

第1.15-24表 重大事故等対策における操作の成立性(1/5)

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.1	—	—	—	—
1.2	手動によるタービン動補助給水ポンプの機能回復	1. 1.2にて整備する。 2. 1.2にて整備する。	2	30分
		3		
	現場手動操作による主蒸気逃がし弁の機能回復	4	20分	
1.3	手動によるタービン動補助給水ポンプの機能回復	1.2にて整備する。		
	現場手動操作による主蒸気逃がし弁の機能回復	1.2にて整備する。		
	窒素ポンベによる加圧器逃がし弁の機能回復	3	25分	
	可搬型バッテリーによる加圧器逃がし弁の機能回復	2	40分	
	1			
1.4	B格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)による代替炉心注入	3	20分	
	常設電動注入ポンプによる代替炉心注入(フロントライン系故障時)	2	1時間15分	
		4		
	常設電動注入ポンプによる代替炉心注入(サポート系故障時)	2	1時間15分	
		3		
	常設電動注入ポンプによる代替炉心注入(運転停止中に全交流動力電源が喪失した場合)	2	40分	
		5		
	可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入	13	5時間20分	
		3		
	B格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)による代替再循環	3	15分	
	B充てんポンプ(自己冷却)による代替炉心注入	2	40分	
		3		
B高圧注入ポンプ(海水冷却)による代替再循環	1.5にて整備する。			
現場手動操作による主蒸気逃がし弁の機能回復	1.2にて整備する。			
蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード	3	1時間10分		
可搬型ディーゼル注入ポンプへの燃料補給	2	1時間55分		
移動式大容量ポンプ車への燃料補給	2	2時間5分		

第1.15-24表 重大事故等対策における操作の成立性(2/5)

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.5	現場手動操作による主蒸気逃がし弁の機能回復	1.2にて整備する。		
	移動式大容量ポンプ車を用いたA、B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	1.7にて整備する。		
	移動式大容量ポンプ車による補機冷却海水通水	1. 13 2. 4 (中央制御室、現場)	13 4	12時間40分
1.6	A、B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	1.7にて整備する。		
	常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ (フロントライン系故障時)	1. 2 2. 6 (中央制御室、現場)	2 6	40分
		1. 2 2. 5 (中央制御室、現場)	2 5	
	移動式大容量ポンプ車を用いたA、B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	1.7にて整備する。		
1.7	A、B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	1. 2 2. 3 (中央制御室、現場)	2 3	1時間10分
		1.6にて整備する。		
	移動式大容量ポンプ車を用いたA、B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	1. 13 2. 4 (中央制御室、現場)	13 4	12時間40分
1.8	常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ (交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時)	1. 2 2. 6 (中央制御室、現場)	2 6	40分
		1. 2 2. 5 (中央制御室、現場)	2 5	
	B格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)による代替炉心注入	1.4にて整備する。		
	常設電動注入ポンプによる代替炉心注入	1.4にて整備する。		
	B充てんポンプ(自己冷却)による代替炉心注入	1.4にて整備する。		
1.9	可搬型格納容器水素濃度計測装置による水素濃度監視 (交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時)	1. 2 2. 3 (中央制御室、現場)	2 3	35分
		1. 4 2. 5 (中央制御室、現場)	4 5	
1.10	アニュラス空気浄化設備による水素排出	1. 1 2. 1 (中央制御室)	1 1	50分

第1.15-24表 重大事故等対策における操作の成立性(3/5)

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.11	使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水	保修対応要員	12	5時間20分
	可搬型ディーゼル注入ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッドによる使用済燃料ピットへのスプレイ	保修対応要員	25	2時間
	移動式大容量ポンプ車及び放水砲による燃料取扱棟(使用済燃料ピット内の燃料体等)への放水	1.12にて整備する。		
	可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視	保修対応要員	3	2時間
	使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム(発電機)への燃料補給	保修対応要員	2	1時間55分
1.12	移動式大容量ポンプ車及び放水砲による大気への拡散抑制	保修対応要員	13	4時間
	シルトフェンス及び放射性物質吸着剤による海洋への拡散抑制(放射性物質吸着剤の設置)	保修対応要員	12	5時間
		緊急時対策本部要員(保修班)	3	
	シルトフェンス及び放射性物質吸着剤による海洋への拡散抑制(シルトフェンスの設置)	保修対応要員	25	36時間
		緊急時対策本部要員(保修班)	5	
	可搬型ディーゼル注入ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッドによる大気への拡散抑制	1.11にて整備する。		
移動式大容量ポンプ車及び放水砲による航空機燃料火災への泡消火	保修対応要員	13	4時間	
1.13	八田浦貯水池から中間受槽への供給	保修対応要員	12	5時間20分
	3号機及び4号機取水ピット他から中間受槽への供給	保修対応要員	12	5時間20分
	中間受槽を水源とする復水タンクへの供給	保修対応要員	6	3時間
	復水タンクを水源とする常設電動注入ポンプによる代替炉心注入	運転員(当直員)等(中央制御室、現場)	2	20分
	中間受槽を水源とする可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入	1.4にて整備する。		
	復水タンクを水源とする常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	運転員(当直員)等(中央制御室、現場)	2	20分
	復水タンクから燃料取替用水タンクへの供給	保修対応要員	2	40分
		運転員(当直員)等(現場)	1	
	B格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)による代替再循環	1.4にて整備する。		
B高圧注入ポンプ(海水冷却)による代替再循環	1.4にて整備する。			

第1.15-24表 重大事故等対策における操作の成立性(4/5)

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.13	中間受槽を水源とする使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水	1.11にて整備する。		
	中間受槽を水源とする使用済燃料ピットへのスプレイ	1.11にて整備する。		
	海を水源とする燃料取扱棟への放水	1.12にて整備する。		
	海を水源とする原子炉格納容器及びアニュラス部への放水	1.12にて整備する。		
	水中ポンプ用発電機への燃料補給	保守対応要員	2	1時間55分
1.14	大容量空冷式発電機による代替電源(交流)からの給電	保守対応要員	1	15分
		運転員(当直員)等 (中央制御室、現場)	2	
	号炉間電力融通回路を使用した号炉間融通による代替電源(交流)からの給電	保守対応要員	2	30分
		運転員(当直員)等 (中央制御室、現場)	4	
	発電機車(高圧発電機車又は中容量発電機車)による代替電源(交流)からの給電	保守対応要員	4	2時間
		運転員(当直員)等 (中央制御室、現場)	2	
	予備ケーブル(号炉間電力融通用)を使用した号炉間融通による代替電源(交流)からの給電	保守対応要員	10	4時間
		運転員(当直員)等 (中央制御室、現場)	4	
	蓄電池(重大事故等対処用)による代替電源(直流)からの給電	運転員(当直員)等 (中央制御室、現場)	2	10分
	直流電源用発電機及び可搬型直流変換器による代替電源(直流)からの給電	保守対応要員	4	2時間
		運転員(当直員)等 (中央制御室、現場)	2	
	代替所内電気設備による給電	保守対応要員	5	1時間
		運転員(当直員)等 (中央制御室、現場)	2	
燃料貯油そう(他号機)への燃料補給	保守対応要員	2	2時間30分	
大容量空冷式発電機用燃料タンクへの燃料補給	保守対応要員	2	2時間30分	
発電機車(高圧発電機車)への燃料補給	保守対応要員	2	1時間55分	
発電機車(中容量発電機車)への燃料補給	保守対応要員	2	2時間5分	
直流電源用発電機への燃料補給	保守対応要員	2	1時間55分	



第1.15-24表 重大事故等対策における操作の成立性(5/5)

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.15	可搬型計測器による計測	保修対応要員	1	20分
		運転員(当直員)等(現場)	1	
1.16	中央制御室換気空調設備の運転(全交流動力電源が喪失した場合)	保修対応要員	2	1時間35分
		運転員(当直員)等(中央制御室)	1	
	アニュラス空気浄化設備による放射性物質の濃度低減(全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合)	保修対応要員	1	50分
		運転員(当直員)等(中央制御室)	1	
1.17	可搬型モニタリングポストによる放射線量の代替測定	緊急時対策本部要員(安全管理班)	2	1時間50分
	可搬型エリアモニタによる放射線量の測定	緊急時対策本部要員(安全管理班)	2	3時間
	可搬型放射線計測器等による空気中の放射性物質の濃度の代替測定	緊急時対策本部要員(安全管理班)	2	2時間
	可搬型放射線計測器等による空気中の放射性物質の濃度の測定	緊急時対策本部要員(安全管理班)	2	2時間
	可搬型放射線計測器による水中の放射性物質の濃度の測定	緊急時対策本部要員(安全管理班)	3	6時間20分
	可搬型放射線計測器による土壌中の放射性物質の濃度の測定	緊急時対策本部要員(安全管理班)	2	1時間40分
	海上モニタリング測定	緊急時対策本部要員(安全管理班)	3	2時間40分
	モニタリングステーション及びモニタリングポストのバックグラウンド低減対策	緊急時対策本部要員(安全管理班)	2	1時間45分
	可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定	緊急時対策本部要員(総括班)	4	3時間
1.18	代替緊急時対策所空気浄化装置運転	緊急時対策本部要員(総括班他 <sup>※1</sup> )	4	30分
	代替緊急時対策所加圧設備による空気供給準備	緊急時対策本部要員(総括班他)	2	30分
	代替緊急時対策所用発電機準備	緊急時対策本部要員(総括班他)	2	20分
	代替緊急時対策所用発電機起動	緊急時対策本部要員(総括班他)	2	10分
	代替緊急時対策所用発電機燃料補給	緊急時対策本部要員(総括班他)	2	1時間55分
	緊急時対策所非常用空気浄化設備運転	緊急時対策本部要員(総括班他)	2	20分
	緊急時対策所加圧設備による空気供給準備	緊急時対策本部要員(総括班他)	6	30分
	緊急時対策所用発電機車準備(ケーブル接続)	緊急時対策本部要員(総括班他)	4	15分
	緊急時対策所用発電機車準備(燃料油供給ホース接続)	緊急時対策本部要員(総括班他)	4	15分
	緊急時対策所用発電機車起動	緊急時対策本部要員(総括班他)	4	30分
1.19	—	—	—	—

※1 緊急時対策本部の総括班及び緊急時対策本部要員を「総括班他」という。(以下、同様)

第1.15-25表 自然災害11事象が発電用原子炉施設へ与える影響の整理(1/4)

施設の安全性に影響を与える可能性のある自然災害	設計基準を超える自然災害がプラントに与える影響評価	自然災害の想定規模と喪失する可能性のある安全機能	最終的なプラント状態
① 地震	<p><b>【影響評価に当たっての考慮事項】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉建屋及び原子炉補助建屋内の機器のうちSクラスの設備については、設計基準地震動Ssを超える地震動に対して相応の裕度がある。</li> <li>屋外の可搬型重大事故等対処設備については、Ssに対して転倒による破損は起こらない。また、Ssを一定程度超えた場合においても、転倒に至るまでには相応の裕度がある。</li> <li>大規模地震により内部漏水が発生した場合における建屋内での漏水によるプラントへの影響は、水密化対策の高さを超える(浸水対策範囲を超える)津波事象が発生した場合と同様と考える。</li> <li>大規模地震により内部火災が発生した場合には、期待する消火設備が機能せず、建屋内の設計基準事故対処設備等の機能が喪失する可能性がある一方で、耐火障壁により分離している区画では、1時間以上の耐火能力によって、設計基準事故対処設備等に期待できる可能性も考えられる。また、屋外に保管している可搬型重大事故等対処設備による事故緩和対応に期待できる。</li> <li>事前の予測については、現在確立した手法が存在しないことから、予兆無く発生する想定とする。</li> </ul> <p><b>【設計基準を超える場合の影響評価】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>基準地震動を超える大規模な地震が発生すれば長期間の外部電源喪失が発生する可能性がある。また、設計基準事故対処設備のうちSクラスの設備は、基準地震動Ssによる地震力に対して安全機能が損なわれるおそれがないように設計しているものの、地震規模によっては、非常用所内電源が喪失するとともに海水ポンプの損傷による原子炉補機冷却機能の喪失及び補助給水機能の喪失により最終ヒートシンク喪失(以下「LUHS(loss of ultimate heat sink)」という。)に至る可能性がある。</li> <li>中央制御室は堅牢な建屋内にあることから、運転員(当直員)による操作機能の喪失は可能性として低いが、地震の規模によってはプラントの監視機能、制御機能が喪失する可能性がある。</li> <li>原子炉格納容器が破損することにより閉じ込め機能が喪失するとともに、建屋内の機器、配管が損傷して大規模なLOCAが発生することによりECCS機能も喪失し、重大事故に至る可能性がある。</li> <li>原子炉補助建屋損傷に伴う電気盤(メタクラ、パワーセンタ等)の損傷による非常用所内電源喪失と同時に海水ポンプ等の損傷による原子炉補機冷却機能喪失となり重大事故に至る可能性がある。</li> <li>炉内構造物の損傷により1次冷却材の流れが阻害されて2次系からの除熱機能喪失となり、重大事故に至る可能性がある。</li> <li>複数の蒸気発生器の細管が破損することにより、大規模なLOCAが発生し、格納容器バイパスに至る可能性がある。</li> <li>重大事故発生後、1次系が高圧で維持され、かつ2次系への注水がない場合には、温度誘因蒸気発生器伝熱管破損(TI-SGTR)に至る可能性がある。</li> <li>斜面崩壊、地盤の陥没等によりアクセスルートの通行に支障をきたし、重大事故等対策に影響を及ぼす可能性がある。</li> </ul>	<p><b>【基準地震動を一定程度超える規模】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源</li> <li>非常用所内電源</li> <li>設計基準事故対処設備(ECCS等)</li> <li>海水ポンプ</li> <li>ディーゼル発電機</li> <li>安全保護系、原子炉制御系</li> <li>原子炉建屋、原子炉格納容器</li> <li>原子炉冷却材圧力バウダリ</li> <li>原子炉格納容器の閉じ込め機能</li> <li>使用済燃料ピット損傷</li> </ul> <p>(内部漏水の評価については、津波に包含される。)</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失</li> <li>原子炉補機冷却機能喪失</li> <li>SBO+LUHSの同時発生</li> <li>1次冷却材事故が発生した場合には、SBO+LUHSと相まって重大事故に至る可能性がある。</li> <li>原子炉格納容器破損等により閉じ込め機能が喪失し、大規模損壊に至る可能性がある。</li> </ul> <p>(内部漏水の評価については、津波に包含される。)</p>

第1.15-25表 自然災害11事象が発電用原子炉施設へ与える影響の整理(2/4)

施設の安全性に影響を与える可能性のある自然災害	設計基準を超える自然災害がプラントに与える影響評価	自然災害の想定規模と喪失する可能性のある安全機能	最終的なプラント状態
② 津波	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉建屋及び原子炉補助建屋内の機器に対しては、水密化を図っていることから、基準津波に対して十分な裕度がある。</li> <li>津波の事前の予測については、施設近傍で津波が発生する可能性は低いものと判断しているが、襲来までの時間的余裕の少ない津波が発生することを想定する。</li> <li>屋外の可搬型重大事故等対処設備については、影響を受けにくい場所に分散配置(EL.+11m以上)していることから、基準津波に対して十分な裕度があり機能喪失する可能性は低い。</li> </ul> <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>基準津波を超える津波によるプラントへの影響については、外部電源供給設備の損傷に伴う外部電源喪失、海水ポンプが水没することによる原子炉補機冷却機能の喪失、電気盤(メタクラ、パワーセンタ等)が水没することによる非常用所内電源喪失、タービン動補助給水ポンプの機能喪失による2次系除熱機能の喪失及び直流電源の喪失によるプラントの監視機能、操作機能の喪失に至る可能性がある。</li> <li>漂流物、油タンク火災等により、比較的標高が低い場所のアクセスルートの通行に支障をきたし、重大事故等対策に影響を与える可能性がある。</li> </ul>	<p>【基準津波を一定程度超える津波の規模】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源</li> <li>非常用所内電源</li> <li>設計基準事故対処設備(ECCS、タービン動補助給水ポンプ等の機能喪失)</li> <li>海水ポンプ</li> <li>ディーゼル発電機</li> <li>安全保護系、原子炉制御系</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失</li> <li>原子炉補機冷却機能喪失</li> <li>2次系からの除熱機能喪失</li> <li>SBO+LUHSの同時発生</li> <li>2次系からの除熱機能喪失及び安全保護系、原子炉制御系機能の喪失により、大規模損壊(原子炉格納容器過温破損)へ至る可能性がある。</li> </ul>
③ 風(台風)	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>設計風速は、敷地付近で観測された最大瞬間風速(53.2m/s)としている。</li> <li>事前の予測が可能であることから、飛散防止措置等の必要な安全措置を講じることができる。</li> </ul> <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>風(台風)による風荷重の影響については、竜巻に包含されるものと考えられる。但し、影響は広範囲となり、断続的に長時間継続する可能性がある。</li> <li>風速(53.2m/s)を超える風(台風)により、外部電源供給設備の損傷に伴う長期の外部電源喪失が想定される。</li> </ul>	<p>【53.2m/sを超える風速】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失</li> </ul>



第1.15-25表 自然災害11事象が発電用原子炉施設へ与える影響の整理(3/4)

施設の安全性に影響を与える可能性のある自然災害	設計基準を超える自然災害がプラントに与える影響評価	自然災害の想定規模と喪失する可能性のある安全機能	最終的なプラント状態
④ 竜巻	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・竜巻防護施設及び同施設に波及的影響を及ぼし得る施設について、最大風速100m/sの竜巻(設計竜巻の最大風速92m/sに保守性を考慮)等から設定した設計竜巻荷重に対して、安全性を損なうおそれがないことを評価している。</li> <li>・可搬型重大事故等対処設備については、固縛等により相応の耐性を有していること、分散配置を行っていることから、同時にすべての設備が機能喪失する可能性は低い。</li> <li>・必要に応じ、飛来物の発生防止対策及び竜巻防護対策等を講じておく。</li> </ul> <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設計竜巻を超える竜巻によるプラントへの影響については、外部電源供給設備の機能喪失に伴う長期間の外部電源喪失、飛来物等により海水ポンプが損傷することによる原子炉補機冷却機能の喪失に至る可能性がある。</li> </ul>	<p>【風速(100m/s)を超える竜巻】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・外部電源</li> <li>・海水ポンプ</li> <li>・ディーゼル発電機</li> <li>・屋外にある一部の可搬型重大事故等対処設備</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・外部電源喪失</li> <li>・SBO+LUHSの同時発生</li> </ul>
⑤ 凍結	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・敷地付近で観測された最低気温は-5.8℃であり、屋外機器で凍結のおそれのあるものは保温等の凍結防止対策を適切な余裕を持って設定している。</li> <li>・事前の予測が可能であることから、保温、電熱線ヒータによる加温等の凍結防止対策による必要な安全措置を講じることができる。</li> </ul> <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・プラントの安全機能に影響を与えることはないものと判断する。</li> </ul>	<p>【設計値の-5.8℃を下回る低温】</p> <p>なし</p> <p>(事前の予測が可能であることから、屋外設備が機能喪失に至ることはないものと判断)</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・影響なし</li> </ul>
⑥ 積雪	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・敷地付近の観測所で観測された積雪深さの月最大値は12cmであり、安全施設は積雪荷重に対して、この実績値を考慮し、「建築基準法」に基づき設計している。</li> <li>・事前の予測が可能であることから、除雪等の必要な安全措置を講じることができる。</li> </ul> <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設計を超える積雪が発生した場合は、外部電源供給設備の損傷に伴う外部電源喪失に至る可能性がある。</li> </ul>	<p>【12cmを超える規模の積雪量】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・外部電源</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・外部電源喪失</li> </ul>
⑦ 火山の影響(降灰)	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・降下火砕物については、敷地において想定される火砕物として層厚10cmとしている。</li> <li>・事前の予測が可能であることから、除灰等の必要な安全措置を講じることができる。</li> </ul> <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・降下火砕物が発生した場合は、外部電源供給設備の損傷に伴う長期間の外部電源喪失に至る可能性がある。</li> </ul>	<p>【10cmを超える規模の降灰】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・外部電源</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・外部電源喪失</li> </ul>



第1.15-25表 自然災害11事象が発電用原子炉施設へ与える影響の整理(4/4)

施設の安全性に影響を与える可能性のある自然災害	設計基準を超える自然災害がプラントに与える影響評価	自然災害の想定規模と喪失する可能性のある安全機能	最終的なプラント状態
⑧ 生物学的事象	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>安全施設は生物学的事象に対して、クラゲ等の発生を考慮し、原子炉補機冷却海水設備に対して、除塵機能を設けている。また、原子炉補機冷却海水系統等に影響を与える場合には、運転手順により発電用原子炉を安全に停止できる運用としている。</li> <li>ネズミ等の小動物が電気関係盤又は制御関係盤に侵入することによる短絡、地絡事象が想定されるが、各盤のケーブル貫通部などの開口部には小動物が侵入しない対策を施している。</li> </ul> <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>設計を超える生物学的事象が発生した場合、海水ポンプが機能喪失することによる原子炉補機冷却機能の喪失及びディーゼル発電機の機能喪失に至る可能性がある。</li> </ul>	<p>【海水取水機能が喪失するような規模の海生生物の襲来】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>海水ポンプ(ディーゼル発電機の機能喪失)(海生生物による影響)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉補機冷却機能喪失</li> </ul>
⑨ 森林火災	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>森林火災が発生した場合にも発電用原子炉施設への影響がないよう、評価上必要とされる幅の防火帯を確保している。</li> <li>森林火災が拡大するまでの時間的余裕は十分にあることから、あらかじめ放水する等の必要な安全措置を講じることができる。</li> </ul> <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>森林火災が防火帯幅を越えて発生した場合、外部電源供給設備の機能喪失に伴う外部電源喪失に至る可能性がある。</li> </ul>	<p>【防火帯を越えるような森林火災】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失</li> </ul>
⑩ 落雷	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>落雷に対して、建築基準法等に基づき高さ20mを超える原子炉格納施設等へ避雷設備を設置し、避雷体により接地網と接続する。接地網は、電撃に伴う構内接地系の接地電位分布を平坦化することから、落雷により安全施設の機能を損なうおそれはない。</li> </ul> <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>可搬型重大事故等対処設備については、分散配置を行っていることから、同時にすべての設備が機能喪失することはない。</li> <li>設計想定以上の雷サージにより、機器が誤動作する可能性がある。</li> <li>落雷により、外部電源供給設備の機能喪失に伴う外部電源喪失に至る可能性がある。</li> </ul>	<p>【設計想定以上の規模の雷サージ】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源</li> <li>安全保護系、原子炉制御系</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失</li> <li>ECCS誤作動</li> </ul>
⑪ 隕石	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉建屋及び原子炉格納容器は、相当程度の構造強度を有する。</li> </ul> <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>大型航空機の衝突同様、プラントに与える影響が広範囲となる。</li> </ul>	<p>【広範囲に影響を及ぼす規模の隕石】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>大型航空機の衝突と同様</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>大型航空機の衝突と同様</li> </ul>

