

	想定シナリオ名	想定概要	対応概要（使用する重大事故等対処設備はゴシック表記）
運転中の 原子炉に おける 炉心損傷 防止	(1) 高圧・低圧注水機能喪失 (TQUV)	給水流量全喪失の発生後、高圧注水機能が喪失し、原子炉減圧には成功するが、低圧注水機能が喪失する。全注水機能を喪失することで炉心損傷に至る。	【電源】 非常用ディーゼル発電機等及び常設代替交流電源設備から電源を供給 【注水】 低圧原子炉代替注水系（常設）により低圧注水 【除熱】 格納容器代替スプレイ（可搬型）により原子炉格納容器冷却 格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器除熱
	(2) 高圧注水・減圧機能喪失 (TQUX)	給水流量全喪失の発生後、高圧注水機能が喪失し、かつ、原子炉減圧機能（自動減圧系、手動減圧の失敗）が喪失する。 原子炉が高圧を維持するため、低圧注水ができず炉心損傷に至る。	【電源】 非常用ディーゼル発電機等から電源を供給 【注水】 代替自動減圧機能を用いて自動減圧機能付き逃がし安全弁2弁開動作により原子炉減圧 残留熱除去系（低圧注水モード）により低圧注水 【除熱】 残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード、原子炉停止時冷却モード）により原子炉格納容器除熱
	(3-1) 全交流動力電源喪失（長期TB）	外部電源喪失の発生後、非常用ディーゼル発電機の起動に失敗する。 原子炉蒸気で駆動する原子炉隔離時冷却系が自動起動するが、蓄電池の枯渇により制御不能となることで原子炉への注水機能が喪失し、炉心損傷に至る。 （代替交流電源設備（常設代替交流電源設備・高圧発電機車等）は事象発生から24時間使えないと想定）	【電源】 24時間までは直流電源（所内常設蓄電式直流電源設備・常設代替直流電源設備）、以降は常設代替交流電源設備から電源を供給 【注水】 原子炉隔離時冷却系により高圧注水 原子炉隔離時冷却系停止後、自動減圧機能付き逃がし安全弁の手動開操作により原子炉減圧 その後、低圧原子炉代替注水系（可搬型）により低圧注水 交流電源復旧後、残留熱除去系（低圧注水モード）により低圧注水 【除熱】 格納容器代替スプレイ（可搬型）により原子炉格納容器冷却 交流電源復旧後、残留熱除去系（格納容器冷却モード、サプレッション・プール水冷却モード）により原子炉格納容器除熱
	(3-2) 全交流動力電源喪失（TBU）	(3-1)に加え、原子炉隔離時冷却系が機能喪失する。	【電源】 (3-1)と同様 【注水】 高圧原子炉代替注水系により高圧注水（8.3時間後停止以降は3-1と同様） 【除熱】 (3-1)と同様
	(3-3) 全交流動力電源喪失（TBD）	(3-1)に加え、直流電源設備が機能喪失する。	【電源】 24時間までは常設代替直流電源設備、以降は常設代替交流電源設備から電源を供給 【注水】 (3-2)と同様 【除熱】 (3-1)と同様
	(3-4) 全交流動力電源喪失（TBP）	(3-1)に加え、逃がし安全弁のうち1弁が開状態で固着する。	【電源】 (3-1)と同様 【注水】 (3-1)と同様 【除熱】 (3-1)と同様

	想定シナリオ名	想定概要	対応概要（使用する重大事故等対処設備はゴシック表記）
運転中の原子炉における炉心損傷防止	(4-1) 崩壊熱除去機能喪失（TW）のうち取水機能喪失	給水流量全喪失の発生後、注水には成功するが、取水機能の喪失により崩壊熱除去機能が喪失する。 炉心損傷前に格納容器が破損し、これに伴い炉心冷却機能を喪失して炉心損傷に至る。 （取水機能の喪失を想定することから、あわせて非常用ディーゼル発電機等も機能喪失を想定）	【電源】 常設代替交流電源設備から電源を供給 【注水】 原子炉隔離時冷却系により高圧注水 原子炉隔離時冷却系停止後、自動減圧機能付き逃がし安全弁の手動開操作により原子炉減圧 その後、残留熱除去系（低圧注水モード）により低圧注水 【除熱】 残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）、原子炉補機代替冷却系により原子炉格納容器除熱
	(4-2) 崩壊熱除去機能喪失（TW）のうち残留熱除去系喪失	給水流量全喪失の発生後、炉心冷却には成功するが、残留熱除去系の故障により崩壊熱除去機能が喪失する。 炉心損傷前に格納容器が破損し、これに伴い炉心冷却機能を喪失して炉心損傷に至る。	【電源】 非常用ディーゼル発電機等及び常設代替交流電源設備から電源を供給 【注水】 原子炉隔離時冷却系により高圧注水 原子炉隔離時冷却系停止後、自動減圧機能付き逃がし安全弁の手動開操作により原子炉減圧 その後、低圧原子炉代替注水系（常設）により低圧注水 【除熱】 格納容器代替スプレイ（可搬型）により原子炉格納容器冷却 格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器除熱
