

大規模損壊への対応(2.1_可搬型設備等による対応)

大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより、大規模な損壊が発生した場合に、様々な事態において柔軟に対応できる手順書、体制及び設備・資機材の整備を行う。

➤ 手順書の整備

- 設計基準を超えるような規模の自然災害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを想定し、使える可能性のある設備、資機材及び要員を最大限に活用した多様性及び柔軟性を有する手順書を整備（右図参照）

➤ 体制の整備

- 大規模損壊の発生により、要員の被災等による非常時の体制が部分的に機能しない場合においても流動性を持って柔軟に対応できる体制を整備
- 通常の指揮命令系統が機能しない場合及び残存する資源等を最大限活用しなければならない事態を想定した教育・訓練を実施

➤ 設備及び資機材の配備

- 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの共通要因で、同時に複数の可搬型重大事故等対処設備が機能喪失しないように保管場所を分散し、かつ、十分離して配備（前頁図参照）



可搬型代替電源車 ケーブル敷設訓練



放水砲による放水訓練

緊急地震速報，大津波警報，外部からの情報連絡，衝撃音，衝突音等により事象を検知（大規模損壊発生に相当する事象も含む）



中央制御室の状況，プラント状態の
大まかな確認及び把握



大規模損壊の発生を判断
(初動対応フローに基づく対応開始)