第1.15-26表 自然災害の重畳事象が発電用原子炉施設へ与える影響の整理

自然災害の重畳	設計基準を超える自然災害がプラントに与える影響評価	喪失する可能性のある安全機能	最終的なプラント状態
大規模地震と大規模津波の重畳	<p>【影響評価に当たっての考慮事項及び設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>大規模地震発生時及び大規模津波発生時のいずれの想定においても、設計基準事故対処設備、常設重大事故等対処設備が機能喪失した場合には、影響を受けにくい場所に分散配置(EL.+11m以上)している可搬型重大事故等対処設備による事故緩和措置が期待できる。</li> <li>このため、両事象の重畳が発生した場合においても、影響を受けにくい場所に分散配置(EL.+11m以上)している可搬型重大事故等対処設備による事故緩和措置に期待できることから、プラントに及ぼす影響は、大規模地震発生時の場合と同様になるものと判断している。</li> <li>大規模地震による影響に対する対策である重大事故等対策(水源確保等)が、大規模津波による影響によって遅れる可能性がある。</li> <li>斜面崩壊、地盤の陥没等によりアクセスルートの通行に支障をきたし、重大事故等対策に影響を及ぼす可能性がある。</li> <li>漂流物、タンク火災等により、比較的標高が低い場所のアクセスルートの通行に支障をきたし、重大事故等対策に影響を与える可能性がある。</li> </ul>	<p>【基準地震動及び基準津波を一定程度を超える規模】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源</li> <li>非常用所内電源</li> <li>設計基準事故対処設備(ECCS、タービン動補助給水ポンプ等の機能喪失)</li> <li>海水ポンプ</li> <li>ディーゼル発電機</li> <li>安全保護系、原子炉制御系</li> <li>原子炉建屋、原子炉格納容器</li> <li>原子炉冷却材圧力バウンダリ</li> <li>原子炉格納容器の閉じ込め機能</li> <li>使用済燃料ピット損傷</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失</li> <li>原子炉補機冷却機能喪失</li> <li>SBO+LUHSの同時発生</li> <li>1次冷却材事故が発生した場合には、SBO+LUHSと相まって重大事故に至る可能性がある。</li> <li>原子炉格納容器破損等により閉じ込め機能が喪失し、大規模損壊に至る可能性がある。</li> <li>2次系からの除熱機能喪失及び安全保護系、原子炉制御系機能の喪失により、大規模損壊(原子炉格納容器過温破損)へ至る可能性がある。</li> </ul>
火山の影響(降灰)と積雪との重畳	<p>【影響評価に当たっての考慮事項及び設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>火山の影響(降灰)と積雪が重畳した場合においても、事前の予測が可能であることから、人員を確保して除雪及び除灰等の対策を講じることにより、プラントの安全性に影響を与える可能性は低いものと判断する。</li> <li>火山の影響(降灰)と積雪との重畳による影響は、火山の影響(降灰)での評価に包含される。</li> </ul>	<p>【10cmを超える規模の降灰及び12cmを超える規模の積雪量】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失</li> </ul>

第1.15-27表 大規模損壊へ至る可能性のある大規模自然災害

大規模自然災害	大規模損壊へ至るイベント	発生する可能性のある重大事故等	発生する可能性のある設計基準事故
① 地震	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉建屋、原子炉格納容器破損</li> <li>・蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)</li> <li>・原子炉補助建屋損傷</li> <li>・複数の信号系損傷</li> <li>・使用済燃料ピット損傷</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・大破断LOCAを上回る規模のLOCA</li> <li>・大破断LOCA+低圧注入失敗</li> <li>・大破断LOCA+蓄圧注入失敗</li> <li>・中破断LOCA+蓄圧注入失敗</li> <li>・LOCA+ECCS失敗</li> <li>・原子炉補機冷却機能喪失+大破断LOCA(CV過圧破損)</li> <li>・全交流動力電源喪失+LOCA</li> <li>・SBO+LUHS(補助給水失敗)</li> <li>・過渡事象+補助給水失敗(炉内構造物損傷)</li> <li>・2次系からの除熱機能喪失</li> <li>・SBO(LOCAなし)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・大破断LOCA</li> <li>・外部電源喪失</li> </ul>
② 津波	<ul style="list-style-type: none"> <li>・複数の信号系損傷</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉補機冷却機能喪失(SBO)+補助給水失敗(DCH)</li> <li>・原子炉補機冷却機能喪失(SBO)+シールLOCA</li> <li>・原子炉補機冷却機能喪失(SBO)(シールLOCAなし)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・外部電源喪失</li> </ul>
③ 風(台風)	なし	なし	<ul style="list-style-type: none"> <li>・外部電源喪失</li> </ul>
④ 竜巻	なし	<ul style="list-style-type: none"> <li>・SBO+LUHS</li> <li>・全交流動力電源喪失</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・外部電源喪失</li> </ul>
⑤ 凍結	なし	なし	なし
⑥ 積雪	なし	なし	<ul style="list-style-type: none"> <li>・外部電源喪失</li> </ul>
⑦ 火山の影響(降灰)	なし	なし	<ul style="list-style-type: none"> <li>・外部電源喪失</li> </ul>
⑧ 生物学的事象	なし	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉補機冷却機能喪失</li> </ul>	なし
⑨ 森林火災	なし	なし	<ul style="list-style-type: none"> <li>・外部電源喪失</li> </ul>
⑩ 落雷	なし	なし	<ul style="list-style-type: none"> <li>・外部電源喪失</li> <li>・ECCS誤作動</li> </ul>
⑪ 隕石	大型航空機の衝突と同様		



第1.15-28表 大規模損壊発生時の対応操作一覧(1/2)

対応操作		内 容	技術的能力に係る審査基準(解釈)の該当項目
電源確保	大容量空冷式発電機による給電	・全交流動力電源喪失時に大容量空冷式発電機を用いて必要な負荷に給電する。	・ 第3項、4項 (1.14)
	弓炉間電力融通による給電	・全交流動力電源喪失時に多様な弓炉間電力融通手段により必要な負荷に給電する。	・ (2.1)
	発電機車による給電	・全交流動力喪失時に大容量空冷式発電機が使用できない場合に、発電機車を用いて必要な負荷に給電する。	
	代替所内電源による給電	・所内電気設備が機能喪失した場合に、代替所内電気設備により必要な負荷に給電する。	
	直流電源用発電機による給電	・直流電源が喪失している場合に直流電源用発電機を用いて必要な直流負荷に給電する。	
	可搬型計測器の取付け操作	・電源喪失により監視パラメータの計測が不能となった場合に可搬型計測器を取付け、必要なパラメータを測定する。	・ (1.15) ・ (2.1)
炉心損傷緩和	蒸気発生器への注水操作	・直流電源が喪失した場合に、手動又は可搬型バッテリーを用いてタービン動補助給水ポンプにより蒸気発生器へ注水する。 ・タービン動補助給水ポンプが使用不能な場合は、可搬型ポンプにより、蒸気発生器へ注水する。	・ 第3項、4項 (1.2)、(1.3) (1.4)、(1.5)
	1次冷却システムの冷却、減圧操作	・制御用空気が喪失した場合に、主蒸気逃がし弁及びタービン動補助給水ポンプ出口流量制御弁の現場ハンドルを手動操作することにより1次冷却システムを冷却、減圧する。 ・加圧器逃がし弁を代替駆動源(代替IA、可搬型バッテリー)により操作し、1次冷却システムを減圧する。	・ 第3項、4項 (1.2)、(1.3) (1.4)、(1.5)
	原子炉への注水操作	・1次冷却材喪失事故等発生時において、設計基準事故対処設備(ECCS等)が機能喪失した場合を想定し、多様な炉心注入手段により、炉心へ冷却水を注入する。	・ 第3項、4項 (1.2)、(1.3) (1.4)、(1.8) ・(2.1)
原子炉格納容器破損緩和	原子炉格納容器内雰囲気冷却、減圧操作	・炉心損傷発生時に、原子炉格納容器の破損を緩和するため、多様な手段により原子炉格納容器に注水することで損傷炉心を冠水させる。 ・設計基準事故対処設備(格納容器スプリンク)による原子炉格納容器の冷却が不能な場合に、多様な手段により原子炉格納容器へ注水し、原子炉格納容器内雰囲気を減圧する。 ・移動式大容量ポンプ車により海水を冷却水として格納容器再循環ユニットへ直接供給し、原子炉格納容器内雰囲気を冷却する。	・ 第3項、4項 (1.5)、(1.6) (1.7)、(1.8) (1.12) ・(2.1)
	水素爆発による原子炉格納容器破損防止操作	・炉心損傷し、大量の水素が原子炉格納容器内に放出される可能性がある場合に、水素爆発を抑制するため電気式水素燃焼装置を起動する。(長期的に発生する水素については、静的触媒式水素再結合装置により低減) ・原子炉格納容器内の水素濃度を可搬型事故後サンプリング設備により測定する。	・ 第3項、4項 (1.9) ・(2.1)
	原子炉建屋等の水素爆発防止操作	・アニュラス部の水素濃度、放出放射能量を低減するため、窒素ポンプによりアニュラス空気浄化系のダンパを開とし、アニュラス空気浄化設備を起動する。	・ 第3項、4項 (1.10)



第1.15-28表 大規模損壊発生時の対応操作一覧(2/2)

対応操作	内 容	技術的能力に係る審査基準(解釈)の該当項目
放射性物質放出低減	<p>敷地外への放射性物質の放出低減操作</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・か心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損、又は使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷に至った場合に、敷地外への放射性物質の放出を低減するため、移動式大容量ポンプ車、放水砲により原子炉格納容器又は燃料取扱棟の損傷箇所へ放水する。また、放水による汚染水が海洋に流出し、拡散することを抑制するため、原子炉施設から海洋へ流出する箇所に放射性物質吸着剤及びシルトフェンスを設置する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 第3項、4項 (1.11)、(1.12)</li> </ul>
使用済燃料ピット水位確保及び燃料体の損傷緩和	<p>使用済燃料ピット漏えい時の冷却水補給操作</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失した場合に多様な手段により使用済燃料ピットへ冷却水を補給する。</li> <li>・使用済燃料ピットからの冷却水の漏えいを抑制する。</li> </ul> <p>使用済燃料ピット漏えい時のスプレイ操作</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・使用済燃料ピット漏えい時の冷却水補給操作、による対応を実施しても、使用済燃料ピットの水位が維持できない大量の漏えいが発生した場合に可搬型ポンプ等により使用済燃料ピットへスプレイし、燃料体の損傷を緩和し、臨界を防止する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 第3項、4項 (1.11)</li> <li>・ (2.1)</li> </ul>
水源確保	<p>中間受槽への水補給操作</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・八田浦貯水池(淡水)、海水等の多様な手段を取水源として、可搬型ポンプにより中間受槽へ水補給を行う。</li> </ul> <p>復水タンク等への水補給操作</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・復水タンク、使用済燃料ピットの水位が低下した場合、中間受槽から可搬型ポンプにより給水する。</li> <li>・燃料取扱用水タンクの水位が低下した場合、復水タンクから燃料取扱用水タンクへ補給を行う。</li> </ul> <p>移動式大容量ポンプ車の取水確保</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・大洋波警報発令時、八田浦貯水池を移動式大容量ポンプ車の取水源とする。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 第3項、4項 (1.13)</li> <li>・ (2.1)</li> </ul>
大規模火災への対応	<p>移動式大容量ポンプ車による消火活動</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突による大規模な火災が発生した場合に、移動式大容量ポンプ車、放水砲等を用いた泡消火による消火活動を実施する。なお、準備を実施している間は消防自動車等により、原子炉建屋等への延焼防止、アクセスルートの消火活動を実施する。</li> </ul> <p>可搬型設備による消火活動</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突による火災が発生した場合に、可搬型ポンプ等により、原子炉建屋への延焼防止、アクセスルートの消火活動を実施する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 第2項</li> <li>・ 第3項、4項 (1.12)</li> </ul>
その他	<p>原子炉停止操作</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉の自動トリップ失敗時、ATWS緩和設備が動作しない場合に現場にて原子炉を停止させる。</li> </ul> <p>アクセスルート確保</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・大規模損壊発生時に予想される大規模な火災の消火活動、斜面崩壊による土砂の撤去活動、建屋の損壊によるがれき等の撤去活動について、事故対応に必要な箇所へのアクセスルートを確保するため優先的に実施する。</li> <li>・移動式大容量ポンプ車によるA系格納容器再循環ユニットへの海水通水を実施する際、原子炉補機冷却水冷却器室が浸水した場合に排水を実施する。</li> </ul> <p>燃料補給</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・可搬型重大事故等対処設備等への給油を実施する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ (1.1)</li> <li>・ 第1項、2項 (2.1)</li> <li>・ 第1項</li> </ul>

第1.15-29表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書*1	手順書の分類
フロントライン系故障時	電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水タンク*2 主蒸気逃がし弁	1次系のフイード アンドブリード	高圧注入ポンプ*9	常設	蒸気発生器の除熱機能を維持又は代替する手順(二部兆候ベース:運転員(当直員)等及び保修対応要員)	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			加圧器逃がし弁	常設		
			燃料取替用水タンク	常設		
			余熱除去ポンプ*9*10	常設		
			余熱除去冷却器*10	常設		
			蓄圧タンク	常設		
	電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水タンク*2	1次冷却系の減圧及び原子炉への注水	B充てんポンプ(自己冷却)*5	常設	大規模損壊時に対応する手順	
			加圧器逃がし弁	常設		
			可搬型バッテリー(加圧器逃がし弁用)*4	可搬		
			窒素ポンペ(加圧器逃がし弁用)*4	可搬		
			燃料取替用水タンク	常設		
			電動主給水ポンプ	常設		
電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水タンク*2	蒸気発生器の2次側による炉心冷却(注水)	可搬型ディーゼル注水ポンプ	可搬	蒸気発生器の除熱機能を維持又は代替する手順(二部兆候ベース:運転員(当直員)等及び保修対応要員)		
		復水タンク	常設			
		蒸気発生器	常設			
		中間受槽*6	可搬			
		燃料油貯蔵タンク*7	常設			
		タンクローリ*7	可搬			
主蒸気逃がし弁	蒸気発生器の2次側による炉心冷却(蒸気放出)	タービンバイパス弁	常設	大規模損壊時に対応する手順		
サポート系故障時	タービン動補助給水ポンプ ・常設直流電源系統の喪失	ポンプの機能回復	・タービン動補助給水ポンプ(蒸気加減弁付)(手動)	常設	全交流動力電源喪失の対応手順(一部事象ベース:運転員(当直員)等及び保修対応要員)	
			・タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁(手動)	常設		
	・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)並ポンプ用)		可搬			
	・タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁(手動)		常設			
電動補助給水ポンプ ・全交流動力電源喪失	弁の機能回復	大容量空冷式発電機*8	常設	大規模損壊時に対応する手順		
主蒸気逃がし弁 ・全交流動力電源喪失 ・常設直流電源系統の喪失		主蒸気逃がし弁(手動)	常設			
-	-	監視及び制御	加圧器水位計*3*5	常設	全交流動力電源喪失の対応手順(一部事象ベース:運転員(当直員)等及び保修対応要員)	
			蒸気発生器広域水位計*3	常設		
			蒸気発生器狭域水位計*3	常設		
			補助給水流量計*3	常設		
			復水タンク水位計*3	常設		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

- \*1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候[安全機能]ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)に整備する。
  - \*2:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。
  - \*3:常設直流電源系統喪失も含めた対応手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。
  - \*4:手順は「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」にて整備する。
  - \*5:手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
  - \*6:中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。  
なお、蒸気発生器へ淡水又は海水を長時間注入する場合は、S/Gブローダウンラインにより排水を行う。
  - \*7:可搬型ディーゼル注水ポンプの燃料補給に使用する。手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
  - \*8:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
  - \*9:ディーゼル発電機等により給電する。
  - \*10:1次系のフイードアンドブリード停止後の余熱除去運転による炉心冷却に使用するものである。
- 注:操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

第1.15-30表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.3)

(1/4)

(フロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応下段	対応設備	常設可搬	整備する手順書*1	手順書の分類	
フロントライン系故障時	電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水タンク*2 主蒸気逃がし弁	1次系のフイード アンドブリード *3	加圧器逃がし弁	常設	蒸気発生器の除熱機能を維持又は代替する手順(二部兆候ベース;運転員(当直員)等及び保修対応要員)  大規模損壊時に対応する手順	炉心の苦しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順	
			高圧注入ポンプ*6	常設			
			燃料取替用水タンク	常設			
		心代替人 注入	B充てんポンプ(自己冷却)*6*7	常設			大規模損壊時に対応する手順
			燃料取替用水タンク	常設			
	電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水タンク*2	蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)	電動主給水ポンプ*3	常設	蒸気発生器の除熱機能を維持又は代替する手順(二部兆候ベース;運転員(当直員)等及び保修対応要員)		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ*3	可搬			
			復水タンク	常設			
			蒸気発生器	常設			
			中間受槽*4	可搬			
			燃料油貯蔵タンク*5	常設			
	タンクローリ*5	可搬					
	主蒸気逃がし弁	蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出)	タービンバイパス弁*3	常設	大規模損壊時に対応する手順		
	加圧器逃がし弁	蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)	電動補助給水ポンプ*6	常設	SGTR時破損S/G減圧継続時の対応手順等(二部兆候ベース;運転員(当直員)等)  大規模損壊時に対応する手順		
			タービン動補助給水ポンプ	常設			
			蒸気発生器	常設			
			復水タンク	常設			
電動主給水ポンプ*3			常設				
可搬型ディーゼル注入ポンプ*3			可搬				
中間受槽*4		可搬					
燃料油貯蔵タンク*5		常設					
タンクローリ*5		可搬					
蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出)		主蒸気逃がし弁	常設				
	タービンバイパス弁*3	常設					
	加圧器補助スプレイ	加圧器補助スプレイ弁	常設				
		充てんポンプ*6	常設				

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

- \*1: 整備する手順書、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候[安全機能]ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)にて整備する。
  - \*2: 手順は「1.13 重大事故等の取束に必要な水の供給手順等」にて整備する。
  - \*3: 手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
  - \*4: 中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。手順は「1.13 重大事故等の取束に必要な水の供給手順等」にて整備する。  
なお、蒸気発生器へ淡水又は海水を長時間注入する場合は、SIG/フローダウンラインにより排水を行う。
  - \*5: 可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給に使用する。手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
  - \*6: ディーゼル発電機等により給電する。
  - \*7: 手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
- 注: 操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は1.15 事故時の計装に関する手順等にて整備する。

第1.15-30表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.3)

(2/4)

(サポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書*1	手順書の分類
サポート系故障時	タービン動補助給水ポンプ ・常設直流電源系統喪失	ポンプの機能回復	・タービン動補助給水ポンプ(蒸気加減弁付)(手動)*2	常設	全交流動力電源喪失の対応手順 (二部兆候ベース:運転員(当直員)等及び保修対応要員) <u>大規模損壊時に対応する手順</u>	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			・タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁(手動)*2	常設		
	・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)*2		可搬			
	・タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁(手動)*2		常設			
	電動補助給水ポンプ ・全交流動力電源喪失	弁の機能回復	大容量空冷式発電機*3	常設		
	主蒸気逃がし弁 ・全交流動力電源喪失 ・常設直流電源系統喪失		主蒸気逃がし弁(手動)*2	常設		
加圧器逃がし弁 ・全交流動力電源喪失 ・常設直流電源系統喪失	弁の機能回復	窒素ポンプ(主蒸気逃がし弁用)*2	可搬	炉心の著しい損傷が発生した場合に 対処する運転手順 (三部:運転員(当直員)等及び保修対応要員)等 <u>大規模損壊時に対応する手順</u>	炉心の著しい損傷が発生した場合に 対処する運転手順	
		窒素ポンプ(加圧器逃がし弁用)	可搬			
			可搬型バッテリー(加圧器逃がし弁用)	可搬		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

\*1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候[安全機能]ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)に整備する。

\*2:手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

\*3:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

注:操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。



第1.15-30表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.3)

(3/4)

(高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱防止)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書*1	手順書の分類
高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱防止	—	加圧器逃がし弁による1次冷却系統の減圧	加圧器逃がし弁	常設	炉心が損傷した後の格納容器破損防止を行うための手順(三部:運転員(当直員)等及び保守対応要員) 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対応する手順

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

\*1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候[安全機能]ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)に整備する。

注:操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

第1.15-30表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.3)

