

## 5. 有効性評価における判断基準



項目	判断基準
炉心損傷防止対策	<ul style="list-style-type: none"> <li>・燃料被覆管の最高温度<math>\leq 1,200^{\circ}\text{C}</math></li> <li>・燃料被覆管の酸化量<math>\leq 15\%</math></li> <li>・原子炉圧力<math>&lt; 10.34\text{MPa}[\text{gage}]</math></li> <li>・格納容器圧力<math>&lt; 0.62\text{MPa}[\text{gage}]</math></li> <li>・格納容器温度<math>&lt; 200^{\circ}\text{C}</math></li> <li>・敷地境界での実効線量<math>\leq 5\text{mSv}</math></li> </ul>
格納容器破損防止対策	<ul style="list-style-type: none"> <li>・格納容器圧力<math>&lt; 0.62\text{MPa}[\text{gage}]</math></li> <li>・格納容器温度<math>&lt; 200^{\circ}\text{C}</math></li> <li>・Cs-137放出量<math>&lt; 100\text{TBq}</math></li> <li>・原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力<math>\leq 2.0\text{MPa}[\text{gage}]</math></li> <li>・FCIによる荷重によって格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと</li> <li>・格納容器内酸素濃度<math>\leq 5\text{vol}\%</math></li> <li>・溶融炉心による侵食によって格納容器支持機能が喪失しないこと</li> </ul>
使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策	<ul style="list-style-type: none"> <li>・燃料有効長頂部が冠水していること</li> <li>・放射線の遮蔽が維持される水位が確保されていること</li> <li>・未臨界が維持されていること</li> </ul>
運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策	<ul style="list-style-type: none"> <li>・燃料有効長頂部が冠水していること</li> <li>・放射線の遮蔽が維持される水位が確保されていること</li> <li>・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や、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）</li> </ul>

## 6. 事故シーケンスの選定結果(1/4)



### ● 炉心損傷防止対策の有効性評価の対象とする事故シーケンスの選定結果(1/2)

事故シーケンスグループ	有効性評価の対象とする事故シーケンス	主な炉心損傷防止対策
高圧・低圧注水機能喪失	過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	低圧代替注水系(常設)
高圧注水・減圧機能喪失	過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗	過渡時自動減圧機能
全交流動力電源喪失	外部電源喪失＋非常用D/G失敗＋HPCS失敗(RCIC成功)	原子炉隔離時冷却系(RCIC) 低圧代替注水系(可搬)
	外部電源喪失＋直流電源失敗＋高圧炉心冷却失敗	高圧代替注水系 常設代替直流電源設備
	外部電源喪失＋非常用D/G失敗＋逃がし安全弁再閉鎖失敗	原子炉隔離時冷却系(RCIC) 低圧代替注水系(可搬)
崩壊熱除去機能喪失	過渡事象＋崩壊熱除去失敗	【RHR故障時】 フィルタベント設備又は耐圧強化ベント系 【取水機能喪失時】 緊急用海水系
原子炉停止機能喪失	過渡事象＋原子炉停止失敗	代替再循環ポンプ停止機能 ほう酸水注入系

D/G :ディーゼル発電機  
HPCS :高圧炉心スプレイ系  
RCIC :原子炉隔離時冷却系  
RHR :残留熱除去系

## 6. 事故シーケンスの選定結果(2/4)



### ● 炉心損傷防止対策の有効性評価の対象とする事故シーケンスの選定結果(2/2)

事故シーケンスグループ	有効性評価の対象とする事故シーケンス	主な炉心損傷防止対策
LOCA時注水機能喪失	中小破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	低圧代替注水系(常設) フィルタベント設備又は耐圧強化ベント系
格納容器バイパス(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	破損系統を除く原子炉注水機能 破損系統の隔離 原子炉注水
津波浸水による最終ヒートシンク喪失	原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失	津波防護対策 原子炉隔離時冷却系(RCIC) 低圧代替注水系(可搬) 代替格納容器スプレイ冷却系(可搬) 常設代替交流電源設備 緊急用海水系



## 6. 事故シーケンスの選定結果(3/4)



### ● 格納容器破損防止対策の有効性評価の対象とする事故シーケンスの選定結果

格納容器破損モード	有効性評価の対象とする事故シーケンス	主な格納容器破損防止対策
雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)	大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+ 低圧炉心冷却失敗	低圧代替注水系(常設) 代替循環冷却系 緊急用海水系 フィルタベント設備 可搬型窒素供給装置
水素燃焼	—	窒素置換による格納容器雰囲気の不活性化
高圧溶融物放出/格納容器 雰囲気直接加熱(DCH)	過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧 炉心冷却失敗	原子炉手動減圧
原子炉圧力容器外の溶融燃料- 冷却材相互作用(FCI)		ペDESTAL(ドライウェル部)の水位を 約1mに維持する手段
溶融炉心・コンクリート相互作用 (MCCI)		格納容器下部注水系(常設)

