第1.15-12表 「格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)」の重大事故等対策について(1/3)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
プラントトリップの確認	事故の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。	－	－	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
ECCS作動信号発信等の確認	ECCS作動信号の発信及び高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、電動補助給水ポンプ等の自動作動を確認する。 1次系圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となれば、蓄圧注入系による炉心注水が行われることを確認する。 非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を確認する。	高圧注入ポンプ 【余熱除去ポンプ】 燃料取替用水ピット 電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水ピット ディーゼル発電機※ 燃料油貯油そう※ 燃料油貯蔵タンク※ 蓄圧タンク	タンクローリ※	1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 1次冷却材圧力 加圧器水位 高圧注入ポンプ流量 【余熱除去流量】 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 燃料取替用水ピット水位 復水ピット水位
漏えい箇所の判断及び対応操作	1次冷却材圧力の低下、加圧器水位の低下、排気筒ガスモニタの指示上昇、余熱除去ポンプ出口圧力上昇等により、余熱除去系からの漏えいによるインターフェイスシステムLOCAの発生を判断する。 インターフェイスシステムLOCA時に燃料取替用水ピットを水源とした注水が行われている場合の対応操作として、燃料取替用水ピットの補給準備を行う。	【燃料取替用水ピット】	－	1次冷却材圧力 加圧器水位 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 主蒸気ライン圧力 格納容器内温度 格納容器内温度(SA) 格納容器圧力 AM用格納容器圧力 格納容器再循環サンプ水位(広域) 格納容器再循環サンプ水位(狭域) 格納容器内高レンジエリアモニタ(低レンジ) 格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ) 【燃料取替用水ピット水位】

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備
※:外部電源がない場合は、以降の負荷に対して必要

第1.15-12表 「格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)」の重大事故等対策について(2/3)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
漏えい箇所の隔離(1次系減圧前)	余熱除去系の隔離操作として、余熱除去ポンプを全台停止するとともに、燃料取替用水ピット水の流出を抑制するために、燃料取替用水ピットと余熱除去系の隔離を行う。 1次系保有水量の減少を抑制するために、1次系の減圧操作を開始する前に、漏えい箇所の隔離操作として中央制御室からの操作により1次系と余熱除去系の隔離操作を行う。 隔離操作については破断側系列及び健全側系列ともに行う。	－	－	余熱除去流量 燃料取替用水ピット水位
余熱除去系隔離失敗の判断	余熱除去系の隔離操作後に1次冷却材圧力の低下が継続することにより、余熱除去系の漏えい箇所の隔離に失敗したことを判断する。	－	－	1次冷却材圧力 加圧器水位
2次系強制冷却	余熱除去系隔離失敗時の対応操作として、主蒸気逃がし弁の開操作により、1次系の減温、減圧を行う。 その後、蒸気発生器の水位が狭域水位計指示範囲内で上昇傾向にある等、補助給水流量調整の必要がある場合は、蒸気発生器狭域水位計の指示範囲内に維持するように調整する。	電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水ピット 主蒸気逃がし弁 蒸気発生器	－	1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 1次冷却材圧力 加圧器水位 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 主蒸気ライン圧力 復水ピット水位
燃料取替用水ピットへの補給及び漏えい箇所の隔離準備(1次系減圧後)	余熱除去系隔離失敗時の対応操作として、燃料取替用水ピットへの補給操作を行う。 余熱除去系隔離失敗時の対応操作として、1次系の減圧状態を確認し、現場操作等による隔離操作の準備を行う。	【燃料取替用水ピット】	－	【燃料取替用水ピット水位】
加圧器逃がし弁開操作による1次系の減圧	ECCS停止条件を早期に確立し、1次系からの漏えい量を抑制するため、1次系のサブクール度を確保した段階で加圧器逃がし弁を手動で開操作することで1次系の減圧を行う。	加圧器逃がし弁	－	1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 1次冷却材圧力 加圧器水位

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-12表 「格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)」の重大事故等対策について(3/3)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
蓄圧タンク出口弁閉止	1次系からの漏えい量を抑制するため、ECCS停止条件の満足又は1次冷却材圧力計指示が約0.6MPaとなれば、蓄圧タンクの出口弁を閉止する。	蓄圧タンク出口弁	－	1次冷却材圧力
高圧注入系から充てん系への切替え及び高圧注入ポンプの停止	ECCS停止条件を満足していることを確認し、高圧注入ポンプから充てんポンプによる炉心注水に切り替える。 充てんポンプによる炉心注水状態を確認する。 充てんポンプへの切替え後に高圧注入ポンプを停止する。	充てんポンプ 燃料取替用水ピット	－	1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 1次冷却材圧力 加圧器水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 燃料取替用水ピット水位
健全側余熱除去系による炉心冷却への切替え	1次冷却材圧力計指示が2.7MPa以下及び1次冷却材高温側温度計(広域)指示が177℃未満となり余熱除去系が使用可能となれば、健全側の余熱除去系による炉心冷却を開始する。 余熱除去系の運転状態を確認する。	余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器	－	1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 1次冷却材圧力 加圧器水位 余熱除去流量
余熱除去系からの漏えい停止	1次冷却材圧力が余熱除去系配管の最高使用圧力以下であることを確認し、漏えい箇所の隔離操作として現場操作等により余熱除去系入口隔離弁の誤開又は破損が発生した側の余熱除去ポンプ入口弁等を閉止することにより隔離を行い、余熱除去系からの漏えいを停止する。 以降、長期対策として余熱除去系による炉心冷却を継続的に行う。	余熱除去ポンプ入口弁 余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器	－	1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 1次冷却材圧力 加圧器水位 余熱除去流量

第1.15-13表 「格納容器バイパス(蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故)」の
重大事故等対策について(1/4)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
プラントトリップの確認	事故の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。	－	－	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
ECCS作動信号発信の確認	ECCS作動信号の発信及び高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、電動補助給水ポンプ等の自動作動を確認する。 非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を確認する。	高圧注入ポンプ 【余熱除去ポンプ】 燃料取替用水ピット 電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水ピット ディーゼル発電機※ 燃料油貯油そう※ 燃料油貯蔵タンク※	タンクローリ※	1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 1次冷却材圧力 加圧器水位 高圧注入ポンプ流量 【余熱除去流量】 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 燃料取替用水ピット水位 復水ピット水位
漏えい箇所の判断及び対応操作	1次冷却材圧力の低下、加圧器水位の低下、蒸気発生器ブローダウン水モニタ、復水器排気ガスモニタ、高感度型主蒸気管モニタの指示上昇、破損側蒸気発生器水位上昇等により、蒸気発生器伝熱管破損発生の判断及び破損側蒸気発生器の判定を行う。 蒸気発生器伝熱管破損時に燃料取替用水ピットを水源とした注水が行われている場合の対応操作として、燃料取替用水ピットの補給準備を行う。	【燃料取替用水ピット】	－	1次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器内温度 格納容器内温度(SA) 格納容器圧力 AM用格納容器圧力 格納容器再循環サンプ水位(広域) 格納容器再循環サンプ水位(狭域) 格納容器内高レンジエリアモニタ(低レンジ) 格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ) 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 主蒸気ライン圧力 【燃料取替用水ピット水位】

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備
※:外部電源がない場合は、以降の負荷に対して必要

第1.15-13表 「格納容器バイパス(蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故)」の重大事故等対策について(2/4)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
漏えい箇所の隔離	破損側蒸気発生器の隔離操作として、破損側蒸気発生器への補助給水停止、破損側蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気元弁の閉止等を行う。	主蒸気隔離弁	－	－
破損側蒸気発生器隔離失敗の判断	破損側蒸気発生器の隔離操作後に破損側蒸気発生器圧力が無負荷圧力より低下し、減圧が継続していることにより、破損側蒸気発生器の隔離に失敗したことを判断する。	－	－	1次冷却材圧力 加圧器水位 主蒸気ライン圧力 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位
2次系強制冷却	破損側蒸気発生器隔離失敗時の対応操作として、健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁の開操作により、1次系の減温、減圧を行う。 その後、蒸気発生器の水位が狭域水位計指示範囲内で上昇傾向にある等、補助給水流量調整の必要がある場合は、蒸気発生器狭域水位計の指示範囲内に維持するように調整する。	電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水ピット 主蒸気逃がし弁 蒸気発生器	－	1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 1次冷却材圧力 加圧器水位 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 主蒸気ライン圧力 復水ピット水位
燃料取替用水ピットへの補給	破損側蒸気発生器隔離失敗時の対応操作として、燃料取替用水ピットへの補給操作を行う。	【燃料取替用水ピット】	－	【燃料取替用水ピット水位】
加圧器逃がし弁開操作による1次系の減圧	ECCS停止条件を早期に確立し、1次系からの漏えい量を抑制するため、1次系のサブクール度を確保した段階で加圧器逃がし弁を手動で開操作することで1次系の減圧を行う。	加圧器逃がし弁	－	1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 1次冷却材圧力 加圧器水位
蓄圧タンク出口弁閉止	蓄圧注入による破損側蒸気発生器2次側への漏えい量を抑制するため、1次系圧力が蓄圧タンクの保持圧力になる前に蓄圧タンク出口弁を閉止する。	蓄圧タンク出口弁	－	1次冷却材圧力

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-13表 「格納容器バイパス(蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故)」の
重大事故等対策について(3/4)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
高圧注入系から充てん系への切替え及び高圧注入ポンプの停止	ECCS停止条件を満足していることを確認し、高圧注入ポンプから充てんポンプによる炉心注水に切り替える。 充てんポンプによる炉心注水状態を確認する。 充てんポンプへの切替え後に高圧注入ポンプを停止する。	充てんポンプ 燃料取替用水ピット	－	1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 1次冷却材圧力 加圧器水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 燃料取替用水ピット水位
余熱除去系による炉心冷却への切替え	1次冷却材圧力計指示が2.7MPa以下及び1次冷却材高温側温度計(広域)指示が177℃未満となり余熱除去系が使用可能となれば、余熱除去系による炉心冷却を開始する。 余熱除去系の運転状態を確認する。	余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器	－	1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 1次冷却材圧力 加圧器水位 余熱除去流量
1、2次系の均圧による破損側蒸気発生器からの漏えい停止	1次系の減圧により1次系と破損側蒸気発生器2次側を均圧させ、破損側蒸気発生器からの漏えいを停止する。 以降、長期対策として余熱除去系による炉心冷却を継続的に行う。	加圧器逃がし弁 余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器	－	1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 1次冷却材圧力 加圧器水位 余熱除去流量 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 主蒸気ライン圧力

第1.15-13表 「格納容器バイパス(蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故)」の
重大事故等対策について(4/4)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
1次系のフィードアンドブリード	余熱除去系の接続に失敗する場合には、この対応操作として、充てんポンプ及び加圧器逃がし弁の開操作によるフィードアンドブリードを開始する。	充てんポンプ 燃料取替用水ピット 加圧器逃がし弁	－	1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 1次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器内温度 格納容器内温度(SA) 格納容器圧力 AM用格納容器圧力 格納容器再循環サンプ水位(広域) 格納容器再循環サンプ水位(狭域) 燃料取替用水ピット水位
代替再循環による炉心冷却	余熱除去系の接続に失敗する場合の長期対策として、格納容器再循環サンプ水位計(広域)指示が70%以上を確認し、充てんポンプによる炉心注水からB格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)による代替再循環に切り替えることにより、代替再循環による炉心注水状態を確認する。 以降、長期対策として代替再循環による炉心冷却を継続的に行う。	B格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用) B格納容器スプレイ冷却器 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン 加圧器逃がし弁	－	1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 1次冷却材圧力 加圧器水位 余熱除去流量 格納容器内温度 格納容器内温度(SA) 格納容器圧力 AM用格納容器圧力 格納容器再循環サンプ水位(広域) 格納容器再循環サンプ水位(狭域)

第1.15-14表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」の重大事故等対策について(1/5)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
事象の発生及び対応処置	LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生し、原子炉トリップ信号、ECCS作動信号等が発信すれば、原子炉トリップ及びタービントリップ、ECCS及び格納容器スプレイの自動作動を確認する。 その後、格納容器スプレイ機能、ECCS再循環機能等の安全機能の喪失が重畳した場合には、全交流動力電源喪失の手順又は喪失した安全機能に対応した手順へ移行する。	蓄電池(安全防護系用)	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
事象進展の判断及び対応準備 (1/2)	中央制御室からの操作による非常用母線の電源回復に失敗した場合は、早期の電源回復不能と判断する。この対応操作として、大容量空冷式発電機による電源確保、常設電動注入ポンプ起動準備、被ばく低減操作、復水ピットへの供給、使用済燃料ピットへの注水確保、使用済燃料ピット周辺線量率計の設置、使用済燃料ピット水位計(広域)〔使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む〕の設置及び移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却の準備を行う。 1次冷却材圧力の低下等により、1次冷却材漏えいの判断を行うとともに、事象判別を行っている10分以内に1次冷却材圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下することによる、漏えい規模が大きいLOCAの発生有無、補助給水流量の低下による補助給水機能喪失の有無により事象進展の判断を行う。 全交流動力電源喪失時に漏えい規模が大きいLOCAでない又は漏えいがない場合の対応操作として、常設電動注入ポンプの注入先を炉心注水とする。また、漏えい規模が大きいLOCAへの進展の可能性を考慮して、常設電動注入ポンプの準備完了後にB充てんポンプ(自己冷却)の準備を行う。なお、漏えい規模が大きいLOCAが発生した場合は、常設電動注入ポンプの注入先を格納容器スプレイとするとともにB充てんポンプ(自己冷却)の準備を行う。	大容量空冷式発電機※ 常設電動注入ポンプ 【B充てんポンプ(自己冷却)】 燃料油貯蔵タンク※ 大容量空冷式発電機用燃料タンク※ 大容量空冷式発電機用給油ポンプ※ 蓄圧タンク タービン動補助給水ポンプ 復水ピット	移動式大容量ポンプ車 取水用水中ポンプ 水中ポンプ用発電機 復水タンク(ピット)補給用水中ポンプ 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ 中間受槽 タンクローリ※	1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器内温度 格納容器内温度(SA) 格納容器圧力 AM用格納容器圧力 格納容器再循環サンプ水位(広域) 格納容器再循環サンプ水位(狭域) 格納容器内高レンジエリアモニタ(低レンジ) 格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ) 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 復水ピット水位

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

※:外部電源等が復旧するまでは、以降の負荷に対して必要

第1.15-14表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」の重大事故等対策について(2/5)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
事象進展の判断及び対応準備 (2/2)	全交流動力電源喪失時に漏えい規模が大きいLOCAでない場合は、常設電動注入ポンプにより代替炉心注水を行うが、10分以内に1次冷却材圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下することにより漏えい規模が大きいLOCAに進展した場合、注水先を切り替えることにより常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行うとともに、B充てんポンプ(自己冷却)による代替炉心注水を行う。 漏えい規模が大きいLOCAでない場合でも、炉心出口温度計指示350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ)指示1×10^{5}mSv/h以上により炉心損傷と判断すれば、注水先を切り替えることにより常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行う。 また、炉心損傷後の常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ実施時においても、炉心損傷の進展防止及び緩和のために、B充てんポンプ(自己冷却)による代替炉心注水を行う。	－	－	－
アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動	全交流動力電源喪失時、アニュラス部に水素が滞留することを防止するため及び原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するため、事前に現場にてアニュラス空気浄化系ダンパへの代替空気供給操作を行い、大容量空冷式発電機等により電源供給された後にアニュラス空気浄化ファンを起動する。 中央制御室の作業環境確保のため、現場にて中央制御室非常用循環系ダンパの開処置を行い、中央制御室非常用循環系の起動操作を行う。	アニュラス空気浄化ファン アニュラス空気浄化フィルタユニット 中央制御室空調ファン 中央制御室循環ファン 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室非常用循環フィルタユニット	窒素ボンベ(アニュラス空気浄化ファン弁用)	－

第1.15-14表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の重大事故等対策について（3/5）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
補助給水系機能維持の判断	補助給水ポンプ起動及び補助給水流量が確立されていることを確認する。また、全交流動力電源喪失時、漏えい規模が大きいLOCAでない又は漏えいがない場合に、補助給水機能が喪失していると判断される場合は、加圧器逃がし弁の使用準備として窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）による駆動用空気の供給を行い、炉心損傷判断後、原子炉容器破損時点で1次冷却材圧力を2.0MPa以下まで減圧するための加圧器逃がし弁による1次系強制減圧を行う。なお、加圧器逃がし弁の使用準備において、直流電源が喪失している場合には、可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）の準備を行う。	タービン動補助給水ポンプ 復水ピット 【加圧器逃がし弁】	【可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）】 【窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）】	【1次冷却材圧力】 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 復水ピット水位
イグナイタの起動及び可搬型格納容器水素濃度計測装置等の運転準備	原子炉容器内等において、事象進展に応じて水素が生成される可能性があるため、炉心出口温度が350℃に到達した場合、又はECCS作動信号の発信を伴う1次冷却材喪失時にすべての高圧注入機能が喪失した場合に、イグナイタを起動するとともに可搬型格納容器水素濃度計測装置等の運転準備を行う。また、全交流動力電源喪失時においては、準備完了後、大容量空冷式発電機等より受電すれば、速やかにイグナイタを起動する。	【電気式水素燃焼装置】 【電気式水素燃焼装置動作監視装置】	【可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ】 【可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置】	【1次冷却材高温側温度（広域）】 【高圧注入ポンプ流量】 【可搬型格納容器水素濃度計測装置】
炉心損傷の判断	炉心出口温度計指示350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）指示1×10^{5}mSv/h以上により、炉心損傷と判断する。	—	—	1次冷却材高温側温度（広域） 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）
静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタ作動状況確認	静的触媒式水素再結合装置にて原子炉格納容器内の水素が処理されていることを、静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の温度上昇により確認する。 イグナイタ作動にて原子炉格納容器内の水素が燃焼し処理されていることを、電気式水素燃焼装置動作監視装置の温度上昇により確認する。	【静的触媒式水素再結合装置】 【静的触媒式水素再結合装置動作監視装置】 【電気式水素燃焼装置】 【電気式水素燃焼装置動作監視装置】	—	—

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-14表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の重大事故等対策について（4/5）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	格納容器スプレイ注入機能が喪失している場合に、1次冷却材漏えいに伴う原子炉格納容器圧力上昇の抑制及び炉心損傷後の溶融炉心落下に伴う溶融炉心・コンクリート相互作用抑制のための大容量空冷式発電機等からの給電及び常設電動注入ポンプの準備が整い次第、代替格納容器スプレイを開始する。なお、炉心冷却については、B充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水の準備が整い次第、炉心への注水を行う。 代替格納容器スプレイを継続するため、燃料取替用水ピット水位計の指示が16%以下となれば、復水ピットとの連絡を行い、復水ピットに補給することにより代替格納容器スプレイを継続する。その後、格納容器再循環サンプ水位（広域）指示が75%以上となれば、代替格納容器スプレイを一旦停止する。一旦停止後に、格納容器内圧力計指示が、原子炉格納容器の最高使用圧力である392kPaまで上昇すれば代替格納容器スプレイを再開する。	常設電動注入ポンプ 【B充てんポンプ（自己冷却）】 燃料取替用水ピット 復水ピット 燃料油貯蔵タンク	取水用水中ポンプ 水中ポンプ用発電機 復水タンク（ピット）補給用水中ポンプ 中間受槽 タンクローリ	AM用消火水積算流量 格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM用格納容器圧力 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） 原子炉格納容器水位 原子炉下部キャビティ水位 燃料取替用水ピット水位 復水ピット水位
水素濃度監視	ジルコニウム－水反応等により生成される水素による原子炉格納容器内の水素濃度を確認するため、格納容器水素濃度計測装置等の準備が整い次第運転し、格納容器内水素濃度の測定を開始する。 アニュラス部に漏えいした水素によるアニュラス部の水素濃度を確認するために、炉心損傷判断後、アニュラス水素濃度計測装置によりアニュラス内の水素濃度の測定を開始する。	【燃料油貯蔵タンク】	【可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ】 【可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置】 【移動式大容量ポンプ車】 【タンクローリ】	【可搬型格納容器水素濃度計測装置】 【アニュラス水素濃度計測装置】

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-14表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の重大事故等対策について（5/5）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
格納容器内自然対流冷却	A、B格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水を通水し、原子炉格納容器雰囲気を自然対流により除熱する。 全交流動力電源喪失等が起因となり原子炉補機冷却水系が使用できない場合には、移動式大容量ポンプ車によりA、B格納容器再循環ユニットに冷却水を供給し、原子炉格納容器雰囲気を自然対流により除熱する。 炉心溶融により屋外の放射線量が高い場合は、屋内に待機しモニタ指示を確認しながら、事象発生から24時間以内に除熱を開始できるように作業を行う。	A、B格納容器再循環ユニット 【A、B原子炉補機冷却水ポンプ】 【原子炉補機冷却水サージタンク】 【A原子炉補機冷却水冷却器】 【A、B海水ポンプ】 燃料油貯蔵タンク	【窒素ボンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）】 移動式大容量ポンプ車 タンクローリ	格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM用格納容器圧力 【原子炉補機冷却水サージタンク水位】 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）

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-15表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の重大事故等対策について（1/5）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
事象の発生及び対応処置	LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生し、原子炉トリップ信号、ECCS作動信号等が発信すれば、原子炉トリップ及びタービントリップ、ECCS及び格納容器スプレイの自動作動を確認する。 その後、格納容器スプレイ機能、ECCS再循環機能等の安全機能の喪失が重畳した場合には、全交流動力電源喪失の手順又は喪失した安全機能に対応した手順へ移行する。	蓄電池（安全防護系用）	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
事象進展の判断及び対応準備 （1/2）	中央制御室からの操作による非常用母線の電源回復に失敗した場合は、早期の電源回復不能と判断する。この対応操作として、大容量空冷式発電機による電源確保、常設電動注入ポンプ起動準備、被ばく低減操作、復水ピットへの供給、使用済燃料ピットへの注水確保、使用済燃料ピット周辺線量率計の設置、使用済燃料ピット水位計（広域）〔使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む〕の設置及び移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却の準備を行う。 1次冷却材圧力の低下等により、1次冷却材漏えいの判断を行うとともに、事象判別を行っている10分以内に1次冷却材圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下することによる、漏えい規模が大きいLOCAの発生有無、補助給水流量の低下による補助給水機能喪失の有無により事象進展の判断を行う。 全交流動力電源喪失時に漏えい規模が大きいLOCAでない又は漏えいがない場合の対応操作として、常設電動注入ポンプの注入先を炉心注水とする。また、漏えい規模が大きいLOCAへの進展の可能性を考慮して、常設電動注入ポンプの準備完了後にB充てんポンプ（自己冷却）の準備を行う。なお、漏えい規模が大きいLOCAが発生した場合は、常設電動注入ポンプの注入先を格納容器スプレイとするとともにB充てんポンプ（自己冷却）の準備を行う。	大容量空冷式発電機※ 常設電動注入ポンプ 【B充てんポンプ（自己冷却）】 燃料油貯蔵タンク※ 大容量空冷式発電機用燃料タンク※ 大容量空冷式発電機用給油ポンプ※ 【タービン動補助給水ポンプ】 【復水ピット】	移動式大容量ポンプ車 取水用水中ポンプ 水中ポンプ用発電機 復水タンク（ピット）補給用水中ポンプ 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ 中間受槽 タンクローリ※	1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM用格納容器圧力 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ） 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 復水ピット水位

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

※：外部電源等が復旧するまでは、以降の負荷に対して必要

第1.15-15表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)」の重大事故等対策について(2/5)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
事象進展の判断及び対応準備 (2/2)	全交流動力電源喪失時に漏えい規模が大きいLOCAでない場合は、常設電動注入ポンプにより代替炉心注水を行うが、10分以内に1次冷却材圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下することにより漏えい規模が大きいLOCAに進展した場合、注水先を切り替えることにより常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行うとともに、B充てんポンプ(自己冷却)による代替炉心注水を行う。 漏えい規模が大きいLOCAでない場合でも、炉心出口温度計指示350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ)指示1×10^{5}mSv/h以上により炉心損傷と判断すれば、注水先を切り替えることにより常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行う。 また、炉心損傷後の常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ実施時においても、炉心損傷の進展防止及び緩和のために、B充てんポンプ(自己冷却)による代替炉心注水を行う。	－	－	－
アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動	全交流動力電源喪失時、アニュラス部に水素が滞留することを防止するため及び原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するため、事前に現場にてアニュラス空気浄化系ダンパへの代替空気供給操作を行い、大容量空冷式発電機等により電源供給された後にアニュラス空気浄化ファンを起動する。 中央制御室の作業環境確保のため、現場にて中央制御室非常用循環系ダンパの開処置を行い、中央制御室非常用循環系の起動操作を行う。	アニュラス空気浄化ファン アニュラス空気浄化フィルタユニット 中央制御室空調ファン 中央制御室循環ファン 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室非常用循環フィルタユニット	窒素ボンベ(アニュラス空気浄化ファン弁用)	－

第1.15-15表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の重大事故等対策について（3/5）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
補助給水系機能維持の判断	補助給水ポンプ起動及び補助給水流量が確立されていることを確認する。また、全交流動力電源喪失時、漏えい規模が大きいLOCAでない又は漏えいがない場合に、補助給水機能が喪失していると判断される場合は、加圧器逃がし弁の使用準備として窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）による駆動用空気の供給を行い、炉心損傷判断後、原子炉容器破損時点で1次冷却材圧力を2.0MPa以下まで減圧するための加圧器逃がし弁による1次系強制減圧を行う。なお、加圧器逃がし弁の使用準備において、直流電源が喪失している場合には、可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）の準備を行う。	【タービン動補助給水ポンプ】 【復水ピット】 加圧器逃がし弁 蓄圧タンク	【可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）】 窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）	1次冷却材圧力 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 復水ピット水位
イグナイタの起動及び可搬型格納容器水素濃度計測装置等の運転準備	原子炉容器内等において、事象進展に応じて水素が生成される可能性があるため、炉心出口温度が350℃に到達した場合、又はECCS作動信号の発信を伴う1次冷却材喪失時にすべての高圧注入機能が喪失した場合に、イグナイタを起動するとともに可搬型格納容器水素濃度計測装置等の運転準備を行う。また、全交流動力電源喪失時においては、準備完了後、大容量空冷式発電機等より受電すれば、速やかにイグナイタを起動する。	【電気式水素燃焼装置】 【電気式水素燃焼装置動作監視装置】	【可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ】 【可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置】	【1次冷却材高温側温度（広域）】 【高圧注入ポンプ流量】 【可搬型格納容器水素濃度計測装置】
炉心損傷の判断	炉心出口温度計指示350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）指示1×10^{5}mSv/h以上により、炉心損傷と判断する。	—	—	1次冷却材高温側温度（広域） 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）
静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタ作動状況確認	静的触媒式水素再結合装置にて原子炉格納容器内の水素が処理されていることを、静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の温度上昇により確認する。 イグナイタ作動にて原子炉格納容器内の水素が燃焼し処理されていることを、電気式水素燃焼装置動作監視装置の温度上昇により確認する。	【静的触媒式水素再結合装置】 【静的触媒式水素再結合装置動作監視装置】 【電気式水素燃焼装置】 【電気式水素燃焼装置動作監視装置】	—	—

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-15表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の重大事故等対策について（4/5）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	格納容器スプレイ注入機能が喪失している場合に、1次冷却材漏えいに伴う原子炉格納容器圧力上昇の抑制及び炉心損傷後の溶融炉心落下に伴う溶融炉心・コンクリート相互作用抑制のための大容量空冷式発電機等からの給電及び常設電動注入ポンプの準備が整い次第、代替格納容器スプレイを開始する。なお、炉心冷却については、B充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水の準備が整い次第、炉心への注水を行う。 代替格納容器スプレイを継続するため、燃料取替用水ピット水位計の指示が16%以下となれば、復水ピットとの連絡を行い、復水ピットに補給することにより代替格納容器スプレイを継続する。その後、格納容器再循環サンプ水位（広域）指示が75%以上となれば、代替格納容器スプレイを一旦停止する。一旦停止後に、格納容器内圧力計指示が、原子炉格納容器の最高使用圧力である392kPaまで上昇すれば代替格納容器スプレイを再開する。	常設電動注入ポンプ 【B充てんポンプ（自己冷却）】 燃料取替用水ピット 復水ピット 燃料油貯蔵タンク	取水用水中ポンプ 水中ポンプ用発電機 復水タンク（ピット）補給用水中ポンプ 中間受槽 タンクローリ	AM用消火水積算流量 格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM用格納容器圧力 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） 原子炉格納容器水位 原子炉下部キャビティ水位 燃料取替用水ピット水位 復水ピット水位
水素濃度監視	ジルコニウム－水反応等により生成される水素による原子炉格納容器内の水素濃度を確認するため、格納容器水素濃度計測装置等の準備が整い次第運転し、格納容器内水素濃度の測定を開始する。 アニュラス部に漏えいした水素によるアニュラス部の水素濃度を確認するために、炉心損傷判断後、アニュラス水素濃度計測装置によりアニュラス内の水素濃度の測定を開始する。	【燃料油貯蔵タンク】	【可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ】 【可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置】 【移動式大容量ポンプ車】 【タンクローリ】	【可搬型格納容器水素濃度計測装置】 【アニュラス水素濃度計測装置】

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-15表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の重大事故等対策について（5/5）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
格納容器内自然対流冷却	A、B格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水を通水し、原子炉格納容器雰囲気を自然対流により除熱する。 全交流動力電源喪失等が起因となり原子炉補機冷却水系が使用できない場合には、移動式大容量ポンプ車によりA、B格納容器再循環ユニットに冷却水を供給し、原子炉格納容器雰囲気を自然対流により除熱する。 炉心溶融により屋外の放射線量が高い場合は、屋内に待機しモニタ指示を確認しながら、事象発生から24時間以内に除熱を開始できるように作業を行う。	A、B格納容器再循環ユニット 【A、B原子炉補機冷却水ポンプ】 【原子炉補機冷却水サージタンク】 【A原子炉補機冷却水冷却器】 【A、B海水ポンプ】 燃料油貯蔵タンク	【窒素ボンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）】 移動式大容量ポンプ車 タンクローリ	格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM用格納容器圧力 【原子炉補機冷却水サージタンク水位】 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）

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-16表 「水素燃焼」の重大事故等対策について(1/5)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
事象の発生及び対応処置	LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生し、原子炉トリップ信号、ECCS作動信号等が発信すれば、原子炉トリップ及びタービントリップ、ECCS及び格納容器スプレイの自動作動を確認する。 その後、格納容器スプレイ機能、ECCS再循環機能等の安全機能の喪失が重畳した場合には、全交流動力電源喪失の手順又は喪失した安全機能に対応した手順へ移行する。	【蓄電池(安全防護系用)】	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
事象進展の判断及び対応準備 (1/2)	中央制御室からの操作による非常用母線の電源回復に失敗した場合は、早期の電源回復不能と判断する。この対応操作として、大容量空冷式発電機による電源確保、常設電動注入ポンプ起動準備、被ばく低減操作、復水ピットへの供給、使用済燃料ピットへの注水確保、使用済燃料ピット周辺線量率計の設置、使用済燃料ピット水位計(広域)〔使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む〕の設置及び移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却の準備を行う。 1次冷却材圧力の低下等により、1次冷却材漏えいの判断を行うとともに、事象判別を行っている10分以内に1次冷却材圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下することによる、漏えい規模が大きいLOCAの発生有無、補助給水流量の低下による補助給水機能喪失の有無により事象進展の判断を行う。 全交流動力電源喪失時に漏えい規模が大きいLOCAでない又は漏えいがない場合の対応操作として、常設電動注入ポンプの注入先を炉心注水とする。また、漏えい規模が大きいLOCAへの進展の可能性を考慮して、常設電動注入ポンプの準備完了後にB充てんポンプ(自己冷却)の準備を行う。なお、漏えい規模が大きいLOCAが発生した場合は、常設電動注入ポンプの注入先を格納容器スプレイとするとともにB充てんポンプ(自己冷却)の準備を行う。	【大容量空冷式発電機※】 【常設電動注入ポンプ】 【B充てんポンプ(自己冷却)】 【燃料油貯蔵タンク※】 【大容量空冷式発電機用燃料タンク※】 【大容量空冷式発電機用給油ポンプ※】 蓄圧タンク タービン動補助給水ポンプ 復水ピット	【移動式大容量ポンプ車】 【取水用水中ポンプ】 【水中ポンプ用発電機】 【復水タンク(ピット)補給用水中ポンプ】 【使用済燃料ピット補給用水中ポンプ】 【中間受槽】 【タンクローリ※】	1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器内温度 格納容器内温度(SA) 格納容器圧力 AM用格納容器圧力 格納容器再循環サンプ水位(広域) 格納容器再循環サンプ水位(狭域) 格納容器内高レンジエリアモニタ(低レンジ) 格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ) 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 復水ピット水位

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

※:外部電源等が復旧するまでは、以降の負荷に対して必要

第1.15-16表 「水素燃焼」の重大事故等対策について(2/5)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
事象進展の判断及び対応準備 (2/2)	全交流動力電源喪失時に漏えい規模が大きいLOCAでない場合は、常設電動注入ポンプにより代替炉心注水を行うが、10分以内に1次冷却材圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下することにより漏えい規模が大きいLOCAに進展した場合、注水先を切り替えることにより常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行うとともに、B充てんポンプ(自己冷却)による代替炉心注水を行う。 漏えい規模が大きいLOCAでない場合でも、炉心出口温度計指示350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ)指示1×10^{5}mSv/h以上により炉心損傷と判断すれば、注水先を切り替えることにより常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行う。また、炉心損傷後の常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ実施時においても、炉心損傷の進展防止及び緩和のために、B充てんポンプ(自己冷却)による代替炉心注水を行う。	－	－	－
アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動	全交流動力電源喪失時、アニュラス部に水素が滞留することを防止するため及び原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するため、事前に現場にてアニュラス空気浄化系ダンパへの代替空気供給操作を行い、大容量空冷式発電機等により電源供給された後にアニュラス空気浄化ファンを起動する。 中央制御室の作業環境確保のため、現場にて中央制御室非常用循環系ダンパの開処置を行い、中央制御室非常用循環系の起動操作を行う。	アニュラス空気浄化ファン アニュラス空気浄化フィルタユニット 中央制御室空調ファン 中央制御室循環ファン 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室非常用循環フィルタユニット	【窒素ボンベ(アニュラス空気浄化ファン弁用)】	－