(4/4)

(蒸気発生器伝熱管破損、インターフェイスシステムLOCA発生時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書*1	手順書の分類
蒸気発生器伝熱管破損	—	1次冷却系統の減圧	・タービン動補助給水ポンプ ・電動補助給水ポンプ*2 ・復水タンク ・蒸気発生器 ・主蒸気逃がし弁	常設 常設 常設 常設 常設	SGTR時破損S/G減圧継続時の対応手順(二部兆候ベース:運転員(当直員)等) 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			・高圧注入ポンプ*2 ・燃料取替用水タンク ・加圧器逃がし弁	常設 常設 常設		
インターフェイスシステムLOCA	—	1次冷却系統の減圧	・タービン動補助給水ポンプ ・電動補助給水ポンプ*2 ・復水タンク ・蒸気発生器 ・主蒸気逃がし弁	常設 常設 常設 常設 常設	インターフェイスシステムLOCAの対応手順(二部兆候ベース:運転員(当直員)等) 大規模損壊時に対応する手順	
			・高圧注入ポンプ*2 ・燃料取替用水タンク ・加圧器逃がし弁	常設 常設 常設		
		漏れ1次冷却材抑制	余熱除去ポンプ入口弁	常設		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

\*1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候[安全機能]ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)に整備する。

\*2:ディーゼル発電機等により給電する。

注:操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

第1.15-31表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.4)

(1/7)

(運転中の1次冷却材喪失事象時におけるフロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書*1	手順書の分類
1次冷却材喪失事象が発生している場合 フロントライン系故障時	余熱除去ポンプ 高圧注入ポンプ 燃料取替用水タンク*2	注 入 心	充てんポンプ*3	常設	原子炉の冷却が脅かされた場合の手順 (一部兆候ベース:運転員(当直員)等及び 保守対応要員)  大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			燃料取替用水タンク	常設		
		代替炉心注入(a)	B格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSS タイライン使用)*3	常設		
			常設電動注入ポンプ*3	常設		
			燃料取替用水タンク	常設		
			復水タンク	常設		
			電動消火ポンプ	常設		
			ディーゼル消火ポンプ	常設		
			原水タンク	常設		
			消防自動車	可搬		
			防火水槽	常設		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ	可搬		
		中間受槽*4	可搬			
	燃料油貯蔵タンク	常設				
	タンクローリ	可搬				
	余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器	代替再循環	B格納容器スプレイポンプ (RHRS-CSSタイライン使用)*3	常設	1次冷却材喪失時に再循環運転が不能となった場合の 手順(一部事象ベース:運転員(当直員)等及び 保守対応要員)	
			格納容器再循環サンブ	常設		
			格納容器再循環サンブスクリーン	常設		
			B格納容器スプレイ冷却器	常設		
			AM用代替再循環ポンプ*3*6	常設		
		*5*6 再循環	高圧注入ポンプ*3	常設		
	格納容器再循環サンブ	常設				
	格納容器再循環サンブスクリーン	常設				
	格納容器再循環サンブ スクリーン 格納容器再循環サンブ外隔離 弁	炉心注入 *6	高圧注入ポンプ*3	常設	1次冷却材喪失時に再循環サンブスクリーン閉塞の 徴候が見られた場合の 手順(一部事象ベース:運転員(当直員)等)	
			充てんポンプ*3	常設		
			燃料取替用水タンク	常設		
		代替炉心注入 *6	(a) 余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ、燃料取替用水タンク機能喪失時の対応手段のうち代替炉心注入に用いる設備と同様。	—		
代替再循環			AM用代替再循環ポンプ*3*6	常設		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

- \*1: 整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候[安全機能]ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)にて整備する。
  - \*2: 燃料取替用水タンクの破損、枯渇時の手順は「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。
  - \*3: ディーゼル発電機等により給電する。
  - \*4: 中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。手順は「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。
  - \*5: 格納容器スプレイポンプ及び格納容器スプレイ冷却器で格納容器内の冷却を行う。手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
  - \*6: 格納容器再循環ユニットで格納容器内の冷却を行う。手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
- 注: 操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は1.15 事故時の計装に関する手順等にて整備する。

第1.15-31表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.4)

(2/7)

(運転中の1次冷却材喪失事象時におけるサポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書*1	手順書の分類
1次冷却材喪失事象が発生している場合 サポート系故障時	全交流動力電源*2	代替炉心注入(a)	常設電動注入ポンプ	常設	全交流動力電源が喪失した場合の手順(二部事象ベース:運転員(当直員)等及び保修対応要員) 大規模損壊時に対応する手順	が心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			燃料取替用水タンク	常設		
			復水タンク	常設		
			B充てんポンプ(自己冷却)	常設		
			B格納容器スプレーポンプ(自己冷却)(RHRS-CSSタイライン使用)	常設		
			ディーゼル消火ポンプ	常設		
			原水タンク	常設		
			消防自動車	可搬		
			防火水槽	常設		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ	可搬		
			中間受槽*3	可搬		
			燃料油貯蔵タンク	常設		
			タンクローリ	可搬		
			*1(b) 代替再循環	B高圧注入ポンプ(海水冷却)*5		
	移動式大容量ポンプ車	可搬				
	燃料油貯蔵タンク	常設				
	タンクローリ	可搬				
	格納容器再循環サンブ	常設				
	格納容器再循環サンブスクリーン	常設				
	原子炉補機冷却水系	代替炉心注入	(a) 全交流動力電源喪失時の対応手段のうち代替炉心注入に用いる設備と同様。	—	原子炉補機冷却機能が喪失した場合の手順(二部事象ベース:運転員(当直員)等)	
A余熱除去ポンプ(空調用冷水)*5			常設			
*1 代替再循環		(b) 全交流動力電源喪失時の対応手段のうち代替再循環に用いる設備と同様。	—	1次冷却材喪失時における再循環運転時に原子炉補機冷却機能が喪失した場合の手順(二部事象ベース:運転員(当直員)等)		
		A余熱除去ポンプ(空調用冷水)*5	常設			

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

- \*1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候[安全機能]ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)に整備する。
  - \*2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
  - \*3:中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。
  - \*4:格納容器再循環ユニットで格納容器内の冷却を行う。手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
  - \*5:空調用冷水及び海水による代替補機冷却の手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
- 注:操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

第1.15-31表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.4)

(3/7)

(溶融デブリが原子炉容器内に残存する場合)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書*1	手順書の分類
1次冷却材喪失事象が発生している場合 溶融デブリが原子炉容器に残存する場合	—	原子炉格納容器水張り(格納容器スプレイ、代替格納容器スプレイ)*4	格納容器スプレイポンプ*2	常設	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順(三部:運転員(当直員)等及び保修対応要員) 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順
			常設電動注入ポンプ*2	常設		
			燃料取替用水タンク	常設		
			復水タンク	常設		
			電動消火ポンプ	常設		
			ディーゼル消火ポンプ	常設		
			原水タンク	常設		
			消防自動車	可搬		
			防火水槽	常設		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ	可搬		
			中間受槽*3	可搬		
			燃料油貯蔵タンク	常設		
タンクローリ	可搬					

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

\*1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候(安全機能)ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)に整備する。

\*2:ディーゼル発電機等により給電する。

\*3:中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

\*4:格納容器再循環ユニットで格納容器内の冷却を行う。手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

注:操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。



第1.15-31表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.4)

(4/7)

(運転中の1次冷却材喪失事象が発生していない場合のフロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書*1	手順書の分類
1次冷却材喪失事象が発生していない場合 フロントライン系故障時	余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器	による炉心冷却(注水) 蒸気発生器2次側	電動補助給水ポンプ*2	常設	原子炉停止中における余熱除去機能が喪失した場合の 手順(二部停止中:運転員(当直員)等及び 及び保修対応要員)  大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			タービン動補助給水ポンプ	常設		
			復水タンク	常設		
			蒸気発生器	常設		
			電動主給水ポンプ*3	常設		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ*3	可搬		
			中間受槽*4	可搬		
			燃料油貯蔵タンク	常設		
			タンクローリ	可搬		
		による炉心冷却(蒸気放出) 蒸気発生器2次側	主蒸気逃がし弁	常設		
			タービンバイパス弁*3	常設		
		蒸気発生器2次側の フイードアンドブリード	電動補助給水ポンプ*2*5	常設		
			復水タンク	常設		
			蒸気発生器	常設		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ*3*5	可搬		
			中間受槽*4	可搬		
			燃料油貯蔵タンク	常設		
		タンクローリ	可搬			

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

- \*1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候[安全機能]ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)にて整備する。
  - \*2:ディーゼル発電機等により給電する。
  - \*3:蒸気発生器へ注水する手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
  - \*4:中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。  
なお、蒸気発生器へ淡水又は海水を長時間注入する場合は、S/Gブローダウンにより排水を行う。
  - \*5:蒸気発生器2次側のフイードアンドブリード時は、主蒸気ドレンラインを使用する。
- 注:操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

第1.15-31表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.4)

(5/7)

(運転中の1次冷却材喪失事象が発生していない場合のサポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書*1	手順書の分類
1次冷却材喪失事象が発生していない場合 サポート系故障時	全交流動力電源*2 原子炉補機冷却水系	蒸気発生器2次側 による炉心冷却(淡水)	タービン動補助給水ポンプ	常設	原子炉停止中における全交流動力電源が喪失した場合の手順(二部停止中:運転員(当直員)等及び保守対応要員)等  大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			電動補助給水ポンプ	常設		
			復水タンク	常設		
			蒸気発生器	常設		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ*3	可搬		
			中間受槽*4	可搬		
			燃料油貯蔵タンク	常設		
			タンクローリ	可搬		
		蒸気発生器2次側 による炉心冷却(蒸気放出)	主蒸気逃がし弁(手動)*3	常設		
			窒素ポンプ(主蒸気逃がし弁用)*3	可搬		
		蒸気発生器2次側の フィードアンドブリード	電動補助給水ポンプ*5	常設		
			復水タンク	常設		
			蒸気発生器	常設		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ*3*5	可搬		
			中間受槽*4	可搬		
			燃料油貯蔵タンク	常設		
		タンクローリ	可搬			

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

\*1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候[安全機能]ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)にて整備する。

\*2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

\*3:蒸気発生器へ注水する手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

\*4:中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

なお、蒸気発生器へ淡水又は海水を長時間注入する場合は、S/Gブローダウンにより排水を行う。

\*5:蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード時は、主蒸気ドレンラインを使用する。

注:操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

第1.15-31表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.4)

(6/7)

(運転停止中のフロントライン系故障時(1/2))

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書*1	手順書の分類
運転停止中の場合 フロントライン系故障時	余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器	炉心注入	充てんポンプ*2	常設	原了炉停止中における余熱除去機能が喪失した場合の下順(一部停止中:運転員(当直員)等及び保修対応要員) 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			高压注入ポンプ*2	常設		
			燃料取替用水タンク	常設		
		代替炉心注入	燃料取替用水タンク(重力注入)	常設		
			B格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)*2	常設		
			常設電動注入ポンプ*2	常設		
			燃料取替用水タンク	常設		
			復水タンク	常設		
			電動消火ポンプ	常設		
			ディーゼル消火ポンプ	常設		
			原水タンク	常設		
			消防自動車	可搬		
			防火水槽	常設		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ	可搬		
			中間受槽*3	可搬		
			燃料油貯蔵タンク	常設		
			タンクローリ	可搬		
		代替再循環	B格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)*2	常設		
			格納容器再循環サンフ	常設		
			格納容器再循環サンフスクリーン	常設		
			B格納容器スプレイ冷却器	常設		
			AM用代替再循環ポンプ*2*4	常設		
		*4*5 再循環	高压注入ポンプ*2	常設		
			格納容器再循環サンフ	常設		
			格納容器再循環サンフスクリーン	常設		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

\*1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候(安全機能)ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)にて整備する。

\*2:ディーゼル発電機等により給電する。

\*3:中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

\*4:格納容器再循環ユニットで格納容器内の冷却を行う。手順は「1.7 原了炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

\*5:格納容器スプレイポンプ及び格納容器スプレイ冷却器で格納容器内の冷却を行う。手順は「1.6 原了炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

注:操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。



第1.15-31表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.4)

(6/7)

(運転停止中のフロントライン系故障時(2/2))

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書*1	手順書の分類
運転停止中の場合 フロントライン系故障時	余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器	蒸気発生器2次側 による炉心冷却(注水)	電動補助給水ポンプ*2	常設	原子炉停止中における余熱除去機能が喪失した場合の手順(二部停止中:運転員(当直員)等及び係修対応要員) <u>大規模損壊時に対応する手順</u>	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			タービン動補助給水ポンプ	常設		
			復水タンク	常設		
			蒸気発生器	常設		
			電動主給水ポンプ*3	常設		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ*3	可搬		
			中間受槽*4	可搬		
			燃料油貯蔵タンク	常設		
		タンクローリ	可搬			
		蒸気発生器2次側 による炉心冷却(蒸気放出)	主蒸気逃がし弁	常設		
			タービンバイパス弁*3	常設		
		蒸気発生器2次側の フイードアンドブリード	電動補助給水ポンプ*2*5	常設		
			復水タンク	常設		
			蒸気発生器	常設		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ*3*5	可搬		
			中間受槽*4	可搬		
			燃料油貯蔵タンク	常設		
		タンクローリ	可搬			

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

- \*1: 整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候[安全機能]ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)にて整備する。
  - \*2: ディーゼル発電機等により給電する。
  - \*3: 蒸気発生器へ注水する手順は「1.2 原子炉冷却材圧力カバウンドリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
  - \*4: 中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。  
なお、蒸気発生器へ淡水又は海水を長時間注入する場合は、S/Gブローダウンにより排水を行う。
  - \*5: 蒸気発生器2次側のフイードアンドブリード時は、主蒸気ドレンラインを使用する。
- 注: 操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

第1.15-31表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.4)

(7/7)

(運転停止中のサポート系故障時(1/2))

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順番*1	手順書の分類
運転停止中の場合 サポート系故障時	全交流動力電源*2	代替炉心注入(c)	燃料取替用水タンク(重力注入)	常設	原子炉停止中における全交流動力電源が喪失した場合の手順(二部停止中:運転員(当直員)等及び保修対応要員)等 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			常設電動注入ポンプ	常設		
			燃料取替用水タンク	常設		
			復水タンク	常設		
			B充てんポンプ(自己冷却)	常設		
			B格納容器スプレーポンプ(自己冷却)(RHRS-CSSタイライン使用)	常設		
			ディーゼル消火ポンプ	常設		
			原水タンク	常設		
			消防自動車	可搬		
			防火水槽	常設		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ	可搬		
			中間受槽*3	可搬		
			燃料油貯蔵タンク	常設		
			タンクローリ	可搬		
	代替再循環*4(d)	B高圧注入ポンプ(海水冷却)*5	常設			
		移動式大容量ポンプ車	可搬			
		燃料油貯蔵タンク	常設			
		タンクローリ	可搬			
		格納容器再循環サンブ	常設			
		格納容器再循環サンブスクリーン	常設			
原子炉補機冷却水系	代替炉心注入	(c) 運転停止中の全交流動力電源喪失時の対応手段のうち代替炉心注入に用いる設備と同様。	—	原子炉停止中における原子炉補機冷却機能が喪失した場合の手順(二部停止中:運転員(当直員)等)		
		A余熱除去ポンプ(空調用冷水)*5	常設			
	代替再循環*4	(d) 運転停止中の全交流動力電源喪失時の対応手段のうち代替再循環に用いる設備と同様。	—			
		A余熱除去ポンプ(空調用冷水)*5	常設			

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

- \*1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候[安全機能]ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)にて整備する。
  - \*2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
  - \*3:中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。
  - \*4:格納容器再循環ユニットで格納容器内の冷却を行う。手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
  - \*5:空調用冷水及び海水による代替補機冷却の手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
- 注:操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

第1.15-31表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.4)

(7/7)

(運転停止中のサポート系故障時(2/2))

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書*1	手順書の分類
運転停止中の場合 サポート系故障時	全交流動力電源*2 原子炉補機冷却水系	蒸気発生器2次側 による炉心冷却(注水)	タービン動補助給水ポンプ	常設	原子炉停止中における全交流動力電源が喪失した場合の手順(二部停止中:運転員(当直員)等及び保修対応要員)等  大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			電動補助給水ポンプ	常設		
			復水タンク	常設		
			蒸気発生器	常設		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ*3	可搬		
			中間受槽*4	可搬		
			燃料油貯蔵タンク	常設		
			タンクローリ	可搬		
		蒸気発生器2次側 による炉心冷却(蒸気放出)	主蒸気逃がし弁(手動)*3	常設		
			窒素ポンペ(主蒸気逃がし弁用)*3	可搬		
		蒸気発生器2次側の フィードアンドブリード	電動補助給水ポンプ*5	常設		
			復水タンク	常設		
			蒸気発生器	常設		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ*3*5	可搬		
			中間受槽*4	可搬		
			燃料油貯蔵タンク	常設		
			タンクローリ	可搬		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

\*1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候[安全機能]ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)にて整備する。

\*2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

\*3:蒸気発生器へ注水する手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

\*4:中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

なお、蒸気発生器へ淡水又は海水を長時間注入する場合は、S/Gブローダウンにより排水を行う。

\*5:蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード時は、主蒸気ドレンラインを使用する。

注:操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。



第1.15-32表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.5)

(1/2)

(フロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書*1	手順書の分類	
フロントライン系故障	海水ポンプ 原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機冷却水冷却器	蒸気発生器の次側による炉心冷却(注水)	タービン動補助給水ポンプ*3	常設	原子炉補機冷却機能が喪失した場合の手順(二部事象ベース:運転員(当直員)等及び保修対応要員)等  大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順	
			電動補助給水ポンプ*2*3	常設			
			復水タンク	常設			
			蒸気発生器	常設			
			電動主給水ポンプ*4	常設			
			可搬型ディーゼル注入ポンプ*4	可搬			
			中間受槽*5	可搬			
			燃料油貯蔵タンク*6	常設			
		タンクローリ*6	可搬				
		炉心冷却(蒸気放出)	主蒸気逃がし弁(手動)*4	常設			
			タービンバイパス弁*4	常設			
			所内用空気圧縮機	常設			
	窒素ポンペ(主蒸気逃がし弁用)*4		可搬				
	海水ポンプ 原子炉補機冷却水ポンプ	格納容器内自然対流冷却*7	A、B格納容器再循環ユニット	常設	1次冷却材喪失時における再循環運転時に原子炉補機冷却機能が喪失した場合の手順(二部事象ベース:運転員(当直員)等及び保修対応要員)等  大規模損壊時に対応する手順		炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			移動式大容量ポンプ車	可搬			
			燃料油貯蔵タンク*6	常設			
			タンクローリ*6	可搬			
			可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度(SA用))	可搬			
代替補機冷却		移動式大容量ポンプ車*8	可搬	1次冷却材喪失時における再循環運転時に原子炉補機冷却機能が喪失した場合の手順(二部事象ベース:運転員(当直員)等及び保修対応要員)等			
		燃料油貯蔵タンク*6	常設				
		タンクローリ*6	可搬				
		空調用冷水ポンプ(A余熱除去ポンプ冷却用)	常設				

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

- \*1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候[安全機能]ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)にて整備する。
  - \*2:大容量空冷式発電機等により給電する。
  - \*3:手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
  - \*4:手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
  - \*5:中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。  
なお、蒸気発生器へ淡水又は海水を長時間注入する場合は、S/Gブローダウンにより排水を行う。
  - \*6:可搬型ディーゼル注入ポンプ及び移動式大容量ポンプ車の燃料補給に使用する。手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
  - \*7:手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
  - \*8:移動式大容量ポンプ車により補機冷却海水を通水する補機は、「B 高圧注入ポンプ、B制御用空気圧縮機、格納容器雰囲気ガスサンプル冷却器」である。
- 注:操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

第1.15-32表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.5)

(2/2)

(サポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書*1	手順書の分類
サポート系故障時	全交流動力電源*2	蒸気発生器 <sup>2</sup> 次側による炉心冷却(注水)	タービン動補給水ポンプ*3	常設	全交流動力電源喪失の対応手順(二部事象ベース:運転員(当直員)等及び保修対応要員) 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			電動補給水ポンプ*3	常設		
			復水タンク	常設		
			蒸気発生器	常設		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ*4	可搬		
			中間受槽*5	可搬		
			燃料油時蔵タンク*6	常設		
			タンクローリ*6	可搬		
		蒸気発生器 <sup>2</sup> 次側による炉心冷却(蒸気放出)	主蒸気逃がし弁(手動)*4	常設		
			窒素ポンプ(主蒸気逃がし弁用)*4	可搬		
			B制御用空気圧縮機(海水冷却)	常設		
		格納容器内自然対流冷却*7	A、B格納容器再循環ユニット	常設		
			移動式大容量ポンプ車	可搬		
			燃料油時蔵タンク*6	常設		
			タンクローリ*6	可搬		
			可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度(SA用))	可搬		
		代替補機冷却	移動式大容量ポンプ車*8	可搬		
			燃料油時蔵タンク*6	常設		
			タンクローリ*6	可搬		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

- \*1: 整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候(安全機能)ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)にて整備する。
  - \*2: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
  - \*3: 手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
  - \*4: 手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
  - \*5: 中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。  
なお、蒸気発生器へ淡水又は海水を長時間注入する場合は、S/Gブローダウンにより排水を行う。
  - \*6: 可搬型ディーゼル注入ポンプ及び移動式大容量ポンプ車の燃料補給に使用する。手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
  - \*7: 手順は「1.7 原子炉格納容器の加圧破損を防止するための手順書等」にて整備する。
  - \*8: 移動式大容量ポンプ車により補機冷却海水を通水する補機は、「B高圧注入ポンプ、B制御用空気圧縮機、格納容器雰囲気ガスサンプル冷却器」である。
- 注: 操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

