

福島第一原子力発電所の安全性に対する総括

当社は、1F設置許可申請書において事故時に作動すると説明してきました安全設備に対し、外的事象を起因とする共通原因故障防止への設計上の配慮が足りませんでした。その結果、3.11津波後ではそのほとんど全ての機能を失ってしまい、炉心溶融、更には広範囲にわたり大量の放射性物質を放出させるという、深刻な事故を引き起こしてしまったことに対しまして、深く反省致します。

ゆえに、以下に示しますとおり、設置許可申請書及びその後のアクシデントマネジメント整備報告書に基づく安全設計について、今回の事故に至った安全設備の機能喪失状況を踏まえて総括し、その反省の上に立って今後の安全対策に活かしていく所存です。

設置許可申請書に基づく対応

(1) 津波に対する設計上の考慮

1F設置許可申請書(S41年許可)においては、敷地南方約50kmの小名浜港で観測された潮位O.P.+3.1m(S35年チリ地震津波)を設計条件としており、その後の知見を反映しO.P.+6.1mに見直した。しかしながら、今回の15mを超える高さの津波は予測できなかった。

(2) 安全設計

原子力発電所の重要な系統については多重性又は多様性及び独立性を備え、かつその系統を構成する機器の単一故障及び外部電源喪失の仮定においてもその系統の安全機能が維持できる設計と説明してきた。しかしながら、上述の不十分な津波対策により、共通原因故障を引き起こし、安全機能の同時喪失に至った。

また、長期全電源喪失・最終ヒートシンク喪失といった事故に対して深層防護対策を準備していなかった。

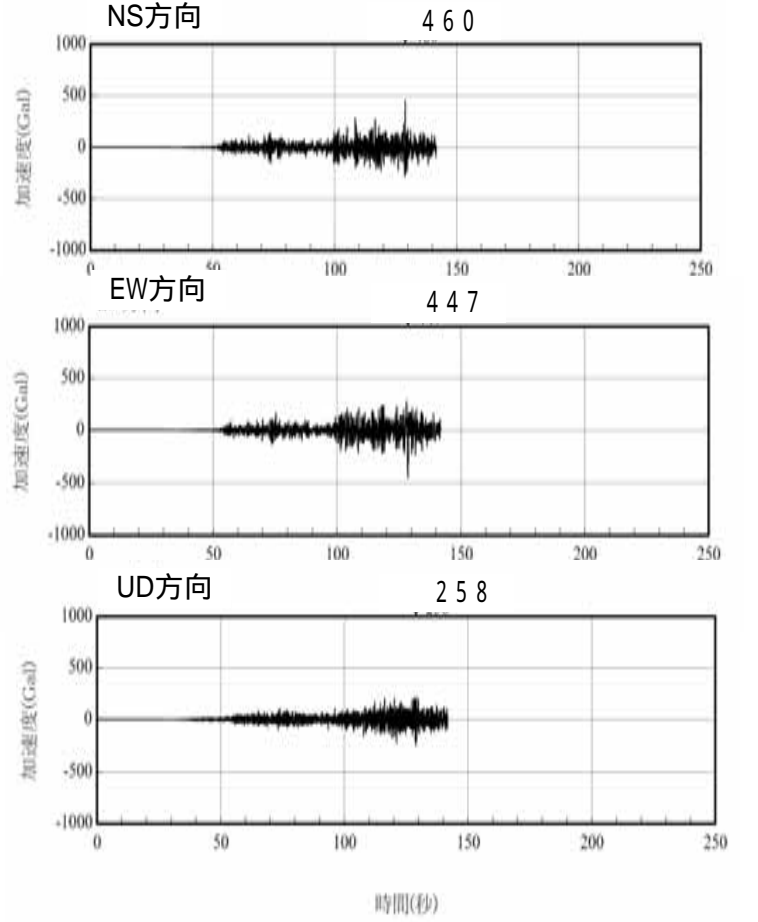
アクシデントマネジメント整備報告書に基づく対応

アクシデントマネジメント整備報告書(H14年提出)においても、設置許可申請書同様に機器の故障及び人的ミスといった内的事象に対する安全評価のみで、自然現象をはじめとした外的事象に対する安全評価は行っておらず、ゆえに過酷事故に対する評価・対策検討としては不十分なものであった。