## 6. 事故シーケンスの選定結果(4/4)



### ●使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策の有効性評価の対象とする事故シーケンスの選定結果

想定事故	事故シーケンス	主な燃料損傷防止対策
想定事故1	使用済燃料プール注水機能及び冷却機能の喪失	低圧代替注水系(常設) 低圧代替注水系(可搬)
想定事故2	使用済燃料プールの漏えい (使用済燃料プール注水機能及び冷却機能の喪失を想定)	静的サイフォンブレイク用配管 低圧代替注水系(常設) 低圧代替注水系(可搬)

### ●運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価の対象とする事故シーケンスの選定結果

事故シーケンスグループ	有効性評価の対象とする事故シーケンス	主な燃料損傷防止対策
崩壊熱除去機能喪失	残留熱除去系の故障+崩壊熱除去・炉心冷却失敗	待機中のECCS(残留熱除去系(低圧注水系)等)
全交流動力電源喪失	外部電源喪失+交流電源失敗+崩壊熱除去・炉心冷却失敗	低圧代替注水系(常設) 常設代替高圧電源装置
原子炉冷却材の流出	原子炉冷却材の流出(RHR切替時のLOCA)+崩壊熱除去・炉心冷却失敗	待機中のECCS(残留熱除去系(低圧注水系)等)
反応度の誤投入	制御棒の誤引抜き	安全保護系(原子炉出力ペリオド短短(10秒)信号による原子炉スクラム)



## 7. 有効性評価の概要（炉心損傷防止対策 1／5）



➤ 事故シーケンスグループ毎に選定した重要事故シーケンスに対して、整備したシビアアクシデント対策設備が有効であることを確認

事故シーケンスグループ	安全機能の喪失に対する仮定	重大事故等対策	評価結果(判断基準) ①燃料被覆管温度(<1,200℃) ②格納容器圧力(<0.62MPa[gage]) ③格納容器雰囲気温度(<200℃)
高圧・低圧注水機能喪失(※1)	高圧炉心スプレイ系 原子炉隔離時冷却系 低圧炉心スプレイ系 残留熱除去系	<u>低圧代替注水系(常設)</u> 逃がし安全弁(手動減圧) <u>代替格納容器スプレイ冷却系(常設)</u> <u>フィルタベント設備</u> 耐圧強化ベント系	①338℃ ②0.31MPa[gage] ③143℃
高圧注水・減圧機能喪失	高圧炉心スプレイ系 原子炉隔離時冷却系 自動減圧系	低圧炉心スプレイ系 残留熱除去系 <u>過渡時自動減圧機能(自動減圧)</u>	①711℃ ②0.04MPa[gage] ③90℃

(※1)

評価上期待していないが、残留熱除去系による崩壊熱除去機能喪失時の重大事故等対策として整備した代替循環冷却系も有効である。(以下、残留熱除去系が機能喪失する事故シーケンスグループにおいて同様)

## 7. 有効性評価の概要（炉心損傷防止対策 2/5）



事故シーケンスグループ	安全機能の喪失に対する仮定	重大事故等対策	評価結果(判断基準) ①燃料被覆管温度(<1,200℃) ②格納容器圧力(<0.62MPa[gage]) ③格納容器雰囲気温度(<200℃)
全交流動力電源喪失(長期TB)	全交流動力電源喪失	原子炉隔離時冷却系 <u>低圧代替注水系(可搬型)</u> 逃がし安全弁(手動減圧) <u>代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)</u> 残留熱除去系/残留熱除去系海水系 <u>常設代替高圧電源装置</u> <u>所内常設直流電源設備(増容量)</u>	①初期値(約309℃)以下 ②0.28MPa[gage] ③141℃
全交流動力電源喪失(TBD・TBU)	全交流動力電源喪失 所内常設直流電源設備 原子炉隔離時冷却系	<u>高圧代替注水系</u> <u>低圧代替注水系(可搬型)</u> 逃がし安全弁(手動減圧) <u>代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)</u> 残留熱除去系/残留熱除去系海水系 <u>常設代替高圧電源装置</u> <u>常設代替直流電源設備</u>	①初期値(約309℃)以下 ②0.28MPa[gage] ③141℃