第1.15-33表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.6)

(1/4)

(炉心損傷前のフロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書*1	手順書の分類
フロントライン系故障時	格納容器スプレイポンプ 燃料取替用水タンク*2 格納容器スプレイ冷却器	格納容器内自然対流冷却	A、B格納容器再循環ユニット*3	常設	格納容器健全性の確保の手順(二部兆候ベース:運転員(当直員)等)等	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			A、B原子炉補機冷却水ポンプ*3*4	常設		
			A原子炉補機冷却水冷却器*3	常設		
			原子炉補機冷却水サージタンク*3	常設		
			窒素ポンプ(原子炉補機冷却水サージタンク用)*3	可搬		
			A、B海水ポンプ*3*4	常設		
			可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度(SA用))*3	可搬		
			A、B格納容器再循環ファン*4	常設		
		代替格納容器スプレイ	常設電動注入ポンプ*4	常設	格納容器健全性の確保の手順(二部兆候ベース:運転員(当直員)等及び保修対応要員) 大規模損壊時に対応する手順	
			燃料取替用水タンク	常設		
			復水タンク	常設		
			電動消火ポンプ	常設		
			ディーゼル消火ポンプ	常設		
			原水タンク	常設		
			消防自動車	可搬		
			防火水槽	常設		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ	可搬		
			中間受槽*5	可搬		
			燃料油貯蔵タンク*6	常設		
			タンクローリ*6	可搬		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

- \*1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候(安全機能)ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)に整備する。
  - \*2:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。
  - \*3:手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
  - \*4:ディーゼル発電機等により給電する。
  - \*5:中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。
  - \*6:可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給に使用する。手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
- 注:操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。



第1.15-33表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.6)

(2/4)

(炉心損傷前のサポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書*1	手順書の分類
サポート系故障時	全交流動力電源*2 原子炉補機冷却水系	格納容器内自然対流冷却	A、B格納容器再循環ユニット*3	常設	全交流動力電源喪失の対応手順(二部事象ベース:運転員(当直員)等及び保修対応要員)	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			移動式大容量ポンプ車*3	可搬		
			燃料油貯蔵タンク*4	常設		
			タンクローリ*4	可搬		
			可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度(SA用))*3	可搬		
		代替格納容器スプイン	常設電動注入ポンプ	常設	全交流動力電源喪失の対応手順(二部事象ベース:運転員(当直員)等及び保修対応要員)	
			燃料取替用水タンク	常設		
			復水タンク	常設		
			B格納容器スプレイポンプ(自己冷却)	常設		
			より素除去薬品タンク	常設		
			ディーゼル消火ポンプ	常設		
			原水タンク	常設		
			消防自動車	可搬		
			防火水槽	常設		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ	可搬		
			中間受槽*5	可搬		
			燃料油貯蔵タンク*4	常設		
			タンクローリ*4	可搬		
			大規模損壊時に対応する手順			

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

\*1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候[安全機能]ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)にて整備する。

\*2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

\*3:手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

\*4:可搬型ディーゼル注入ポンプ及び移動式大容量ポンプ車の燃料補給に使用する。手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低下時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

\*5:中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

注:操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

第1.15-33表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.6)

(3/4)

(炉心損傷後のフロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書*1	手順書の分類
フロントライン系故障時	格納容器スプレイポンプ 燃料取替用水タンク*2	格納容器内自然対流冷却	A、B格納容器再循環ユニット*3	常設	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順(三部:運転員(当直員)等及び係修対応要員) <u>大規模損壊時に対応する手順</u>	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順
			A、B原子炉補機冷却水ポンプ*3*4	常設		
			A原子炉補機冷却水冷却器*3	常設		
			原子炉補機冷却水サージタンク*3	常設		
			窒素ポンプ (原子炉補機冷却水サージタンク用)*3	可搬		
			A、B海水ポンプ*3*4	常設		
			可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度(SA用))*3	可搬		
		代替格納容器スプレイ	常設電動注入ポンプ*4	常設		
			燃料取替用水タンク	常設		
			復水タンク	常設		
			電動消火ポンプ	常設		
			ディーゼル消火ポンプ	常設		
			原水タンク	常設		
			<u>消防自動車</u>	可搬		
			防火水槽	常設		
			<u>可搬型ディーゼル注入ポンプ</u>	可搬		
			中間受槽*5	可搬		
			燃料油貯蔵タンク*6	常設		
			タンクローリ*6	可搬		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

- \*1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候[安全機能]ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)に整備する。
  - \*2:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。
  - \*3:手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
  - \*4:ディーゼル発電機等により給電する。
  - \*5:中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。
  - \*6:可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給に使用する。手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
- 注:操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

第1.15-33表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.6)

(4/4)

(炉心損傷後のサポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書*1	手順書の分類
サポート系故障時	全交流動力電源*2 原子炉補機冷却水系	格納容器内自然対流冷却	A、B格納容器再循環ユニット*3	常設	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順(三部:運転員(当直員)等及び係修対応要員) 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順
			移動式大容量ポンプ車*3	可搬		
			燃料油貯蔵タンク*4	常設		
			タンクローリ*4	可搬		
			可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度(SA用))*3	可搬		
		代替格納容器スプレイ	常設電動注入ポンプ	常設		
			燃料取替用水タンク	常設		
			復水タンク	常設		
			B格納容器スプレイポンプ(自己冷却)	常設		
			よう素除去薬品タンク	常設		
			ディーゼル消火ポンプ	常設		
			原水タンク	常設		
			消防自動車	可搬		
			防火水槽	常設		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ	可搬		
			中間受槽*5	可搬		
燃料油貯蔵タンク*4	常設					
タンクローリ*4	可搬					

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

- \*1: 整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候[安全機能]ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)にて整備する。
  - \*2: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
  - \*3: 手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
  - \*4: 可搬型ディーゼル注入ポンプ及び移動式大容量ポンプ車の燃料補給に使用する。手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
  - \*5: 中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。
- 注: 操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。



第1.15-34表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.7)

(1/2)

(交流動力電源又は原子炉補機冷却機能健全時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応 下段	対応設備	常設 可搬	整備する 手順書*1	手順書の分類	
交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全	—	スプレイ 格納容器	格納容器スプレイポンプ*2	常設	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順(三部:運転員(当直員)等及び保修対応要員)  大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順	
			燃料取替用水タンク	常設			
		格納容器内自然対流冷却	A、B格納容器再循環ユニット	常設			
			A、B原子炉補機冷却水ポンプ*2	常設			
			A原子炉補機冷却水冷却器	常設			
			原子炉補機冷却水サージタンク	常設			
			窒素ポンプ (原子炉補機冷却水サージタンク用)	可搬			
			A、B海水ポンプ*2	常設			
			可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度(SA用))	可搬			
			代替格納容器スプレイ*3	常設電動注入ポンプ*2			常設
				燃料取替用水タンク			常設
				復水タンク			常設
		電動消火ポンプ		常設			
		ディーゼル消火ポンプ		常設			
		原水タンク		常設			
		消防自動車		可搬			
		防火水槽		常設			
		可搬型ディーゼル注入ポンプ		可搬			
		中間受槽*4		可搬			
		燃料油貯蔵タンク*5	常設				
タンクローリ*5	可搬						

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

- \*1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候(安全機能)ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)にて整備する。
  - \*2:ディーゼル発電機等により給電する。
  - \*3:代替格納容器スプレイに関する手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
  - \*4:中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。
  - \*5:可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給に使用する。手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
- 注:操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

第1.15-34表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.7)

(2/2)

(全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書*1	手順書の分類
全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失	—	格納容器内自然対流冷却	A、B格納容器再循環ユニット	常設	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順(三部:運転員(当直員)等及び保修対応要員) 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順
			移動式大容量ポンプ車	可搬		
			燃料油貯蔵タンク*2	常設		
			タンクローリー*2	可搬		
			可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度(SA用))	可搬		
		代替格納容器スプレイ*3	常設電動注入ポンプ*4	常設		
			燃料取替用水タンク	常設		
			復水タンク	常設		
			B格納容器スプレイポンプ*4(自己冷却)	常設		
			ディーゼル消火ポンプ	常設		
			原水タンク	常設		
			消防自動車	可搬		
			防火水槽	常設		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ	可搬		
			中間受槽*5	可搬		
			燃料油貯蔵タンク*2	常設		
			タンクローリー*2	可搬		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

- \*1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候[安全機能]ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)にて整備する。
  - \*2:可搬型ディーゼル注入ポンプ及び移動式大容量ポンプ車の燃料補給に使用する。手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
  - \*3:代替格納容器スプレイに関する手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
  - \*4:大容量空冷式発電機により電源確保する。手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
  - \*5:中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。
- 注:操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

第1.15-35表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.8)

(1/2)

(原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書*1	手順書の分類
交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全	—	スプレイ格納容器	格納容器スプレイポンプ*2	常設	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順(三部:運転員(当直員)等及び保修対応要員)  大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順
			燃料取替用水タンク	常設		
		代替格納容器スプレイ	常設電動注入ポンプ*2	常設		
			燃料取替用水タンク	常設		
			復水タンク	常設		
			電動消火ポンプ	常設		
			ディーゼル消火ポンプ	常設		
			原水タンク	常設		
			消防自動車	可搬		
			防火水槽	常設		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ	可搬		
			中間受槽*3	可搬		
			燃料油貯蔵タンク*4	常設		
			タンクローリ*4	可搬		
全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失	—	代替格納容器スプレイ	常設電動注入ポンプ*5	常設		
			燃料取替用水タンク	常設		
			復水タンク	常設		
			B格納容器スプレイポンプ*5(自己冷却)	常設		
			ディーゼル消火ポンプ	常設		
			原水タンク	常設		
			消防自動車	可搬		
			防火水槽	常設		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ	可搬		
			中間受槽*3	可搬		
			燃料油貯蔵タンク*4	常設		
			タンクローリ*4	可搬		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

- \*1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候[安全機能]ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)に整備する。
  - \*2:ディーゼル発電機等により給電する。
  - \*3:中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。
  - \*4:可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給に使用する。手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低下時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
  - \*5:大容量空冷式発電機により電源確保する。手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
- 注:操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

第1.15-35表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.8)

(2/2)

(溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手順	対応設備	常設可搬	整備する手順書*1	手順書の分類			
交流動力電源及び原子炉補機冷却機能 健全	—	炉心注入	高圧注入ポンプ*2	常設	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順(一部:運転員(当直員)等及び保修対応要員)  大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順			
			余熱除去ポンプ*2	常設					
			充てんポンプ*2*6	常設					
			燃料取替用水タンク	常設					
		代替炉心注入*6	B格納容器スプレイポンプ*2 (RHRS-CSSタイライン使用)	常設					
			常設電動注入ポンプ*2	常設					
			燃料取替用水タンク	常設					
			復水タンク	常設					
			電動消火ポンプ	常設					
			ディーゼル消火ポンプ	常設					
			原水タンク	常設					
			消防自動車	可搬					
			防火水槽	常設					
			可搬型ディーゼル注入ポンプ	可搬					
			中間受槽*3	可搬					
			燃料油貯蔵タンク*4	常設					
			タンクローリ*4	可搬					
			全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能 喪失	—			代替炉心注入*6	B充てんポンプ*5 (自己冷却)	常設
								常設電動注入ポンプ*5	常設
燃料取替用水タンク	常設								
復水タンク	常設								
B格納容器スプレイポンプ*5(自己冷却) (RHRS-CSSタイライン使用)	常設								
ディーゼル消火ポンプ	常設								
原水タンク	常設								
消防自動車	可搬								
防火水槽	常設								
可搬型ディーゼル注入ポンプ	可搬								
中間受槽*3	可搬								
燃料油貯蔵タンク*4	常設								
タンクローリ*4	可搬								

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、大半は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

- \*1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候(安全機能)ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)に整備する。
  - \*2:ディーゼル発電機等により給電する。
  - \*3:中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。手順は「1.13 重大事故等の取束に必要な水の供給手順等」にて整備する。
  - \*4:可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給に使用する。手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
  - \*5:大容量空冷式発電機により電源確保する。手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
  - \*6:手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
- 注:操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。



第1.15-36表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.9)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書*1	手順書の分類	
—	—	水素濃度低減	静的触媒式水素再結合装置	常設	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順(三部:運転員(当直員)等及び保修対応要員)等	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順等	
			静的触媒式水素再結合装置動作監視装置*2	常設			
			電気式水素燃焼装置*2	常設			
			電気式水素燃焼装置動作監視装置*2	常設			
			大容量空冷式発電機*3	常設			
		水素濃度監視	可搬型格納容器水素濃度計測装置*2	可搬	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順(三部:運転員(当直員)等及び保修対応要員)等	大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順等
			可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ*2	可搬			
			可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置*2	可搬			
			格納容器雰囲気ガスサンプル冷却器	常設			
			窒素ポンプ(事故時試料採取設備兼用)	可搬			
			移動式大容量ポンプ車*5	可搬			
			燃料油貯蔵タンク*4	常設			
			タンクローリ*4	可搬			
			大容量空冷式発電機*3	常設			
			ガス分析計	常設			

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

\*1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候(安全機能)ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)に整備する。

\*2:ディーゼル発電機等により給電する。

\*3:代替電源設備からの給電に関する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

\*4:移動式大容量ポンプ車の燃料補給に使用する。手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

\*5:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

注:操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

第1.15-37表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.10)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順番*1	手順書の分類
—	—	水素排出	アニュラス空気浄化ファン*2	常設	全交流動力電源が喪失した場合の手順等(二部事象ベース:運転員(当直員)等及び保修対応要員) 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順等
			アニュラス空気浄化フルクユニット	常設		
			窒素ポンベ (アニュラス空気浄化ファン併用)	可搬		
			大容量空冷式発電機*3	常設		
		水素濃度監視	アニュラス水素濃度計測装置*2	常設	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順(三部:運転員(当直員)等及び保修対応要員) 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順
			可搬型バッテリー(加圧器逃がし弁用)	可搬		
			大容量空冷式発電機*3	常設		
			可搬型格納容器水素濃度計測装置*2*4	可搬		
			可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ*2*4	可搬		
			可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置*2*4	可搬		
			格納容器界囲気ガスサンプル冷却器*4	常設		
			窒素ポンベ(事故時試料採取設備兼用)*4	可搬		
			移動式大容量ポンプ車*4	可搬		
			燃料油貯蔵タンク*5	常設		
			タンクローリ*5	可搬		
			格納容器内高レンジエアモニタ(高レンジ)	常設		
			排気筒高レンジガスモニタ	常設		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書の相違箇所を示す。

- \*1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候[安全機能]ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)に整備する。
  - \*2:ディーゼル発電機等により給電する。
  - \*3:代替電源設備からの給電に関する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
  - \*4:原子炉格納容器内水素濃度の監視に使用する。手順は「1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」にて整備する。
  - \*5:移動式大容量ポンプ車の燃料補給に使用する。手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低下時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
- 注:操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

第1.15-38表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.11)

(1/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準を象施設	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書*1	手順書の分類
使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時	使用済燃料ピットポンプ 使用済燃料ピット冷却器 又は 燃料取替用水ポンプ 燃料取替用水タンク 2次系補給水ポンプ 2次系純水タンク	燃料取替用水タンク等から 使用済燃料ピットへの注水	燃料取替用水ポンプ	常設	使用済燃料ピットの冷却機能が喪失した場合の手順書(一部事象ベース:運転員(当直員)等及び 保修対応要員)等  大規模損壊時に 対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器 破損を防止する 運転手順
			燃料取替用水タンク	常設		
			燃料取替用水補助タンク	常設		
			2次系補給水ポンプ	常設		
			2次系純水タンク*2	常設		
		消火設備による 使用済燃料ピット への注水	電動消火ポンプ	常設		
			ディーゼル消火ポンプ	常設		
			原水タンク	常設		
			消防自動車	可搬		
			防火水槽	常設		
		使用済燃料ピット補給用 水中ポンプ等による 使用済燃料ピットへの注水	使用済燃料ピット補給用水中ポンプ*3	可搬		
			水中ポンプ用発電機	可搬		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ*3	可搬		
			中間受槽*4	可搬		
			燃料油貯蔵タンク*5*6	常設		
			タンクローリ*5*6	可搬		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

- \*1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候[安全機能]ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)に整備する。
- \*2:2次系補給水ポンプが起動できない場合は、水頭圧を利用して使用済燃料ピットへ注水する。
- \*3:使用済燃料ピット補給用水中ポンプ等により使用済燃料ピットへ注水する場合は、中間受槽を経由し、淡水若しくは海水を使用する。
- \*4:中間受槽への供給は、淡水若しくは海水を使用する。手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。
- \*5:水中ポンプ用発電機の燃料補給に使用する。手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。
- \*6:可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給に使用する。手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

第1.15-38表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.11)

(2/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対応設備	常設 可搬	整備する 手順書※1	手順の分類
使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時	—	使用済燃料ピットへのスプレイ	可搬型ディーゼル注入ポンプ※2	可搬	使用済燃料ピットの冷却機能が喪失した場合の手順書(一部事象ベース:運転員(当直員)等及び保修対応要員) <u>大規模損壊時に対応する手順</u>	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			中間受槽※3	可搬		
			使用済燃料ピットスプレイヘッド	可搬		
			燃料油貯蔵タンク※4	常設		
			タンクローリ※4	可搬		
			消防自動車	可搬		
		燃料取扱棟(使用済燃料ピット内の燃料体等)への放水	移動式大容量ポンプ車※5	可搬		
			放水砲※5	可搬		
			燃料油貯蔵タンク※4	常設		
			タンクローリ※4	可搬		

⑨下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

- \*1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候[安全機能]ベース、停止中)第三部(炉心損傷後影響緩和)に整備する。
- \*2:可搬型ディーゼル注入ポンプにより使用済燃料ピットへスプレイする場合は、中間受槽を経由し、淡水若しくは海水を使用する。
- \*3:中間受槽への供給は、淡水若しくは海水を使用する。手順は「1.13 重大事故等の取中に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
- \*4:可搬型ディーゼル注入ポンプ及び移動式大容量ポンプ車の燃料補給に使用する。手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
- \*5:手順は「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。



第1.15-38表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.11)

(3/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書*1	手順の分類
重大事故等時における使用済燃料ピットの監視	—	使用済燃料ピットの監視	使用済燃料ピット水位計(SA)*2	常設	使用済燃料ピットの冷却機能が喪失した場合の 手順書(三部事象ベース:運転員(当直員)等及び 保守対応要員)等  大規模損壊時に 対応する手順	炉心の著しい 損傷及び格納 容器破損を防 止する運転手 順
			使用済燃料ピット水位計(広域)*2 (使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む)	常設		
			使用済燃料ピット温度計(SA)*2	常設		
			使用済燃料ピット周辺線量率計(低レンジ)*2	可搬		
			使用済燃料ピット周辺線量率計(中間レンジ)*2	可搬		
			使用済燃料ピット周辺線量率計(高レンジ)*2	可搬		
			使用済燃料ピット状態監視カメラ*2	常設		
			大容量空冷式発電機*3	常設		
			燃料油貯蔵タンク*4	常設		
			タンクローリ*4	可搬		
			使用済燃料ピットエリアモニタ	常設		
			ロープ式水位計	可搬		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

- \*1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候[安全機能]ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)に整備する。
- \*2:ディーゼル発電機等により給電する。
- \*3:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
- \*4:使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム(発電機)の燃料補給に使用する。

第1.15-39表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.12)

分類	想定する重大事故等	対応 手段	対応設備	常設 可操	整備する手順書	手順の分類	
炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損	—	大気への拡散抑制	常設電動注入ポンプ	常設	発電所外への放射性物質の拡散を抑制する手順	大規模損壊時に対応する手順	
			燃料取替用水タンク	常設			
			復水タンク	常設			
			B格納容器スプレイポンプ(自己冷却)	常設			
			ディーゼル消火ポンプ	常設			
			化学消防自動車	可操			
			小型動力ポンプ付水槽車	可操			
			可操消防ポンプ	可操			
			原水タンク	常設			
			可操型ディーゼル注入ポンプ	可操			
			移動式大容量ポンプ車	可操			
			放水砲	可操			
			燃料油貯蔵タンク*2	常設			
タンクローリ*2	可操						
使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷	—	大気への拡散抑制	可操型ディーゼル注入ポンプ*1*3	可操	大規模損壊時に対応する手順		
			使用済燃料ピットスプレイヘッド*1	可操			
			中間受槽*4	可操			
			移動式大容量ポンプ車	可操			
			放水砲	可操			
			燃料油貯蔵タンク*2	常設			
タンクローリ*2	可操						
炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損 使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷	—	海洋への拡散抑制	放射性物質吸着剤	可操	大規模損壊時に対応する手順		
			シルトフェンス	可操			
			小型船舶	可操			
原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災	—	初期対応における延焼防止処置	化学消防自動車	可操	航空機衝突による航空機燃料火災に対応する手順		
			小型動力ポンプ付水槽車	可操			
			可操消防ポンプ	可操			
			電動消火ポンプ	常設			
			ディーゼル消火ポンプ	常設			
			原水タンク	常設			
			防火水槽	常設			
			可操型ディーゼル注入ポンプ*3	可操			
			小型放水砲	可操			
			中間受槽*4	可操			
		燃料油貯蔵タンク*2	常設				
		タンクローリ*2	可操				
		航空機燃料火災への消火	—	航空機燃料火災への消火		移動式大容量ポンプ車	可操
						放水砲	可操
						燃料油貯蔵タンク*2	常設
タンクローリ*2	可操						

◎下線は緊急時対策本部が使用する可操型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

- \*1:手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。
- \*2:移動式大容量ポンプ車、可操型ディーゼル注入ポンプの燃料補給に使用する。手順は「1.4 原子炉冷却材圧カバウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
- \*3:可操型ディーゼル注入ポンプによりスプレイ又は泡消火する場合は、中間受槽を経由し、淡水若しくは海水を使用する。
- \*4:中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

