの反映】

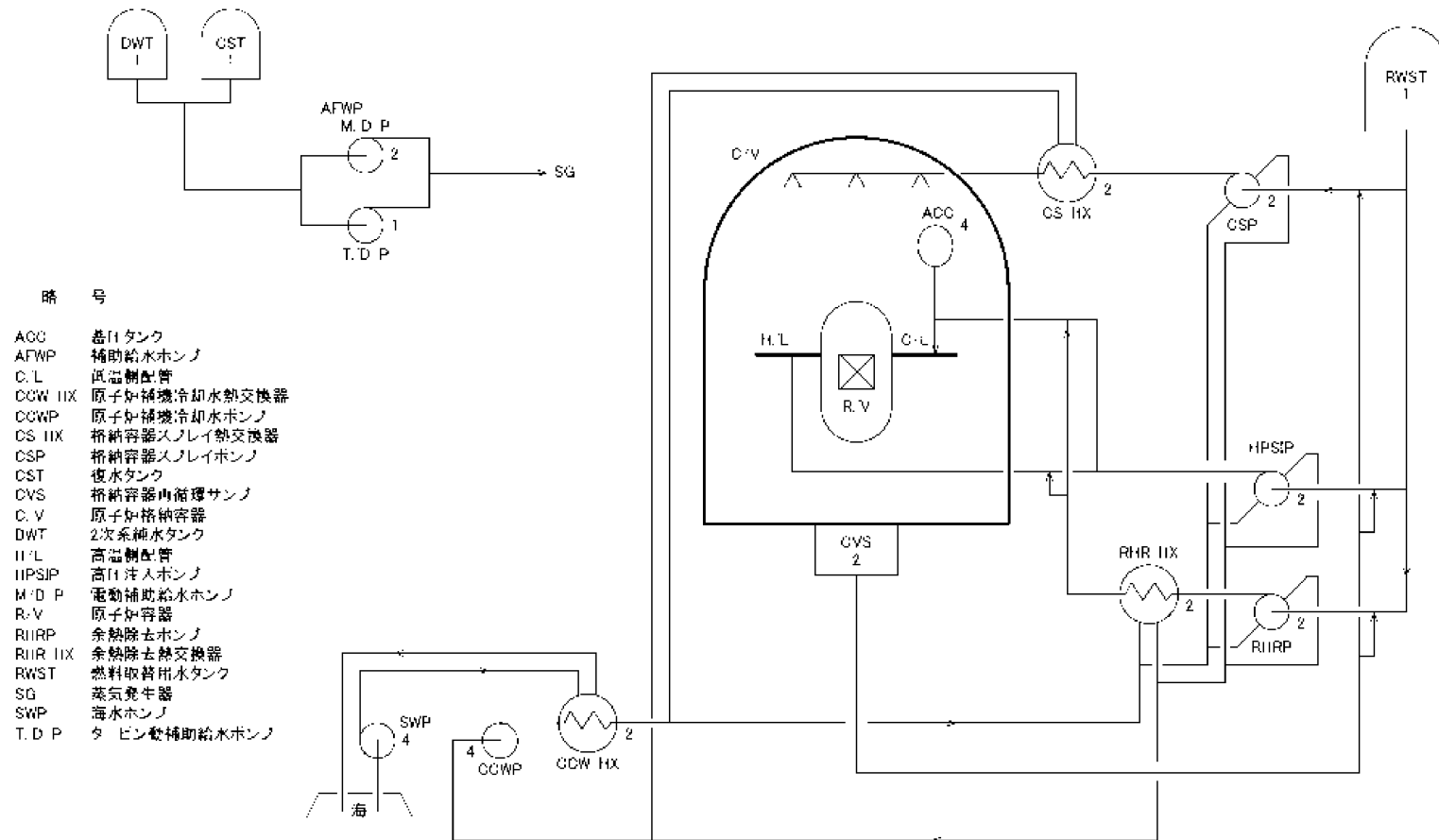
	ベースケース	感度解析① (頻度論統計)	感度解析② (ベイズ統計)
全炉心損傷頻度	2.2E-04 (2.21E-04)	2.2E-04 (2.22E-04)	2.2E-04 (2.18E-04)