プラント状態確認チェックシートに基づく
状況確認

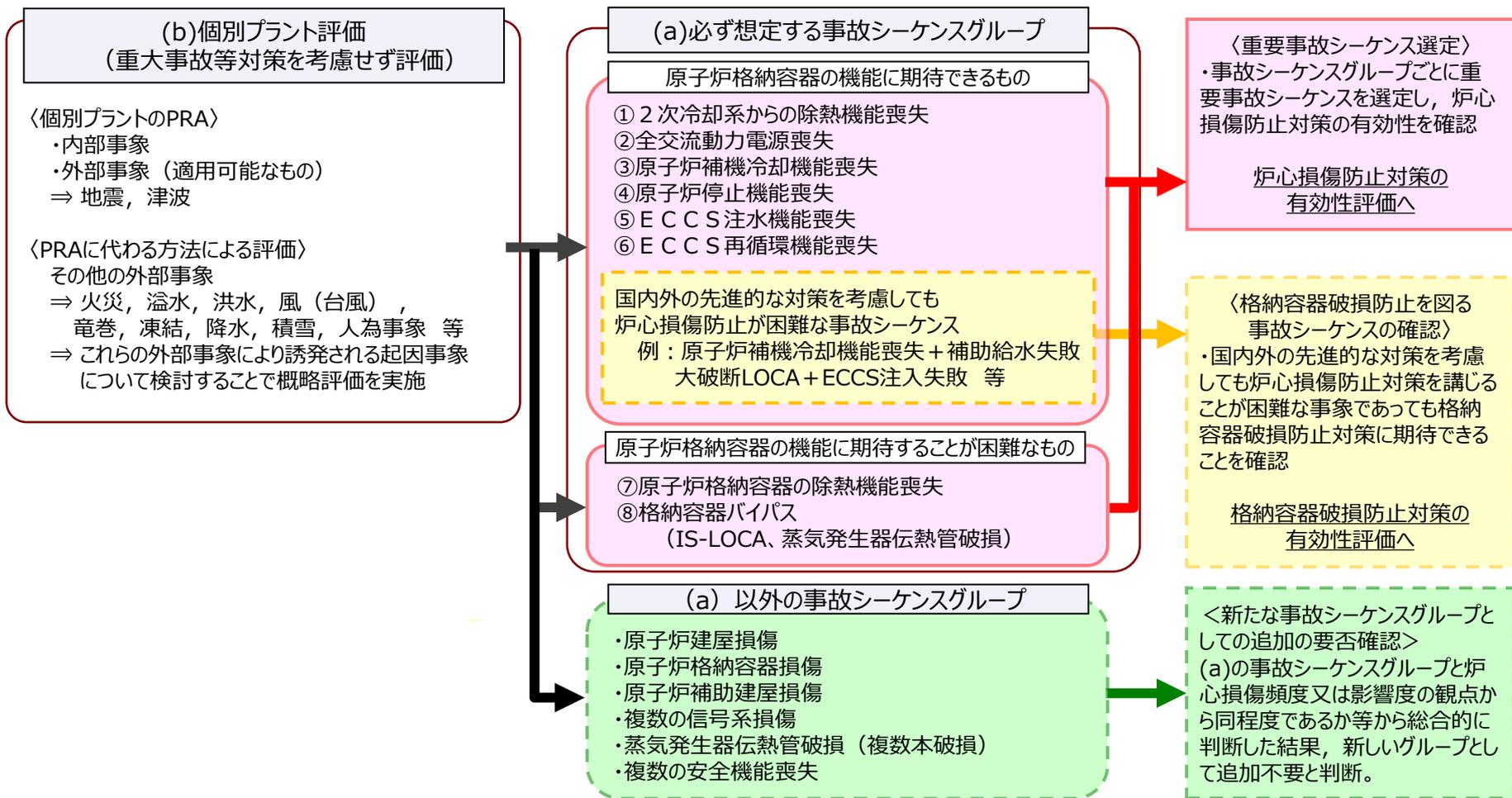


初動対応フローに基づいて，事象進展に応じた対応操作を選定し，実施する

大規模損壊発生時の対応フロー（概要）

炉心損傷防止対策の有効性評価

- 想定する事故シーケンスグループは、次の2つを評価対象とし、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し有効性評価を実施する。
 - 必ず想定する事故シーケンスグループ
 - 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
- 個別プラントの内部事象確率論的リスク評価（以下、「PRA」）及び外部事象PRAまたはそれに代わる方法で評価する。
- PRAの結果、(a)に含まれない有意な炉心損傷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。



炉心損傷防止対策の有効性を確認するための評価項目及び判断基準

評価項目	判断基準
(1)燃料被覆管最高温度及び燃料被覆管の酸化量	1,200℃以下及び酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下であること
(2)原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力	最高使用圧力17.16MPa[gage]の1.2倍の圧力20.592MPa[gage]を下回ること
(3)原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力	最高使用圧力0.283MPa[gage]又は限界圧力（最高使用圧力の2倍）である0.566MPa[gage]を下回ること
(4)原子炉格納容器バウンダリに係る温度	最高使用温度132℃又は限界温度200℃を下回ること

炉心損傷防止対策の有効性評価における安全機能喪失に対する仮定

重要事故シーケンスの選定結果			有効性評価における安全機能喪失に対する仮定								
事故シーケンスグループ			重要事故シーケンス		プラント状態		交流電源 補機冷却	2次系の冷却	1次系の冷却		格納容器 の冷却
					制御棒 の挿入	1次冷却材 の喪失			高圧 注入系	低圧 注入系	
炉心損傷	①	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		成功	なし	あり	喪失	あり	あり	あり
	②	全交流動力電源喪失	・外部電源喪失 + 非常用所内交流電源喪失 + 原子炉補機冷却機能喪失 + RCPシールLOCA		成功	シールリーク/ シールLOCA	喪失	1台のみ (タービン 駆動)	→従属的に使用不能		
	③	原子炉補機冷却機能喪失									
	④	原子炉停止機能喪失	・主給水流量喪失 + 原子炉トリップ失敗 ・負荷の喪失 + 原子炉トリップ失敗		失敗	なし	あり	あり	あり	あり	あり
	⑤	ECCS注水機能喪失	・中破断LOCA + 高圧注入失敗		成功	中LOCA	あり	あり	注入不能	あり	あり
	⑥	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		成功	大LOCA	あり	期待 できず	再循環 不能	再循環 不能	あり
	⑦	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		成功	大LOCA	あり	期待 できず	あり	再循環 不能	注入不能
	⑧	格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA、蒸気発生器伝熱管破損）	・インターフェイスシステムLOCA ・蒸気発生器伝熱管破損 + 破損側蒸気発生器隔離失敗		成功	1次冷却材が格納容器外に流出（バイパス経路は、余熱除去系又は蒸気発生器）					