第1.15-40表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.13)

(1/4)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	常設 可搬	整備する 手順書*1	手順書の分類	
代替水源から中間受槽への供給	復水タンクの枯渇又は破損等 燃料取替用水タンクの枯渇又は破損等 使用済燃料ピットの枯渇又は破損等	代替淡水源から中間受槽への供給	中間受槽	可搬	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順(二部:運転員(当直員)等及び保修対応要員)等 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順	
			2次系純水タンク	常設			
			原水タンク	常設			
		八田浦貯水池から中間受槽への供給	中間受槽	可搬			
			取水用水中ポンプ	可搬			
			水中ポンプ用発電機	可搬			
			燃料油貯蔵タンク*2	常設			
		3号機及び4号機取水ピット他から中間受槽への供給	タンクローリ*2	可搬			
			中間受槽	可搬			
			取水用水中ポンプ	可搬			
			水中ポンプ用発電機	可搬			
			燃料油貯蔵タンク*2	常設			
タンクローリ*2	可搬						
蒸気発生器に次例による炉心冷却(注水)の代替手段及び復水タンクへの供給	復水タンクの枯渇又は破損等	復水タンクから2次系純水タンクへの水源切替え	2次系純水タンク	常設	全交流動力電源喪失の対応手順(二部:事象ベース:運転員(当直員)等及び保修対応要員)等 蒸気発生器の除熱機能を維持又は代替する手順(二部:兆候ベース:運転員(当直員)等及び保修対応要員)等 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順	
			1次系のフィードアンドブリード*3	燃料取替用水タンク			常設
		高圧注入ポンプ		常設			
		加圧器逃がし弁		常設			
		1次冷却系の減圧及び原子炉への注水*3	B充てんポンプ(自己冷却)	常設			
			燃料取替用水タンク	常設			
			加圧器逃がし弁	常設			
			可搬型バッテリー(加圧器逃がし弁用)	可搬			
		中間受槽を水源とする蒸気発生器に次例による炉心冷却(注水)*3	窒素ポンペ(加圧器逃がし弁用)	可搬			
			中間受槽	可搬			
			可搬型ディーゼル注入ポンプ	可搬			
			燃料油貯蔵タンク*2	常設			
		復水タンクの枯渇	中間受槽を水源とする復水タンクへの供給	タンクローリ*2			可搬
				中間受槽			可搬
				復水タンク(ピット)補給用水中ポンプ			可搬
				水中ポンプ用発電機			可搬
		燃料油貯蔵タンク*2	常設				
		タンクローリ*2	可搬				

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

\*1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候/安全機能/ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)にて整備する。

\*2:水中ポンプ用発電機及び可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給に使用する、可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給の手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

\*3:手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

注:操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

第1.15-40表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.13)

(2/4)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書*1	手順書の分類
炉心注入及び格納容器スプレイの代替手段及び燃料取替用水タンクへの供給	燃料取替用水タンクの枯渇又は破損等	代替炉心注入*2	復水タンク	常設	原子炉停止中における余熱除去機能が喪失した場合の手順(一部停止中:運転員(当直員)等及び保修対応要員)等 <u>大規模損壊時に対応する手順</u>	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			常設電動注入ポンプ	常設		
			原水タンク	常設		
			電動消火ポンプ	常設		
			ディーゼル消火ポンプ	常設		
			防火水槽	常設		
			消防自動車	可搬		
			中間受槽	可搬		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ	可搬		
			燃料油貯蔵タンク*3	常設		
			タンクローリ*3	可搬		
			燃料取替用水タンクの枯渇	代替格納容器スプレイ*4		
	常設電動注入ポンプ	常設				
	原水タンク	常設				
	電動消火ポンプ	常設				
	ディーゼル消火ポンプ	常設				
	防火水槽	常設				
	消防自動車	可搬				
	中間受槽	可搬				
	可搬型ディーゼル注入ポンプ	可搬				
	燃料油貯蔵タンク*3	常設				
	タンクローリ*3	可搬				
	燃料取替用水タンクの枯渇	使用済燃料ピットから燃料取替用水タンクへの供給			使用済燃料ピット	常設
			使用済燃料ピットポンプ	常設		
			2次系純水タンク	常設		
			2次系補給水ポンプ	常設		
		1次系純水タンク水及びほう酸タンク水の混合による燃料取替用水タンクへの供給	1次系純水タンク	常設		
			1次系補給水ポンプ	常設		
			ほう酸タンク	常設		
			ほう酸ポンプ	常設		
燃料取替用水補助タンクから燃料取替用水タンクへの供給		燃料取替用水補助タンク	常設			
		燃料取替用水ポンプ	常設			
復水タンクから燃料取替用水タンクへの供給		復水タンク	常設			

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

\*1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候[安全機能]ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)に整備する。

\*2:手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

\*3:可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給に使用する。手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

\*4:手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

注:操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。



第1.15-40表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.13)

(3/4)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書*1	手順書の分類
格納容器等再循環ポンプを水源とする再循環	—	再循環	格納容器再循環ポンプ	常設	1次冷却材喪失事象時の対応手順(一部:運転員(当直員)等)	故障及び設計基準事象に対処する手順
			格納容器再循環ポンプスクリーン	常設		
			高圧注入ポンプ*5*6	常設		
			余熱除去ポンプ	常設		
			余熱除去冷却器	常設		
			格納容器スプレイポンプ*6	常設		
			格納容器スプレイ冷却器*6	常設		
	余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器	代替再循環*3	格納容器再循環ポンプ	常設	1次冷却材喪失時に再循環運転が不能となった場合の 手順(二部事象ベース:運転員(当直員)等及び 保守対応要員)等	故障及び設計基準事象に対処する手順
			格納容器再循環ポンプスクリーン	常設		
			B格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)	常設		
			B格納容器スプレイ冷却器	常設		
			AM用代替再循環ポンプ*5	常設		
		再循環	格納容器再循環ポンプ	常設		
			格納容器再循環ポンプスクリーン	常設		
	高圧注入ポンプ*3*5*6	常設				
	全交流動力電源喪失*2 原子炉補機冷却機能喪失	代替再循環*3	格納容器再循環ポンプ	常設	全交流動力電源喪失の対応手順(二部事象ベース:運転員(当直員)等及び 保守対応要員)等	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			格納容器再循環ポンプスクリーン	常設		
			B高圧注入ポンプ(海水冷却)*5	常設		
			移動式大容量ポンプ車	可搬		
			燃料油貯蔵タンク*4	常設		
			タンクローリ*4	可搬		
原子炉補機冷却機能喪失	代替再循環*3	格納容器再循環ポンプ	常設	1次冷却材喪失時における再循環運転時に原子炉補機冷却機能が喪失した場合の 手順(二部事象ベース:運転員(当直員)等及び 保守対応要員)等	故障及び設計基準事象に対処する手順	
		格納容器再循環ポンプスクリーン	常設			
		A余熱除去ポンプ(空調用冷水)*7	常設			

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

- \*1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候「安全機能」ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)にて整備する。
  - \*2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
  - \*3:手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
  - \*4:移動式大容量ポンプ車の燃料補給に使用する。手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
  - \*5:格納容器再循環ユニットで格納容器内の冷却を行う。手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
  - \*6:格納容器スプレイポンプ及び格納容器スプレイ冷却器で格納容器内の冷却を行う。手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
  - \*7:空調用冷水及び海水による代替補機冷却の手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
- 注:操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

第1.15-40表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.13)

(4/4)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書*1	手順書の分類				
使用済燃料ピットへの水の注水	使用済燃料ピットポンプ 使用済燃料ピット冷却器 又は 燃料取替用水ポンプ 燃料取替用水タンク 2次系補給水ポンプ 2次系純水タンク	燃料取替用水タンク等から使用済燃料ピットへの注水*2	燃料取替用水タンク	常設	使用済燃料ピットの冷却機能が喪失した場合の手順(一部事象ベース:運転員(当直員)等及び保修対応員)等  大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順				
			燃料取替用水補助タンク	常設						
			燃料取替用水ポンプ	常設						
			2次系純水タンク	常設						
			2次系補給水ポンプ	常設						
		原水タンク等を水源とする電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による使用済燃料ピットへの注水*2	原水タンク	常設						
			電動消火ポンプ	常設						
			ディーゼル消火ポンプ	常設						
			防火水槽	常設						
			消防自動車	可搬						
		中間受槽を水源とする使用済燃料ピット補給用水中ポンプ等による使用済燃料ピットへの注水*2	中間受槽	可搬						
			使用済燃料ピット補給用水中ポンプ	可搬						
			水中ポンプ用発電機	可搬						
			可搬型ディーゼル注入ポンプ	可搬						
燃料油貯蔵タンク*3	常設									
使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の燃料取扱棟への放水	-	中間受槽を水源とする使用済燃料ピットへのスプレー*2	中間受槽	可搬	大規模損壊時に対応する手順	大規模損壊時に対応する手順				
			可搬型ディーゼル注入ポンプ	可搬						
			使用済燃料ピットスプレーヘッド	可搬						
			燃料油貯蔵タンク*3	常設						
			タンクローリ*3	可搬						
		海を水源とする燃料取扱棟(使用済燃料ピット内の燃料体等)への放水*4	移動式大容量ポンプ車	可搬						
			放水砲	可搬						
			消防自動車	可搬						
			燃料油貯蔵タンク*3	常設						
			タンクローリ*3	可搬						
		原子炉格納容器及びアニユラス部への放水	-	海を水源とする原子炉格納容器及びアニユラス部への放水*4			移動式大容量ポンプ車	可搬	発電所外への放射性物質の拡散を抑制する手順  大規模損壊時に対応する手順	大規模損壊時に対応する手順
							放水砲	可搬		
							燃料油貯蔵タンク*3	常設		
							タンクローリ*3	可搬		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

- \*1: 整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候[安全機能]ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)にて整備する。
  - \*2: 手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。
  - \*3: 水中ポンプ用発電機、可搬型ディーゼル注入ポンプ及び移動式大容量ポンプ車の燃料補給に使用する。可搬型ディーゼル注入ポンプ及び移動式大容量ポンプ車の燃料補給の手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
  - \*4: 手順は「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。
- 注: 操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順は1.15 事故時の計装に関する手順等にて整備する。

第1.15-41表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.14)

(1/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書*1	手順書の分類
交流電源喪失	ディーゼル発電機 (全交流動力電源喪失)	代替電源(交流)による給電	大容量空冷式発電機	常設	全交流動力電源喪失の対応手順等 (二部事象ベース:運転員(当直員)等及び 保修対応要員)  大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			大容量空冷式発電機用燃料タンク*2	常設		
			大容量空冷式発電機用給油ポンプ*2	常設		
			予備変圧器2次側電路	常設		
			号が間電力融通電路	常設		
			予備ケーブル(号が間電力融通用)	可搬		
			後備送電線連絡高圧電路	常設		
			発電機車(高圧発電機車又は中容量発電機車)	可搬		
			ディーゼル発電機(他号機)	常設		
			燃料油貯蔵タンク*4	常設		
			タンクローリ*4	可搬		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

\*1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候[安全機能]ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)に整備する。

\*2:大容量空冷式発電機の燃料補給に使用する。

\*3:ディーゼル発電機(他号機)の燃料補給に使用する。

\*4:大容量空冷式発電機用燃料タンク、発電機車(高圧発電機車又は中容量発電機車)及び燃料油貯蔵タンク(他号機)の燃料補給に使用する。

第1.15-41表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.14)

(2/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	常設可搬	整備する手順書*1	手順書の分類
直流電源喪失	ディーゼル発電機 (全交流動力電源喪失)	(直流)による非常用電源給電	蓄電池(安全防護系用)	常設	全交流動力電源喪失の対応手順等 (二部事象ベース:運転員(当直員)等及び 保修対応要員)  大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
		代替電源(直流)による給電	蓄電池(重大事故等対応用)	常設		
			直流電源用発電機	可搬		
			燃料油貯蔵タンク*2	常設		
			タンクローリ*2	可搬		
可搬型直流変換器	可搬					

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

\*1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候[安全機能]ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)に整備する。

\*2:直流電源用発電機の燃料補給に使用する。

第1.15-41表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.14)

(3/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	常設 可搬	整備する 手順書*1	手順書の分類
所内電気設備機能喪失	所内電気設備	代替所内電気設備による給電	大容量空冷式発電機	常設	全交流動力電源喪失の対応手順等 (二部事象ベース:運転員(当直員)等及び 保守対応要員) <u>大規模損壊時に対応する手順</u>	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			大容量空冷式発電機用燃料タンク*2	常設		
			大容量空冷式発電機用給油ポンプ*2	常設		
			重大事故等対処用変圧器受電盤	常設		
			重大事故等対処用変圧器盤	常設		
			発電機車(高圧発電機車又は中容量発電機車)	可搬		
			変圧器車	可搬		
			可搬型分電盤	可搬		
			燃料油貯蔵タンク*3	常設		
タンクローリ*3	可搬					

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

\*1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候[安全機能]ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)に整備する。

\*2:大容量空冷式発電機の燃料補給に使用する。

\*3:大容量空冷式発電機用燃料タンク、発電機車(高圧発電機車又は中容量発電機車)の燃料補給に使用する。



第1.15-42表 大規模損壊に特化した対応設備と整備する手順一覧

想定	対応手段	対応手順	対応設備	整備する手順書の分類
原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、すべての蒸気発生器が除熱を期待できない場合、フロントライン系の機能喪失に加えてサポート系も機能喪失した場合	及び 1次冷却系の減圧 原子炉への注水	B充てんポンプ(自己冷却)で注入し、加圧器逃がし弁を閉とする手順	B充てんポンプ(自己冷却)	
			加圧器逃がし弁	
			可搬型バッテリー(加圧器逃がし弁用)	
			窒素ポンプ(加圧器逃がし弁用)	
原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、1次冷却材喪失事象が発生した場合、フロントライン系の機能喪失に加えてサポート系の機能喪失していない場合又は運転停止中にフロントライン系の機能喪失に加えてサポート系の機能喪失を想定し消火用水系統が使用できない場合	代替炉心注入	消防自動車を可搬型ディーゼル注入ポンプと同じ接続口に接続し、原子炉に注水する手順	消防自動車	大規模損壊時に対応する手順
原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる機能の喪失に加えて、フロントライン系及びサポート系の機能喪失を想定し消火用水系統が使用できない場合	代替格納容器	消防自動車を可搬型ディーゼル注入ポンプと同じ接続口に接続し、原子炉格納容器に注水する手順	消防自動車	
使用済燃料ピットから大量の水の漏えいが発生し、使用済燃料ピットへの注水による水位維持が不可能又は不明と判断した場合で燃料取扱棟の損壊又は現場線量率の上昇により燃料取扱棟に近づけない場合	使用済燃料ピットへの注水	使用済燃料ピットへ可搬型ディーゼル注入ポンプで注水する手順	可搬型ディーゼル注入ポンプ	
	使用済燃料ピットへのスプレイ	使用済燃料ピットへ消防自動車からスプレイする手順	消防自動車 使用済燃料ピットスプレイヘッド	
長期間にわたる大津波警報が発令されている場合	水源の確保	大津波警報発令時、八田浦貯水池を移動式大容量ポンプ車の取水源とする手順	移動式大容量ポンプ車	
全交流動力電源及び直流電源が喪失した場合	監視機能の回復	可搬型バッテリーを使用してアニュラス水素濃度を計測する手順	可搬型バッテリー(加圧器逃がし弁用)	
	代替所内電気設備による給電	可搬型代替所内電気設備による原子炉格納容器破損を防止するための設備へ給電する手順	発電機車(中容量発電機車又は高圧発電機車)	
			変圧器車	
可搬型分電盤				
全交流動力電源及び非常用直流電源が喪失し、継電器室にて可搬型計測器の接続が不可能となった場合	監視機能の回復	可搬型計測器を現場盤に接続し計測する手順	可搬型計測器	
移動式大容量ポンプ車によるA系格納容器再循環ユニットへの海水通水を実施する際、原子炉補機冷却水冷却器室が浸水した場合	冷却水冷却器室への排水	移動式大容量ポンプ車によるA系格納容器再循環ユニットへの海水通水を実施する際、原子炉補機冷却水冷却器室が浸水した場合に排水する手順	—	

第1.15-43表 要員の力量管理について

要 員	必要な任務	力 量
緊急時対策本部要員 [ 原子力防災管理者、指揮者等及び各班の班長 ]	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 発電所における災害対策活動の実施</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 設備、系統の知識(事故状況の把握や処置判断ができること)</li> <li>・ 事故時の対応操作(処置判断等を行い、指揮(指示、命令等)が行えること)</li> </ul>
緊急時対策本部要員 (上記以外の要員)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 発電所における災害対策活動の実施 (班長指示による)</li> <li>・ 班長の補佐</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 設備、系統の知識(事故状況の把握や処置判断ができること)</li> <li>・ 事故時の対応操作(班長の補佐や通報連絡等の任務が行えること)</li> </ul>
重大事故等対策要員 (保守対応要員)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 事故対応時の個別作業 [ 電源確保作業、常設電動注入ポンプ起動準備作業 他 ]</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 設備、系統の知識(操作手順を理解していること(設備、資機材の設置位置等を含む))</li> <li>・ 事故時の対応操作(事故対応操作ができること)</li> </ul>
重大事故等対策要員 (協力会社)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 事故対応時の個別作業 [ 復水タンクへの補給作業、使用済燃料ピットへの補給作業 他 ]</li> </ul>	
重大事故等対策要員 (運転対応要員)  逆転員(当直員)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 災害状況の把握</li> <li>・ 事故拡大防止に必要な運転上の措置</li> <li>・ 事故対応時の個別作業 [ 主蒸気逃がし弁操作(手動)、補助給水流量調整(手動)他 ]</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 設備、系統の知識(事故状況の把握や処置判断、操作手順を理解していること)</li> <li>・ 事故時の対応操作(処置判断等を行い、指揮(指示、命令等)が行えること、又は運転操作が行えること)</li> </ul>

第1.15-44表 解析において影響緩和のため考慮する主要な安全機能  
— 運転時の異常な過渡変化

分 類	機 能	系 統 及 び 機 器
MS-1	原子炉の緊急停止機能	制御棒クラスタ及び制御棒駆動系 (トリップ機能)
	未臨界維持機能	制御棒クラスタ及び制御棒駆動系 非常用炉心冷却系(ほう酸注入機 能)
	原子炉冷却材圧力バウンダリの過 圧防止機能	加圧器安全弁(開機能)
	原子炉停止後の除熱機能	補助給水系 主蒸気安全弁
	工学的安全施設及び原子炉停止 系への作動信号の発生機能	安全保護系
	安全上特に重要な関連機能	非常用電源系
MS-3	タービントリップ機能	タービントリップ

第1.15-45表 解析において影響緩和のため考慮する主要な安全機能  
— 設計基準事故

分類	機能	系統及び機器
MS-1	原子炉の緊急停止機能	制御棒クラスタ及び制御棒駆動系(トリップ機能)
	未臨界維持機能	制御棒クラスタ及び制御棒駆動系 非常用炉心冷却系(ほう酸注入機能)
	原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	加圧器安全弁(開機能)
	原子炉停止後の除熱機能	補助給水系 主蒸気安全弁 主蒸気隔離弁 主蒸気逃がし弁(手動逃がし機能)
	炉心冷却機能	非常用炉心冷却系
	放射性物質の閉じ込め機能放射線の遮蔽及び放出低減機能	原子炉格納容器、アニュラス、原子炉格納容器隔離弁、原子炉格納容器スプレイ系、アニュラス空気浄化系、安全補機室空気浄化系
	工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	安全保護系
	安全上特に重要な関連機能	非常用電源系
MS-2	放射性物質放出の防止機能	放射性気体廃棄物処理系の隔離弁
	異常状態の緩和機能	加圧器逃がし弁(手動開閉機能)
MS-3	タービントリップ機能	タービントリップ



第1.15-46表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧  
 (運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故) (1/3)

分類	評価事象 評価指標 物理現象	2次冷却系からの除熱機能喪失	全交流動力電源喪失	原子炉補機冷却機能喪失	原子炉格納容器の除熱機能喪失	原子炉停止機能喪失	ECCS注水機能喪失	ECCS再循環機能喪失	格納容器バイパス	
		燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	1次系圧力、燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	インターフェイスシステム LOCA	蒸気発生器伝熱管破損
炉心(核)	中性子動特性(核分裂出力)	—	—	—	—	○	—	—	—	—
	出力分布変化	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	反応度帰還効果	—	—	—	—	○	—	—	—	—
	制御棒効果	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	崩壊熱 <sup>※1</sup>	○	○	○	○	○	○	○	○	○
炉心(燃料)	燃料棒内温度変化	—	—	—	—	○	—	—	—	—
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	—	—	○	—	○	○
	限界熱流束(CHF) <sup>※2</sup>	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	燃料被覆管酸化	—	—	—	—	—	○	—	—	—
炉心(熱流動)	中性子動特性(核分裂出力)	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	沸騰・ボイド率変化	○	○	○	—	○	○	○	○	○
	気液分離(水位変化)・対向流	○	○	○	—	—	○	○	○	○
	気液熱非平衡	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	圧力損失	—	—	—	—	—	—	—	—	—
ほう素濃度変化	—	—	—	—	—	—	—	—	—	

○: 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象(重要現象)

—: 評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

注) ※1: 解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

※2: Critical Heat Flux

第1.15-46表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧  
(運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故) (2/3)