## 手順の概要

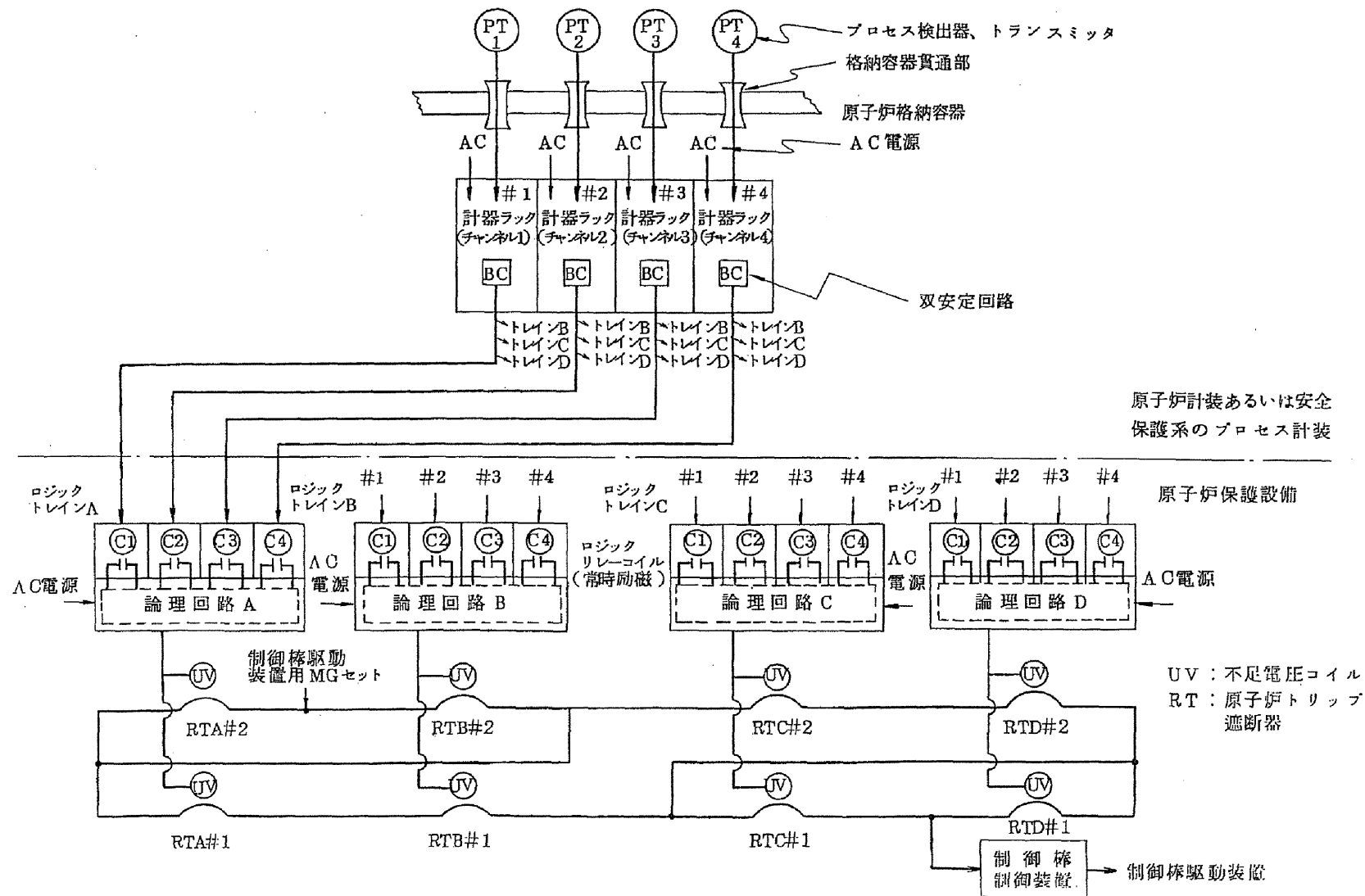


第1.1.1-1図 内部事象レベル1 PRA評価フロー





第1.1.1. a-2図 工学的安全施設の概要

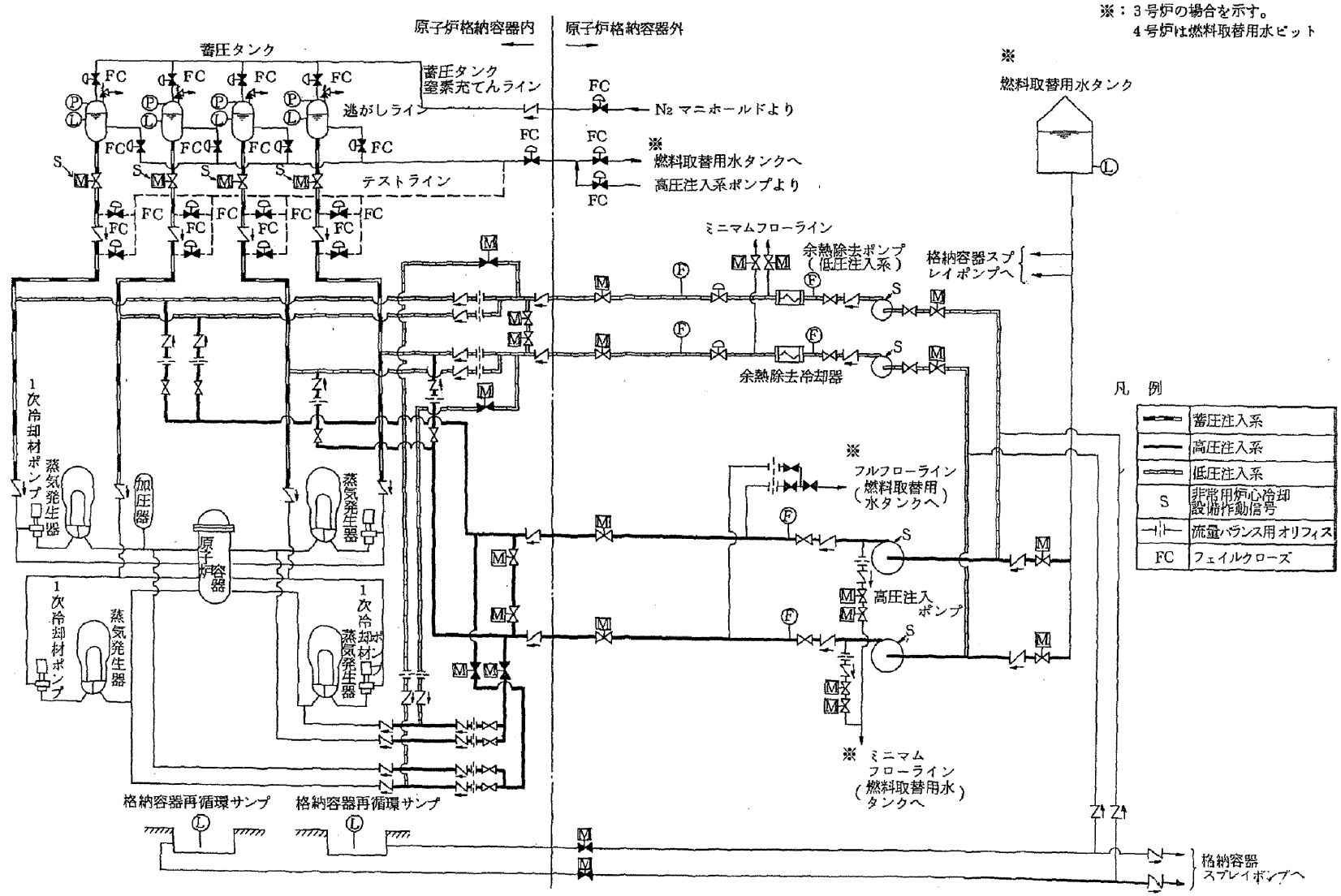


I. 1. 1-99

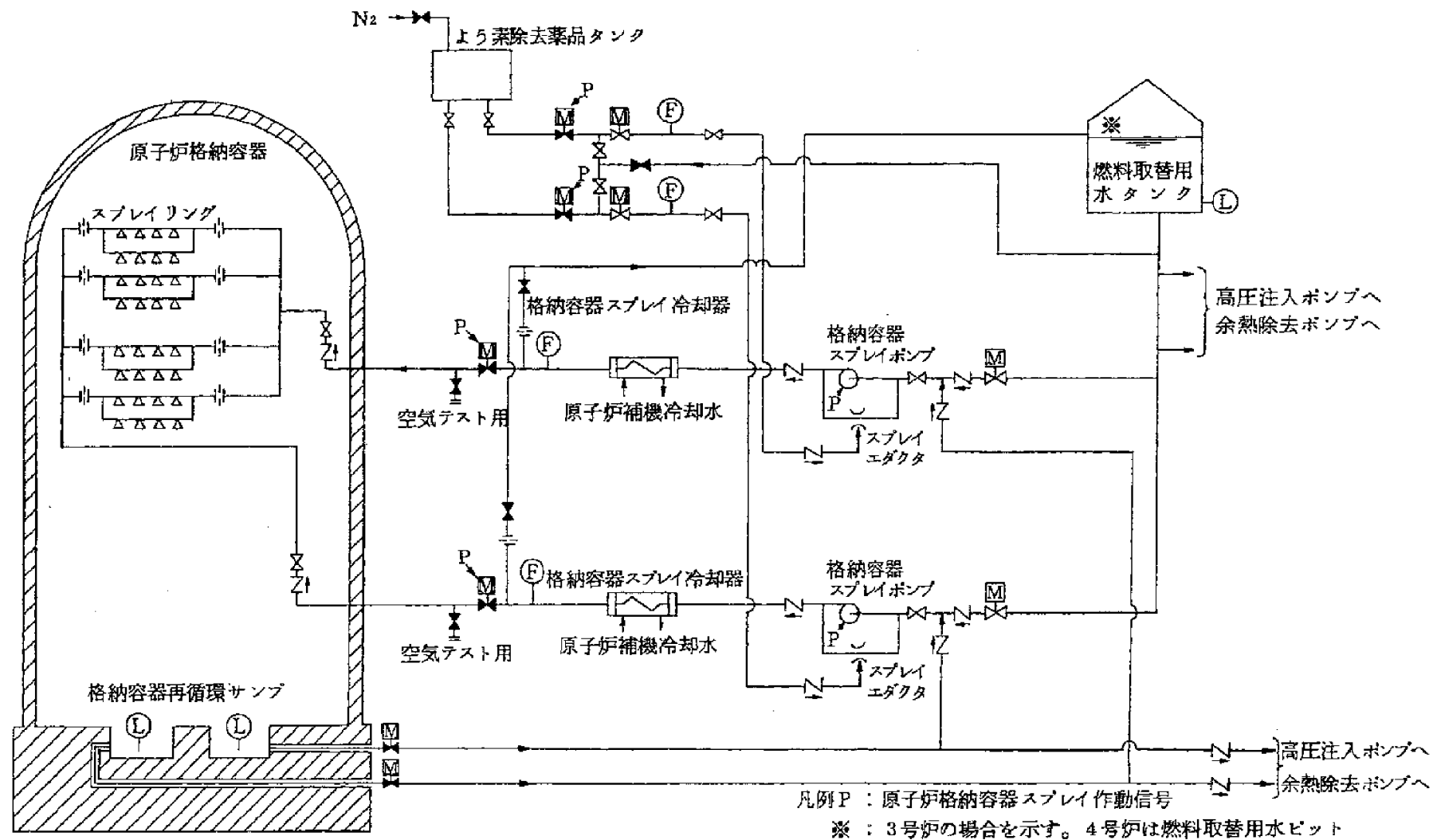
第1.1.1.a-3図 原子炉保護系設備系統説明図



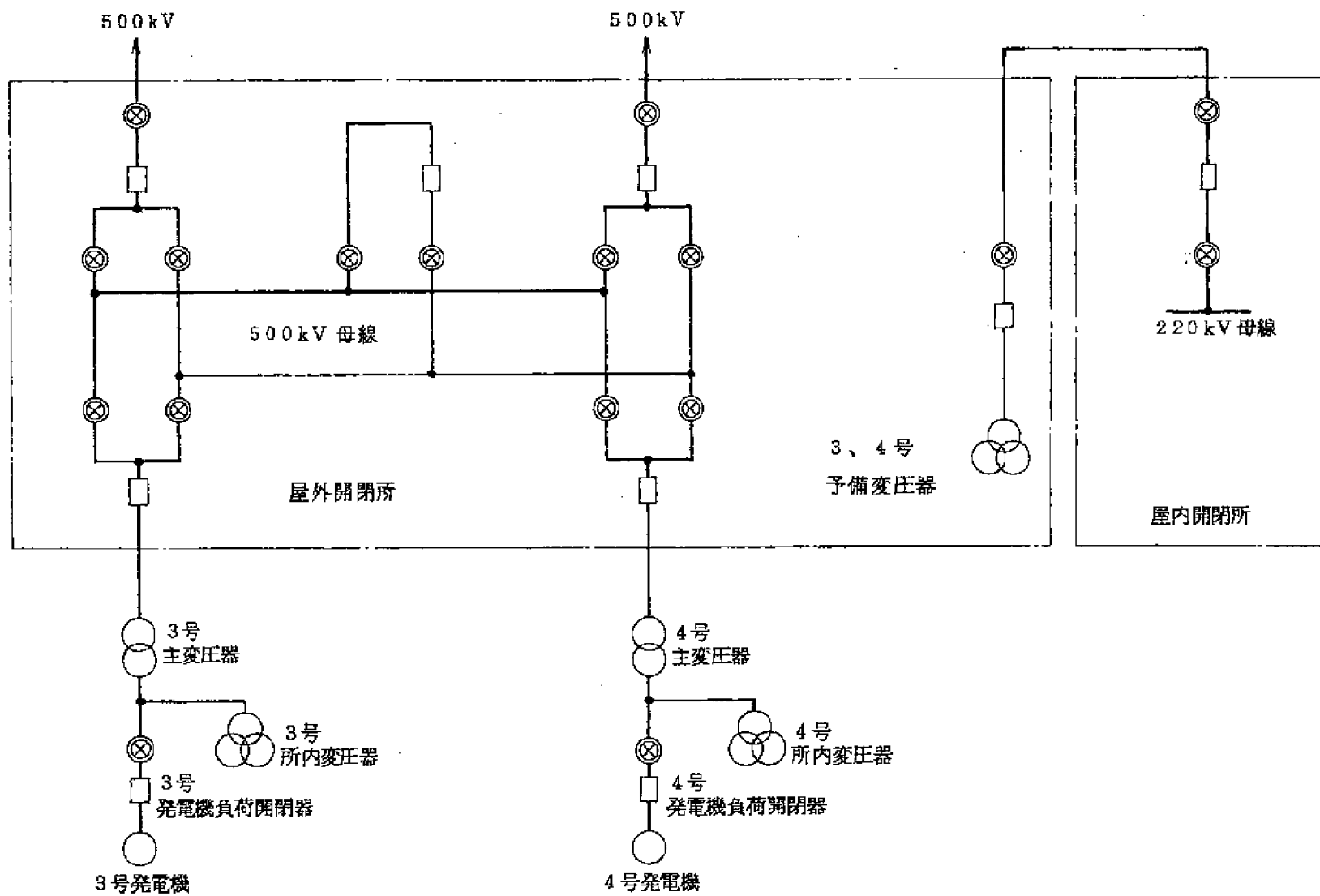
I. 1. 1-101



第1.1.1. a-5図 非常用炉心冷却設備系統説明図



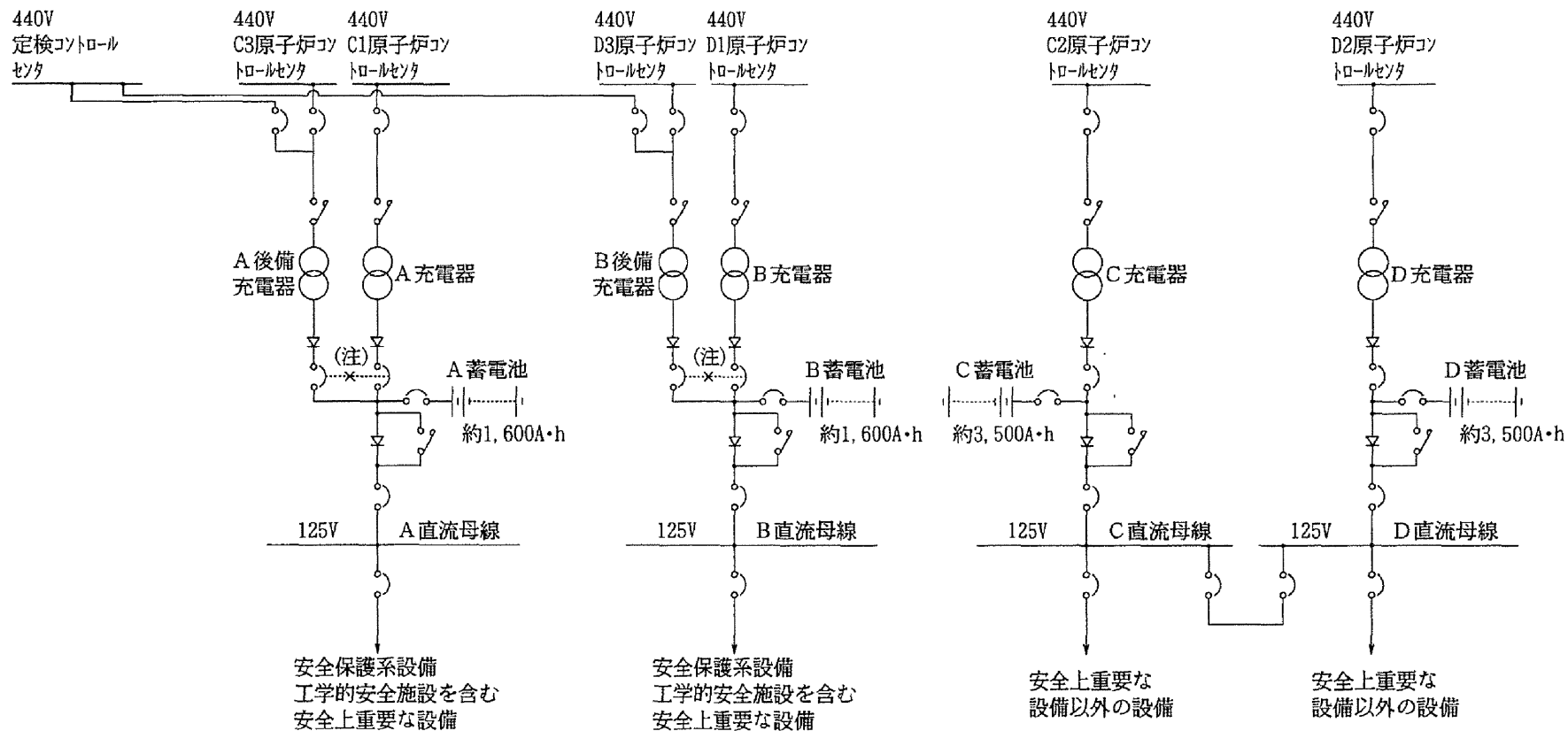
第1.1.1. a-6図 原子炉格納容器スプレイ設備系統説明図



1.1.1-103

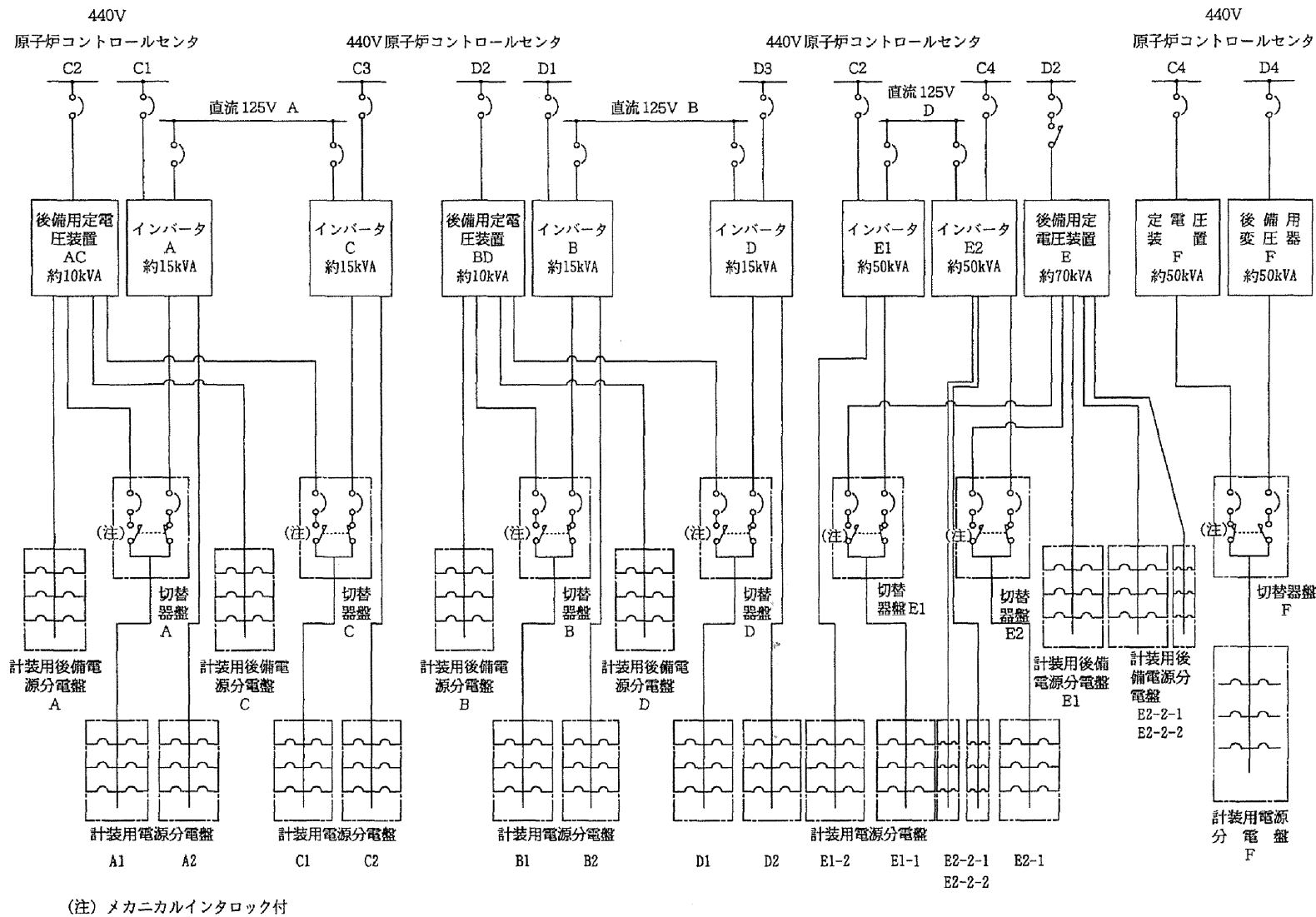
第1.1.1. a-7図 開閉所単線結線図



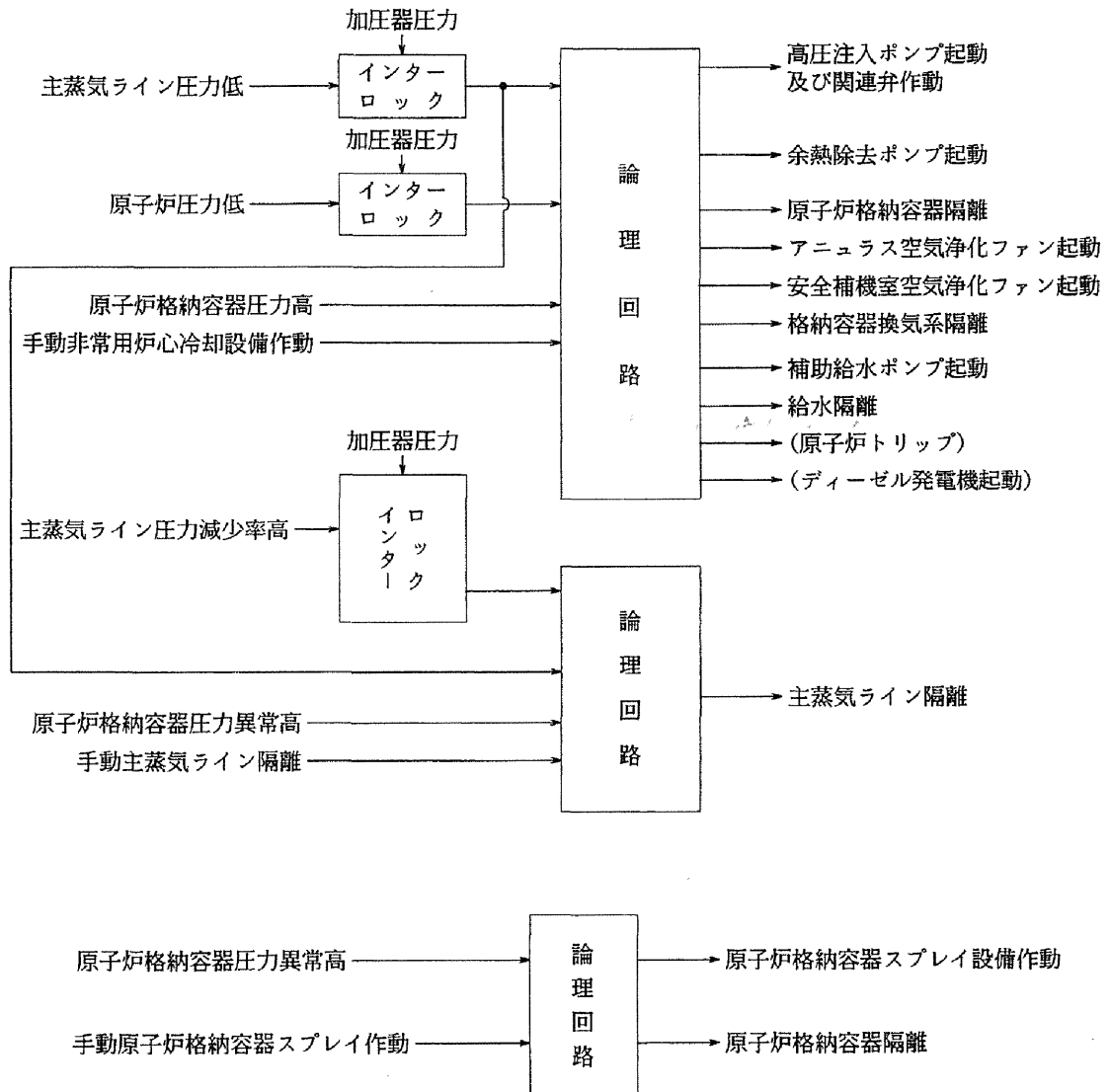


(注) メカニカルインターロック付

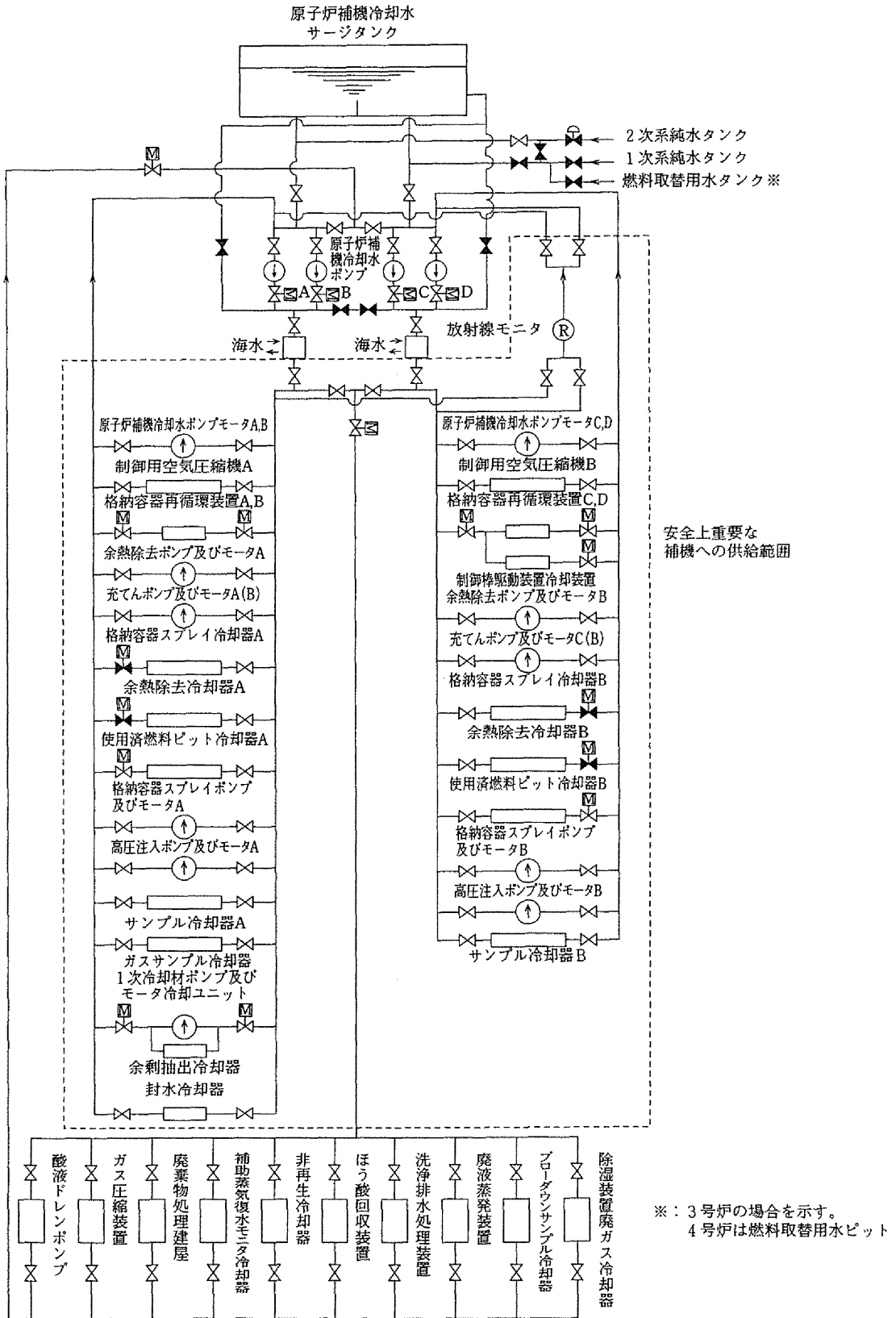
第1.1.1. a-9図 直流単線結線図



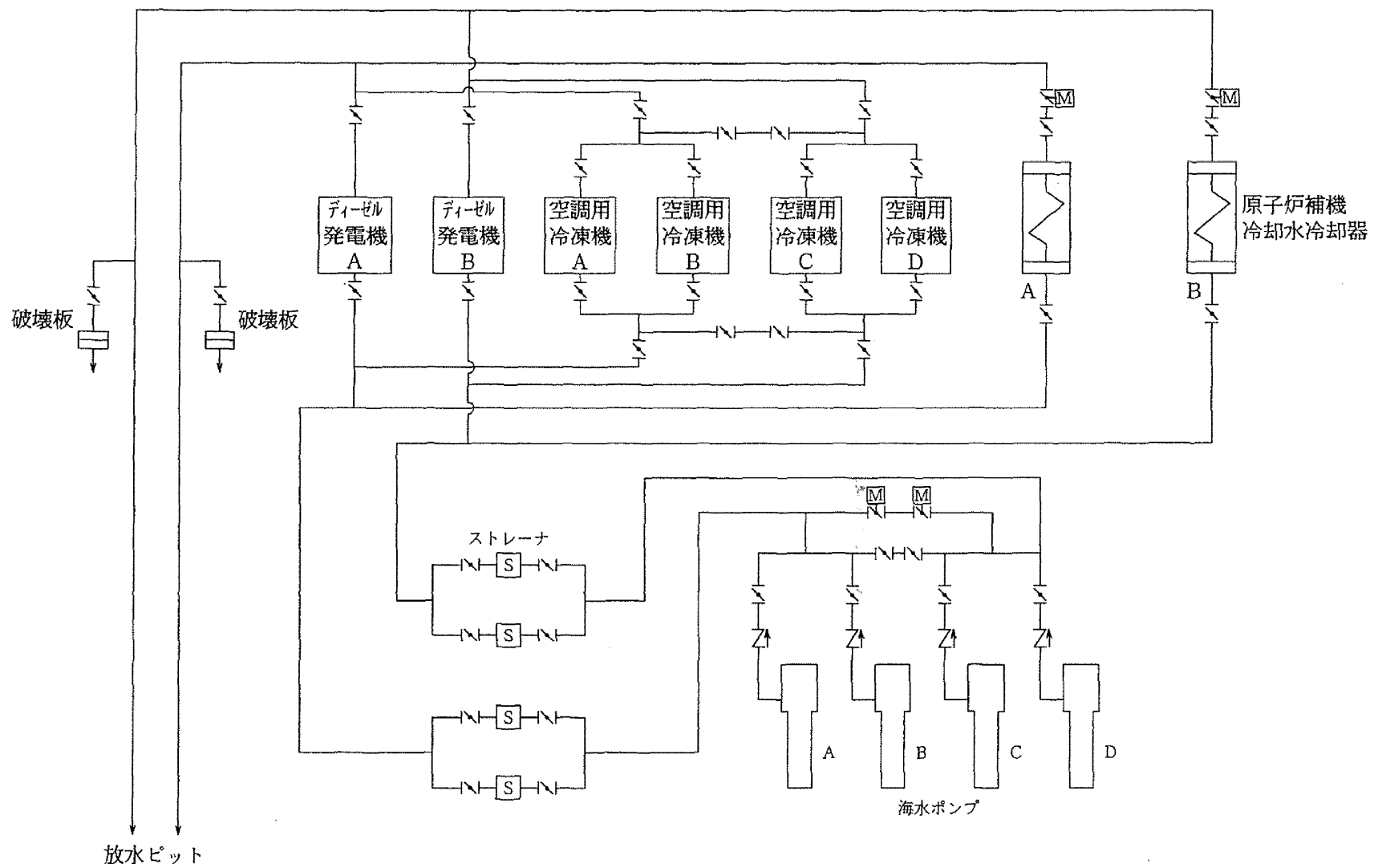
第1.1.1. a-10図 計測制御用電源単線結線図



第1.1.1.a-11図 工学的安全施設作動設備説明図


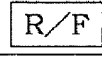
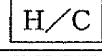

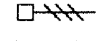


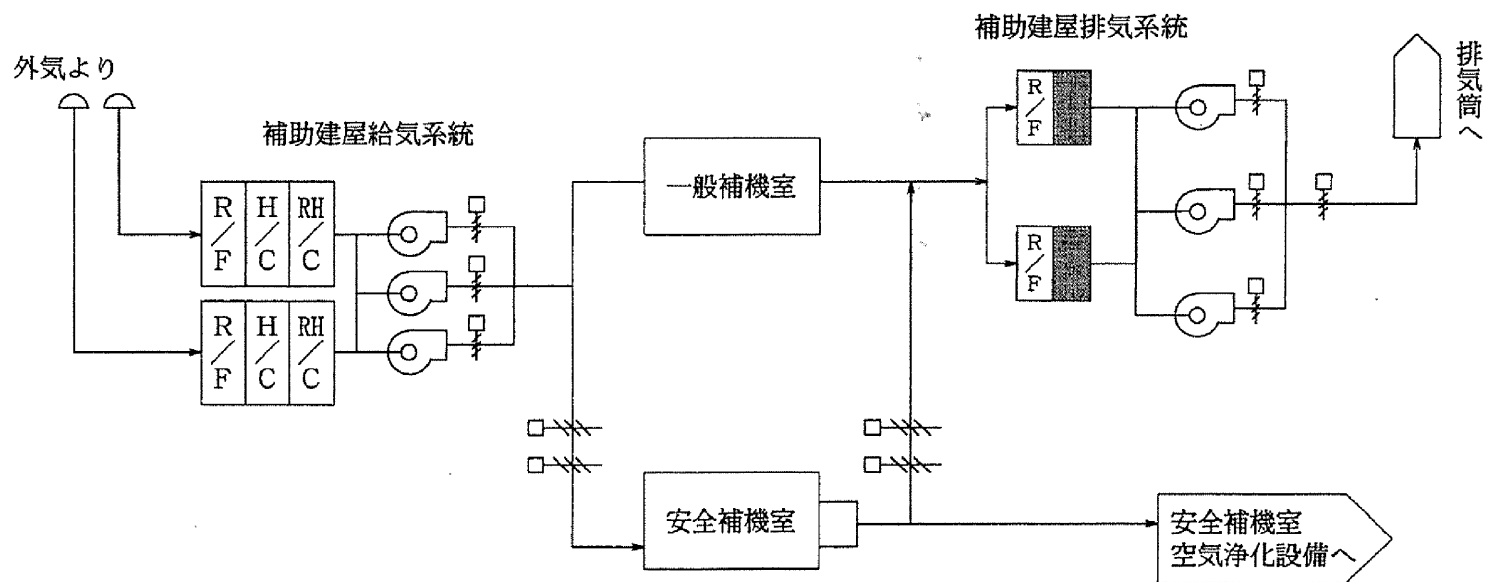
第1.1.1. a-12図 原子炉補機冷却水設備系統説明図



第1.1.1.a-13図 原子炉補機冷却海水設備系統説明図

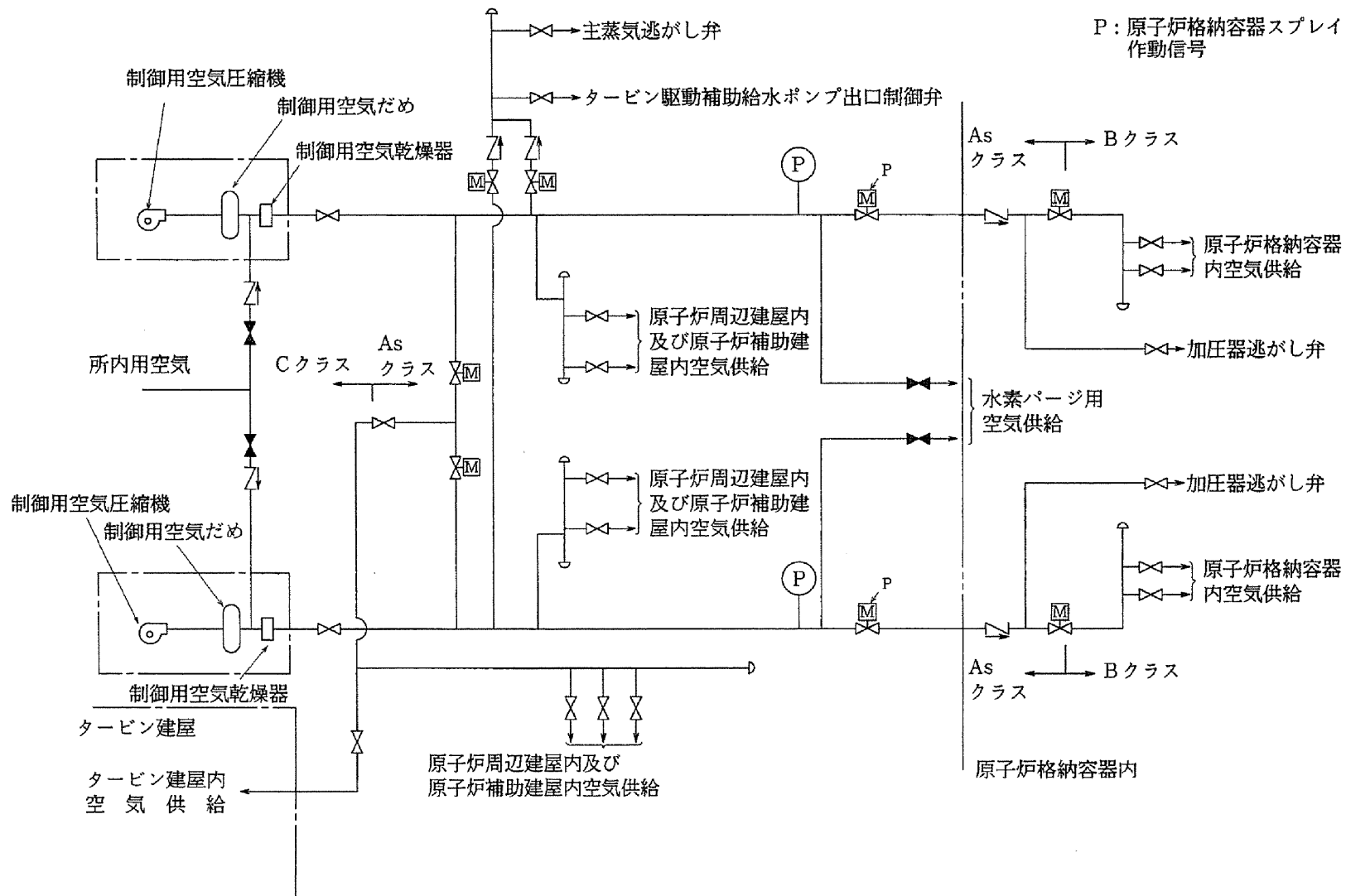
凡 例

	微粒子フィルタ
	粗フィルタ
	蒸気加熱コイル
	蒸気再熱コイル
	自動ダンパ (空気作動)