格納容器破損防止対策の有効性評価

- 想定する格納容器破損モードは、次の2つを評価対象とし、格納容器破損モードから評価事故シーケンスを選定し有効性評価を実施する。
 - (a)必ず想定する格納容器破損モード
 - (b)個別プラント評価により抽出した格納容器破損モード
- 個別プラントの内部事象PRA及び外部事象PRAまたはそれに代わる方法で評価する。
- PRAの結果、(a)に含まれない格納容器破損モードが抽出された場合には、想定する格納容器破損モードとして追加する。

(b)個別プラント評価 (重大事故等対策を考慮せず評価)

<個別プラントのPRA>

・内部事象

<PRAに代わる方法による評価>

・外部事象

(a)必ず想定する格納容器破損モード

- ① 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）
- ② 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）
- ③ 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
- ④ 原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用
- ⑤ 水素燃焼
- ⑥ 溶融炉心・コンクリート相互作用

<評価事故シーケンス選定>
・格納容器破損モード毎の事故進展がもっとも厳しいものを評価事故シーケンスとして選定

格納容器破損防止対策の有効性評価へ

適用を除外したもの

- ・格納容器直接接触（シェルアタック）
⇒ 該当なし（PWR構造上対象外と判断）

<炉心損傷防止を図るシーケンスの確認>
・炉心損傷後の格納容器機能に期待できないため、炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認

炉心損傷防止対策の有効性評価へ

(a)以外の格納容器破損モード

- ・格納容器バイパス（（SGTR）,（IS-LOCA））
- ・格納容器先行破損

<新たな評価事故シーケンスとしての追加要否確認>
事象の特徴、頻度等を考慮し、格納容器破損モード及び評価事故シーケンスへの追加は不要と判断

- ・原子炉容器内での水蒸気爆発
- ・格納容器隔離失敗
- ・格納容器バイパス（TI-SGTR）

格納容器破損防止対策の有効性を確認するための評価項目及び判断基準

評価項目	判断基準
(1)原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力	限界圧力（最高使用圧力0.283MPa[gage]の2倍）である0.566MPa[gage]を下回ること
(2)原子炉格納容器バウンダリに係る温度	限界温度200℃を下回ること
(3)放射性物質の総放出量	放射性物質による環境への汚染の観点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること
(4)原子炉冷却材圧力	原子炉圧力容器の破損までに、原子炉冷却材圧力は2.0MPa[gage]以下に低減されていること
(5)原子炉格納容器バウンダリ機能	急速な原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって、原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと
(6)原子炉格納容器内の水素濃度	原子炉格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して13vol%以下であること
(7)原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力	可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、(1)の判断基準を満足すること
(8)原子炉格納容器構造部材の支持機能及び溶融炉心の冷却	溶融炉心による侵食によって、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること

格納容器破損防止対策の有効性評価における安全機能喪失に対する仮定

評価事故シーケンスの選定結果		有効性評価における安全機能喪失に対する仮定							
格納容器破損モード		評価事故シーケンス	プラント状態		交流電源 補機冷却	2次系の冷却	1次系の冷却		格納容器の冷却
			制御棒の挿入	1次冷却材の喪失			高圧注入系	低圧注入系	
格納容器破損	① 雰囲気圧力・温度による静的負荷（原子炉格納容器過圧破損）	・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	成功	大LOCA	喪失	期待できず	注入不能	注入不能	注入不能
	④ 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用								
	⑥ 溶融炉心・コンクリート相互作用								
	② 雰囲気圧力・温度による静的負荷（原子炉格納容器過温破損）	・外部電源喪失 + 非常用所内交流電源喪失	成功	→従属的にシール部	喪失	喪失	→従属的に使用不能		
	③ 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱								
⑤ 水素燃焼	・大破断LOCA + 低圧注入失敗	成功	大LOCA	あり	期待できず	注入不能	注入不能	あり	
代替するSA機能			44条	注水	48,57条	45,46,47条		49,50,51,52条	