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-16表 「水素燃焼」の重大事故等対策について(3/5)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
補助給水系機能維持の判断	補助給水ポンプ起動及び補助給水流量が確立されていることを確認する。また、全交流動力電源喪失時、漏えい規模が大きいLOCAでない又は漏えいがない場合に、補助給水機能が喪失していると判断される場合は、加圧器逃がし弁の使用準備として窒素ボンベ(加圧器逃がし弁用)による駆動用空気の供給を行い、炉心損傷判断後、原子炉容器破損時点で1次冷却材圧力を2.0MPa以下まで減圧するための加圧器逃がし弁による1次系強制減圧を行う。なお、加圧器逃がし弁の使用準備において、直流電源が喪失している場合には、可搬型バッテリ(加圧器逃がし弁用)の準備を行う。	タービン動補助給水ポンプ 復水ピット 【加圧器逃がし弁】	【可搬型バッテリ(加圧器逃がし弁用)】 【窒素ボンベ(加圧器逃がし弁用)】	【1次冷却材圧力】 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 復水ピット水位
イグナイタの起動及び可搬型格納容器水素濃度計測装置等の運転準備	原子炉容器内等において、事象進展に応じて水素が生成される可能性があるため、炉心出口温度が350℃に到達した場合、又はECCS作動信号の発信を伴う1次冷却材喪失時にすべての高圧注入機能が喪失した場合に、イグナイタを起動するとともに可搬型格納容器水素濃度計測装置等の運転準備を行う。また、全交流動力電源喪失時においては、準備完了後、大容量空冷式発電機等より受電すれば、速やかにイグナイタを起動する。	【電気式水素燃焼装置】 【電気式水素燃焼装置動作監視装置】	【可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ】 【可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置】	【1次冷却材高温側温度(広域)】 【高圧注入ポンプ流量】 【可搬型格納容器水素濃度計測装置】
炉心損傷の判断	炉心出口温度計指示350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ)指示1×10^{5}mSv/h以上により、炉心損傷と判断する。	—	—	1次冷却材高温側温度(広域) 格納容器内高レンジエリアモニタ(低レンジ) 格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ)
静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタ作動状況確認	静的触媒式水素再結合装置にて原子炉格納容器内の水素が処理されていることを、静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の温度上昇により確認する。 イグナイタ作動にて原子炉格納容器内の水素が燃焼し処理されていることを、電気式水素燃焼装置動作監視装置の温度上昇により確認する。	静的触媒式水素再結合装置 静的触媒式水素再結合装置動作監視装置 【電気式水素燃焼装置】 【電気式水素燃焼装置動作監視装置】	—	—

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-16表 「水素燃焼」の重大事故等対策について(4/5)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	格納容器スプレイ注入機能が喪失している場合に、1次冷却材漏えいに伴う原子炉格納容器圧力上昇の抑制及び炉心損傷後の溶融炉心落下に伴う溶融炉心・コンクリート相互作用抑制のための大容量空冷式発電機等からの給電及び常設電動注入ポンプの準備が整い次第、代替格納容器スプレイを開始する。なお、炉心冷却については、B充てんポンプ(自己冷却)による代替炉心注水の準備が整い次第、炉心への注水を行う。 代替格納容器スプレイを継続するため、燃料取替用水ピット水位計の指示が16%以下となれば、復水ピットとの連絡を行い、復水ピットに補給することにより代替格納容器スプレイを継続する。その後、格納容器再循環サンプ水位(広域)指示が75%以上となれば、代替格納容器スプレイを一旦停止する。一旦停止後に、格納容器内圧力計指示が、原子炉格納容器の最高使用圧力である392kPaまで上昇すれば代替格納容器スプレイを再開する。	【常設電動注入ポンプ】 【B充てんポンプ(自己冷却)】 【燃料取替用水ピット】 【復水ピット】 【燃料油貯蔵タンク】	【取水用水中ポンプ】 【水中ポンプ用発電機】 【復水タンク(ピット)補給用水中ポンプ】 【中間受槽】 【タンクローリ】	【AM用消火水積算流量】 【格納容器内温度】 【格納容器内温度(SA)】 【格納容器圧力】 【AM用格納容器圧力】 【格納容器再循環サンプ水位(広域)】 【格納容器再循環サンプ水位(狭域)】 【原子炉格納容器水位】 【原子炉下部キャビティ水位】 【燃料取替用水ピット水位】 【復水ピット水位】
水素濃度監視	ジルコニウム－水反応等により生成される水素による原子炉格納容器内の水素濃度を確認するため、格納容器水素濃度計測装置等の準備が整い次第運転し、格納容器内水素濃度の測定を開始する。 アニュラス部に漏えいした水素によるアニュラス部の水素濃度を確認するために、炉心損傷判断後、アニュラス水素濃度計測装置によりアニュラス内の水素濃度の測定を開始する。	【燃料油貯蔵タンク】	【可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ】 【可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置】 【移動式大容量ポンプ車】 【タンクローリ】	【可搬型格納容器水素濃度計測装置】 【アニュラス水素濃度計測装置】

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-16表 「水素燃焼」の重大事故等対策について(5/5)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
格納容器内自然対流冷却	A、B格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水を通水し、原子炉格納容器雰囲気を自然対流により除熱する。 全交流動力電源喪失等が起因となり原子炉補機冷却水系が使用できない場合には、移動式大容量ポンプ車によりA、B格納容器再循環ユニットに冷却水を供給し、原子炉格納容器雰囲気を自然対流により除熱する。 炉心溶融により屋外の放射線量が高い場合は、屋内に待機しモニタ指示を確認しながら、事象発生から24時間以内に除熱を開始できるように作業を行う。	A、B格納容器再循環ユニット A、B原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機冷却水サージタンク A原子炉補機冷却水冷却器 A、B海水ポンプ 【燃料油貯蔵タンク】	窒素ボンベ(原子炉補機冷却水サージタンク用) 【移動式大容量ポンプ車】 【タンクローリ】	格納容器内温度 格納容器内温度(SA) 格納容器圧力 AM用格納容器圧力 原子炉補機冷却水サージタンク水位 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)

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-17表 「想定事故1」の重大事故等対策について(1/3)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
使用済燃料ピット冷却機能喪失の判断	使用済燃料ピットポンプが全台停止した場合又は使用済燃料ピット温度が65℃を超える場合は、使用済燃料ピット冷却機能喪失と判断する。	ディーゼル発電機※ 燃料油貯油そう※ 燃料油貯蔵タンク※	タンクローリ※	使用済燃料ピット温度(SA) 使用済燃料ピット水位(SA) 使用済燃料ピット状態監視カメラ
使用済燃料ピット冷却機能喪失時の回復操作	使用済燃料ピット冷却機能の回復操作を行う。	—	—	—
燃料取替用水ピット等からの注水準備	燃料取替用水ピット等から使用済燃料ピットへの注水準備を行う。	—	—	—
使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水準備	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準備を行う。	燃料油貯蔵タンク	取水用水中ポンプ 水中ポンプ用発電機 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ 中間受槽 タンクローリ	—
可搬型監視計器の設置	使用済燃料ピット周辺線量率計の設置及び使用済燃料ピット水位計(広域)〔使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む〕の設置を行う。	—	—	【使用済燃料ピット周辺線量率(低レンジ)】 【使用済燃料ピット周辺線量率(中間レンジ)】 【使用済燃料ピット周辺線量率(高レンジ)】 【使用済燃料ピット水位(広域)[使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む]】

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

※:外部電源がない場合は、以降の負荷に対して必要

第1.15-17表 「想定事故1」の重大事故等対策について(2/3)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
使用済燃料ピット水位の確認	使用済燃料ピット冷却機能喪失により、使用済燃料ピット水温が上昇し、使用済燃料ピット水位が低下していることを確認する。	－	－	使用済燃料ピット温度(SA) 使用済燃料ピット水位(SA) 使用済燃料ピット状態監視カメラ 【使用済燃料ピット周辺線量率(低レンジ)】 【使用済燃料ピット周辺線量率(中間レンジ)】 【使用済燃料ピット周辺線量率(高レンジ)】 【使用済燃料ピット水位(広域)[使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む]】
使用済燃料ピット注水機能喪失の判断	燃料取替用水ピット等から使用済燃料ピットへの注水機能の確認を行う。注水が確認できなければ、使用済燃料ピット注水機能の喪失と判断する。	－	－	使用済燃料ピット温度(SA) 使用済燃料ピット水位(SA) 使用済燃料ピット状態監視カメラ 【使用済燃料ピット周辺線量率(低レンジ)】 【使用済燃料ピット周辺線量率(中間レンジ)】 【使用済燃料ピット周辺線量率(高レンジ)】 【使用済燃料ピット水位(広域)[使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む]】
使用済燃料ピット注水機能喪失の回復操作	使用済燃料ピット注水機能の回復操作を行う。	－	－	－
淡水タンクからの注水操作	淡水タンク(2次系純水タンク、原水タンク)のうち使用可能なものから、順次使用済燃料ピットへの注水機能の確認を行う。	－	－	－

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-17表 「想定事故1」の重大事故等対策について(3/3)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
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	上記手段にて使用済燃料ピットへ注水できない場合は、淡水(八田浦貯水池)又は海を水源として使用済燃料ピット補給用水中ポンプにより使用済燃料ピットへ注水を行う。使用済燃料ピットへの注水に当たっては、使用済燃料ピット補給用水中ポンプの間欠運転により、使用済燃料ピット水位は、注水停止水位EL.+10.96m、注水開始水位EL.+10.78mの範囲で維持する。 以降、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により使用済燃料ピットの水位が維持され、水温が安定していることを確認する。	燃料油貯蔵タンク	取水用水中ポンプ 水中ポンプ用発電機 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ 中間受槽 タンクローリ	使用済燃料ピット温度(SA) 使用済燃料ピット水位(SA) 使用済燃料ピット状態監視カメラ 【使用済燃料ピット周辺線量率(低レンジ)】 【使用済燃料ピット周辺線量率(中間レンジ)】 【使用済燃料ピット周辺線量率(高レンジ)】 【使用済燃料ピット水位(広域)[使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む]】

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-18表 「想定事故2」の重大事故等対策について(1/2)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
使用済燃料ピット水位低下の確認	使用済燃料ピット水位低警報の発信を確認する。	ディーゼル発電機※ 燃料油貯油そう※ 燃料油貯蔵タンク※	タンクローリ※	使用済燃料ピット水位(SA) 使用済燃料ピット状態監視カメラ
漏えい箇所の特定、隔離操作	使用済燃料ピット水位低下の原因調査を行い、使用済燃料ピット冷却系配管等からの漏えいの場合は、漏えい箇所の特定及び隔離操作を実施する。	－	－	－
燃料取替用水ピット等からの注水準備	燃料取替用水ピット等から使用済燃料ピットへの注水準備を行う。	－	－	－
使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水準備	使用済燃料ピット水位計指示がEL.+10.75m未満に低下している場合は、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水準備を行う。	燃料油貯蔵タンク	取水用水中ポンプ 水中ポンプ用発電機 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ 中間受槽 タンクローリ	－
可搬型監視計器の設置	使用済燃料ピット周辺線量率計の設置及び使用済燃料ピット水位計(広域)〔使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む〕の設置を行う。	－	－	【使用済燃料ピット周辺線量率(低レンジ)】 【使用済燃料ピット周辺線量率(中間レンジ)】 【使用済燃料ピット周辺線量率(高レンジ)】 【使用済燃料ピット水位(広域)[使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む]】
使用済燃料ピット水温の確認	使用済燃料ピット冷却機能喪失により、使用済燃料ピット水温が上昇していることを確認する。	－	－	使用済燃料ピット温度(SA) 使用済燃料ピット状態監視カメラ

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

※:外部電源がない場合は、以降の負荷に対して必要

第1.15-18表 「想定事故2」の重大事故等対策について(2/2)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
使用済燃料ピット注水機能喪失の判断	燃料取替用水ピット等から使用済燃料ピットへの注水機能の確認を行う。注水が確認できなければ、使用済燃料ピット注水機能の喪失と判断する。	－	－	使用済燃料ピット温度(SA) 使用済燃料ピット水位(SA) 使用済燃料ピット状態監視カメラ 【使用済燃料ピット周辺線量率(低レンジ)】 【使用済燃料ピット周辺線量率(中間レンジ)】 【使用済燃料ピット周辺線量率(高レンジ)】 【使用済燃料ピット水位(広域)[使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む]】
使用済燃料ピット注水機能の回復操作	使用済燃料ピット注水機能の回復操作を行う。	－	－	－
淡水タンクからの注水操作	淡水タンク(2次系純水タンク、原水タンク)のうち使用可能なものから、順次使用済燃料ピットへの注水確認を行う。	－	－	－
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	上記手段にて使用済燃料ピットへ注水できない場合は、淡水(八田浦貯水池)又は海を水源として使用済燃料ピット補給用水中ポンプにより使用済燃料ピットへ注水を行う。 使用済燃料ピットへの注水に当たっては、使用済燃料ピット補給用水中ポンプの間欠運転により、使用済燃料ピット水位は、注水停止水位EL.+9.46m、注水開始水位EL.+9.28mの範囲で維持する。 以降、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により使用済燃料ピットの水位が維持され、水温が安定していることを確認する。	燃料油貯蔵タンク	取水用水中ポンプ 水中ポンプ用発電機 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ 中間受槽 タンクローリ	使用済燃料ピット温度(SA) 使用済燃料ピット水位(SA) 使用済燃料ピット状態監視カメラ 【使用済燃料ピット周辺線量率(低レンジ)】 【使用済燃料ピット周辺線量率(中間レンジ)】 【使用済燃料ピット周辺線量率(高レンジ)】 【使用済燃料ピット水位(広域)[使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む]】

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-19表 「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)」の重大事故等対策について(1/2)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
余熱除去機能喪失の判断	余熱除去ポンプトリップ等による運転不能又は余熱除去冷却器による冷却機能喪失を確認した場合は、余熱除去機能喪失と判断し、余熱除去機能の回復操作を行う。	【余熱除去ポンプ】 【余熱除去冷却器】	－	1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 余熱除去流量
原子炉格納容器からの退避指示及び原子炉格納容器エアロックの閉止	余熱除去機能喪失時の対応操作として、原子炉格納容器内にいる作業員に対してエバキュエーションアラーム又はページング装置により退避の指示を行う。 作業員が原子炉格納容器外へ退避したことを確認すれば、原子炉格納容器エアロックを閉止する。	－	－	－
原子炉格納容器隔離操作	余熱除去機能喪失時の対応操作として、放射性物質の原子炉格納容器内への閉じ込め機能を確保するため、格納容器隔離弁を閉止する。	ディーゼル発電機※ 燃料油貯油そう※ 燃料油貯蔵タンク※	タンクローリ※	－
充てんポンプによる炉心注水	余熱除去機能喪失時の対応操作として、充てんポンプによる炉心注水を行い、1次系保有水量を確保するとともに、取り外している加圧器安全弁の開口部からの蒸散により炉心崩壊熱を除去する。	充てんポンプ 燃料取替用水ピット	－	1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 1次冷却材圧力 加圧器水位 燃料取替用水ピット水位
アニュラス空気浄化系の起動	アニュラス部に水素が滞留することを防止するため及び原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するため、格納容器圧力計指示が39kPaとなれば、アニュラス空気浄化ファンを起動する。	【アニュラス空気浄化ファン】 【アニュラス空気浄化フィルタユニット】	－	【格納容器圧力】

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

※:外部電源がない場合は、以降の負荷に対して必要

第1.15-19表 「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)」の
重大事故等対策について(2/2)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
代替再循環及び格納容器内自然対流冷却	余熱除去機能が喪失した状態で燃料取替用水ピット水位計指示が16%となれば、格納容器再循環サンプ水位計(広域)指示65%以上を確認し、充てんポンプによる炉心注水からB格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)による代替再循環に切替え、代替再循環による炉心注水状態を確認する。 原子炉補機冷却水サージタンクの窒素加圧及びA、B格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水通水による格納容器内自然対流冷却の準備を行う。準備操作が完了すれば格納容器内自然対流冷却を開始する。 以降、長期対策として代替再循環及び格納容器内自然対流冷却による炉心冷却及び原子炉格納容器の除熱を継続的に行う。	B格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用) B格納容器スプレイ冷却器 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン A、B格納容器再循環ユニット A、B原子炉補機冷却水ポンプ A原子炉補機冷却水冷却器 原子炉補機冷却水サージタンク A、B海水ポンプ	窒素ボンベ(原子炉補機冷却水サージタンク用)	1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 1次冷却材圧力 加圧器水位 余熱除去流量 格納容器内温度 格納容器内温度(SA) 格納容器圧力 AM用格納容器圧力 格納容器再循環サンプ水位(広域) 格納容器再循環サンプ水位(狭域) 燃料取替用水ピット水位 原子炉補機冷却水サージタンク水位 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)

第1.15-20表 「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策について(1/2)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
全交流動力電源喪失の判断	外部電源が喪失し、ディーゼル発電機等からの受電に失敗することにより、すべての非常用母線への給電に失敗した場合に全交流動力電源喪失と判断するとともに、蓄電池(安全防護系用)による非常用直流母線への給電を確認する。	蓄電池(安全防護系用)	－	－
原子炉格納容器からの退避指示及び原子炉格納容器エアロックの閉止	全交流動力電源喪失時の対応操作として、原子炉格納容器内にいる作業員に対してエバキュエーションアラーム又はページング装置により退避の指示を行う。 作業員が原子炉格納容器外へ退避したことを確認すれば、原子炉格納容器エアロックを閉止する。	－	－	－
早期の電源回復不能判断及び対応準備	中央制御室からの操作による非常用母線の電源回復に失敗した場合は、早期の電源回復不能と判断する。この対応操作として、大容量空冷式発電機による電源確保、常設電動注入ポンプ起動準備、被ばく低減操作、使用済燃料ピットへの注水確保、使用済燃料ピット周辺線量率計の設置、使用済燃料ピット水位計(広域)〔使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む〕の設置及び移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却の準備を行う。	常設電動注入ポンプ 大容量空冷式発電機※ 燃料油貯蔵タンク※ 大容量空冷式発電機用燃料タンク※ 大容量空冷式発電機用給油ポンプ※	移動式大容量ポンプ車 取水用水中ポンプ 水中ポンプ用発電機 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ 中間受槽 タンクローリ※	－
燃料取替用水ピットによる代替炉心注水	全交流動力電源喪失時の対応操作として、燃料取替用水ピット水位が確保されている場合は、燃料取替用水ピット水による炉心への重力注水を行う。	【燃料取替用水ピット】	－	【加圧器水位】 【燃料取替用水ピット水位】
原子炉格納容器隔離操作	放射性物質の原子炉格納容器内への閉じ込め機能を確保するため、大容量空冷式発電機等により電源が供給されれば、格納容器隔離弁を閉止する。なお、格納容器隔離弁の電源が回復していない場合は、現場にて閉止する。	－	－	－
常設電動注入ポンプによる代替炉心注水	大容量空冷式発電機等により電源が供給され、常設電動注入ポンプの準備が完了次第、炉心への注水を行い、1次系保有水量を確保するとともに、取り外している加圧器安全弁の開口部からの蒸散により炉心崩壊熱を除去する。また、常設電動注入ポンプの準備完了後にB充てんポンプ(自己冷却)の準備を行う。	常設電動注入ポンプ 燃料取替用水ピット 【B充てんポンプ(自己冷却)】	－	1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 1次冷却材圧力 加圧器水位 余熱除去流量 AM用消火水積算流量 燃料取替用水ピット水位

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

※:外部電源等が復旧するまでは、以降の負荷に対して必要

第1.15-20表 「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策について(2/2)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
直流負荷切離し	大容量空冷式発電機からの受電ができない場合、24時間の直流電源供給を可能とするため、蓄電池(安全防護系用)に加え、蓄電池(重大事故等対処用)を非常用直流母線に接続し、全交流動力電源喪失後、8時間以内に不要直流電源負荷の切離しを行う。	【蓄電池(安全防護系用)】 【蓄電池(重大事故等対処用)】	－	－
アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動	アニュラス部に水素が滞留することを防止するため及び原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するため、事前に現場にてアニュラス空気浄化系ダンパへの代替空気供給操作を行い、大容量空冷式発電機等により電源が供給された後に、アニュラス空気浄化ファンを起動する。 中央制御室の作業環境確保のため、現場にて中央制御室非常用循環系ダンパの開処置を行い、中央制御室非常用循環系の起動操作を行う。 なお、蓄電池室に水素が滞留することを防止するため、蓄電池室排気ファンを起動する。	【アニュラス空気浄化ファン】 【アニュラス空気浄化フィルタユニット】 中央制御室空調ファン 中央制御室循環ファン 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室非常用循環フィルタユニット	【窒素ボンベ(アニュラス空気浄化ファン弁用)】	－
高圧再循環及び格納容器内自然対流冷却	移動式大容量ポンプ車によるA、B格納容器再循環ユニット及びB高圧注入ポンプ(海水冷却)への冷却水通水の準備が完了すれば通水を開始し、格納容器内自然対流冷却を開始する。また、燃料取替用水ピット水位計指示が16%となれば、格納容器再循環サンプ水位計(広域)指示65%以上を確認し、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水からB高圧注入ポンプ(海水冷却)による高圧再循環に切替え、高圧再循環による炉心注水状態を確認する。 以降、長期対策として高圧再循環及び格納容器内自然対流冷却による炉心冷却及び原子炉格納容器の除熱を継続的に行う。	B高圧注入ポンプ(海水冷却) 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン A、B格納容器再循環ユニット 燃料油貯蔵タンク	移動式大容量ポンプ車 タンクローリ	1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 1次冷却材圧力 加圧器水位 高圧注入ポンプ流量 格納容器内温度 格納容器内温度(SA) 格納容器圧力 AM用格納容器圧力 格納容器再循環サンプ水位(広域) 格納容器再循環サンプ水位(狭域) 燃料取替用水ピット水位 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)
原子炉補機冷却海水系の復旧	設置作業時間及び原子炉補機冷却海水系の機能喪失要因を考慮し、海水ポンプ用電動機予備品による対応を行うことにより、原子炉補機冷却海水系の復旧を図る。復旧後は、余熱除去系による炉心冷却を行う。	－	－	－

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-21表 「原子炉冷却材の流出」の重大事故等対策について(1/2)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
1次系の水位低下による余熱除去機能喪失の判断	1次冷却材の流出により1次系の水位が低下し、余熱除去ポンプが運転不能となれば、余熱除去ポンプを停止する。 余熱除去系2系列が運転不能となれば、余熱除去機能喪失と判断し、余熱除去ポンプ回復操作を行うとともに、1次冷却材流出の原因調査及び隔離操作を行う。	【余熱除去ポンプ】	－	余熱除去流量
原子炉格納容器からの退避指示及び原子炉格納容器エアロックの閉止	余熱除去機能喪失時の対応操作として、原子炉格納容器内にいる作業員に対してエバキュエーションアラーム又はページング装置により退避の指示を行う。 作業員が原子炉格納容器外へ退避したことを確認すれば、原子炉格納容器エアロックを閉止する。	－	－	－
原子炉格納容器隔離操作	余熱除去機能喪失時の対応操作として、放射性物質の原子炉格納容器内への閉じ込め機能を確保するため、格納容器隔離弁を閉止する。	ディーゼル発電機※ 燃料油貯油そう※ 燃料油貯蔵タンク※	タンクローリ※	－
充てんポンプによる炉心注水	余熱除去機能喪失時の対応操作として、充てんポンプによる炉心注水を行い、1次系保有水量を確保するとともに、取り外している加圧器安全弁の開口部からの蒸散により炉心崩壊熱を除去する。	充てんポンプ 燃料取替用水ピット	－	1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 1次冷却材圧力 加圧器水位 燃料取替用水ピット水位
アニュラス空気浄化系の起動	アニュラス部に水素が滞留することを防止するため及び原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するため、格納容器圧力計指示が39kPaとなれば、アニュラス空気浄化ファンを起動する。	【アニュラス空気浄化ファン】 【アニュラス空気浄化フィルタユニット】	－	【格納容器圧力】

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

※:外部電源がない場合は、以降の負荷に対して必要

第1.15-21表 「原子炉冷却材の流出」の重大事故等対策について(2/2)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
代替再循環及び格納容器内自然対流冷却	余熱除去機能が喪失した状態で燃料取替用水ピット水位計指示が16%となれば、格納容器再循環サンプ水位計(広域)指示65%以上を確認し、充てんポンプによる炉心注水からB格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)による代替再循環に切替え、代替再循環による炉心注水状態を確認する。 原子炉補機冷却水サージタンクの窒素加圧及びA、B格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水通水による格納容器内自然対流冷却の準備を行う。準備操作が完了すれば格納容器内自然対流冷却を開始する。 以降、長期対策として代替再循環及び格納容器内自然対流冷却による炉心冷却及び原子炉格納容器の除熱を継続的に行う。	B格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用) B格納容器スプレイ冷却器 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン A、B格納容器再循環ユニット A、B原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機冷却水サージタンク A原子炉補機冷却水冷却器 A、B海水ポンプ	窒素ボンベ(原子炉補機冷却水サージタンク用)	1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 1次冷却材圧力 加圧器水位 余熱除去流量 格納容器内温度 格納容器内温度(SA) 格納容器圧力 AM用格納容器圧力 格納容器再循環サンプ水位(広域) 格納容器再循環サンプ水位(狭域) 燃料取替用水ピット水位 原子炉補機冷却水サージタンク水位 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)

第1.15-22表 「反応度の誤投入」の重大事故等対策について

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
反応度の誤投入の判断	1次冷却材の希釈事象の発生に伴い、中性子源領域中性子束及び中性子源領域起動率の指示上昇、原子炉補給水補給流量積算制御器のバッチカウンタの作動音、可聴計数率計の可聴音間隔が短くなること及び「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信により、反応度の誤投入を判断する。	－	－	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
原子炉格納容器からの退避指示及び原子炉格納容器エアロックの閉止	反応度の誤投入時の対応操作として、原子炉格納容器内にいる作業員に対してエバキュエーションアラーム又はページング装置により退避の指示を行う。作業員が原子炉格納容器外へ退避したことを確認すれば、原子炉格納容器エアロックを閉止する。	－	－	－
希釈ラインの隔離	反応度の誤投入時の対応操作として、1次系純水補給ライン流量制御弁の「閉」並びに1次系補給水ポンプの停止により原子炉補給水補給流量積算制御器のバッチカウンタの作動停止を確認する。	－	－	－
ほう酸濃縮操作	反応度の誤投入時の対応操作として、ほう酸ポンプを起動し、ほう酸水の注入による濃縮を行うことで、中性子源領域中性子束及び中性子源領域起動率の指示が低下することを確認する。また、事象発生前のほう素濃度まで濃縮が完了すれば濃縮を停止する。	ほう酸ポンプ 充てんポンプ ほう酸タンク 緊急ほう酸注入弁	－	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束 ほう酸タンク水位
未臨界状態の確認	中性子源領域中性子束及び中性子源領域起動率の指示、可聴計数率計の可聴音間隔が事象発生前の状態に復帰していることを確認する。 ほう素濃度についてもサンプリングにより事象発生前の停止ほう素濃度以上であることを確認する。 以降、未臨界状態が維持されていることを継続的に確認する。	－	－	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束

第1.15-23表　重大事故等対策における手順書の概要（1/19）

1.1　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等			
方針目的			運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉を緊急に停止させるための設計基準事故対処設備が機能喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、手動による原子炉緊急停止、原子炉出力抑制（自動）、原子炉出力抑制（手動）により原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持する手順等を整備する。また、自動での原子炉緊急停止及び手動による原子炉緊急停止ができない場合、原子炉出力抑制を図った後に、ほう酸水注入により原子炉を未臨界に移行する手順等を整備する。
対応手段等	フロントライン系故障時	手動による原子炉緊急停止	運転時の異常な過渡変化時において原子炉緊急停止ができない事象（以下「ATWS」という。）が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合、中央制御室から手動にて原子炉トリップスイッチにより原子炉を緊急停止する。
		原子炉出力抑制（自動）	ATWSが発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合、多様化自動作動設備の作動により主蒸気隔離弁が閉止することで1次冷却材温度が上昇し、減速材温度係数の負の反応度帰還効果により、原子炉出力が低下していることを確認する。また、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の動作により、1次冷却材圧力が安定し、格納容器圧力及び温度の異常な上昇がないこと並びに電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ（以下「補助給水ポンプ」という。）、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の作動により、1次冷却材温度が安定することで原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性が維持されていることを確認する。
		原子炉出力抑制（手動）	自動及び手動による原子炉緊急停止ができない場合でかつ多様化自動作動設備による原子炉出力抑制（自動）が作動しなかった場合、中央制御室からの手動操作により、補助給水ポンプの起動及び主蒸気隔離弁の閉止を行う。手動による主蒸気隔離弁の閉止により、1次冷却材温度を上昇させることで減速材温度係数の負の反応度帰還効果により原子炉出力が低下していることを確認する。また、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の動作により、1次冷却材圧力が安定し、格納容器圧力及び温度の異常な上昇がないこと並びに補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の作動により、1次冷却材温度が安定することで原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性が維持されていることを確認する。
		ほう酸水注入	自動での原子炉緊急停止及び手動での原子炉緊急停止ができない場合、原子炉出力抑制を図った後に、化学体積制御設備によりほう酸水注入を行う。また、希釈による反応度添加の可能性を除去するためにほう酸希釈ラインを隔離する。 ほう酸タンクのほう酸水を炉心へ注入できない場合は、充てんポンプの入口ラインを体積制御タンクから燃料取替用水ピットに切替え、充てんポンプを使用して燃料取替用水ピットのほう酸水を炉心へ注入する。 ほう酸水注入は、燃料取替ほう素濃度になるまで継続する。なお、ほう酸水注入を行っている間に制御棒の全挿入に成功した場合は、プラント状態に応じて高温停止又は低温停止のほう素濃度を目標にほう酸水注入を継続する。
配慮すべき事項	優先順位		自動での原子炉緊急停止失敗と判断すれば速やかに中央制御室からの手動での原子炉緊急停止を行い、多様化自動作動設備による原子炉出力抑制のための設備の作動状況を確認する。 自動及び手動での原子炉緊急停止操作及び多様化自動作動設備からの自動信号による原子炉出力抑制に失敗した場合は、手動での原子炉出力抑制を行う。原子炉出力抑制を図った後は、原子炉を未臨界状態とするために化学体積制御設備によるほう酸水注入を行う。

第1.15-23表　重大事故等対策における手順書の概要（2/19）

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			
方針目的			原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、1次系のフィードアンドブリード又は蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水、蒸気放出）により発電用原子炉を冷却する手順等を整備する。 また、原子炉を冷却するために1次冷却材及び2次冷却材の保有水量を監視及び制御する手順等を整備する。
対応手段等	フロントライン系故障時	1次系のフィードアンドブリード	すべての蒸気発生器が除熱を期待できない水位になった場合、燃料取替用水ピット水を高圧注入ポンプにより炉心へ注入する操作と加圧器逃がし弁の開操作により原子炉格納容器内部へ1次冷却材を放出することで原子炉の冷却を行う。格納容器再循環サンプ水位が、再循環切替可能水位に到達すれば高圧再循環運転に切り替える。 2次冷却系の除熱機能が回復した場合、1次冷却材の冷却を開始し、1次系のフィードアンドブリードを停止後、蓄圧タンク出口弁を閉止する。その後、余熱除去系による原子炉の冷却により低温停止状態とする。余熱除去系が使用不能な場合は蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードによる炉心冷却により低温停止状態とする。 2次冷却系の除熱機能が回復しない場合、余熱除去系による1次冷却材の冷却操作を開始し、1次系のフィードアンドブリードを停止後、蓄圧タンク出口弁を閉止する。その後、余熱除去系による原子炉の冷却により低温停止状態とする。余熱除去系が使用できない場合は、余熱除去系又は2次冷却系の除熱機能が使用可能となるまで高圧再循環運転を継続する。
	サポート系故障時	ポンプの機能回復（タービン動補助給水ポンプ）	全交流動力電源及び常設直流電源系統が喪失した場合において、タービン動補助給水ポンプの機能回復を行う場合、タービン動補助給水ポンプ注油器により軸受へ潤滑油を供給し、現場での手動によるタービン動補助給水ポンプの駆動蒸気入口弁及び蒸気加減弁を開操作し、タービン動補助給水ポンプを起動して復水ピット水を蒸気発生器へ注水する。
		ポンプの機能回復（電動補助給水ポンプ）	全交流動力電源が喪失し、かつタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水ができない場合において、電動補助給水ポンプの機能回復を行う。大容量空冷式発電機により非常用高圧母線へ給電し復水ピット水を電動補助給水ポンプにより蒸気発生器へ注水する。 但し、外部電源がない場合は、電動補助給水ポンプの電源は燃料補給を必要とする大容量空冷式発電機となるため、タービン動補助給水ポンプが使用できる間は、電動補助給水ポンプは主とせず後備の設備として待機させる。なお、タービン動補助給水ポンプの運転継続が不能となった場合又は外部電源が復旧し、電動補助給水ポンプに対する電源の信頼性が高まった場合は、タービン動補助給水ポンプから電動補助給水ポンプへの切り替えを行う。

対応手段等	サポート系故障時	弁の機能回復（主蒸気逃がし弁）	駆動用空気喪失時又は常設直流電源系統が喪失した場合において、現場で手動ハンドルにより主蒸気逃がし弁を開とし、蒸気発生器から蒸気放出をすることにより2次冷却系からの除熱を行う。
	監視及び制御		原子炉を冷却するために1次冷却材及び2次冷却材の保有水量を加圧器水位計、蒸気発生器広域水位計及び蒸気発生器狭域水位計により監視する。また、これらの計測機器が故障又は計測範囲（把握能力）を超えた場合、当該パラメータの値を推定する。 蒸気発生器水位が低下した場合において、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプが自動起動又は手動により起動した場合、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプの作動状況を補助給水流量計、復水ピット水位計、蒸気発生器広域水位計及び蒸気発生器狭域水位計により確認する。 加圧器水位の調整が必要な場合、燃料取替用水ピット水等を常設電動注入ポンプ等により炉心へ注入する場合は、流量を調整し加圧器水位を制御する。 2次冷却系からの除熱を行う場合において、蒸気発生器水位の調整が必要な場合、補助給水流量を調整し、蒸気発生器水位を制御する。
配慮すべき事項	優先順位	フロントライン系故障時	補助給水系の故障により2次冷却系からの除熱機能が喪失している場合、1次系のフィードアンドブリードを行う。但し、炉心の過熱が促進されるタイミングである蒸気発生器の保有水量がなくなる段階までは、原子炉格納容器内部への1次冷却材の放出を伴う1次系のフィードアンドブリードではなく、蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）機能の回復を行う。
		サポート系故障時	補助給水の機能が回復すれば、主蒸気逃がし弁の開操作により2次冷却系からの除熱を行う。補助給水の機能が回復していない場合において、主蒸気逃がし弁の開操作による蒸気放出を実施すると蒸気発生器の保有水量の減少が早まるため、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプの起動操作による蒸気発生器への注水を優先して実施する。
	復旧に係る手順等		全交流動力電源が喪失した場合、大容量空冷式発電機から非常用高圧母線へ給電することにより、電動補助給水ポンプを起動させ、十分な期間の運転を継続させる。
	主蒸気逃がし弁操作時の留意事項		主蒸気逃がし弁を使用して蒸気放出を行う場合は、蒸気発生器伝熱管破損がないことを確認後、実施する。蒸気発生器伝熱管破損は放射線モニタ等で確認するが、全交流動力電源が喪失した場合は、放射線モニタが使用できないため、蒸気発生器水位及び圧力により、蒸気発生器伝熱管破損がないことを確認する。蒸気発生器伝熱管破損の徴候が見られた場合においては、当該蒸気発生器に接続された主蒸気逃がし弁の操作は行わない。