当社は、今回の事故に至るまで、上記に示す安全設計の不備を改めることはできなかった。

以上

(1) 原子炉施設の一般構造

項目	1F設置許可記載内容 設計方針	指針等改訂への対応状況	3.11地震時																																																							
耐震構造	<p>【原子炉施設の設置・増設(S41.12許可～S47.12許可)】 原子炉施設の耐震設計は次の方針にもとづいて行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原則として剛構造とする。 ・原子炉建家のような重要な建物は直接岩盤に支持される。 ・原子炉施設を重要度に応じて次のように分類し、それぞれの重要度に応じて耐震設計を行う。 <p>クラスAs: 格納容器、制御棒駆動機構などのようにクラスAのうち、特に安全対策上緊要な施設 クラスA: 原子炉建家、原子炉などのようにその機能喪失が重大な事故を起こすおそれのある施設及び周辺公衆の災害を防止するために緊要な施設 クラスB: 廃棄物処理建家、廃棄物処理設備などのように高放射性物質に関連する施設であって、上記クラスAs, A以外の施設 クラスC: クラスAs, A, B以外の施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・クラスAs及びクラスAの設計は、基盤における最大加速度0.18Gの地震動に対して安全であるように設計される。 ・クラスAsの施設については上記の0.18Gの1.5倍の加速度の地震動に対して、機能が損なわれないことも確かめる。 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子力委員会が「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」を策定(S53制定、S56改訂) 当社はS56指針に基づき、基準地震動S2(最大370Gal(直下地震))を策定し、耐震バックチェックを実施。 	<p>震源:三陸沖(M9、震央距離178km、震源深さ24km) 1Fで取得された観測記録と基準地震動Ssに対する応答値との比較した結果は以下のとおり。</p> <table border="1" data-bbox="2160 310 2867 600"> <thead> <tr> <th rowspan="2">観測点 (原子炉建家 基礎版上)</th> <th colspan="3">観測記録 最大加速度値(Gal)</th> <th colspan="3">基準地震動Ssに対する 最大応答加速度値(Gal)</th> </tr> <tr> <th>NS方向</th> <th>EW方向</th> <th>UD方向</th> <th>NS方向</th> <th>EW方向</th> <th>UD方向</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1号機</td> <td>460</td> <td>447</td> <td>258</td> <td>487</td> <td>489</td> <td>412</td> </tr> <tr> <td>2号機</td> <td>348</td> <td>550</td> <td>302</td> <td>441</td> <td>438</td> <td>420</td> </tr> <tr> <td>3号機</td> <td>322</td> <td>507</td> <td>231</td> <td>449</td> <td>441</td> <td>429</td> </tr> <tr> <td>4号機</td> <td>281</td> <td>319</td> <td>200</td> <td>447</td> <td>445</td> <td>422</td> </tr> <tr> <td>5号機</td> <td>311</td> <td>548</td> <td>256</td> <td>452</td> <td>452</td> <td>427</td> </tr> <tr> <td>6号機</td> <td>298</td> <td>444</td> <td>244</td> <td>445</td> <td>448</td> <td>415</td> </tr> </tbody> </table>	観測点 (原子炉建家 基礎版上)	観測記録 最大加速度値(Gal)			基準地震動Ssに対する 最大応答加速度値(Gal)			NS方向	EW方向	UD方向	NS方向	EW方向	UD方向	1号機	460	447	258	487	489	412	2号機	348	550	302	441	438	420	3号機	322	507	231	449	441	429	4号機	281	319	200	447	445	422	5号機	311	548	256	452	452	427	6号機	298	444	244	445	448	415
	観測点 (原子炉建家 基礎版上)	観測記録 最大加速度値(Gal)			基準地震動Ssに対する 最大応答加速度値(Gal)																																																					
		NS方向	EW方向	UD方向	NS方向	EW方向	UD方向																																																			
1号機	460	447	258	487	489	412																																																				
2号機	348	550	302	441	438	420																																																				
3号機	322	507	231	449	441	429																																																				
4号機	281	319	200	447	445	422																																																				
5号機	311	548	256	452	452	427																																																				
6号機	298	444	244	445	448	415																																																				
<p>【運用補助共用施設、使用済燃料輸送容器保管建屋及びDG建屋他の設置(H6.3許可)】 「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」(S56)に従った次の方針に基づく耐震構造とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・建物・構築物は、原則として剛構造とする。 ・重要な建物・構築物は、原則として岩盤に支持させる。 ・耐震設計上の重要度に応じて次のように分類し、それぞれの重要度に応じて耐震設計を行う。 <p>Aクラス: 自ら放射性物質を内蔵しているか又は内蔵している設備に直接関係しており、その機能喪失により放射性物質を外部に放散する可能性のあるもの、及びこれらの事態を防止するために必要なもの並びにこれらの事故発生の際に、外部に放散される放射性物質による影響を低減させるために必要なものであって、その影響、効果の大きいもの。 Bクラス: 上記において、影響、効果が比較的小さいもの。 Cクラス: Aクラス、Bクラス以外であって、一般産業施設と同等の安全性を保持すれば良いもの。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・Aクラスの設備は、敷地の解放基盤表面における最大速度振幅が基準地震動S1による地震力に対して耐えるように設計する。 ・Aクラスの一部の設備を限定してAsクラスの設備と呼称し、これらの設備については敷地の解放基盤表面における最大速度振幅が基準地震動S2による地震力に対してその安全機能が保持できるように設計する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子力安全委員会が「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」を改訂(H18改訂) ・原子力安全・保安院が耐震バックチェックを指示。 当社はH18指針に基づき、新潟県中越沖地震を踏まえた上で、基準地震動Ss(最大600Gal(海洋プレート内地震))を策定。 ・耐震バックチェックと並行して耐震補強工事を実施中。 ・耐震バックチェック報告書(中間)の提出状況は以下のとおり。 - 1F5 : H20.3 - 1F1,2,3,4,6 : H21.6 	 <p>図 1号機原子炉建家基礎版上の加速度時刻歴波形</p> <p>1Fで得られた観測記録の一部は130～150秒程度で中断しているが、原子炉建家基礎版上の記録については中断以降の最大加速度値も得られており、3.11地震における最大加速度値は中断するよりも前に発生したことが確認できている。</p>																																																								
<p>【1F6可燃性ガス濃度制御系他取替工事(H22.11許可)】 ・「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」(H18)に適合するように設計する。 ・耐震設計上重要な施設は、敷地周辺の地質・地質構造並びに地震活動性等の地震学及び地震工学的見地から施設の供用期間中に極めて希ではあるが発生する可能性があり、施設に大きな影響を与える恐れがあると想定することが適切な地震動による地震力に対して、その安全機能が損なわれないように設計する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・建物・構築物は、耐震設計上の重要度に応じた設計荷重に対して十分な支持性能をもつ地盤に設置する。 ・耐震設計上の重要度に応じて次のように分類し、それぞれの重要度に応じて耐震設計を行う。 <p>Sクラス: 自ら放射性物質を内蔵しているか又は内蔵している設備に直接関係しており、その機能喪失により放射性物質を外部に放散する可能性のあるもの、及びこれらの事態を防止するために必要なもの並びにこれらの事故発生の際に、外部に放散される放射性物質による影響を低減させるために必要なものであって、その影響の大きいもの。 Bクラス: 上記において、影響が比較的小さいもの。 Cクラス: Sクラス、Bクラス以外であって、一般産業施設と同等の安全性を保持すれば良いもの。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・Sクラスの施設は、敷地の解放基盤表面において定められる基準地震動Ssによる地震力に対して安全機能が保持できるように設計する。また、弾性設計用地震動Sdによる地震力又は静的地震力いずれか大きい方の地震力に対して耐えるように設計する。 ・基準地震動Ssは、敷地ごとに震源を特定して策定する地震動及び震源を特定せず策定する地震動について、敷地における解放基盤表面における水平方向及び鉛直方向の地震動としてそれぞれ策定する。 ・また、弾性設計用地震動Sdは、工学的判断から求められる係数を基準地震動Ssに乗じて設定し、係数は0.5以上とする。 	<p>耐震評価に対する総括</p> <ul style="list-style-type: none"> ・2,3,5号機については、3.11地震における観測記録が基準地震動Ssに対する応答を一部上回っていたものの、安全上重要な機能を有する主要設備について耐震性評価を実施し、設備設計上見込んでいた余裕の範囲内であることを確認している。したがって、安全上重要な機能を有する主要設備は、3.11地震時及び地震直後において安全機能を確保できたと推定される。 ・当社が福島第一原子力発電所の基準地震動Ssの策定にあたって考慮したプレート間地震の規模(M7.9)は、国の地震本部による福島県沖に関する評価(M7.4)を上回る規模としていたものの、3.11地震が複数の領域の連動によって引き起こされたM9の規模であったことを踏まえると、地震ハザードの仮定が甘かった。 																																																									