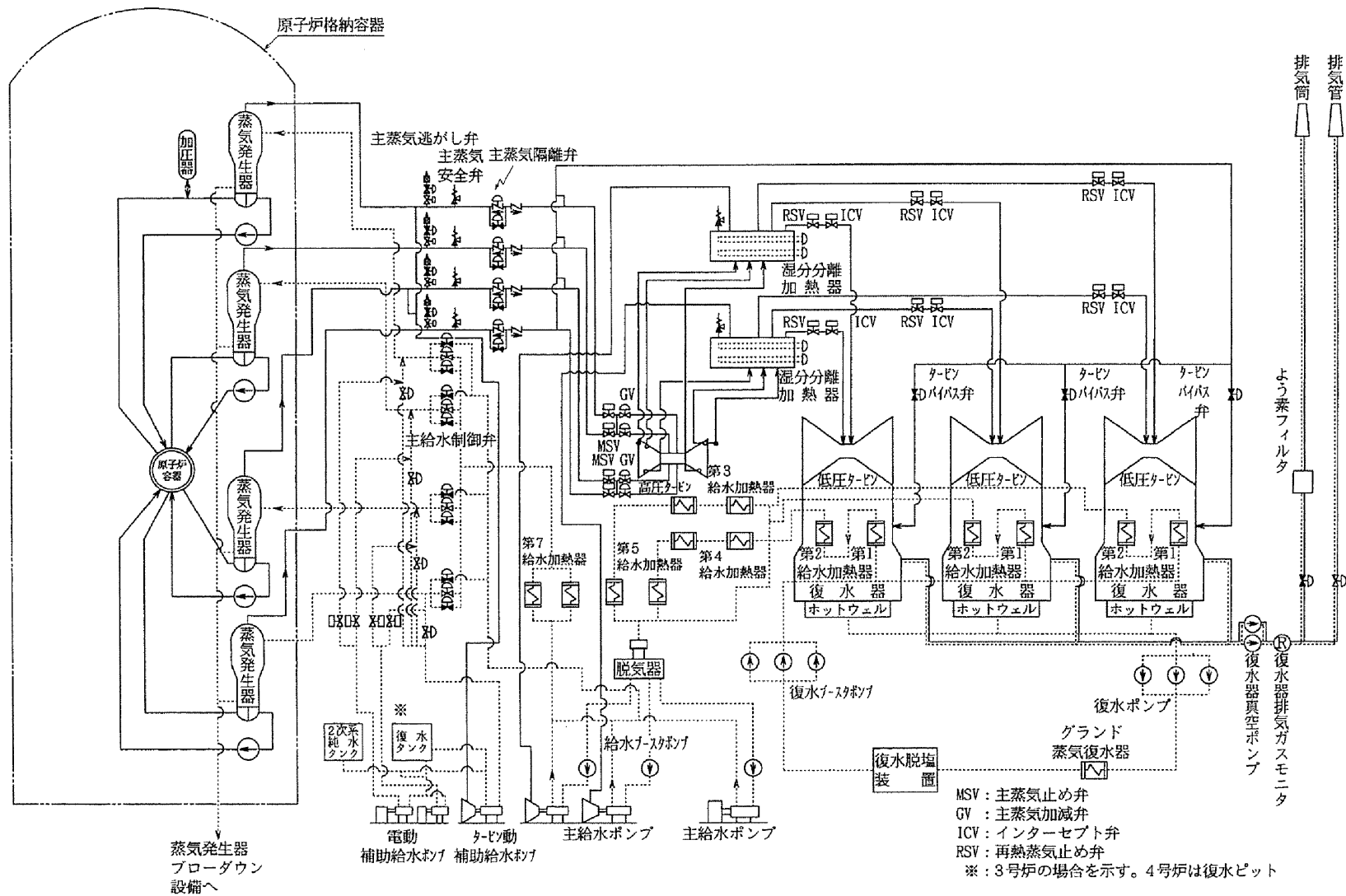


I. 1. 1-110

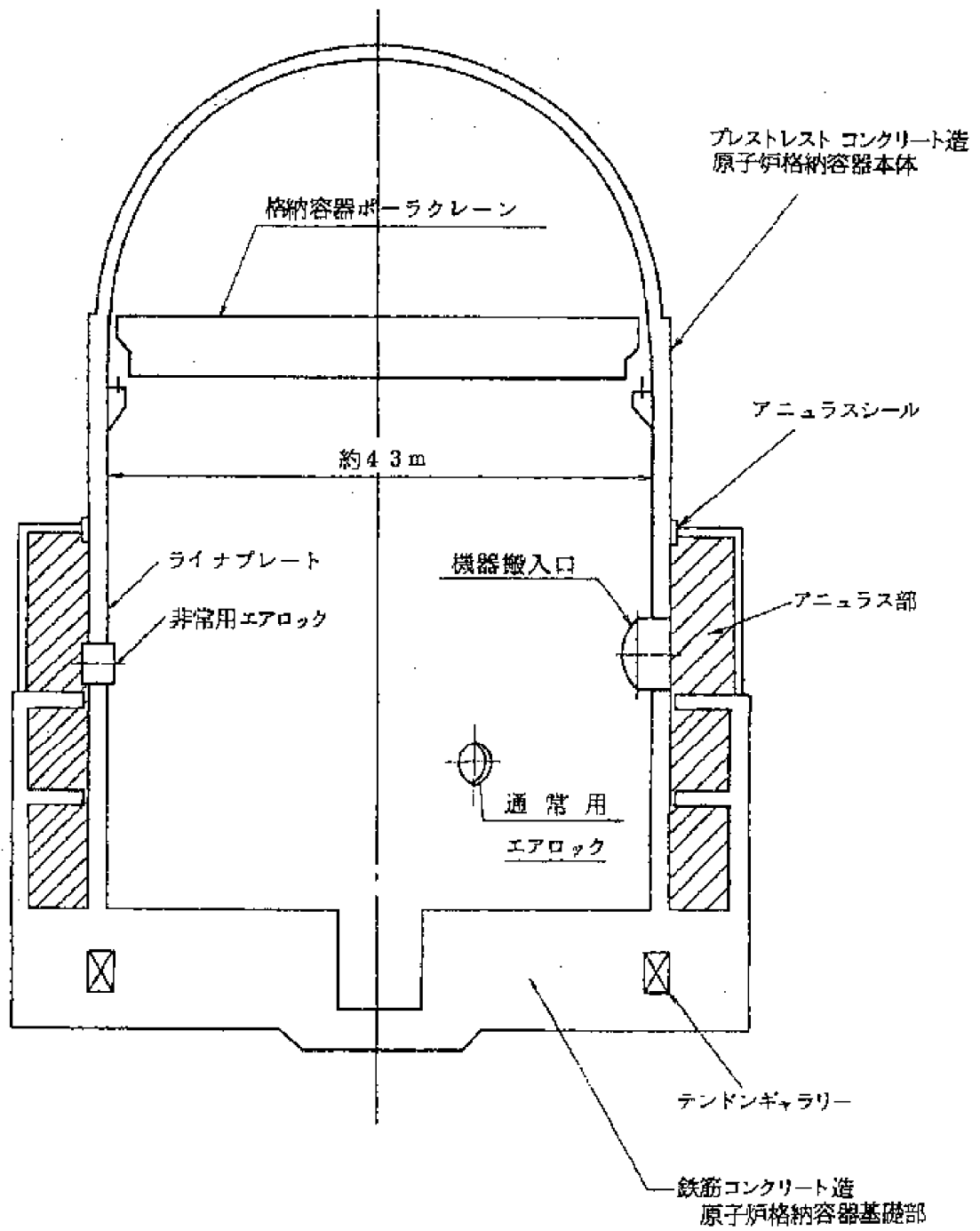
第1.1.1. a-14図 補助建屋換気空調設備系統説明図 (一般補機室及び安全補機室)



第1.1.1. a-15図 制御用空気設備系統説明図



第1.1.1. a-16図 タービン系統説明図



第1.1.1. a-17図 原子炉格納施設の構造概要図

凡例

EH/C : 電気加熱コイル

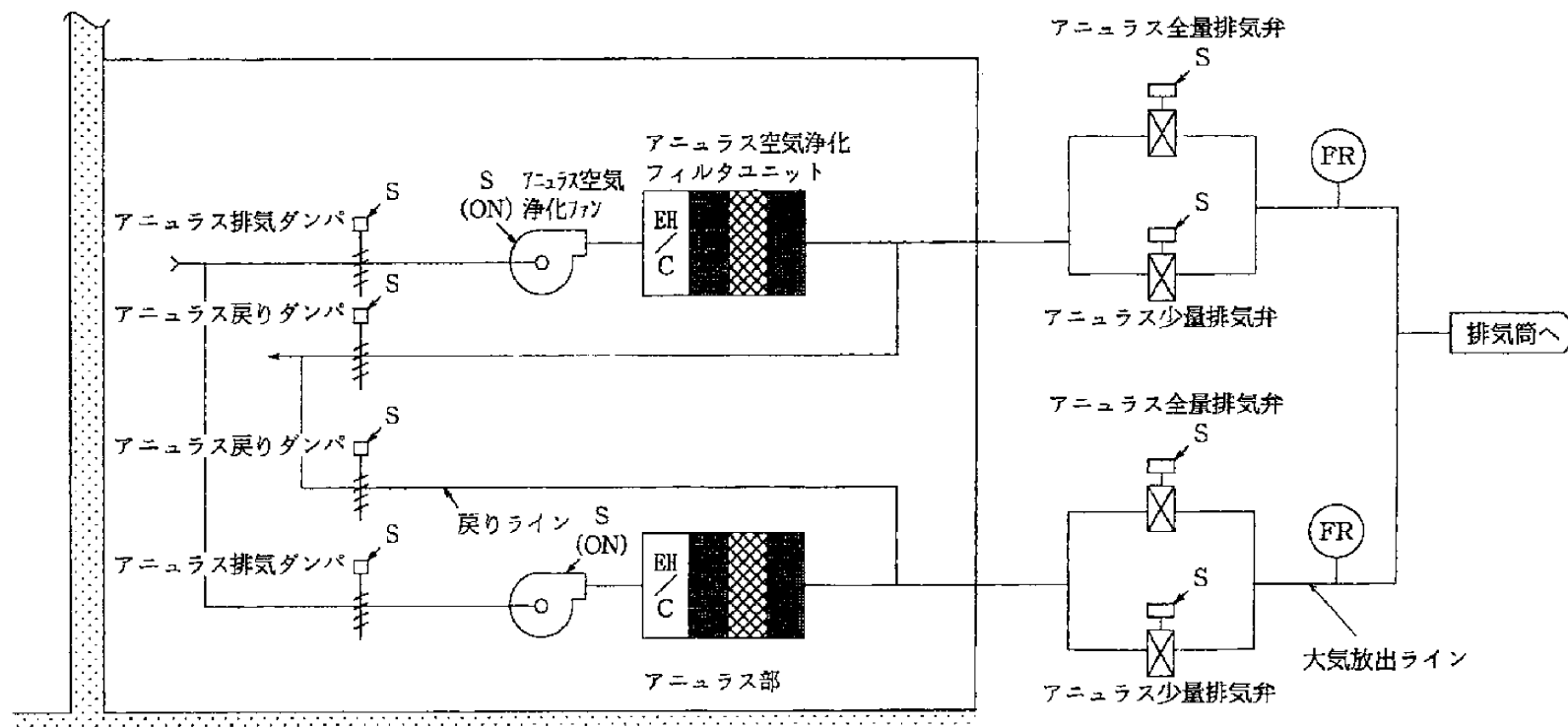
■ : 微粒子フィルタ

▨ : よう素フィルタ

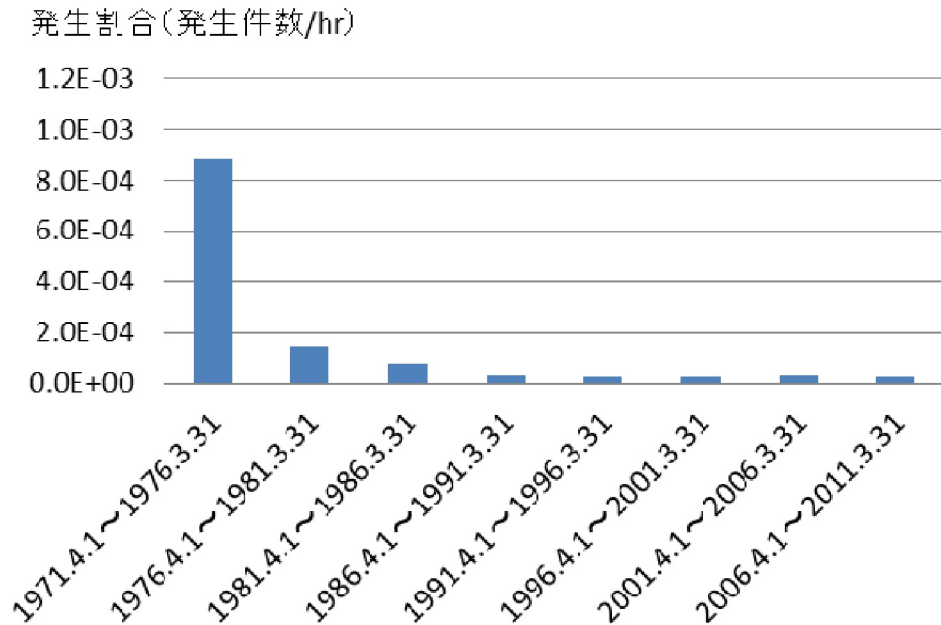
□-X : 自動バタフライ弁 (空気作動無漏洩型)

□-||| : 自動ダンバ (空気作動)

(FR) : 空気流量計

S : 非常用炉心冷却  
設備作動信号

第1.1.1. a-18図 アニュラス空気浄化設備系統説明図

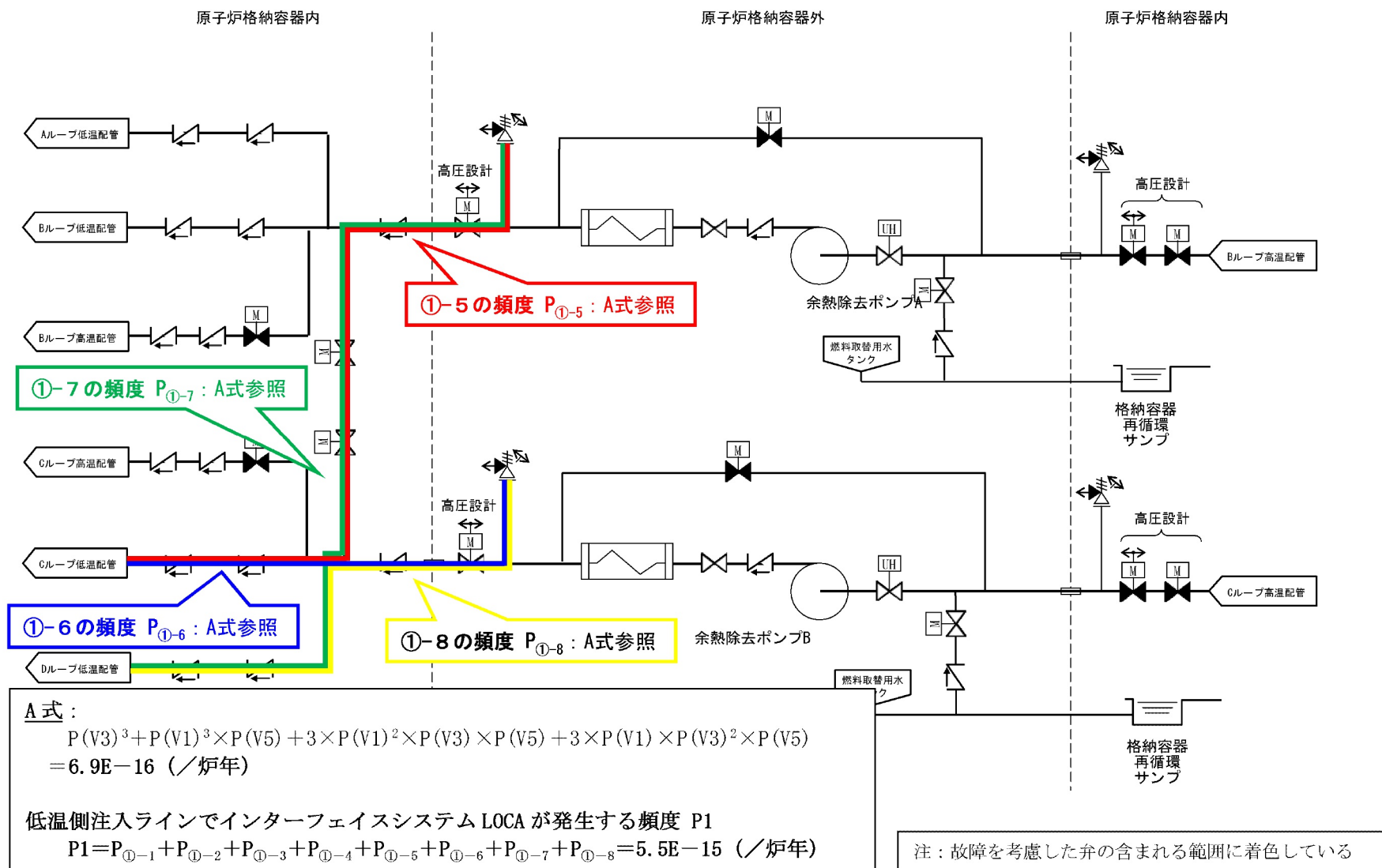


第1.1.1.b-1図 国内PWRプラントの運転実績（発電時間）に対するトリップ事象の発生割合

- 起因事象データの収集期間の設定については、日本原子力学会標準 AESJ-SC-RK001:201 「原子力発電所の確率論的安全評価用のパラメータ推定に関する実施基準:2010」D. 3. 1 項 (NUREG/CR-6823 「Handbook of Parameter Estimation for Probabilistic Risk Assessment」 5.1.2 項の転載) に基づいて行っている。
- 上記図書によると、起因事象データの収集期間の設定は、一般的にはプラントの全運転年数のデータを考慮すべきであるが、プラントの起因事象の発生年数はプラントの設計及び運転の改良によって時間とともに減少することから、データには直近の運転経験を反映させることが望ましく、近年の運転データのみを考慮するのがよいとされている。
- 事象整理の結果から、1976年4月以前における起因事象発生件数はその他の期間から明らかに突出しており、起因事象データの収集期間として近年の運転状況を反映するのに適切ではないと考え除外している。なお、この期間に発生している起因事象としては、下表に示すように常用系の故障による手動停止や過渡事象が大半を占めている。

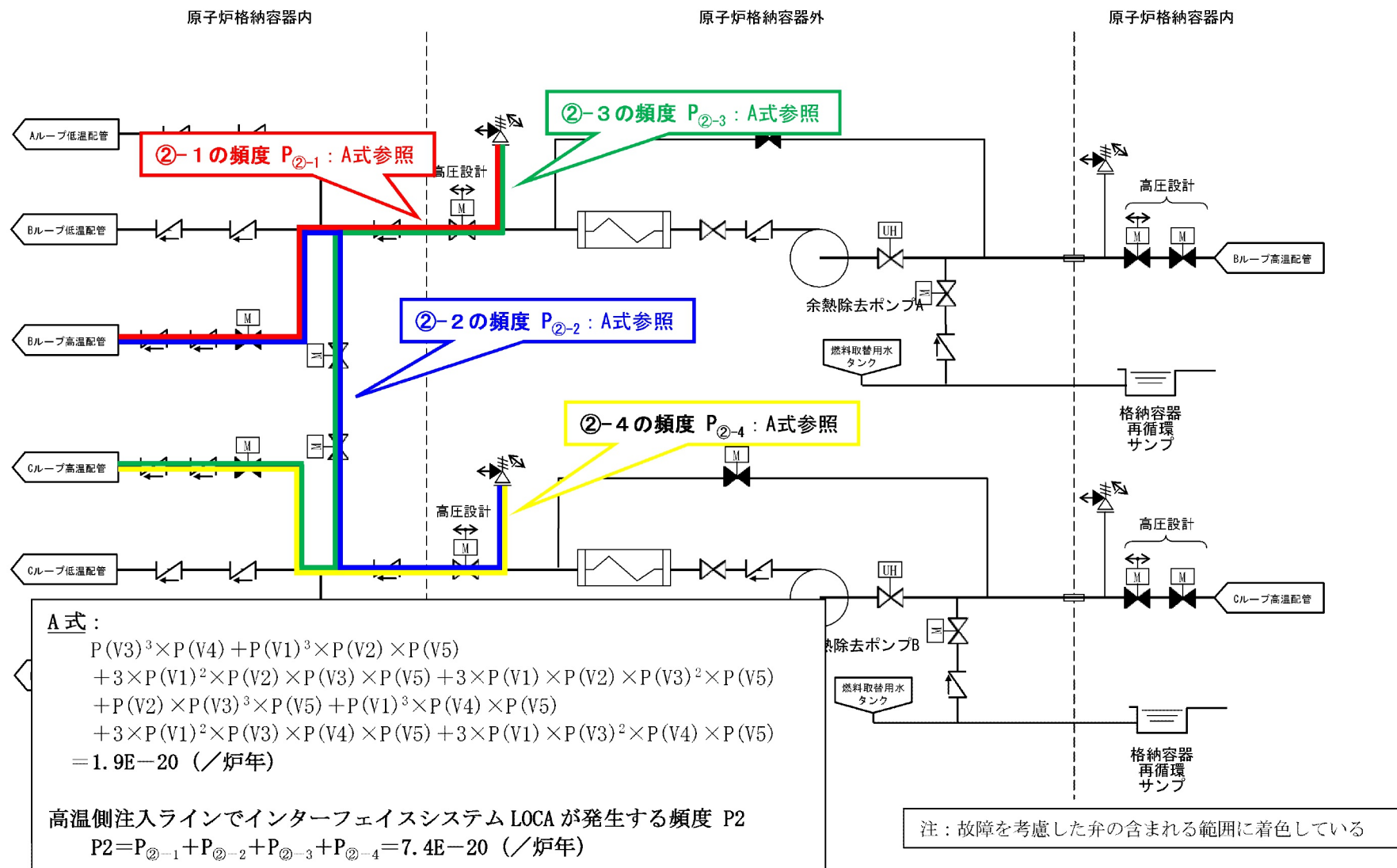
	主給水 流量喪失	外部電源 喪失	蒸気発生器 伝熱管破損	過渡事象	手動停止
1970. 11. 28～ 1976. 3. 31	2	0	0	8	34