配慮すべき事項	主蒸気逃がし弁現場操作時の環境条件	蒸気発生器伝熱管破損があった場合は、当該ループの主蒸気逃がし弁の操作は行わない。また、当該ループ付近の線量が上昇するが、初期対応としては現場にて確実に健全ループの主蒸気逃がし弁を開操作し、以降は被ばく低減等の観点から多様性拡張設備である窒素ボンベ(主蒸気逃がし弁用)により駆動源を確保し、中央制御室からの遠隔操作を行う。現場で手動により主蒸気逃がし弁を操作するにあたり、運転員(当直員)等※1はポケット線量計を携帯するとともに、必要に応じて放射線防護具を着用する。 主蒸気管室が高温である場合は、初期対応より窒素ボンベ(主蒸気逃がし弁用)を使用し中央制御室からの遠隔操作を行う。
	全交流動力電源喪失及び補助給水失敗時の留意事項	本配慮すべき事項は、「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」の全交流動力電源喪失及び補助給水失敗時の留意事項と同様。
	タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気の確保	全交流動力電源喪失時において1次冷却系の減温、減圧を行う場合、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気確保のため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設定弁を調整し、封水戻りライン逃がし弁吹き止まりを考慮した圧力に保持する。
	1次系のフィードアンドブリードの判断基準	蒸気発生器広域水位計は、常温、常圧の状態における水位を指示するように校正されている。そのため、高温状態においては、実水位と異なる指示値を示す。 1次系のフィードアンドブリードを開始する判断基準の、すべての蒸気発生器が除熱を期待できない水位とは、上記校正誤差に余裕を持たせた水位とする。
	作業性	タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁は、現場において手動ハンドルにより容易に操作でき、タービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁は、専用の工具を用いて弁を持ち上げる容易な操作である。使用する工具については、速やかに作業ができるよう作業場所近傍に使用工具を配備する。

※1 運転員(当直員)及び重大事故等対策要員のうち運転対応要員を「運転員(当直員)等」という。(以下、同様)

第1.15-23表　重大事故等対策における手順書の概要（3/19）

<table>
<tr><td colspan="4">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</td></tr>
<tr><td>方針目的</td><td colspan="3">原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、1次系のフィードアンドブリード、蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水、蒸気放出）により原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する手順等を整備する。
また、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する手順等を整備する。
更に、蒸気発生器伝熱管破損又はインターフェイスシステムLOCA発生時において、炉心の著しい損傷を防止するため、1次冷却系統を減圧する手順等を整備する。</td></tr>
<tr><td rowspan="4">対応手段等</td><td rowspan="3">フロントライン系故障時</td><td>1次系のフィードアンドブリード</td><td>本対応手段は、「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」のフロントライン系故障時の1次系のフィードアンドブリードと同様。</td></tr>
<tr><td>蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）</td><td>加圧器逃がし弁による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能が喪失した場合、蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）により、1次冷却系統の減圧を行うため、補助給水ポンプの自動起動を確認し、復水ピット水が蒸気発生器へ注水されていることを確認する。この時、補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水を確認できない場合は、中央制御室から電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプを起動し蒸気発生器へ注水する。
補助給水ポンプの優先順位は、外部電源又はディーゼル発電機が健全であれば電動補助給水ポンプを優先し、大容量空冷式発電機からの給電時は燃料消費量及び燃料補給の観点からタービン動補助給水ポンプを使用する。</td></tr>
<tr><td>蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）</td><td>加圧器逃がし弁による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能が喪失した場合、蒸気発生器への注水及び主蒸気逃がし弁の開を確認し、2次冷却系からの除熱による1次冷却材の冷却を用いた1次冷却系統の減圧が開始されていることを確認する。主蒸気逃がし弁が開となっていなければ、中央制御室にて開操作する。</td></tr>
<tr><td>サポート系故障時</td><td>ポンプの機能回復（タービン動補助給水ポンプ）</td><td>本対応手段は、「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」のサポート系故障時のポンプの機能回復（タービン動補助給水ポンプ）と同様。</td></tr>
</table>

対応手段等	サポート系故障時	弁の機能回復（主蒸気逃がし弁）	本対応手段は、「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」のサポート系故障時の弁の機能回復（主蒸気逃がし弁）と同様。
		弁の機能回復（加圧器逃がし弁）	駆動用空気喪失時において、加圧器逃がし弁の開操作が必要である場合、窒素ボンベによる加圧器逃がし弁の機能回復を行う。窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）を空気配管に接続し、中央制御室からの加圧器逃がし弁の開操作により1次冷却系統を減圧する。 常設直流電源系統が喪失した場合において、加圧器逃がし弁の開操作が必要である場合、可搬型バッテリによる加圧器逃がし弁の機能回復を行う。可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）により直流電源を給電することで加圧器逃がし弁を開操作し、1次冷却系統を減圧する。
	高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱防止		炉心損傷時、1次冷却材圧力計の指示値が2.0MPa以上の場合、高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損を防止するため、加圧器逃がし弁により1次冷却系統を減圧する。
	蒸気発生器伝熱管破損		蒸気発生器伝熱管破損が発生した場合、原子炉の自動停止を確認するとともに非常用炉心冷却設備作動信号の発信及び高圧注入系、低圧注入系、電動補助給水ポンプ等の自動起動を確認する。 1次冷却材圧力、加圧器水位の低下及び破損側蒸気発生器水位・圧力の上昇並びに高感度型主蒸気管モニタ等の指示値により蒸気発生器伝熱管破損の発生と判断し、破損蒸気発生器の隔離を行う。 破損側蒸気発生器の隔離完了後に破損蒸気発生器の圧力の低下が継続し、破損蒸気発生器の隔離失敗と判断した場合、健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁による冷却・減圧操作と加圧器逃がし弁による減圧操作で1次冷却系統を減圧することにより、1次冷却材の蒸気発生器2次側への漏えいを抑制する。 1次冷却系統減圧後、高圧注入ポンプから充てんポンプによる炉心への注水に切り替え、高圧注入ポンプを停止する。その後、余熱除去系による冷却を行う。
	インターフェイスシステムLOCA		インターフェイスシステムLOCAが発生した場合、原子炉の自動停止を確認するとともに非常用炉心冷却設備作動信号の発信及び高圧注入系、低圧注入系、電動補助給水ポンプ等の自動起動を確認する。 1次冷却材圧力及び加圧器水位の低下、余熱除去ポンプ出口圧力上昇等により余熱除去系への漏えいによるインターフェイスシステムLOCAの発生を判断した場合、原子炉格納容器外への1次冷却材の漏えいを停止するため破損箇所を早期に発見し隔離する。 早期に破損箇所を隔離できない場合、主蒸気逃がし弁による減温・減圧操作と加圧器逃がし弁による減圧操作で1次冷却系統を減圧することにより1次冷却材の漏えい量を抑制する。

配慮すべき事項	優先順位	フロントライン系故障時	2次冷却系からの除熱機能による1次冷却材の冷却を用いた1次冷却系統の減圧を優先して実施し、2次冷却系からの除熱機能が回復しない場合は、高圧注入ポンプによる炉心への注水と加圧器逃がし弁の開操作による1次系のフィードアンドブリードを行う。
		サポート系故障時	電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプの機能が回復すれば、主蒸気逃がし弁を現場での手動による開操作を行う。補助給水ポンプの機能が回復していない場合において、主蒸気逃がし弁の開操作による蒸気放出を実施すると蒸気発生器の保有水量の減少が早まるため、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプの起動操作による蒸気発生器への注水を優先して実施する。
	復旧に係る手順等		常設直流電源喪失時、可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）により加圧器逃がし弁へ給電することで遠隔操作を行う。
	主蒸気逃がし弁操作時の留意事項		本対応手段は、「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」の主蒸気逃がし弁操作時の留意事項と同様。
	全交流動力電源喪失及び補助給水失敗時の留意事項		全交流動力電源の喪失が継続し、補助給水系による蒸気発生器への注水機能が回復しない場合は、高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損を防止するため加圧器逃がし弁の開操作準備を行う。
	主蒸気逃がし弁現場操作時の環境条件		本対応手段は、「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」の主蒸気逃がし弁現場操作時の環境条件と同様。
	加圧器逃がし弁現場操作時の環境条件		加圧器逃がし弁を確実に作動させるために、窒素ボンベの設定圧力は、加圧器逃がし弁全開時の設定圧力及び有効性評価における原子炉容器破損前の原子炉格納容器内最高圧力を考慮し、余裕を見た値に設定する。また、必要な窒素量は、ボンベ容量に対し少量で操作回数も少ないため十分に確保している。
	インターフェイスシステムLOCA時の漏えい監視		インターフェイスシステムLOCAの漏えい場所特定は、原子炉補助建屋内の各部屋が分離されているため、漏水検知器、監視カメラ及び火災報知器により行う。

配慮すべき事項	インターフェイスシステムLOCA時の内部溢水の影響	専用工具により破断箇所隔離を行う弁の操作場所及びアクセスルートはインターフェイスシステムLOCAにより漏えいが発生する機器とは別の区画とし、溢水影響がないようにする。
	タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気の確保	本対応手段は、「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」のタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気の確保と同様。
	1次系のフィードアンドブリードの判断基準	本対応手段は、「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」の1次系のフィードアンドブリードの判断基準と同様。
	作業性	タービン動補助給水ポンプの機能回復時の作業性は、「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」の作業性と同様。 インターフェイスシステムLOCA発生時、現場での隔離操作は円滑に作業ができるように、アクセスルートを確保する。また、操作場所の環境性等を考慮して、専用工具を用いて遠隔操作により行う。専用工具は速やかに操作ができるよう操作場所近傍に配備する。

第1.15-23表　重大事故等対策における手順書の概要（4/19）

<table>
<tr><td colspan="5">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</td></tr>
<tr><td>方針目的</td><td colspan="4">原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、1次冷却材喪失事象が発生している場合は炉心注入、代替炉心注入、代替再循環、再循環により、1次冷却材喪失事象が発生していない場合は蒸気発生器2次側による炉心冷却により、運転停止中の場合は炉心注入、代替炉心注入、代替再循環、再循環、蒸気発生器2次側による炉心冷却により、原子炉を冷却する手順等を整備する。
また、1次冷却材喪失事象後、炉心が溶融し、溶融デブリが原子炉容器内に残存した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器スプレイにより原子炉格納容器に水張りすることで原子炉を冷却する手順等を整備する。</td></tr>
<tr><td rowspan="3">対応手段等</td><td rowspan="3">1次冷却材喪失事象が発生している場合</td><td rowspan="3">フロントライン系故障時</td><td>炉心注入</td><td>非常用炉心冷却設備である高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの故障等により炉心へ注水する機能が喪失した場合、燃料取替用水ピット水を充てんポンプにより炉心へ注水する。</td></tr>
<tr><td>代替炉心注入</td><td>非常用炉心冷却設備である高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの故障等により燃料取替用水ピット水を炉心へ注水する機能が喪失した場合、以下の手順により燃料取替用水ピット水等を炉心へ注水する。
・ 燃料取替用水ピット水をB格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSSタイライン使用）により炉心へ注水する。
・ 燃料取替用水ピット水を常設電動注入ポンプにより炉心へ注水する。常設電動注入ポンプの水源として燃料取替用水ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。
・ 淡水又は海水を可搬型ディーゼル注入ポンプにより炉心へ注水する。水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水である八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。

代替炉心注入手段の優先順位は、準備時間の短いB格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSSタイライン使用）を優先し、次に常設電動注入ポンプを使用する。常設設備による炉心への注水ができない場合は、可搬型ディーゼル注入ポンプを活用する。</td></tr>
<tr><td>代替再循環</td><td>非常用炉心冷却設備である余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により格納容器再循環サンプ水を炉心へ注水する機能が喪失した場合、B格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSSタイライン使用）及びB格納容器スプレイ冷却器により格納容器再循環サンプ水を炉心へ注水する。</td></tr>
</table>

対応手段等	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	再循環	非常用炉心冷却設備である余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により、格納容器再循環サンプ水を炉心へ注水する機能が喪失し、更に、B格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSSタイライン使用）による炉心への注水が実施できない場合、格納容器再循環サンプ水を高圧注入ポンプによる高圧再循環により炉心へ注水するとともに、格納容器スプレイポンプ及び格納容器スプレイ冷却器により原子炉格納容器内を冷却する。 また、格納容器スプレイポンプ及び格納容器スプレイ冷却器により原子炉格納容器内の冷却操作ができない場合、格納容器再循環サンプ水を高圧注入ポンプによる高圧再循環により炉心へ注水するとともに、格納容器再循環ユニットにより原子炉格納容器内を冷却する。
			格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の徴候が見られた場合	再循環運転により炉心への注水を行っている際に格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の徴候が見られた場合、余熱除去ポンプ1台による再循環運転とし、余熱除去ポンプの流量を低下させる。再循環運転ができない場合、燃料取替用水ピットを水源とし、燃料取替用水ピットへの補給を行いながら高圧注入ポンプ1台にて炉心へ注水する。燃料取替用水ピットへの補給が不能であれば、充てんポンプによる炉心への注水を行う。充てんポンプによる炉心注入ができない場合は、代替炉心注入を行う。 また、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により原子炉格納容器内の冷却を行う。 炉心への注水は、原子炉格納容器内の重要機器及び重要計器を水没させない上限の高さとなれば停止する。

応手段等	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	代替炉心注入	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により炉心注水機能が喪失し、RCPシールLOCAが発生した場合又は発生するおそれのある場合、以下の手順により燃料取替用水ピット水等を炉心へ注水する。 ・ 大容量空冷式発電機から受電した常設電動注入ポンプにより燃料取替用水ピット水を炉心へ注水する。常設電動注入ポンプの水源として燃料取替用水ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。 ・ 常設電動注入ポンプによる代替炉心注入ができない場合、大容量空冷式発電機から受電したB充てんポンプ（自己冷却）により燃料取替用水ピット水を炉心へ注水する。 ・ 常設設備による代替炉心注入ができない場合、可搬型ディーゼル注入ポンプにより淡水又は海水を炉心へ注水する。水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水である八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。 全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により炉心注水機能が喪失し、漏えい規模が大きいLOCAが発生した場合、以下の手順により燃料取替用水ピット水等を炉心へ注水する。 ・ 大容量空冷式発電機から受電したB充てんポンプ（自己冷却）により燃料取替用水ピット水を炉心へ注水する。 ・ 常設設備による代替炉心注入ができない場合、可搬型ディーゼル注入ポンプにより淡水又は海水を炉心へ注水する。水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水である八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。 RCPシールLOCAが発生した場合又は発生するおそれのある場合の代替炉心注入の優先順位は、注水流量が大きく、使用準備時間が早い常設電動注入ポンプを優先する。次に高揚程であるB充てんポンプ（自己冷却）を使用する。常設設備による炉心への注水ができない場合は、可搬型ディーゼル注入ポンプを活用する。 漏えい規模が大きいLOCAが発生した場合の代替炉心注入の優先順位は、常設電動注入ポンプを原子炉格納容器へのスプレイに使用することから、B充てんポンプ（自己冷却）を使用する。常設設備による炉心への注水ができない場合は、可搬型ディーゼル注入ポンプを活用する。
			代替再循環	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時は、移動式大容量ポンプ車により補機冷却水が確保された場合、B高圧注入ポンプ（海水冷却）による代替再循環を行うとともに、移動式大容量ポンプ車を用いた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により原子炉格納容器内を冷却する。

対応手段等	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内に残存する場合	原子炉格納容器水張り	炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合、原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇又は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）の温度差の変化により、原子炉格納容器内が過熱状態であり原子炉容器内に溶融デブリが残存していると判断した場合、原子炉格納容器の破損を防止するため格納容器内自然対流冷却を確認するとともに、格納容器スプレイ又は代替格納容器スプレイにより残存溶融デブリを冷却し原子炉格納容器内の重要機器及び重要計器が水没しない上限の高さまで燃料取替用水ピット水等を原子炉格納容器内へ注水する。
	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	蒸気発生器2次側による炉心冷却	余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失し、かつ2次冷却系からの除熱が可能な場合、復水ピット水を電動補助給水ポンプ又は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。また、中央制御室にて主蒸気逃がし弁を開とし、蒸気発生器からの蒸気放出を行うことで、蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。 余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失し、主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱効果もなくなった場合において、低温停止への移行が必要となれば、蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードを行う。蒸気発生器への注水は電動補助給水ポンプにより復水ピット水を注水する。
		サポート系故障時	蒸気発生器2次側による炉心冷却	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備である余熱除去ポンプによる崩壊熱除去機能が喪失し、かつ2次冷却系からの除熱が可能な場合、復水ピット水を電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプにより蒸気発生器に注水する。全交流動力電源喪失時の電動補助給水ポンプの機能回復に関する対応手段は、「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段等」のサポート系故障時の電動補助給水ポンプの機能回復と同様である。蒸気発生器への注水が確保されている場合において、現場で手動ハンドルにより主蒸気逃がし弁を開操作し、蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。 主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱効果もなくなった場合において、低温停止への移行が必要となれば、蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードを行う。蒸気発生器への注水は電動補助給水ポンプにより復水ピット水を注水する。

対応手段等	運転停止中の場合	フロントライン系故障時	炉心注入	余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、以下の手順により燃料取替用水ピット水を炉心へ注水する。 ・ 燃料取替用水ピット水を充てんポンプにより炉心へ注水する。 ・ 充てんポンプにより炉心へ注水ができない場合、燃料取替用水ピット水を高圧注入ポンプにより炉心へ注水する。
			代替炉心注入	余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、以下の手順により燃料取替用水ピット水等を炉心へ注水する。 ・ 高圧注入ポンプによる炉心注水ができない場合、燃料取替用水ピット水をB格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)により炉心へ注水する。 ・ 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ができない場合、燃料取替用水ピット水を常設電動注入ポンプにより炉心へ注水する。常設電動注入ポンプの水源として燃料取替用水ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。 ・ 常設設備による炉心への注水ができない場合、淡水又は海水を可搬型ディーゼル注入ポンプにより炉心へ注水する。水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水である八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。
			代替再循環	余熱除去設備である余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、炉心注入又は代替炉心注入により燃料取替用水ピット水等を炉心へ注水し、格納容器再循環サンプ水位が確保された後、B格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)及びB格納容器スプレイ冷却器により格納容器再循環サンプ水を炉心へ注水する。
			再循環	余熱除去設備である余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、以下の手順により格納容器再循環サンプ水を炉心へ注水する。 ・ B格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)による炉心への注水ができない場合、格納容器再循環サンプ水を高圧注入ポンプによる高圧再循環により炉心へ注水するとともに、格納容器再循環ユニットにより原子炉格納容器内を冷却する。 ・ 格納容器再循環ユニットにより原子炉格納容器内の冷却ができない場合、格納容器再循環サンプ水を高圧注入ポンプによる高圧再循環により炉心へ注水するとともに、設計基準事故対処設備である格納容器スプレイポンプ及び格納容器スプレイ冷却器により原子炉格納容器内を冷却する。

対応手段等	運転停止中の場合	フロントライン系故障時	蒸気発生器2次側による炉心冷却	余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失し、かつ2次冷却系からの除熱が可能な場合、復水ピット水を電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプにより蒸気発生器に注水する。また、中央制御室にて主蒸気逃がし弁を開とし、蒸気発生器からの蒸気放出を行うことで、蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。 主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱効果もなくなった場合において、低温停止への移行が必要な場合は、蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードを行う。復水ピット水を電動補助給水ポンプにより蒸気発生器へ注水する。
		サポート系故障時	代替炉心注入	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、以下の手順により燃料取替用水ピット水等を炉心へ注水する。 ・ 燃料取替用水ピット水を常設電動注入ポンプにより炉心へ注水する。常設電動注入ポンプの水源として燃料取替用水ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。 ・ 常設電動注入ポンプによる代替炉心注入ができない場合、燃料取替用水ピット水をB充てんポンプ(自己冷却)により炉心へ注水する。 ・ 常設設備による炉心への注水ができない場合、淡水又は海水を可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入を行う。水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水である八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。
			代替再循環	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、移動式大容量ポンプ車からの海水供給によるB高圧注入ポンプの補機冷却水を確保し、格納容器再循環サンプ水をB高圧注入ポンプ(海水冷却)による代替再循環により炉心へ注水するとともに、移動式大容量ポンプ車を用いて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により原子炉格納容器内を冷却する。
			蒸気発生器2次側による炉心冷却	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失し、かつ2次冷却系からの除熱が可能な場合、復水ピット水を電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプにより蒸気発生器に注水する。全交流動力電源喪失時の電動補助給水ポンプの機能回復に関する手順は「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」のサポート系故障時の電動補助給水ポンプの機能回復と同様である。蒸気発生器への注水が確保されている場合は、現場で手動ハンドルにより主蒸気逃がし弁を開操作し、蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。 主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱効果もなくなった場合において、低温停止への移行が必要となれば、蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードを行う。なお、電動補助給水ポンプにより復水ピット水を蒸気発生器へ注水する。

配慮すべき事項	1次冷却材喪失事象が発生している場合	優先順位	フロントライン系故障時	非常用炉心冷却設備である高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの故障等により炉心への注水機能が喪失した場合、炉心注入又は代替炉心注入を行い、格納容器再循環サンプ水が確保された場合、再循環運転が不能であれば、代替再循環を実施し、炉心を冷却する。
			サポート系故障時	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により炉心への注水機能が喪失した場合、代替炉心注入を行い、格納容器再循環サンプ水が確保された場合、代替再循環を実施し、炉心を冷却する。
		常設電動注入ポンプの注水先について		1次冷却材喪失事象（RCPシールLOCA）と全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失事象が重畳した場合の常設電動注入ポンプの注水先を炉心注水とする。また、対応途中で事象が進展し、炉心損傷と判断すれば、常設電動注入ポンプの注水先を格納容器スプレイへ変更を行うともに、その後、B充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注入を行う。
		残存デブリ冷却時の1次冷却材圧力監視について		原子炉容器内に溶融デブリが残存していると判断した場合、炉心冠水操作を実施する際は1次冷却材圧力を監視する。1次冷却系統の圧力が原子炉格納容器内の圧力より高い場合は溶融デブリの冷却が阻害される場合があるため、加圧器逃がし弁を開操作し原子炉容器内と原子炉格納容器を均圧させる。
		残存デブリ冷却時の注水量について		原子炉格納容器内への注水量は、原子炉格納容器水位監視装置、AM用消火水積算流量計、B格納容器スプレイ流量積算流量計、燃料取替用水ピット水位の収支により把握する。 残存デブリの影響を防止するための原子炉格納容器内への注水量は、残存デブリを冷却し、原子炉格納容器内の重要機器及び重要計器が水没しない上限の高さまでとする。
		炉心損傷後の再循環運転について		炉心が損傷した場合、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に加え格納容器スプレイポンプによる再循環運転を行う場合は、格納容器圧力及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）等により、原子炉格納容器内の圧力の推移及び炉心損傷度合いを監視し、再循環運転を実施した場合の原子炉格納容器内の圧力低減効果、ポンプ及び配管の周辺線量上昇による被ばく等の影響を評価し、実施の可否を検討する。

配慮すべき事項	運転停止中の場合	優先順位	フロントライン系故障時	余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、蒸気発生器による冷却が可能であれば、蒸気発生器2次側による炉心冷却を優先する。 蒸気発生器による冷却ができない場合は、炉心注入又は代替炉心注入を行い、格納容器再循環サンプ水が確保された場合、再循環運転が不能であれば、代替再循環を実施し、炉心を冷却する。
			サポート系故障時	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により崩壊熱除去機能が喪失した場合、蒸気発生器による冷却が可能であれば、蒸気発生器2次側による炉心冷却を優先する。 蒸気発生器による冷却ができない場合は、代替炉心注入を行い、格納容器再循環サンプ水が確保された場合、代替再循環を実施し、炉心を冷却する。
		原子炉格納容器内からの退避		運転停止中において、全交流動力電源喪失等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合又は1次冷却材が流出した場合、燃料取替用水ピット水を充てんポンプ等にて炉心へ注水し開放中の加圧器安全弁から原子炉格納容器内へ蒸散させることにより原子炉を冷却する。この場合は、原子炉格納容器内の雰囲気悪化から原子炉格納容器内の作業員を守るために作業員を退避させる。 また、運転停止中に1次冷却材の希釈事象が発生し、中性子源領域中性子束が上昇した場合は、原子炉格納容器内の作業員を守るために作業員を退避させる。
	復旧に係る手順等			全交流動力電源が喪失した場合は、代替電源から設計基準事故対処設備に給電し、起動及び十分な期間の運転を継続させる。
	原子炉格納容器隔離弁の閉止			全交流動力電源喪失時、1次冷却材ポンプシール部への封水注水機能及びサーマルバリアの冷却機能が喪失することにより、1次冷却材ポンプシール部から1次冷却材が漏えいするおそれがある。原子炉格納容器外への1次冷却材の漏えいを防止するため、1次冷却材ポンプ封水戻り隔離弁等の原子炉格納容器隔離弁を閉止する。 隔離は、大容量空冷式発電機により電源が確保されれば、中央制御室にて1次冷却材ポンプ封水戻り隔離弁等を閉止し、非常用炉心冷却設備作動信号が発信する場合は、作動する原子炉格納容器隔離弁の閉止を確認する。 なお、隔離弁等の電源が回復していない場合は、現場にて閉止する。

配慮すべき事項	作業性	常設電動注入ポンプの水源確保及びB充てんポンプ（自己冷却）の補機冷却水に係るディスタンスピース取替えについては、一般的なフランジ接続作業と同等であり容易に作業できる。また、速やかに作業ができるよう、使用する工具は作業場所近傍に配備する。 可搬型ホース布設、接続作業については、速やかに作業ができるように可搬型ディーゼル注入ポンプの保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。
	電源確保	全交流動力電源喪失時は、大容量空冷式発電機により常設電動注入ポンプ、B充てんポンプ（自己冷却）へ給電する。
	燃料補給	可搬型ディーゼル注入ポンプ又は移動式大容量ポンプ車への燃料補給は、可搬型ディーゼル注入ポンプ又は移動式大容量ポンプ車を運転した場合、燃料油貯蔵タンク、タンクローリを用いて実施する。その後の燃料補給は、定格負荷運転時における燃料補給間隔を目安に実施する。また、重大事故等時7日間運転継続するために必要な燃料の備蓄量として、「1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」、「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」、「1.14　電源の確保に関する手順等」及び「1.18　緊急時対策所の居住性等に関する手順書等」に示す燃料も含め、燃料油貯蔵タンクの油量を356kℓ以上に管理する。

第1.15-23表　重大事故等対策における手順書の概要（5/19）

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等			
方針目的			設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、蒸気発生器2次側による炉心冷却、格納容器内自然対流冷却及び代替補機冷却により最終ヒートシンクへ熱を輸送する手順等を整備する。
対応手段等	フロントライン系故障時	蒸気発生器2次側による炉心冷却	海水ポンプ又は原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、復水ピット水をタービン動補助給水ポンプ又は電動補助給水ポンプにより蒸気発生器へ注水する。蒸気発生器への注水が確保されている場合において、現場で手動ハンドルにより主蒸気逃がし弁を開操作し、蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。 補助給水ポンプについては大容量空冷式発電機の燃料消費量削減の観点からタービン動補助給水ポンプを優先して使用し、その後、大容量空冷式発電機から受電した電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水を行う。
		格納容器内自然対流冷却	海水ポンプ又は原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失し、1次冷却材喪失事象が発生した場合、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を行う。 本対応手段は、「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」の全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失の格納容器内自然対流冷却と同様。
		代替補機冷却	海水ポンプ又は原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、移動式大容量ポンプ車によりB高圧注入ポンプに補機冷却水（海水）を通水する。
	サポート系故障時	蒸気発生器2次側による炉心冷却	全交流動力電源が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、復水ピット水をタービン動補助給水ポンプ又は電動補助給水ポンプにより蒸気発生器へ注水する。 蒸気発生器への注水が確保されている場合において、現場で手動ハンドルにより主蒸気逃がし弁を開操作し、蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。 補助給水ポンプについては大容量空冷式発電機の燃料消費量削減の観点からタービン動補助給水ポンプを優先して使用し、その後、大容量空冷式発電機から受電した電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水を行う。

対応手段等	サポート系故障時	格納容器内自然対流冷却	全交流動力電源が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において、1次冷却材喪失事象が発生した場合、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を行う。 本対応手段は、「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」の全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失の格納容器内自然対流冷却と同様。
		代替補機冷却	全交流動力電源が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、移動式大容量ポンプ車によりB高圧注入ポンプに補機冷却水（海水）を通水する。
配慮すべき事項	作業性		可搬型ホース布設、接続作業については、速やかに作業ができるように移動式大容量ポンプ車の保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。 移動式大容量ポンプ車による補機冷却海水通水に係るディスタンスピース取替えについては、一般的なフランジ接続作業と同等であり容易に作業できる。また、速やかに作業ができるよう、使用する工具は作業場所近傍に配備する。
	主蒸気逃がし弁現場操作時の留意事項		主蒸気逃がし弁を使用して蒸気放出を行う場合は、蒸気発生器伝熱管破損がないことを確認後、実施する。蒸気発生器伝熱管破損は、放射線モニタ等で確認するが、全交流動力電源が喪失した場合は、放射線モニタが使用できないため、蒸気発生器水位及び圧力により、蒸気発生器伝熱管破損がないことを確認する。蒸気発生器伝熱管破損の徴候が見られた場合においては、当該蒸気発生器に接続された主蒸気逃がし弁の操作は行わない。
	電源確保		全交流動力電源喪失時は、大容量空冷式発電機により電動補助給水ポンプへ給電する。
	燃料補給		本配慮すべき事項は、「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」の燃料補給と同様。

第1.15-23表　重大事故等対策における手順書の概要（6/19）

<table>
<tr><td colspan="5">1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等</td></tr>
<tr><td>方針目的</td><td colspan="4">設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、格納容器内自然対流冷却、代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手順等を整備する。また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器内自然対流冷却、代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる手順等を整備する。</td></tr>
<tr><td rowspan="4">対応手段等</td><td rowspan="4">炉心損傷前</td><td rowspan="2">フロントライン系故障時</td><td>格納容器内自然対流冷却</td><td>格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合、A、B格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水を通水し、格納容器内自然対流冷却を行う。
本対応手段は、「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」の交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全の格納容器内自然対流冷却と同様。</td></tr>
<tr><td>代替格納容器スプレイ</td><td>格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失し、格納容器圧力が最高使用圧力以上となれば、燃料取替用水ピット水を常設電動注入ポンプにより原子炉格納容器内へスプレイする。燃料取替用水ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。</td></tr>
<tr><td rowspan="2">サポート系故障時</td><td>格納容器内自然対流冷却</td><td>全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合、A、B格納容器再循環ユニットに移動式大容量ポンプ車により海水を通水し、格納容器内自然対流冷却を行う。
本対応手段は、「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」の全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失の格納容器内自然対流冷却と同様。</td></tr>
<tr><td>代替格納容器スプレイ</td><td>全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において、格納容器圧力が最高使用圧力以上となれば、燃料取替用水ピット水を常設電動注入ポンプにより原子炉格納容器内へスプレイする。燃料取替用水ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。</td></tr>
</table>

対応手段等	炉心損傷後	フロントライン系故障時	格納容器内自然対流冷却	炉心の著しい損傷が発生した場合に格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合、A、B格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水を通水し、格納容器内自然対流冷却を行う。 本対応手段は、「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」の交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全の格納容器内自然対流冷却と同様。
			代替格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生した場合に格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失し、格納容器圧力が最高使用圧力以上となれば、燃料取替用水ピット水を常設電動注入ポンプにより原子炉格納容器内へスプレイする。燃料取替用水ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。
		サポート系故障時	格納容器内自然対流冷却	本対応手段は、「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」の全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失の格納容器内自然対流冷却と同様。
			代替格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合、格納容器圧力が最高使用圧力以上となれば、燃料取替用水ピット水を常設電動注入ポンプにより原子炉格納容器内へスプレイする。燃料取替用水ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。

配慮すべき事項	優先順位		炉心損傷前及び炉心損傷後のフロントライン系故障時は、継続的な原子炉格納容器内の冷却並びに重要機器及び重要計器の水没防止を図るため、格納容器内自然対流冷却を優先する。但し、サポート系故障時の格納容器内自然対流冷却の手段では移動式大容量ポンプ車を使用するため準備に時間がかかることから、この間に、格納容器圧力が最高使用圧力以上となれば、代替格納容器スプレイを行う。
	原子炉格納容器内冷却	水素濃度	炉心損傷後の原子炉格納容器減圧操作については、格納容器圧力が最高使用圧力から50kPa低下すれば停止する手順とすることで、大規模な水素燃焼の発生を防止することとする。また、水素濃度は、可搬型格納容器水素濃度計測装置で計測される水素濃度（ドライ）により継続的に監視を行い、測定による水素濃度が8vol%（ドライ）未満であれば減圧を継続する。
		注水量の管理	原子炉格納容器内の冷却を目的とした格納容器スプレイを行う場合は、原子炉格納容器内への注水量の制限があることから、原子炉格納容器内の重要機器及び重要計器を水没させない上限の高さに達すれば格納容器スプレイを停止し、格納容器内自然対流冷却のみの冷却とする。
	放射性物質濃度低減		炉心の著しい損傷が発生した場合において、代替格納容器スプレイ手段を用いて原子炉格納容器内へスプレイすることにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるとともに粒子状の放射性物質の除去により放射性物質の濃度を低減する。格納容器再循環ユニットによる冷却で対応している場合において、格納容器圧力が十分低下しない等により放射性物質濃度低減が必要な場合は、代替格納容器スプレイを同時に実施することにより、原子炉格納容器内冷却と放射性物質濃度の低下を図る。
配慮すべき事項	作業性		常設電動注入ポンプの水源確保に係るディスタンスピース取替えについては、一般的なフランジ接続作業と同等であり容易に作業できる。また、速やかに作業ができるよう、使用する工具は作業場所近傍に配備する。 移動式大容量ポンプ車に関する配慮すべき事項は、「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」の作業性と同様。
	電源確保		全交流動力電源喪失時は、大容量空冷式発電機により常設電動注入ポンプへ給電する。
	燃料補給		本配慮すべき事項は、「1.4　原子炉冷却材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」の燃料補給と同様。

第1.15-23表　重大事故等対策における手順書の概要（7/19）

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			
方針目的	炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器スプレイ、格納容器内自然対流冷却、代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手順等を整備する。		
対応手段等	交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全	格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器圧力が最高使用圧力以上であり、格納容器スプレイができない場合、燃料取替用水ピット水を格納容器スプレイポンプ手動起動により原子炉格納容器内へスプレイする。
		格納容器内自然対流冷却	炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器圧力が原子炉格納容器スプレイ作動圧力以上であり、格納容器スプレイができない場合、原子炉補機冷却水の沸騰を防止するため原子炉補機冷却水サージタンクを窒素により加圧し、可搬型温度計測装置の取付け後にA、B格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水を通水し、格納容器内自然対流冷却を行う。冷却水の通水後にA、B格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差を確認し、格納容器再循環ユニットによる冷却状態を監視する。
		代替格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器圧力が原子炉格納容器スプレイ作動圧力以上であり、格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却ができない場合、格納容器圧力が最高使用圧力以上となれば、燃料取替用水ピット水を常設電動注入ポンプにより原子炉格納容器内へスプレイする。燃料取替用水ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。
	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失	格納容器内自然対流冷却	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に、炉心の著しい損傷が発生した場合、移動式大容量ポンプ車による原子炉補機冷却水系への海水通水準備を行い、可搬型温度計測装置の取付け後にA、B格納容器再循環ユニットに海水を通水し、格納容器内自然対流冷却を行う。海水の通水後にA、B格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差を確認し、格納容器再循環ユニットによる冷却状態を監視する。
		代替格納容器スプレイ	本対応手段は、「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」の炉心損傷後のサポート系故障時の代替格納容器スプレイと同様。