使用済燃料ピットの燃料損傷防止対策の有効性評価

➤ 使用済燃料ピット内に貯蔵されている燃料の著しい損傷に至る可能性がある次の2つを評価対象とし、有効性評価を実施する

- (a) 想定事故1：冷却機能又は注水機能の喪失で、ピット水温が上昇し蒸発によりピット水位が低下する事故
- (b) 想定事故2：使用済燃料ピット水の小規模な喪失が発生し、ピット水位が低下する事故

燃料損傷防止対策の有効性評価△

使用済燃料ピットの燃料損傷防止対策の有効性を確認するための判断基準

判断基準
(1)燃料有効長頂部が冠水していること
(2)放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること
(3)未臨界が維持されていること

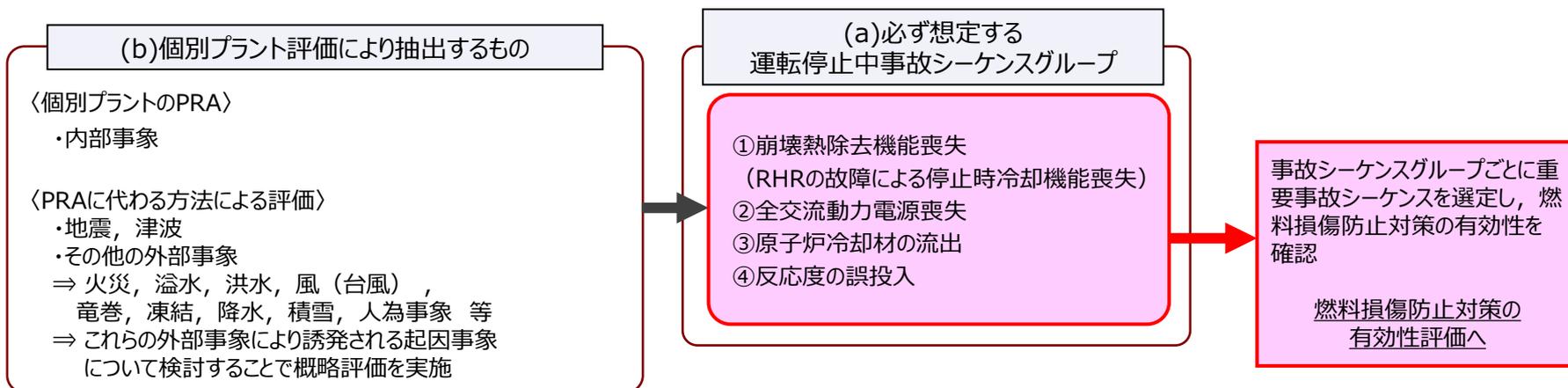
使用済燃料ピットの燃料損傷防止対策の有効性評価における安全機能喪失に対する仮定

想定事故			有効性評価における安全機能喪失に対する仮定
燃料損傷	①	想定事故1 ・使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故	<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料ピット冷却機能喪失 ・使用済燃料ピット注水機能喪失
	②	想定事故2 ・サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故	

重大事故等の有効性評価（6/7）

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

- 想定する運転停止中事故シーケンスグループは、次の2つを評価対象とし、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し有効性評価を実施する。
 - (a)必ず想定する運転停止中事故シーケンスグループ
 - (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
- 個別プラントの内部事象PRA及び外部事象PRAまたはそれに代わる方法で評価する。



運転停止中の燃料損傷防止対策の有効性を確認するための判断基準

判断基準
(1)燃料有効長頂部が冠水していること
(2)放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること
(3)未臨界を確保すること（ただし、通常の運転操作における臨界又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く）