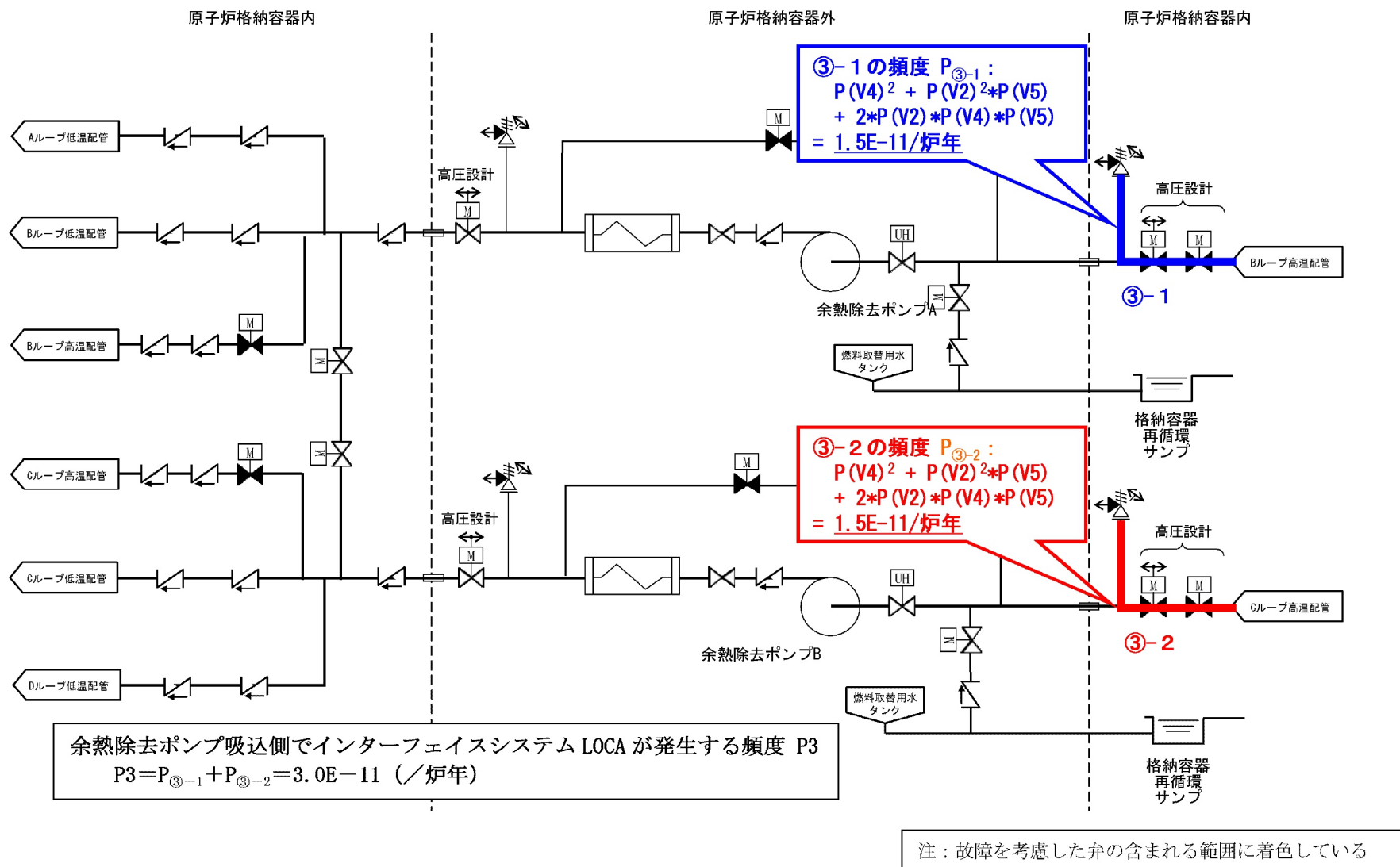


第1.1.1.b-3図 インターフェイスシステムLOCAの想定 (1 / 4)

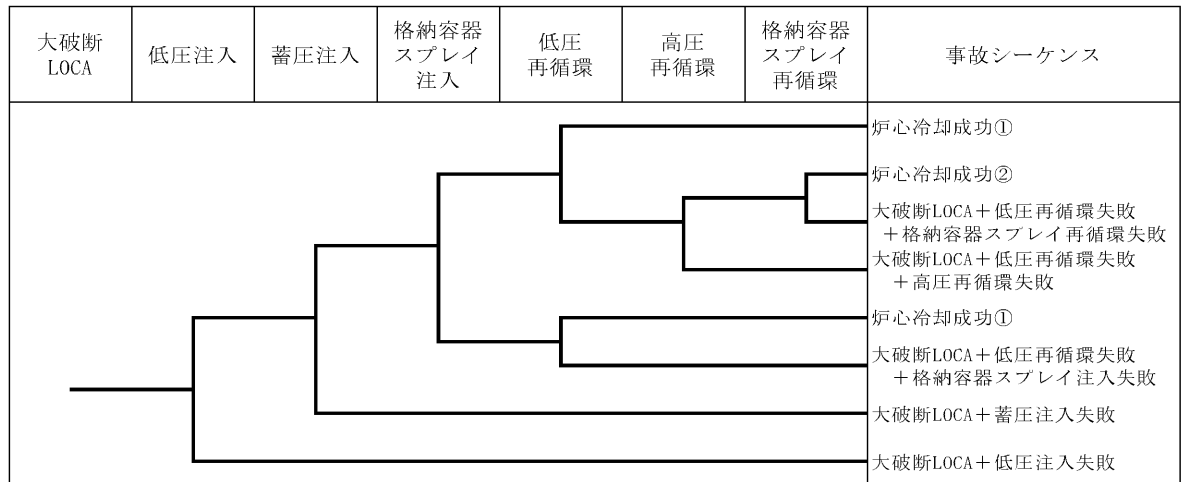




第1.1.1. b-3図 インターフェイスシステムLOCAの想定 (3 / 4)



第1.1.1. b-3図 インターフェイスシステムLOCAの想定 (4 / 4)



第 1. 1. 1. d-1 (a) 図 大破断LOCAイベントツリー

【仮定条件】

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリの破損による 1 次冷却材の格納容器内の流出事故のうち破断口面積が等価口径 8 inch から両端破断相当（配管断面積の 2 倍）までと定義した。
- ・本評価では A ループ低温側配管破断を仮定した。
- ・大破断LOCA時は、炉心部での冷却材密度の低下（ボイド発生）が短期間で生じるため原子炉トリップに期待しておらず、また 1 次系への注入機能により十分な冷却機能が確保されるので補助給水の機能にも期待していない。

【イベントツリーの説明】

- ・大破断LOCA時は、「蓄圧注入」と「低压注入」により短期的な炉心冷却が確保される。また、事故後長期的な炉心冷却は短期の注入に引き続き「低压再循環」により確保される。
- ・高压注入も作動するが、注入流量は小さいため、炉心冷却の観点から必須ではない。
- ・事故後長期的な炉心冷却として、「低压再循環」に失敗した場合においても、「高压再循環」及び「格納容器スプレイ再循環」により炉心冷却が確保される。

【成功基準】

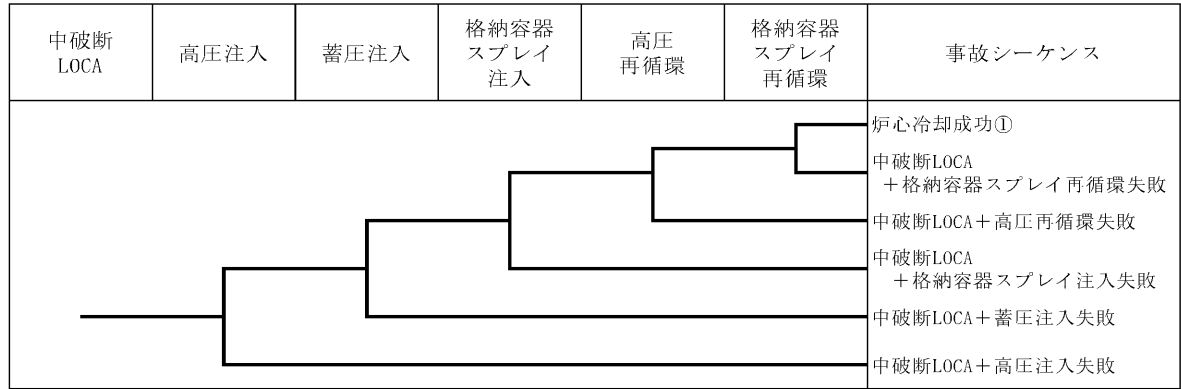
大破断 LOCA	低压注入	蓄圧注入	格納容器 スプレイ 注入	低压 再循環	高压 再循環	格納容器 スプレイ 再循環
ポンプ	1 / 2	—	1 / 2	1 / 2	1 / 2	1 / 2
熱交換器	—	—	—	1 / 2	—	1 / 2
ループ	健全 2 / 3	健全 3 / 3	—	健全 2 / 3	健全 3 / 3	—
その他	—	—	3 / 4 ノズル	—	(※ 1)	3 / 4 ノズル
使命時間	24h	24h	24h	24h	24h	24h
成功シーケンス①	○	○	—	○	—	—
成功シーケンス②	○	○	○	×	○	○

(注) ○：必要

×：失敗を想定

—：不作動又は不要

(※ 1) 注入時故障を含む



第1.1.1. d-1 (b) 図 中破断LOCAイベントツリー

【仮定条件】

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリの破損による1次冷却材の原子炉格納容器内の流出事故のうち破断口面積が等価口径2 inchから8 inchと定義した。
- ・本評価ではAループ低温側配管破断を仮定した。
- ・中破断LOCA時は、炉心部での冷却材密度の低下（ボイド発生）が短期間で生じるため原子炉トリップに期待しておらず、また1次系への注入機能により十分な冷却機能が確保されるので補助給水の機能にも期待していない。

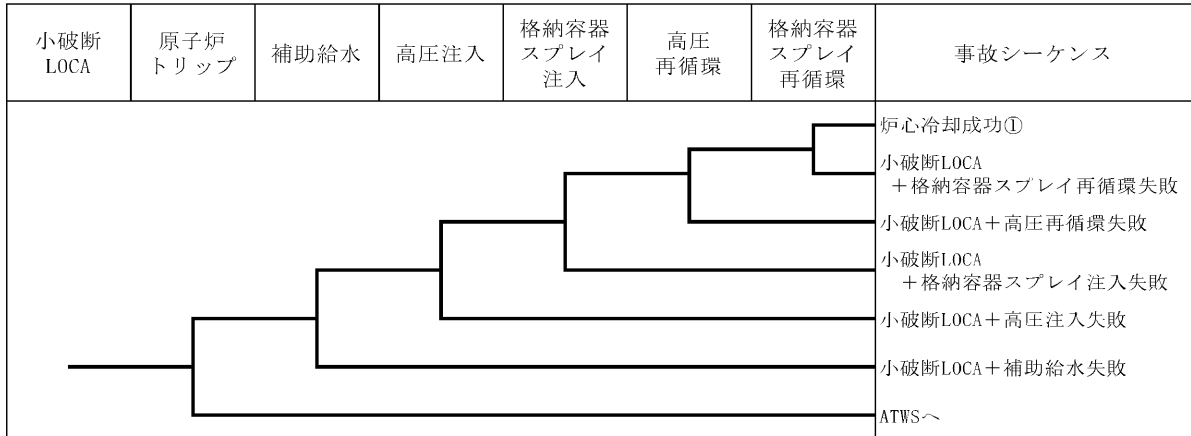
【イベントツリーの説明】

- ・中破断LOCA時は、「高压注入」と「蓄圧注入」により短期的な炉心冷却が確保される。また、事故後長期的な炉心への注水は「高压再循環」により確保される。
- ・中破断LOCA時は1次系の圧力が高く、冷却器のない高压再循環のみでは格納容器内圧上昇は抑制できないため、「格納容器スプレイ注入／再循環」が必要となる。

【成功基準】

中破断 LOCA	高压注入	蓄圧注入	格納容器 スプレイ 注入	高压再循環	格納容器 スプレイ 再循環
ポンプ	1 / 2	—	1 / 2	1 / 2	1 / 2
熱交換器	—	—	—	—	1 / 2
ループ	健全 3 / 3	健全 2 / 3	—	健全 3 / 3	—
その他	—	—	3 / 4 ノズル	—	3 / 4 ノズル
使命時間	24h	24h	24h	24h	24h
成功シーケンス①	○	○	○	○	○

- (注) ○：必要  
 ×：失敗を想定  
 —：不作動又は不要



第1.1.1. d-1(c)図 小破断LOCAイベントツリー

【仮定条件】

小破断LOCAは、以下の原因による1次冷却材の原子炉格納容器への流出事故として定義した。

- ・破断口径が3/8inchから2 inchと定義した。
- ・1次系加圧事象による加圧器逃がし弁からの1次冷却の流出 (PORV LOCA) も小破断LOCA相当として定義。
- ・本評価ではAループ低温側配管破断を仮定した。

【イベントツリーの説明】

- ・小破断LOCA時は、炉心でのボイド形成による負の反応度添加が期待できないため、「原子炉トリップ」により原子炉出力の抑制が必要。
- ・破断流が小さいため、蓄圧注入は不要であるが破断流のみでは1次系への発熱を系外に除去できないため、「高圧注入」と2次系からの「補助給水」により炉心冷却が確保される。また、事故後長期的な炉心への注水は「高圧再循環」により確保される。
- ・小破断LOCA時は1次系の圧力が高く、冷却器のない高圧再循環のみでは格納容器内圧上昇は抑制できないため、「格納容器スプレイ注入/再循環」が必要となる。

【成功基準】

小破断 LOCA	補助給水	高圧注入	格納容器 スプレイ 注入	高圧再循環	格納容器 スプレイ 再循環
ポンプ	1 / 3	1 / 2	1 / 2	1 / 2	1 / 2
熱交換器	—	—	—	—	1 / 2
ループ	SG 3 / 4	健全 3 / 3	—	健全 3 / 3	—
その他	—	—	3 / 4 ノズル	—	3 / 4 ノズル
使命時間	24h	24h	24h	24h	24h
成功シーケンス①	○	○	○	○	○

(注) ○：必要

×：失敗を想定

—：不作動又は不要



第1.1.1. d-1(d)図 インターフェイスシステムLOCAイベントツリー

【仮定条件】

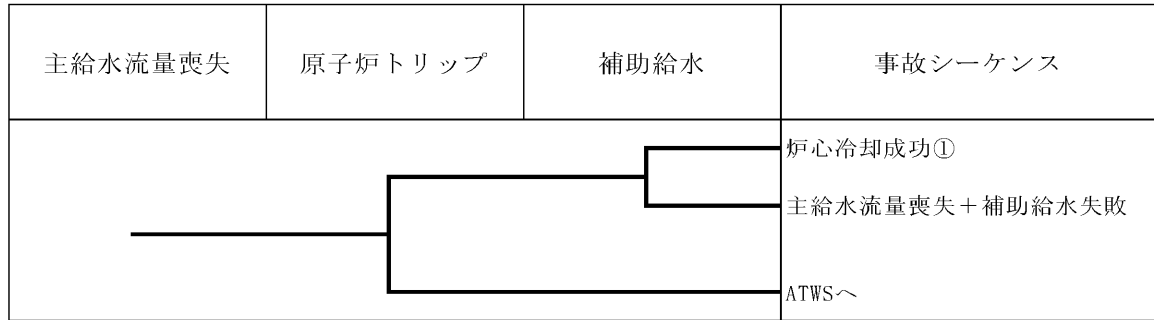
- ・余熱除去系の破断であり、低圧注入系が不能。

【イベントツリーの説明】

- ・インターフェイスシステムLOCAは破断規模に応じて大、中、小破断LOCA相当となるが、ECCS再循環が不能となるため炉心損傷に至る。

【成功基準】

- ・なし



第1.1.1.d-1(e)図 主給水流量喪失イベントツリー

【仮定条件】

- ・主給水流量喪失に至る原因としては、主給水ポンプ又は復水ポンプの故障、電源喪失又は主給水制御系の誤動作が考えられる。

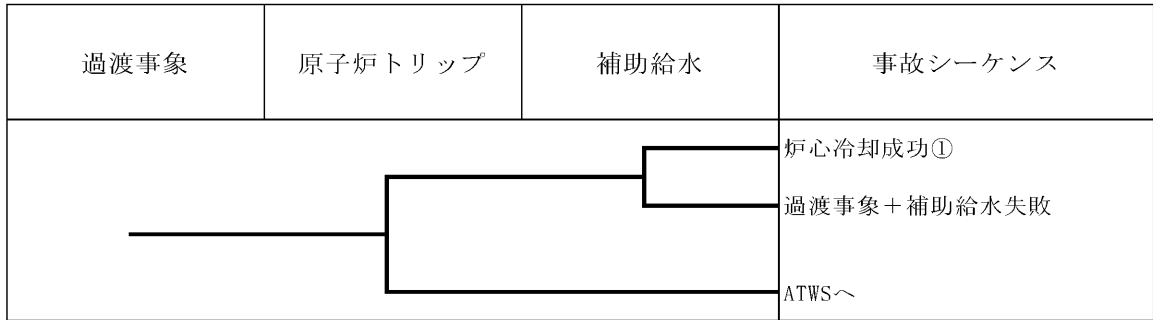
【イベントツリーの説明】

- ・主給水流量喪失の場合、原子炉トリップにより原子炉出力を抑制するとともに、補助給水により安定した炉心冷却が確保される。

【成功基準】

主給水流量喪失	補助給水
ポンプ	1 / 3
熱交換器	—
ループ	SG 2 / 4
その他	—
使命時間	24h
成功シーケンス①	○

- 注) ○：必要  
 ×：失敗を想定  
 —：不作動又は不要



第1.1.1. d-1(f)図 過渡事象イベントツリー

【仮定条件】

- ・原子炉トリップを伴う過渡事象一般を含む。
- ・主給水流量喪失等の独立した事象以外を対象とする。

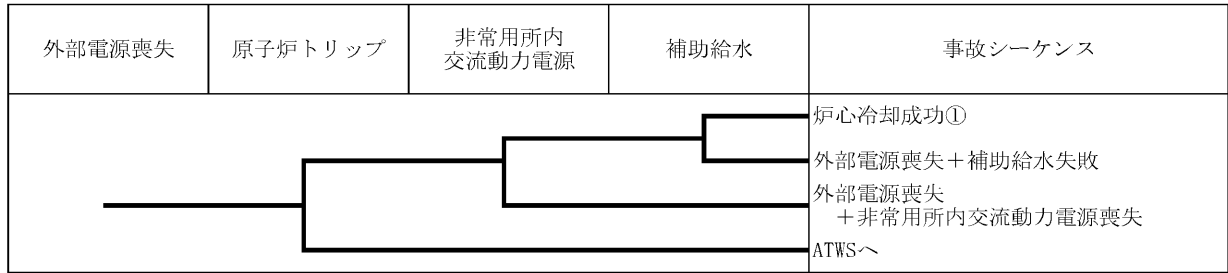
【イベントツリーの説明】

- ・過渡事象の場合、原子炉トリップにより原子炉出力を抑制するとともに、補助給水により安定した炉心冷却が確保される。

【成功基準】

過渡事象	補助給水
ポンプ	1 / 3
熱交換器	—
ループ	SG 2 / 4
その他	—
使命時間	24h
成功シーケンス①	○

- 注) ○：必要  
 ×：失敗を想定  
 —：不作動又は不要



第1.1.1. d-1(g) 図 外部電源喪失イベントツリー

【仮定条件】

- ・送電システムの故障や所内電気設備の故障等により常用電源設備の一部又は全部が喪失し、運転状態が乱されるような事象を考慮。
- ・所内用交流電源が喪失すると、1次冷却材ポンプ、復水ポンプ等がトリップし、1次冷却材流量や主給水流量の喪失が発生する。

【イベントツリーの説明】

- ・外部電源喪失時には、「原子炉トリップ」により原子炉出力を抑制するとともに、「補助給水」により炉心冷却を確保する。さらに「非常用所内交流動力電源」が確保できれば安定した炉心冷却が確保される。
- ・「非常用所内交流動力電源」が確保できれば、サポート系が健全であるため、その後に加圧器逃がし弁LOCA等が発生しても、事象進展は小破断LOCAと同等である。