配慮すべき事項	優先順位	交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全	交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全な場合は、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる効果が最も大きい格納容器スプレイを優先する。次に、継続的な原子炉格納容器内の冷却並びに重要機器及び重要計器の水没防止を図るため、格納容器内自然対流冷却を優先する。但し、格納容器内自然対流冷却の準備の間に格納容器圧力が最高使用圧力以上となれば、代替格納容器スプレイを行う。
		全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失の場合は、継続的な原子炉格納容器内の冷却並びに重要機器及び重要計器の水没防止を図るため、格納容器内自然対流冷却を優先する。但し、格納容器内自然対流冷却は移動式大容量ポンプ車を使用するための準備に時間がかかることから、この間に格納容器圧力が最高使用圧力以上となれば、代替格納容器スプレイを行う。
	格納容器内冷却	水素濃度	炉心損傷後の格納容器スプレイ又は代替格納容器スプレイによる原子炉格納容器減圧操作については、格納容器圧力が最高使用圧力から50kPa低下すれば停止する手順とすることで大規模な水素燃焼の発生を防止することとする。また、水素濃度は、可搬型格納容器水素濃度計測装置で計測される水素濃度（ドライ）により継続的に監視を行い、測定による水素濃度が8vol%（ドライ）未満であれば減圧を継続する。
		注水量の管理	原子炉格納容器内の冷却を目的とした格納容器スプレイを行う場合は、原子炉格納容器内への注水量の制限があることから、原子炉格納容器へスプレイを行っている際に、原子炉格納容器内の重要機器及び重要計器を水没させない上限の高さに達すれば格納容器スプレイを停止し、格納容器内自然対流冷却のみの冷却とする。
配慮すべき事項	作業性		原子炉補機冷却水サージタンク加圧操作については、速やかに作業ができるように作業場所近傍に使用工具を配備する。 移動式大容量ポンプ車による原子炉補機冷却水系への海水通水準備に係るディスタンスピース取替えについては、一般的なフランジ接続作業と同等であり、容易に作業できる。また、速やかに作業ができるように使用する工具は作業場所近傍に配備する。 可搬型ホース布設、接続作業については、速やかに作業ができるように移動式大容量ポンプ車の保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。
	電源確保		全交流動力電源喪失時は、大容量空冷式発電機により常設電動注入ポンプへ給電する。
	燃料補給		本配慮すべき事項は、「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」の燃料補給と同様。

第1.15-23表　重大事故等対策における手順書の概要（8/19）

1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等				
方針目的	炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器スプレイ及び代替格納容器スプレイにより、溶融し原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却することにより、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制及び溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリへの接触を防止する手順等を整備する。 また、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉容器への注水により、炉心を冷却する手順等を整備する。			
対応手段等	原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却	交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全	格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心を冷却するために必要な水量を十分に上回る水位未満である場合、燃料取替用水ピット水を格納容器スプレイポンプにより原子炉格納容器内へ注水する。溶融炉心を冷却するために必要な水量を十分に上回る水位が確保された場合は、格納容器スプレイポンプを停止し、その後は水位を維持する。
			代替格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイができない場合、燃料取替用水ピット水を常設電動注入ポンプにより原子炉格納容器内へ注水する。溶融炉心を冷却するために必要な水量を十分に上回る水位が確保された場合は、常設電動注入ポンプを停止し、その後は水位を維持する。燃料取替用水ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。
		全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失	代替格納容器スプレイ	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に、炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心を冷却するために必要な水量を十分に上回る水位未満である場合、燃料取替用水ピット水を常設電動注入ポンプにより原子炉格納容器内へ注水する。溶融炉心を冷却するために必要な水量を十分に上回る水位が確保された場合は、常設電動注入ポンプを停止し、その後は水位を維持する。燃料取替用水ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。

対応手段等	溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止	交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全	炉心注入	炉心の著しい損傷が発生した場合、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、以下の手順により燃料取替用水ピット水を炉心へ注水する。 ・ 燃料取替用水ピット水を高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプにより炉心へ注水する。 ・ 高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプによる炉心注入ができない場合、燃料取替用水ピット水を充てんポンプにより炉心へ注水する。
			代替炉心注入	炉心の著しい損傷が発生した場合、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、以下の手順により燃料取替用水ピット水等を炉心へ注水する。 ・ 充てんポンプによる炉心注入ができない場合、燃料取替用水ピット水をB格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)により炉心へ注水する。 ・ 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ができない場合、燃料取替用水ピット水を常設電動注入ポンプにより炉心へ注水する。燃料取替用水ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。
		全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失	代替炉心注入	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に、炉心の著しい損傷が発生した場合、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、以下の手順により燃料取替用水ピット水等を炉心へ注水する。 ・ 燃料取替用水ピット水をB充てんポンプ(自己冷却)により炉心へ注水する。 ・ B充てんポンプ(自己冷却)による代替炉心注入ができない場合、燃料取替用水ピット水を常設電動注入ポンプにより炉心へ注水する。燃料取替用水ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。

配慮すべき事項	優先順位	原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却	交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全な場合、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却する手段の優先順位は、格納容器スプレイポンプの使用を優先し、格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイができない場合は、代替格納容器スプレイを行う。
		溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止	交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全な場合に、炉心の著しい損傷が発生した場合、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止する手段の優先順位は、流量の大きい高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプによる炉心注入を優先する。次に充てんポンプによる炉心注入を実施する。高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ及び充てんポンプによる炉心注入ができない場合は代替炉心注入を実施する。 代替炉心注入手段の優先順位は、準備作業時間の短いB格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)を優先する。次に常設電動注入ポンプを使用する。 全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に、炉心の著しい損傷が発生した場合、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止する手段の優先順位は、高揚程であるB充てんポンプ(自己冷却)を優先する。次に常設電動注入ポンプを使用する。
	原子炉下部キャビティの水位監視		溶融炉心冷却のため、原子炉格納容器へ注水されていることを原子炉下部キャビティ水位監視装置の作動により確認する。
	常設電動注入ポンプの注水先		全交流動力電源喪失と1次冷却材喪失事象(漏えい規模が大きいLOCA)が同時に発生した場合は、常設電動注入ポンプの注水先を格納容器スプレイとし、原子炉下部キャビティに注水する。その後、B充てんポンプ(自己冷却)による代替炉心注入を行う。 また、常設電動注入ポンプにより炉心へ注水を実施している際に炉心損傷が発生した場合は、常設電動注入ポンプの注水先を格納容器スプレイへ切替え、原子炉下部キャビティに注水する。その後、B充てんポンプ(自己冷却)による代替炉心注入を行う。
配慮すべき事項	作業性		常設電動注入ポンプの水源確保及びB充てんポンプ(自己冷却)の補機冷却水確保に係るディスタンスピース取替えについては、一般的なフランジ接続作業と同等であり容易に作業できる。また、速やかに作業ができるように使用する工具は作業場所近傍に配備する。
	電源確保		全交流動力電源喪失時は、大容量空冷式発電機により常設電動注入ポンプ、B充てんポンプ(自己冷却)へ給電する。

第1.15-23表　重大事故等対策における手順書の概要（9/19）

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			
方針目的	炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム－水反応及び水の放射線分解により水素が原子炉格納容器内に放出された場合においても、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な水素濃度低減、水素濃度監視を行う手順等を整備する。		
対応手段等	水素濃度低減	静的触媒式水素再結合装置	炉心損傷が発生したことを確認した場合、原子炉格納容器内の水素濃度を低減させるために設置している静的触媒式水素再結合装置の作動状況を静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の温度指示上昇により確認する。 直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、静的触媒式水素再結合装置の作動状況を静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の温度指示上昇により確認する。
		電気式水素燃焼装置	炉心出口温度計指示が350℃に到達した場合、又は安全注入作動を伴うLOCAが発生し高圧注入ポンプによる炉心への注水ができない場合、速やかに電気式水素燃焼装置を起動する。全交流動力電源が喪失した場合は、代替電源設備からの給電後、速やかに電気式水素燃焼装置を起動する。電気式水素燃焼装置の作動状況を電気式水素燃焼装置動作監視装置の温度指示上昇により確認する。 直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、電気式水素燃焼装置の作動状況を電気式水素燃焼装置動作監視装置の温度指示上昇により確認する。
	水素濃度監視	可搬型格納容器水素濃度計測装置	炉心出口温度計指示が350℃に到達した場合、又は安全注入作動を伴うLOCAが発生し高圧注入ポンプによる炉心への注水ができない場合、可搬型格納容器水素濃度計測装置の系統構成を行い、可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置を起動し、原子炉格納容器内の水素濃度を測定し監視する。 全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合は、代替電源設備からの給電後、可搬型格納容器水素濃度計測装置の系統構成及び窒素ボンベ（事故時試料採取設備弁用）による代替空気供給を行い、可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ及び可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置を起動し、原子炉格納容器内の水素濃度を測定し監視する。 直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、原子炉格納容器内の水素濃度を測定し監視する。
配慮すべき事項	可搬型格納容器水素濃度計測装置		可搬型格納容器水素濃度計測装置は共用設備であるため、3号機及び4号機が同時被災した場合は、原子炉格納容器内の水素濃度計測を約5分ごとに交互に実施する。切替えに当たっては、都度パージ操作を行う。 他号機に悪影響を及ぼさないよう、汚染度の大きい原子炉格納容器のサンプリングガスを汚染度の小さい原子炉格納容器に流入させないように、放射性物質と水素を含むサンプリングガスのパージ先となる原子炉格納容器を選択する。なお、号機間をまたぐパージの際に、原子炉格納容器の自由体積に対してサンプリングガスの流量は十分小さいため悪影響は及ぼさない。
	電源確保		全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合は、代替電源設備により水素濃度低減に使用する設備及び水素濃度監視に使用する設備に給電する。

第1.15-23表　重大事故等対策における手順書の概要（10/19）

1.10　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等		
方針目的		炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素が原子炉格納容器内に放出され、原子炉格納容器から原子炉格納容器周囲のアニュラス部に漏えいした場合においても、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するため、アニュラス部の水素排出及び水素濃度監視を行う手順等を整備する。
対応手段等	水素排出（アニュラス空気浄化設備）	非常用炉心冷却設備作動信号が発信した場合に、アニュラス空気浄化ファンを運転し、アニュラス部から放射性物質低減機能を有するアニュラス空気浄化フィルタユニットを通して屋外へ排気されることをアニュラス内圧力の低下により確認する。 全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合にも、B系アニュラス空気浄化設備の弁の制御用空気配管に窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）を接続して代替空気（窒素）を供給し、代替電源設備から給電した後、Bアニュラス空気浄化ファンを運転する。
	水素濃度監視	炉心の損傷が発生したことを確認した場合において、アニュラス空気浄化ファンが自動起動又は手動で起動した場合、アニュラス水素濃度計測装置によりアニュラス部の水素濃度を測定し監視する。
配慮すべき事項	電源確保	全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合は、代替電源設備により水素排出に使用するアニュラス空気浄化設備及び水素濃度監視に使用するアニュラス水素濃度計測装置へ給電する。

第1.15-23表　重大事故等対策における手順書の概要（11/19）

1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等		
方針目的		使用済燃料貯蔵槽（以下「使用済燃料ピット」という。）の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料ピットからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が低下した場合、使用済燃料ピット内の燃料体又は使用済燃料（以下「使用済燃料ピット内の燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するため使用済燃料ピットへの注水、使用済燃料ピットの監視を行う手順等を整備する。 使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が異常に低下した場合、使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止し、放射性物質の放出を低減するため使用済燃料ピットへのスプレイ、燃料取扱棟への放水、使用済燃料ピットの監視を行う手順等を整備する。
対応手段等	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	使用済燃料ピットの冷却機能若しくは注水機能が喪失又は使用済燃料ピットに接続する配管が破損し使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合に、使用済燃料ピットポンプが全台停止した場合、使用済燃料ピットの冷却機能が回復せず使用済燃料ピット温度が65℃を超える場合又は使用済燃料ピットの水位回復操作を実施した場合においても使用済燃料ピット水位がEL.+10.75m未満まで低下した場合は、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を行う。 水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水である八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。 使用済燃料ピットへの注水に使用する補機の優先順位は、注水までの所要時間が短い多様性拡張設備である燃料取替用水ピット等を優先とする。使用済燃料ピット補給用水中ポンプは、使用準備に時間を要することから、あらかじめ使用済燃料ピット補給用水中ポンプ等の運搬、設置及び接続の準備を行い、燃料取替用水ピット等による注水手段がなければ使用済燃料ピットへ注水する。
	使用済燃料ピットへのスプレイ及び燃料取扱棟への放水	使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し、使用済燃料ピットの水位回復操作を実施した場合においても使用済燃料ピット水位がEL.+10.75m未満まで低下し、かつ水位低下が継続する場合に、使用済燃料ピット出口配管下端水位を維持できないおそれがある場合、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ダによる使用済燃料ピットへのスプレイを行う。 水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水である八田浦貯水池から行い、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。 使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し、使用済燃料ピットの水位回復操作を実施した場合においても使用済燃料ピット水位がEL.+10.75m未満まで低下し、かつ水位低下が継続する場合に、燃料取扱棟の損壊又は使用済燃料ピットエリアモニタの指示上昇により燃料取扱棟にアクセスできない場合、海を水源とし、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）への放水を行う。

対応手段等	使用済燃料ピットの監視	使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能喪失時、又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時又は使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生した場合、常設設備の使用済燃料ピット水位計（SA）、使用済燃料ピット温度計（SA）、使用済燃料ピット状態監視カメラにより、使用済燃料ピットの水位、水温及び状態監視を行う。また、使用済燃料ピットポンプが全台停止した場合、使用済燃料ピットの冷却機能が回復せず使用済燃料ピット温度が65℃を超える場合又は使用済燃料ピットの水位回復操作を実施した場合においても使用済燃料ピット水位がEL.+10.75m未満まで低下した場合、可搬型設備である使用済燃料ピット水位計（広域）、使用済燃料ピット周辺線量率計により中央制御室にて使用済燃料ピットの状態監視を実施する。 使用済燃料ピットの監視は、常設設備により行うが、計器の計測範囲を超えた場合は、可搬型の計器を用いることで変動する可能性のある範囲を各計器がオーバーラップして監視する。直流電源が喪失している場合は、代替電源設備から供給されていることを確認後、可搬型設備の指示を確認する。 使用済燃料ピット周辺線量率計は、使用済燃料ピット区域の定点3箇所に設置し、使用済燃料ピットにおける通常水位から燃料体等が露出にいたるまでの水位変動に対し、使用済燃料ピットの空間線量率の計測が可能である。 使用済燃料ピットエリアモニタ、使用済燃料ピット周辺線量率計（低レンジ）及び使用済燃料ピット状態監視カメラについては、耐環境性向上のため使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムにより空気を供給することで冷却する。
配慮すべき事項	作業性	可搬型ホース布設、接続作業については、速やかに作業ができるように使用済燃料ピット補給用水中ポンプ及び可搬型ディーゼル注入ポンプの保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。
	電源確保	全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合に、使用済燃料ピットの状態を監視するため、代替電源設備により使用済燃料ピット監視計器へ給電する。
	燃料補給	可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給は、「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」の燃料補給と同様。 使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム（発電機）への燃料補給は、使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム（発電機）を運転した場合、燃料油貯蔵タンク、タンクローリを用いて実施する。その後の燃料補給は、定格負荷運転時における燃料補給間隔を目安に実施する。また、重大事故等時7日間運転継続するために必要な燃料の備蓄量として、「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」、「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」、「1.14　電源の確保に関する手順等」及び「1.18　緊急時対策所の居住性等に関する手順書等」に示す燃料も含め、燃料油貯蔵タンクの油量を356kℓ以上に管理する。

第1.15-23表　重大事故等対策における手順書の概要（12/19）

<table>
<tr><td colspan="4">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</td></tr>
<tr><td>方針目的</td><td colspan="3">炉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おいて、大気への拡散抑制、海洋への拡散抑制により、発電所外への放射性物質の拡散を抑制する手順等を整備する。
また、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が発生した場合、航空機燃料火災の泡消火により火災に対応する手順等を整備する。</td></tr>
<tr><td rowspan="2">対応手段等</td><td rowspan="2">炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損</td><td>大気への拡散抑制</td><td>炉心損傷が発生した場合において、格納容器スプレイができない場合、海を水源とし、移動式大容量ポンプ車及び放水砲による放水準備を開始する。その後、原子炉格納容器及びアニュラス部の破損のおそれがある場合又は破損があると判断した場合は、原子炉格納容器及びアニュラス部へ放水する。</td></tr>
<tr><td>海洋への拡散抑制</td><td>移動式大容量ポンプ車及び放水砲により原子炉格納容器及びアニュラス部へ放水することにより放射性物質を含む汚染水が発生するため、以下の手段により、海洋への放射性物質の拡散を抑制する。
放水による放射性物質を含む汚染水が発生する場合、3号機及び4号機放水口側雨水排水処理槽等に放射性物質吸着剤を設置し、雨水排水の流路から流れてきた汚染水が通過することにより放射性物質を吸着させるとともに、3号機及び4号機放水口側雨水排水処理槽放水箇所付近等にシルトフェンスを設置することで放射性物質の拡散を抑制する。
なお、要員に余裕があれば、放射性物質吸着剤を追加設置する。
放射性物質吸着剤の設置は、発電所内の排水路の流路特性を考慮し3号機及び4号機放水口側雨水排水処理槽を優先する。その後、3号機及び4号機取水口側雨水排水処理槽に設置する。
シルトフェンスの設置は、3号機及び4号機放水口側雨水排水処理槽放水箇所付近を優先する。その後、3号機及び4号機取水口側雨水排水処理槽放水箇所付近、3号機及び4号機放水ピット、3号機及び4号機取水ピットの順番にシルトフェンスを設置する。
また、1号機及び2号機側においては、吐口水槽、八田浦雨水枡の順番に放射性物質吸着剤を設置し、その後、吐口水槽放水箇所付近、八田浦雨水枡放水箇所付近の順番にシルトフェンスを設置する。</td></tr>
</table>

対応手段等	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	使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し、使用済燃料ピットの水位回復操作を実施した場合においても使用済燃料ピット水位がEL.+10.75m未満まで低下し、かつ水位低下が継続する場合に、使用済燃料ピット出口配管下端水位を維持できないおそれがある場合、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ダによる使用済燃料ピットへのスプレイを行う。 使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し、使用済燃料ピットの水位回復操作を実施した場合においても使用済燃料ピット水位がEL.+10.75m未満まで低下し、かつ水位低下が継続する場合に、燃料取扱棟の損壊又は使用済燃料ピットエリアモニタの指示上昇により燃料取扱棟にアクセスできない場合、海を水源とし、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）への放水を行う。
		海洋への拡散抑制	移動式大容量ポンプ車及び放水砲により燃料取扱棟（使用済燃料ピット内の燃料体等）へ放水することにより放射性物質を含む汚染水が発生するため、以下の手段により、海洋への放射性物質の拡散を抑制する。 放水による放射性物質を含む汚染水が発生する場合、3号機及び4号機放水口側雨水排水処理槽等に放射性物質吸着剤を設置し、雨水排水の流路から流れてきた汚染水が通過することにより放射性物質を吸着させるとともに、3号機及び4号機放水口側雨水排水処理槽放水箇所付近等にシルトフェンスを設置することで放射性物質の拡散を抑制する。 なお、要員に余裕があれば、放射性物質吸着剤を追加設置する。 放射性物質吸着剤の設置は、発電所内の排水路の流路特性を考慮し3号機及び4号機放水口側雨水排水処理槽を優先する。その後、3号機及び4号機取水口側雨水排水処理槽に設置する。 シルトフェンスの設置は、3号機及び4号機放水口側雨水排水処理槽放水箇所付近を優先する。その後、3号機及び4号機取水口側雨水排水処理槽放水箇所付近、3号機及び4号機放水ピット、3号機及び4号機取水ピットの順番にシルトフェンスを設置する。 また、1号機及び2号機側においては、吐口水槽、八田浦雨水枡の順番に放射性物質吸着剤を設置し、その後、吐口水槽放水箇所付近、八田浦雨水枡放水箇所付近の順番にシルトフェンスを設置する。
	航空機燃料火災の泡消火		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が発生した場合、海を水源とし、移動式大容量ポンプ車及び放水砲による放水に泡消火薬剤を注入して泡消火を実施する。 移動式大容量ポンプ車及び放水砲の準備が完了するまで多様性拡張設備である化学消防自動車や小型放水砲により、アクセスルートの確保、要員の安全確保、航空機燃料の飛散による延焼拡大防止のために泡消火を実施する。

配慮すべき事項	操作性	放水砲による放水については噴射ノズルを調整することで、放水形状を直線状又は噴霧状に調整でき、放水形状は、直線状とするとより遠くまで放水できるが、噴霧状とすると、直線状よりも放射性物質の拡散抑制効果が期待できることから、なるべく噴霧状を使用する。 原子炉格納容器の破損箇所が確認できる場合は、原子炉格納容器破損箇所に向けて噴射ノズルを調整し、破損箇所が不明な場合は原子炉格納容器頂部に噴射ノズルを調整する。また、放水砲は、複数の方向からの放水を可能とする。 放水砲は、原子炉格納容器破損箇所又は燃料取扱棟（使用済燃料ピット内の燃料体等）の状況に応じて設置位置を設定し、原子炉格納容器及びアニュラス部又は燃料取扱棟（使用済燃料ピット内の燃料体等）に向けて放水する。
	作業性	可搬型ホース布設、接続作業については、速やかに作業ができるように移動式大容量ポンプ車の保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。
	燃料補給	本配慮すべき事項は、「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」の燃料補給と同様。

第1.15-23表　重大事故等対策における手順書の概要（13/19）

1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等			
方針目的			設計基準事故の収束に必要な水源である復水ピット、燃料取替用水ピットとは別に、重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を有する八田浦貯水池、海を水源として、淡水又は海水を確保する。 設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給するため、代替水源から中間受槽への供給、蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）の代替手段及び復水ピットへの供給、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ピットへの供給、格納容器再循環サンプを水源とする再循環及び代替再循環、使用済燃料ピットへの注水、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の使用済燃料ピットへのスプレイ及び燃料取扱棟（使用済燃料ピット内の燃料体等）への放水、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時の原子炉格納容器及びアニュラス部への放水について手順等を整備する。
対応手段等	代替水源から中間受槽への供給		重大事故等の発生において、蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）のための必要な水源である復水ピットへの供給、炉心注入及び格納容器スプレイのための必要な水源である燃料取替用水ピットへの供給又は使用済燃料ピット内の燃料体等の冷却のための使用済燃料ピットへの注水がそれぞれ必要になった場合、八田浦貯水池又は3号機及び4号機取水ピット他を水源とし取水用水中ポンプにより水を中間受槽へ供給する。 中間受槽への供給には水質のよい淡水を優先して使用する。多様性拡張設備である2次系純水タンク、原水タンクを優先して使用する。上記タンクが使用できなければ八田浦貯水池を使用し、八田浦貯水池からの取水よりも海水取水が適切と判断すれば、3号機及び4号機取水ピットを使用する。なお、八田浦貯水池付近の斜面側の取水位置、八田浦貯水池付近の斜面に設置した配管、3号機及び4号機放水ピット、1号機及び2号機放水口、1号機及び2号機取水口、1号機取水ピット、2号機取水ピット、仮岸壁は、使用可能であれば使用する。
	蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）の代替手段及び復水ピットへの供給	蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）の代替手段	蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）が必要な場合において、すべての蒸気発生器からの除熱を期待できない水位になった場合は、1次系のフィードアンドブリードにより原子炉の冷却を行う。 本対応手段は、「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」の1次系のフィードアンドブリードと同様。
		中間受槽を水源とする復水ピットへの供給	蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）中に全交流動力電源喪失、原子炉補機冷却機能喪失又は復水ピットが枯渇するおそれがある場合に、中間受槽を水源とした復水ピットへの供給準備を開始する。準備が完了すれば、中間受槽を水源とする復水タンク（ピット）補給用水中ポンプによる復水ピットへの供給を行う。

対応手段等	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ピットへの供給	炉心注入及び格納容器スプレイの代替手段	重大事故等により、炉心注入又は格納容器スプレイが必要な際に、燃料取替用水ピットを水源とすることができない場合において、復水ピットの水位が確保されている場合、以下の手段により、代替炉心注入又は代替格納容器スプレイを行う。 ・ 復水ピットを水源とする常設電動注入ポンプによる代替炉心注入又は代替格納容器スプレイ 常設電動注入ポンプの水源を燃料取替用水ピットから復水ピットに切替えて、復水ピットを水源とする常設電動注入ポンプによる代替炉心注入又は代替格納容器スプレイを行う。 ・ 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 本対応手段は、「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段等」の代替炉心注入と同様。
		燃料取替用水ピットへの供給	重大事故等が発生し、炉心注入及び格納容器スプレイの水源となる燃料取替用水ピットへの供給が必要な場合に、燃料取替用水ピット水位が16%以下となり、多様性拡張設備である使用済燃料ピット等による供給手段がなければ、復水ピットから燃料取替用水ピットへの供給を行う。
	格納容器再循環サンプを水源とする再循環	再循環	高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプにより炉心へ注水している場合において、格納容器再循環サンプ水位が確保された場合、水源を燃料取替用水ピットから格納容器再循環サンプ側に切り替えて、高圧注入ポンプによる高圧再循環、余熱除去ポンプによる低圧再循環を行う。 格納容器スプレイポンプにより原子炉格納容器へスプレイしている場合において、格納容器再循環サンプ水位が確保された場合、水源を燃料取替用水ピットから格納容器再循環サンプ側に切り替えて、格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ再循環を行う。
		代替再循環	本対応手段は、「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段等」の代替再循環と同様。

対応手段等	使用済燃料ピットへの注水		本対応手段は、「1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」の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と同様。
	使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の使用済燃料ピットへのスプレイ及び燃料取扱棟への放水	使用済燃料ピットへのスプレイ	本対応手段は、「1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」の使用済燃料ピットへのスプレイと同様。
		燃料取扱棟への放水	本対応手段は、「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」の使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷時の大気への拡散抑制と同様。
	炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時の原子炉格納容器及びアニュラス部への放水		本対応手段は、「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」の炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時の大気への拡散抑制と同様。

配慮すべき事項	移送ルート確保	構内のアクセス状況を考慮して取水源から送水先へ可搬型ホースを布設し、移送ルートを確保する。
	切替性	当初選択した水源から供給準備完了後、引き続き他の水源からの供給準備を行い、最終的に八田浦貯水池、3号機及び4号機取水ピット他を水源とすることで水の供給が中断することがなく、重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を確保する。 復水ピットの保有水量を約1,020m^{3}以上に管理することで、復水ピットが枯渇するまでに復水ピットへの供給をすることが可能であり、継続的な2次冷却系からの除熱を成立させることができる。 燃料取替用水ピットの保有水量を約1,960m^{3}以上に管理することで、燃料取替用水ピットが枯渇するまでに燃料取替用水ピットへの供給をすることが可能であり、継続的な炉心注入、格納容器スプレイ、代替炉心注入及び代替格納容器スプレイを成立させることができる。
	成立性	淡水及び海水取水時は、取水用水中ポンプの吸い込み部（ストレーナを設置）を水面より低く着底しない位置に設置することで、漂流物を吸い込むことなく水を供給できる。
	作業性	復水ピットと燃料取替用水ピットの接続に係るディスタンスピース取替えについては、一般的なフランジ接続作業と同等であり容易に作業できる。また、速やかに作業ができるように使用する工具は作業場所近傍に配備する。
	燃料補給	水中ポンプ用発電機を運転した場合、燃料油貯蔵タンク、タンクローリを用いて燃料補給を実施する。その後の燃料補給は、定格負荷運転時における燃料補給間隔を目安に実施する。また、重大事故等時7日間運転継続するために必要な燃料の備蓄量として、「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」、「1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」、「1.14　電源の確保に関する手順等」及び「1.18　緊急時対策所の居住性等に関する手順書等」に示す燃料も含め、燃料油貯蔵タンクの油量を356kℓ以上に管理する。

第1.15-23表　重大事故等対策における手順書の概要（14/19）

1.14　電源の確保に関する手順等		
方針目的		電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合、炉心の著しい損傷、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及び運転停止中における原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するため代替電源（交流）、非常用電源（直流）、代替電源（直流）、代替所内電気設備から給電するための手順等を整備する。
対応手段等	代替電源（交流）による給電	全交流動力電源が喪失した場合は、以下の手順により非常用高圧母線へ代替電源（交流）から給電し、母線電圧により受電確認する。 ・ 大容量空冷式発電機からの受電準備を行ったのち大容量空冷式発電機を起動し非常用高圧母線へ給電する。 ・ 他号機の交流電源（ディーゼル発電機（他号機））が健全であることが確認できた場合、号炉間電力融通電路を用いて他号機から非常用高圧母線へ給電する。 ・ 発電機車（高圧発電機車又は中容量発電機車）からの受電準備を行ったのち発電機車（高圧発電機車又は中容量発電機車）を起動し非常用高圧母線へ給電する。 ・ 他号機の交流電源（ディーゼル発電機（他号機））が健全であることが確認できた場合、予備ケーブル（号炉間電力融通用）を用いて他号機から非常用高圧母線へ給電する。 代替電源（交流）による給電手段の優先順位は、大容量空冷式発電機、号炉間電力融通電路、発電機車（高圧発電機車又は中容量発電機車）、予備ケーブル（号炉間電力融通用）の順で使用する。
	非常用電源（直流）による給電	全交流動力電源が喪失した場合は、非常用直流母線へ蓄電池（安全防護系用）により給電し、給電状態を母線電圧により確認する。
	代替電源（直流）による給電	交流動力電源が復旧する見込みがない場合、24時間以上にわたり必要な負荷へ給電するため、蓄電池（重大事故等対処用）により非常用直流母線へ給電する。 全交流動力電源喪失発生後、蓄電池（安全防護系用）により非常用直流母線電圧が許容最低電圧を維持できない場合、蓄電池（重大事故等対処用）により給電し、8時間以内に現場で不要な直流負荷の切離しを行う。 蓄電池（重大事故等対処用）からの給電にて非常用直流母線電圧が低下する前に、直流電源用発電機及び可搬型直流変換器により非常用直流母線へ給電する。
	代替所内電気設備による給電	所内電気設備は、2系統の非常用母線等により構成し、共通要因で機能を失うことなく、少なくとも1系統は給電機能の維持及び人の接近性の確保を図る。2系統の非常用母線等の機能が喪失した場合、大容量空冷式発電機、重大事故等対処用変圧器受電盤及び重大事故等対処用変圧器盤により原子炉を安定状態に収束させるために必要な機器へ給電する。

配慮すべき事項	負荷容量	大容量空冷式発電機の必要最大負荷は、重大事故等対策の有効性を確認する事故シーケンス等のうち必要な負荷が最大となる「全交流動力電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失＋RCPシールLOCA」である。大容量空冷式発電機は必要最大負荷以上の電力を確保することで、原子炉を安定状態に収束する電力を給電する。事故シーケンスにて使用する設備が機能喪失した場合において、重大事故等対処設備による代替手段を用いる場合、大容量空冷式発電機の負荷容量を確認して給電する。また、大容量空冷式発電機の電源裕度及びプラント設備状況（被災状況、定期事業者検査中等）に応じたその他使用可能な設備に給電する。 号炉間電力融通電路を使用した号炉間融通については、電路の送電容量を考慮した負荷の範囲内で供給する。 発電機車は、プラント監視機能等を維持するために必要な負荷へ給電する。 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ついては、ケーブルの送電容量を考慮した負荷の範囲内で供給する。
	悪影響防止	大容量空冷式発電機、号炉間電力融通電路、発電機車（高圧発電機車又は中容量発電機車）、予備ケーブル（号炉間電力融通用）による給電を行う際は、受電後の非常用高圧母線補機及び非常用低圧母線補機の自動起動を防止するために、中央制御室で各補機の操作スイッチを「停止引ロック」又は「切」とする。
	成立性	蓄電池（安全防護系用）又は蓄電池（重大事故等対処用）から給電されている24時間以内に、大容量空冷式発電機、号炉間電力融通電路、発電機車、予備ケーブル（号炉間電力融通用）により、十分な余裕を持って非常用母線へ繋ぎ込み、給電を開始する。
	作業性	暗闇でも視認性がある識別表示を操作対象遮断器に行う。

配慮すべき事項	燃料補給	ディーゼル発電機（他号機）への燃料補給は、ディーゼル発電機（他号機）を運転し、号炉間電力融通を実施した場合、燃料油貯蔵タンク、タンクローリ及び燃料油貯油そう（他号機）を用いて実施する。その後の燃料補給は、定格負荷運転時における燃料補給間隔を目安に実施する。また、重大事故等時7日間運転継続するために必要な燃料の備蓄量として、「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」、「1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」、「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」及び「1.18　緊急時対策所の居住性等に関する手順等」に示す燃料も含め、燃料油貯蔵タンクの油量を356kℓ以上、燃料油貯油そう（他号機）の油量を132kℓ以上に管理する。 大容量空冷式発電機への燃料補給は、大容量空冷式発電機を運転した場合、燃料油貯蔵タンク、タンクローリ、大容量空冷式発電機用燃料タンク及び大容量空冷式発電機用燃料ポンプを用いて実施する。その後の燃料補給は、定格負荷運転時における燃料補給間隔を目安に実施する。また、重大事故等時7日間運転継続するために必要な燃料の備蓄量として、「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」、「1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」、「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」及び「1.18　緊急時対策所の居住性等に関する手順等」に示す燃料も含め、燃料油貯蔵タンクの油量を356kℓ以上、大容量空冷式発電機用燃料タンクの油量を20kℓ以上に管理する。 発電機車（高圧発電機車又は中容量発電機車）又は直流電源用発電機への燃料補給は、発電機車（高圧発電機車又は中容量発電機車）又は直流電源用発電機を運転した場合、燃料油貯蔵タンク及びタンクローリを用いて実施する。その後の燃料補給は、定格負荷運転時における燃料補給間隔を目安に実施する。また、重大事故等時7日間運転継続するために必要な燃料の備蓄量として、「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」、「1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」、「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」及び「1.18　緊急時対策所の居住性等に関する手順等」に示す燃料も含め、燃料油貯蔵タンクの油量を356kℓ以上に管理する。

第1.15-23表　重大事故等対策における手順書の概要（15/19）

1.15　事故時の計装に関する手順等	
方針目的	重大事故等が発生し、計測機器の故障等により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合に、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために、計器故障時の対応、計器の計測範囲を超えた場合の対応、計器電源喪失時の対応、パラメータを記録する手順等を整備する。
パラメータの選定及び分類	重大事故等に対処する場合に使用するパラメータは、事故対処を行う運転手順書のうち「事象の判別を行う運転手順書の判断基準」、「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書の適用条件」及び「炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書の適用条件」、並びに技術的能力1.1～1.10、1.13、1.14の手順着手の判断基準及び操作手順に用いるパラメータ及び有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータより抽出し、これを抽出パラメータとする。 抽出パラメータのうち、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設（以下「原子炉施設」という。）の状態を直接監視するパラメータを主要パラメータとする。 また、主要パラメータを計測することが困難となった場合において、主要パラメータを推定するために必要なパラメータを代替パラメータとする。 主要パラメータは、以下のとおり分類する。 ・ 重要監視パラメータ 主要パラメータのうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。 ・ 有効監視パラメータ 主要パラメータのうち、多様性拡張設備の計器のみで計測され、計測することが困難となった場合にその代替パラメータが重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器で計測されるパラメータをいう。 代替パラメータは、以下のとおり分類する。 ・ 重要代替監視パラメータ 主要パラメータの代替パラメータを計測する計器が重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。 ・ 常用代替監視パラメータ 主要パラメータの代替パラメータが多様性拡張設備の計器のみにより計測されるパラメータをいう。 抽出パラメータのうち、原子炉施設の状態を直接監視することはできないが、電源設備の受電状態、重大事故等対処設備の運転状態及びその他の設備の運転状態等により原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータを補助パラメータとする。