運転停止中の燃料損傷防止対策の有効性評価における安全機能喪失に対する仮定

重要事故シーケンスの選定結果		有効性評価における安全機能喪失に対する仮定					
事故シーケンスグループ		重要事故シーケンス	プラント状態	交流電源	1次系の冷却		
				補機冷却	高圧注入系	余熱除去系	化学体積制御系
燃料 損傷	① 崩壊熱除去機能喪失 （RHRの故障による停止時冷却機能喪失）	・余熱除去機能喪失	燃料取出前のミッドループ運転	あり	注入不能	注入不能	注入不能
	② 全交流動力電源喪失	・外部電源喪失 + 非常用所内交流電源喪失	燃料取出前のミッドループ運転	喪失	→従属的に使用不能		
	③ 原子炉冷却材の流出	・原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	燃料取出前のミッドループ運転	あり	あり	注入不能	あり
	④ 反応度の誤投入	・反応度の誤投入	原子炉起動時	あり	あり	あり	あり

①全交流動力電源喪失(RCPシールLOCAが発生する場合)

全交流動力電源喪失(RCPシールLOCAが発生する場合)の重大事故等対策の有効性評価結果

評価項目について、解析結果が判断基準を満足することを確認
 解析結果の例として、1次冷却材圧力、燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力の推移を示す

評価項目と判断基準

- 燃料被覆管の最高温度が1200℃以下 及び 燃料被覆管の酸化量は被覆管厚さの15%以下
- 原子炉冷却材圧力バウンダリの最高使用圧力の1.2倍以下
- 原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍以下 及び 限界温度200℃以下

1次冷却材圧力は、初期値(約15.9MPa[gage])以下となり、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は約16.2MPa[gage]にとどまり、最高使用圧力の1.2倍(20.592MPa[gage])を下回る。

燃料被覆管の最高温度は、炉心は冠水状態にあることから初期値(約380℃)を上回ることなく、1,200℃を下回る。

事象発生約81時間後に原子炉格納容器圧力が0.179MPa[gage]に到達後、格納容器内自然対流冷却を開始することにより、原子炉格納容器圧力は約0.135MPa[gage]で維持される。