【成功基準】

外部電源喪失	非常用所内交流動力電源	補助給水
ポンプ	—	1 / 3
熱交換器	—	—
ループ	—	SG 2 / 4
その他	DG 1 / 2	—
使命時間	24h	24h
成功シーケンス①	○	○

- 注) ○：必要  
 ×：失敗を想定  
 —：不作動又は不要

ATWS	事故シーケンス
	炉心損傷（緩和手段なし）

第1.1.1. d-1(h)図 ATWSイベントツリー

**【仮定条件】**

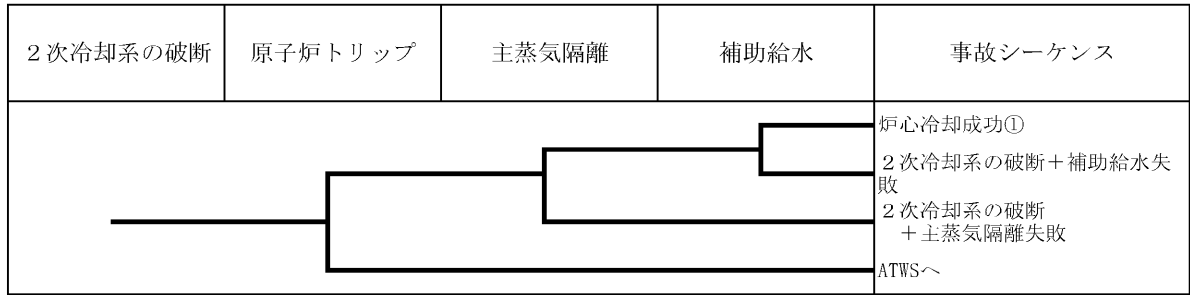
- ・ ATWSは起因事象が発生した場合の緩和手段には期待しないため、起因事象の発生によって炉心損傷に直結するものと仮定する。

**【イベントツリーの説明】**

- ・ ATWS事象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に失敗することを起因事象として想定するものであり、以降はアクシデントマネジメント相当の緩和策に期待する事故シーケンスである。

**【成功基準】**

- ・ なし



第1.1.1.d-1(i)図 2次冷却系の破断イベントツリー

【仮定条件】

2次冷却系の破断としては以下の破断を含むものとし、格納容器内部での破断を仮定する。

- ・主蒸気管破断（完全両端破断）
- ・主給水管破断（完全両端破断）

【イベントツリーの説明】

- ・2次冷却系の破断時は、「原子炉トリップ」により原子炉出力を抑制するとともに、「補助給水」により安定した炉心冷却が確保されるが、無制限な蒸気放出を抑制するために、破断した主蒸気管の隔離を行う。

【成功基準】

2次冷却系の破断	主蒸気隔離	補助給水
ポンプ	—	1 / 3
熱交換器	—	—
ループ	—	SG 2 / 3
その他	(※1)	(※2)
使命時間	—	24h
成功シーケンス①	○	○

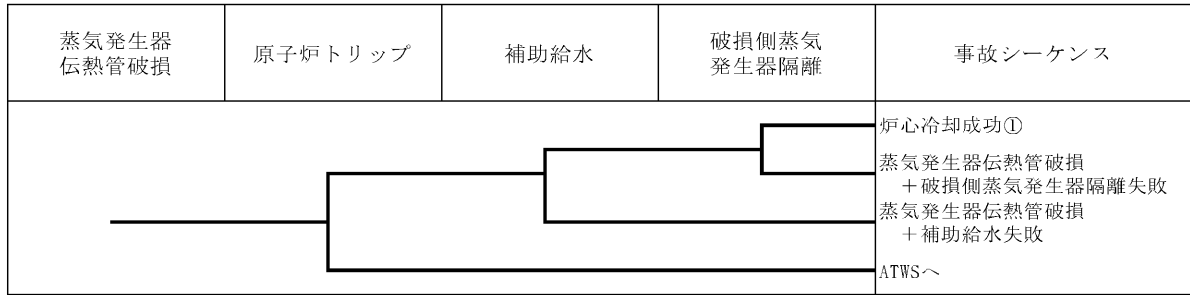
注) ○：必要

×：失敗を想定

—：不作動又は不要

(※1)破断ループ主蒸気逆止弁閉止 or 健全ループ主蒸気隔離弁全閉止、タービン動補助給水ポンプ駆動主蒸気元弁閉止 or タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気逆止弁閉止

(※2)破断ループへの補助給水隔離



第1.1.1.d-1(j)図 蒸気発生器伝熱管破損イベントツリー

【仮定条件】

- ・蒸気発生器伝熱管破損は、原子炉設置許可申請書添付十と同様、伝熱管1本の完全両端破断を仮定する。

【イベントツリーの説明】

- ・蒸気発生器伝熱管破損時には、「原子炉トリップ」により原子炉出力を抑制するとともに、「補助給水」により安定した炉心冷却を確保する。
- ・破損した蒸気発生器を隔離し、1次系の圧力と破損した蒸気発生器の2次側圧力とが均圧することで1次系保有水の減少は防止できる。

【成功基準】

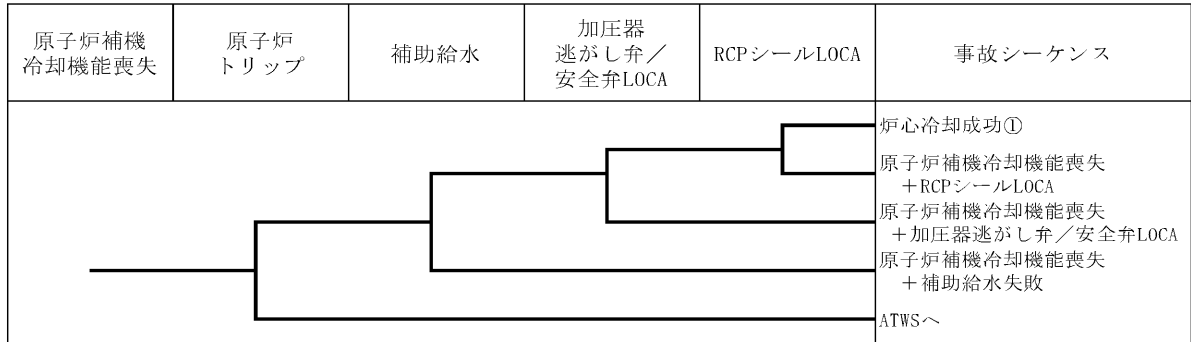
蒸気発生器伝熱管破損	補助給水	破損側蒸気発生器隔離
ポンプ	1 / 3	—
熱交換器	—	—
ループ	健全 SG 2 / 3	—
その他	—	(※1)
使命時間	24h	—
成功シーケンス①	○	○

注) ○：必要

×：失敗を想定

—：不作動又は不要

(※1)破損側蒸気発生器主蒸気逃がし弁閉止or元弁閉止、破損側蒸気発生器主蒸気安全弁閉止、主蒸気パイパス弁閉止or主蒸気隔離弁閉止



第1.1.1.d-1(k)図 原子炉補機冷却機能喪失イベントツリー

【仮定条件】

原子炉補機冷却機能喪失としては次のものを考える。

- ・原子炉補機冷却水ポンプ全台又は海水ポンプ全台の故障による冷却能力の喪失
- ・原子炉補機冷却水系又は海水系の配管・弁等の破断による冷却能力の喪失

【イベントツリーの説明】

- ・原子炉補機冷却機能喪失時には、「原子炉トリップ」により原子炉出力を抑制するとともに、「補助給水」により安定した炉心冷却を確保する。
- ・ECCS機能が喪失しているため、起因事象に従属して発生する可能性のあるLOCAとして「加圧器逃がし弁／安全弁LOCA」及び「RCPシールLOCA」を考慮している。

【成功基準】

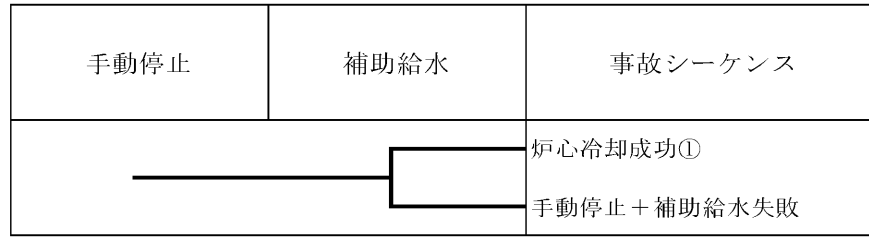
原子炉補機冷却機能喪失	補助給水	加圧器逃がし弁 ／安全弁 LOCA	RCP シール LOCA
ポンプ	1 / 3	—	—
熱交換器	—	—	—
ループ	SG 2 / 4	—	—
その他	—	(※1)	1.0 の確率で発生
使命時間	24h	—	—
成功シーケンス①	○		○

注) ○：必要

×：失敗を想定

—：不作動又は不要

(※1) 加圧器逃がし弁再閉止又は元弁閉止、加圧器安全弁再閉止



第1.1.1.d-1(1)図 手動停止イベントツリー

【仮定条件】

- ・手動停止は過渡事象の一部であるが、原子炉トリップを伴わず運転員の手動による原子炉停止が行われる事象を想定する。

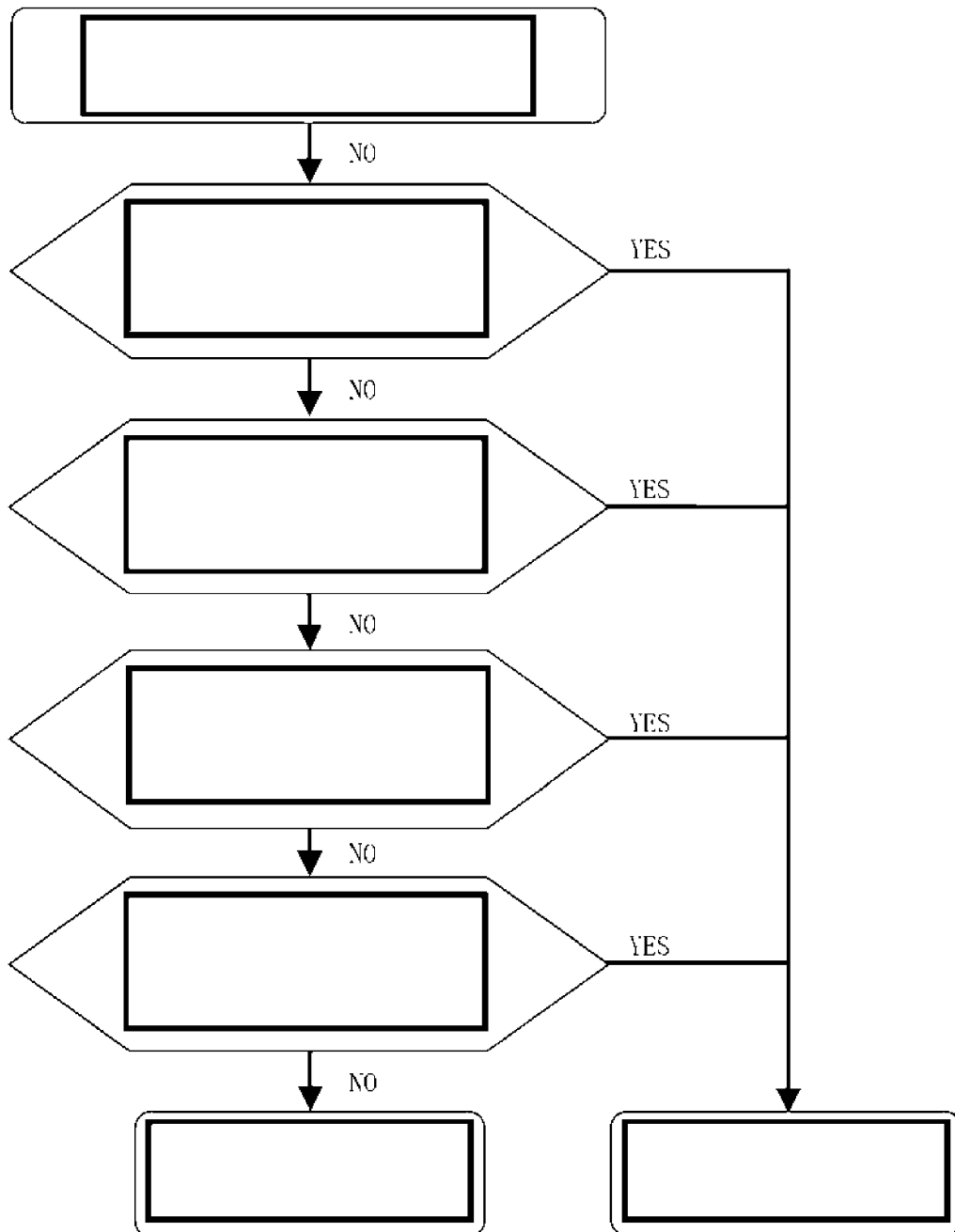
【イベントツリーの説明】

- ・手動停止の場合、起因事象として原子炉は停止できているため、「補助給水」により安定した炉心冷却が確保される。

【成功基準】

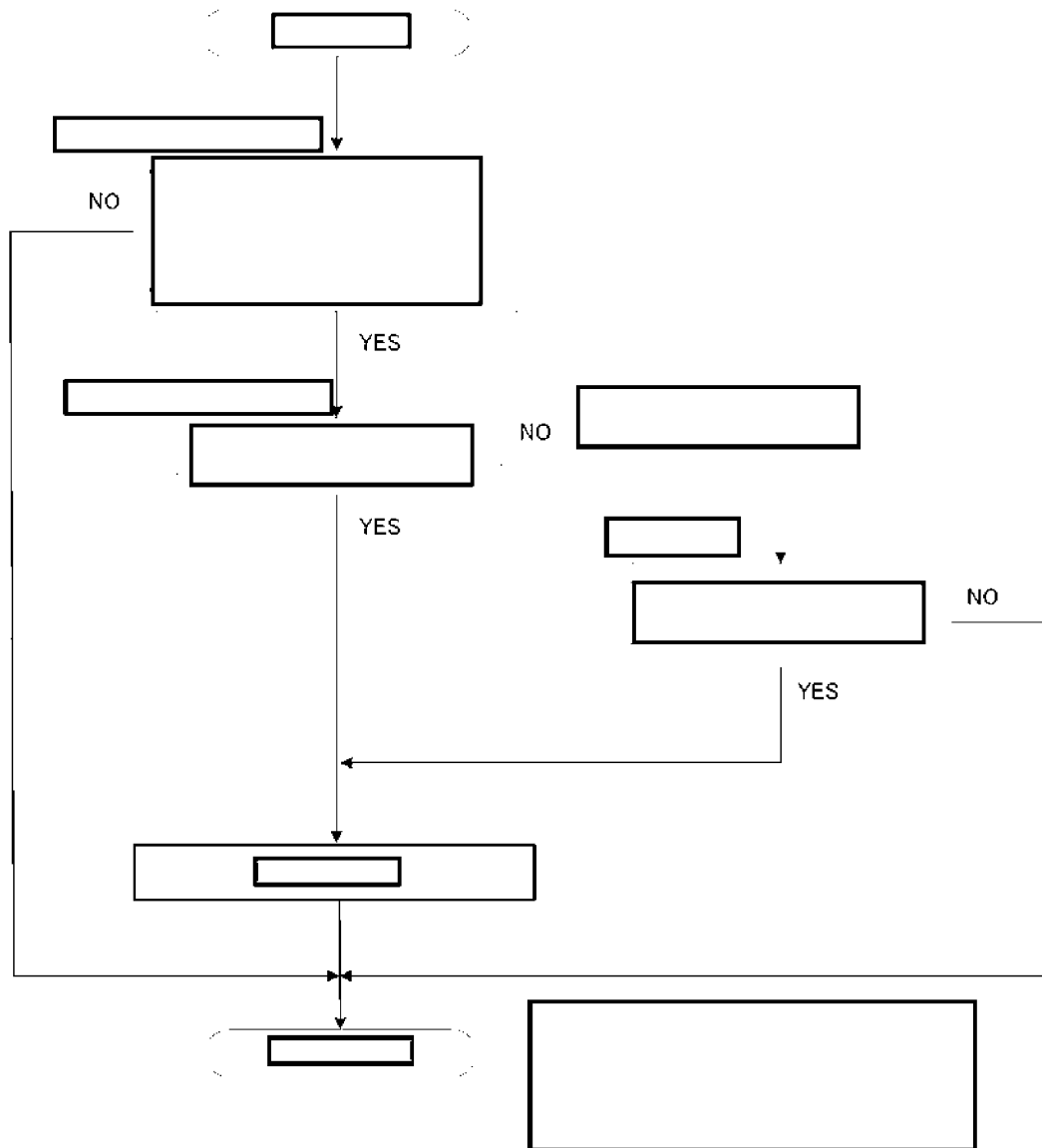
手動停止	補助給水
ポンプ	1 / 3
熱交換器	—
ループ	SG 2 / 4
その他	—
使命時間	24h
成功シーケンス①	○

- 注) ○：必要  
 ×：失敗を想定  
 —：不作動又は不要



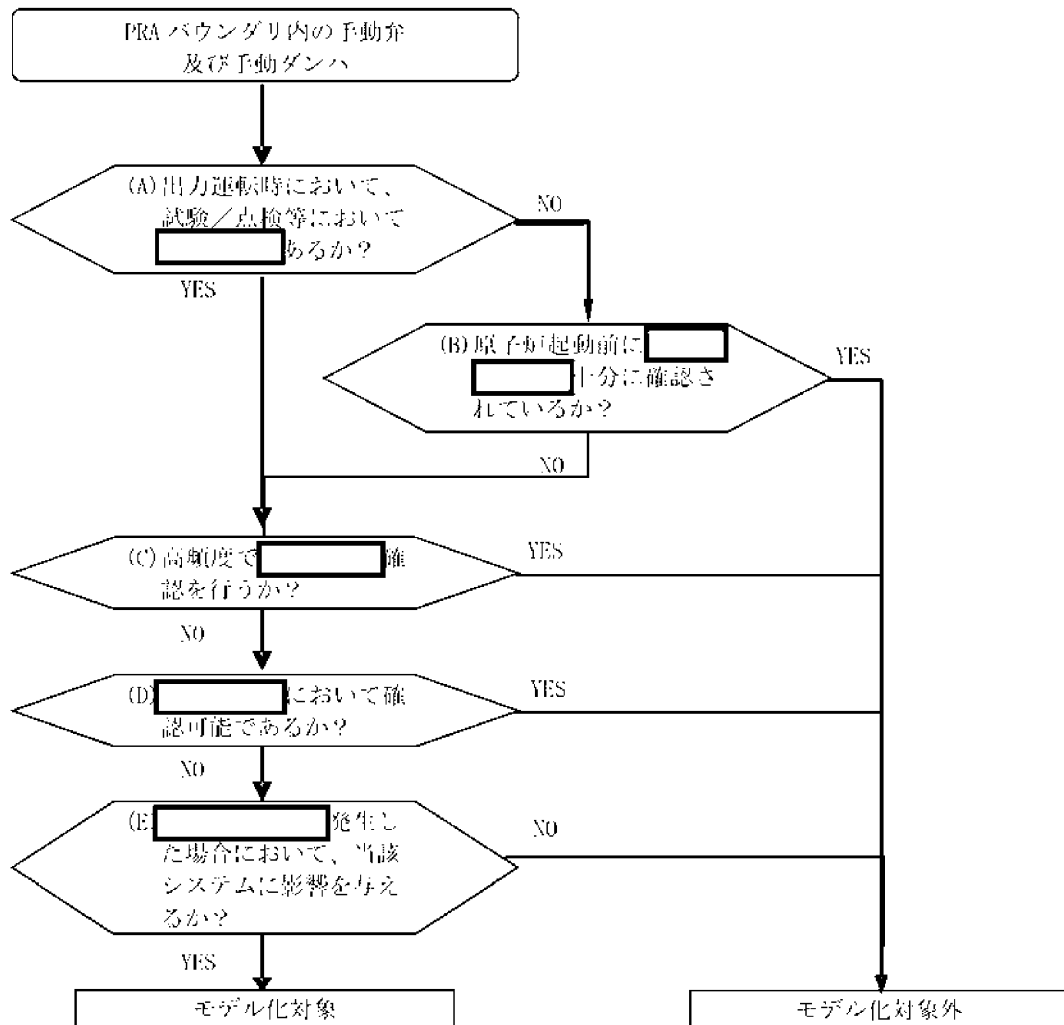
( [ ] 内は商業機密に属しますので公開できません。)

第1.1.1.e-1図 故障モードのスクリーニング手順



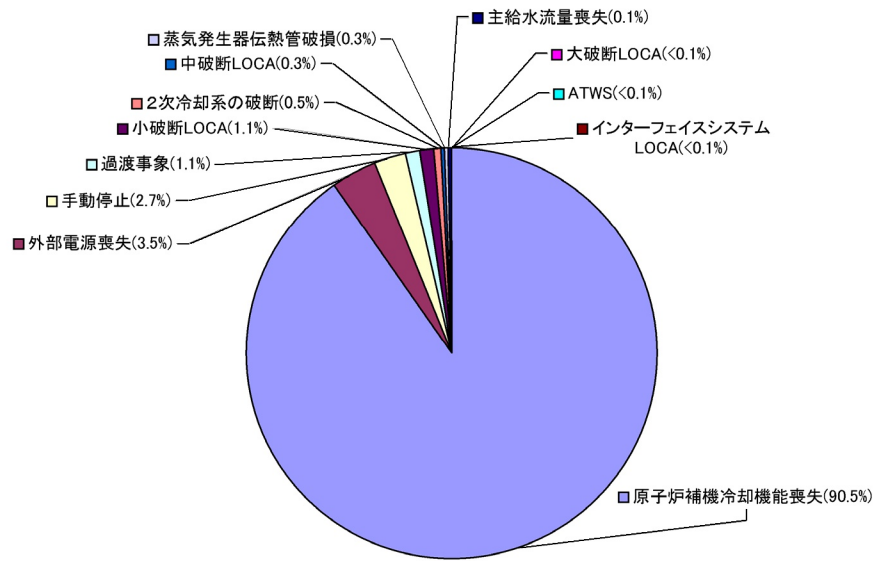
( [ ]内は商業機密に属しますので公開できません。)