対応手段等	監視機能喪失時	計器故障	他チャンネル又は他ループによる計測	主要パラメータを計測する多重化された重要計器が、チャンネル故障により計測することが困難となった場合に、他チャンネル又は他ループの重要計器により計測を行う。
			代替パラメータによる推定	主要パラメータを計測する計器が故障又は計器の故障が疑われる場合に、代替パラメータにより主要パラメータを推定する。 代替パラメータにより主要パラメータの推定を行う際に、推定に使用する計器が複数ある場合は、代替パラメータと主要パラメータの関連性、検出器の種類、使用環境条件及び計測される値の確からしさを考慮し、使用するパラメータの優先順位をあらかじめ定める。 代替パラメータによる主要パラメータの推定は、以下の方法で行う。 ・ 同一物理量（温度、圧力、水位、流量及び放射線量率）から推定 ・ 水位を水源若しくは注水先の水位変化又は注水量から推定 ・ 流量を注水先又は水源の水位変化から推定 ・ 除熱状態を温度、圧力等の傾向監視により推定 ・ 1次冷却系統からの漏えいを水位、圧力等の傾向監視により推定 ・ 圧力又は温度を水の飽和状態の関係から推定 ・ 原子炉へのほう酸水注入量により未臨界状態であるか否かを推定 ・ 装置の作動状況により水素濃度を推定 ・ あらかじめ評価したパラメータの相関関係により水素濃度を推定
		計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合	代替パラメータによる推定	原子炉容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータのうち、パラメータの値が計器の計測範囲を超えるのは原子炉容器内の温度及び水位である。 原子炉容器内の温度及び水位の値が計器の計測範囲を超えた場合に原子炉施設の状態を推定するための手順を以下に示す。 ・ 原子炉容器内の温度を監視するパラメータである1次冷却材高温側温度（広域）及び1次冷却材低温側温度（広域）が計器の計測範囲を超えた場合は、常用代替監視パラメータである炉心出口温度により推定する。 ・ 原子炉容器内の水位を監視するパラメータである加圧器水位が計器の計測範囲の下限以下となった場合は、原子炉容器水位により原子炉容器内の保有水量を推定する。
			可搬型計測器による計測	原子炉容器内の温度を監視するパラメータである1次冷却材高温側温度（広域）及び1次冷却材低温側温度（広域）が計器の計測範囲を超えた場合で、かつ常用代替監視パラメータである炉心出口温度の監視機能が喪失した場合は、可搬型計測器により1次冷却材高温側温度（広域）又は1次冷却材低温側温度（広域）を計測する。 また、可搬型計測器に表示される計測値を読み取り、換算表等を用いて工学値に換算する。

対応手段等	計器電源喪失時	代替電源（交流）からの給電	全交流動力電源喪失が発生した場合に、代替電源（交流）の大容量空冷式発電機から計器に給電し、特に重要なパラメータである重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測又は監視する。
		代替電源（直流）からの給電	全交流動力電源喪失が発生し直流電源が枯渇するおそれがある場合に、代替電源（直流）の蓄電池（重大事故等対処用）又は直流電源用発電機及び可搬型直流変換器から計器に給電し、特に重要なパラメータである重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測又は監視する。
		可搬型計測器による計測又は監視	代替電源（交流）及び代替電源（直流）からの給電が困難となり、中央制御室でのパラメータ監視が不能となった場合に、特に重要なパラメータである重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを可搬型計測器により計測又は監視する。
	パラメータ記録		原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要となる重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測結果について、以下の方法により計測結果を記録する。 ・ 緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）、SPDSデータ表示装置及び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）により計測結果を記録する。記録されたパラメータの計測結果を、記録容量を超える前に定期的にメディア（記録媒体）に保存する。 ・ 可搬型計測器で計測されるパラメータの値及び現場操作時のみ監視する現場計器の指示値を記録用紙に記録する。

配慮すべき事項	原子炉施設の状態把握	重要監視パラメータを計測する重要計器及び重要代替監視パラメータを計測する重要代替計器の計測範囲及び個数を示し、設計基準を超える状態における原子炉施設の状態を把握する能力を明確化する。
	確からしさの考慮	圧力のパラメータと温度のパラメータを水の飽和状態の関係から推定する場合は、水が飽和状態にないと不確かさが生じるため、計器が故障するまでの原子炉施設の状況及び事象進展状況を踏まえ、複数の関連パラメータを確認し、有効な情報を得た上で推定する。 原子炉格納容器内の水素濃度を装置の作動状況及びあらかじめ評価した原子炉格納容器内水素濃度と圧力の相関関係を用いて推定する場合は、間接的な情報により推定するため不確かさが生じることを考慮する。 推定に当たっては、代替パラメータの誤差による影響を考慮する。
	可搬型計測器による計測又は監視の留意事項	可搬型計測器による計測対象の選定を行う際、同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は、いずれか1つの適切なチャンネルを選定し計測又は監視する。同一の物理量について複数のパラメータがある場合は、いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測又は監視する。

第1.15-23表　重大事故等対策における手順書の概要（16/19）

1.16　原子炉制御室の居住性等に関する手順等		
方針目的	重大事故等が発生した場合において、運転員が中央制御室にとどまるために必要な対処設備及び資機材を活用した居住性の確保、汚染の持ち込み防止、放射性物質の濃度低減に係る手順等を整備する。	
対応手段等	居住性の確保	重大事故等が発生した場合において、中央制御室にとどまる運転員の被ばく線量を7日間で100mSvを超えないよう、中央制御室遮蔽及び中央制御室空調装置の外気を遮断した閉回路循環運転（以下「事故時外気隔離モード」という。）により、環境に放出された放射性物質等による放射線被ばくから運転員を防護するとともに、マネジメント（全面マスク等）による放射線防護措置等にて被ばくを低減し、以下の手順等で中央制御室の居住性を確保する。 ・ 放射性物質等が環境に放出されるおそれがある原子炉冷却材圧力バウンダリからの1次冷却材の漏えい等に起因する非常用炉心冷却設備作動信号又は中央制御室エリアモニタ線量率高信号による中央制御室換気系隔離信号が発信した場合、中央制御室空調装置の事故時外気隔離モードでの運転を確認する。全交流動力電源喪失により、中央制御室空調装置が事故時外気隔離モードにできない場合は、手動操作によるダンパ開処置により事故時外気隔離モードの系統構成を行い、大容量空冷式発電機により、非常用高圧母線に給電し、中央制御室空調装置を運転する。 ・ 中央制御室空調装置が事故時外気隔離モードとなった場合、中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を行い、酸素濃度の低下又は二酸化炭素濃度の上昇により、規定値を超えるおそれがある場合は、外気を取り入れる。 ・ 全交流動力電源喪失時に、中央制御室の照明が使用できない場合、可搬型照明（SA）の蓄電池による照明を確保し、代替交流電源設備からの給電後、可搬型照明（SA）を代替交流電源から給電し、中央制御室の照明を引き続き確保する。照明確保の優先順位は、多様性拡張設備である中央非常用照明を優先して使用し、中央非常用照明が使用できない場合は可搬型照明（SA）を使用する。 ・ 炉心損傷が予想される事態となった場合又は炉心損傷に至った場合は、運転員（当直員）等の内部被ばくを低減するため、当直課長の指示により全面マスクを着用する。 ・ 運転員（当直員）等の被ばく低減及び被ばく線量の平準化のため、発電課長は発電所長等と協議の上、長期的な保安の観点から運転員（当直員）等の交代要員体制を整備する。また、交代要員は運転員（当直員）等の交代に伴う移動時の放射線防護措置やチェンジングエリア等の各境界における汚染管理を行うことで被ばくの低減を図る。

対応手順等	汚染の持ち込み防止	原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生した場合に、中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため、身体サーベイ及び防護具の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置する。 全交流動力電源喪失時にチェンジングエリア設置場所の照明が使用できない場合は可搬型照明(SA)の蓄電池による照明を確保し、代替交流電源設備により給電後、可搬型照明(SA)を代替交流電源設備から給電し、引き続き照明を確保する。照明確保の優先順位は、多様性拡張設備である中央制御室の出入口付近に設置する蓄電池内蔵型照明を優先して使用し、蓄電池内蔵型照明が使用できない場合は可搬型照明(SA)を使用する。
	放射性物質の濃度低減	非常用炉心冷却設備作動信号が発信した場合に、アニュラス空気浄化ファンを運転し、アニュラス部から放射性物質低減機能を有するアニュラス空気浄化フィルタユニットを通して屋外へ排気されることをアニュラス内圧力の低下により確認する。 全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合にも、B系アニュラス空気浄化設備の弁の制御用空気配管に窒素ボンベ(アニュラス空気浄化ファン弁用)を接続して代替空気(窒素)を供給し、代替電源設備から給電した後、Bアニュラス空気浄化ファンを運転する。
配慮すべき事項	放射線管理	チェンジングエリア内では、運転員(当直員)等の身体サーベイを行い、汚染が確認された場合、チェンジングエリア内に設ける除染エリアにて除染を行う。除染による廃水は、ウエスに染み込ませることで放射性廃棄物として廃棄する。
	電源確保	全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備により中央制御室空調装置及び可搬型照明(SA)へ給電する。 全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合は、代替電源設備により放射性物質の濃度低減に使用するアニュラス空気浄化設備へ給電する。

第1.15-23表　重大事故等対策における手順書の概要（17/19）

1.17　監視測定等に関する手順等		
方針目的	重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するため、放射性物質の濃度及び放射線量を測定する手順等を整備する。また、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するため、風向、風速その他の気象条件を測定する手順等を整備する。	
対応手段等	放射性物質の濃度及び放射線量の測定	重大事故等時の発電所敷地境界付近の放射線量は、モニタリングステーション及びモニタリングポストにより監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。また、モニタリングステーション又はモニタリングポストが機能喪失した場合は、可搬型モニタリングポストにより放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。 全交流動力電源喪失による機能喪失時は、多様性拡張設備であるモニタリングステーション及びモニタリングポスト専用の無停電電源装置及び非常用発電機からの給電を優先し、大容量空冷式発電機による給電が開始されれば給電元が自動で切り替わる。モニタリングステーション及びモニタリングポストは、電源が喪失した状態から給電した場合、自動的に放射線量の連続測定を開始する。 原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生した場合、海側敷地境界付近を含み原子炉格納容器を囲む8方位に設置する可搬型エリアモニタにより放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。 重大事故等時の空気中の放射性物質濃度の測定は、多様性拡張設備であるモニタリングカーによる測定を優先する。モニタリングカーが使用できない場合は、可搬型放射線計測器（GM汚染サーベイメータ、NaIシンチレーションサーベイメータ）及び可搬型ダストサンプラにより監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。 重大事故等時の発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）における放射性物質の濃度（空気中、水中、土壌中）及び放射線量の測定は、可搬型放射線計測器（GM汚染サーベイメータ、NaIシンチレーションサーベイメータ、ZnSシンチレーションサーベイメータ、電離箱サーベイメータ）及び可搬型ダストサンプラにより監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。 周辺海域については、小型船舶を用いた海上モニタリングを行う。
	風向、風速その他の気象条件の測定	重大事故等時の風向、風速その他の気象条件の測定は、可搬型気象観測装置により測定し、その結果を記録する。風向、風速その他の気象条件の測定は、多様性拡張設備である気象観測設備を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合、可搬型気象観測装置を使用する。

配慮すべき事項	測定頻度	重大事故等時の放射性物質の濃度及び放射線量の測定頻度のうち、モニタリングステーション、モニタリングポスト、可搬型モニタリングポスト及び可搬型エリアモニタを用いた放射線量の測定は連続測定とする。放射性物質の濃度の測定（空気中、水中、土壌中）及び海上モニタリングは、1回／日以上を目安とするが、測定頻度は原子炉施設の状態及び放射性物質の放出状況を考慮し変更する。 重大事故等時の風向、風速その他の気象条件の測定は、連続測定とする。
	バックグラウンド低減対策	重大事故等により放射性物質の放出のおそれがある場合、モニタリングステーション及びモニタリングポストの検出器等の養生を行う。放射性物質の放出により、モニタリングステーション又はモニタリングポストの周辺の汚染を確認した場合、周辺の汚染レベルを確認し、検出器等の除染、周辺の土壌撤去、樹木の伐採等を行い、バックグラウンドレベルを低減する。 重大事故等発生後の周辺汚染により放射性物質の濃度測定時のバックグラウンドが上昇し、可搬型放射線計測器での測定が不能となった場合、可搬型放射線計測器の検出器周囲を遮蔽材で囲むこと等の対策により、バックグラウンドレベルを低減させて放射性物質の濃度を測定する。
	他の機関との連携体制	重大事故等時の敷地外でのモニタリングについては、国が地方公共団体と連携して策定されるモニタリング計画に従い資機材、要員及び放出源情報を提供するとともにモニタリングに協力する。
	電源確保	全交流動力電源喪失時は、代替電源（交流）によりモニタリングステーション及びモニタリングポストへ給電する。

第1.15-23表　重大事故等対策における手順書の概要（18/19）

1.18　緊急時対策所の居住性等に関する手順等（代替緊急時対策所）		
方針目的	代替緊急時対策所に関し、重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員が代替緊急時対策所にとどまり、重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡し、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する等の緊急時対策本部としての機能を維持するために必要な居住性の確保、必要な指示及び通信連絡、必要な数の要員の収容、代替電源設備からの給電に関する手順等を整備する。	
対応手段等	居住性の確保	重大事故等が発生した場合、代替緊急時対策所空気浄化装置による放射性物質の侵入低減、代替緊急時対策所加圧設備による希ガス等の放射性物質の侵入防止等の放射線防護措置等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等の被ばく線量を7日間で100mSvを超えないようにするため、以下の手順等により代替緊急時対策所の居住性を確保する。 ・ 代替緊急時対策所を立ち上げる場合、代替緊急時対策所空気浄化装置を代替緊急時対策所に接続し、起動するとともに、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により代替緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を開始し、測定結果に応じて換気率を調整する。 全交流動力電源喪失時は、代替緊急時対策所の電源を確保するため、代替電源設備である代替緊急時対策所用発電機により給電し、代替緊急時対策所空気浄化装置を起動する。 ・ 原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生した場合、代替緊急時対策所内へ代替緊急時対策所エリアモニタを、原子炉格納容器と代替緊急時対策所の中間位置に可搬型エリアモニタを設置し、放射線量の測定を開始する。 ・ 重大事故等が発生し、可搬型エリアモニタ等の指示上昇や炉心損傷が生じる等、プルーム放出のおそれがあると判断した場合、パラメータの監視強化及び代替緊急時対策所加圧設備による加圧操作の要員配置を行う。 ・ 原子炉格納容器からプルームが放出され、可搬型エリアモニタ等の線量が上昇した場合は、速やかに代替緊急時対策所空気浄化装置を停止し、代替緊急時対策所加圧設備による代替緊急時対策所内の加圧を行うとともに、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により代替緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を測定し、測定結果に応じて空気流入量を調整する。その後、可搬型エリアモニタ等の線量が低下した場合等、代替緊急時対策所周辺から希ガスの影響が減少したと判断した場合、代替緊急時対策所加圧設備による加圧を停止し、代替緊急時対策所空気浄化装置側へ切替える。

対応手段等	必要な指示及び通信連絡	重大事故等が発生した場合、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等が、代替緊急時対策所の情報収集設備及び代替緊急時対策所の通信連絡設備により、必要なプラントパラメータ等を監視又は収集し、重大事故等に対処するために必要な情報を把握するとともに、重大事故等に対処するための対策の検討を行う。 重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料を、代替緊急時対策所に整備する。当該資料は常に最新となるよう通常時から維持、管理する。 重大事故等が発生した場合、代替緊急時対策所の通信連絡設備により、発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う。 全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備により代替緊急時対策所の情報収集設備及び通信連絡設備へ給電する。
	必要な数の要員の収容	代替緊急時対策所には、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含めた重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する。これらの要員を収容するため、以下の手順等により必要な資機材、飲料水、食料等を整備するとともに、維持、管理し、放射線管理等の運用を行う。 ・ 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員や現場作業を行う要員等の対策要員の装備（線量計、マスク等）及びチェンジングエリアを設置するための資機材を配備し、維持、管理し、重大事故等が発生した場合にはこれらを用いて十分な放射線管理を行う。 ・ 原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生した場合、代替緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、身体サーベイ及び防護具の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置し、代替緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下になった場合に運用する。 ・ 少なくとも外部からの支援なしに1週間、活動するために必要な飲料水及び食料等を備蓄し、維持、管理し、重大事故等が発生した場合は、代替緊急時対策所内の環境を確認した上で、飲食の管理を行う。
	代替電源設備からの給電	全交流動力電源喪失時は、代替緊急時対策所の電源を確保するため、代替電源設備である代替緊急時対策所用発電機から給電する。 代替緊急時対策所用発電機は、代替緊急時対策所の立ち上げ時にケーブル接続等の準備を行い、全交流動力電源喪失時に起動し代替緊急時対策所へ給電を開始する。

配慮すべき事項	配置	重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員と現場作業を行う要員等との輻輳を避けるレイアウトとなるよう考慮する。また、要員の収容が適切に行えるようトイレや休憩スペース等を整備する。
	放射線管理	チェンジングエリア内での身体サーベイで現場作業を行う要員等の放射性物質による汚染が確認された場合には、チェンジングエリア内で拭き取りによる簡易除染にて汚染を取り除くが、拭き取りにて除染ができない場合は除染エリアにて除染を行う。除染による廃水が発生した場合、ウエスに染み込ませることで放射性廃棄物として廃棄する。 代替緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの線量を監視するため、可搬型エリアモニタを設置し、放射線量を監視する。放射線量が上昇した場合は、周辺に立入りを制限する等の対応を行う。 代替緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの線量が上昇する等、代替緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの切替えが必要となった場合は待機側へ切替え、線量に応じ、交換、保管する。 現場作業を行う要員等が代替緊急時対策所の外で身体サーベイを待つ場合、周辺からの放射線影響を低減するため、遮蔽効果のある待機所内で待機する。
	電源確保	全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備により代替緊急時対策所の情報収集設備及び通信連絡設備へ給電する。
	燃料補給	代替緊急時対策所用発電機への燃料補給は、定格負荷運転における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯蔵タンク及びタンクローリを用いて実施する。その後の燃料補給は、定格負荷運転時の燃料補給間隔を目安に実施する。また、重大事故等時7日間運転継続するために必要な燃料の備蓄量として、「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」、「1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」、「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」及び「1.14　電源の確保に関する手順等」に示す燃料も含め、燃料油貯蔵タンクの油量を356kℓ以上に管理する。

第1.15-23表　重大事故等対策における手順書の概要（19/19）

1.19　通信連絡に関する手順等		
方針目的	重大事故等が発生した場合において、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うため、発電所内の通信連絡設備及び発電所外（社内外）との通信連絡設備により通信連絡を行う手順等を整備する。	
対応手段等	発電所内の通信連絡	重大事故等が発生した場合、通信設備（発電所内）により、緊急時対策本部要員が、中央制御室、屋内外の作業場所、代替緊急時対策所との間で相互に通信連絡を行うために、衛星携帯電話設備、無線連絡設備及び携帯型通話設備を使用する。 全交流動力電源喪失時は、代替電源設備（電池を含む。）により、これらの設備へ給電する。 発電所内で通信連絡を行う場合の優先順位は、中央制御室の運転員（当直員）等、代替緊急時対策所の緊急時対策本部要員並びに屋内外で作業を行う緊急時対策本部要員は、操作、作業等の通信連絡を行う場合、屋内外での使用が可能であり、通常時から使用する多様性拡張設備の運転指令設備及び電力保安通信用電話設備を使用する。発電所内でのモニタリングには、屋外の広域で通信連絡が可能な無線連絡設備のうち多様性拡張設備の無線通話装置（固定型、携帯型、モニタリングカー）の使用を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合、屋外の操作、作業等の通信連絡には、屋外使用箇所の制限が少ない衛星携帯電話設備及び無線連絡設備のうち重大事故等対処設備の無線通話装置（固定型、携帯型）を優先して使用する。携帯型通話設備は、中継コードの布設が必要であることから、衛星携帯電話設備及び無線連絡設備のうち無線通話装置（携帯型）が使用できない場合に使用する。 また、多様性拡張設備が使用できない場合の屋内の操作、作業等の通信連絡には、携帯型通話設備を使用する。 重大事故等が発生した場合、データ伝送設備（発電所内）により、代替緊急時対策所へ重大事故等時に対処するために必要なデータを伝送し、パラメータを共有するために、緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）及びSPDSデータ表示装置を使用する。 直流電源喪失時等、可搬型の計測器にて、炉心損傷防止及び格納容器破損防止に必要なパラメータ等の特に重要なパラメータを計測し、その結果を通信設備（発電所内）により発電所内の必要な場所で共有する場合、屋内の現場と中央制御室との連絡には携帯型通話設備を使用し、屋外の現場と中央制御室との連絡には衛星携帯電話設備又は無線連絡設備のうち無線通話装置（固定型、携帯型、モニタリングカー）を使用する。また、屋内外の現場若しくは中央制御室と代替緊急時対策所との連絡には衛星携帯電話設備、無線連絡設備又は携帯型通話設備を使用する。 全交流動力電源喪失時は、代替電源設備（電池を含む。）により、これらの設備へ給電する。 計測等行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する場合の優先順位は、屋内外での使用が可能であり、通常時から使用する多様性拡張設備の運転指令設備、電力保安通信用電話設備及び屋外の広域で通信連絡が可能な無線連絡設備のうち無線通話装置（固定型、携帯型、モニタリングカー）の使用を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合は、衛星携帯電話設備、無線連絡設備のうち無線通話装置（固定型、携帯型）及び携帯型通話設備を使用する。

対応手段等	発電所外(社内外)との通信連絡	重大事故等が発生した場合、通信設備(発電所外)により、代替緊急時対策所の緊急時対策本部要員が、本店、国、地方公共団体、その他関係機関等との間で通信連絡を行うために、衛星携帯電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備(テレビ会議システム、IP電話、衛星通信装置(電話)、IP-FAX)を使用する。 全交流動力電源喪失時は、代替電源設備(電池を含む。)により、これらの設備へ給電する。 発電所外(社内外)との通信連絡を行う場合の優先順位は、国との間で通信連絡を行う場合、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備(テレビ会議システム、IP電話、衛星通信装置(電話)、IP-FAX)及び多様性拡張設備の加入電話設備の使用を優先し、多様性拡張設備が使用できない場合は、衛星携帯電話設備を使用する。 本店との間で通信連絡を行う場合、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備(テレビ会議システム、IP電話、衛星通信装置(電話)、IP-FAX)、多様性拡張設備である加入電話設備、電力保安通信用電話設備及びテレビ会議システム(社内)の使用を優先し、多様性拡張設備が使用できない場合は、衛星携帯電話設備を使用する。 地方公共団体、その他関係機関等と通信連絡を行う場合、通常時に通信連絡で使用する多様性拡張設備の加入電話設備の使用を優先し、多様性拡張設備が使用できない場合は、衛星携帯電話設備を使用する。 発電所外でモニタリングを行う緊急時対策本部要員と通信連絡を行う場合、無線連絡設備のうち多様性拡張設備の無線通話装置(固定型、携帯型、モニタリングカー)の使用を優先し、多様性拡張設備が使用できない場合は、衛星携帯電話設備を使用する。 重大事故等が発生した場合、データ伝送設備(発電所外)により、国の緊急時対策支援システム(ERSS)等へ、必要なデータを伝送し、パラメータを共有するために、緊急時運転パラメータ伝送システム(SPDS)を使用する。 直流電源喪失時等、可搬型の計測器にて、炉心損傷防止及び格納容器破損防止に必要なパラメータ等の特に重要なパラメータを計測し、その結果を通信設備(発電所外)により発電所外(社内外)の必要な場所で共有する場合、代替緊急時対策所と本店、国、地方公共団体との連絡には衛星携帯電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備(テレビ会議システム、IP電話、衛星通信装置(電話)、IP-FAX)を使用する。 全交流動力電源喪失時は、代替電源設備(電池を含む。)により、これらの設備へ給電する。 計測等行った特に重要なパラメータを発電所外(社内外)の必要な場所で共有する場合の優先順位は、本店との通信連絡には、社内関係箇所と通常時に通信連絡で使用する多様性拡張設備の電力保安通信用電話設備及びテレビ会議システム(社内)の使用を優先し、多様性拡張設備が使用できない場合は、衛星携帯電話設備又は統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備(テレビ会議システム、IP電話、衛星通信装置(電話)、IP-FAX)を使用する。国との間で通信連絡を行う場合、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備(テレビ会議システム、IP電話、衛星通信装置(電話)、IP-FAX)及び多様性拡張設備である加入電話設備の使用を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合は、衛星携帯電話設備を使用する。
配慮すべき事項	電源確保	全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により、衛星携帯電話設備のうち衛星携帯電話(固定型)、無線連絡設備のうち無線通話装置(固定型)、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備(テレビ会議システム、IP電話、衛星通信装置(電話)、IP-FAX)、緊急時運転パラメータ伝送システム(SPDS)及びSPDSデータ表示装置へ給電する。

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	保修対応要員	2	30分
		運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	3	
	現場手動操作による主蒸気逃がし弁の機能回復	運転員（当直員）等（現場）	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。		
	窒素ボンベによる加圧器逃がし弁の機能回復	運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	3	25分
	可搬型バッテリによる加圧器逃がし弁の機能回復	保修対応要員	2	40分
		運転員（当直員）等（現場）	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	運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	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）	保修対応要員	2	1時間15分
		運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	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）	保修対応要員	2	1時間15分
		運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	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）	保修対応要員	2	40分
		運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	5	
	可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入	保修対応要員	13	5時間20分
		運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	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	運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	3	15分
	B充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注入	保修対応要員	2	40分
		運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	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	運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	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	保修対応要員	2	1時間55分
	移動式大容量ポンプ車への燃料補給	保修対応要員	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	保修対応要員	13	12時間40分
		運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	4	
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）	保修対応要員	2	40分
		運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	6	
	常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ（サポート系故障時）	保修対応要員	2	40分
		運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	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	保修対応要員	2	1時間10分
		運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	3	
	常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	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	保修対応要員	13	12時間40分
		運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	4	
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）	保修対応要員	2	40分
		運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	6	
	常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ（全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時）	保修対応要員	2	40分
		運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	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）	保修対応要員	2	35分
		運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	3	
	可搬型格納容器水素濃度計測装置による水素濃度監視（全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能喪失時）	保修対応要員	4	35分
		運転員（当直員）等（中央制御室、現場）	5	
1.10	アニュラス空気浄化設備による水素排出	保修対応要員	1	50分
		運転員（当直員）等（中央制御室）	1	

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ダ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ダ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ピットへの供給	保修対応要員	6	3時間
	復水ピット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。		
	復水ピット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
	復水ピットから燃料取替用水ピットへの供給	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	保修対応要員	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	保修対応要員	1	15分
		運転員（当直員）等 （中央制御室、現場）	2	
	号炉間電力融通電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	保修対応要員	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	保修対応要員	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	保修対応要員	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	保修対応要員	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	保修対応要員	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	保修対応要員	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	保修対応要員	2	2時間30分
	発電機車（高圧発電機車）への燃料補給	保修対応要員	2	1時間55分
	発電機車（中容量発電機車）への燃料補給	保修対応要員	2	2時間5分
	直流電源用発電機への燃料補給	保修対応要員	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※1）	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
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	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・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。 ・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。 ・大規模地震により内部溢水が発生した場合における建屋内での溢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。 ・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。 ・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。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・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。 ・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。 ・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。 ・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。 ・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。 ・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。 ・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。 ・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。	【基準地震動を一定程度超える規模】 ・外部電源 ・非常用所内電源 ・設計基準事故対処設備(ECCS等) ・海水ポンプ ・ディーゼル発電機 ・安全保護系、原子炉制御系 ・原子炉建屋、原子炉格納容器 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ ・原子炉格納容器の閉じ込め機能 ・使用済燃料ピット損傷 (内部溢水の評価については、津波に包含される。)	・外部電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失 ・SBO+LUHSの同時発生 ・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。 ・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。 (内部溢水の評価については、津波に包含される。)

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	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・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。 ・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。 ・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。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・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。 ・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。	【基準津波を一定程度超える津波の規模】 ・外部電源 ・非常用所内電源 ・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) ・海水ポンプ ・ディーゼル発電機 ・安全保護系、原子炉制御系	・外部電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失 ・2次系からの除熱機能喪失 ・SBO+LUHSの同時発生 ・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。
③ 風(台風)	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・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。 ・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。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・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。 ・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。	【53.2m/sを超える風速】 ・外部電源	・外部電源喪失

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	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・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。 ・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。 ・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。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・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。	【風速(100m/s)を超える竜巻】 ・外部電源 ・海水ポンプ ・ディーゼル発電機 ・屋外にある一部の可搬型重大事故等対処設備	・外部電源喪失 ・SBO＋LUHSの同時発生
⑤ 凍結	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・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。 ・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。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・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。	【設計値の-5.8℃を下回る低温】 なし (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)	・影響なし
⑥ 積雪	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・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。 ・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。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・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。	【12cmを超える規模の積雪量】 ・外部電源	・外部電源喪失
⑦ 火山の影響(降灰)	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・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。 ・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。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・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。	【10cmを超える規模の降灰】 ・外部電源	・外部電源喪失

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	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・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。 ・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。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・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。	【海水取水機能が喪失するような規模の海生生物の襲来】 ・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）	・原子炉補機冷却機能喪失
⑨ 森林火災	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・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。 ・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。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・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。	【防火帯を越えるような森林火災】 ・外部電源	・外部電源喪失
⑩ 落雷	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・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、避導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。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・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。 ・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。 ・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。	【設計想定以上の規模の雷サージ】 ・外部電源 ・安全保護系、原子炉制御系	・外部電源喪失 ・ECCS誤作動
⑪ 隕石	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・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。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・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。	【広範囲に影響を及ぼす規模の隕石】 ・大型航空機の衝突と同様	・大型航空機の衝突と同様

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	【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】 ・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。 ・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。 ・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。 ・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。 ・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。	【基準地震動及び基準津波を一定程度超える規模】 ・外部電源 ・非常用所内電源 ・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） ・海水ポンプ ・ディーゼル発電機 ・安全保護系、原子炉制御系 ・原子炉建屋、原子炉格納容器 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ ・原子炉格納容器の閉じ込め機能 ・使用済燃料ピット損傷	・外部電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失 ・SBO+LUHSの同時発生 ・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。 ・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。 ・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。
火山の影響（降灰）と積雪との重畳	【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】 ・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。 ・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。	【10cmを超える規模の降灰及び12cmを超える規模の積雪量】 ・外部電源	・外部電源喪失

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	・原子炉建屋、原子炉格納容器破損 ・蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損） ・原子炉補助建屋損傷 ・複数の信号系損傷 ・使用済燃料ピット損傷	・大破断LOCAを上回る規模のLOCA ・大破断LOCA+低圧注入失敗 ・大破断LOCA+蓄圧注入失敗 ・中破断LOCA+蓄圧注入失敗 ・LOCA+ECCS失敗 ・原子炉補機冷却機能喪失+大破断LOCA（CV過圧破損） ・全交流動力電源喪失+LOCA ・SBO+LUHS（補助給水失敗） ・過渡事象+補助給水失敗（炉内構造物損傷） ・2次系からの除熱機能喪失 ・SBO（LOCAなし）	・大破断LOCA ・外部電源喪失
② 津波	・複数の信号系損傷	・原子炉補機冷却機能喪失（SBO）+補助給水失敗（DCH） ・原子炉補機冷却機能喪失（SBO）+シールLOCA ・原子炉補機冷却機能喪失（SBO）（シールLOCAなし）	・外部電源喪失
③ 風（台風）	なし	なし	・外部電源喪失
④ 竜巻	なし	・SBO+LUHS ・全交流動力電源喪失	・外部電源喪失
⑤ 凍結	なし	なし	なし
⑥ 積雪	なし	なし	・外部電源喪失
⑦ 火山の影響（降灰）	なし	なし	・外部電源喪失
⑧ 生物学的事象	なし	・原子炉補機冷却機能喪失	なし
⑨ 森林火災	なし	なし	・外部電源喪失
⑩ 落雷	なし	なし	・外部電源喪失 ・ECCS誤作動
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) ・(2.1)
	号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号炉間電力融通手段により必要な負荷に給電する。	
	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次冷却系統の冷却、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次冷却系統を冷却、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)により操作し、1次冷却系統を減圧する。	・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の冷却、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(格納容器スプレイ)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、窒素ボンベ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	敷地外への放射性物質の放出低減操作	・炉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。	・ 第3項、4項 (1.11)、(1.12)
使用済燃料ピット水位確保及び燃料体の損傷緩和	使用済燃料ピット漏えい時の冷却水補給操作	・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。 ・使用済燃料ピットからの冷却水の漏えいを抑制する。	・ 第3項、4項 (1.11) ・ (2.1)
	使用済燃料ピット漏えい時のスプレイ操作	・「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。	
水源確保	中間受槽への水補給操作	・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。	・ 第3項、4項 (1.13) ・ (2.1)
	復水ピット等への水補給操作	・復水ピット、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。 ・燃料取替用水ピットの水位が低下した場合、復水ピットから燃料取替用水ピットへ補給を行う。	
	移動式大容量ポンプ車の取水源確保	・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。	
大規模火災への対応	移動式大容量ポンプ車による消火活動	・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。	・ 第2項 ・ 第3項、4項 (1.12)
	可搬型設備による消火活動	・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。	・ 第2項 ・ 第3項、4項 (1.12)
その他	原子炉停止操作	・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。	・ (1.1)
	アクセスルート確保	・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。 ・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。	・ 第1項、2項 ・ (2.1)
	燃料補給	・可搬型重大事故等対処設備等への給油を実施する。	・ 第1項

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
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 復水ピット＊2 主蒸気逃がし弁	1次系のフィ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） 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
			加圧器逃がし弁	常設		
			燃料取替用水ピット	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		
			蓄圧タンク出口弁＊9	常設		
		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（加圧器逃がし弁用）＊4	可搬		
			窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）＊4	可搬		
			燃料取替用水ピット	常設		
	電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水ピット＊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	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	
			可搬型ディーゼル注入ポンプ	可搬		
			復水ピット	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		
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（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	
			・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（タービン動補助給水ポンプ補助（非常用）油ポンプ用）	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		大容量空冷式発電機＊8	常設		
	主蒸気逃がし弁 ・全交流動力電源喪失 ・常設直流電源系統の喪失	弁の機能回復	主蒸気逃がし弁（手動）	常設		
			窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁用）	可搬		
－	－	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（二部事象ベース：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		
			復水ピット水位計＊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となる水の供給手順等」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となる水の供給手順等」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。
＊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次系のフィ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
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 復水ピット＊2 主蒸気逃がし弁	1次系のフィ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＊6	常設		
			燃料取替用水ピット	常設		
		代替炉心注入	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	
			燃料取替用水ピット	常設		
	電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水ピット＊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） 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＊3	可搬		
			復水ピット	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		
	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		
			復水ピット	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となる水の供給手順等」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　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」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。
＊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
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） 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駆動蒸気入口弁（手動）＊2	常設		
			・可搬型バッテリ（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		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	弁の機能回復	主蒸気逃がし弁（手動）＊2	常設		
			窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁用）＊2	可搬		
	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		**窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）**	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 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（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
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