項目	1F設置許可記載内容 設計方針	指針等改訂への対応状況	3.11地震時
その他構造	<p>原子炉建家を設置する敷地の整地面は標高約10mである。</p> <p>(添付書類六)</p> <p>敷地南方約50kmの小名浜港における潮位を示すと以下のとおりである。</p> <p>最高潮位 : O.P.+3.122m (1960.5.24チリ地震津波)</p> <p>朔望平均干満位 : O.P.+1.410m</p> <p>平均潮位 : O.P.+0.824m</p> <p>朔望平均干潮位 : O.P.+0.075m</p> <p>最低潮位 : O.P.-1.918m (1960.5.24チリ地震津波)</p>	<p>・H14、土木学会が「原子力発電所の津波評価技術」刊行</p> <p>当社は「津波評価技術」に基づく評価を行い、潮位高さをO.P.+5.4m～5.7mに見直し、ポンプのかさ上げ、水密化対策、手順書の整備を実施</p> <p>・H18耐震指針に基づくバックチェック</p> <p>潮位高さをO.P.+5.4m～6.1mに見直し、水密化対策を実施。</p>	<p>津波浸水高さ</p> <p>・1F1～4 : O.P.約+11.5～+15.5m</p> <p>・1F5/6 : O.P.約+13～+14.5m</p>
	津波評価に対する総括		
		<p>・1F敷地整地面の高さを決定するに際して参照した潮位観測記録は不十分であり、津波に対する設計上の配慮が不足(過小評価)していた。</p> <p>・その後の研究機関等の成果、指針等の改訂などを踏まえ、1Fにおいても適宜潮位高さの見直しとポンプのかさ上げ等の対策を実施してきた。</p> <p>・ただし、仮に想定を超える津波が襲来した場合にはクリフエッジ的に過酷事故に至るということを認識しながら、敷地整地面の高さをを超える津波対策は実施してこなかった。</p>	

(2)安全設計

系統・設備	機能(重要度分類指針上の区分)	1F1設置許可記載内容			3.11地震後(機能健全 ×機能喪失)			
		主要仕様	設計方針	耐震設計クラス	津波襲来前 動作状況	津波襲来後 動作状況	(機能喪失要因)	
制御棒 (CR)	・原子炉の緊急停止機能(MS-1) ・未臨界維持機能(MS-1)	97本	十字形に組み合わせたステンレス鋼製のU字形シースの中に中性子吸収材を納めたもの、又は十字形に組み合わせたステンレス鋼製の板材の中に中性子吸収材を納めたもので、それぞれ4体の燃料集合体の中央に約305mmのピッチで炉心全体にわたって一様に配置し、炉心の最大過剰反応度を十分制御できる。制御棒値ミニマイザで許容する最大値の制御棒が何らかの原因によって自重落下する事故が起きた場合でも、制御棒落下速度リミッタにより落下速度を抑え、反応度の急激な投入による燃料の最大エンタルピーが設計上の制限値を超えないように設計される。	As	スクラム成功	スクラム状態を維持	電源 冷却系 本体	- - -
制御棒駆動設備 (CRD)	・原子炉の緊急停止機能(MS-1) ・未臨界維持機能(MS-1)	97個	ラッチ付き水圧駆動ピストン形式のものであり、各制御棒に独立して設置し、駆動機構とCRはカップリングを介して容易に外れない構造とする。通常駆動時はポンプにより加圧された駆動水により行い、スクラム時は、各駆動機構毎に設ける水圧制御ユニットのアクムレータの高圧室素により加圧された駆動水により行う。	As	スクラム成功	スクラム状態を維持	電源 冷却系 本体	- - -
液体毒物注入系 (SLC系)	・未臨界維持機能(MS-1)	1系統 ポンプ2台 (うち1台は予備)	制御棒の挿入不能によって、原子炉の冷温停止が出来ない場合に、液体毒物を炉心底部から注入して負の反応度を与え、原子炉を停止する為のもので、全制御棒が動かなくなった場合でも、原子炉を冷温停止する能力を持っている。操作は、中央制御室から遠隔手動で行われる。原子炉圧力容器に入る前に並列2個の弁があり、必要なとき確実に注入されるようにしている。	As	スタンバイ状態	× 100%容量のポンプ2台で多重化していたが、交流電源喪失により機能を喪失	電源 冷却系 本体	交流電源: × (M/C被水) - -
安全弁及び 逃がし安全弁 (SRV)	・原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能(MS-1) ・原子炉停止後の除熱機能(MS-1) ・炉心冷却機能(MS-1) ・原子炉圧力の上昇の緩和機能(MS-2)	安全弁3個 逃がし安全弁4個	安全弁はドライウェルに、逃がし安全弁はサブプレッションチェンバに蒸気を吹き出すように設計される。安全弁は、パネ式により設定圧力で作動する。逃がし安全弁は、安全弁機能(パネ式)と逃がし弁機能(空気式)を有し、逃がし弁機能には、手動と自動(ADS)の機能がある。	A	スタンバイ状態	安全弁機能: 逃がし弁機能: × 直流電源喪失により、手動(操作スイッチ)・自動の逃がし機能を喪失	電源 冷却系 本体	直流電源: × (DC設備被水) - -
原子炉停止時 冷却系 (SHC系)	・原子炉停止後の除熱機能(MS-1)	2系統 (うち1系統は予備) ポンプ1台/系統 熱交換器1基/系統	原子炉停止後、炉心崩壊熱及び原子炉圧力容器、配管、冷却材中の保有水熱を除去して、原子炉を冷却する。炉心は、停止直後は復水器で冷却され、炉水温度が約135℃になれば、SHC系によって冷却される。SHC系は、炉水温度を20時間以内に約135℃から約52℃に下げることが出来る。	A	スタンバイ状態	× 100%2系統で多重化していたが、交流電源喪失と冷却系喪失により機能を喪失	電源 冷却系 本体	交流電源: × (M/C被水) × -
非常用復水器 (IC系)	・原子炉停止後の除熱機能(MS-1)	2系統 タンク 1基/系統	タービントリップ時バイパス弁不作動又は復水器真空低下、あるいは主蒸気管破断事故による主蒸気隔離弁閉鎖時のように、復水器が利用できない場合に、原子炉の崩壊熱を除去する。作動条件は、原子炉圧力高であって、ある時間原子炉圧力高が続くとドレン管の閉鎖している弁が自動的に開く。ドレン管の弁が開かれると、蒸気管内の蒸気とドレン管内の復水の重さの差による自然循環によって炉心が冷却される。復水器タンクの冷却水は補給しなくても2基のタンクで8時間原子炉を冷却できる。	A	自動起動	× 外側弁(3A)閉操作後に津波が来襲し、電源喪失により除熱機能を喪失	電源 冷却系 本体	直流電源: × (DC設備被水) 交流電源: × (M/C被水) - -
高圧注水系 (HPCI系)	・原子炉停止後の除熱機能(MS-1) ・炉心冷却機能(MS-1)	1系統 蒸気タービン1台 ポンプ1台	再循環回路のような原子炉1次系配管の小破断に対して単独で、中破断に対しては、炉心スプレイ系と連携して燃料の溶融を防止する。高圧注水系は、外部電源を必要としない。作動条件は、原子炉水位異常低下信号またはドライウェル圧力高信号で、水位が回復するような場合は原子炉水位高信号で注水を停止する。高圧注水系の不動作の時には、バックアップとして原子炉水位異常低下、ドライウェル圧力高及び高圧注水系不動作の同時信号により自動圧力逃がし弁が作動し、原子炉圧力を低下させて炉心スプレイ系を早期に作動させる。	A	スタンバイ状態	× 直流電源喪失により機能を喪失	電源 冷却系 本体	直流電源: × (DC設備被水) - -