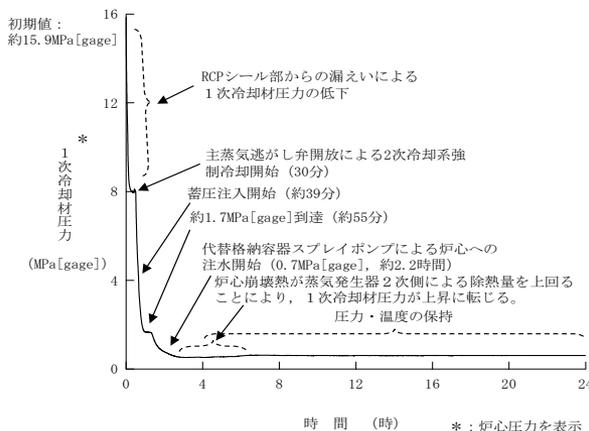


図 1次冷却材圧力の推移

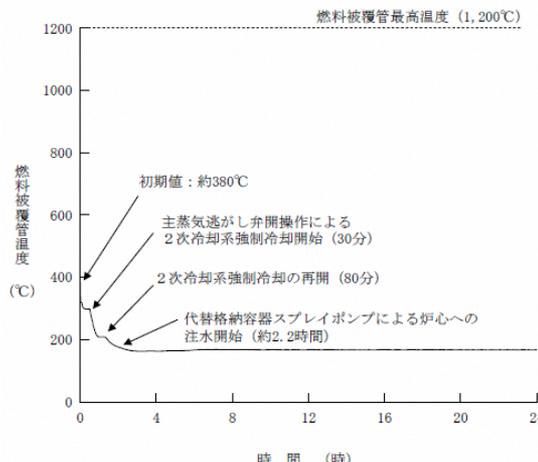


図 燃料被覆管温度の推移

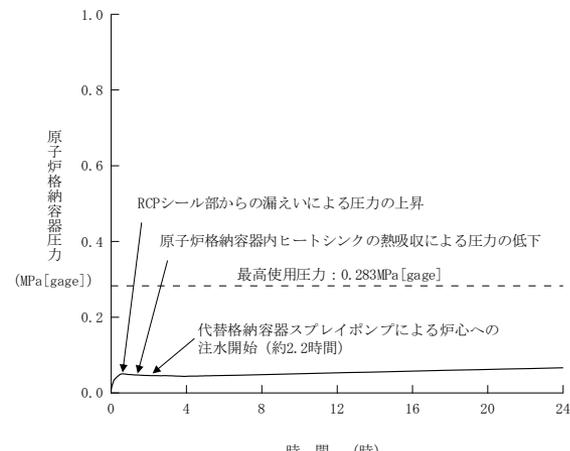


図 原子炉格納容器圧力の推移

全交流動力電源喪失(RCPシールLOCAが発生する場合)の重大事故等対策に必要な要員・資源の評価結果

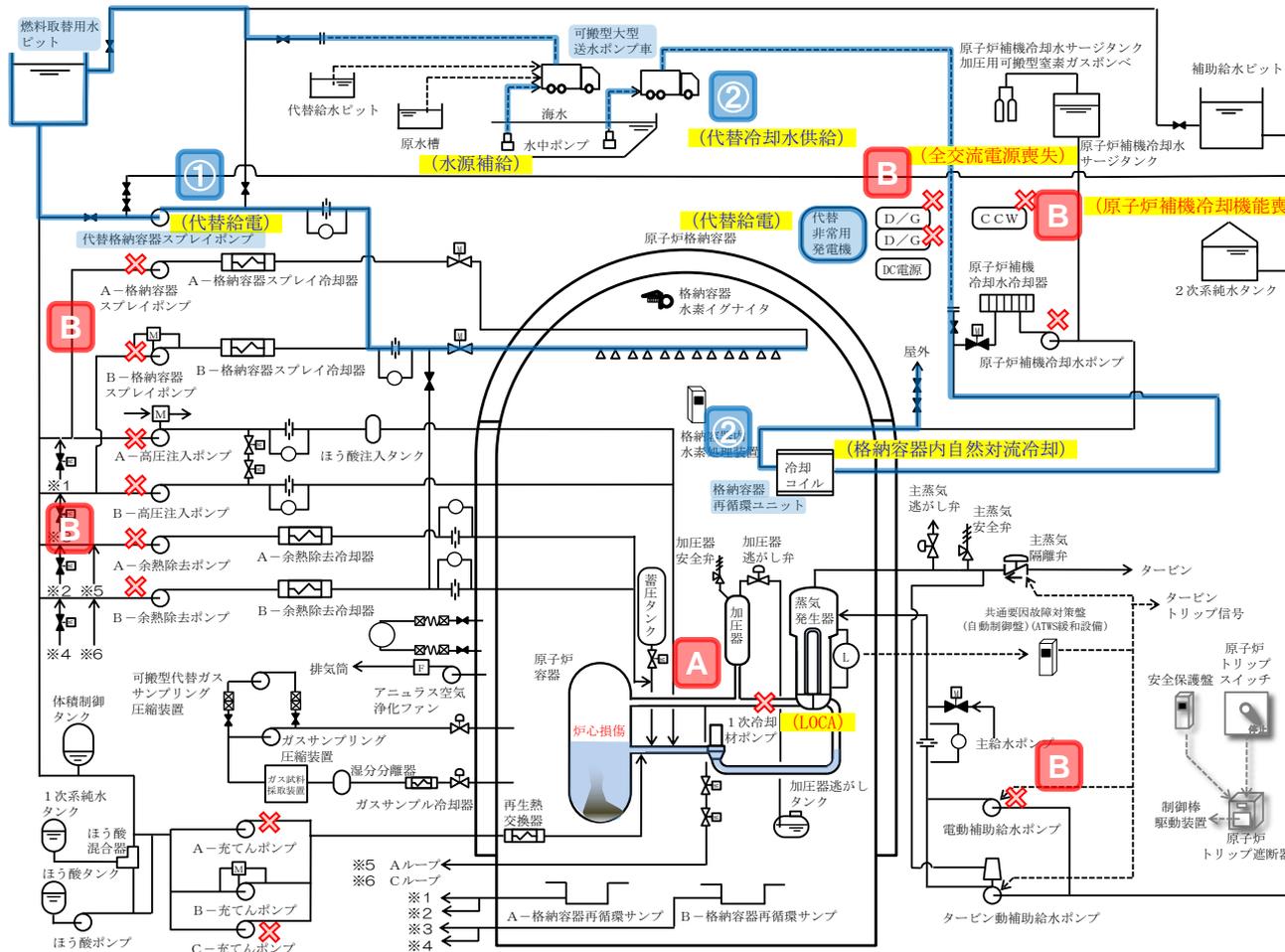
事故対応に必要な「要員、水源、燃料、電源」を確保しており、重大事故等の対応は可能である。