◎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
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 ・復水ピット ・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 ・燃料取替用水ピット ・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	－		・タービン動補助給水ポンプ ・電動補助給水ポンプ＊2 ・復水ピット ・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 ・燃料取替用水ピット ・加圧器逃がし弁	常設 常設 常設		
		1次冷却材の漏えい量抑制	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）

（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
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 燃料取替用水ピット＊2	炉心注入	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（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
				燃料取替用水ピット	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		
				燃料取替用水ピット	常設		
				復水ピット	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（二部事象ベース：運転員（当直員）等及び保修対応要員）	
				格納容器再循環サンプ	常設		
				格納容器再循環サンプスクリーン	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		
			再循環＊5＊6	高圧注入ポンプ＊3	常設		
				格納容器再循環サンプ	常設		
				格納容器再循環サンプスクリーン	常設		
		格納容器再循環サンプスクリーン 格納容器再循環サンプ外隔離弁	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プスクリーン閉塞の徴候が見られた場合の手順（二部事象ベース：運転員（当直員）等）	
				充てんポンプ＊3	常設		
				燃料取替用水ピット	常設		
			代替炉心注入＊6	(a) 余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ、燃料取替用水ピット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）に整備する。

＊2：燃料取替用水ピットの破損、枯渇時の手順は「1.13　重大事故等の収束に必要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)

(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
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	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
				燃料取替用水ピット	常設		
				復水ピット	常設		
				B充てんポンプ(自己冷却)	常設		
				B格納容器スプレイポンプ(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(b)	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プ	常設		
				格納容器再循環サンプスクリーン	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		
			代替再循環＊4	(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となる水の供給手順等」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）

（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
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		
				燃料取替用水ピット	常設		
				復水ピット	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となる水の供給手順等」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)

(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
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	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		
				復水ピット	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次側のフィードアンドブリード	電動補助給水ポンプ＊2＊5	常設		
				復水ピット	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となる水の供給手順等」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)

(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
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(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		
				復水ピット	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		
				窒素ボンベ(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		
				復水ピット	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となる水の供給手順等」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）

（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
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
				高圧注入ポンプ＊2	常設		
				燃料取替用水ピット	常設		
			代替炉心注入	燃料取替用水ピット（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		
				燃料取替用水ピット	常設		
				復水ピット	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プ	常設		
				格納容器再循環サンプスクリーン	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		
			再循環＊4＊5	高圧注入ポンプ＊2	常設		
				格納容器再循環サンプ	常設		
				格納容器再循環サンプスクリーン	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となる水の供給手順等」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：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。

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）

（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
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		
				復水ピット	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次側のフィードアンドブリード	電動補助給水ポンプ＊2＊5	常設		
				復水ピット	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となる水の供給手順等」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)

(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	代替炉心注入(c)	燃料取替用水ピット(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		
				燃料取替用水ピット	常設		
				復水ピット	常設		
				B充てんポンプ(自己冷却)	常設		
				B格納容器スプレイポンプ(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プ	常設		
				格納容器再循環サンプスクリーン	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となる水の供給手順等」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)

(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
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		
				復水ピット	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		
				窒素ボンベ(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		
				復水ピット	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となる水の供給手順等」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）

（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
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2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		
			復水ピット	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		
		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）＊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		
			窒素ボンベ（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		
	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		
	原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機冷却水冷却器		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となる水の供給手順等」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1.15-32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）

（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
サポート系故障時	全交流動力電源＊2	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＊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
			電動補助給水ポンプ＊3	常設		
			復水ピット	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		
			燃料油貯蔵タンク＊6	常設		
			タンクローリ＊6	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）＊4	常設		
			窒素ボンベ（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		
			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。

＊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：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となる水の供給手順等」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)

(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
フロントライン系故障時	格納容器スプレイポンプ 燃料取替用水ピット＊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		
			窒素ボンベ(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	
			燃料取替用水ピット	常設		
			復水ピット	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となる水の供給手順等」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となる水の供給手順等」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)

(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
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) 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＊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	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	
			燃料取替用水ピット	常設		
			復水ピット	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となる水の供給手順等」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）

（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
フロントライン系故障時	格納容器スプレイポンプ 燃料取替用水ピット＊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
			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		
			窒素ボンベ （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		
			燃料取替用水ピット	常設		
			復水ピット	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となる水の供給手順等」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となる水の供給手順等」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）

（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
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＊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		
			燃料取替用水ピット	常設		
			復水ピット	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となる水の供給手順等」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)

(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
交流動力電源及び原子炉補機冷却機能　健全	—	格納容器スプレイ	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
			燃料取替用水ピット	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		
			窒素ボンベ(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		
			燃料取替用水ピット	常設		
			復水ピット	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となる水の供給手順等」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)

(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
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＊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		
			燃料取替用水ピット	常設		
			復水ピット	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＊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となる水の供給手順等」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）

（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
交流動力電源及び原子炉補機冷却機能　健全	—	格納容器スプレイ	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
			燃料取替用水ピット	常設		
		代替格納容器スプレイ	常設電動注入ポンプ＊2	常設		
			燃料取替用水ピット	常設		
			復水ピット	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		
			燃料取替用水ピット	常設		
			復水ピット	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。
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）

（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処設備	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（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
			余熱除去ポンプ＊2	常設		
			充てんポンプ＊2＊6	常設		
			燃料取替用水ピット	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		
			燃料取替用水ピット	常設		
			復水ピット	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		
			燃料取替用水ピット	常設		
			復水ピット	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、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
—	—	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 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
			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		
			窒素ボンベ（事故時試料採取設備弁用）	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
—	—	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ィルタユニット	常設		
			窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）	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（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		
			格納容器雰囲気ガスサンプル冷却器＊4	常設		
			窒素ボンベ（事故時試料採取設備弁用）＊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リアモニタ（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：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1.15-38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 燃料取替用水ピット 2次系補給水ポンプ 2次系純水タンク	燃料取替用水ピット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（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
			燃料取替用水ピット	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となる水の供給手順等」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となる水の供給手順等」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(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
			中間受槽＊3	可搬		
			使用済燃料ピットスプレイヘッダ	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		

◎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　重大事故等の収束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(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
			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	常設可搬	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
			燃料取替用水ピット	常設		
			復水ピット	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	可搬		
			小型動力ポンプ付水槽車	可搬		
			可搬消防ポンプ	可搬		
			原水タンク	常設		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ	可搬		
			移動式大容量ポンプ車	可搬		
			放水砲	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊2	常設		
			タンクローリ＊2	可搬		
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	可搬型ディーゼル注入ポンプ＊1＊3	可搬		
			使用済燃料ピットスプレイヘッダ＊1	可搬		
			中間受槽＊4	可搬		
			移動式大容量ポンプ車	可搬		
			放水砲	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊2	常設		
			タンクローリ＊2	可搬		
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	可搬		
			シルトフェンス	可搬		
			小型船舶	可搬		
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	可搬	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	可搬		
			可搬消防ポンプ	可搬		
			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		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ＊3	可搬		
			小型放水砲	可搬		
			中間受槽＊4	可搬		
			燃料油貯蔵タンク＊2	常設		
			タンクローリ＊2	可搬		
		航空機燃料火災への泡消火	移動式大容量ポンプ車	可搬		
			放水砲	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：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。
＊3：可搬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となる水の供給手順等」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
代替水源から中間受槽への供給	復水ピットの枯渇又は破損等 燃料取替用水ピットの枯渇又は破損等 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（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
			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		
			タンクローリ＊2	可搬		
		3号機及び4号機取水ピット他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		
			タンクローリ＊2	可搬		
蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）の代替手段及び復水ピットへの供給	復水ピットの枯渇又は破損等	復水ピットから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	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	燃料取替用水ピット	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	
			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		
			燃料取替用水ピット	常設		
			加圧器逃がし弁	常設		
			可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）	可搬		
			窒素ボンベ（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2次側による炉心冷却（注水）＊3	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		
			タンクローリ＊2	可搬		
	復水ピットの枯渇	中間受槽を水源とする復水ピットへの供給	中間受槽	可搬	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 大規模損壊時に対応する手順	
			復水ピット（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
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ピットへの供給	燃料取替用水ピットの枯渇又は破損等	代替炉心注入＊2	復水ピット	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		
			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		
		代替格納容器スプレイ＊4	復水ピット	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）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
			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		
	燃料取替用水ピットの枯渇	使用済燃料ピットから燃料取替用水ピットへの供給	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ピットへの供給	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ピットへの供給	燃料取替用水補助タンク	常設		
			燃料取替用水ポンプ	常設		
		復水ピットから燃料取替用水ピットへの供給	復水ピット	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
格納容器再循環サンプを水源とする再循環	—	再循環	格納容器再循環サンプ	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
			格納容器再循環サンプスクリーン	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	格納容器再循環サンプ	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）等及び保修対応要員）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
			格納容器再循環サンプスクリーン	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	格納容器再循環サンプ	常設		
			格納容器再循環サンプスクリーン	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	格納容器再循環サンプ	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）等	
			格納容器再循環サンプスクリーン	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	格納容器再循環サンプ	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）等及び保修対応要員）等	
			格納容器再循環サンプスクリーン	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
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 燃料取替用水ピット 2次系補給水ポンプ 2次系純水タンク	燃料取替用水ピット等から使用済燃料ピットへの注水＊2	燃料取替用水ピット	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（二部事象ベース：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		
			タンクローリ＊3	可搬		
使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の使用済燃料ピットへのスプレイ及び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イ＊2	中間受槽	可搬		
			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イヘッダ	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ュラス部への放水	－	海を水源とする原子炉格納容器及びアニュラス部への放水＊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
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		
			号炉間電力融通電路	常設		
			予備ケーブル（号炉間電力融通用）	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		
			燃料油貯油そう（他号機）＊3	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）及び燃料油貯油そう（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
直流電源喪失	ディーゼル発電機 （全交流動力電源喪失）	非常用電源（直流）による給電	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（重大事故等対処用）	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
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		
			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	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）で注入し、加圧器逃がし弁を開とする手順	B充てんポンプ（自己冷却）	大規模損壊時に対応する手順
			加圧器逃がし弁	
			可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）	
			窒素ボンベ（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及び1次冷却材喪失事象が発生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	
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	代替格納容器スプレイ	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でスプレイする手順	消防自動車 使用済燃料ピットスプレイヘッダ	
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（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	原子炉補機冷却水冷却器室浸水時の排水	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）	・発電所における災害対策活動の実施	・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） ・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）
緊急時対策本部要員 （上記以外の要員）	・発電所における災害対策活動の実施 （班長指示による） ・班長の補佐	・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） ・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）
重大事故等対策要員 （保修対応要員）	・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）	・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）） ・事故時の対応操作（事故対応操作ができること）
重大事故等対策要員 （協力会社）	・事故対応時の個別作業 （復水ピットへの補給作業、使用済燃料ピットへの補給作業他）	
重大事故等対策要員 （運転対応要員） 運転員（当直員）	・災害状況の把握 ・事故拡大防止に必要な運転上の措置 ・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）	・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） ・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）

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	
									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
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※1	○	○	○	○	○	○	○	○	○
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）※2	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	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	
									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	
									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）※1	－	○	○	－	○	○	－	○	○
	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）※1	－	○	○	－	○	○	－	○	○
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※1	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	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	－	－	－	○	－	－	－	－	－

○：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）(1/4)

分類	物理現象＼評価事象＼評価指標	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 原子炉格納容器圧力及び温度	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 1次系圧力	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 原子炉格納容器圧力	水素燃焼 水素濃度	溶融炉心・コンクリート相互作用 コンクリート侵食量
炉心(核)	核分裂出力	－	－	－	－	－
	反応度帰還効果	－	－	－	－	－
	制御棒効果	－	－	－	－	－
	崩壊熱※1	○	○	○	○	○
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）(2/4)

分類	評価事象 / 評価指標 / 物理現象	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	高圧溶融物放出／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
		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	物理現象 ＼ 評価事象 ／ 評価指標	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 原子炉格納容器圧力及び温度	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 1次系圧力	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 原子炉格納容器圧力	水素燃焼 水素濃度	溶融炉心・コンクリート相互作用 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）※1	－	－	－	－	－
	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）※1	－	－	－	－	－
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※1	○	－	－	○	－
	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	○	－	－	－	－
	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）(4/4)

分類	評価事象 / 評価指標 / 物理現象	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	高圧溶融物放出／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
		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圧溶融炉心放出	－	－	－	－	－
	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 / 評価指標 / 物理現象	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
	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※1	○	○	○
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）※2	－	－	－
	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入力値に含まれる。
※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 / 評価指標 / 物理現象	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
		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）※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）	－	－	－
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）※1	－	－	－
	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）※1	－	－	－

○：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1.15-49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抜き	CHICKIN-M FACTRAN THINC-III MARVEL
	出力運転中の制御棒の異常な引抜き	MARVEL FACTRAN
	制御棒の落下及び不整合	MARVEL HIDRA 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 HIDRA PANDA 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 FACTRAN THINC-III
	原子炉冷却材ポンプの軸固着		
	主給水管破断		MARVEL FACTRAN THINC-III
	主蒸気管破断		MARVEL HIDRA PANDA 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
－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	・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 ・ECCS注水機能喪失 ・格納容器バイパス
SPARKLE-2	・原子炉停止機能喪失
MAAP	・原子炉格納容器の除熱機能喪失 ・ECCS再循環機能喪失
COCO	・全交流動力電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失

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	・雰囲気圧力・温度による静的負荷 （格納容器過圧・過温破損） ・高圧溶融物放出／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
GOTHIC	・水素燃焼

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	・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

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、炉心水位低下を数百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/℃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℃、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、ダウンカマ水位、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。 ・原子炉格納容器内温度：十数℃程度高めに評価 ・原子炉格納容器圧力　：1割程度高めに評価 ・非凝縮性ガス濃度　　：適正に評価 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0.016MPa、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）	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。
			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。
	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）	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。 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。
	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。 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。
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		

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。
		イグナイタ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ΔT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ΔT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-131	1.6×10^{-4}	1
I-132	2.3×10^{-6}	1.44×10^{-2}
I-133	4.1×10^{-5}	2.56×10^{-1}
I-134	6.9×10^{-7}	4.31×10^{-3}
I-135	8.5×10^{-6}	5.31×10^{-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-131	2.84	8.06d	3.16×10^{18}
I-132	4.21	2.28h	4.69×10^{18}
I-133	6.77	20.8h	7.54×10^{18}
I-134	7.61	52.6min	8.47×10^{18}
I-135	6.41	6.61h	7.14×10^{18}
合　　計	—	—	3.10×10^{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（MeV/dis）	β線実効エネルギ（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	5.90×10^{17}	2.95×10^{15}	2.18×10^{16}
Kr－ 85m	1.31	4.48h	0.159	0.253	1.46×10^{18}	4.64×10^{17}	3.69×10^{17}
Kr－ 85	0.29	10.73y	0.0022	0.251	4.38×10^{16}	1.93×10^{14}	1.10×10^{16}
Kr－ 87	2.54	76.3min	0.793	1.323	2.83×10^{18}	4.49×10^{18}	3.74×10^{18}
Kr－ 88	3.58	2.80h	1.950	0.377	3.99×10^{18}	1.55×10^{19}	1.50×10^{18}
Xe－ 131m	0.040	11.9d	0.020	0.143	4.43×10^{16}	1.77×10^{15}	6.33×10^{15}
Xe－ 133m	0.19	2.25d	0.042	0.190	2.13×10^{17}	1.79×10^{16}	4.05×10^{16}
Xe－ 133	6.77	5.29d	0.045	0.135	7.54×10^{18}	6.78×10^{17}	1.02×10^{18}
Xe－ 135m	1.06	15.65min	0.432	0.095	1.18×10^{18}	1.02×10^{18}	1.12×10^{17}
Xe－ 135	6.63	9.083h	0.250	0.316	7.39×10^{18}	3.69×10^{18}	2.34×10^{18}
Xe－ 138	6.28	14.17min	1.183	0.611	6.99×10^{18}	1.65×10^{19}	4.27×10^{18}
合　　計	－	－	－	－	3.23×10^{19}	4.25×10^{19}	1.34×10^{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^3/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^3/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	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109m³/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^3/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^3/基（4基） （最小保有水量）	標準的に最小の保有水量を設定。
	常設電動注入ポンプ	30m^3/h	炉心への注水は、常設電動注入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」のニに従い、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（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」のハに従い、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。
	常設電動注入ポンプ 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、1.5m³/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^3/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^3/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」のニに従い、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」のハに従い、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^3	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
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^3/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^3/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^3/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1.15-68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^3/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	燃料取替用水ピット 水位低（16%）到達	再循環切替えを行う燃料取替用水ピット水位として設定。
	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」のニに従い、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、ドッ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。
	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。
	ドップラ特性	ウラン燃料を装荷した 平衡炉心のドップラ特性	標準値として設定。 ドップラ特性は、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ップラ特性に基づき評価。 事象進展中のドッ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、 ドッ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。
			370m³/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、ドッ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。
	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。
	ドップラ特性	ウラン燃料を装荷した 平衡炉心のドップラ特性	標準値として設定。 ドップラ特性は、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ップラ特性に基づき評価。 事象進展中のドッ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、 ドッ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	起因事象		蒸気負荷の喪失及び主給水流量喪失	「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」の起因事象として、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。
		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。
			370m³/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 (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^3/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^3/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^3/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。

第1.15-72表　主要解析条件（ECCS再循環機能喪失）（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ECCSによる炉心注水のタイミングが遅くなるとともに、炉心注水流量が少なくなり、1次系保有水量確保の観点から厳しい設定。
	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ECCSによる炉心注水のタイミングが遅くなるとともに、炉心注水流量が少なくなり、1次系保有水量確保の観点から厳しい設定。
	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 （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は低温側配管とし、原子炉容器とECCSの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、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	低圧再循環機能喪失 及び 高圧再循環機能喪失	低圧再循環機能及び高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。このため、再循環機能喪失時点での炉心崩壊熱が大きくなり、1次系保有水量の減少が早くなることから、炉心冷却上厳しい設定。
	再循環切替	燃料取替用水ﾋﾟｯﾄ水位低 （16%）到達時に再循環機能喪失	再循環切替えを行う燃料取替用水ﾋﾟｯﾄ水位として設定。

第1.15-72表　主要解析条件（ECCS再循環機能喪失）（2/3）

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	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で、再循環切替えの時期が早くなるため、再循環機能喪失時点での炉心崩壊熱が大きくなり、1次系保有水量の減少が早く、炉心冷却の観点から厳しくなることから、応答時間は0秒と設定。
	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） （応答時間0秒）	原子炉格納容器スプレイ作動設定値に計装誤差を考慮した高めの値として、解析に用いる原子炉格納容器スプレイ作動限界値を設定。原子炉格納容器スプレイ設備の作動が早くなることで、再循環切替えの時期が早くなるため、再循環機能喪失時点での炉心崩壊熱が大きくなり、1次系保有水量の減少が早く、炉心冷却の観点から厳しくなることから、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^3/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、再循環切替え後は高圧及び低圧再循環機能喪失を想定するものとする。再循環切替時間を早くする観点から、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。 炉心への注水流量が多いと、水源である燃料取替用水ピットの水位低下が早くなるため、再循環切替えの時期が早くなる。このため、再循環機能喪失時点での炉心崩壊熱が大きくなり、1次系保有水量の減少が早くなることから、炉心冷却の観点で厳しい設定。
	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^3/h、 0～約1.5MPa）	
	格納容器スプレイポンプ	最大流量 （注入時：2台、再循環時：1台）	再循環切替え前は原子炉格納容器への注水として格納容器スプレイポンプ2台を使用するものとし、再循環切替え後は格納容器スプレイポンプ1台を代替再循環による炉心注水として、もう1台を原子炉格納容器への注水として使用するものとする。再循環切替時間を早くする観点から、最大流量を設定。原子炉格納容器への注水流量が多いと、水源である燃料取替用水ピットの水位低下が早くなるため、再循環切替えの時期が早くなる。このため、再循環機能喪失時点での炉心崩壊熱が大きくなり、1次系保有水量の減少が早くなることから、炉心冷却の観点で厳しい設定。
	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^3/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1.15-72表　主要解析条件（ECCS再循環機能喪失）（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）	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^3/基（3基） （最小保有水量）	炉心への注水量を少なくする最小の保有水量を設定。
	代替再循環注水流量	200m^3/h	事象発生の約17分後の再循環切替え時点での炉心崩壊熱に相当する蒸散量（約146m^3/h）を上回る流量として設定。
重大事故等対策に関連する操作条件	代替再循環開始	再循環機能喪失から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」のニに従い、代替再循環のための現場での系統構成や中央制御室での操作等に余裕を考慮して、再循環機能喪失から30分を想定して設定。なお、運用上はMAAPコードの炉心水位の予測の不確かさを考慮し、代替再循環を実際に見込まれる操作時間である再循環機能喪失から15分後（訓練実績：13分）までに開始する。

第1.15-73表　主要解析条件（格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA））（1/3）

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、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、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。
	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	余熱除去系入口隔離弁の 誤開又は破損		余熱除去系入口隔離弁の誤開又は破損による余熱除去系の圧力上昇により、余熱除去系からの漏えいが発生するものとして設定。
		破断箇所	破断口径	余熱除去系逃がし弁2個については、実機における口径を基に設定。余熱除去系機器等からの漏えいについては、実機での破断面積に係る評価結果から算出した等価直径を上回る値として、NUPEC報告書の値を基に設定。 なお、余熱除去系の破断面積の評価においては、余熱除去系の圧力挙動の評価結果を踏まえ、配管破断は生じることなく、余熱除去系の低圧側に静的に1次系の圧力、温度相当まで加圧及び加温されるものとしている。
		原子炉格納容器外の 余熱除去冷却器 出口逃がし弁	等価直径 約2.5cm （1inch）	
		原子炉格納容器内の 余熱除去ポンプ 入口逃がし弁	等価直径 約10cm （4inch）	
		原子炉格納容器外の 余熱除去系機器等	等価直径 約2.8cm （1.12inch）	
	安全機能の喪失 に対する仮定	余熱除去系入口隔離弁の 誤開又は破損が発生した側の 余熱除去機能喪失		余熱除去系入口隔離弁の誤開又は破損が発生した側の余熱除去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1.15-73表　主要解析条件（格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA））（2/3）

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	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。
	高圧注入ポンプ	最大注入特性 （2台） （高圧注入特性：0～約360m^3/h、 0～約15.8MPa）	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、漏えい量を増加させる観点から、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。
	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^3/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^3/基（4基） （最小保有水量）	標準的に最小の保有水量を設定。
	余熱除去系逃がし弁 吹止まり圧力	余熱除去冷却器出口逃がし弁 及び 余熱除去ポンプ入口逃がし弁の設計値	余熱除去系逃がし弁の閉止圧力を基に設定。

第1.15-73表　主要解析条件（格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA））（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 24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」のホに従い、事象判断に10分、ECCS作動信号のリセット操作、余熱除去ポンプ停止操作、余熱除去系の中央制御室からの隔離操作等に14分、主蒸気逃がし弁の操作に1分を想定し、必要な時間を積み上げて設定。
	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。
	加圧器逃がし弁の開閉	加圧器逃がし弁の開閉に係る 条件成立後	運転員等操作として、加圧器逃がし弁の開閉に係る条件が成立すれば適宜開閉するように設定。
	高圧注入系から充てん系への切替	ECCS停止条件成立後	運転員等操作として、ECCS停止条件が成立すれば、高圧注入ポンプから充てんポンプへ同時に切り替えることを想定して設定。
	健全側余熱除去系による炉心冷却開始	余熱除去運転条件成立後	余熱除去運転条件が成立すれば、余熱除去系による炉心冷却を開始するように設定。
	充てんポンプの停止	余熱除去系入口隔離弁の誤開又は破損が発生した側の余熱除去ポンプ入口弁の閉止と同時	運用上実際の操作では、充てんポンプによる炉心注水流量を調整することにより、加圧器水位を計測範囲内に維持するが、漏えい停止時点で事象は収束しているため、余熱除去系入口隔離弁の誤開又は破損が発生した側の余熱除去ポンプ入口弁の閉止と同時に充てんポンプを停止するものとして設定。

第1.15-74表　主要解析条件（格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故））（1/3）

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、高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、高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	1基の蒸気発生器の伝熱管1本の 両端破断	1基の蒸気発生器の伝熱管1本が瞬時に両端破断するものとして設定。
	安全機能の喪失 に対する仮定	主蒸気安全弁1個の開固着	原子炉の自動停止後に主蒸気逃がし弁が作動した時点で、破損側蒸気発生器につながる主蒸気安全弁1個が開固着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1.15-74表　主要解析条件（格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故））（2/3）

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	原子炉トリップ信号	原子炉圧力低 （12.73MPa） （応答時間2.0秒） あるいは、 過大温度ΔT高 （1次冷却材温度等の関数） （応答時間6.0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。
	高圧注入ポンプ	最大注入特性 （2台） （高圧注入特性：0～約360m^3/h、 0～約15.8MPa）	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、漏えい量を増加させる観点から、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。
	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^3/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 （3個（健全側蒸気発生器））	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。

第1.15-74表　主要解析条件（格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故））（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操作条件	①破損側蒸気発生器への補助給水停止 ②破損側蒸気発生器からのタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気元弁閉止 ③破損側蒸気発生器の主蒸気隔離弁閉止	原子炉トリップ信号発信から10分後に開始し約2分で終了	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、①、②及び③の操作に約2分を想定し、必要な時間を積み上げて設定。
	健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁による2次系強制冷却開始（主蒸気逃がし弁開）	破損側蒸気発生器隔離終了から開始し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」のロに従い、破損側蒸気発生器隔離終了後、主蒸気逃がし弁の中央制御室での操作に1分を想定し、必要な時間を積み上げて設定。
	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。
	加圧器逃がし弁の開閉	加圧器逃がし弁の開閉に係る条件成立後	運転員等操作として、加圧器逃がし弁の開閉に係る条件が成立すれば適宜開閉するように設定。
	高圧注入系から充てん系への切替	ECCS停止条件成立から2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、高圧注入ポンプの停止に1分、充てんポンプの起動に1分を想定して設定。
	充てんポンプによる注水流量の調整	加圧器水位計測範囲内	運転員等操作として、加圧器水位計測範囲内に維持するように設定。
	余熱除去系による炉心冷却開始	余熱除去運転条件成立後	余熱除去運転条件が成立すれば、余熱除去系による炉心冷却を開始するように設定。

第1.15-75表　主要解析条件（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））（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	原子炉停止後の時間	72時間	評価結果を厳しくするように、燃料取出前のミッドループ運転中の事故を想定し、そのうち、炉心露出の観点から炉心崩壊熱と1次系保有水量の最も厳しい組合せとなる1次冷却材水抜き完了時に事故が発生するものとする。したがって、定期事業者検査の工程上、原子炉停止から1次冷却材水抜き完了までの時間として考えられる最短時間に余裕をみた時間として設定。原子炉停止後の時間が短いと崩壊熱が大きくなり、1次冷却材の蒸散率も大きくなることから、1次系保有水量確保の観点から厳しい設定。
	1次系圧力（初期）	大気圧（0MPa）	ミッドループ運転中は1次系を大気開放状態としていることから設定。
	1次冷却材高温側温度（初期）	93℃	評価結果を厳しくするように、ミッドループ運転中の運転モードにおける上限値として設定。1次冷却材温度が高いと1次冷却材の保有熱量が多くなり、1次系保有水量確保の観点から厳しい設定。
	1次系水位（初期）	原子炉容器出入口配管中心高さ+20cm	プラント系統構成上の制約から定めているミッドループ運転中の水位として設定。
	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して設定。
	1次系開口部	加圧器安全弁3個取り外し	ミッドループ運転中に確保している蒸気放出経路として設定。
	2次系の状態	2次系からの冷却なし	炉心崩壊熱による1次冷却材の蒸散に伴い、1次系保有水量の減少を早める観点から、2次系からの冷却は想定しない。
事故条件	起因事象	運転中のすべての余熱除去機能喪失	余熱除去系による浄化及び冷却運転中に、余熱除去ポンプの故障等によりすべての余熱除去系の機能が喪失するものとして設定。
	安全機能の喪失に対する仮定	運転中のすべての余熱除去機能喪失	起因事象としてすべての余熱除去系の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においても、ディーゼル発電機にて充てんポンプによる炉心注水が可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同等となるが、資源の確保の観点で厳しくなる外部電源がない場合を設定。

第1.15-75表　主要解析条件（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））（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	充てんポンプ	37m^3/h	炉心への注水は、充てんポンプ2台を使用するものとする。原子炉停止72時間後を事象開始として、事象発生の50分後の充てんポンプによる炉心注水を開始する時点の炉心崩壊熱に相当する蒸散量（約36.6m^3/h）を上回る流量として設定。
重大事故等対策に関連する操作条件	充てんポンプによる炉心注水開始	事象発生から50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、事象発生の検知及び判断並びに充てんポンプによる炉心注水操作に要する時間を上回る時間として50分を想定して設定。

第1.15-76表　主要解析条件（全交流動力電源喪失）（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	原子炉停止後の時間	72時間	評価結果を厳しくするように、燃料取出前のミッドループ運転中の事故を想定し、そのうち、炉心露出の観点から炉心崩壊熱と1次系保有水量の最も厳しい組合せとなる1次冷却材水抜き完了時に事故が発生するものとする。したがって、定期事業者検査の工程上、原子炉停止から1次冷却材水抜き完了までの時間として考えられる最短時間に余裕をみた時間として設定。原子炉停止後の時間が短いと崩壊熱が大きくなり、1次冷却材の蒸散率も大きくなることから、1次系保有水量確保の観点から厳しい設定。
	1次系圧力（初期）	大気圧（0MPa）	ミッドループ運転中は1次系を大気開放状態としていることから設定。
	1次冷却材高温側温度（初期）	93℃	評価結果を厳しくするように、ミッドループ運転中の運転モードにおける上限値として設定。1次冷却材温度が高いと1次冷却材の保有熱量が多くなり、1次系保有水量確保の観点から厳しい設定。
	1次系水位（初期）	原子炉容器出入口配管中心高さ+20cm	プラント系統構成上の制約から定めているミッドループ運転中の水位として設定。
	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して設定。
	1次系開口部	加圧器安全弁3個取り外し	ミッドループ運転中に確保している蒸気放出経路として設定。
	2次系の状態	2次系からの冷却なし	炉心崩壊熱による1次冷却材の蒸散に伴い、1次系保有水量の減少を早める観点から、2次系からの冷却は想定しない。
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 ・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。
	外部電源喪失	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。

第1.15-76表　主要解析条件（全交流動力電源喪失）（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	常設電動注入ポンプ	37m³/h	炉心への注水は、常設電動注入ポンプを使用するものとする。 原子炉停止72時間後を事象開始として、事象発生から50分後の常設電動注入ポンプによる代替炉心注水を開始する時点の炉心崩壊熱に相当する蒸散量（約36.6m³/h）を上回る流量として設定。
重大事故等対策に関連する操作条件	常設電動注入ポンプによる代替炉心注水開始	事象発生から50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、事象発生の検知及び判断、代替交流電源の準備並びに常設電動注入ポンプによる代替炉心注水操作に要する時間を上回る時間として50分を想定して設定。

第1.15-77表　主要解析条件（原子炉冷却材の流出）（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	原子炉停止後の時間	72時間	評価結果を厳しくするように、燃料取出前のミッドループ運転中の事故を想定し、そのうち、炉心露出の観点から炉心崩壊熱と1次系保有水量の最も厳しい組合せとなる1次冷却材水抜き完了時に事故が発生するものとする。したがって、定期事業者検査の工程上、原子炉停止から1次冷却材水抜き完了までの時間として考えられる最短時間に余裕をみた時間として設定。原子炉停止後の時間が短いと崩壊熱が大きくなり、1次冷却材の蒸散率も大きくなることから、1次系保有水量確保の観点から厳しい設定。
	1次系圧力 （初期）	大気圧（0MPa）	ミッドループ運転中は1次系を大気開放状態としていることから設定。
	1次冷却材高温側温度 （初期）	93℃	評価結果を厳しくするように、ミッドループ運転中の運転モードにおける上限値として設定。1次冷却材温度が高いと1次冷却材の保有熱量が大きくなり、1次系保有水量確保の観点から厳しい設定。
	1次系水位 （初期）	原子炉容器出入口 配管中心高さ+20cm	プラント系統構成上の制約から定めているミッドループ運転中の水位として設定。
	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して設定。
	1次系開口部	加圧器安全弁3個取り外し	ミッドループ運転中に確保している蒸気放出経路として設定。
	2次系の状態	2次系からの冷却なし	炉心崩壊熱による1次冷却材の蒸散に伴い、1次系保有水量の減少を早める観点から、2次系からの冷却は想定しない。
事故条件	起因事象	余熱除去系からの1次冷却材の流出	余熱除去系から1次冷却材が流出するものとして設定（ミッドループ運転中に1次系と接続されている系統には余熱除去系と化学体積制御系があるが、1次冷却材の早期流出の観点で、流量の多い余熱除去系からの流出を設定）。
		$450m^3/h$ （余熱除去機能喪失まで流量一定で流出）	余熱除去系の浄化及び冷却運転時の標準値として設定。
		燃料取替用水ピット戻り配管の口径である約20cm（8inch）口径相当の漏えい （余熱除去機能喪失後）	誤開した弁の復旧を見込まず、余熱除去機能喪失後も流出が継続するものとして設定。また、流出口径は余熱除去系統の最大口径を設定。
	安全機能の喪失に対する仮定	1次系水位が1次冷却材配管の下端に到達した時点で余熱除去機能喪失	余熱除去系による浄化及び冷却運転中において、余熱除去ポンプ入口側の1次冷却材が喪失した時点として、1次系水位が1次冷却材配管の下端に到達した時点ですべての余熱除去系の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、ディーゼル発電機にて充てんポンプによる炉心注水が可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同等となるが、資源の確保の観点で厳しくなる外部電源がない場合を設定。

第1.15-77表　主要解析条件（原子炉冷却材の流出）（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	充てんポンプ	45m³/h	炉心への注水は、充てんポンプ2台を使用するものとする。 原子炉停止72時間後を事象開始として、事象発生から約22分後の充てんポンプによる炉心注水を開始する時点の炉心崩壊熱に相当する蒸散量（約36.6m³/h）を上回る流量に、流出により低下した水位を回復させるための水量を見込んだ流量として設定。
重大事故等対策に関連する操作条件	充てんポンプによる炉心注水開始	余熱除去機能喪失から20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、事象発生の検知及び判断並びに充てんポンプによる炉心注水操作に要する時間を上回る時間として計20分を想定して設定。