分類	評価指標 物理現象	2次冷却系からの除熱機能喪失	全交流動力電源喪失	原子炉補機冷却機能喪失	原子炉格納容器の除熱機能喪失	原子炉停止機能喪失	ECCS注水機能喪失	ECCS再循環機能喪失	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
		燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、原子炉格納容器 圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器 圧力	原子炉格納容器圧力	1次系圧力、 燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、漏えい 量	燃料被覆管温度、漏えい 量
1次系	冷却材流量変化(強制循環時)	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	冷却材流量変化(自然循環時)	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	冷却材放出(臨界流・差圧流)	—	○	○	—	—	○	—	○	—
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	—	○	○	—	—	○	—	○	—
	気液分離・対向流	—	○	○	—	—	—	○	○	—
	気液熱非平衡	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	圧力損失	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	構造材との熱伝達	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	ほう素濃度変化	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	ECCS強制注入※1	○	—	—	—	—	○	○	○	○
	ECCS蓄圧タンク注入※1	—	○	○	—	—	○	—	—	—
加圧器	気液熱非平衡	○	—	—	—	○	—	—	—	—
	水位変化	○	—	—	—	○	—	—	—	—
	冷却材放出(臨界流・差圧流)	○	—	—	—	○	—	—	—	—

○:評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象(重要現象)

—:評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

注)※1:解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

第1.15-46表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧  
(運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故) (3/3)

分類	評価指標 物理現象	2次冷却系からの除熱機能喪失	全交流動力電源喪失	原子炉補機冷却機能喪失	原子炉格納容器の除熱機能喪失	原子炉停止機能喪失	ECCS注水機能喪失	ECCS再循環機能喪失	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
		燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	1次系圧力、燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	○	○	○	—	○	○	—	○	○
	冷却材放出 (臨界流・差圧流) <sup>※1</sup>	—	○	○	—	○	○	—	○	○
	2次側水位変化・ドライアウト	○	—	—	—	○	—	—	—	—
	2次側給水 (主給水・補助給水) <sup>※1</sup>	—	○	○	—	○	○	—	○	○
原子炉格納容器	区画間・区画内の流動	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	気液界面の熱伝達	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	—	○	○	○	—	—	—	—	—
	スプレイ冷却 <sup>※1</sup>	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	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 <sup>※1</sup>	—	—	—	○	—	—	—	—	—

○: 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象(重要現象)

—: 評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

注)※1: 解析コードの不確かさは解析人力値に含まれる。

第1.15-47表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧  
(運転中の原子炉における重大事故) (1/4)

分類	評価事象	券囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)	高压溶融物放出 ／格納容器券囲気直接加熱	原子炉圧力容器外の溶融燃料－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
	物理現象	評価指標	原子炉格納容器圧力及び温度	1次系圧力	原子炉格納容器圧力	水素濃度
炉心(核)	核分裂出力	—	—	—	—	—
	反応度帰還効果	—	—	—	—	—
	制御棒効果	—	—	—	—	—
	崩壊熱 <sup>※1</sup>	○	○	○	○	○
炉心(燃料)	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○
	燃料被覆管酸化	○	○	○	○	○
	燃料被覆管変形	○	○	○	○	○
炉心(熱流動)	沸騰・ボイド率変化	—	—	—	—	—
	気液分離(水位変化)・対向流	—	—	—	—	—
	気液熱非平衡	—	—	—	—	—
	圧力損失	—	—	—	—	—

○: 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象(重要現象)

—: 評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

注) ※1: 解析コードの不確かさは解析人力値に含まれる。



第1.15-47表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧  
(運転中の原子炉における重大事故)(2/4)

分類	評価事象	券囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)	高压溶融物放出 / 格納容器券囲気直接加熱	原子炉圧力容器外の溶融燃料-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
	物理現象	原子炉格納容器圧力及び温度	1次系圧力	原子炉格納容器圧力	水素濃度	コンクリート侵食量
1次系	冷却材流量変化(強制循環時)	—	—	—	—	—
	冷却材流量変化(自然循環時)	—	—	—	—	—
	冷却材放出(臨界流・差圧流)	—	—	—	—	—
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	—	—	—	—	—
	気液分離・対向流	—	—	—	—	—
	気液熱非平衡	—	—	—	—	—
	圧力損失	—	—	—	—	—
	構造材との熱伝達	—	—	—	—	—
	ECCS強制注入※1	—	—	—	—	—
	ECCS蓄圧タンク注入※1	—	—	—	—	—
加圧器	気液熱非平衡	—	—	—	—	—
	水位変化	—	—	—	—	—
	冷却材放出(臨界流・差圧流)	—	○	—	—	—

○: 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象(重要現象)

—: 評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

注) ※1: 解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

第1.15-47表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧  
(運転中の原子炉における重大事故) (3/4)

分類	評価事象	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)	高压溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱	原子炉圧力容器 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
	物理現象	原子炉格納容器 圧力及び温度	1次系圧力	原子炉格納容器 圧力	水素濃度	コンクリート 侵食量
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	—	—	—	—	—
	冷却材放出(臨界流・差圧流) <sup>※1</sup>	—	—	—	—	—
	2次側水位変化・ドライアウト	—	—	—	—	—
	2次側給水(主給水・補助給水) <sup>※1</sup>	—	—	—	—	—
原子炉格納容器	区画間・区画内の流動	○	—	○	○	○
	気液界面の熱伝達	—	—	—	—	—
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	○	—	—	○	—
	スプレイ冷却 <sup>※1</sup>	○	—	—	○	—
	格納容器内循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	○	—	—	—	—
	放射線水分解等による水素発生	—	—	—	—	—
	水素濃度変化	—	—	—	○	—
水素処理	—	—	—	○	—	

○: 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象(重要現象)

—: 評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

注) ※1: 解析コードの不確かさは解析人力値に含まれる。

第1.15-47表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧  
(運転中の原子炉における重大事故)(4/4)

分類	評価事象	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)	高压溶融物放出 /格納容器雰囲気直接加熱	原子炉压力容器外の溶融燃料-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
	物理現象	原子炉格納容器圧力及び温度	1次系圧力	原子炉格納容器圧力	水素濃度	コンクリート侵食量
原子炉容器 (炉心損傷後)	リロケーション	○	○	○	○	○
	原子炉容器内FCI※1(溶融炉心細粒化)	—	○	—	—	—
	原子炉容器内FCI※1(デブリ粒子熱伝達)	—	○	—	—	—
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	○	○	○	—	○
	原子炉容器破損、溶融	○	○	○	○	○
	1次系内FP※2挙動	—	—	—	—	—
原子炉格納容器 (炉心損傷後)	原子炉容器破損後の高压溶融炉心放出	—	—	—	—	—
	格納容器雰囲気直接加熱	—	—	—	—	—
	原子炉容器外FCI※1(溶融炉心細粒化)	○	—	○	—	○
	原子炉容器外FCI※1(デブリ粒子熱伝達)	○	—	○	—	○
	原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり	—	—	—	○	○
	溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱	—	—	—	○	○
	溶融炉心とコンクリートの伝熱	—	—	—	○	○
	コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生	—	—	—	○	○
原子炉格納容器内FP※2挙動	—	—	—	—	—	

○: 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象(重要現象)

—: 評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

注) ※1: Fuel-Coolant Interaction(溶融炉心と冷却水の相互作用)

※2: Fission Product(核分裂生成物)

第1.15-48表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧  
(運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)(1/2)

分類	評価事象	崩壊熱除去機能喪失 (余熱除去系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
	物理現象	評価指標	炉心水位、燃料被覆管温度	炉心水位、燃料被覆管温度
炉心(核)	核分裂出力	—	—	—
	出力分布変化	—	—	—
	反応度帰還効果	—	—	—
	制御棒効果	—	—	—
	崩壊熱 <sup>※1</sup>	○	○	○
炉心(燃料)	燃料棒内温度変化	—	—	—
	燃料棒表面熱伝達	—	—	—
	限界熱流束(CHF) <sup>※2</sup>	—	—	—
	燃料被覆管酸化	—	—	—
	燃料被覆管変形	—	—	—
炉心(熱流動)	3次元熱流動	—	—	—
	沸騰・ボイド率変化	○	○	○
	気液分離(水位変化)・対向流	○	○	○
	気液熱非平衡	—	—	—
	圧力損失	—	—	—
	ほう素濃度変化	—	—	—

○:評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象(重要現象)

—:評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

注)※1:解析コードの不確かさは解析人力値に含まれる。

※2:Critical Heat Flux



第1.15-48表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧  
(運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故) (2/2)

分類	評価事象	崩壊熱除去機能喪失 (余熱除去系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
	物理現象	炉心水位、燃料被覆管温度	炉心水位、燃料被覆管温度	炉心水位、燃料被覆管温度
1次系	冷却材流量変化(強制循環時)	—	—	—
	冷却材流量変化(自然循環時)	—	—	—
	冷却材放出(臨界流・差圧流)	—	—	○
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	—	—	—
	気液分離・対向流	—	—	—
	気液熱非平衡	—	—	—
	圧力損失	—	—	—
	構造材との熱伝達	—	—	—
	ほう素濃度変化	—	—	—
	ECCS強制注入(充てん系含む) <sup>※1</sup>	○	○	○
ECCS蓄圧タンク注人 <sup>※1</sup>	○	○	—	
加圧器	気液熱非平衡	—	—	—
	水位変化	—	—	—
	冷却材放出(臨界流・差圧流)	—	—	—
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	—	—	—
	冷却材放出(臨界流・差圧流) <sup>※1</sup>	—	—	—
	2次側水位変化・ドライアウト	—	—	—
	2次側給水(主給水・補助給水) <sup>※1</sup>	—	—	—

○:評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象(重要現象)

—:評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

注)※1:解析コードの不確かさは解析人力値に含まれる。

第1.15-49表 解析に使用する計算プログラム一覧表  
— 運転時の異常な過渡変化

分類	解析項目	使用計算プログラム
炉心内の反応度 又は出力分布の 異常な変化	原子炉起動時における制御棒の異常な 引き抜き	CHICKIN-M FACTRAN THINC-III MARVEL
	出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	MARVEL FACTRAN
	制御棒の落下及び不整合	MARVEL THINC-III
	原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈	—
炉心内の熱発生 又は熱除去の 異常な変化	原子炉冷却材流量の部分喪失	PHOENIX MARVEL FACTRAN THINC-III
	原子炉冷却材系の停止ループの誤起動	MARVEL FACTRAN THINC-III
	外部電源喪失	—
	主給水流量喪失	MARVEL
	蒸気負荷の異常な増加	
	2次冷却系の異常な減圧	MARVEL ANC THINC-III
	蒸気発生器への過剰給水	MARVEL
原子炉冷却材圧 力又は原子炉冷 却材保有量の異 常な変化	負荷の喪失	MARVEL
	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	

第1.15-50表 解析に使用する計算プログラム一覧表  
—設計基準事故

分 類	解 析 項 目		使用計算プログラム
原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化	原子炉冷却材喪失	大 破 断	SATAN-M WREFLOOD BASH-M LOCTA-M COCO
		小 破 断	SATAN-M (Small LOCA) LOCTA-IV
	原子炉冷却材流量の喪失		PHOENIX MARVEL
	原子炉冷却材ポンプの軸固着		FACTRAN THINC-III
	主給水管破断		MARVEL FACTRAN THINC-III
	主蒸気管破断		MARVEL ANC THINC-III
反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化	制御棒飛び出し		TWINKLE FACTRAN THINC-III MARVEL
環境への放射性物質の異常な放出	放射性気体廃棄物処理施設の破損		—
	蒸気発生器伝熱管破損		MARVEL FACTRAN THINC-III
	燃料集合体の落下		—
	原子炉冷却材喪失		SCATTERING SPAN
	制御棒飛び出し		
原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化	原子炉冷却材喪失		SATAN-VI WREFLOOD COCO
	可燃性ガスの発生		—

第1.15-51表 有効性評価に使用する解析コード一覧表  
 ー運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

解析コード名	適用事故シーケンスグループ
M-RELAP5	<ul style="list-style-type: none"> <li>・2次冷却系からの除熱機能喪失</li> <li>・全交流動力電源喪失</li> <li>・原子炉補機冷却機能喪失</li> <li>・ECCS注水機能喪失</li> <li>・格納容器バイパス</li> </ul>
SPARKLE-2	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉停止機能喪失</li> </ul>
MAAP	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉格納容器の除熱機能喪失</li> <li>・ECCS再循環機能喪失</li> </ul>
COCO	<ul style="list-style-type: none"> <li>・全交流動力電源喪失</li> <li>・原子炉補機冷却機能喪失</li> </ul>



第1.15-52表 有効性評価に使用する解析コード一覧表  
 - 運転中の原子炉における重大事故

解析コード名	適用格納容器破損モード
MAAP	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷                      (格納容器過圧・過温破損)</li> <li>・ 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱</li> <li>・ 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用</li> <li>・ 水素燃焼</li> <li>・ 溶融炉心・コンクリート相互作用</li> </ul>
GOTHIC	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 水素燃焼</li> </ul>

第1.15-53表 有効性評価に使用する解析コード一覧表

－運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

解析コード名	適用運転停止中事故シーケンスグループ
M-RELAP5	<ul style="list-style-type: none"> <li>・崩壊熱除去機能喪失 (余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)</li> <li>・全交流動力電源喪失</li> <li>・原子炉冷却材の流出</li> </ul>

第1.15-54表 M-RELAP5における重要現象の不確かさ等(1/2)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
炉心	崩壊熱	崩壊熱モデル	入力値に含まれる。
	燃料棒表面熱伝達	燃料棒表面熱伝達モデル	ORNL/THTFの試験解析より、熱伝達の不確かさが0%～40%の範囲であり、保守的なモデルを使用している。
	燃料被覆管酸化	ジルコニウム-水反応モデル	ORNLでの実験に基づく式を使用しており、不確かさは95%信頼区間の上限である。
	沸騰・ボイド率変化 気液分離(水位変化)・対向流	ボイドモデル 流動様式	ORNL/THTFの試験解析より、炉心水位の不確かさが0m～-0.3mであることを確認した。また、ROSA/LSTF SB-CL-18の試験解析より、解析コードでは、炉心水位低下を数秒早く評価する可能性がある。 Winfrith/THETISの試験結果より、大気圧程度の低圧条件における炉心水位の不確かさは、最大でも±0.4m程度である。
1次系	冷却材流量変化(自然循環時) 圧力損失	壁面熱伝達モデル 運動量保存則	PKLの試験解析より、自然循環流量を約20%過大評価する。
	冷却材放出(臨界流・差圧流)	破断流モデル	Marvikenの試験解析より、サブクール臨界流量の不確かさは±10%、二相臨界流量の不確かさは-10%～+50%である。
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	2流体モデル 壁面熱伝達モデル	ROSA/LSTF、PKLの試験解析より、2次系強制冷却時の1次系圧力の不確かさは0～+0.5MPaである。
	気液分離・対向流	流動様式	凝縮量又は熱伝達の不確かさについて、1次系圧力で定量化し、ROSA/LSTF、PKLの試験解析より、1次系圧力の不確かさが0～+0.5MPaである。
	ECCS強制注入	ポンプ特性モデル	入力値に含まれる。
	ECCS蓄圧タンク注入	蓄圧タンクの非凝縮性ガス	入力値に含まれる。
加圧器	気液熱非平衡	2流体モデル	LOFT L6-1試験解析、LOFT L9-3試験解析より、加圧時の1次冷却材温度の不確かさは±2℃、1次系圧力の不確かさは±0.2MPaである。
	水位変化		
	冷却材流出(臨界流・差圧流)	臨界流モデル	

第1.15-54表 M-RELAP5における重要現象の不確かさ等 (2/2)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	壁面熱伝達モデル	ROSA/LSTF、PKLの試験解析より、2次系強制冷却での減圧時の1次系圧力の不確かさは0～+0.5MPaである。 LOFT L6-1試験解析、LOFT L9-3試験解析より、加圧時の1次冷却材温度の不確かさは±2℃、1次系圧力の不確かさは±0.2MPaである。
	冷却材放出(臨界流・差圧流)	臨界流モデル	入力値に含まれる。
	2次側水位変化・ドライアウト	2流体モデル	LOFT L6-1試験解析、LOFT L9-3試験解析より、ドライアウト特性を適切に模擬すること及び1次冷却材温度の不確かさは±2℃、1次系圧力の不確かさは±0.2MPaである。
	2次側給水(主給水・補助給水)	ポンプ特性モデル	入力値に含まれる。



第1.15-55表 SPARKLE-2における重要現象の不確かさ等

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
炉心 (核)	中性子動特性(核分裂出力)	3次元動特性モデル 核定数フィード・バックモデル	ドップラ反応度帰還効果の不確かさに含める。
	ドップラ反応度帰還効果		モンテカルロコードとの比較及びSPERT-III E-core実験解析より、ドップラ反応度帰還効果の不確かさとして従来から安全解析等に用いられてきた±10%は矛盾しない。
	減速材反応度帰還効果		モンテカルロコードとの比較及び減速材温度係数測定検査との比較より、減速材温度係数の不確かさは±3.6pcm/°Cである。
	崩壊熱	崩壊熱モデル	入力値に含まれる。
炉心 (燃料)	燃料棒内温度変化	非定常熱伝導方程式	ドップラ反応度帰還効果の不確かさに含める。
炉心 (熱流動)	沸騰・ボイド率変化	二相圧力損失モデル サブクールボイドモデル 気液相対速度	NUPEC管群ボイド試験解析より、予測値と測定値の差の標準偏差は4%であり、2σを考慮すると沸騰・ボイド率の不確かさは±8%である。
加圧器	気液熱非平衡	2流体モデル	LOFT L6-1試験解析、LOFT L9-3試験解析より、1次冷却材温度の不確かさは±2°C、1次系圧力の不確かさは±0.2MPaである。
	水位変化		
冷却材放出(臨界流・差圧流)	二相/サブクール臨界流モデル		
蒸気 発生器	1次側・2次側の熱伝達	伝熱管熱伝達モデル	
	2次側水位変化・ドライアウト	2流体モデル	
	冷却材放出(臨界流・差圧流)	臨界流モデル	入力値に含まれる。
	2次側給水(主給水・補助給水)	ポンプ特性モデル	入力値に含まれる。

第1.15-56表 MAAPにおける重要現象の不確かさ等(1/5)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
炉心 (核)	崩壊熱	炉心モデル (原子炉出力及び崩壊熱)	入力値に含まれる。
炉心 (燃料)	燃料棒内温度変化	炉心モデル (炉心熱水力モデル)  溶融炉心挙動モデル (炉心ヒートアップ)	TMI事故解析における炉心ヒートアップ時の水素発生、炉心領域での溶融進展状態は、TMI事故分析結果と一致する。 炉心ヒートアップ速度(燃料被覆管酸化が促進される場合)が早まることを想定し、仮想的な厳しい振り幅ではあるが、ジルコニウム-水反応速度の係数を2倍とした感度解析により影響を確認。 ・SBO、LOCAシーケンスともに、運転員等操作の起点となる炉心溶融の開始時刻には影響は小さい。 ・下部プレナムへのリロケーションの開始時刻は、SBOシーケンスでは約14分、LOCAシーケンスでは約30秒早まる。
	燃料棒表面熱伝達		
	燃料被覆管酸化		
	燃料被覆管変形		
炉心 (熱流動)	沸騰・ボイド率変化	炉心モデル (炉心水位計算モデル)	「ECCS再循環機能喪失」では、M-RELAP5コードよりも炉心露出を遅めに予測する傾向があり、これを不確かさとして取り扱う。M-RELAP5コードは炉心露出予測について保守的な傾向となる。 ECCS再循環切替失敗直前の炉心領域とダウンカマの保有水量、ECCS再循環切替失敗後の崩壊熱による冷却材蒸散に伴う炉心水位低下の速度、炉心部のボイド率予測については、M-RELAP5コードと同等な結果が得られている。高温側配管領域の保有水量をM-RELAP5コードより多めに評価する。これにより原子炉格納容器圧力を低めに評価するが、両解析コードの原子炉格納容器への放出エネルギーから見積もられる原子炉格納容器圧力の差は僅かであり、M-RELAP5コードでMAAPコードの計算結果を境界条件に用いることの影響は軽微である。また、M-RELAP5コードは炉心露出予測について保守的な傾向となる。
	気液分離(炉心水位)・対向流		
1次系	気液分離・対向流	1次系モデル (1次系の熱水力モデル)	
	構造材との熱伝達	1次系モデル (1次系破損モデル)	—
	ECCS強制注入	安全系モデル(ECCS)	入力値に含まれる。
	ECCS蓄圧タンク注入	安全系モデル(蓄圧タンク)	注入特性の不確かさは入力値に含まれる。 感度解析により流動抵抗(圧損)の感度は小さい。

第1.15-56表 MAAPにおける重要現象の不確かさ等(2/5)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
加圧器	冷却材放出(臨界流・差圧流)	1次系モデル(加圧器モデル)	TMI事故解析より、Henry-Fauskeモデルを用いた加圧器逃がし弁からの放出流量を適正に評価する。
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	蒸気発生器モデル	MB-2実験解析より、1次系から2次系への熱伝達を適正に評価する。但し、2次系からの液相放出がある場合、伝熱量を過大評価する傾向がある。
	冷却材放出(臨界流・差圧流)		MB-2実験解析より、蒸気放出の場合、放出量を適正に評価する。液相放出の場合、過大評価する傾向がある。
	2次側水位変化・ドライアウト		MB-2実験解析より、ダウンコマ水位、伝熱部コラプス水位をほぼ適正に評価する。液相放出がある場合、伝熱部コラプス水位を低めに評価する傾向がある。
原子炉格納容器	区画間・区画内の流動(蒸気、非凝縮性ガス)	原子炉格納容器モデル (原子炉格納容器の熱水力モデル)	HDR実験解析及びCSTF実験解析の結果より以下の傾向がある。 <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉格納容器内温度 : 十数℃程度高めに評価</li> <li>原子炉格納容器圧力 : 1割程度高めに評価</li> <li>非凝縮性ガス濃度 : 適正に評価</li> </ul> なお、HDR実験は、縦長格納容器と高い位置での水蒸気注入という特徴があり、国内PWRの場合、上記の不確かさは小さくなる方向と判断される。
	区画間・区画内の流動(液体)		
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導		
	スプレイ冷却	安全系モデル (格納容器スプレイモデル)	入力値に含まれる。
	水素濃度変化	原子炉格納容器モデル (水素発生)	TMI事故解析における水素発生期間と水素発生量について、TMI事故分析結果と一致する。
	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	原子炉格納容器モデル (格納容器再循環ユニットモデル)	格納容器再循環ユニットの除熱性能に関する不確かさは入力値に含まれる。 水素が存在し、ドライ換算13vol%の場合、原子炉格納容器圧力を0.016 MPa、温度を2℃の範囲で高めに評価する。