第1.1.1.f-1図 共通原因故障同定のフロー

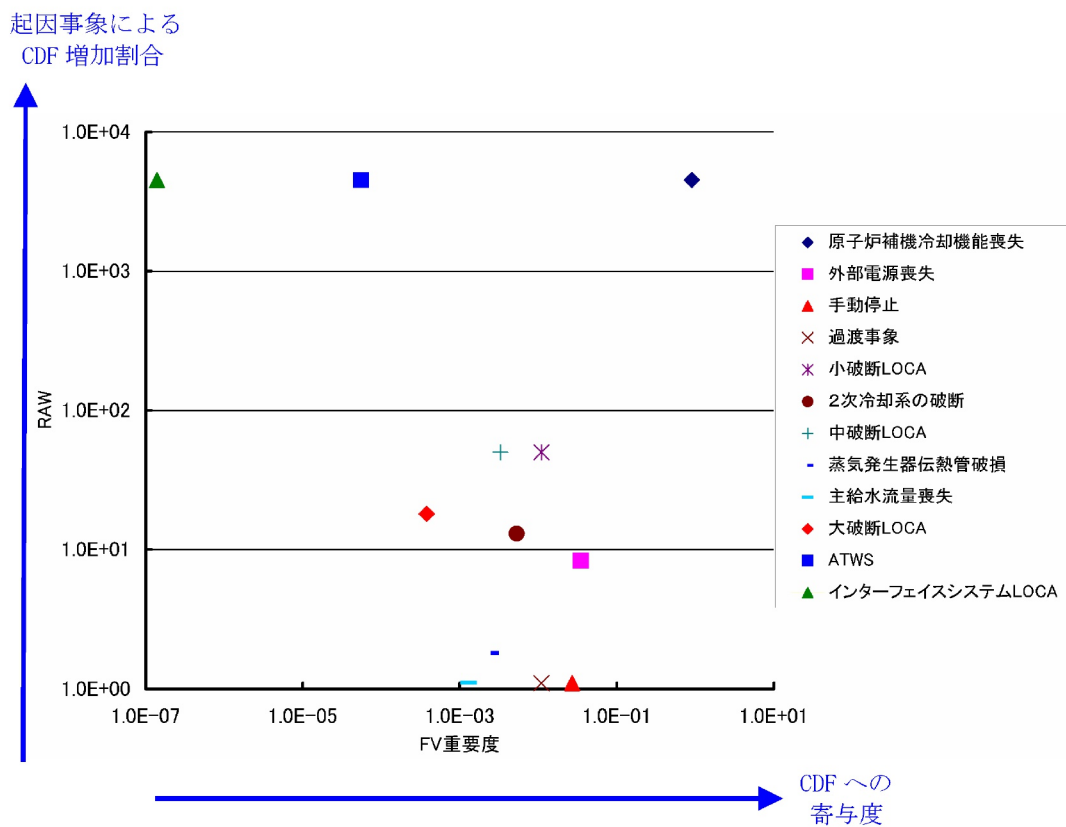


( [ ] 内は商業機密に属しますので公開できません。)

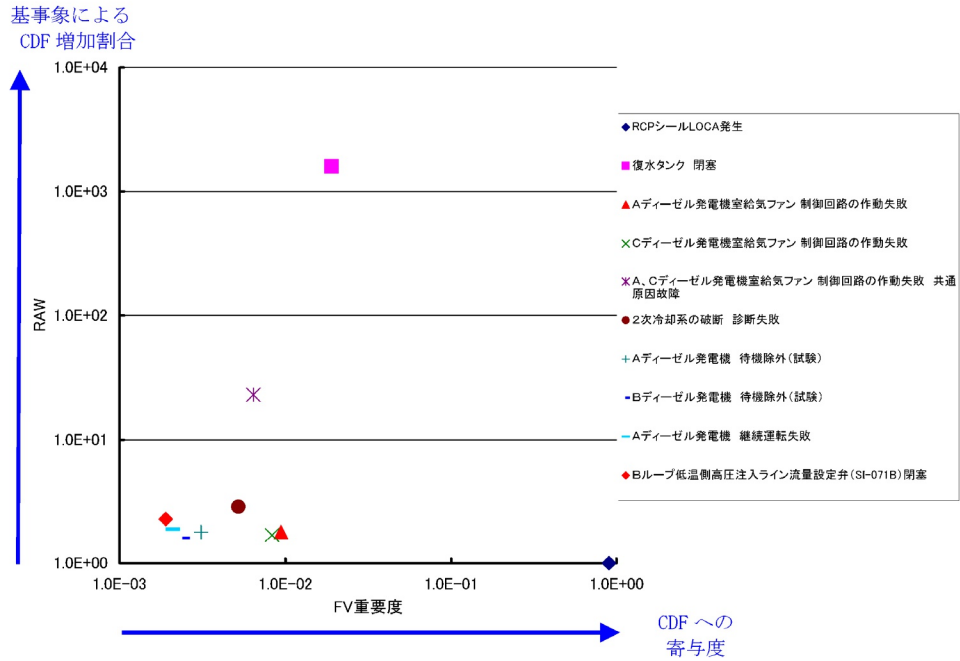
第1.1.1.1.g-1図 事故前人的過誤モデル化対象機器の選定フロー



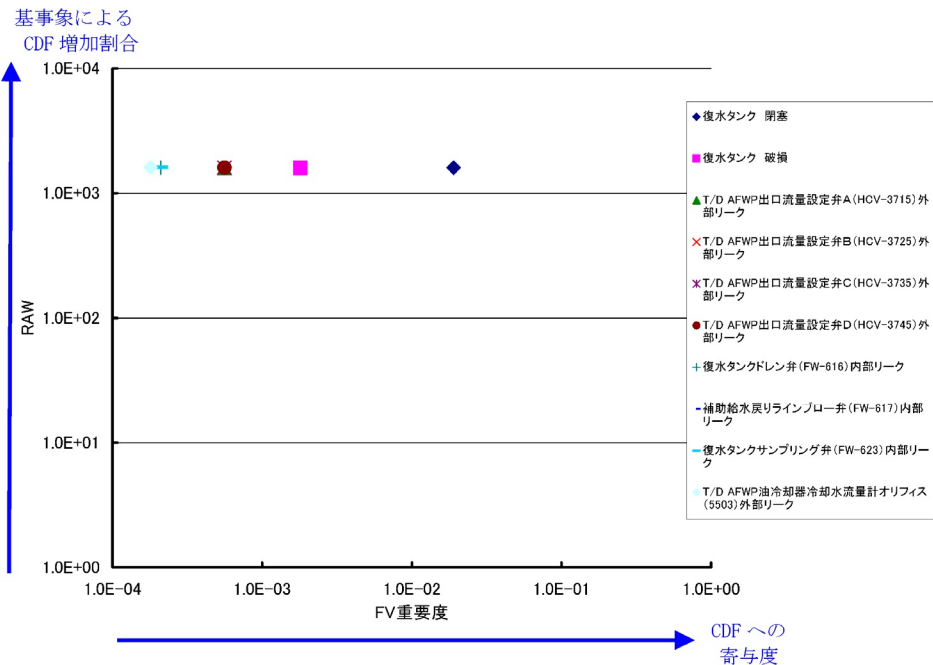
第 1. 1. 1. h-1 図 起因事象別炉心損傷頻度



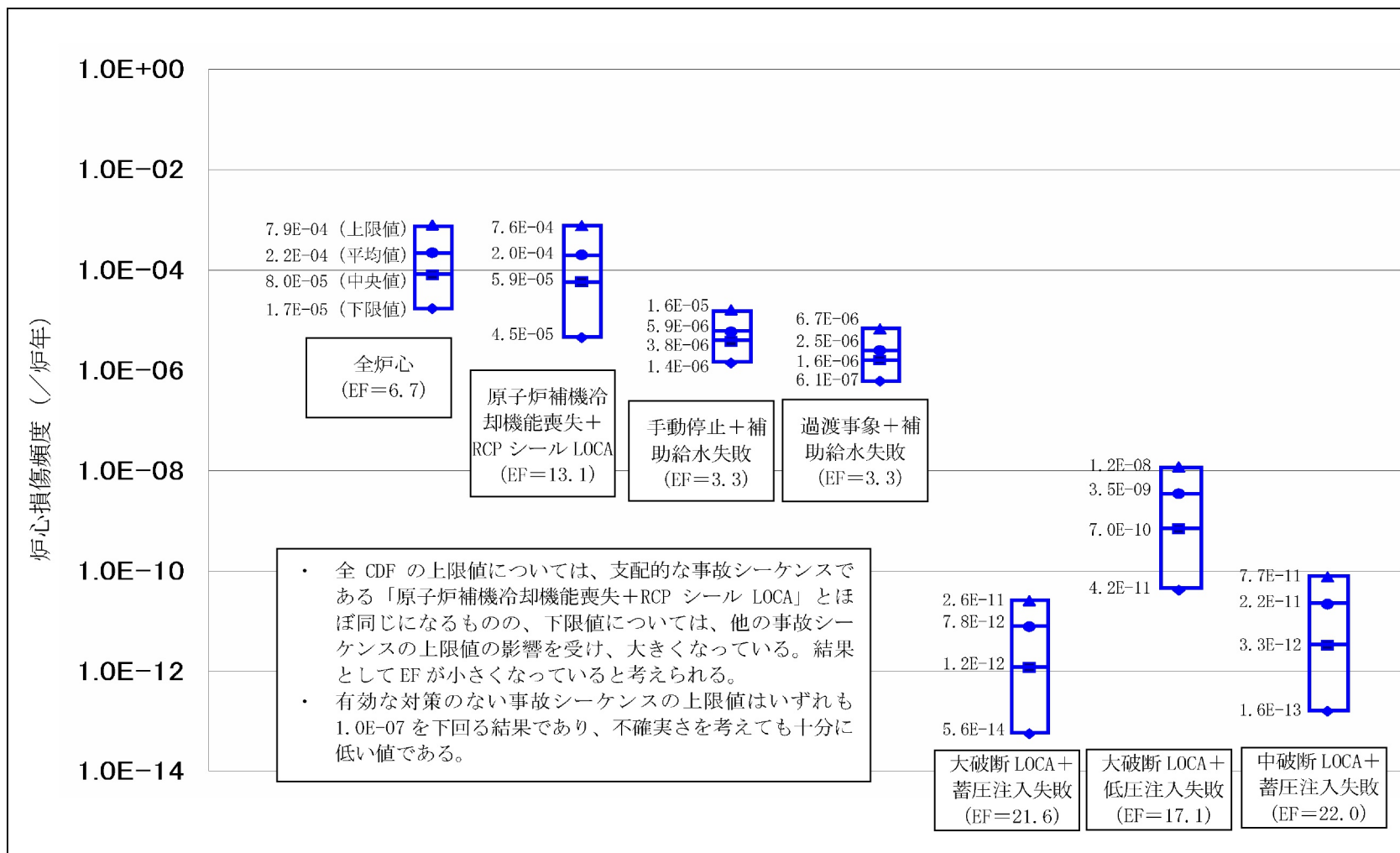
第 1. 1. 1. h-2 図 全炉心損傷頻度に対する重要度解析結果 (起因事象)



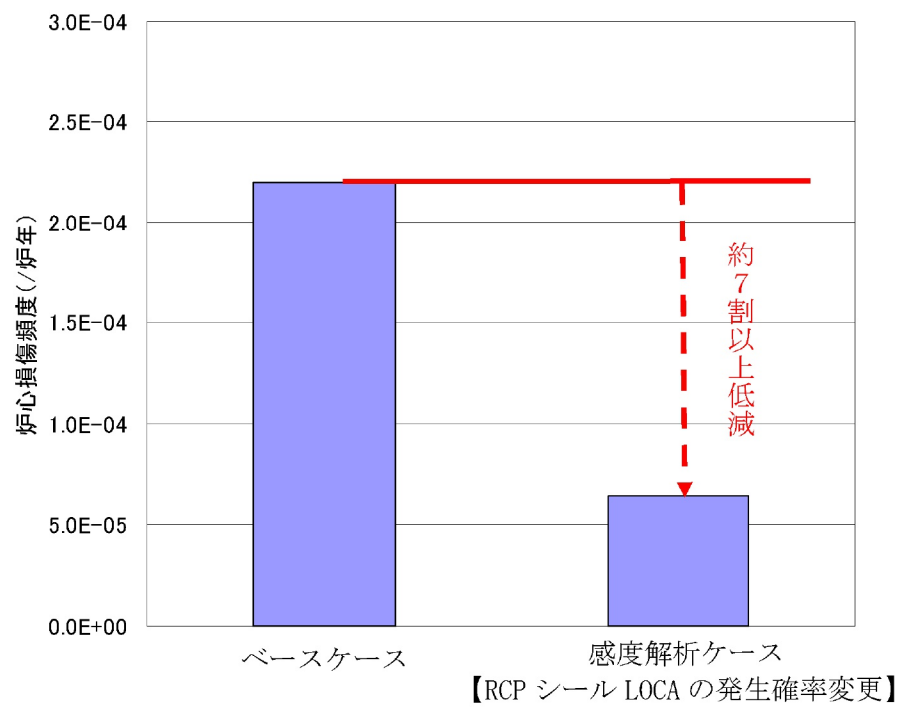
第1.1.1.h-3図 全炉心損傷頻度に対する重要度解析結果  
(FV重要度上位の基事象)



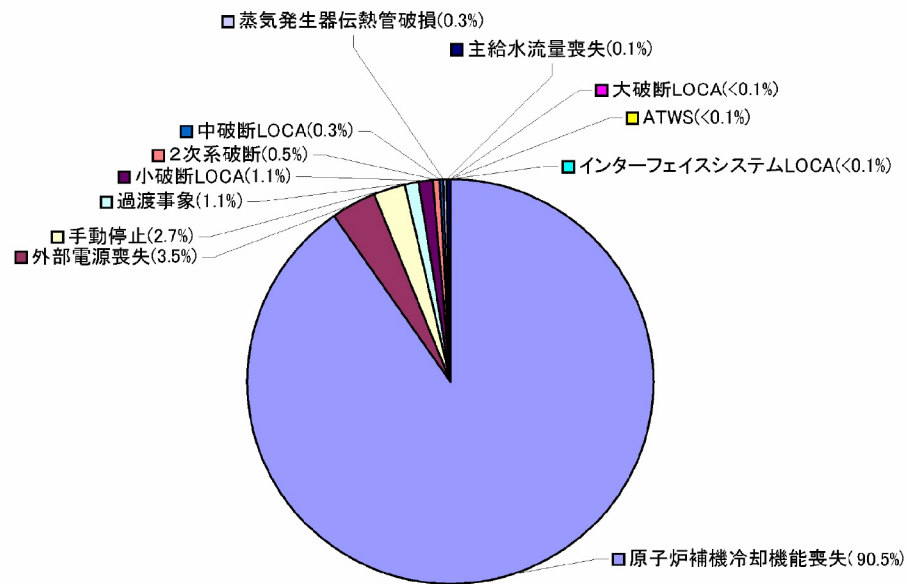
第1.1.1.h-4図 全炉心損傷頻度に対する重要度解析結果  
(RAW上位の基事象)



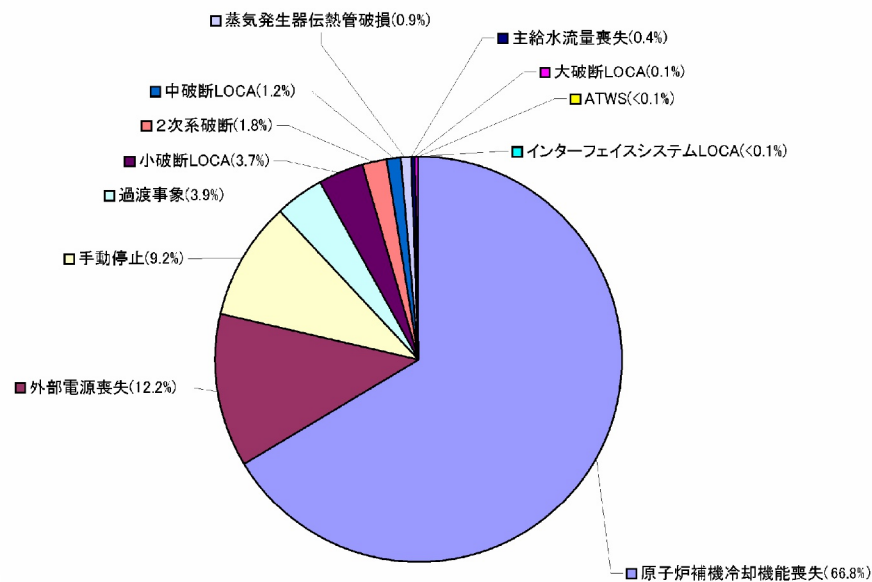
第1.1.1.h-5図 全炉心損傷頻度及び事故シーケンス別炉心損傷頻度に対する不確かさ解析結果



第1.1.1. h-6図 全炉心損傷頻度に対する感度解析結果  
【RCPシールLOCAの発生確率変更】

全 CDF :  $2.2E-04$ 

【ベースケース】

全 CDF :  $6.4E-05$ 

【感度解析】

(RCP シール LOCA、インターフェイスシステム LOCA の発生確率変更)

第1.1.1.h-7図 起因事象別炉心損傷頻度に対する感度解析結果

### 1.1.2 停止時PRA

停止時PRAは、一般社団法人 日本原子力学会が発行した「原子力発電所の停止状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準（レベル1 PSA編）：2010（以下「停止時PSA学会標準」という。）」を参考に評価を実施し、各実施項目については「PRAの説明における参照事項」（原子力規制庁 平成25年9月）の記載事項への適合性を確認した。

#### 1.1.2.a. 対象プラント

##### ① 対象とするプラントの説明

本プラントの基本仕様は、以下のとおりである。

- ・出力
  - － 熱出力 3,423MWt
  - － 電気出力 1,180MWe
- ・プラント型式
  - － 加圧水型4ループプラント
- ・原子炉格納容器型式
  - － 上部半球円筒型（PCCV）

以下に、停止時PRAにおいて重要となる安全系、サポート系及び電源等の系統設備構成について示す。

##### a. 主要な設備の構成・特性

停止時PRAに係る本プラントの基本設計は、次に説明する主要な安全系統により構成される。第1.1.1.a-2図に本プラントの工学的安全設備の概要を示す。また、第1.1.2.a-1表に系統設備概要を示す。

##### (a)原子炉停止に関する系統

原子炉停止に関する系統は、制御棒の自重落下により負の反応度投入を行う原子炉保護系（原子炉トリップ系統）

とほう酸を炉心に注入し負の反応度を投入する化学体積制御系統から構成される。停止時PRAにおいては、制御棒及び1次系のほう酸水により負の反応度が保たれている状態を想定しており、原子炉起動前以外においては、1次冷却材の希釈操作も実施しない。

本評価では、反応度の誤投入が発生した場合の緩和手段には期待しておらず、原子炉停止に関する系統はモデル化していない。

#### (b)原子炉冷却に関する系統

本評価で対象とする系統は、運転モード4、5及び6の原子炉施設保安規定において運転上の制限として規定されている余熱除去系統のみとしている。その他の系統については、非常用炉心冷却設備（以下「ECCS」という。）作動信号がブロックされているため、手動起動や減圧操作を必要とすることから、保守的に期待しないものとした。

余熱除去系の系統図を第1.1.1.a-5図に示す。余熱除去系は、多重性及び独立性を備える非常用所内交流動力電源系統から受電できるようにする等の考慮を払うことにより、単一故障に加え、外部電源が利用できない場合においてもその安全機能が達成できる。また、テストライン等を用いた作動試験によってその健全性が確認できるようにしている。

##### ・余熱除去系

余熱除去系は、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器、配管及び弁類で構成される。余熱除去ポンプ及び余熱除去

冷却器は、100%容量のものを各々2台設置する。余熱除去系は、原子炉補助建屋内に設置されている2台の余熱除去ポンプにより、1次冷却材喪失事故時等に燃料取替用水タンク（4号炉は燃料取替用水ピット。以下「燃料取替用水タンク」という。）のほう酸水を余熱除去冷却器を経て1次冷却材低温側ラインを通して原子炉容器内に注入し、炉心の冷却を確保する。

(c) 電源、原子炉補機冷却水系等のサポート系

事故時の基本的な安全機能を果たす系統（以下「フロントライン系」という。）をサポートする系統があり、以下の系統の動作が必要とされる。

- ・ 電源系統（非常用所内交流動力電源、直流電源、計装用電源）
- ・ 計装設備
- ・ 原子炉補機冷却系統（原子炉補機冷却水系統、原子炉補機冷却海水系統）
- ・ 換気空調設備
- ・ 制御用空気設備

第1.1.1.a-7図に本プラントの開閉所単線結線図、第1.1.1.a-8図に所内単線結線図、第1.1.1.a-12図に原子炉補機冷却水設備系統説明図及び第1.1.1.a-13図に原子炉補機冷却海水設備系統説明図を示す。

② 停止時のプラント状態の推移

停止時PRAの対象期間である定期検査中は、プラントの停止起動に伴う運転員操作やメンテナンスに伴う1次系の水位操

作、機器の待機除外等によりプラント状態（Plant Operational State）（以下「POS」という。）が様々に変化する。

POSの変化に伴って、崩壊熱除去に関連する機器の状態やパラメータも変化するため、停止時PRAにおいては、POSを適切に分類して評価を行う必要がある。

定期検査中のPOSは、上述の観点から以下のとおり分類できる。これらのPOSを、状態ごとのプラントの主要パラメータとともに第1.1.2. a-1図に示す。

- POS 1 部分出力運転状態
- POS 2 高温停止状態（ECCS作動信号ブロックまで）
- POS 3 高温停止状態（ECCS作動信号ブロック以降から余熱除去系運転開始まで）
- POS 4 余熱除去系による冷却状態①（1次系は満水状態）
- POS 5 余熱除去系による冷却状態②（1次系は部分的にドレンされている状態。ミッドループ運転状態）
- POS 6 原子炉キャビティ満水状態①（燃料の取出し時）
- POS 7 燃料取出し状態（燃料が原子炉容器内にない状態）
- POS 8 原子炉キャビティ満水状態②（燃料の装荷時）
- POS 9 余熱除去系による冷却状態③（1次系は部分的にドレンされている状態。ミッドループ運転状態）
- POS10 余熱除去系による冷却状態④（1次系は満水状態）
- POS11 1次系の漏えい試験（余熱除去系は一時的に隔離される。）
- POS12 余熱除去系による冷却状態⑤（1次系は満水状態）