第1.15-78表　主要評価条件（反応度の誤投入）（1/2）

項目		主要評価条件	条件設定の考え方
初期条件	制御棒	全挿入状態	低温停止状態における制御棒位置として、全挿入状態を設定。全挿入の場合、制御棒の挿入による反応度の低下に期待できず、臨界に至るまでの時間余裕が小さくなることから厳しい設定。
	1次冷却材の有効体積	261m^3	1次冷却材の体積が小さくなるように、加圧器、原子炉容器上部ドーム部、炉心内バイパス等の体積を除いた値を設定。1次冷却材の体積は、小さいほど希釈率が大きくなり、反応度添加率が大きくなることから厳しい設定。
	初期ほう素濃度	2,500ppm （燃料取替え時のほう素濃度）	原子炉停止中の1次系は、4号機燃料取替用水ピットのほう酸水で満たされており、同ピットのほう素濃度要求値の下限値を設定。実際の原子炉停止中の1次系は、設定値以上のほう素濃度のほう酸水で満たされていることから厳しい設定。
	臨界ほう素濃度	1,800ppm	サイクル初期、低温状態、制御棒全挿入状態におけるウラン炉心の装荷を考慮した炉心の臨界ほう素濃度の評価値に、取替炉心のばらつき等を考慮しても余裕のある値として設定。臨界ほう素濃度は、高いほど初期ほう素濃度との差が小さくなり、臨界に至るまでの時間余裕が小さくなることから厳しい設定。
事故条件	起因事象	1次系への純水注水	原子炉起動時に化学体積制御系の弁の誤作動等により1次冷却材中に純水が注水されるものとして設定。
		81.8m^3/h	1次系純水流量は、1次系補給水ポンプ2台運転時の供給可能容量（約60m^3/h）に余裕をもたせた値として設定。1次系純水注水流量は、多いほど希釈率が大きくなり、反応度添加率が大きくなることか厳しい設定。
	外部電源	外部電源あり	1次系補給水ポンプにより1次冷却材中に純水が注水され、反応度が添加される事象を想定するため、外部電源がある場合を設定。

第1.15-78表　主要評価条件（反応度の誤投入）（2/2）

項目		主要評価条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する機器条件	「中性子源領域炉停止時中性子束高」信号	停止時中性子束レベルの0.8デカード上	「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報は、原子炉停止時に中性子束レベルが上昇した場合の運転員への注意喚起のため、信号の揺れ等を考慮して、停止時中性子束レベルから0.5デカード（$10^{0.5}$=約3.2倍）上で発信するよう設定されている。有効性評価では、警報発信から臨界までの時間余裕を保守的に評価するため、計装誤差を考慮した0.8デカード（$10^{0.8}$=約6.3倍）上として設定。
重大事故等対策に関連する操作条件	希釈停止操作	「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信から10分後に開始し、希釈停止操作時間（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」のハに従い、事象発生の検知及び判断に10分、希釈停止操作に1分を想定して設定。

第1.15-79表　主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損））（1/3）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		MAAP	本評価事故シーケンスの重要現象である炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達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、炉心水位を確保しにくく、原子炉格納容器へ放出されるエネルギ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が大き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、原子炉格納容器へ放出されるエネルギが大き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。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して設定。
	原子炉格納容器自由体積	72,900m^3	評価結果を厳しくするように、原子炉格納容器自由体積の設計値に余裕を考慮した小さめの値として設定。原子炉格納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、ヒートシンクの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。

第1.15-79表　主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損））（2/3）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象 （破断位置、破断口径）	大破断LOCA 破断位置：高温側配管 破断口径：配管口径約0.74m （29inch）の完全両端破断	炉心からの蒸気が早期に原子炉格納容器内へ放出されるため、事象進展が早く、炉心溶融、原子炉容器破損などの主要事象の発生が早くなる観点から高温側配管が破断するものとして設定。破断口径は、1次冷却材配管（口径約0.74m（29inch））の完全両端破断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	低圧注入機能、高圧注入機能 及び 格納容器スプレイ注入機能喪失	低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失するものとして設定。
		・外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失	外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし	安全機能の喪失に対する仮定として外部電源が喪失するものとしている。
	水素の発生	ジルコニウム－水反応を 考慮	水の放射線分解等による水素発生については、原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響が軽微であることから考慮していない。

第1.15-79表　主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損））（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	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^3/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。
	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、炉心損傷のタイミングを早める観点から厳しい設定。
	蓄圧タンク 保有水量	26.9m^3/基（4基） （最小保有水量）	炉心への注水量を少なくする最小の水量とし、炉心損傷のタイミングを早める観点から厳しい設定。
	常設電動注入ポンプ	130m^3/h	標準値として設定。 原子炉格納容器内への代替格納容器スプレイは、常設電動注入ポンプを使用するものとする。
	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。
	静的触媒式水素再結合装置及び イグナイタ	効果を期待せず	原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように、静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタの効果については期待しない。
重大事故等対策に関連する操作条件	常設電動注入ポンプ起動	炉心溶融開始から 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」のニに従い、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ開始操作に係る現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して30分を想定して設定。
	常設電動注入ポンプ停止	事象発生から24時間後	格納容器内自然対流冷却開始に伴い停止。
	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	事象発生から24時間後	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、格納容器内自然対流冷却の開始操作に係る現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して24時間を想定して設定。

第1.15-80表　主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損））（1/3）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		MAAP	本評価事故シーケンスの重要現象である炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達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、炉心水位を確保しにくく、原子炉格納容器へ放出されるエネルギ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が大き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、原子炉格納容器へ放出されるエネルギが大き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。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して設定。
	原子炉格納容器自由体積	72,900m^3	評価結果を厳しくするように、原子炉格納容器自由体積の設計値に余裕を考慮した小さめの値として設定。原子炉格納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、ヒートシンクの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。

第1.15-80表　主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損））（2/3）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
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 ・補助給水機能喪失 ・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するものとする。また、補助給水機能及び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1.5m^3/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。
	水素の発生	ジルコニウム－水反応を考慮	水の放射線分解等による水素発生については、原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響が軽微であることから考慮していない。

第1.15-80表　主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損））（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	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。
	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、炉心損傷のタイミングを早める観点から厳しい設定。
	蓄圧タンク保有水量		26.9m^3/基（4基） （最小保有水量）	標準的に最小の保有水量を設定。
	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。
	常設電動注入ポンプ		130m^3/h	標準値として設定。 原子炉格納容器内への代替格納容器スプレイは、常設電動注入ポンプを使用するものとする。
	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。
	静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタ		効果を期待せず	原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように、静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタの効果については期待しない。
重大事故等対策に関連する操作条件	加圧器逃がし弁開		炉心溶融開始から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」のハ及びホに従い、現場での加圧器逃がし弁への代替空気供給操作や中央制御室での加圧器逃がし弁開操作に10分を想定して設定。
	常設電動注入ポンプの運転条件	開始	炉心溶融開始から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」のニに従い、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ開始操作に係る現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して30分を想定して設定。
		一旦停止	原子炉格納容器保有水量2,000m^{3}到達 ＋原子炉格納容器最高使用圧力未満	原子炉格納容器内注水の停止条件に余裕を見た値として設定。（燃料取替用水ピット保有水のほぼ全量に相当する水量）
		再開	原子炉格納容器最高使用圧力到達から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」のニに従い、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ開始操作に係る現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して30分を想定して設定。
		停止	事象発生から24時間後	格納容器内自然対流冷却開始に伴い停止。
	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		事象発生から24時間後	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、格納容器内自然対流冷却の開始操作に係る現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して24時間を想定して設定。

第1.15-81表　主要解析条件（高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱）（1/4）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		MAAP	本評価事故シーケンスの重要現象である炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達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、炉心水位を確保しにくく、原子炉容器破損時の1次系圧力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が大き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、原子炉格納容器へ放出されるエネルギが大きくなり厳しい設定。
	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して設定。

第1.15-81表　主要解析条件（高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱）（2/4）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
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 ・補助給水機能喪失 ・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するものとする。また、補助給水機能及び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1.5m^3/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。
	水素の発生	ジルコニウム－水反応を考慮	水の放射線分解等による水素発生については、原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響が軽微であることから考慮していない。

第1.15-81表　主要解析条件（高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱）（3/4）

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。
	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、炉心損傷のタイミングを早める観点から厳しい設定。
	蓄圧タンク保有水量	26.9m^3/基（4基） （最小保有水量）	標準的に最小の保有水量を設定。
	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。
	常設電動注入ポンプ	130m^3/h	標準値として設定。 原子炉格納容器内への代替格納容器スプレイは、常設電動注入ポンプを使用するものとする。
	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。
	静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタ	効果を期待せず	原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように、静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタの効果については期待しない。
	リロケーション	炉心の温度履歴に応じて発生	TMI事故あるいはその後の検討により得られた知見に基づき設定。
	原子炉容器破損	最大歪みを超えた場合に破損	複数の破損形態のうち、最も早く判定される計装用案内管溶接部破損に対し、健全性が維持される最大の歪みを設定。

第1.15-81表　主要解析条件（高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱）（4/4）

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操作条件	加圧器逃がし弁開		炉心溶融開始から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」のハ及びホに従い、現場での加圧器逃がし弁への代替空気供給操作や中央制御室での加圧器逃がし弁開操作に10分を想定して設定。
	常設電動注入ポンプの運転条件	開始	炉心溶融開始から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」のニに従い、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ開始操作に係る現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して30分を想定して設定。
		一旦停止	原子炉格納容器保有水量2,000m^{3}到達＋原子炉格納容器最高使用圧力未満	原子炉格納容器内注水の停止条件に余裕を見た値として設定。（燃料取替用水ピット保有水のほぼ全量に相当する水量）
		再開	原子炉格納容器最高使用圧力到達から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」のニに従い、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ再開操作に係る現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して30分を想定して設定。
		停止	事象発生から24時間後	格納容器内自然対流冷却開始に伴い停止。
	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		事象発生から24時間後	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、格納容器内自然対流冷却の開始操作に係る現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して24時間を想定して設定。

第1.15-82表　主要解析条件（原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用）（1/4）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		MAAP	本評価事故シーケンスの重要現象である炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達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、炉心水位を確保しにくく、原子炉格納容器へ放出されるエネルギが大きくなることから厳しい設定。
	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が大き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、原子炉格納容器へ放出されるエネルギが大き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。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して設定。
	原子炉格納容器自由体積	72,900m^3	評価結果を厳しくするように、原子炉格納容器自由体積の設計値に余裕を考慮した小さめの値として設定。原子炉格納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、ヒートシンクの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。

第1.15-82表　主要解析条件（原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用）（2/4）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象 （破断位置、破断口径）	大破断LOCA 破断位置：高温側配管 破断口径：配管口径約0.74m （29inch）の完全両端破断	炉心からの蒸気が早期に原子炉格納容器内へ放出されるため、事象進展が早く、炉心溶融、原子炉容器破損などの主要事象の発生が早くなる観点から高温側配管が破断するものとして設定。破断口径は、1次冷却材配管（口径約0.74m（29inch））の完全両端破断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	低圧注入機能、高圧注入機能 及び 格納容器スプレイ注入機能喪失	低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失するものとして設定。
		・外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失	外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし	安全機能の喪失に対する仮定として外部電源が喪失するものとしている。
	水素の発生	ジルコニウム－水反応を 考慮	水の放射線分解等による水素発生については、原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響が軽微であることから考慮していない。

第1.15-82表　主要解析条件（原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用）（3/4）

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秒後に給水開始	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^3/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基への蒸気発生器へ注水される場合の注水流量から設定。
	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、炉心損傷のタイミングを早める観点から厳しい設定。
	蓄圧タンク 保有水量	26.9m^3/基（4基） （最小保有水量）	炉心への注水量を少なくする最小の水量とし、炉心損傷のタイミングを早める観点から厳しい設定。
	常設電動注入ポンプ	130m^3/h	標準値として設定。 原子炉格納容器内への代替格納容器スプレイは、常設電動注入ポンプを使用するものとする。
	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。
	静的触媒式水素再結合装置及び イグナイタ	効果を期待せず	原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように、静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタの効果については期待しない。
	原子炉容器破損時のデブリジェットの初期落下径	計装用案内管の径と同等	複数の破損形態のうち、最も早く判定される計装用案内管溶接部破損における破損口径を設定。
	エントレインメント係数	Ricou-Spaldingモデルにおけるエントレインメント係数の最確値	原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の大規模実験に対するベンチマーク解析において検討された推奨範囲の最確値を設定。
	溶融炉心と水の伝熱面積	原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の大規模実験のベンチマーク解析の粒子径より算出	原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の大規模実験に対するベンチマーク解析において検討された粒子径ファクタの推奨範囲の最確値に基づき設定。

第1.15-82表　主要解析条件（原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用）（4/4）

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操作条件	常設電動注入ポンプ起動	炉心溶融開始から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」のニに従い、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ開始操作に係る現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して30分を想定して設定。
	常設電動注入ポンプ停止	事象発生から24時間後	格納容器内自然対流冷却開始に伴い停止。
	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	事象発生から24時間後	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、格納容器内自然対流冷却の開始操作に係る現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して24時間を想定して設定。

第1.15-83表　主要解析条件（水素燃焼）（1/4）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		MAAP	本評価事故シーケンスの重要現象である炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達等を適切に評価することが可能であるコード。
		GOTHIC	本評価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区画間及び区画内の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、格納容器スプレイ及び水素処理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、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次系圧力が高いと原子炉格納容器へ放出されるエネルギが大き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原子炉格納容器へ放出されるエネルギが大き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。

第1.15-83表　主要解析条件（水素燃焼）（2/4）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
初期条件	原子炉格納容器 自由体積	72,900m^3	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。原子炉格納容器自由体積が小さいと原子炉格納容器内の水素濃度の観点から厳しい設定。
	ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した 大きめの値	評価結果を厳しくするように、設計値に余裕を考慮した大きめの値として設定。ヒートシンクが大きいと水蒸気が凝縮されやすいため水素濃度の観点から厳しい設定。
	原子炉格納容器内初期温度	49℃	設計値を基に設定。初期温度が高いと空気量が少なくなり、同じ水素量でも水素濃度が高くなるため、水素濃度の観点から厳しい設定。
	原子炉格納容器初期圧力	大気圧（0kPa）	評価結果を厳しくするように、設計値に余裕を考慮した低めの値として設定。初期圧力が低いと空気量が少なくなり、同じ水素発生量でも水素濃度が高くなるため、水素濃度の観点から厳しい設定。

第1.15-83表　主要解析条件（水素燃焼）（3/4）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象 （破断位置、破断口径）	大破断LOCA 破断位置：高温側配管 破断口径：配管口径 約0.74m（29inch）の 完全両端破断	1次系保有水量が早期に減少し、ジルコニウム－水反応により水素が発生する時間が早くなるため、静的触媒式水素再結合装置の水素処理が厳しくなる観点から高温側配管が破断するものとして設定。破断口径は、1次冷却材配管（口径約0.74m（29inch））の完全両端破断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	低圧注入機能及び 高圧注入機能喪失	低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源あり	外部電源がある場合、格納容器スプレイが早期に起動し、水蒸気が凝縮されることにより、水素濃度の観点から厳しい設定。
	水素の発生	・全炉心内のジルコニウム量の75%と水の反応による発生を考慮 ・水の放射線分解、金属腐食及びヒドラジン分解による発生を考慮	水の放射線分解による水素の生成割合は、標準値として設定。金属腐食で考慮する金属量及び表面積は標準値として設定。また、ヒドラジン分解による水素生成割合及びヒドラジン重量は、標準値として設定。

第1.15-83表　主要解析条件（水素燃焼）（4/4）

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	事故初期からの 原子炉トリップを仮定	水素発生量は、炉心内のジルコニウム重量で定まるため、原子炉自動停止時刻の影響は受けないことから、事故初期からの原子炉自動停止を仮定。
	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、炉心損傷のタイミングを早める観点から厳しい設定。
	蓄圧タンク保有水量	26.9m^3/基（4基） （最小保有水量）	炉心への注水量を少なくする最小の水量とし、炉心損傷のタイミングを早める観点から厳しい設定。
	静的触媒式水素 再結合装置性能	1.2kg/h/基 （水素濃度4vol%、 圧力0.15MPa[abs]時）	設計値を基に設定。
	静的触媒式水素 再結合装置基数	5基	配備基数を設定。
	イグナイタ	効果を期待しない	水素濃度の観点で厳しくなるようイグナイタの効果は期待しない。
	格納容器スプレイポンプ	事象発生160秒後に スプレイ開始	格納容器スプレイの作動時間は、作動遅れ等を考慮して設定。
		最大流量	原子炉格納容器へのスプレイは、格納容器スプレイポンプ2台を使用するものとし、スプレイ流量は評価結果を厳しくするように、設計値に余裕を考慮した大きめの値として設定。原子炉格納容器へのスプレイ量が多いと、水蒸気の凝縮が促進されるため、水素濃度の観点から厳しい設定。

第1.15-84表　主要解析条件（溶融炉心・コンクリート相互作用）（1/4）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		MAAP	本評価事故シーケンスの重要現象である炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達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、炉心水位を確保しにくく、原子炉格納容器へ放出されるエネルギが大きくなることから厳しい設定。
	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が大き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、原子炉格納容器へ放出されるエネルギが大き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。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して設定。

第1.15-84表　主要解析条件（溶融炉心・コンクリート相互作用）（2/4）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象 （破断位置、破断口径）	大破断LOCA 破断位置：高温側配管 破断口径：配管口径約0.74m （29inch）の完全両端破断	炉心からの蒸気が早期に原子炉格納容器内へ放出されるため、事象進展が早く、炉心溶融、原子炉容器破損などの主要事象の発生時刻が早くなる観点から高温側配管が破断するものとして設定。破断口径は、1次冷却材配管（口径約0.74m（29inch））の完全両端破断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	低圧注入機能、高圧注入機能 及び 格納容器スプレイ注入機能喪失	低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失するものとして設定。
		・外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失	外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし	安全機能の喪失に対する仮定として外部電源が喪失するものとしている。
	水素の発生	ジルコニウム－水反応を考慮	水の放射線分解等による水素発生については、原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響が軽微であることから考慮していない。

第1.15-84表　主要解析条件（溶融炉心・コンクリート相互作用）（3/4）

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秒後に給水開始	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^3/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。
	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、炉心損傷のタイミングを早める観点から厳しい設定。
	蓄圧タンク 保有水量	26.9m^3/基（4基） （最小保有水量）	炉心への注水量を少なくする最小の水量とし、炉心損傷のタイミングを早める観点から厳しい設定。
	常設電動注入ポンプ	130m^3/h	標準値として設定。 原子炉格納容器内への代替格納容器スプレイは、常設電動注入ポンプを使用するものとする。
	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。
	静的触媒式水素再結合装置及び イグナイタ	効果を期待せず	原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように、静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタの効果については期待しない。
	溶融炉心の原子炉下部キャビティ床面での拡がり	原子炉下部キャビティ床底面の全面	米国の新設炉に対する電力要求では炉心出力から原子炉下部キャビティ床面積を求める要求があり、溶融炉心が床全面に均一に拡がることを前提にした考え方が採用されているため、本有効性評価においても同様の考え方に則り設定。
	溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への熱流束の上限	0.8MW/m^{2}相当（大気圧条件）	水による冷却を伴った溶融物とコンクリートの相互作用に関する実験に基づき設定。
	溶融炉心とコンクリートの伝熱	溶融炉心とコンクリートの伝熱抵抗を考慮せず	溶融炉心が原子炉下部キャビティ床面に堆積し、コンクリートと直接接触している場合、溶融炉心の表面温度とコンクリート表面温度が同等となることに基づき設定。

第1.15-84表　主要解析条件（溶融炉心・コンクリート相互作用）（4/4）

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操作条件	常設電動注入ポンプ起動	炉心溶融開始から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」のニに従い、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ開始操作に係る現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して30分を想定して設定。
	常設電動注入ポンプ停止	事象発生から24時間後	格納容器内自然対流冷却開始に伴い停止。
	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	事象発生から24時間後	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、格納容器内自然対流冷却の開始操作に係る現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して24時間を想定して設定。

第1.15-85表　主要評価条件（想定事故1）

項　目		主要評価条件	条件設定の考え方
初期条件	使用済燃料ピット崩壊熱	10.496MW	原子炉停止後に取り出された全炉心分の燃料体及び以前から貯蔵されている使用済燃料が、使用済燃料ピット崩壊熱が最大となるような組合せで貯蔵される場合を想定し設定。 使用済燃料ピット崩壊熱の計算に当たっては、核分裂生成物については日本原子力学会推奨値、アクチニドについてはORIGEN2を用いて算出。
	事象発生前使用済燃料ピット水温（初期水温）	40℃	使用済燃料ピット水温の標準的な温度として設定。
	事象発生前使用済燃料ピット水位（初期水位）	使用済燃料ピット水位低警報レベル（NWL－0.09m）	使用済燃料ピット水位の実運用に基づき設定。
	使用済燃料ピットに隣接するピットの状態	A、Bピット、燃料取替キャナル及び燃料検査ピット接続	原子炉から使用済燃料ピットに燃料体を取り出した直後の状態を想定することから、燃料取出中の使用済燃料ピットの状態に基づき設定。なお、蒸発に寄与する水量は、補給までの余裕時間の観点から厳しくなるA、Bピットのみを考慮して設定。また、水量は使用済燃料ピットの体積から使用済燃料、ラック等の体積を除いて算出。
事故条件	安全機能の喪失に対する仮定	使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能喪失	使用済燃料ピット冷却機能及び注水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においても、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は可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同じであることから、資源の評価の観点から厳しくなる外部電源がない場合を想定。
重大事故等対策に関連する機器条件	放射線の遮蔽が維持できる最低水位	燃料頂部から約4.41m（NWL－約3.27m）	使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の燃料取扱建屋の遮蔽設計基準値（0.15mSv/h）となる水位を設定。
	使用済燃料ピット補給用水中ポンプ	25m³/h	使用済燃料ピットへの注水は、使用済燃料ピット補給用水中ポンプを使用するものとする。 使用済燃料ピットへの注水流量は、崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸散率に対して燃料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	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開始	事象発生から7時間50分後	使用済燃料ピット水位を放射線の遮蔽が維持できる水位に保つ必要があり、放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達する前までに注水操作を実施するとして、「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、事象発生後、要員の移動及び注水準備等に必要な時間を考慮して設定。

第1.15-86表　主要評価条件(想定事故2)

項目		主要評価条件	条件設定の考え方
初期条件	使用済燃料ピット崩壊熱	10.496MW	原子炉停止後に取り出された全炉心分の燃料体及び以前から貯蔵されている使用済燃料が、使用済燃料ピット崩壊熱が最大となるような組合せで貯蔵される場合を想定し設定。 使用済燃料ピット崩壊熱の計算に当たっては、核分裂生成物については日本原子力学会推奨値、アクチニドについてはORIGEN2を用いて算出。
	事象発生前使用済燃料ピット水温(初期水温)	40℃	使用済燃料ピット水温の標準的な温度として設定。
	使用済燃料ピットに隣接するピットの状態	A、Bピット、燃料取替キャナル及び燃料検査ピット接続	原子炉から使用済燃料ピットに燃料体を取り出した直後の状態を想定することから、燃料取出中の使用済燃料ピットの状態に基づき設定。なお、蒸発に寄与する水量は、補給までの余裕時間の観点から厳しくなるA、Bピットのみを考慮して設定。また、水量は使用済燃料ピットの体積から使用済燃料、ラック等の体積を除いて算出。
事故条件	冷却系配管の破断によって想定される初期水位	NWL－約1.41m	使用済燃料ピットの水位が最も低下する可能性のあるサイフォン現象等として、使用済燃料ピット冷却系出口配管の破断による漏えいを想定し、当該配管と使用済燃料ピット接続部下端位置に相当する水位を設定。設定においては、使用済燃料ピット冷却系入口配管に設置されているサイフォンブレーカの効果を期待。
	安全機能の喪失に対する仮定	使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能喪失	使用済燃料ピット冷却機能及び注水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においても、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は可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同じであることから、資源の評価の観点から厳しくなる外部電源がない場合を想定する。
重大事故等対策に関連する機器条件	放射線の遮蔽が維持できる最低水位	燃料頂部から約4.41m (NWL－約3.27m)	使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の燃料取扱建屋の遮蔽設計基準値(0.15mSv/h)となる水位を設定。
	使用済燃料ピット補給用水中ポンプ	25m³/h	使用済燃料ピットへの注水は、使用済燃料ピット補給用水中ポンプを使用するものとする。使用済燃料ピットへの注水流量は、崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸散率に対して燃料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	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開始	事象発生から7時間50分後	使用済燃料ピット水位を放射線の遮蔽が維持できる水位に保つ必要があり、放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達する前までに注水操作を実施するとして、「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、事象発生後、使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット冷却系出口配管下端に達した時点から準備を開始するものとし、要員の移動及び注水準備等に必要な時間を考慮して設定。

第1.15-87表　制御棒飛び出し解析結果

ケース / 項目	サイクル初期		サイクル末期	
	全出力	零出力	全出力	零出力
燃料エンタルピの最大値 (kJ/kg・UO_2)	(715)	562	(650)	586
ピーク出力部断熱燃料エンタルピ (kJ/kg・UO_2)	(670)	325	(527)	517
原子炉圧力の最大値 MPa	—	—	17.3	16.6

第1.15-88表　大破断解析結果（低温側配管スプリット破断）

流　出　係　数	1.0	0.6	0.4
燃料被覆管最高温度（℃）	908	950	866
局所的最大ジルコニウム－水反応量（%）	0.3	0.4	0.3
全炉心平均ジルコニウム－水反応量（%）	0.3以下	0.3以下	0.3以下

第1.15-89表　大破断解析結果
（低温側配管スプリット破断、流出係数 0.6）

燃料被覆管最高温度	950℃
燃料被覆管最高温度出現位置	炉心下端から 1.83m
高温燃料棒のバースト発生時間	バーストせず
高温燃料棒のバースト位置	バーストせず
局所的最大ジルコニウム－水反応量	0.4%
全炉心平均ジルコニウム－水反応量	0.3%以下

第1.15-90表　小破断解析結果

項　　目	液　相　部　破　断			気相部破断
破　断　配　管　口　径（cm）	30.5	25.4	20.3	13.0
燃　料　被　覆　管　最　高　温　度（℃）	701	719	380	炉心露出せず
局所的最大ジルコニウム－水反応量（%）	0.2	0.2	0.2	－
全炉心平均ジルコニウム－水反応量（%）	0.2以下	0.2以下	0.2以下	－

第1.15-91表　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）の感度解析結果

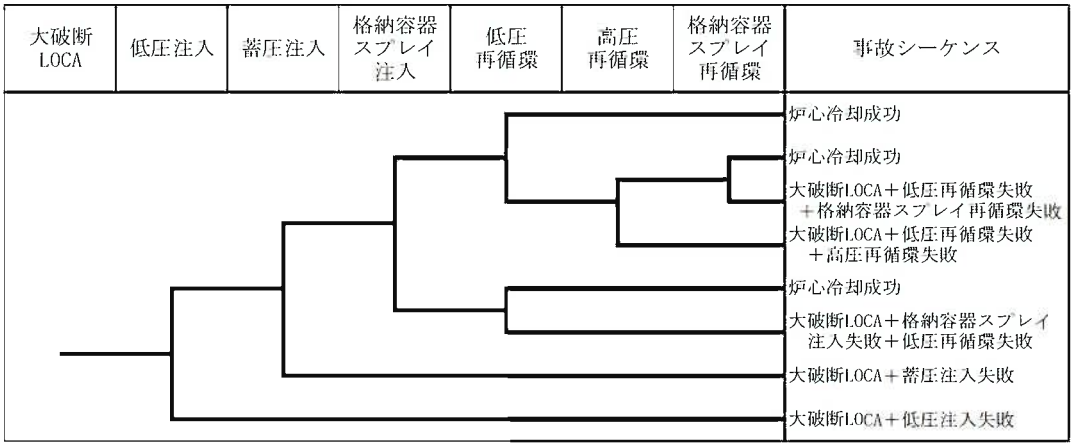
減速材温度係数初期値	ドップラ効果	初期定常誤差	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値
-16pcm/℃	ウラン燃料を装荷した平衡炉心のドップラ特性（標準値）	考慮しない	約18.6MPa
-16pcm/℃	ウラン燃料を装荷した平衡炉心のドップラ特性（標準値）+20%	考慮する*	約19.4MPa

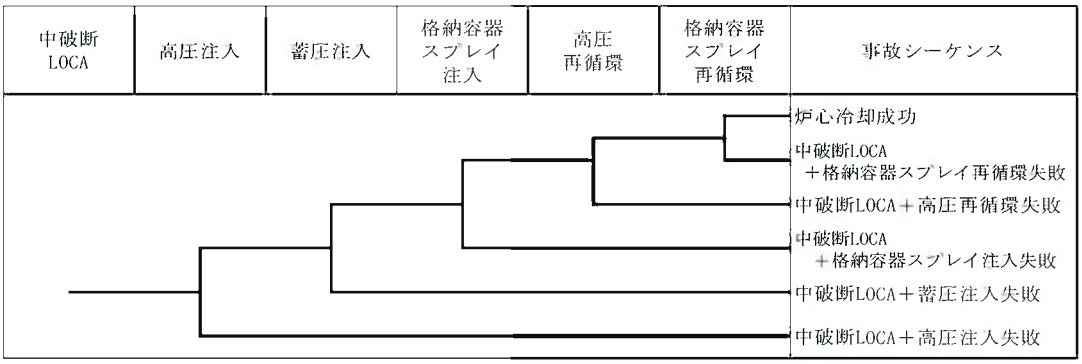
＊：初期定常誤差として、炉心熱出力：定格値+2%、1次冷却材平均温度：定格値+2.2℃、1次系圧力：定格値+0.21MPaを考慮

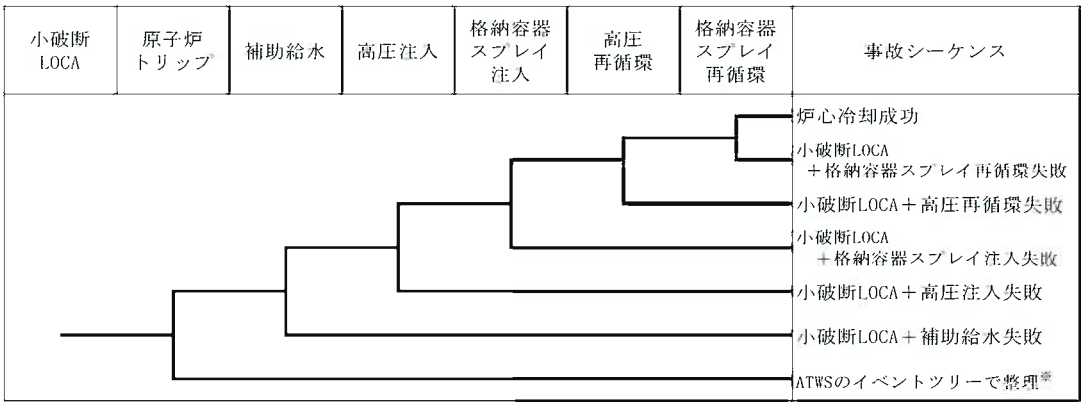
第1.15-92表　原子炉停止機能喪失（負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故）の感度解析結果

減速材温度係数初期値	ドップラ効果	初期定常誤差	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値
-16pcm/℃	ウラン燃料を装荷した平衡炉心のドップラ特性（標準値）	考慮しない	約18.9MPa
-16pcm/℃	ウラン燃料を装荷した平衡炉心のドップラ特性（標準値）+20%	考慮する*	約19.6MPa

＊：初期定常誤差として、炉心熱出力：定格値+2%、1次冷却材平均温度：定格値+2.2℃、1次系圧力：定格値+0.21MPaを考慮

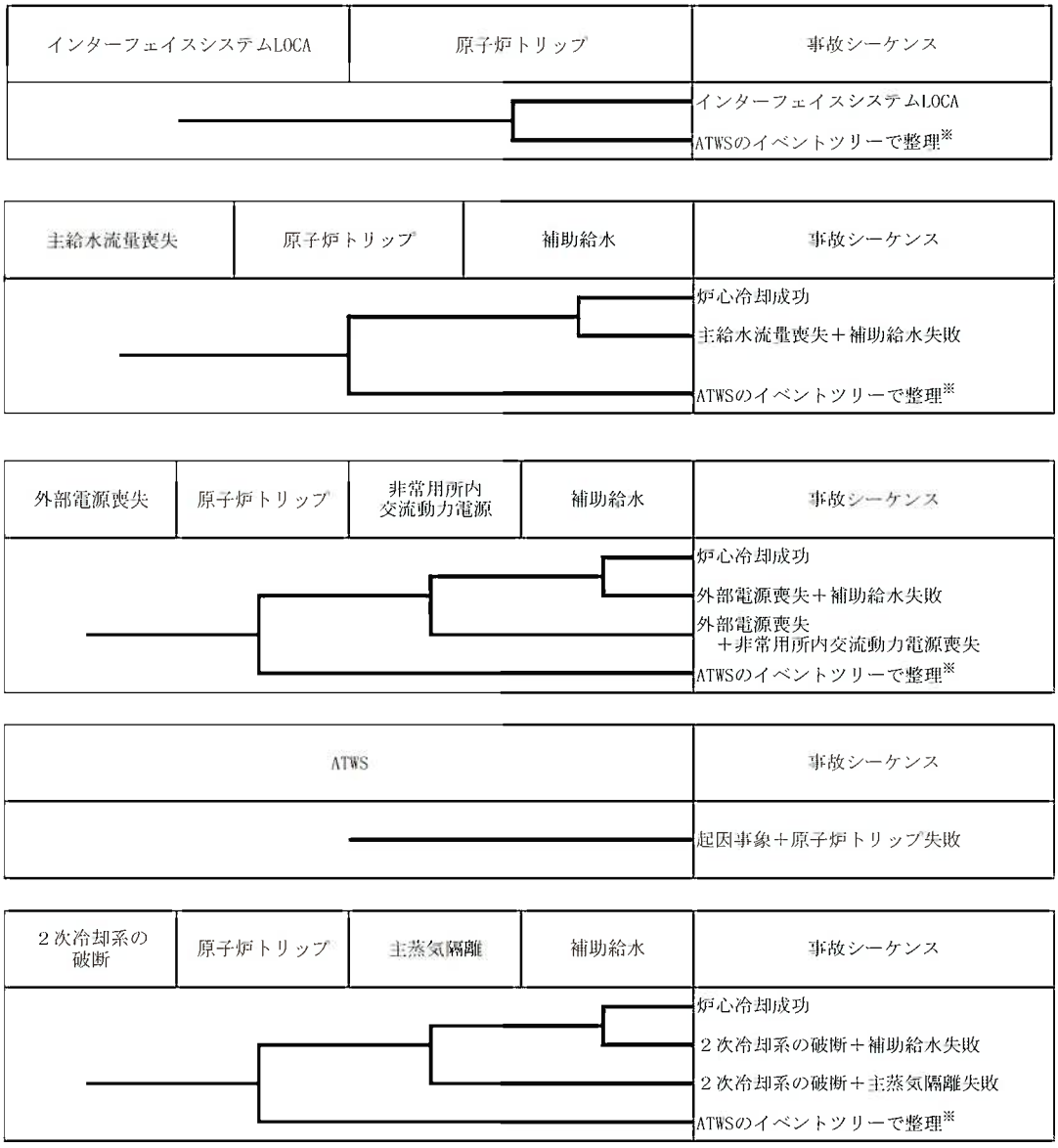






※小破断LOCA、インターフェイスシステムLOCA、2次冷却系の破断、蒸気発生器伝熱管破損、原子炉補機冷却機能喪失を起因事象とした原子炉自動停止に失敗する事象は、発生頻度が非常に小さいことからATWSとして考慮していない。