系統・設備	機能(重要度分類指針上の区分)	1F1設置許可記載内容			3.11地震後(機能健全 × 機能喪失)			
		主要仕様	設計方針	耐震設計クラス	津波襲来前 動作状況	津波襲来後 動作状況	(機能喪失要因)	
炉心スプレイ系 (CS系)	・炉心冷却機能(MS-1)	2系統 (うち1系統は予備) ポンプ 2台/系統	再循環回路破断のような冷却材喪失事故によって炉心が露出した場合に、燃料の過熱による燃料及び被覆管の破損を防ぎ、これに伴うジルコニウムと水との反応を防止する。 作動は自動であり、原子炉水位異常低下信号またはドライウェル圧力高信号によって2系統が起動する。 ポンプ4台は、外部電源喪失時でも、非常用DGによって起動することが出来る。	A	スタンバイ状態	× 100%2系統で多重化していたが、交流電源喪失により機能を喪失	電源	交流電源: × (M/C被水)
格納容器 (PCV)	・放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能(MS-1)	設計圧力 ・D/W (内側)4.35kg/cm ² g (外側)0.14kg/cm ² g ・S/C (内側)4.35kg/cm ² g (外側)0.07kg/cm ² g 設計温度 ・D/W,S/Cともに 138	圧力抑制形格納容器は、原子炉圧力容器及び再循環回路を取り囲むドライウェル、サブプレッションチェンバ及びこれを連絡するベント管、ヘッダ及び下降管からなる。 冷却材喪失事故が起こった場合に、ドライウェル内に放出された蒸気と水の混合物は、ベント管を通りサブプレッションチェンバ内のヘッダに入り、これから下降管を通してサブプレッションチェンバのプール水中に導かれる。ここで蒸気がプール水で冷却され、凝縮することによって、ドライウェル内圧の上昇が抑制され、一方、放出された放射性物質は格納容器内に保留される。	AS		× 格納容器圧力が設計圧力を超え、閉じ込め機能を喪失	電源	-
PCV隔離弁	・放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能(MS-1)	2個/配管 (PCV内・外)	実質的に格納容器の一部となるものであって、原則として、次の基準に従って設備される。 ・原子炉蒸気発生系統に接続されているか、あるいはドライウェル内の空間に開口しているドライウェル貫通管には、ドライウェル内外で2個の隔離弁を設置する。 ・その他の貫通管で、ドライウェル内の配管破断によって、放射性物質を外部へ放出するおそれのある貫通管には、少なくとも1個の隔離弁が設けられていて、これらの隔離弁は、原子炉水位低、ドライウェル圧力高、あるいは放射能レベル高など適当な信号によって自動的に閉鎖して、格納容器から放射性物質が放出するのを防ぐ。	AS		交流電源喪失したが隔離機能は維持	電源	交流電源: × (M/C被水)
格納容器冷却系 (CCS)	・放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能(MS-1)	2系統 (うち1系統は予備) ポンプ 2台/系統 熱交換器 1基/系統	冷却材喪失事故後、サブプレッションチェンバ内プール水をDW内及びサブプレッションチェンバ内にスプレイすることによって、格納容器内の温度、圧力を低減し、格納容器から浮遊性放射性物質が漏えいするのを抑える。4台のポンプのうち、いずれか2台で原子炉再循環回路破断による冷却材放出のエネルギー、燃料の完全溶解に伴うジルコニウム-水反応による反応熱及び崩壊熱を除去し、PCV内圧が設計圧力及び温度を超えるのを防ぐことが出来る。 起動は、DW圧力高及び原子炉水位異常低下の同時信号によって自動的になされる。外部電源喪失時であっても、CCSポンプおよびCCSWポンプの各2台が非常用電源で駆動できるようになっている。	AS	手起動 (S/Cクーリング)	× 100%2系統で多重化していたが、交流電源喪失と冷却系喪失により機能を喪失	電源	交流電源: × (M/C被水)
原子炉建家 (R/B)	・放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能(MS-1)	鉄筋コンクリート造 (上部鉄骨構造)	格納容器を完全に取り囲む気密の建物であり、事故時には、SGTS系によって負圧に保たれるので、格納容器から、放射性物質の漏洩があっても、これが発電所周辺にフィルタを通らずに直接放散されることはない。 建屋への機器搬入用ロック及び所員用エアロックは、機械的にインターロックされた二重ドアになっており、その他全ての貫通部も十分シールされているので、原子炉建家は気密性が高い。	A		× 水素爆発により建屋が損壊し、閉じ込め機能を喪失	電源	-
非常用ガス処理系 (SGTS)	・放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能(MS-1)	2系統 (うち1系統は予備) 排風機 1台/系統 系統よう素除去率 97%以上	事故などの場合には、原子炉建家の放射能レベルが高くなると、自動的に常用換気系が閉鎖し、SGTSが作動を開始して、原子炉建家を負圧に保ち、格納容器から漏えいしてきた放射性物質をフィルタで除去する。フィルタ効率は原子炉建家から排気筒から放出される空気中のよう素及び固体状核分裂生成物の97%以上を除去するよう設計される。 外部電源喪失時にも非常用DGで駆動できる。	A	自動起動	× 100%2系統で多重化していたが、交流電源喪失により機能を喪失	電源	交流電源: × (M/C被水)