## 7. 有効性評価の概要（炉心損傷防止対策 3／5）



事故シーケンスグループ	安全機能の喪失に対する仮定	重大事故等対策	評価結果(判断基準) ①燃料被覆管温度(<1,200℃) ②格納容器圧力(<0.62MPa[gage]) ③格納容器雰囲気温度(<200℃)
全交流動力電源喪失(TBP)	全交流動力電源喪失 逃がし安全弁開固着	原子炉隔離時冷却系 <u>低圧代替注水系(可搬型)</u> 逃がし安全弁(手動減圧) <u>代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)</u> 残留熱除去系／残留熱除去系海水系 <u>常設代替高圧電源装置</u> <u>所内常設直流電源設備(増容量)</u>	①746℃ ②0.28MPa[gage] ③141℃
崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)	海水取水機能 (DG取水機能喪失に伴う全交流動力電源喪失)	原子炉隔離時冷却系 <u>低圧代替注水系(常設)</u> 逃がし安全弁(手動減圧) 残留熱除去系／ <u>緊急用海水系</u> <u>常設代替高圧電源装置</u> <u>所内常設直流電源設備(増容量)</u>	①初期値(約309℃)以下 ②0.28MPa[gage] ③141℃



## 7. 有効性評価の概要（炉心損傷防止対策 4／5）



事故シーケンスグループ	安全機能の喪失に対する仮定	重大事故等対策	評価結果（判断基準） ①燃料被覆管温度(<1,200℃) ②格納容器圧力(<0.62MPa[gage]) ③格納容器雰囲気温度(<200℃)
崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）	残留熱除去系	原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイ系 <u>低圧代替注水系（常設）</u> 逃がし安全弁（手動減圧） <u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）</u> <u>フィルタベント設備</u> 耐圧強化ベント系	①初期値（約309℃）以下 ②0.31MPa[gage] ③143℃
原子炉停止機能喪失（※1）	原子炉スクラム	<u>ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）</u> ほう酸水注入系 原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイ系 残留熱除去系／残留熱除去系海水系	①872℃ ②0.20MPa[gage] ③115℃

（※1）

評価上期待していないが、原子炉停止機能喪失時の重大事故等対策として整備した代替制御棒挿入機能も有効である。

## 7. 有効性評価の概要（炉心損傷防止対策 5／5）



事故シーケンスグループ	安全機能の喪失に対する仮定	重大事故等対策	評価結果（判断基準） ①燃料被覆管温度（<1,200℃） ②格納容器圧力（<0.62MPa[gage]） ③格納容器雰囲気温度（<200℃）
LOCA時注水機能喪失	高压炉心スプレイ系 原子炉隔離時冷却系 低压炉心スプレイ系 残留熱除去系 自動減圧系	<u>低压代替注水系（常設）</u> 逃がし安全弁（手動減圧） <u>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）</u> <u>フィルタベント設備</u> 耐圧強化ベント系	①616℃ ②0.31MPa[gage] ③143℃
格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）	残留熱除去系（B） 残留熱除去系（C） 高压炉心スプレイ系	原子炉隔離時冷却系 低压炉心スプレイ系 低压代替注水系（常設） 逃がし安全弁（手動減圧） 残留熱除去系／残留熱除去系海水系	①初期値（約309℃）以下 ②設計基準事故の範囲 ③設計基準事故の範囲
津波浸水による最終ヒートシンク喪失	津波浸水 （全交流動力電源喪失と同様）	<u>津波対策及び緊急用海水系を除き全交流動力電源喪失と同様</u>	全交流動力電源喪失と同様



## 7. 有効性評価の概要（格納容器破損防止対策 1/2）



格納容器破損モード	安全機能の喪失に対する仮定	重大事故等対策	評価結果(判断基準) ①格納容器圧力(<0.62MPa[gage]) ②格納容器温度(<200℃) ③Cs-137放出量(<100TBq) ④格納容器内酸素濃度(<5vol%)
雰囲気圧力・温度による静的負荷(代替循環冷却系を使用する場合)	高圧炉心スプレイ系 原子炉隔離時冷却系 低圧炉心スプレイ系 残留熱除去系 全交流動力電源喪失	<u>常設代替高圧電源装置</u> <u>低圧代替注水系(常設)</u> <u>代替格納容器スプレイ冷却系(常設)</u> 緊急用海水系 代替循環冷却系 <u>可搬型窒素供給装置</u> フィルタベント設備	①0.31MPa[gage] ②139℃(壁面温度) ③7.5TBq ④4.0vol%
雰囲気圧力・温度による静的負荷(代替循環冷却系を使用できない場合)	高圧炉心スプレイ系 原子炉隔離時冷却系 低圧炉心スプレイ系 残留熱除去系 全交流動力電源喪失	<u>常設代替高圧電源装置</u> <u>低圧代替注水系(常設)</u> <u>代替格納容器スプレイ冷却系(常設)</u> フィルタベント設備	①0.47MPa[gage] ②157℃(壁面温度) ③18TBq ④2.6vol%