	(5) 原子炉停止機能喪失（TC）	主蒸気隔離弁の誤閉止の発生後、原子炉停止機能が喪失（スクラムに失敗）する。 原子炉出力が高い状態が維持され炉心損傷に至る。	【電源】 外部電源から電源を供給 【停止】 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能で出力を抑制し、ほう酸水注入系により原子炉を停止 【注水】 高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系により高圧注水 【除熱】 残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）により原子炉格納容器除熱
	(6) LOCA（冷却材喪失事故）時注水機能喪失	原子炉再循環系配管の部分破断の発生後、高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失する。 破断箇所から原子炉冷却材が流出し、炉心損傷に至る。 （低圧注水機能喪失を想定することから、あわせて残留熱除去系機能喪失に伴う崩壊熱除去機能喪失を想定）	【電源】 非常用ディーゼル発電機等及び常設代替交流電源設備から電源を供給 【注水】 自動減圧機能付き逃がし安全弁の手動開操作により原子炉減圧 低圧原子炉代替注水系（常設）により低圧注水 【除熱】 格納容器代替スプレイ（可搬型）により原子炉格納容器冷却 格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器除熱
	(7) 格納容器パイパス（インターフェイスシステムLOCA）（ISLOCA）	原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で、高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管のうち、隔離弁の隔離失敗等により低圧設計部分が過圧され破断する。 破断箇所から原子炉冷却材が流出し、炉心損傷に至る。	【電源】 非常用ディーゼル発電機等から電源を供給 【注水】 高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系により高圧注水 （漏えい量抑制のため）自動減圧機能付き逃がし安全弁の手動開操作により原子炉減圧 その後も高圧炉心スプレイ系で注水継続 【除熱】 残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）により原子炉格納容器除熱 【破断箇所隔離】 現場における隔離弁の操作

	想定シナリオ名	想定概要	対応概要（使用する重大事故等対処設備はゴシック表記）
運転中の原子炉における格納容器破損防止	(1-1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	給水流量全喪失、外部電源喪失、原子炉再循環系配管の全周破断（大破断 L O C A）、非常用ディーゼル発電機等の起動失敗、高圧注水機能及び低圧注水機能の喪失が重畳する。 炉心損傷後、原子炉格納容器に水蒸気、非凝縮性ガス等が蓄積し、原子炉格納容器の過圧・過温により原子炉格納容器の破損に至る。	【電源】 常設代替交流電源設備から電源を供給 【注水】 低圧原子炉代替注水系（常設）により低圧注水（大破断 L O C A のため減圧操作不要） 【除熱】 残留熱代替除去系、原子炉補機代替冷却系により原子炉格納容器除熱
	(1-2) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	(1-1)に加え、残留熱代替除去系が使用不能	【電源】 (1-1)と同様 【注水】 (1-1)と同様 【除熱】 格納容器代替スプレイ（可搬型）により原子炉格納容器冷却 格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器除熱
	(2) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（D C H）	給水流量全喪失、外部電源喪失、非常用ディーゼル発電機等の起動失敗、高圧注水機能及び低圧注水機能の喪失に加え、さらに重大事故等対処設備による原子炉注水不能が重畳する。 炉心損傷後、高圧状態の原子炉圧力容器が損傷し、溶融炉心、水蒸気、水素ガス等が急速に放出され、熱的・機械的な負荷が発生して原子炉格納容器の破損に至る。	【電源】 常設代替交流電源設備から電源を供給 【注水】 (原子炉圧力容器への注水不能) 自動減圧機能付き逃がし安全弁の手動開操作により原子炉減圧（高圧状態での圧力容器破損防止） 原子炉圧力容器破損前に格納容器代替スプレイ系（可搬型）により、ペDESTAL部へ深さ 2.4m の水張りを実施 原子炉圧力容器からペDESTAL部へ漏出した溶融炉心へペDESTAL代替注水系（可搬型）により注水 【除熱】 残留熱代替除去系、原子炉補機代替冷却系により原子炉格納容器除熱