第1.15-56表 MAAPにおける重要現象の不確かさ等 (3/5)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
原子炉容器 (炉心 損傷後)	リロケーション	溶融炉心挙動モデル (リロケーション)	TMI事故解析における炉心損傷挙動について、TMI事故分析結果と一致する。 リロケーションの進展が早まることを想定し、炉心崩壊に至る温度を下げた場合の感度解析により影響を確認。 ・下部プレナムへのリロケーション後の原子炉容器の破損時刻は、SBOシーケンスの場合約26分、LOCAシーケンスの場合約3分、それぞれ早まる。但し、仮想的な厳しい条件を設定した場合の結果である。
	原子炉容器内FCI (溶融炉心細粒化、デブリ粒子熱 伝達)	溶融炉心挙動モデル (下部プレナムでの 溶融炉心挙動)	原子炉容器内FCIに影響する項目として「デブリジェット径(炉心部の下部クラストの破損口径)」、「Ricou-Spaldingのエントレインメント係数」及び「デブリ粒子の径」をパラメータとした感度解析により、いずれについても、1次系圧力の過渡的な変化に対して影響はあるものの、原子炉容器破損時点での1次系圧力に対する感度は小さい。
	下部プレナムでの溶融炉心の 熱伝達	溶融炉心挙動モデル (下部プレナムでの 溶融炉心挙動)	TMI事故解析における下部ヘッドの温度挙動についてTMI事故分析結果と一致する。 下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に関する項目として「溶融炉心と上面水プールとの熱伝達」をパラメータとした感度解析により、原子炉容器破損割合及び破損時刻に対して感度は小さい。また、「溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達」をパラメータとした感度解析により、1次系圧力及び原子炉容器破損時刻に対して感度は小さい。
	原子炉容器破損、溶融	溶融炉心挙動モデル (原子炉容器破損モデル)	原子炉容器破損に影響する項目として「計装用案内管溶接部の破損判定に用いる最大歪み(しきい値)」をパラメータとした感度解析により、原子炉容器破損時間は5分早まる。但し、仮想的な厳しい条件を与えたケースであり、実機解析への影響は小さいと判断される。



第1.15-56表 MAAPにおける重要現象の不確かさ等(4/5)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
原子炉格納容器(炉心損傷後)	原子炉容器外FCI (溶融炉心細粒化、デブリ粒子熱伝達)	溶融炉心挙動モデル (原子炉下部キャビティでの溶融炉心挙動)	<p>原子炉容器外FCI現象に関する項目として「原子炉下部キャビティ水深」、「Ricou-Spaldingのエントレインメント係数」、「デブリ粒子の径」及び「原子炉容器破損口径」に関して、格納容器破損防止の「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」の事象をベースにした感度解析により、原子炉容器外FCIにより生じる圧力スパイクへの感度は小さい。</p> <p>MCCI現象への影響の観点で、「原子炉下部キャビティ水深」及び「Ricou-Spaldingのエントレインメント係数」に関して、格納容器破損防止の「溶融炉心・コンクリート相互作用」の事象をベースにした感度解析により、MCCIによるコンクリート侵食量への感度は小さい。</p>
	原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり	溶融炉心挙動モデル (原子炉下部キャビティでの溶融炉心挙動)	<p>MCCI現象への影響の観点で、格納容器破損防止の「溶融炉心・コンクリート相互作用」の事象をベースにした感度解析により、「原子炉下部キャビティ水深」、「Ricou-Spaldingのエントレインメント係数」及び「水-溶融炉心間の熱伝達係数」に関して、MCCIによるコンクリート侵食量への感度は小さい。「溶融炉心の拡がり面積」に関して、原子炉下部キャビティ床面積の約1/10を初期値とし、落下量に応じて拡がり面積が拡大する条件を設定した場合に、コンクリート侵食深さは約18cmとなる。これらのパラメータについてコンクリート侵食に対して厳しい条件を重ね合わせた場合のコンクリート侵食は約19cmであり、継続的な侵食は生じない。MCCIによって発生する水素を加えても、最終的な原子炉格納容器内の水素濃度は6vol%程度(ドライ条件換算)であり、水素処理装置(静的触媒式水素再結合装置及び電気式水素燃焼装置)による処理が可能なレベルである。</p> <p>ACE及びSURC実験解析等より、溶融炉心堆積状態が既知である場合の溶融炉心とコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動について妥当に評価できる。</p>
	溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱		
	溶融炉心とコンクリートの伝熱		
	コンクリート分解・非凝縮性ガス発生		

第1.15-56表 MAAPにおける重要現象の不確かさ等(5/5)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
原子炉 容器 (炉心損 傷後)	1次系内核分裂生成物(FP) 挙動	核分裂生成物(FP) 挙動モデル	PHEBUS-FP実験解析により、ギャップ放出のタイミングについては適切に評価されるが、燃料被覆管温度を高めに評価し、燃料破損後の核分裂生成物(FP)放出開始のタイミングも早く評価する。しかしながら、実験の小規模な炉心体系の模擬によるものであり、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると考えられる。
原子炉 格納 容器 (炉心損 傷後)	原子炉格納容器内核分裂生成物 (FP)挙動		ABCOVE実験解析により、原子炉格納容器内のエアロゾル沈着挙動をほぼ適正に評価できる。 炉心溶融検知に影響する項目として「炉心からの核分裂生成物(FP)放出速度」を低減させた場合の感度解析により、原子炉格納容器上部区画の希ガス量への影響は小さい。

第1.15-57表 GOTHICにおける重要現象の不確かさ等

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
原子炉格納容器	区画間・区画内の流動	保存式、流動を模擬する構成式及び相関式	NUPEC試験TestM-7-1の試験解析により、ヘリウム濃度のコード予測性から、モデルの不確かさが各区画の水素濃度予測に与える影響は約2.4%と推定。
		非凝縮性ガスの輸送モデル	
		ノーディングスキーム	
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	多相流モデル	区画間・区画内の流動と同じ。
		熱伝達モデル	流動に影響する凝縮熱伝達モデルについて±40%程度。
		熱伝導モデル	不確かさはない。
	スプレイ冷却	多相流モデル	区画間・区画内の流動と同じ。
		界面積モデル	
		界面伝達モデル	
	水素処理	PAR特性モデル	実規模試験に基づき、製造元が供給する水素処理に係る性能評価式を使用(組込誤差約0.3%)。THAI試験再現性より、水素処理量を少なく予測する傾向となる。
イグナイトによる水素燃焼モデル		コード開発元による解析解との比較により、圧力で0.5%、温度で1%。	

第1.15-58表 COCOにおける重要現象の不確かさ等

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
原子炉格納容器	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	ヒートシンク熱伝達モデル	CVTR Test-3試験解析より、熱伝達モデルとして修正内田の式を適用することで、原子炉格納容器圧力についてはピーク圧力を約1.6倍高く、原子炉格納容器内温度については約20℃高めに評価する。



第1.15-59表 解析に使用する初期定常運転条件

	定 格 値	定 常 誤 差
原 子 炉 出 力	3,423MWt	±2%
1次冷却材平均温度	307.1℃	±2.2℃
原 子 炉 圧 力	15.41MPa	±0.21MPa

第1.15-60表 解析に使用する原子炉トリップ限界値及び応答時間

原子炉トリップ信号	解析に使用するトリップ限界値	応答時間 (秒)
出力領域中性子束高 (高設定)	118%(定格出力値に対して)	0.5
出力領域中性子束高 (低設定)	35%(定格出力値に対して)	0.5
過大温度 $\Delta T$ 高	1次冷却材平均温度等の関数 (第1.15-78図参照)	6.0
過大出力 $\Delta T$ 高	1次冷却材平均温度等の関数 (第1.15-78図参照)	6.0
原子炉圧力高	16.61MPa	2.0
原子炉圧力低	12.73MPa	2.0
1次冷却材流量低	87%(定格流量に対して)	1.0
1次冷却材ポンプ 電源電圧低	65%(定格値に対して)	1.5
蒸気発生器水位低	狭域水位検出器下端水位	2.0
タービントリップ	—	1.0

第1.15-61表 解析に使用する工学的安全施設作動信号の  
作動限界値及び応答時間

工学的安全施設作動信号	解析に使用する作動限界値	応答時間 (秒)
非常用炉心冷却設備作動信号		
a.原子炉圧力低	12.04MPa	2.0
b.主蒸気ライン圧力低	3.35MPa	2.0
c.原子炉格納容器圧力高	0.048MPa	2.0
主蒸気ライン隔離信号 主蒸気ライン圧力低	3.35MPa	2.0
原子炉格納容器スプレイ作動 信号		
原子炉格納容器圧力異常高	0.205MPa	2.0

第1.15-62表 よう素の吸入摂取による小児の実効線量係数  
及びI-131等価量への換算係数

核 種	よう素の吸入摂取による小児の実効線量係数 (mSv/Bq)	I-131等価量への換算係数
I - 1 3 1	$1.6 \times 10^{-4}$	1
I - 1 3 2	$2.3 \times 10^{-6}$	$1.44 \times 10^{-2}$
I - 1 3 3	$4.1 \times 10^{-5}$	$2.56 \times 10^{-1}$
I - 1 3 4	$6.9 \times 10^{-7}$	$4.31 \times 10^{-3}$
I - 1 3 5	$8.5 \times 10^{-6}$	$5.31 \times 10^{-2}$



第1.15-63表 よう素の炉心内蓄積量

核 種	核分裂収率(%)	半 減 期	炉心内蓄積量(Bq)
I - 1 3 1	2.84	8.06d	$3.16 \times 10^{18}$
I - 1 3 2	4.21	2.28h	$4.69 \times 10^{18}$
I - 1 3 3	6.77	20.8h	$7.54 \times 10^{18}$
I - 1 3 4	7.61	52.6min	$8.47 \times 10^{18}$
I - 1 3 5	6.41	6.61h	$7.14 \times 10^{18}$
合 計	—	—	$3.10 \times 10^{19}$

第1.15-64表 希ガスの炉心内蓄積量

核種	核分裂 収率(%)	半減期	γ線実効エネルギー (MeV/dis)	β線実効エネルギー (MeV/dis)	炉心内蓄積量 (Bq)	炉心内蓄積量 (γ線0.5MeV換算) (Bq)	炉心内蓄積量 (β線強度) (MeV・Bq/dis)
Kr- 83m	0.53	1.83h	0.0025	0.037	$5.90 \times 10^{17}$	$2.95 \times 10^{15}$	$2.18 \times 10^{16}$
Kr- 85m	1.31	4.48h	0.159	0.253	$1.46 \times 10^{18}$	$4.64 \times 10^{17}$	$3.69 \times 10^{17}$
Kr- 85	0.29	10.73y	0.0022	0.251	$4.38 \times 10^{16}$	$1.93 \times 10^{14}$	$1.10 \times 10^{16}$
Kr- 87	2.54	76.3min	0.793	1.323	$2.83 \times 10^{18}$	$4.49 \times 10^{18}$	$3.74 \times 10^{18}$
Kr- 88	3.58	2.80h	1.950	0.377	$3.99 \times 10^{18}$	$1.55 \times 10^{19}$	$1.50 \times 10^{18}$
Xe- 131m	0.040	11.9d	0.020	0.143	$4.43 \times 10^{16}$	$1.77 \times 10^{15}$	$6.33 \times 10^{15}$
Xe- 133m	0.19	2.25d	0.042	0.190	$2.13 \times 10^{17}$	$1.79 \times 10^{16}$	$4.05 \times 10^{16}$
Xe- 133	6.77	5.29d	0.045	0.135	$7.54 \times 10^{18}$	$6.78 \times 10^{17}$	$1.02 \times 10^{18}$
Xe- 135m	1.06	15.65min	0.432	0.095	$1.18 \times 10^{18}$	$1.02 \times 10^{18}$	$1.12 \times 10^{17}$
Xe- 135	6.63	9.083h	0.250	0.316	$7.39 \times 10^{18}$	$3.69 \times 10^{18}$	$2.34 \times 10^{18}$
Xe- 138	6.28	14.17min	1.183	0.611	$6.99 \times 10^{18}$	$1.65 \times 10^{19}$	$4.27 \times 10^{18}$
合計	—	—	—	—	$3.23 \times 10^{19}$	$4.25 \times 10^{19}$	$1.34 \times 10^{19}$

第1.15-65表 主要解析条件(2次冷却系からの除熱機能喪失)(1/2)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
解析コード	M-RELAP5	本重要事故シーケンスの重要現象である炉心における沸騰・ボイド率変化、気液分離・対向流等を適切に評価することが可能であるコード。	
初期条件	炉心熱出力 (初期)	100%(3,411MWt)×1.02	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きいと崩壊熱及び炉心保有熱が大きくなり、1次冷却材の蒸散量及び燃料被覆管温度の評価の観点から厳しい設定。
	1次系圧力 (初期)	15.41+0.21MPa	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次系圧力が高いと高圧注入及び蓄圧注入のタイミングが遅くなり、比較的低温の冷却材を注水するタイミングが遅くなることから厳しい設定。
	1次冷却材平均温度 (初期)	307.1+2.2℃	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材平均温度が高いと蓄圧注入のタイミングが遅くなり、比較的低温の冷却材を注水するタイミングが遅くなることから厳しい設定。
	炉心崩壊熱	FP: 日本原子力学会推奨値 アクチニド: ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	標準値として設定。 サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。
事故条件	起因事象	主給水流量喪失	主給水流量の喪失が発生するものとして設定。
	安全機能の喪失 に対する仮定	補助給水機能喪失	補助給水機能が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源あり	外部電源がある場合、1次冷却材ポンプの運転が継続され、蒸気発生器1次側と2次側の熱伝達促進により蒸気発生器ドライアウトが早くなり、炉心崩壊熱が大きい状態でフィードアンドブリードを開始することから、炉心冷却上厳しい設定。

第1.15-65表 主要解析条件(2次冷却系からの除熱機能喪失)(2/2)

	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に 関連する機器条件	原子炉トリップ信号	蒸気発生器水位低 (狭域水位11%) (応答時間2.0秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。 検出遅れ、信号発信遅れ時間等を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。
	高圧注入ポンプ	最小注入特性 (2台) (高圧注入特性: 0～約280m <sup>3</sup> /h、 0～約13.5MPa)	炉心への注水は、高圧注入ポンプ2台を使用するものとし、炉心への注水流量を少なくする観点から、注入配管の流路抵抗を大きく、ポンプ揚程を小さく設定することにより求められる最小注入特性として設定。
	加圧器逃がし弁	95t/h/個 (2個)	加圧器逃がし弁の設計値として設定。
	蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa (最低保持圧力)	炉心への注水のタイミングを遅くする最低の圧力として設定。
	蓄圧タンク保有水量	26.9m <sup>3</sup> /基 (4基) (最小保有水量)	標準的に最小の保有水量を設定。
重大事故等対策に 関連する操作条件	フィードアンドブリード 開始	蒸気発生器広域水位 0%到達から5分後	蒸気発生器がドライアウトに至る水位として設定した蒸気発生器広域水位0%からフィードアンドブリード開始までの運転員等操作時間として、「1.15-5.1.(1)b.(e) 運転員等の操作時間に対する仮定」のホに従い、手動でのECCS作動信号の発信及び高圧注入ポンプの起動確認並びに加圧器逃がし弁開操作に余裕を考慮して設定。 なお、運転手順書における操作開始条件として設定されている蒸気発生器広域水位10%は、広域水位計はすべて運転停止中に使用するため低温で校正されていることから、出力運転状態でドライアウトに至った時の指示に計装誤差を見込んだものとしている。



第1.15-66表 主要解析条件(全交流動力電源喪失(RCPシールLOCAが発生する場合))(1/2)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
解析コード	M-RELAP5/COCO	本重要事故シーケンスの重要現象である炉心における沸騰・ボイド率変化、気液分離・対向流等、原子炉格納容器における構造材との熱伝達及び内部熱伝導等を適切に評価することが可能であるコード。	
初期条件	炉心熱出力 (初期)	100%(3,411MWt)×1.02	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きいと崩壊熱及び炉心保有熱が大きくなり、1次冷却材の蒸散量及び燃料被覆管温度の評価の観点から厳しい設定。
	1次系圧力 (初期)	15.41+0.21MPa	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次系圧力が高いと2次系強制冷却による1次系の減温、減圧が遅くなるとともに、蓄圧注入のタイミングが遅くなり、比較的低温の冷却材を注水するタイミングが遅くなることから厳しい設定。
	1次冷却材平均温度 (初期)	307.1+2.2℃	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材平均温度が高いと2次系強制冷却による1次系の減温、減圧が遅くなるとともに、蓄圧注入のタイミングが遅くなり、比較的低温の冷却材を注水するタイミングが遅くなることから厳しい設定。
	炉心崩壊熱	FP: 日本原子力学会推奨値 アクチノイド: ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	標準値として設定。 サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチノイドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。
事故条件	起因事象	外部電源喪失	外部電源喪失が発生するものとして設定。
	安全機能の喪失 に対する仮定	非常用所内交流動力電源喪失 及び 原子炉補機冷却機能喪失	非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし	起因事象として外部電源が喪失するものとしている。
	RCPシール部からの 漏えい率 (初期)	定格圧力において、約109m <sup>3</sup> /h/台 (480gpm/台)相当となる口径 約1.4cm(約0.6inch)/台 (4台) (事象発生時からの漏えいを仮定)	米国NRCにて、保守的な漏えい率とされ、評価で使用されている値を使用。国内の1次冷却材ポンプとNRCで評価された米国製1次冷却材ポンプで、漏えい量を決定する流路構造が同等であること及び臨界流モデルで評価した国内RCPシールからの漏えい率が米国評価の使用値より更に小さいことを確認していることより、保守的な設定。

第1.15-66表 主要解析条件(全交流動力電源喪失(RCPシールLOCAが発生する場合))(2/2)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉トリップ信号	1次冷却材ポンプ電源電圧低 (定格値の65%) (応答時間1.5秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。検出遅れ、信号発信遅れ時間等を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。
	タービン動補助給水ポンプ	事象発生60秒後に注水開始	タービン動補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れ及びポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
		200m <sup>3</sup> /h/4SG	タービン動補助給水ポンプの設計値から、ミニフロー流量を除いた値により4基の蒸気発生器へ注水される場合の注水流量から設定。
	主蒸気逃がし弁	定格主蒸気流量の10%/個	定格運転時において、設計値として各ループに設置している主蒸気逃がし弁1個当たり定格主蒸気流量(ループ当たり)の10%を処理できる流量として設定。
	蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa (最低保持圧力)	炉心への注水のタイミングを遅くする最低の圧力として設定。
	蓄圧タンク保有水量	26.9m <sup>3</sup> /基(4基) (最小保有水量)	標準的に最小の保有水量を設定。
常設電動注人ポンプ	30m <sup>3</sup> /h	炉心への注水は、常設電動注人ポンプを使用するものとする。想定する漏えい流量に対して、1次系圧力0.7MPa到達時点で代替炉心注水を開始することにより、炉心損傷防止が可能な流量として設定。	
重大事故等対策に関連する操作条件	2次系強制冷却開始 (主蒸気逃がし弁開)	事象発生から30分後	運転員等操作時間として、「1.15.5.1(1)b.(e) 運転員等の操作時間に対する仮定」の二に従い、事象発生の検知及び判断に10分、主蒸気逃がし弁の現場での人力による開操作に20分を想定して設定。
	1次系温度、圧力の保持	1次系温度208℃ (約1.7MPa到達時)及び 1次系温度170℃ (約0.7MPa到達時)	208℃については、蒸気発生器による炉心冷却に伴う1次系の自然循環を阻害するおそれがある空素の混入を防止するために、蓄圧タンクから1次系に空素が混入する圧力である約1.2MPaに対して、0.5MPaの余裕を考慮して設定。また、170℃については、余熱除去系による炉心冷却への切替え等を考慮して設定。
	蓄圧タンク出口弁閉止	1次系圧力約1.7MPa到達 及び代替交流電源確立(60分) から10分後	運転員等操作時間として、「1.15.5.1(1)b.(e) 運転員等の操作時間に対する仮定」の六に従い、蓄圧タンク出口弁の駆動源である代替交流電源確立の検知及び判断に10分を想定し設定。
	2次系強制冷却再開 (主蒸気逃がし弁開)	蓄圧タンク出口弁閉止から10分後	運転員等操作時間として、「1.15.5.1(1)b.(e) 運転員等の操作時間に対する仮定」のホに従い、主蒸気逃がし弁の調整操作に10分を想定して設定。
	常設電動注人ポンプ 起動	1次系圧力0.7MPa到達時	運転員等による代替炉心注水操作を実施するに当たっての余裕を考慮し、安定状態到達後に1次系の温度及び圧力の維持を行う圧力である0.7MPa到達後に注水を実施するものとして設定。
	補助給水流量の調整	蒸気発生器狭域水位内	運転員等操作として、蒸気発生器狭域水位内に維持するように設定。