## 7. 有効性評価の概要（格納容器破損防止対策 2/2）



格納容器 破損 モード	安全機能の喪失に 対する仮定	重大事故等対策	評価結果（判断基準） ①格納容器圧力（<0.62MPa[gage]） ②格納容器温度（<200℃） ③Cs-137放出量（<100TBq） ④原子炉圧力容器破損時の原子炉 圧力（<2.0MPa[gage]） ⑤格納容器内酸素濃度（<5vol%） ⑥コンクリート侵食量（格納容器支持 機能が喪失しないこと）
高压溶融物 放出／格納 容器雰囲気 直接加熱 ・ 溶融燃料－ 冷却材相互 作用 ・ 溶融炉心・ コンクリート 相互作用	高压炉心スプレイ系  原子炉隔離時冷却系  低压炉心スプレイ系  残留熱除去系  全交流動力電源喪失	<u>常設代替高压電源装置</u>  <u>代替格納容器スプレイ冷却系(常設)</u>  <u>格納容器下部注水系(常設)</u>  <u>コリウムシールド</u>  <u>緊急用海水系</u>  <u>代替循環冷却系</u>  <u>可搬型窒素供給装置</u>  <u>フィルタベント設備</u>	①0.47MPa[gage]  ②151℃(雰囲気温度)  ③0.032TBq  ④0.3MPa[gage]  ⑤4.0vol%  ⑥0cm



## 7. 有効性評価の概要（使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策）



➤ 使用済燃料プールにおける重大事故に至る恐れがある事故に対して、整備したシビアアクシデント対策設備が有効性であることを確認

想定事故	安全機能の喪失に対する仮定	重大事故等対策	評価結果(判断基準) ①燃料有効長頂部の冠水 ②放射線の遮蔽が維持される水位の確保 ③未臨界の確保
想定事故1	使用済燃料プール冷却機能 使用済燃料プール注水機能	<u>可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)を使用した使用済燃料プールへの注水</u>	①通常水位から約0.38m下(燃料有効長頂部は通常水位から約7.26m下) ②確保可(放射線の遮蔽が維持される水位は通常水位から約0.86m下) ③確保可
想定事故2	使用済燃料プール冷却機能 使用済燃料プール注水機能	<u>可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)を使用した使用済燃料プールへの注水</u> <u>サイフォンブレーク用配管</u>	①通常水位から約0.62m下(燃料有効長頂部は通常水位から約7.26m下) ②確保可(放射線の遮蔽が維持される水位は通常水位から約0.86m下) ③確保可

## 7. 有効性評価の概要（運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策）



➤ 事故シーケンスグループ毎に選定した重要事故シーケンスに対して、整備したシビアアクシデント対策設備が有効性であることを確認

事故シーケンスグループ	安全機能の喪失に対する仮定	重大事故等対策	評価結果（判断基準） ①燃料有効長頂部の冠水 ②放射線の遮蔽が維持される水位の確保 ③未臨界の確保（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）
崩壊熱除去機能喪失	運転中の残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）	<u>残留熱除去系（低圧注水系）</u>	①燃料有効長頂部から約4.2m上 ②確保可（放射線の遮蔽が維持される水位は燃料有効長頂部から約1.7m上） ③確保可
全交流動力電源喪失	全交流動力電源喪失 残留熱除去系海水系	<u>低圧代替注水系（常設）</u> <u>常設代替高圧電源装置</u> <u>所内常設直流電源設備</u>	①通常運転水位を維持 ②確保可（放射線の遮蔽が維持される水位は燃料有効長頂部から約1.7m上） ③確保可
原子炉冷却材の流出	—	<u>残留熱除去系（低圧注水系）</u>	①燃料有効長頂部から約2.1m上 ②確保可（放射線の遮蔽が維持される水位は燃料有効長頂部から約1.7m上） ③確保可
反応度の誤投入	—	<u>原子炉緊急停止系</u>	①, ②通常運転水位を維持 ③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のみ