POS13 余熱除去系隔離から高温停止状態（ECCS作動信号ブロック解除）まで

POS14 高温停止状態（ECCS作動信号ブロック解除以降）

POS15 部分出力運転状態

原子炉の安全性の観点から見ると、ECCS作動信号のブロックを実施する以前とブロック解除以降は、安全系の待機状態は出力運転中と同一であり、仮に何らかの異常事象が発生した場合でも、安全系の自動起動によって、事象は終結される。したがって、ECCS作動信号のブロック以前とブロック解除以降は出力運転中の評価に包含されることから、既往の停止時PRA及び停止時PSA学会標準においてもECCS作動信号のブロック以降から、ECCS作動信号ブロック解除までが評価対象とされている。

以上より、「実用発電用原子炉に係る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関する審査ガイド」に定められる運転停止中の期間は、「主発電機の解列から原子炉起動の過程における主発電機の並列」までとされているが、停止時PRAで対象とするPOSは、POS 3 からPOS13までとしている。

本評価の目的に即すると、評価対象とする定検工程としては、過去の運転実績を代表するものとする必要があるため、以下の手順に従って実定検工程を選定し、評価対象工程を選定した。

- ・至近数サイクル分の当該プラントの定検工程について、各プラント状態の時間を比較する。

- ・トラブルや大型改造工事等により長期定検となった定検工程を除き、至近の一般的な定検工程を選定する。

玄海原子力発電所3号炉及び4号炉の至近の定検における工程日数の比較結果を第1.1.2.a-2表に示す。この結果、トラブルや大型改造工事等がなく平均的であり最新の工程として、玄海原子力発電所4号炉第10回定期検査（平成22年9月～平成22年11月）を選定した。

### ③ プラント状態分類

#### (1) プラント状態分類の考え方

プラントの停止状態では、以下のように状態が変化する。

- ・運転中の設備や待機状態、待機除外状態にある設備が工程とともに変化する。
- ・原子炉内の保有水量が工程とともに変化する。
- ・炉心の崩壊熱が時間の経過とともに減少する。

このため、プラント状態について、1次冷却材の保有水量、温度、圧力等のプラントパラメータの類似性、保守点検状況等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。

#### (2) プラント状態分類の分類結果

(1)の考え方に従い、②で設定した評価対象期間を複数のPOSに分類した。各POSについて、以下に概説する。

**【POS3：高温停止状態（ECCS作動信号ブロック以降から余熱除去系運転開始まで）】**

ECCS作動信号ブロック以降も、タービンバイパス系（あるいは主蒸気逃がし弁）を使用して原子炉の冷却を継続する。

1次系が2.75MPa[gage]、177℃以下となれば余熱除去系を使用した冷却に切り替える。2次系で冷却している期間をPOS 3とし、余熱除去系の運転開始からの期間と区別する。なお、当該POSについては、1次系が高圧であり、本評価の目的である、重要事故シーケンス選定の観点では、出力運転時の評価に包絡されるため、評価の対象外とした。

**【POS 4：余熱除去系による冷却状態①（1次系は満水状態）】**

1次系が2.75MPa[gage]、177℃以下となれば余熱除去系を起動し1次系の冷却を行う。余熱除去系の運転状態として、1次系の保有水量の観点から、満水状態をPOS 4とし、ミッドループ運転状態の期間と区別する。

**【POS 5：余熱除去系による冷却状態②（ミッドループ運転状態）】**

1次系の酸化運転や蒸気発生器伝熱管の探傷試験実施のための蒸気発生器ノズルふたの取付け、原子炉容器上部ふた取外し準備等のために、1次系の水位を原子炉ノズルセンタ付近まで低下させたPOSである。1次冷却材の保有水量が減少している状態にあることから、余熱除去ポンプのキャビテーションを生ずる可能性がある。また、原子炉停止後の経過期間が短く崩壊熱が大きいことから、余熱除去系による冷却が停止した場合の燃料損傷までの時間余裕が他の状態に比べて小さいため、停止時PRAにおいて、特に重要となるプラント状態である。ミッドループ運転の概要図を第1.1.2. a-2図に示す。

**【POS 6 : 原子炉キャビティ満水状態①（燃料の取出し時）】**

燃料交換のために、原子炉キャビティを満水にした状態である。原子炉キャビティが満水状態では余熱除去系による冷却が停止した場合でも、1次系が飽和状態となり、さらに蒸発によって燃料が露出状態となるまでには多大な時間余裕が存在し、機器の復旧に期待できることから、本評価の対象外とした。

**【POS 7 : 燃料取出し状態（燃料が原子炉容器内にない状態）】**

燃料交換及び燃料検査のために燃料が原子炉容器から使用済燃料ピットへ移送されている状態である。この間は炉内に燃料が存在しないことから本評価の対象外とした。

**【POS 8 : 原子炉キャビティ満水状態②（燃料の装荷時）】**

新燃料及び検査の終了した燃料を炉心に装荷するために原子炉キャビティを満水にしている状態である。POS 6と同様に余熱除去系による冷却が停止した場合でも燃料損傷に至るまでには多大な時間余裕が存在し、機器の復旧に期待できることから、本評価の対象外とした。

**【POS 9 : 余熱除去系による冷却状態③（ミッドループ運転状態）】**

原子炉容器上部ふた取り付け、蒸気発生器ノズルふたの取り外し等のために1次系の水位を原子炉ノズルセンタ付近まで低下させたPOSである。

前述したように水位の低下により余熱除去ポンプがキャビテーションを生じる可能性があり、また1次系の保有水量が

少なく、POS 5 と比較して、崩壊熱は小さくなるものの、燃料損傷までの時間余裕が他の状態に比べて少ないことが特徴である。

【POS10：余熱除去系による冷却状態④（1次系は満水状態）】

1次系の漏えい試験を実施するに先立って、1次系を満水状態とする。

【POS11：1次系の漏えい試験（余熱除去系は一時的に隔離される。）】

プラント起動に先立って、1次系の漏えい試験を実施する。1次系の圧力は定格圧力まで加圧されることから、余熱除去系は一時的に隔離される。漏えい試験実施後は再び1次系の減圧を行い、余熱除去系による冷却状態に復帰させる。なお、当該POSについては、1次系が高圧であり、本評価の目的である、重要事故シーケンス選定の観点では、出力運転時の評価に包絡されるため、本評価の対象外とした。

【POS12：余熱除去系による冷却状態⑤（1次系は満水状態）】

余熱除去系による冷却状態に復帰した後、原子炉の起動に先立って原子炉は昇温、昇圧される。177℃以下では余熱除去系を運転しながら昇温を実施する。

【POS13：余熱除去系隔離から高温停止状態（ECCS作動信号ブロック解除）まで】

1次冷却材温度が177℃に達すると余熱除去系を隔離し、主蒸気逃がし弁を使用しながら、高温停止状態まで原子炉の昇

温、昇圧を実施し、ECCS作動信号ブロック解除に至る。なお、当該POSについては、1次系が高圧であり、本評価の目的である、重要事故シーケンス選定の観点では、出力運転時の評価に包絡されるため、本評価の対象外とした。

【POS14：高温停止状態（ECCS作動信号ブロック解除以降）】

ECCS作動信号ブロック解除後の昇温、昇圧状態から高温停止状態を1つのPOSとして分類する。LOCAが生じた場合にはECCSは自動起動し、燃料の健全性を確保する。上述したとおり、ECCS作動信号のブロック解除以降は出力運転中の評価に包含されるため、基本的に評価対象外としたが、反応度の誤投入については、本POSのみ発生の可能性があるため、反応度の誤投入のみ特別に本POSを評価対象とした。

また、緩和設備の使用可能性については、原子炉施設保安規定の要求事項を基に保守的に設定した。

分類したPOSごとの継続時間を第1.1.2.a-3表に、緩和設備の使用可能性を第1.1.2.a-4表に示す。

#### 1.1.2.b. 起回事象

起回事象とは、通常の運転状態を妨げる事象であって、燃料損傷や格納容器機能喪失へ波及する可能性のある事象のことである。

##### ① 評価対象とした起回事象のリスト、説明及び発生頻度

###### (1)起回事象の選定方法

本プラントに適用する起回事象を以下の手法から検討し、選定を行った。

1. 原子力施設運転管理年報等による、当該プラント及び他の国内プラントのトラブル事例のレビュー

国内PWRプラントにおけるトラブル事例について、原子力施設運転管理年報及び原子力安全基盤機構（JNES）で公開されているトラブル情報を基に調査した。

2. マスターロジックダイアグラムに基づく分析

マスターロジックダイアグラムを用いて起因事象の分析を行った。分析結果について第1.1.2.b-1図に示す。

炉心の過大な損傷要因としては、燃料棒や器物の落下に伴う「機械的損傷」と「燃料の過熱損傷」が考えられる。このうち「機械的損傷」は、重量物の落下等損傷範囲が想定事象で一意的に同定されるものであり、PRAとして取り扱う要素は少ない。

一方、「燃料の過熱損傷」に至る要因としては、「燃料の過出力」又は「燃料の冷却不能」が考えられる。

「燃料の過出力」をもたらす事象として、「反応度投入事象」が考えられる。一方、「燃料の冷却不能」をもたらす事象としては、「1次冷却材流出」及び「崩壊熱除去失敗」が考えられる。

前者の「1次冷却材流出」をもたらす事象として、「原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失」、「オーバードレン」及び「水位維持失敗」事象が考えられる。

ここで、「原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失」事象としては、配管破断（いわゆるLOCA）と、運転員による弁の誤操作等による1次冷却材の系外への流出が考えられる。

このうち配管破断については、プラント停止中に1次系圧力が低圧状態（2.7MPa[gage]）又は大気圧状態に置かれている状態では発生の可能性が極めて低いと考えられるため、本評価では、1次系圧力が低圧状態又は大気圧状態においては、弁の誤操作等による「1次冷却材流出」を対象とする。後者の「崩壊熱除去失敗」をもたらす事象としては、「余熱除去機能喪失」事象、「外部電源喪失」事象及び「原子炉補機冷却機能喪失」事象が考えられるため、これらも燃料損傷に至る起因事象として考慮する。

### 3. 国内外での既往のPRAによる知見の活用

既存のPRA研究で選定された起因事象について調査を実施した。調査結果について第1.1.2.b-1表に示す。

以上により同定した起因事象は以下のとおりである。

- ・ 余熱除去機能喪失
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失（弁の誤開）
- ・ オーバードレン
- ・ 水位維持失敗
- ・ 外部電源喪失
- ・ 原子炉補機冷却機能喪失
- ・ 反応度の誤投入
- ・ インターフェイスシステムLOCA
- ・ 低温過加圧事象
- ・ 主給水流量喪失
- ・ 過渡事象
- ・ 2次冷却系の破断

- ・ 蒸気発生器伝熱管破損

## (2) 同定した起回事象の除外

同定した起回事象のうち、以下に示す起回事象については、発生する可能性が極めて低い等の理由から評価対象から除外している。

### a. インターフェイスシステムLOCA

停止時PRAの評価対象期間においては、長時間にわたり原子炉容器が開放されている。また、原子炉容器が開放されていない期間においても、原子炉冷却材圧力バウンダリ漏えい検査時を除いて1次冷却材圧力が高压になることはなく、インターフェイスシステムLOCAの発生する確率は非常に小さいことから、起回事象から除外した。

### b. 低温過加圧事象

低温過加圧事象は、停止時に1次系が低温にあり、かつ閉止状態において、加圧事象が生じた場合に発生する。加圧事象の原因となり得る設備については、運転モードごとに使用できる状態の系統・トレンを制限して、発生の可能性を低減している。また、加圧事象に至る原因としては高压注入系の誤起動等が考えられるが、低温時には加圧器逃がし弁作動圧力は低压設定となる低温過加圧防止装置が設置されており、低温過加圧事象が生じるには、加圧事象発生と過加圧防止設備不作動の重畳が必要となること、また、加圧器安全弁の取外しや加圧器逃がし弁の動作台数の確保等の過加圧防止対策を実施することから、その発生確率は非常に低いと考えられるため、起回事象から除外した。

c. 過渡事象、2次冷却系の破断、蒸気発生器伝熱管破損、  
主給水流量喪失

本評価では、余熱除去運転状態のPOSのみを評価対象としているため、主給水流量喪失、2次冷却系の破断、蒸気発生器伝熱管破損、過渡事象が発生しても、余熱除去系による崩壊熱除去機能は基本的に損なわれることはない。したがって、これらの事象は起因事象から除外した。また、起因事象の選定に当たって参考とした、プラント停止状態におけるPRAの既存研究においては、これらの起因事象も対象とされている例<sup>(1)</sup>、<sup>(2)</sup>があったが、燃料損傷頻度に対する寄与が非常に小さい結果が得られている。

(1) : IPSN, "A Probabilistic Safety Assessment of the Standard French 900MWe Pressurized Water Reactor", Main Report, April 1990.

(2) : EDF, "A Probabilistic Safety Assessment of Reactor Unit 3 in the Paluel Nuclear Power Centre (1300MWe)", Overall Report, May31, 1990.

(3) 起因事象のグループ化

同定した起因事象については、単独で燃料損傷頻度の評価を実施することも可能であるが、事象の類似した起因事象をグループ化して評価を実施することも可能である。起因事象をグループ化する際には、事象シナリオの展開が類似しており、同一の緩和機能が必要とされるグループに分類する。つまり、同一グループについては必要とされる緩和設備等が類

似する起因事象であるため、同一のイベントツリー及びフォールトツリーを用いることのできる起因事象をグループ化することとしている。ただし、本評価においては、「水位維持失敗」及び「オーバードレン」を「原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失」内にグループ化することも可能であるが、詳細な評価を実施するために個別に算出した。

以上の検討結果より、本プラントの評価対象とする起因事象は以下の7事象とした。

- ・ 余熱除去機能喪失

余熱除去系の弁やポンプの故障により余熱除去機能が喪失する事象。運転中の余熱除去系1系列が機能喪失し、さらに待機側の運転に失敗することで余熱除去機能が喪失する事象を想定する。

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失

配管破断か運転員の弁の誤操作等により1次冷却材が系外へ流出する事象。低温停止時には、配管破断による1次冷却材の流出の可能性は低いと考えられ、弁の誤操作等による1次冷却材の流出を対象とする。

- ・ オーバードレン

1次冷却材水抜き操作時に、1次冷却材水位がミッドループまで低下した後、水抜きを停止する通常の操作に失敗し、水位低下が継続する事象。

- ・ 水位維持失敗

ミッドループ運転中に何らかの原因により1次冷却材水位が低下し、かつ水位低下が継続する事象。

- ・外部電源喪失

外部電源が喪失する事象。発生した場合には、非常用所内交流動力電源（ディーゼル発電機）が起動して交流電源を供給するが、ディーゼル発電機の起動に失敗した場合には崩壊熱除去が不可能となる可能性がある。

- ・原子炉補機冷却機能喪失

原子炉補機冷却水系の弁やポンプの故障により、原子炉補機冷却機能が喪失する事象。発生した場合には崩壊熱除去が不可能となる可能性がある。

- ・反応度の誤投入

希釈操作時に、必要な希釈量の算出又は設定に失敗し、異常の察知にも失敗する事象。

#### (4) 起因事象の発生頻度評価

起因事象の発生頻度は、次の a. ～ c. の手法を用いて算出した。

##### a. 出力運転時及び停止時の運転実績より算出

次に示す起因事象は、出力運転状態に関係なく発生する事象であるため、出力運転時及び停止時の運転経験から得られた起因事象の発生件数と運転期間（運転時間あるいは暦日等）を用いて算出した発生頻度を適用した。

- ・外部電源喪失

- ・原子炉補機冷却機能喪失

具体的な発生頻度の評価方法については、出力運転時PRAと同様である。

b. 停止時の運転実績より算出

a. 以外の停止時特有の起因事象のうち次の起因事象については、停止時のプラントの運転経験から得られた起因事象の発生件数と運転期間（運転時間あるいは暦日等）を用いて算出した。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失
- ・余熱除去機能喪失

これらのうち、余熱除去機能喪失に関しては、余熱除去系統の故障として平成23年3月31日までに国内で1件の発生実績があるが、原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失は発生実績が無く、発生件数を0.5件として評価した。

○原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失の発生頻度

$$= 0.5 / 612,397 = 8.2E-07 \text{ (}/h)$$

612,397：余熱除去系統運転時間（h）

○余熱除去機能喪失（余熱除去系統の故障）の発生頻度<sup>※</sup>

$$= 1 / 612,397 = 1.6E-06 \text{ (}/h)$$

612,397：余熱除去系統運転時間（h）

※：本起因事象については、運転中の余熱除去系の故障頻度（ $1.6E-06/h$ ）に、システム信頼性解析にて算出した待機中の余熱除去系による冷却失敗確率（ $4.2E-02$ ）を乗じた $6.8E-08/h$ が発生頻度となる。

c. システム信頼性解析により算出

発生がミッドループ運転時もしくは原子炉起動操作時に限定される次の3つの起因事象については、発生実績が0

件である上に運転実績が b. の起因事象に比べても極めて少なくなり、発生件数を0.5件と仮定すると過度に保守的な評価となる。したがって、システム信頼性解析による評価を実施した。

- ・ オーバードレン
- ・ 水位維持失敗
- ・ 反応度の誤投入

#### ○ オーバードレン

停止時の1次冷却材水抜き操作はPOS5及びPOS9において必ず（確率1で）実施されることを起点として、通常の中ミッドループ水位での停止操作及び（バックアップとして）警報発信に基づくドレン停止操作に対して、人的過誤確率（HEP）及び機器故障確率を見込むことで評価を行った。

具体的には、ミッドループ運転中の抽出流量の調整に係る機器故障確率及び調整失敗、水位計読み取り失敗の人的過誤確率を考慮した結果、 $2.4E-03$ の確率で水位低警報が発信するとし、また、警報発令後の操作失敗の人的過誤確率、機器故障確率を考慮した結果、オーバードレン発生頻度は $4.1E-06$ ／炉年となった。

#### ○ 水位維持失敗

ミッドループ運転中の水位低下事象の発生を起点として、水位計の監視に基づく通常のドレン停止（水位回復）操作及び（バックアップとして）警報発信に基づくドレン停止（水位回復）操作に対して、人的過誤確率

(HEP) 及び機器故障確率を見込むことで評価を行った。本評価の考え方については、オーバードレンと同じであり、評価の結果、水位維持失敗発生頻度は $4.1\text{E}-06$ /炉年となった。

#### ○反応度の誤投入

反応度の誤投入としては、「臨界到達までの時間余裕が厳しい条件として原子炉起動前の停止状態において、1次系への純水注入により、「1次冷却材が希釈される」事象の発生が想定される1次系への純水注入として、「希釈ラインの故障」及び「希釈中の操作誤り」が考えられる。「希釈ラインの故障」については、希釈ライン上の複数の弁において内部リークが発生し、1次系統に純水が大量流入することにより事象が発生するが、その頻度は $1.0\text{E}-10$ /炉年を大きく下回り十分小さい一方「希釈中の操作誤り」については希釈量設定及び計数率監視のための運転員操作を考慮し、THERP解析によりヒューマンエラーを評価した結果、反応度の誤投入の発生頻度は、 $3.1\text{E}-08$ /炉年と評価した。なお、制御棒の誤操作による反応度の誤投入も考えられるが、定期検査中の運用を考慮すると、その可能性は極めて低いと考えられる。

以上の算出結果をまとめて、第1.1.2.b-2表に示す。

なお、玄海原子力発電所3号炉及び4号炉においては、本評価で挙げた起因事象はいずれも発生しておらず、起因事象発生頻度の観点でプラント固有の特徴は見受けられない。

### 1.1.2.c. 成功基準

既往のPRAや熱水力解析結果を反映し、燃料損傷を防止するために必要な緩和設備又は緩和操作の組合せや、緩和設備や緩和操作がその機能を達成するために必要な条件を定めた。

#### ① 成功基準の一覧表

##### 【燃料損傷判定条件】

##### ○一般的な燃料損傷判定条件

有効燃料長頂部が露出した状態とする。

##### ○反応度の誤投入時の燃料損傷判定条件

臨界に達した状態とする。

(本評価では反応度の誤投入に対する緩和策に期待しないため、保守的に上記のように設定する。)

##### 【起因事象ごとの成功基準】

##### ○安全機能として期待できるか否かの判断基準を以下に示す。

- ・除熱機能：熱交換器の除熱能力が崩壊熱量を上回るか
- ・注水機能：蒸発量を補うだけの注水が可能か（除熱機能）又は流出量を補うだけの注水が可能か（冷却材流出時）

##### ○余熱除去系及び非常用所内交流動力電源の成功基準は、単一故障が発生しても、系統全体の機能は喪失しないという条件で設定した。起因事象「外部電源喪失」の成功基準は第1.1.2.c-1表のとおりである。

なお、「外部電源喪失」以外の起因事象は有効な緩和系が存在しないため、成功基準も存在しない。

**【対処設備作動までの余裕時間及び使命時間】**

## ○余裕時間

アクシデントマネジメント策を除外した評価のため、期待できる緩和手段は余熱除去系統の手動起動のみ（炉心注入による水位回復には期待しない）であり、時間余裕は「有効燃料頂部露出」までではなく、「余熱除去運転が可能な1次冷却材水位レベルまで」とした。