系統・設備	機能(重要度分類指針上の区分)	1F1設置許可記載内容			3.11地震後(機能健全 ×機能喪失)		
		主要仕様	設計方針	耐震設計 クラス	津波襲来前 動作状況	津波襲来後 動作状況	(機能喪失要因)
可燃性ガス濃度 制御系 (FCS)	・放射性物質の閉じ込め機能、放射線 の遮へい及び放出低減機能(MS-1)	2系統 (うち1系統は予備)	通常運転中、格納容器に不活性ガス系により窒素ガスを充填することと相 まって、冷却材喪失事故後における原子炉格納容器内の水素あるいは酸素 濃度を、燃焼限界に達しないようにするため水素濃度4vol%以下あるいは 酸素ガス濃度を5vol%以下に維持できるように設計する。 独立2系統からなり、それぞれ外部電源系のほか、各系列に対応して独立し た非常用ディーゼル発電機から電力が供給される。	A	スタンバイ状態	× 100%2系統で多重化し ていたが、交流電源喪失 と冷却系喪失により機能 を喪失	電源 交流電源:× (M/C被水) 冷却系 × 本体
遮へい設備 (一次、二次遮へい壁)	・放射性物質の閉じ込め機能、放射線 の遮へい及び放出低減機能(MS-1)	コンクリート壁 一次遮へい:RPVお よびD/Wシェル 二次遮へい:原子炉 建家側面	1次遮へいは、主として、原子炉圧力容器を取り囲むコンクリート壁、ドライ ヴェル・シェルの外側を取り囲むコンクリートよりなり、後者の厚さは約1.7m ~2.0mである。 2次遮へいは、原子炉建家側面のコンクリート壁で、構造材を兼用する。その 高さは地上約4.8mで、厚さは約0.3m~約1.2mである。	A		× 遮へい機能は喪失	電源 - 冷却系 - 本体 ×
原子炉保護系 (RPS)	・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(MS-1)	-	原子炉の安全性をそこなうおそれがある状態が発生した場合、あるいは発生 が予想される場合に、これを抑制又原子炉及び発電所の保護のため制御棒 を緊急そう入(スクラム)、引き抜き停止のインタロック、警報あるいは主蒸気 隔離弁閉鎖、ECCS起動など行う機能を有する。 <スクラム条件> DW圧高、炉水位低、炉圧高、中性子束高、MSIV閉、所内電源喪失、地震 加速度大 など	A	スクラム成功 ECCS起動	× 直流及び交流の全電源 喪失により機能を喪失	電源 直流電源:× (DC設備被水) 交流電源:× (M/C被水) 冷却系 - 本体
原子炉補機冷却系 (RCW)	・安全上特に重要な関連機能(MS-1)	3系統 ポンプ3台 熱交換器3基	原子炉補機は、原子炉補機冷却系によって冷却される。原子炉補機からの 放射性物質の漏えいがある場合、この系の閉回路中に閉じ込められ、かつ、 この回路には放射能の連続モニタがあるので漏えいを検知できる。この系統 にはサージタンク1基があり、閉回路系統の容積の膨張、収縮を吸収すると ともに、補給水の注入をここで行う。 通常運転中は、2系統の熱交換器とポンプを運転し1系統は予備である。ま た、通常起動時/停止時は、3系統の熱交換器とポンプが必要である。	A		× 交流電源喪失及び冷却 系喪失により機能を喪失	電源 交流電源:× (M/C被水) 冷却系 × 本体
非常用ディーゼル発電機	・安全上特に重要な関連機能(MS-1)	2台	ディーゼル発電機は、275kV系が停電で、その上66kV系も停電している 場合に、6.9kV所内2母線及び480V2母線を充電し、発電所を安全に停 止できるようになっており、停止に必要な補機を運転するに十分な容量を有 する。 <主な負荷> CS系、CCS系、SHC系、SLC系、SGTS系、CRDポンプ、直流電源用整流 装置など	A	外部電源喪失により 自動起動	× 直流電源喪失及び冷却 系喪失、本体並びに関連 設備が被水により機能を 喪失	電源 直流電源:× (DC設備被水) 冷却系 × 本体 × (被水)
中央制御室 非常用換気系 (MCR)	・安全上特に重要な関連機能(MS-1)	1系統	通常時は一部外気を取り入れる再循環方式により空気調整を行うが、事故 時は、外気との連絡口は遮断され、チャコールフィルタを通る閉回路循環方 式とする設計である。	A	スタンバイ状態	× 交流電源喪失により機能 を喪失	電源 交流電源:× (M/C被水) 冷却系 - 本体
蓄電池	・安全上特に重要な関連機能(MS-1)	所内用2組 (フローティング方式) 中性子モニタ用2組 (フローティング方式)	常に確実なる電源を必要とするものに対しては蓄電池を設備している。 所内蓄電池は480V母線に接続された2セットの静止型整流装置で浮動充 電される。直流負荷には、制御用負荷、非常時動力用負荷及び非常用照明 がある。原子炉保護系計装用には24Vの中性子モニタ用蓄電池がある。 <主な負荷> バイタル交流MMGセット、高圧注水系補機、非常用油ポンプ、信号等、非常 灯、中性子モニタなど。	A		× 蓄電池及び電源盤が被 水により機能を喪失。一 時復旧したが、その後再 び機能を喪失	電源 - 冷却系 - 本体 × (被水)

系統・設備	機能(重要度分類指針上の区分)	1F1設置許可記載内容			3.11地震後(機能健全 ×機能喪失)		
		主要仕様	設計方針	耐震設計クラス	津波襲来前 動作状況	津波襲来後 動作状況	(機能喪失要因)
RPVバウンダリ (原子炉圧力容器、原子炉再循環ポンプ、RPVバウンダリ配管)	・原子炉冷却材圧力バウンダリ機能(PS-1)	1式	RPVバウンダリは、脆性的挙動を示さず、かつ、急速な伝播型破断を生じないように材料を選定している。また、RPVバウンダリ構成機器は、脆性的挙動を示す低温領域では使用しないようにするとともに原子炉の加熱時または冷却時の運転に際しては、適切な加熱又は冷却率(5.5 / h以下)を設け、運転を制限している。 通常運転時及び異常時において、RPVバウンダリの圧力及び温度変化は、原子炉冷却設備、工学的安全施設、計測制御系統施設等の作動により許容範囲内に制御できる。 RPVバウンダリからの漏えいを早期に検知出来る。また接続される配管系との間に隔離弁を設置し、配管系に異常な漏えいが生じた場合にバウンダリを隔離できる。	As		× 炉心が溶融し、メルトスルーによりRPVバウンダリ機能を喪失	電源 - 冷却系 - 本体 ×
炉心支持構造物(CSS)	・炉心形状の維持機能(PS-1)	1式	炉心シュラウド、上部炉心支持格子板、下部炉心支持板、燃料支持板及び制御棒案内管で構成し、燃料集合体を支持する。これらの構造物は、通常運転時、運転時の異常は過渡変化時及び事故時において原子炉を安全に停止し、かつ炉心の冷却を確保しうる構造とする。	A		× RPVへの注水が途絶、水位が低下し、燃料が溶融	電源 - 冷却系 - 本体 ×
排気筒	・放射性物質放出の防止機能(MS-2)	1 (1/2号共用) 原子炉から約70m 排気筒高さ 約120m	主復水器空気抽出器からの排ガスについては、ガス減衰タンクを通し、ついで活性炭ホールドアップ装置によって放射能を減衰・ろ過処理後に、タービン軸封蒸気の排ガスについてはガス減衰管で減衰させた後に、高さ約120mの排気筒から大気放出する。	A			電源 - 冷却系 - 本体
格納容器内 雰囲気放射線モニタ(CAMS)	・事故時のプラント状態の把握機能(MS-2)	-	(1F設置許可には記載無し)	A		× 交流電源喪失により機能を喪失。その後、仮設電源にて復旧	電源 交流電源: × (M/C被水) 冷却系 - 本体
使用済燃料プール(SFP)	・原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていないものであって、放射性物質を貯蔵する機能(PS-2)	1	使用済燃料プールは全炉心及び1回取替量以上の燃料(約225%炉心分)及び制御棒の貯蔵が可能であり、更に放射化された機器の取り扱い及び貯蔵が出来る。壁厚及び水深は遮へいを考慮して十分厚くとり、内面はステンレス鋼でライニングし、漏水を防止する。	As		× プール本体: FPC系: × 交流電源喪失と冷却系喪失により機能を喪失	電源 交流電源: × (M/C被水) 冷却系 × 本体
消火系(FPS)	・緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能(MS-3)	MDFP 1台 DDFP 1台	環状の地下埋設配管より枝管を取り出し、各建物に対して、消火可能なようになっていて、主要な建屋内にはホース置き場及び移動形のCO2消火器を設備する。 バックアップ用に、ディーゼル駆動消火ポンプがある。	C		× DDFPポンプを一時起動できたが、その後被水により機能を喪失	電源 直流電源: × (DC設備被水) 交流電源: × (M/C被水) 冷却系 - 本体 × (被水)
通信連絡設備	・緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能(MS-3)	-	(1F設置許可には記載無し)	C		× 交流電源喪失により機能を喪失	電源 ベーキング/PHS 交流電源: × (M/C被水) ホットライン: 冷却系 - 本体
発電所緊急時 対策所	・緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能(MS-3)	-	(1F設置許可には記載無し)	C			電源 冷却系 - 本体