	(3) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（F C I）	（シナリオ想定は(2)D C Hと同様） 圧力容器損傷後、溶融炉心と原子炉圧力容器外の水が接触して一時的な格納容器圧力の急上昇が生じ、原子炉格納容器の破損に至る。	【対応概要は(2) D C Hの対応と同様】
	(4) 水素燃焼	（シナリオ想定は(1-1)過圧・過温破損と同様） ジルコニウム－水反応等によって発生する水素ガス、水の放射線分解によって発生する酸素ガスによって原子炉格納容器内の水素・酸素濃度が上昇し、激しい燃焼が生ることで、原子炉格納容器の破損に至る。	【対応概要は(1-1)過圧・過温破損の対応と同様】 酸素濃度が可燃限界である 5vol%以下となるよう、可搬式窒素供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素注入を実施
	(5) 溶融炉心・コンクリート相互作用（M C C I）	（シナリオ想定は(2)D C Hと同様） 原子炉格納容器内へ流れ出した溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、ペDESTALのコンクリートが侵食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能を喪失し、原子炉格納容器の破損に至る。	【対応概要は(2) D C Hの対応と同様】 ペDESTAL部へコリウムシールドを設置するとともに、大量送水車による原子炉圧力容器破損前のペDESTAL部への事前水張り及び原子炉圧力容器破損以降の注水を行うことでM C C Iの防止・緩和を図る
	(6) 格納容器直接接触（シェルアタック）	炉心損傷後、溶融炉心が原子炉圧力容器底部からペDESTAL部に落下し、さらにペDESTAL部の外側に流出して原子炉格納容器の壁に接触することによって、原子炉格納容器の破損に至る。	発生しない （ペDESTAL部の床面とその外側の床面が同じ高さに設計されているM a r k - I 型格納容器特有の事象であり、島根 2 号炉（M a r k - I 改良型格納容器）では発生しない。）

	想定シナリオ名	想定概要	対応概要（使用する重大事故等対処設備はゴシック表記）
燃料プール内の燃料損傷防止	(1) 想定事故 1	燃料プールの冷却機能及び注水機能が喪失する。 燃料プール水温が徐々に上昇し、やがて沸騰して蒸発することで燃料損傷に至る。	【電源】 非常用ディーゼル発電機等から電源を供給 【注水】 燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド、可搬型スプレイノズル）により燃料プールへ注水 【除熱】 燃料プール水の蒸発分に応じた水を注水することで燃料プール水位を維持
	(2) 想定事故 2	燃料プールの冷却系の配管破断が発生するとともに、逆止弁が開固着することで、サイフォン現象により燃料プール内の水の漏えいが発生し、さらに燃料プール注水機能が喪失する。 破断箇所から燃料プール水が流出し、燃料損傷に至る。	【電源】 (1)と同様 【漏えい抑制】 サイフォンブレイク配管によってサイフォン現象を停止 【注水】 (1)と同様 【除熱】 (1)と同様
運転停止中の原子炉内の燃料損傷防止	(1) 崩壊熱除去機能喪失	原子炉の運転停止中に残留熱除去系の故障により、崩壊熱除去機能が喪失する。 燃料の崩壊熱により原子炉冷却材が蒸発し、燃料損傷に至る。	【電源】 非常用ディーゼル発電機等から電源を供給 【注水】 残留熱除去系（低圧注水モード）による注水 【除熱】 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）により原子炉を除熱
	(2) 全交流動力電源喪失	原子炉の運転停止中に全交流動力電源が喪失し、崩壊熱除去機能が喪失する。 燃料の崩壊熱により原子炉冷却材が蒸発し、燃料損傷に至る。	【電源】 常設代替交流電源設備から電源を供給 【注水】 低圧原子炉代替注水系（常設）による低圧注水 【除熱】 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）、原子炉補機代替冷却系により原子炉を除熱
	(3) 原子炉冷却材の流出	原子炉の運転停止中に運転員の誤操作等により系外への原子炉冷却材の流出が発生する。 原子炉冷却材の流出に伴い原子炉水位が低下し、燃料損傷に至る。	【電源】 非常用ディーゼル発電機等から電源を供給 【漏えい抑制】 水位低下の原因調査・誤操作で形成された流出経路の隔離操作 【注水】 残留熱除去系（低圧注水モード）による低圧注水 【除熱】 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）により原子炉を除熱
	(4) 反応度の誤投入	原子炉の運転停止中に制御棒の誤引き抜き等によって、燃料に反応度が投入される。 急激な反応度投入に伴う出力上昇により燃料損傷に至る。	【停止】 中性子の増加を検知し、制御棒が自動的に挿入され原子炉停止