第1.15-67表 主要解析条件(全交流動力電源喪失(RCPシールLOCAが発生しない場合))(1/2)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
解析コード	M-RELAP5	本重要事故シーケンスの重要現象である炉心における沸騰・ボイド率変化、気液分離・対向流等を適切に評価することが可能であるコード。	
初期条件	炉心熱出力 (初期)	100%(3,411MWt)×1.02	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きいと崩壊熱及び炉心保有熱が大きくなり、1次冷却材の蒸散量及び燃料被覆管温度の評価の観点から厳しい設定。
	1次系圧力 (初期)	15.41+0.21MPa	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次系圧力が高いと2次系強制冷却による1次系の減温、減圧が遅くなるとともに、蓄圧注入のタイミングが遅くなり、比較的低温の冷却材を注水するタイミングが遅くなることから厳しい設定。
	1次冷却材平均温度 (初期)	307.1+2.2℃	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材平均温度が高いと2次系強制冷却による1次系の減温、減圧が遅くなるとともに、蓄圧注入のタイミングが遅くなり、比較的低温の冷却材を注水するタイミングが遅くなることから厳しい設定。
	炉心崩壊熱	FP: 日本原子力学会推奨値 アクチニド: ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	標準値として設定。 サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。
事故条件	起回事象	外部電源喪失	外部電源喪失が発生するものとして設定。
	安全機能の喪失 に対する仮定	非常用所内交流動力電源喪失 及び 原子炉補機冷却機能喪失	非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし	起回事象として外部電源が喪失するものとしている。
	RCPシール部からの 漏えい率 (初期)	定格圧力において、1.5m <sup>3</sup> /h/台 相当となる 口径約0.2cm(約0.07inch)/台 (4台) (事象発生時からの漏えいを仮定)	RCPシール部の機能が維持されている場合の漏えい率を評価した結果と同程度の値として設定。

第1.15-67表 主要解析条件(全交流動力電源喪失(RCPシールLOCAが発生しない場合))(2/2)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉トリップ信号	1次冷却材ポンプ電源電圧低 (定格値の65%) (応答時間1.5秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。検出遅れ、信号発信遅れ時間等を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。
	タービン動補助給水ポンプ	事象発生60秒後に注水開始	タービン動補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れ及びポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
		200m <sup>3</sup> /h/4SG	タービン動補助給水ポンプの設計値から、ミニフロー流量を除いた値により4基の蒸気発生器へ注水される場合の注水流量から設定。
	主蒸気逃がし弁	定格主蒸気流量の10%/個	定格運転時において、設計値として各ループに設置している主蒸気逃がし弁1個当たり定格主蒸気流量(ループ当たり)の10%を処理できる流量として設定。
	蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa (最低保持圧力)	炉心への注水のタイミングを遅くする最低の圧力として設定。
	蓄圧タンク保有水量	26.9m <sup>3</sup> /基(4基) (最小保有水量)	標準的に最小の保有水量を設定。
漏えい停止圧力	0.83MPa	1次冷却材ポンプ封水戻りラインに設置している逃がし弁の閉止圧力を基に設定。	
重大事故等対策に関連する操作条件	2次系強制冷却開始 (主蒸気逃がし弁開)	事象発生から30分後	運転員等操作時間として、「1.15.5.1(1)b.(e) 運転員等の操作時間に対する仮定」の二に従い、事象発生の検知及び判断に10分、主蒸気逃がし弁の現場での人力による開操作に20分を想定して設定。
	交流電源確立	事象発生後24時間	—
	1次系温度、圧力の保持	1次系温度208℃ (約1.7MPa到達時) 及び 1次系温度170℃ (約0.7MPa到達時)	208℃については、蒸気発生器による炉心冷却に伴う1次系の自然循環を阻害するおそれがある窒素の混入を防止するために、蓄圧タンクから1次系に窒素が混入する圧力である約1.2MPaに対して、0.5MPaの余裕を考慮して設定。また、170℃については、余熱除去系による炉心冷却への切替え等を考慮して設定。
	蓄圧タンク出口弁閉止	1次系圧力約1.7MPa到達 及び代替交流電源確立(24時間) から10分後	運転員等操作時間として、「1.15.5.1(1)b.(e) 運転員等の操作時間に対する仮定」の六に従い、蓄圧タンク出口弁の駆動源である代替交流電源確立の検知及び判断に10分を想定し設定。
	2次系強制冷却再開 (主蒸気逃がし弁開)	蓄圧タンク出口弁閉止から10分後	運転員等操作時間として、「1.15.5.1(1)b.(e) 運転員等の操作時間に対する仮定」のホに従い、主蒸気逃がし弁の調整操作に10分を想定して設定。
	補助給水流量の調整	蒸気発生器狭域水位内	運転員等操作として、蒸気発生器狭域水位内に維持するように設定。



第1.15-68表 主要解析条件(原子炉格納容器の除熱機能喪失)(1/3)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
解析コード	MAAP	本重要事故シーケンスの重要現象である原子炉格納容器における構造材との熱伝達及び内部熱伝導、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を適切に評価することが可能であるコード。	
初期条件	炉心熱出力(初期)	100%(3,411MWt)×1.02	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きいと崩壊熱及び炉心保有熱も大きくなり、原子炉格納容器へ放出されるエネルギー並びに原子炉格納容器圧力及び温度の観点から厳しい設定。
	1次系圧力(初期)	15.41+0.21MPa	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次系圧力が高いと原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが増加することから厳しい設定。
	1次冷却材平均温度(初期)	307.1+2.2℃	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材平均温度が高いと原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが増加することから厳しい設定。
	炉心崩壊熱	FP: 日本原子力学会推奨値 アクチニド: ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	標準値として設定。 サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。また、使用する崩壊熱は3号機ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮。
	原子炉格納容器 自由体積	72,900m <sup>3</sup>	評価結果を厳しくするように、設計値に余裕を考慮した小さめの値として設定。原子炉容器自由体積が小さいと原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が早くなることから厳しい設定。
	ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した 小さめの値	評価結果を厳しくするように、設計値に余裕を考慮した小さめの値として設定。ヒートシンクが小さいと原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が早くなることから厳しい設定。
事故条件	起因事象 (破断位置、破断口径)	大破断LOCA 破断位置: 低温側配管 破断口径: 配管口径約0.70m (27.5inch)の完全両端破断	大破断LOCAが発生するものとして設定。原子炉冷却材圧力バウンダリの破断位置の差異は小さいものの、蒸気発生器2次側保有水の有する熱量が、原子炉格納容器へ放出されることによる長期的な原子炉格納容器圧力上昇の早さの観点も踏まえて、低温側配管が破断するものとして設定。破断口径は、低温側配管の口径である約0.70m(27.5inch)の完全両端破断として設定。
	安全機能の喪失 に対する仮定	格納容器スプレイ注入機能喪失 及び 低圧再循環機能喪失	格納容器スプレイ注入機能が喪失し、低圧再循環機能が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源あり	外部電源がある場合、ECCSの作動が早くなり、再循環切替えの時期が早くなるため、より炉心崩壊熱が大きい状態で格納容器再循環サンプに貯水された高温の水を炉心注水することになり、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが増加する。このため、原子炉格納容器圧力及び温度の評価の観点から厳しい設定。

第1.15-68表 主要解析条件(原子炉格納容器の除熱機能喪失)(2/3)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉トリップ信号	原子炉圧力低 (12.73MPa) (応答時間2.0秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。検出遅れ、信号発信遅れ時間等を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。
ECCS作動信号	原子炉圧力低 (12.04MPa) (応答時間0秒)	ECCS作動設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いるECCS作動限界値を設定。ECCSの作動が早くなることにより、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが増加するため、応答時間は0秒と設定。
高圧注入ポンプ	最大注入特性 (2台) (高圧注入特性: 0～約360m <sup>3</sup> /h、 0～約15.8MPa)	炉心への注水は、再循環切替え前は高圧注入ポンプ2台及び余熱除去ポンプ2台を使用するものとし、再循環切替え後は低圧再循環機能喪失を想定し、高圧注入ポンプ2台を使用するものとする。原子炉格納容器圧力及び温度評価を厳しくする観点から、注入配管の流路抵抗を小さく、ポンプ揚程を大きく設定することにより求められる最大注入特性として設定。破断口からの流出量が増加し、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが増加するため、原子炉格納容器圧力及び温度の評価の観点から厳しい設定。
余熱除去ポンプ	最大注入特性 (2台) (低圧注入特性: 0～約2,500m <sup>3</sup> /h、 0～約1.5MPa)	
補助給水ポンプ	ECCS作動限界値到達から 60秒後に注水開始	補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れ及びポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
	370m <sup>3</sup> /h/4SG	電動補助給水ポンプ2台及びタービン動補助給水ポンプ1台の補助給水全台運転時(ポンプ容量は設計値(ミニフロー流量除く)を想定)に4基の蒸気発生器へ注水される場合の注水流量から設定。

重大事故等対策に関連する機器条件

第1.15-68表 主要解析条件(原子炉格納容器の除熱機能喪失)(3/3)

	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する機器条件	蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa (最低保持圧力)	標準的に最低の保持圧力を設定。蓄圧タンクの保持圧力が低いと、炉心への注水のタイミングが遅くなり、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが減少する方向となるが、その影響は軽微であることから、標準的に最低の保持圧力を設定。
	蓄圧タンク保有水量	26.9m <sup>3</sup> /基(3基) (最小保有水量)	標準的に最小の保有水量を設定。蓄圧タンクの保有水量が少ないと、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが減少する方向となるが、その影響は軽微であることから、標準的に最小の保有水量を設定。
	再循環切替	燃料取替用水タンク 水位低(16%)到達	再循環切替えを行う燃料取替用水タンク水位として設定。
	格納容器再循環ユニット	2基 1基当たりの除熱特性 (100℃～約168℃、 約4.1MW～約11.2MW)	A、B格納容器再循環ユニット除熱特性の標準値として設定。
重大事故等対策に関連する操作条件	A、B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開始	原子炉格納容器最高使用圧力 (0.392MPa)到達 から30分後	運転員等操作時間として、「1.15.5.1(1)b.(e) 運転員等の操作時間に対する仮定」の二に従い、原子炉補機冷却水サージタンクの現場での加圧操作、中央制御室での冷却開始操作等を考慮して、格納容器内自然対流冷却の開始操作に原子炉格納容器の最高使用圧力(0.392MPa)到達から30分を想定して設定。



第1.15-69表 主要解析条件(原子炉停止機能喪失(主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故))(1/2)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
解析コード	SPARKLE-2	本重要事故シーケンスの重要現象である炉心における減速材反応度帰還効果、ドブプラ反応度帰還効果等を適切に評価することが可能であるコード。	
初期条件	炉心熱出力 (初期)	100%(3,411MWt)	定格値を設定。
	1次系圧力 (初期)	15.41MPa	定格値を設定。
	1次冷却材平均温度 (初期)	307.1℃	定格値を設定。
	炉心崩壊熱	FP:日本原子力学会推奨値 アクチノド:ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	標準値として設定。 サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチノドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。
	減速材温度係数 (初期)	-16pcm/℃	ウラン燃料を装荷した炉心において、炉心サイクル寿命中の変化及び取替炉心のばらつき等のプラント特性並びに解析コードの不確かさを考慮し、負の反応度帰還効果が小さくなるよう-16pcm/℃に設定。減速材温度の上昇による負の反応度帰還効果が小さくなるため圧力評価の観点から厳しい設定。 事象進展中の減速材反応度帰還効果は、時々刻々の減速材密度変化等に基づき3次元炉心動特性モデルにより評価する。
	ドブプラ特性	ウラン燃料を装荷した 平衡炉心のドブプラ特性	標準値として設定。 ドブプラ特性は、取替炉心ごとに大きく変わらず、評価結果に与える影響は小さいため、ウラン燃料を装荷した平衡炉心のドブプラ特性に基づき評価。 事象進展中のドブプラ反応度帰還効果は、時々刻々の燃料温度変化等に基づき3次元炉心動特性モデルにより評価する。
対象炉心	ウラン燃料を装荷した 平衡炉心に対して、 上記の減速材温度係数、 ドブプラ特性を考慮した炉心	炉心における燃料仕様や燃料装荷パターン、出力分布による影響は小さいため、ウラン燃料を装荷した平衡炉心に対して、事象進展への影響が大きい減速材反応度帰還効果を保守的に考慮した設定。	



第1.15-69表 主要解析条件(原子炉停止機能喪失(主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故))(2/2)

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象	主給水流量喪失	「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」の起因事象として、主給水流量の喪失が発生するものとして設定。
	安全機能の喪失に対する仮定	原子炉トリップ機能喪失	原子炉トリップ機能が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源あり	外部電源がある場合、1次冷却材ポンプが作動していることから、1次冷却材流量が低下せず、1次系温度上昇が小さくなり、減速材温度の上昇による負の反応度帰還効果が小さくなるため圧力評価の観点から厳しい設定。
重大事故等対策に関連する機器条件	多様化自動作動設備 作動設定値 (主蒸気ライン隔離及び 補助給水ポンプ起動)	蒸気発生器狭域水位7% (応答時間2.0秒)	多様化自動作動設備作動設定値は、「蒸気発生器水位低」原子炉トリップ信号設定値を下回る蒸気発生器狭域水位7%を設定。検出遅れ及び信号発信遅れ時間を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。
	主蒸気ライン隔離	多様化自動作動設備 作動設定値到達から 17秒後に主蒸気隔離弁閉止完了	主蒸気ライン隔離時間は、信号遅れ、タイマ設定値及び主蒸気隔離弁閉止時間を考慮して設定。
	補助給水ポンプ	多様化自動作動設備 作動設定値到達から 60秒後に注水開始	補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れ、タイマ設定値及び補助給水ポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
		370m <sup>3</sup> /h/4SG	電動補助給水ポンプ2台及びタービン動補助給水ポンプ1台の補助給水全台運転時(ポンプ容量は設計値(ミニフロー流量除く)を想定)に4基の蒸気発生器へ注水される場合の注水流量から設定。

第1.15-70表 主要解析条件(原子炉停止機能喪失(負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故))(1/2)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
解析コード	SPARKLE-2	本重要事故シーケンスの重要現象である炉心における減速材反応度帰還効果、ドブプラ反応度帰還効果等を適切に評価することが可能であるコード。	
初期条件	炉心熱出力 (初期)	100%(3,411MWt)	定格値を設定。
	1次系圧力 (初期)	15.41MPa	定格値を設定。
	1次冷却材平均温度 (初期)	307.1℃	定格値を設定。
	炉心崩壊熱	FP: 日本原子力学会推奨値 アクチノド: ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	標準値として設定。 サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチノドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。
	減速材温度係数 (初期)	-16pcm/℃	ウラン燃料を装荷した炉心において、炉心サイクル寿命中の変化及び取替炉心のばらつき等のプラント特性並びに解析コードの不確かさを考慮し、負の反応度帰還効果が小さくなるよう-16pcm/℃に設定。減速材温度の上昇による負の反応度帰還効果が小さくなるため圧力評価の観点から厳しい設定。 事象進展中の減速材反応度帰還効果は、時々刻々の減速材密度変化等に基づき3次元炉心動特性モデルにより評価する。
	ドブプラ特性	ウラン燃料を装荷した 平衡炉心のドブプラ特性	標準値として設定。 ドブプラ特性は、取替炉心ごとに大きく変わらず、評価結果に与える影響は小さいため、ウラン燃料を装荷した平衡炉心のドブプラ特性に基づき評価。 事象進展中のドブプラ反応度帰還効果は、時々刻々の燃料温度変化等に基づき3次元炉心動特性モデルにより評価する。
	対象炉心	ウラン燃料を装荷した 平衡炉心に対して、 上記の減速材温度係数、 ドブプラ特性を考慮した炉心	炉心における燃料仕様や燃料装荷パターン、出力分布による影響は小さいため、ウラン燃料を装荷した平衡炉心に対して、事象進展への影響が大きい減速材反応度帰還効果を保守的に考慮した設定。

第1.15-70表 主要解析条件(原子炉停止機能喪失(負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故))(2/2)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
事故条件	起回事象	「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」の起回事象として、圧力評価の観点で評価項目に対して余裕が小さくなるように、蒸気負荷の喪失と主給水流量喪失が同時に起こるすべての主蒸気隔離弁誤閉止若しくは復水器の故障が発生するものとして設定。	
	安全機能の喪失に対する仮定	原子炉トリップ機能が喪失するものとして設定。	
	外部電源	外部電源あり	外部電源がある場合、1次冷却材ポンプが作動していることから、1次冷却材流量が低下せず、1次系温度上昇が小さくなり、減速材温度の上昇による負の反応度帰還効果が小さくなるため圧力評価の観点から厳しい設定。
重大事故等対策に関連する機器条件	多様化自動作動設備作動設定値(主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプ起動)	蒸気発生器狭域水位7%(応答時間2.0秒)	多様化自動作動設備作動設定値は、「蒸気発生器水位低」原子炉トリップ信号設定値を下回る蒸気発生器狭域水位7%を設定。検出遅れ及び信号発信遅れ時間を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。
	補助給水ポンプ	多様化自動作動設備作動設定値到達から60秒後に注水開始	補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れ、タイマ設定値及び補助給水ポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
		370m <sup>3</sup> /h/4SG	電動補助給水ポンプ2台及びタービン動補助給水ポンプ1台の補助給水全台運転時(ポンプ容量は設計値(ミニフロー流量除く)を想定)に4基の蒸気発生器へ注水される場合の注水流量から設定。



第1.15-71表 主要解析条件 (ECCS注水機能喪失) (1/2)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
解析コード	M-RELAP5	本重要事故シーケンスの重要現象である炉心における燃料棒表面熱伝達、沸騰・ボイド率変化等を適切に評価することが可能であるコード。	
初期条件	炉心熱出力 (初期)	100% (3,411MWt) × 1.02	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きいと崩壊熱及び炉心保有熱が大きくなり、1次冷却材の蒸散量及び燃料被覆管温度の評価の観点から厳しい設定。
	1次系圧力 (初期)	15.41+0.21MPa	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次系圧力が高いと2次系強制冷却による1次系の減温、減圧が遅くなるとともに、蓄圧注入及び低圧注入のタイミングが遅くなり、比較的低温の冷却材を注水するタイミングが遅くなることから厳しい設定。
	1次冷却材平均温度 (初期)	307.1+2.2℃	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材平均温度が高いと2次系強制冷却による1次系の減温、減圧が遅くなるとともに、蓄圧注入及び低圧注入のタイミングが遅くなり、比較的低温の冷却材を注水するタイミングが遅くなることから厳しい設定。
	炉心崩壊熱	FP: 日本原子力学会推奨値 アクチノド: ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	標準値として設定。 サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチノドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。
事故条件	起回事象 (破断位置、破断口径)	中破断LOCA 破断位置: 低温側配管 破断口径: 約15cm (6inch)、 約10cm (4inch)、 約5cm (2inch)	中破断LOCAが発生するものとして設定。原子炉冷却材圧力バウンダリの破断位置は低温側配管とし、原子炉容器とECCS注入配管との間において破断するものとして設定。破断口径は、高圧注入系が機能喪失した際に低圧注入を行うための1次系の減圧又は高圧注入系による炉心冷却が必要な範囲として設定。
	安全機能の喪失 に対する仮定	高圧注入機能喪失	高圧注入機能が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし	外部電源がない場合、常用系機器の機能喪失及び工学的安全施設作動設備の作動遅れの観点から炉心冷却上厳しい設定。



第1.15-71表 主要解析条件(ECCS注水機能喪失)(2/2)

項目		主要解析条件	条件設定の考え方	
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉トリップ信号	原子炉圧力低 (12.73MPa) (応答時間2.0秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。検出遅れ、信号発信遅れ時間等を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。	
	ECCS作動信号	原子炉圧力低 (12.04MPa) (応答時間2.0秒)	ECCS作動設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いるECCS作動限界値を設定。検出遅れ及び信号発信遅れ時間を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。	
	余熱除去ポンプ	最小注入特性 (2台) (低圧注入特性: 0～約1,010m <sup>3</sup> /h、 0～約0.9MPa)	炉心への注水は、余熱除去ポンプ2台を使用するものとし、炉心冷却の観点から、炉心への注水量を少なくするため、注入配管の流路抵抗を大きく、ポンプ揚程を小さく設定することにより求められる最小注入特性として設定。	
	補助給水ポンプ	ECCS作動限界値 到達から60秒後に注水開始		補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れ及びポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
		370m <sup>3</sup> /h/4SG		電動補助給水ポンプ2台及びタービン動補助給水ポンプ1台の補助給水全台運転時(ポンプ容量は設計値(ミニフロー流量除く)を想定)に4基の蒸気発生器へ注水される場合の注水流量から設定。
	主蒸気逃がし弁	定格主蒸気流量の10%/個		定格運転時において、設計値として各ループに設置している主蒸気逃がし弁1個当たり定格主蒸気流量(ループ当たり)の10%を処理できる流量として設定。
	蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa (最低保持圧力)		炉心への注水のタイミングを遅くする最低の圧力として設定。
蓄圧タンク保有水量	26.9m <sup>3</sup> /基(3基) (最小保有水量)		標準的に最小の保有水量を設定。	
重大事故等対策に関連する操作条件	2次系強制冷却開始 (主蒸気逃がし弁開)	ECCS作動信号発信から 10分後に開始し1分で完了	運転員等操作時間として、「1.15.5.1(1)b.(e) 運転員等の操作時間に対する仮定」のイ及びロに従い、事象発生の検知及び判断に10分、主蒸気逃がし弁の中央制御室操作に1分を想定して設定。	
	補助給水流量の調整	蒸気発生器狭域水位内	運転員等操作として、蒸気発生器狭域水位内に維持するように設定。	