系統・設備	機能(重要度分類指針上の区分)	1F1設置許可記載内容			3.11地震後(機能健全 × 機能喪失)		
		主要仕様	設計方針	耐震設計クラス	津波襲来前 動作状況	津波襲来後 動作状況	(機能喪失要因)
非常用照明	・緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能(MS-3)	-	(1F設置許可には記載無し)	C		× 直流電源喪失により機能を喪失	電源 直流電源: × (DC設備被水) 冷却系 - 本体
送電線	・電源供給機能(非常用を除く。)(PS-3)	受電系統 275kV 1回線 66kV 1回線	常時は、新福島変電所まで275kV1回線送電線、新福島変電所から先は500kV4回線送電線を使用して運転されている。これらが全て停電時の時は、発電所を安全に停止する為に必要な所内電力は66kV(東北系)に繋がる予備変圧器から供給できる。66kVも停電していれば、非常用DGが発電所を安全に停止するために必要な電力を供給する。	C	× 地震により損傷	-	電源 - 冷却系 - 本体 × (地震)
開閉所	・電源供給機能(非常用を除く。)(PS-3)	275kV 1回線	主発電機の発生電力は、主変圧器を通じて超高压開閉所に送られ、10km離れた新福島変電所に送り出される。所内電力は主発電機から所内変圧器を通して供給されるが、超高压開閉所275kVから起動変圧器を通して供給も可能である。	C	× 地震により損傷	-	電源 - 冷却系 - 本体 × (地震)
変圧器	・電源供給機能(非常用を除く。)(PS-3)	主変圧器 1 起動変圧器 1 所内変圧器 1 予備変圧器 1	主変圧器により発電機電圧(18kV)を超高压開閉所電圧(275kV)に昇圧する。 所内変圧器により発電機電圧(18kV)を所内高压母線電圧(6.9kV)に降圧する。 起動変圧器により超高压開閉所電圧(275kV)を所内高压母線電圧(6.9kV)に降圧する。 予備変圧器により66kV送電線電圧を所内高压母線電圧(6.9kV)に低減する。	C	× 地震により損傷	-	電源 - 冷却系 - 本体 × (地震)

(3) 事故解析 (1F1設置許可申請書添付書類十)

- ・設置許可申請書(添付書類十)の事故解析は、以下の各種事故を想定し、結果を厳しくする機器の単一故障などの保守性を加味した上でも判断基準を満足することを確認することにより、安全上重要な設備に係る設計の妥当性を確認することとしている。
- ・設置許可申請書並びにアクシデントマネジメント整備報告書では、長期全電源喪失、最終ヒートシンク喪失といった事故を想定しておらず、3.11津波後の状況に対処できる設計になっていなかった。