	要員	水源 (燃料取替用水ピット)	水源 (補助給水ピット)	燃料	電源
対応に必要な要員数・量	21名	約51時間後にピット水位低となるが、この時点で高圧代替再循環運転に移行が可能	ピットの枯渇まで約7.4時間に対し、5.4時間以降は海水補給を行う	183.3kL	1,638kW
確保している要員数・量	36名	1,700m ³ +格納容器再循環タンク	570m ³ +海水補給	595kL	2,760kW

② 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)

雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)の有効性評価において想定する事象

- A. 大破断LOCAの発生
- B. 全交流動力電源喪失 → 高圧, 低圧注入機能, 格納容器スプレイ注入機能の喪失 → 炉心が溶融 → 原子炉容器が破損
 → 原子炉格納容器内へ流出した水蒸気, 非凝縮性ガスが蓄積 → 原子炉格納容器圧力が上昇し, 原子炉格納容器破損に至る。



重大事故等対処設備による対応

- ①. 代替非常用発電機を用いた代替格納容器スプレイ (代替格納容器スプレイポンプ) による原子炉格納容器雰囲気圧力の冷却
- ②. 格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器除熱

② 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)

雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)の重大事故等対策の有効性評価結果

評価項目について、解析結果が判断基準を満足することを確認

解析結果の例として、原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器雰囲気温度の推移を示す

評価項目と判断基準

- 原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍以下 及び 限界温度200℃以下

事象発生約45時間後に原子炉格納容器圧力が約0.360MPa[gage]に到達し、以降は低下傾向となっていることから、原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.566MPa[gage])を下回る。

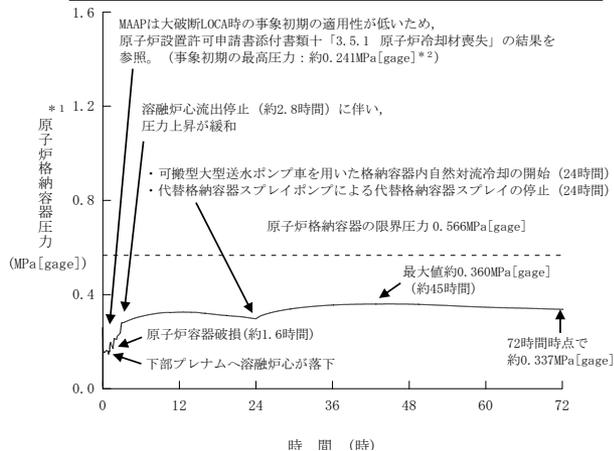
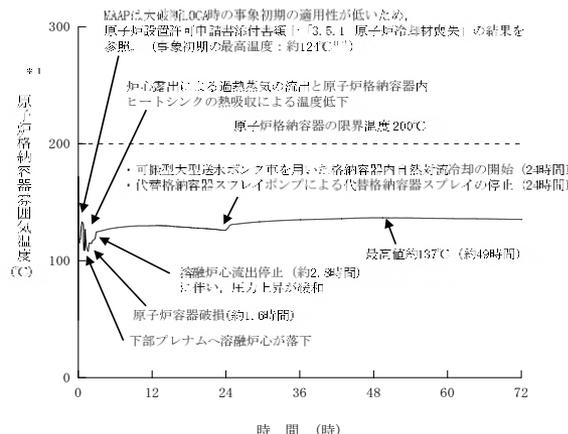