具体的には、1次冷却材の保有水量が最も少なく、かつ崩壊熱量が大きいPOS5について、ミッドループ運転を模擬した「崩壊熱除去機能喪失」のこれまでの解析結果を参照し、1次系保有水量が減少し始めるまでの時間を保守的に見積もって、10分を時間余裕として設定した。なお、POS4、POS10及びPOS12については、POS5と比較して1次冷却材の保有水量が多く、また、POS9については、POS5と比較して崩壊熱量が小さいことから、余裕時間はPOS5より大きくなるが、保守的にこれらPOSの余裕時間も10分と設定した。

## ○使命時間

本評価では、事故後24時間までの安定冷却が可能であれば、それ以降の時間で仮に不具合が発生したとしても、ある程度崩壊熱は除去されており、喪失した設備の復旧や追加の運転員操作に期待できると工学的に判断し、24時間を使命時間として設定した。

**【熱水力解析等の解析結果、及び解析コードの検証性】**

成功基準設定のために熱水力解析を実施していない。

#### 1.1.2.d. 事故シーケンス

事故シーケンスとは、燃料損傷等に至るまでの、起回事象の発生並びに各種安全機能喪失の組合せのことである。

##### ① イベントツリー

各起回事象に対して、燃料損傷を防止するために必要な緩和設備又は緩和操作を検討し、燃料損傷に至る事故シーケンスを展開した。また、展開した事故シーケンスの最終状態を燃料損傷状態又は成功状態のいずれかに分類した。

各起回事象のイベントツリーを第1.1.2.d-1(a)図～第1.1.2.d-1(g)図に示す。

#### 1.1.2.e. システム信頼性

事故シーケンスの頻度を推定するには、展開したイベントツリーの各分岐に対して成功・失敗確率を決める必要がある。この各分岐点におけるプラント緩和システムの成功・失敗確率を決めるために、フォールトツリー法によるシステム信頼性解析を実施した。本項目では、前項で抽出されたイベントツリーのヘディングに対応するフロントライン系と、それを適切に運転するために必要となるサポート系について、フォールトツリーを構築し定量化を実施した。

##### ① 評価対象としたシステムとその説明

評価対象としたシステムについて一覧表を作成し、それぞれのシステムごとに概要、機能、系統図、必要とするサポート系、試験、システム信頼性評価上の主要な仮定等を整理した。評価対象システムの一覧を以下に示す。また、フロント

ライン系とサポート系の依存性を第1.1.2.e-1表に、サポート系同士の依存性を第1.1.2.e-2表に示す。

【サポート系】

1. 電源系
2. 信号系
3. 制御用空気系
4. 換気空調系
5. 原子炉補機冷却海水系
6. 原子炉補機冷却水系

【フロントライン系】

7. 余熱除去系

② システム信頼性評価手法

システム信頼性解析ではイベントツリーのヘディングに対応するフロントライン系とそのサポート系について、フォールトツリーを作成し信頼性評価を行った。

フォールトツリーの作成に当たっては、対象範囲を示す概略系統図を作成するとともに、その範囲内にある機器でモデル化すべき故障モードを基事象リストの形で整理した。また、これらの情報に基づき、評価対象としたシステムについてフォールトツリーを作成し、定量化を実施した。

定量化に当たっては、起因事象と緩和設備の従属性や、緩和設備間の従属性を考慮した。これらの従属性により発生し得る共通原因故障を、フォールトツリー結合法を用いて評価した。また、同一又は異なるシステムにおいて、多重性を持たせるために用いられている複数機器の故障については、型

式、機能、環境、運用方法等に基づく共通原因故障を、MGL法を用いて評価した。システム信頼性評価の例を第1.1.2.e-1図に示す。

③ システム信頼性評価の結果

構築したフォールトツリーを定量化することにより信頼性解析を行った。また、主要なミニマルカットセットの評価も実施した。

④ システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度とその根拠

フォールトツリー法を用いずに、技術的判断で非信頼度を求めたものはない。

1.1.2.f. 信頼性パラメータ

システム信頼性解析や事故シーケンスの定量化のために必要となる機器故障率、共通原因故障パラメータ、試験又は保守作業による待機除外確率等を評価するために必要となるパラメータを整備した。

① 非信頼度を構成する要素と評価式

非信頼度を構成する要素としては、機器故障率データ、共通原因故障パラメータ、試験による待機除外データ、保守による待機除外データ等があり、それぞれの評価式に基づき非信頼度を評価した。

② 機器故障率パラメータの一覧

システム信頼性解析や事故シーケンスの定量化で使用する機器故障率データは、原則として、原子力安全推進協会

(JANSI) が管理している原子力施設情報公開ライブラリー NUCIA (<http://www.nucia.jp/>) で公開されている国内プラントの故障実績 (1982年度～2002年度21ヵ年49基データ (21ヵ年データ)) を基にした「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定 (平成21年5月公表)」に記載されているデータ (以下「国内故障率データ」という。) を使用する。また、NUCIAで公開されている国内プラントの故障実績は、「原子力発電所に関する確率論的安全評価用の機器故障率の算出 (1982年度～1997年度16ヵ年49基データ改訂版) (平成13年2月)、電中研報告P00001、(財)電力中央研究所」で定義した機器バウンダリに従っている。なお、評価対象機器のうち、NUCIAでグループ登録されていないものについては、類似性を考慮した工学的判断に基づいてNUCIAの機器グループに分類した。

### ③ 機器復帰の取扱い方法及び機器復帰失敗確率

本評価においては、故障した機器の使命時間中の復旧は考慮していない。

### ④ 待機除外確率

定期検査期間中には、出力運転中と異なり、検査・保修を実施するために系統や機器を待機除外とする期間がある。この期間は定期検査によって変わり得るが、本評価では原子炉施設保安規定で定める運転上の制限を考慮し、設備の冗長性が最も小さくなる状態を仮定して、保守的に各POSに対する待機状態を設定した。

⑤ 共通原因故障の評価方法と共通原因故障パラメータ

共通原因故障パラメータについては、NUREG/CR-5497（停止時PSA学会標準推奨データベース）の改訂版である「CCF Parameter Estimations 2010」に記載されるMGLパラメータを使用する。MGLモデルは冗長度が高い系の解析に対応しており、原子力プラントにおいて広く使用実績のある共通原因故障パラメータである。

1.1.2.g. 人的過誤

人間信頼性解析とは、燃料損傷頻度に有意な影響を及ぼし得る人間行動（タスク）に対して、起こり得る人的過誤を同定してそのタスクの成功又は失敗の確率を評価することである。本作業では、起因事象発生前の作業及び発生後の緩和操作を対象として、それらを遂行する過程で起こり得る人的過誤を同定し、その発生確率を算出した。

① 評価対象とした人的過誤及び評価結果

人間信頼性解析は、ヒューマンエラーハンドブック（NUREG/CR-1278）のTHERP（Technique for Human Error Rate Prediction）手法を使用して評価した。

(1) 起因事象発生前人的過誤

起因事象発生前に考慮すべき人的過誤として、第1.1.2.g-1表のとおり、試験・保守時において作業終了後、手動弁及び手動ダンパを正しい状態に復帰させる際の復旧忘れを考慮した。

## (2) 起因事象発生後人的過誤

プラントで事故が発生した場合、運転員は運転基準に記載されている手順に従って、原子炉を安全に停止させるために必要な措置をとる。本評価においては、運転員が行う以下の行為を人的過誤の評価対象とする。

### (a) 診断失敗

運転基準へのエントリ失敗を、診断失敗として取り扱う。なお、診断行為は複数の計器指示、警報等からプラントで発生した事象を特定することから、時間的な余裕を考慮する。なお、診断失敗が発生した場合、運転員は当該運転基準の操作全てに失敗するものとして取り扱う。本評価で用いる診断失敗確率は第1.1.2.g-2表のとおりである。

### (b) 操作失敗・読取失敗

操作失敗については、運転基準に記載された操作の中で、燃料損傷の観点から、事故シナリオの中で必要となる操作を同定する。

読取失敗については、運転基準に「～を確認する。」のような記載があり、かつ、それに付帯した機器等の操作がある場合は、その確認を「読取り」として扱い、同定対象とする。読取りに失敗した場合、続く操作に失敗するものとして取り扱う。ただし、読取失敗については、複数の計器により判断が可能である場合には、失敗の確率が十分に小さいとして、評価対象外とする。本評価で用いる事象発生後の操作失敗に係る人的過誤確率（HEP）は第1.1.2.g-3表の通りである。本評価では、読取失敗に係る人的過誤を

取り扱っていない。

### (3) 起因事象発生に係わる人的過誤

オーバードレン、水位維持失敗及び反応度の誤投入の起因事象発生において、人的過誤を考慮した。本評価では(2)(b)と同様の考え方にに基づき、操作失敗及び読取失敗を取り扱っている。

#### 1.1.2.h. 燃料損傷頻度

##### ① 燃料損傷頻度の算出に用いた方法

前記の種々の作業は、事故シーケンスの発生頻度を求める定量化作業に集約される。起因事象や展開したイベントツリー、フォールトツリーの各基事象に対し数値（起因事象発生頻度、機器故障率、人的過誤率等）を入力して事故シーケンス発生頻度を計算する。

燃料損傷頻度の算出のため、事故シーケンスの定量化を行った。事故シーケンスの定量化は、計算コードRisk Spectrumを使用して、イベントツリー解析、フォールトツリー解析を行い、燃料損傷頻度を算出した。

また、停止時PRAにおける燃料損傷頻度は、分類された各POSの燃料損傷確率を合算することによって1回の停止当たりの燃料損傷確率を算出しており、1回の停止は通常時約1年に1回行われるため、算出した燃料損傷確率を年当たりの燃料損傷頻度（/炉年）とみなすことで得ることができる。

##### ② 燃料損傷頻度

事故シーケンスの定量化を行った結果、全燃料損傷頻度は

4.3E-04/炉年となった。起因事象別・POS分類別の燃料損傷頻度の内訳を第1.1.2.h-1表、主要事故シーケンス及び主要カットセットを第1.1.2.h-2表に示し、POS別及び起因事象別の燃料損傷頻度の割合を第1.1.2.h-1図及び第1.1.2.h-2図に示す。

起因事象別の結果では、原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失の寄与が最も大きくなっている。次いで、余熱除去機能喪失となっている。

燃料損傷頻度をPOS別に見ると、燃料損傷頻度は継続時間の長い順に大きくなっており、緩和手段が乏しい本評価では結果が継続時間に強く依存している。このため、継続時間の相対的に長いPOS 9が最も厳しく、次いでPOS 5及びPOS12の寄与が大きくなっている。

### ③ 重要度解析

全燃料損傷頻度に対するFussell-Vesely (FV) 重要度及びリスク増加価値 (RAW) を評価し、全燃料損傷頻度への寄与の大きい因子を分析した。

#### (1) FV重要度

FV重要度は、燃料損傷の発生を仮定したときに、当該事象の発生が寄与している割合を表す指標である。FV重要度の評価結果を第1.1.2.h-3表に示す。

評価の結果、第1位は「診断失敗」の約7%、第2位・第3位は「余熱除去ポンプ出口流量低信号停止失敗」、「余熱除去クーラーバイパス流調弁開度調整信号発信失敗」の約0.5%ずつとなった。

第1位のFV重要度が約7%、第2位・第3位は0.5%ずつしかないことから、全燃料損傷頻度の要因の大部分は、緩和系の失敗ではなく、緩和系に期待できない起因事象の発生であることが分かる。

#### (2) リスク増加価値 (RAW)

RAWは、対象とする事象が必ず発生すると仮定した場合に、リスクがどれだけ増加するかを示す指標である。RAWの評価結果を第1.1.2.h-4表に示す。

評価の結果、RAWの上位は約3で同等の値を示していることから、機器故障やヒューマンエラーの発生で、燃料損傷に至るものが多数存在することが分かる。

#### ④ 不確かさ解析

起因事象発生頻度、機器故障率、人的過誤等のパラメータが持つばらつき（不確かさ）が燃料損傷頻度に与える影響（燃料損傷頻度の平均値及びエラーファクタ (EF)）を評価した。不確かさ解析の結果を第1.1.2.h-5表に示す。

評価の結果、全燃料損傷頻度（点推定値）は $4.3E-04$ ／炉年であったが、不確かさ解析の結果、燃料損傷頻度（平均値）は $4.2E-04$ ／炉年、不確かさ幅を示すエラーファクタは3.4となり、各パラメータの不確かさの影響により、上限値と下限値の間に約1桁程度の幅があることが分かった。

#### ⑤ 感度解析

燃料損傷頻度に影響する因子として、運転中の充てんポンプに期待できるとした場合に着目し、全燃料損傷頻度に対する寄与が最も大きい原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失を

対象に感度解析を実施した。感度解析の結果を第1.1.2.h-6表に示す。

感度解析の結果、原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失の燃料損傷頻度は $3.6\text{E-}07$ ／炉年となりベースケースから約 $1/1,000$ に低減し、全燃料損傷頻度は $6.7\text{E-}05$ ／炉年となりベースケースから約 $1/6$ となった。

運用上は運転が継続している充てん系に期待するだけでも、燃料損傷頻度が上記の程度まで低減することが分かった。

第1.1.2.a-1表 系統設備概要

原子炉保護系	4 トレン 制御棒 53本
余熱除去系	余熱除去ポンプ 2台 (うず巻式) ポンプ容量 約1,020m <sup>3</sup> /h (1台当たり)
ディーゼル発電機	横置回転界磁・三相同期発電機 2台 発電容量 約8,900kVA (1台当たり)
直流電源設備	安全系蓄電池 2組 容量 約1,600A・h (1組当たり) 常用系蓄電池 2組 容量 約3,500A・h (1組当たり)
原子炉補機冷却水系	原子炉補機冷却水ポンプ 4台 (うず巻式) ポンプ容量 約1,700m <sup>3</sup> /h (1台当たり)
原子炉補機冷却海水系	海水ポンプ 4台 (斜流式) ポンプ容量 約2,600m <sup>3</sup> /h (1台当たり)

第1.1.2.a-2表 玄海原子力発電所3号炉及び4号炉定期検査の工程日数の比較

	定期検査	(1)ECCS作動信号ブロック ～余熱除去系による冷却状態② (POS 3～POS 5)	(2)余熱除去系による冷却状態③ ～ECCS作動信号ブロック解除 (POS 9～POS13)	(1) + (2) 合 計	定期検査 合計日数
玄海 3号炉	第8回 定期検査	8日	16日	24日	72日
	第9回 定期検査	6日	14日	20日	52日
	第10回 定期検査	7日	18日	25日	90日
	第11回 定期検査	7日	22日	29日	66日
	第12回 定期検査	7日	14日	21日	72日
玄海 4号炉	第6回 定期検査	5日	15日	20日	53日
	第7回 定期検査	7日	21日	28日	89日
	第8回 定期検査	8日	21日	29日	78日
	第9回 定期検査	7日	22日	29日	60日
	第10回 定期検査	7日	14日	21日	59日

第1.1.2. a-3表 各プラント状態の継続時間

プラント状態 (POS)	POSの継続時間 (h)
4	55.4
5	85.7
9	182.0
10	30.5
12	89.4
14	70.6

第1.1.2.a-4表 緩和設備の使用可能性 (1 / 2)

プラント状態		(1) 部分出力 運転	(2) 高温停止状態 (ECCS作動信号 ブロックまで)	(3) 高温停止状態 (RHR運転 開始まで)	(4) RHR運転 ①RCS満水	(5) RHR運転 ②ミッド ループ	(6) 原子炉上部 キャビティ 満水	(7) 燃料取出し 状態	(8) 原子炉上部 キャビティ 満水	(9) RHR運転 ③ミッド ループ	(10) RHR運転 ④RCS満水	(11) 1次系漏え い試験	(12) RHR運転 ⑤RCS満水	(13) 高温停止状態 (RHR隔離 以降)	(14) 高温停止状態 (ECCS作動信号 ブロック解除 以降)	(15) 部分出力 運転
運転モード		1、2	3	3	5	6	6	—	6	6	5	4	5	3	3	2
6.6kV M/C母線	C	—	—	○	○	—	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—
	D	—	—	○	○	—	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—
440V P/C母線	C	—	—	○	○	—	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—
	D	—	—	○	○	—	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—
440V RCC母線	C	—	—	○	○	—	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—
	D	—	—	○	○	—	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—
125V非常用直流母線	A	—	—	○	○	—	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—
	B	—	—	○	○	—	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—
115V計装用母線	A	—	—	○	○	—	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—
	B	—	—	○	○	—	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—
	C	—	—	○	○	—	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—
	D	—	—	○	○	—	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—
外部電源	所内変圧器	—	○	○	○	—	—	—	—	○	○	○	○	○	○	—
	予備変圧器	—	○	○	×	—	—	—	—	×	○	×	×	○	○	—
ディーゼル発電機	A	—	—	△	△	—	—	—	—	—	—	△	△	△	△	—
	B	—	—	△	△	—	—	—	—	—	—	△	△	△	△	—
非常用直流電源 (バッテリー)	A	—	—	△	△	—	—	—	—	—	—	△	△	△	△	—
	B	—	—	△	△	—	—	—	—	—	—	△	△	△	△	—
海水ポンプ	A	—	○	○	○	—	—	—	—	○	○	○	○	○	○	—
	B	—	○	○	○	—	—	—	—	○	○	○	○	○	○	—
	C	—	○	○	△	—	—	—	—	△	△	△	△	△	△	—
	D	—	○	○	×	—	—	—	—	×	×	○	×	○	○	—
海水供給母管	A	—	○	○	○	—	—	—	—	○	○	○	○	○	○	—
	B	—	○	○	△	—	—	—	—	△	△	△	△	△	△	—

図中の記号の見方 : ○ : 使用可能 (運転中) △ : 使用可能 (待機中) × : 使用不可 — : 検討対象外

第1.1.2. a-4表 緩和設備の使用可能性 (2 / 2)

プラント状態		(1) 部分出力 運転	(2) 高温停止状態 (ECCS作動信 号ブロックま で)	(3) 高温停止状 態 (RHR運転 開始まで)	(4) RHR運転 ①RCS満水	(5) RHR運転 ②ミッド ループ	(6) 原子炉上部 キャピティ 満水	(7) 燃料取出し 状態	(8) 原子炉上部 キャピティ 満水	(9) RHR運転 ③ミッド ループ	(10) RHR運転 ④RCS満水	(11) 1次系漏え い試験	(12) RHR運転 ⑤RCS満水	(13) 高温停止状 態 (RHR隔離 以降)	(14) 高温停止状態 (ECCS作動信 号ブロック解 除以降)	(15) 部分出力 運転
運転モード		1, 2	3	3	5	6	6	—	6	6	5	4	5	3	3	2
原子炉補機冷却水ポンプ	A	—	○	○	—	—	—	—	○	○	○	○	○	—	—	—
	B	—	△	○	—	—	—	—	○	△	○	△	△	—	—	—
	C	—	○	○	×	—	—	—	×	○	×	○	○	—	—	—
	D	—	△	△	×	—	—	—	×	△	×	△	△	—	—	—
原子炉補機冷却水冷却器	A	—	○	○	—	—	—	—	○	○	○	○	○	—	—	—
	B	—	○	○	×	—	—	—	×	○	×	○	○	—	—	—
原子炉補機冷却水供給母管	A	—	—	○	—	—	—	—	—	○	—	○	—	—	—	—
	B	—	—	○	—	—	—	—	—	○	—	○	—	—	—	—
余熱除去ポンプ +余熱除去冷却器	A	—	△	○	—	—	—	—	○	△	△	△	△	—	—	—
	B	—	△	△	—	—	—	—	△	△	△	△	△	—	—	—
中間補機換気空調系	A	—	—	○	—	—	—	—	—	○	—	○	—	—	—	—
	B	—	—	×	—	—	—	—	—	×	—	×	—	—	—	—
空調用冷水設備	A	—	—	○	—	—	—	—	—	○	—	○	—	—	—	—
	B	—	—	○	—	—	—	—	—	○	—	○	—	—	—	—
	C	—	—	×	—	—	—	—	—	×	—	×	—	—	—	—
	D	—	—	×	—	—	—	—	—	×	—	×	—	—	—	—
ディーゼル発電機室 換気空調系	A	—	—	△	—	—	—	—	—	△	—	△	—	—	—	—
	B	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	C	—	—	△	—	—	—	—	—	△	—	△	—	—	—	—
	D	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
制御用空気圧縮機	A	—	—	○	—	—	—	—	—	○	—	○	—	—	—	—
	B	—	—	×	—	—	—	—	—	×	—	×	—	—	—	—

図中の記号の見方 : ○ : 使用可能 (運転中)    △ : 使用可能 (待機中)    × : 使用不可    — : 検討対象外

第1.1.2.b-1表 考慮している起因事象の比較

起 因 事 象	NSAC-84 (Zion)	NUREG/CR-5015 (Zion)	フランスPRA <sup>*1,2</sup>	JNES検討 <sup>*3</sup>	本評価 (玄海原子力発電所3号炉 及び4号炉)
原子炉冷却材圧力バウンダリ 機能喪失 (配管破断)	—	—	○	—	—
原子炉冷却材圧力バウンダリ 機能喪失 (弁の誤開)	○	○	—	○	○
インターフェイスシステム LOCA	—	—	○	—	—
2次冷却系の破断	—	—	○	—	—
蒸気発生器伝熱管破損	—	—	○	—	—
ヒートシンク喪失	—	—	○	—	○ (原子炉補機冷却機能喪失)
主給水流量喪失	—	—	○	—	—
外部電源喪失	○(余熱除去機能 喪失で評価)	○	○	○	○
過渡事象	—	—	○	—	—
反応度の誤投入	—	—	○	○	○
余熱除去機能喪失	○	○	—	○	○
低温過加圧事象	○	—	—	—	—
水位維持失敗／オーバードレン	—	—	—	○	○

※1 : IPSN, "A Probabilistic Safety Assessment of the Standard French 900 MWe Pressurized Water Reactor", Main Report, April 1990.

※2 : EDF, "A Probabilistic Safety Assessment of Reactor Unit 3 in the Paluel Nuclear Power Centre(1300 MWe)", Overall Report, May 31, 1990.

※3 : JNES, "JNESにおけるPSA手法の標準化=停止時内の事象レベル1 PSA手法=に関する報告書"、別冊1、平成20年8月