項目	原因	事故防止対策	事故拡大防止対策	単一故障	各種事故において影響緩和のため考慮している主な安全機能
1. 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化					
a. 原子炉冷却材喪失 (LOCA)	原子炉出力運転中、何らかの原因により、RPVバウンダリ構成配管あるいはこれに付随する機器等の破損等を想定した場合には、原子炉冷却材が系外に流出する。冷却材が補給できないと炉心冷却能力が低下し、最も厳しい事態では崩壊熱による燃料の過度の温度上昇が起こり、核分裂生成物が燃料から放出され、さらにはジルコニウム-水反応及び水の放射線分解により可燃性ガスが発生する可能性がある。また、格納容器の冷却ができないと格納容器内圧力、温度が過度に上昇する可能性がある。	<ul style="list-style-type: none"> ・配管等の設計に当たっては、炉寿命中の各種の荷重を十分に考慮した厳しい条件を適用する ・材料の選定、加工、及び配管等の製作過程においては十分な品質管理を行う。 ・供用期間中に主要な箇所の検査を行い、その健全性を確認する。 ・RPVバウンダリを構成する配管等は、非延性破壊を防止する設計とする。 ・漏えい検出系による監視によって、破断に進展する前に破損を検知し、適切な処置を講じる。 	<ul style="list-style-type: none"> ・燃料被覆管の大破損を防止し、Zr-水反応を十分低く抑え、崩壊熱を長期にわたって除去するためにECCSを設ける。 ・圧力容器から放出された冷却材及び放射性物質を閉じ込めるため格納施設(PCV、R/B)を設ける。PCVには最高使用圧力及び設計温度を超えるのを防止するためCCSを、可燃性ガスが可燃限界に達するのを防止するためFCSを設ける。R/Bは事故時にも負圧を維持し、排気筒放出前による素除去を行うSGTSを設置する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・安全保護系故障(原子炉水位低信号スクラム) ・高圧注水系故障(中小破断事故) ・炉心スプレイ系故障(大破断事故) 	<ul style="list-style-type: none"> ・安全保護系(原子炉水位低スクラム、MSIV閉止) ・高圧注水系(大破断時) ・自動減圧系(中小破断時) ・炉心スプレイ系(中小破断時・大破断時) ・逃がし安全弁(安全弁機能) ・非常用所内電源系 ・原子炉補機冷却系
b. 原子炉冷却材流量の喪失(APTA)	原子炉出力運転中に、2台の再循環ポンプが何らかの原因でトリップすることにより炉心流量が、定格出力時の流量から自然循環流量にまで大幅に低下して、炉心冷却能力が低下する。	<ul style="list-style-type: none"> ・再循環ポンプ2台は、単一の常用高圧母線の故障で2台の再循環ポンプが同時に停止しないよう、2系統の常用高圧母線に分けて接続する。 ・供用期間中に主要な箇所の検査を行い、その健全性を確認する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・タービントリップ及び原子炉スクラムにより終結するので、その後事故が拡大するおそれはない。 	<ul style="list-style-type: none"> ・安全保護系故障(タービン主蒸気止め弁閉スラカム) 	<ul style="list-style-type: none"> ・安全保護系(タービン主蒸気止め弁閉スラカム) ・逃がし安全弁(安全弁機能) ・非常用所内電源系 ・原子炉補機冷却系
c. 原子炉冷却材ポンプの軸固着	原子炉出力運転中に、1台の再循環ポンプの回転軸が何らかの原因で固着することにより、炉心流量が急減して、炉心の冷却能力が低下する。	<ul style="list-style-type: none"> ・機器等の設計に当たっては、炉寿命中の各種の荷重を十分に考慮した厳しい条件を適用する。 ・再循環ポンプの材料選定、製作及び据え付けは諸規格、基準に適合させるようにし、また、品質管理や工程管理を十分に行う。特に軸受けは長時間の再循環ポンプの運転に対しても摩耗することのないよう設計を行い、ポンプ軸固着の可能性を極めて小さくする。 ・軸受潤滑油系に異常が発生すれば軸受振動大、軸受温度高等の警報を中央制御室に発し、運転員の再循環ポンプ停止操作により軸固着を防ぐようにする。 ・供用期間中に主要な箇所の検査を行い、その健全性を確認する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・タービントリップ及び原子炉スクラムにより終結するので、その後事故が拡大するおそれはない。 	<ul style="list-style-type: none"> 安全保護系故障(タービン主蒸気止め弁閉スラカム) 	<ul style="list-style-type: none"> ・安全保護系(タービン主蒸気止め弁閉スラカム) ・逃がし安全弁(安全弁機能) ・非常用所内電源系 ・原子炉補機冷却系

項目	原因	事故防止対策	事故拡大防止対策	単一故障	各種事故において影響緩和のため考慮している主な安全機能
2. 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化					
a. 制御棒落下 (CRDA)	原子炉が臨界又は臨界近傍にあるときに、制御棒駆動軸から分離した制御棒が炉心から落下し、急激な反応度投入と出力分布変化が生じる。	<ul style="list-style-type: none"> ・CRと駆動軸の接続部は十分信頼性の高い構造とし、万一分離した場合でも、CRが炉心内にとどまり得ないように設計する。 ・原子炉が臨界又は臨界近傍にあるときは、核計装の応答によって制御棒の移動が確認出来るようにする。 ・原子炉起動時及びCRを大きく駆動する時には、核計装の応答によりそのCRが確実に動いていることを確認するような運転手順を定める。 ・原子炉運転中には、全引抜位置からCRを更に引き抜くように操作し、引き抜けないことを確かめることにより、CRと駆動軸が分離していないことを確認する。 ・CR引抜シーケンスを定め、これに従って引き抜く。 	<ul style="list-style-type: none"> ・落下速度リミッタによって自由落下速度が0.95m/sを超えることがないように設計する。 ・RWMを設備し、CR引抜シーケンスを監視し異常な引き抜きを阻止する。 ・主蒸気管放射能高信号でMSIVを自動閉止し、所外への核分裂生成物の放出を最小限にする。 ・中性子束高、主蒸気管放射能高等の信号により原子炉をスクラムさせる。 	<ul style="list-style-type: none"> ・安全保護系(中性子束高スクラム(IRM))不動作と保守的に仮定 ・安全保護系故障(中性子束高スクラム(APRM)) 	<ul style="list-style-type: none"> ・安全保護系(中性子束高スクラム(APRM)、主蒸気管放射能高MSIV閉止) ・逃がし安全弁(安全弁機能) ・非常用所内電源設備 ・原子炉補機冷却系
3. 環境への放射性物質の異常な放出					
a. 放射性気体廃棄物処理施設の破損 (OGR)	原子炉運転中、何らかの原因で放射性気体廃棄物処理施設の一部が破損した場合には、OG系に保持されていた希ガスが環境に放出される可能性がある。	<ul style="list-style-type: none"> ・配管等の設計に当たっては、炉寿命中の各種の荷重を十分に考慮した厳しい条件を適用する ・材料の選定、加工、及び配管等の製作過程においては十分な品質管理を行う。 ・系統全体をほぼ大気圧に設計する。 ・復水器から抽出した排ガス中の水素ガス、酸素ガスを可燃限界以下にするため空気抽出器の駆動蒸気で希釈し、再結合器で水素と酸素を再結合させる。 	<ul style="list-style-type: none"> ・排気筒モニタ等により破損を検出し、空気抽出器の隔離等の対策を講じる。 ・主要な機器の前後に遠隔手動の隔離弁を設け中央制御室から操作できるようにする。 	OG隔離弁故障	<ul style="list-style-type: none"> ・放射線監視設備(排気筒モニタ等) ・OG隔離弁 ・主排気筒 ・非常用所内電源設備
b. 主蒸気管破断 (MSLBA)	原子炉出力運転中に、何らかの原因により格納容器外で主蒸気管が破損した場合には、破断口から冷却材が流出し、放射性物質が環境に放出される可能性がある。	<ul style="list-style-type: none"> ・配管等の設計に当たっては、炉寿命中の各種の荷重を十分に考慮した厳しい条件を適用する ・材料の選定、加工、及び配管等の製作過程においては十分な品質管理を行う。 ・MSトンネル内での雰囲気温度を検出等によって、破断に進展する前に破損を検知し、適切な処置を講じる。 	<ul style="list-style-type: none"> ・MS管のDW貫通部上流側に流量制限器を設け、事故時の冷却材流出量を制限する。 ・MS管のDW貫通部の両側に設けるMSIVをMS管流量大、MS管トンネル内雰囲気温度高、MS管放射能高、MS管圧力低等の信号で自動閉止させ冷却材の放出を抑える。 	安全保護系故障(主蒸気管流量大信号によるMSIV閉スクラム)	<ul style="list-style-type: none"> ・安全保護系(主蒸気管流量大信号によるMSIV閉スクラム) ・非常用復水器 ・原子炉停止時冷却系 ・原子炉格納容器 ・主蒸気隔離弁 ・主蒸気流量制限器 ・非常用所内電源系 ・原子炉補機冷却系
c. 燃料集合体の落下 (FHA)	原子炉の燃料交換時に、燃料取扱設備の故障、破損等により燃料集合体が落下して破損し、放射性物質が環境に放出される可能性がある。	<ul style="list-style-type: none"> ・燃料取扱設備は、燃料集合体の総重量を十分上回る強度に設計する。 ・燃料つかみ機は、ワイヤを二重化する。 ・燃料つかみ機は、圧縮空気が喪失した場合、燃料集合体が外せないフェイルセーフ設計とする。 ・燃料つかみ機が燃料集合体を確実につかんでいない場合には、つりあげが出来ないようなインターロックを設ける。 ・運転要領を十分整備し、よく訓練された監督者の直接指揮の下で燃料取扱作業を行う運転管理体制をとる。 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋で事故が発生した場合には、原子炉建屋換気空調系モニタにより、SGTSを自動起動し、放射性ガスの大気への放出を減らす。 	SGTS故障	<ul style="list-style-type: none"> ・安全保護系(原子炉建屋放射能高SGTS起動) ・原子炉建屋 ・非常用ガス処理系 ・主排気筒 ・非常用所内電源系 ・原子炉補機冷却系 ・遮へい設備(1次、2次遮へい壁)
d. 原子炉冷却材喪失	1. a. に同じ	1. a. に同じ	1. a. に同じ	SGTS故障	<ul style="list-style-type: none"> ・安全保護系(原子炉水位低スクラム、MSIV閉止、DW圧力高又は原子炉建屋放射能高SGTS起動) ・原子炉格納容器 ・主蒸気隔離弁 ・非常用ガス処理系 ・原子炉建屋 ・格納容器冷却系 ・主排気筒 ・非常用所内電源系 ・原子炉補機冷却系 ・遮へい設備(1次、2次遮へい壁)