図 原子炉格納容器圧力の推移

事象発生約49時間後に原子炉格納容器雰囲気温度が約137℃に到達し、以降は低下傾向となっていることから、原子炉格納容器パウンダリにかかる温度は200℃を下回る。



※1：原子炉格納容器雰囲気温度の推移はMAAPによる解析結果を示している
 ※2：原子炉設置許可申請書添付書類「3.5.1 原子炉冷却材喪失」の結果

図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移

雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)の重大事故等対策に必要な要員・資源の評価結果

事故対応に必要な「要員、水源、燃料、電源」を確保しており、重大事故等の対応は可能である。

	要員	水源 (燃料取替用水ピット)	水源 (補助給水ピット)	燃料	電源
対応に必要な要員数・量	21名	事象発生約49分後から約12.9時間まで使用可能であり、10.9時間以降は海水補給が可能	—	183.3kL	546kW
確保している要員数・量	36名	1,700m ³ +海水補給	—	595kL	2,760kW

想定事故1の重大事故等対策の有効性評価結果

評価項目について、評価結果が判断基準を満足することを確認
評価結果の例として、許容水位到達時間を示す

評価項目と判断基準

- ・ 燃料有効長頂部が冠水していること
- ・ 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること
- ・ 未臨界が維持されていること

注水がない場合、事象発生の約6.6時間後に水温が100℃に到達し、約1.6日後に放射線の遮蔽が維持される最低水位まで低下するが、事象発生の約4.4時間に注水が可能となる。

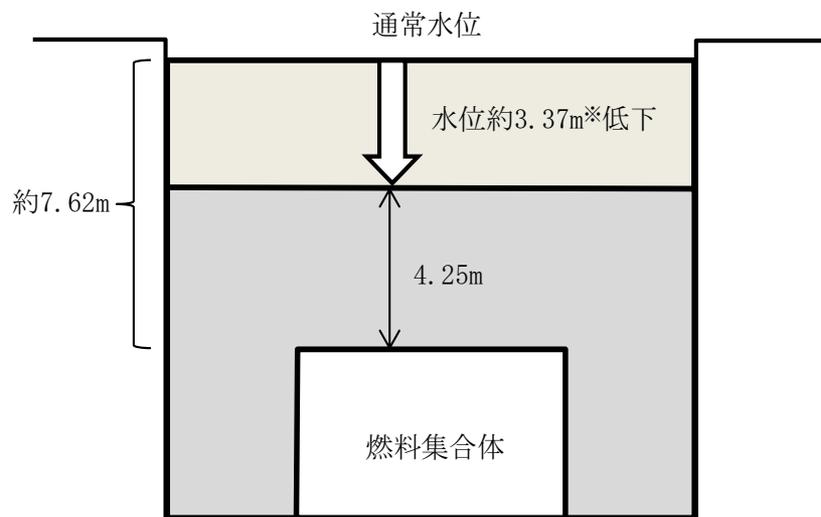


図 使用済燃料ピット水位概要図

表 使用済燃料ピットの許容水位到達時間評価結果

		評価結果
①	3.3m*分の評価水量 (m ³)	
	A-使用済燃料ピット	約210m ³
	B-使用済燃料ピット	約310m ³
	A, B-使用済燃料ピット間	約5m ³
	燃料取替チャンネル	約45m ³
	燃料検査ピット	約60m ³
	合計	約630m ³
②	崩壊熱による保有水蒸発水量	約19.16m ³ /h
③	3.3m水位低下時間 (①/②)	約32.8時間
④	水温100℃までの時間	約6.6時間
	合計 (③+④)	約1.6日 (約39.4時間)

想定事故1の重大事故等対策に必要な要員・資源の評価結果

事故対応に必要な「要員、水源、燃料、電源」を確保しており、重大事故等の対応は可能である。

	要員	水源	燃料	電源
対応に必要な要員数・量	20名	海水 間欠的に注水 (25m ³ /h)	559.8kL	ディーゼル 発電機 による給電
確保している要員数・量	34名		595kL	