項目	原因	事故防止対策	事故拡大防止対策	単一故障	各種事故において影響緩和のため考慮している主な安全機能
c. 制御棒落下	2. a. に同じ	2. a. に同じ	2. a. に同じ	MSIV故障	<ul style="list-style-type: none"> ・安全保護系(中性子束高スクラム(APRM)、主蒸気管放射能高MSIV閉止) ・逃がし安全弁(安全弁機能) ・原子炉格納容器 ・主蒸気隔離弁 ・主排気筒 ・非常用所内電源設備
4. 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化					
a. 原子炉冷却材喪失	1. a. に同じ	1. a. に同じ	1. a. に同じ	CCS故障	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器 ・炉心スプレイ系 ・格納容器冷却系 ・主排気筒 ・非常用所内電源系 ・原子炉補機冷却系
b. 可燃性ガスの発生	1. a. に同じ	1. a. に同じ	1. a. に同じ	FCS故障	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器 ・FCS ・格納容器冷却系 ・非常用所内電源系

(4) アクシデントマネジメント策

AM策	機能	1F1アクシデントマネジメント整備報告書(H14年)		3.11地震後(機能健全 × 機能喪失)				
		系統・設備	内容	津波襲来前 動作状況	津波襲来後 動作状況	(機能喪失要因)		
代替反応度制御	原子炉停止機能	RPT	原子炉緊急停止系とは別の計測制御系により、異常(原子炉圧力高、原子炉水位低)を検知し、再循環ポンプトリップ(RPT)及び代替制御棒挿入(ARI)を自動で作動させ、原子炉停止機能を向上させる。	-	-	電源	-	
		ARI (スクラムエアヘッド 排出弁)		-	-	冷却系	-	
代替注水手段	原子炉及び格納容器への 注水機能	消火系	消火系、復水補給水(MUWC)系ポンプによる原子炉・格納容器へ注水する。		× DDFPポンプを一時起動できた が、その後被水により機能を喪 失	電源	直流電源: × (DC設備被水) 交流電源: × (M/C被水)	
		復水補給水系				× 常用系のため外部電喪失によ り機能を喪失	冷却系	-
		格納容器冷却系	格納容器冷却系から停止時冷却系を介して原子炉へ注水する。	手起動 (S/Cクーリング)	× 100%2系統で多重化して いたが、交流電源喪失及び 冷却系喪失により機能を喪失	電源	交流電源: × (M/C被水)	
		原子炉停止時冷却系				× 100%2系統で多重化して いたが、交流電源喪失及び 冷却系喪失により機能を喪失	冷却系	×
		スタンバイ状態				× 100%2系統で多重化して いたが、交流電源喪失及び 冷却系喪失により機能を喪失	電源	交流電源: × (M/C被水)
格納容器からの除熱手段	格納容器からの除熱機能	ドライウェル内 ガス冷却装置 (D/Wクーラ)	格納容器からの除熱が出来ない場合に、現有設備(D/Wクーラ、原子炉冷却材浄化系(CUW))を有効活用することにより、代替除熱を行う。	スタンバイ状態	× 交流電源喪失及び冷却系 喪失により機能を喪失	電源	交流電源: × (M/C被水)	
		原子炉冷却材浄化系				× 交流電源喪失及び冷却系 喪失により機能を喪失	冷却系	×
		耐圧ベント設備	非常用ガス処理系を経由することなく、不活性ガス系から直接排気筒へ接続する耐圧性を強化した格納容器ベントラインを設けることによって、格納容器過圧防止としての減圧操作の適用範囲を広げ、格納容器からの除熱機能を向上させる。		× 交流電源喪失により 機能を喪失 (その後強制開)	電源	交流電源: × (M/C被水)	
		格納容器冷却系	CCS系による格納容器からの除熱が出来ない場合に、時間的余裕を利用してCCS系の故障を復旧する。	手起動 (S/Cクーリング)	× 100%2系統で多重化して いたが、交流電源喪失及び 冷却系喪失により機能を喪失。 故障の復旧も出来ず。	冷却系	×	
電源供給手段	安全機能のサポート機能 (電源供給機能)	AC電源	非常用DG等による電源の供給に失敗した場合に、原子炉施設間(1F1~2、1F3~4、1F5~6)で6.9kVのAC電源又は480VのAC電源を融通することにより、電源供給能力を向上させる。	外部電源喪失により D/G自動起動	× 交流電源喪失 (1F1~4)	電源	直流電源: × (DC設備被水) 交流電源: × (M/C被水)	
		非常用DG	非常用DG等による電源の供給に失敗した場合に、時間的余裕を利用して非常用DGの故障を復旧する。	外部電源喪失により D/G自動起動	× 直流電源喪失及び冷却系喪 失、本体並びに関連設備が被 水により機能を喪失。 故障の復旧も出来ず。	冷却系	×	