第1.15-1図　内部事象PRA用イベントツリー（1/3）

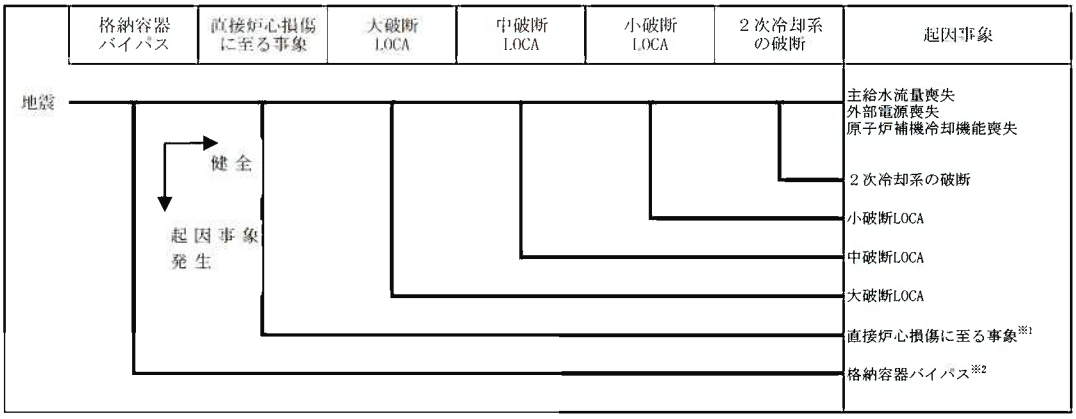


※小破断LOCA、インターフェイスシステムLOCA、2次冷却系の破断、蒸気発生器伝熱管破損、原子炉補機冷却機能喪失を起因事象とした原子炉自動停止に失敗する事象は、発生頻度が非常に小さいことからATWSとして考慮していない。

第1.15-1図　内部事象PRA用イベントツリー（2/3）

※小破断LOCA、インターフェイスシステムLOCA、2次冷却系の破断、蒸気発生器伝熱管破損、原子炉補機冷却機能喪失を起因事象とした原子炉自動停止に失敗する事象は、発生頻度が非常に小さいことからATWSとして考慮していない。

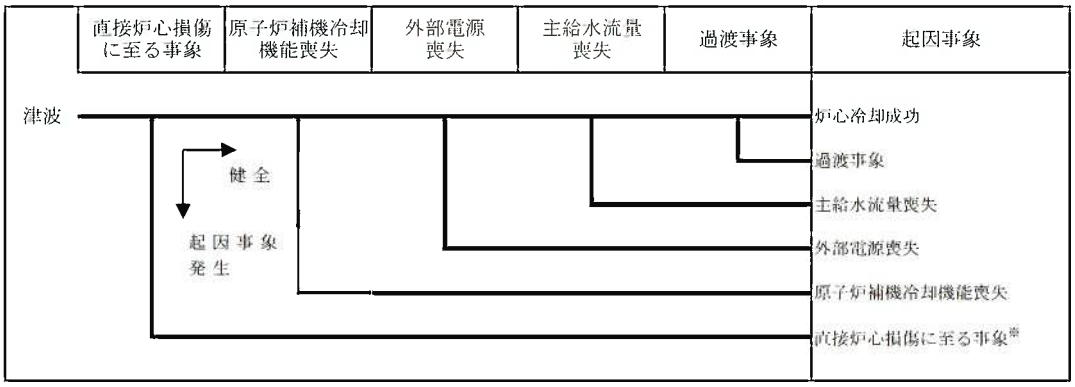
第1.15-1図　内部事象PRA用イベントツリー（3/3）



※1：直接炉心損傷に至る事象
- ・大破断LOCAを上回る規模のLOCA（Excess LOCA）
- ・原子炉格納容器損傷
- ・原子炉建屋損傷
- ・原子炉補助建屋損傷
- ・炉内構造物損傷（過渡事象＋補助給水失敗）
- ・複数の信号系損傷

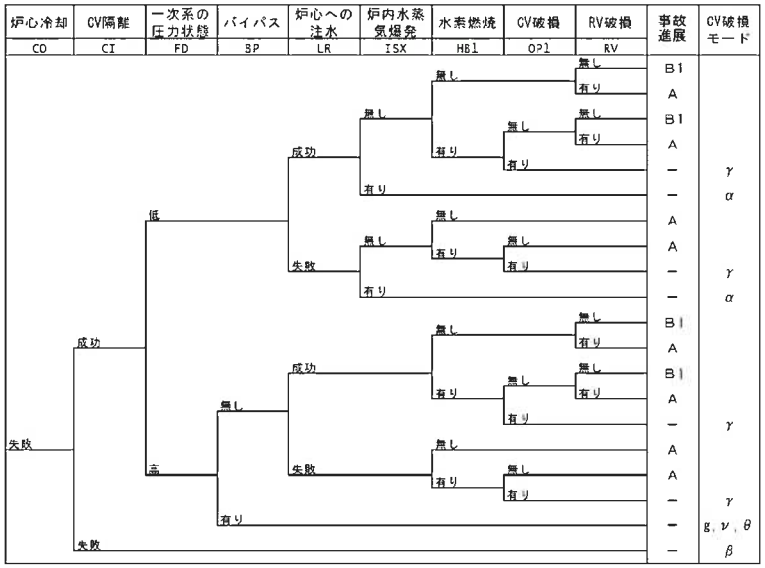
※2：格納容器バイパス
- ・蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）

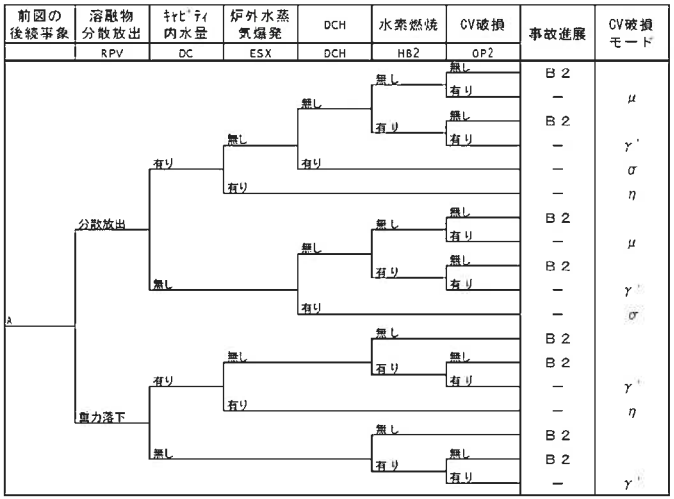
第1.15-2図　地震PRA階層イベントツリー

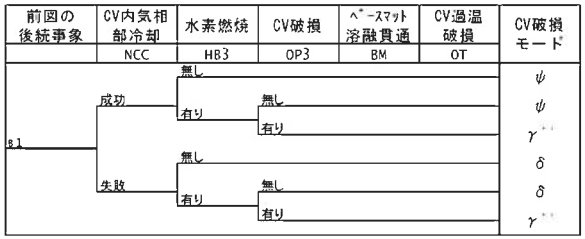


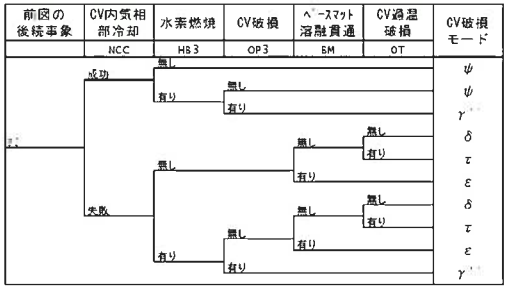
※：直接炉心損傷に至る事象
- ・複数の信号系損傷

第1.15-3図　津波PRA階層イベントツリー







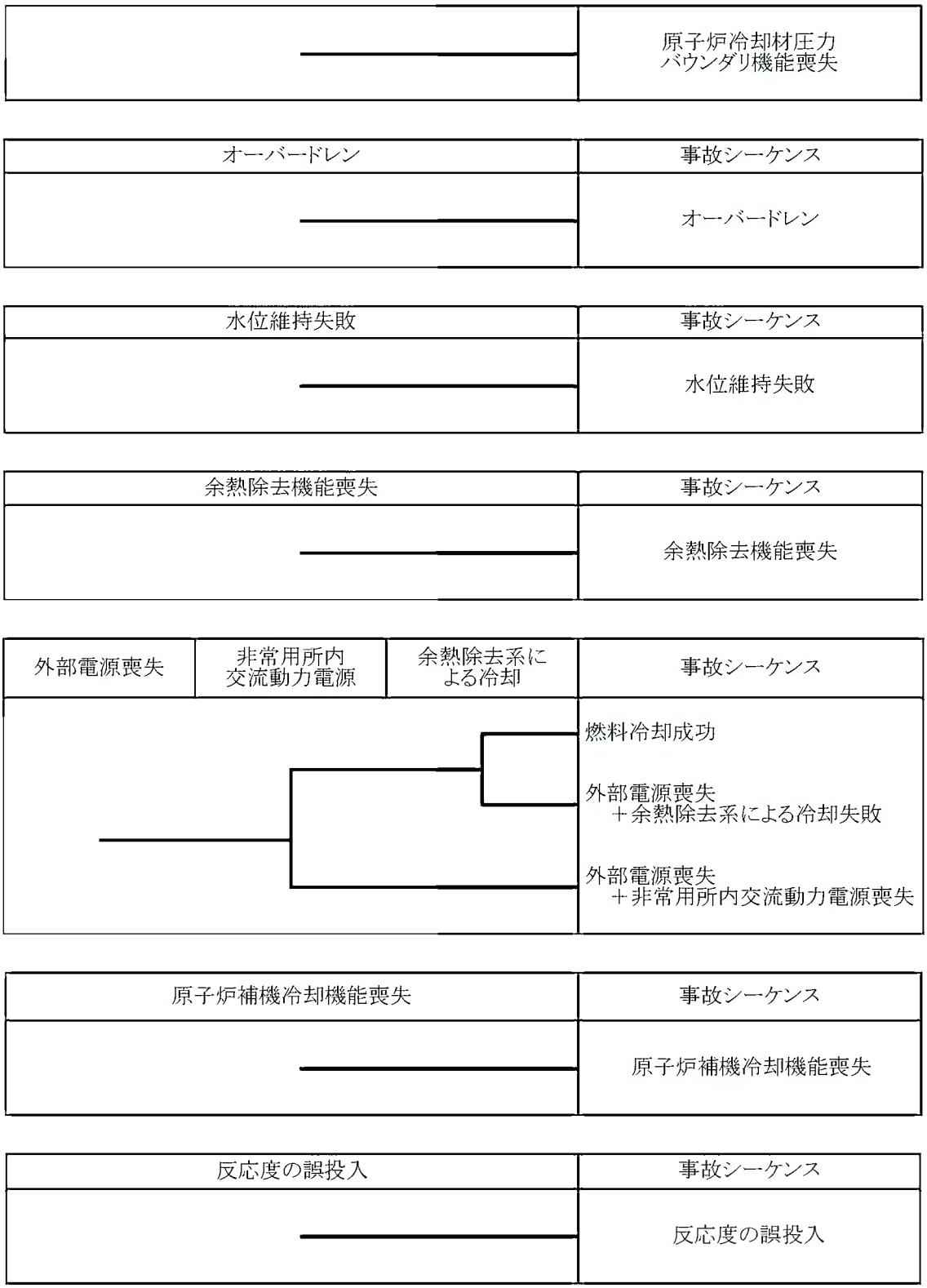


（注1）　事故進展のーは、その時点での格納容器破損を意味する。

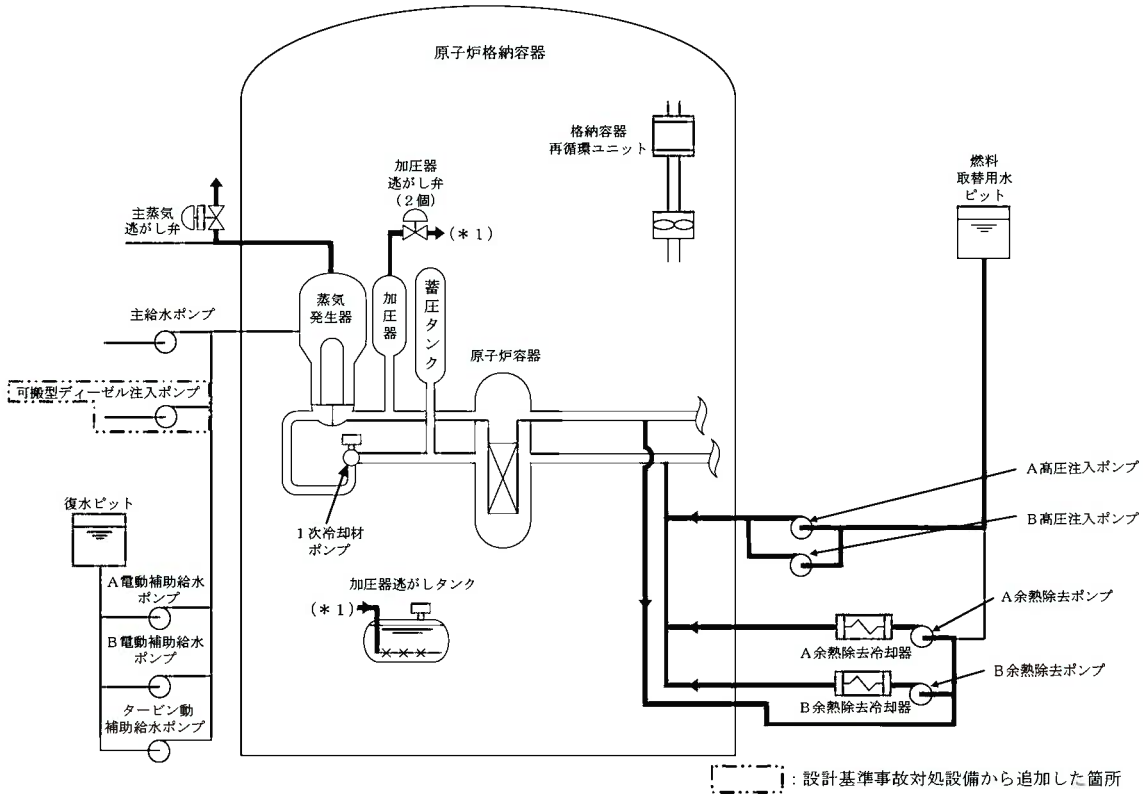
（注2）　格納容器破損モード：
α ＝原子炉容器内での水蒸気爆発による破損
β ＝格納容器隔離失敗
γ、γ'、γ''＝水素燃焼または水素爆轟による格納容器過圧破損
δ ＝水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破損
ε ＝デブリ・コンクリート相互作用によるベースマット溶融貫通
θ ＝水蒸気蓄積による準静的な加圧による格納容器先行破損
η ＝格納容器内での水蒸気爆発または水蒸気スパイクによる破損
σ ＝格納容器雰囲気直接加熱による破損
g＝蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器バイパス
ν ＝余熱除去系隔離弁LOCA後の炉心損傷による格納容器バイパス
μ ＝デブリの格納容器構造物への直接接触による格納容器破損
τ ＝格納容器貫通部過温破損
ψ ＝格納容器が健全に維持され、事故が収束

（注3）　A ：原子炉容器破損有り
B1：原子炉容器破損無し
B2：原子炉容器破損有り

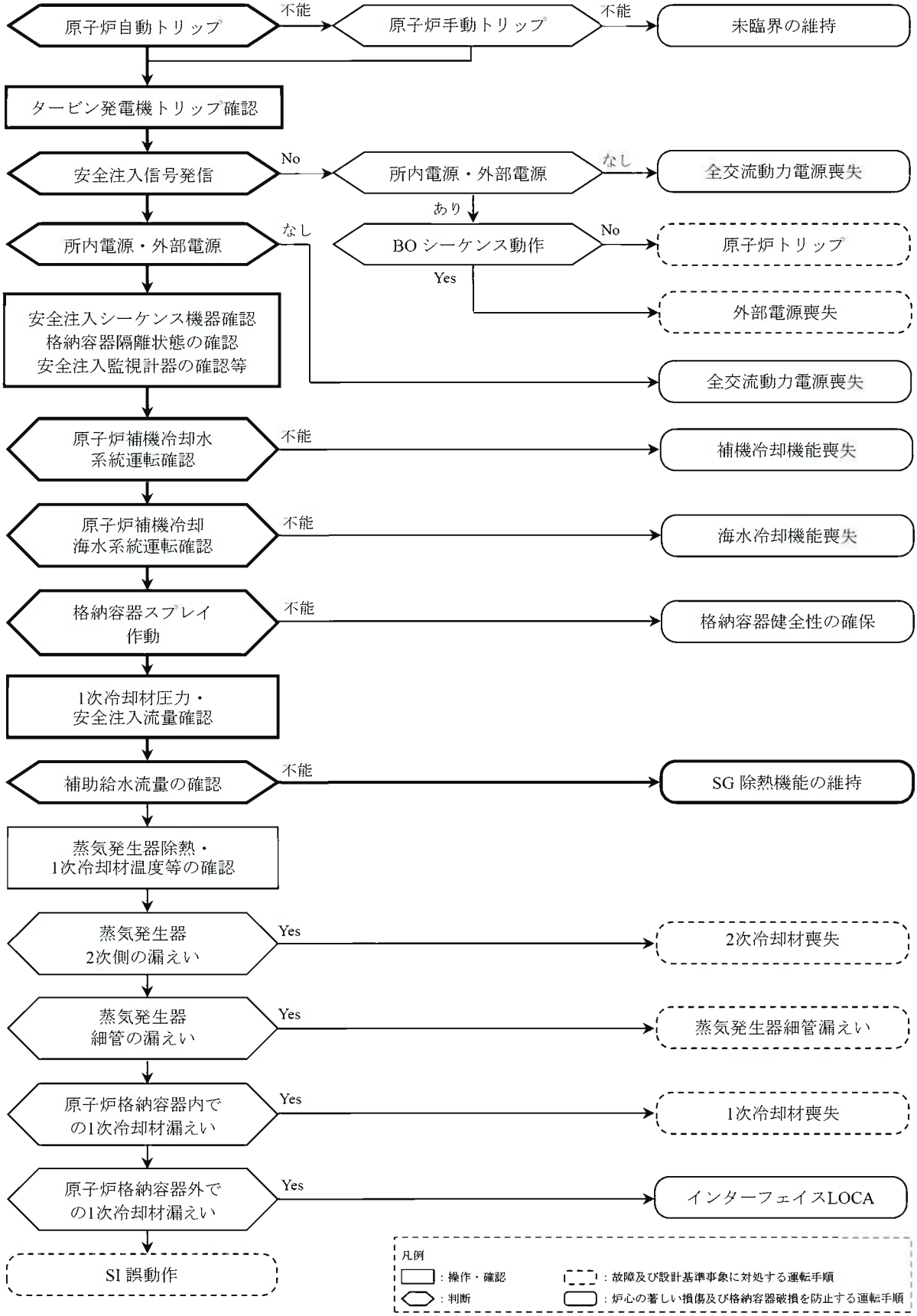
第1.15-4図　格納容器イベントツリー



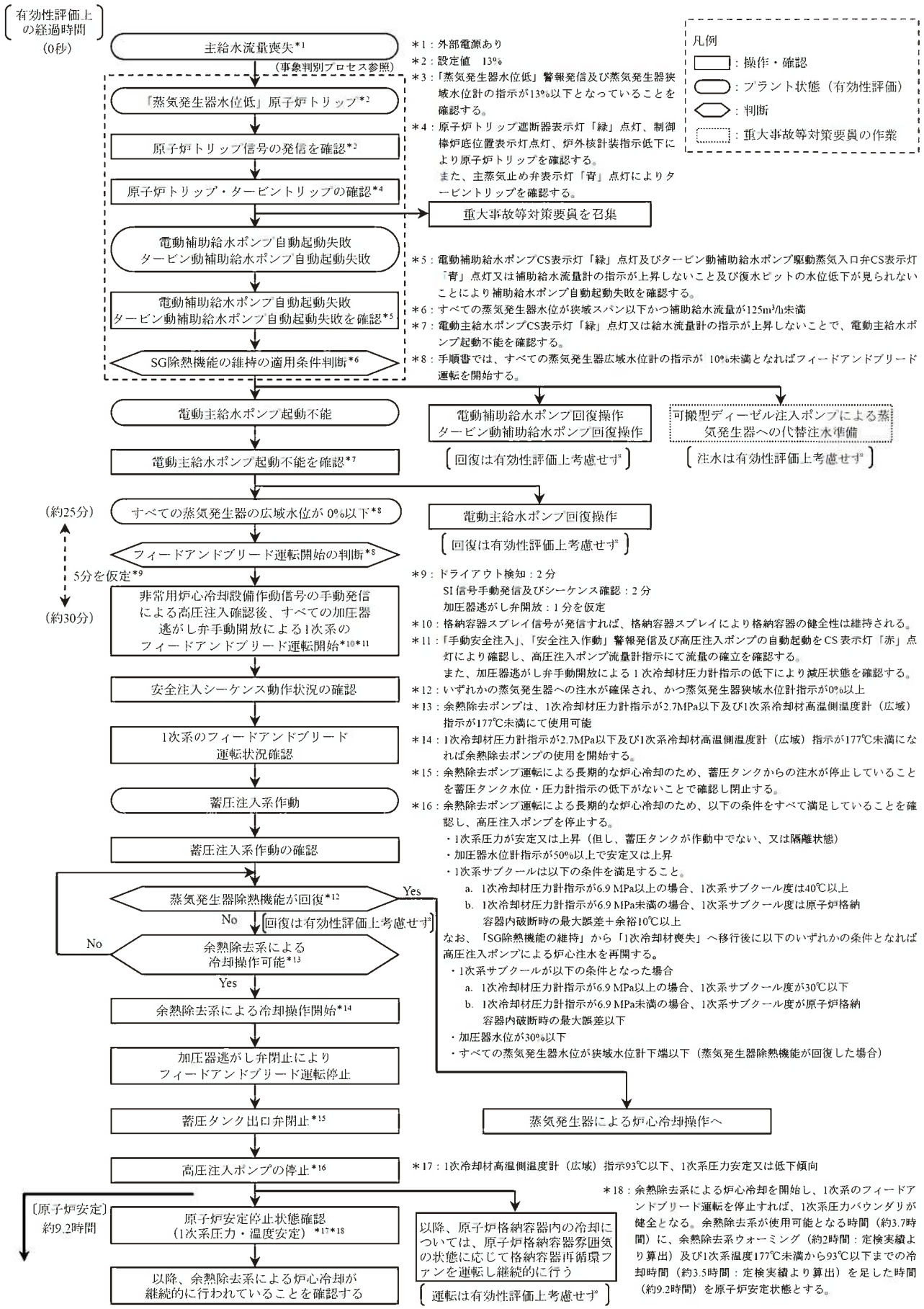
第1.15-5図　内部事象停止時PRA用イベントツリー



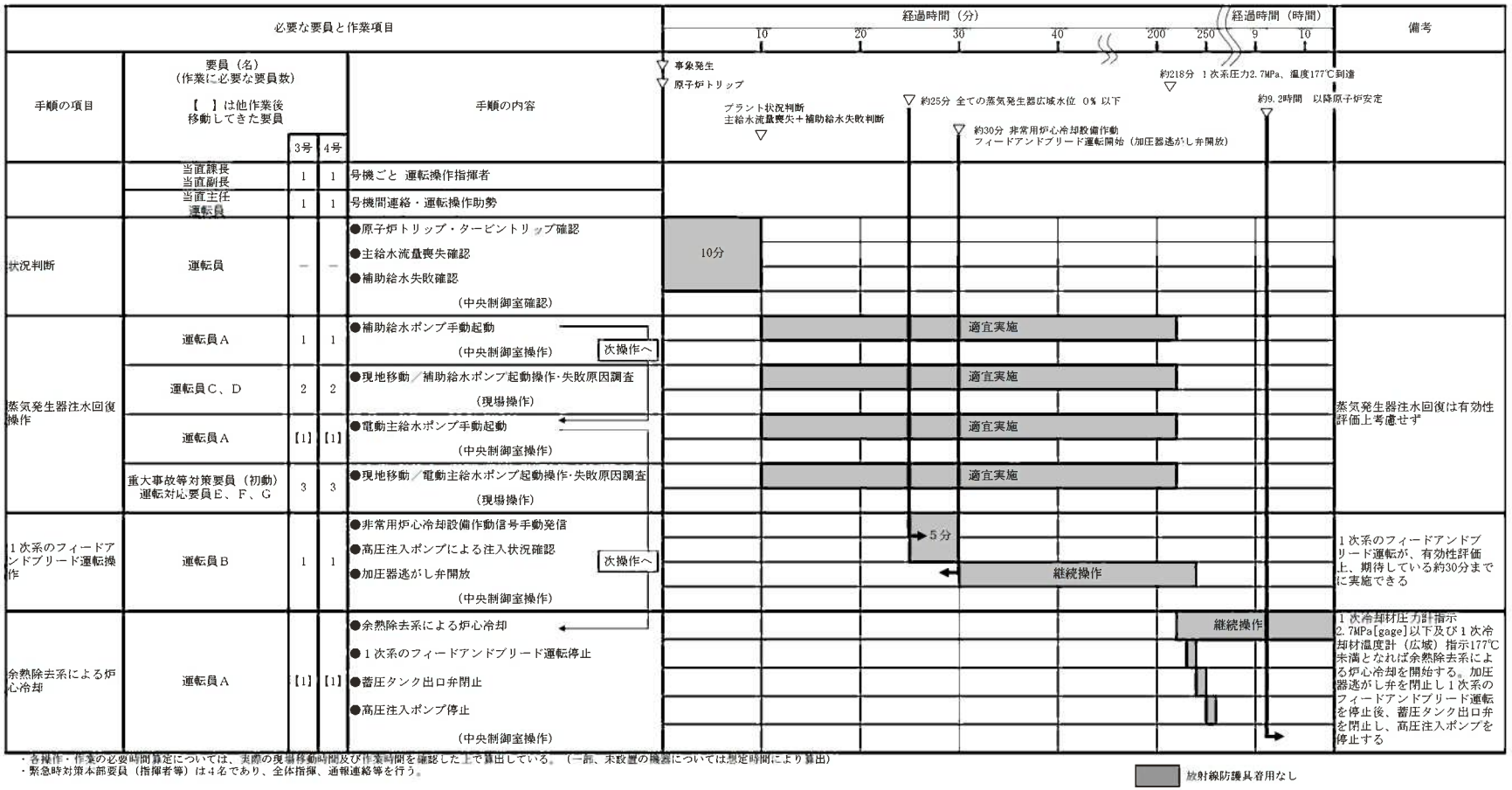
第1.15-6図 「2次冷却系からの除熱機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図



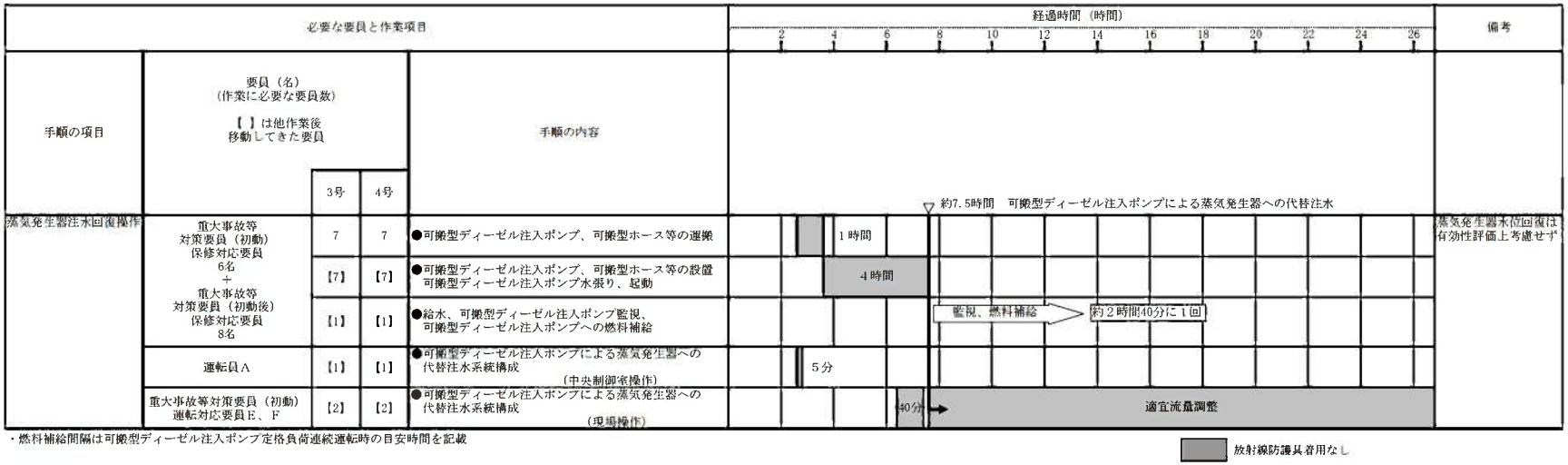
第1.15-7図 「2次冷却系からの除熱機能喪失」の対応手順の概要
（事象判別プロセス）



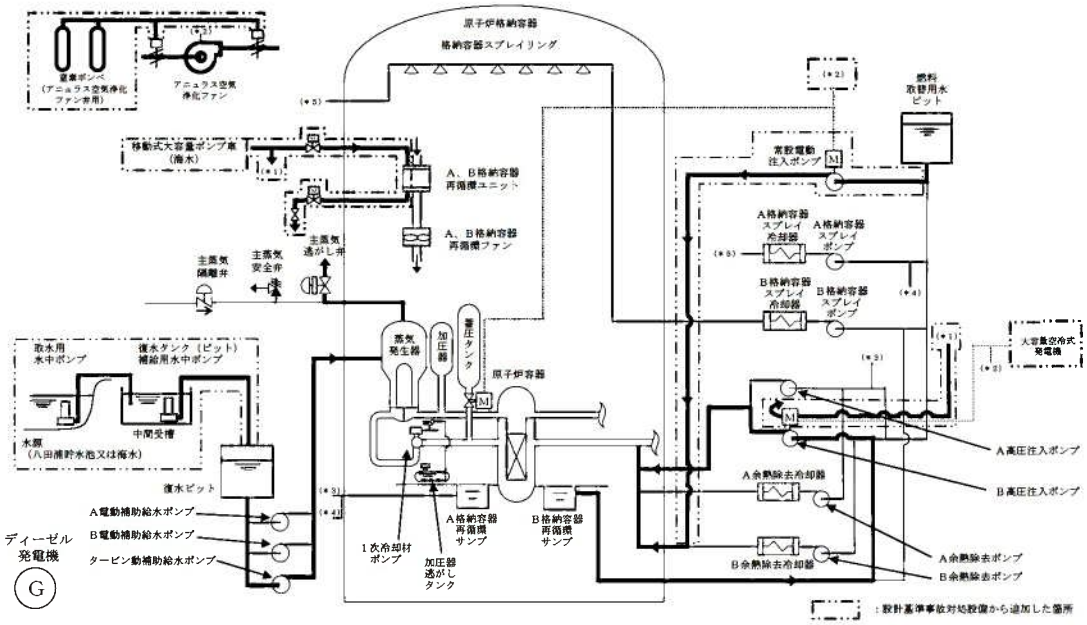
第1.15-8図 「2次冷却系からの除熱機能喪失」の対応手順の概要
（「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」の事象進展）



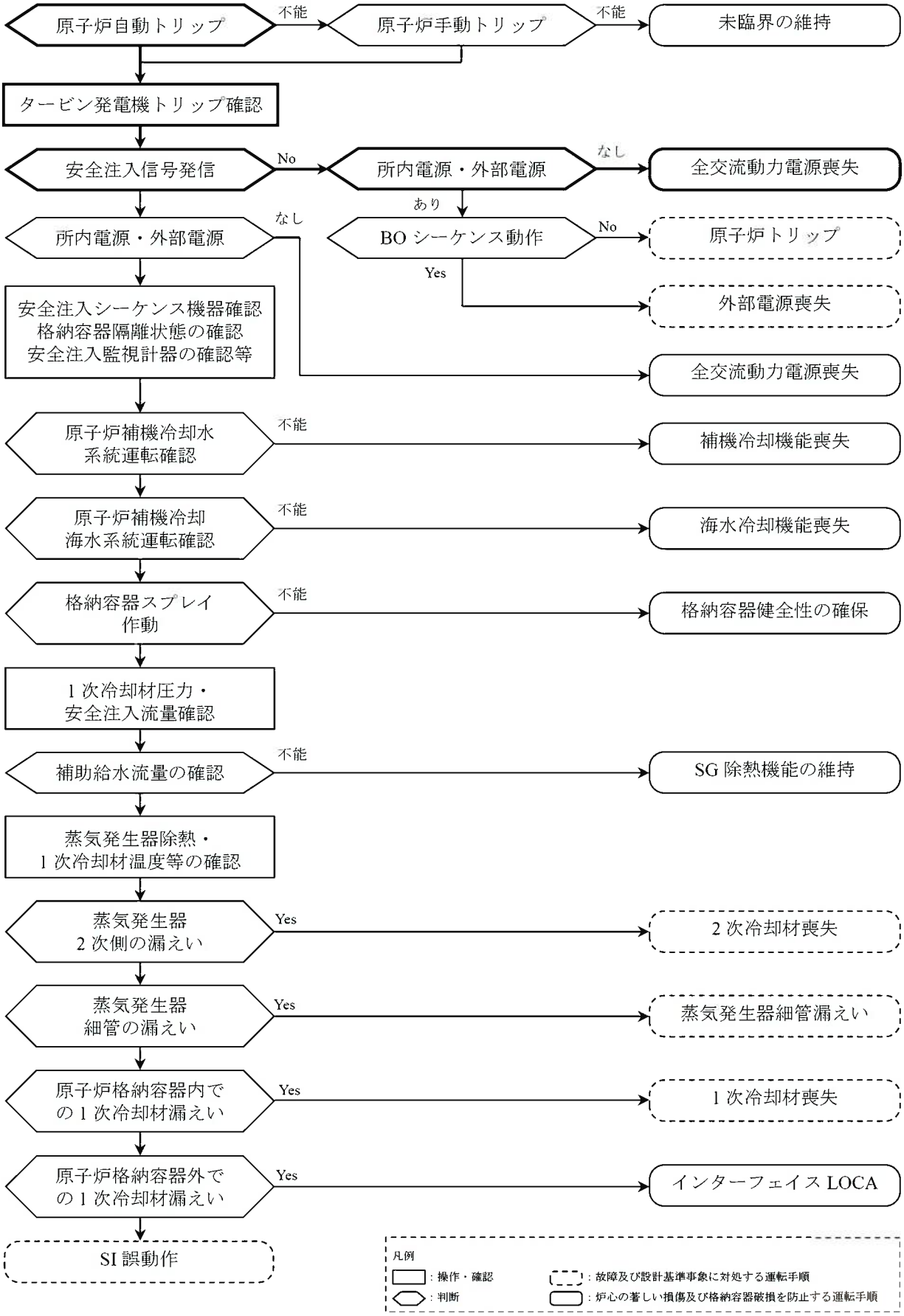
第1.15-9図 「2次冷却系からの除熱機能喪失」の作業と所要時間（1/2）
（主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故）



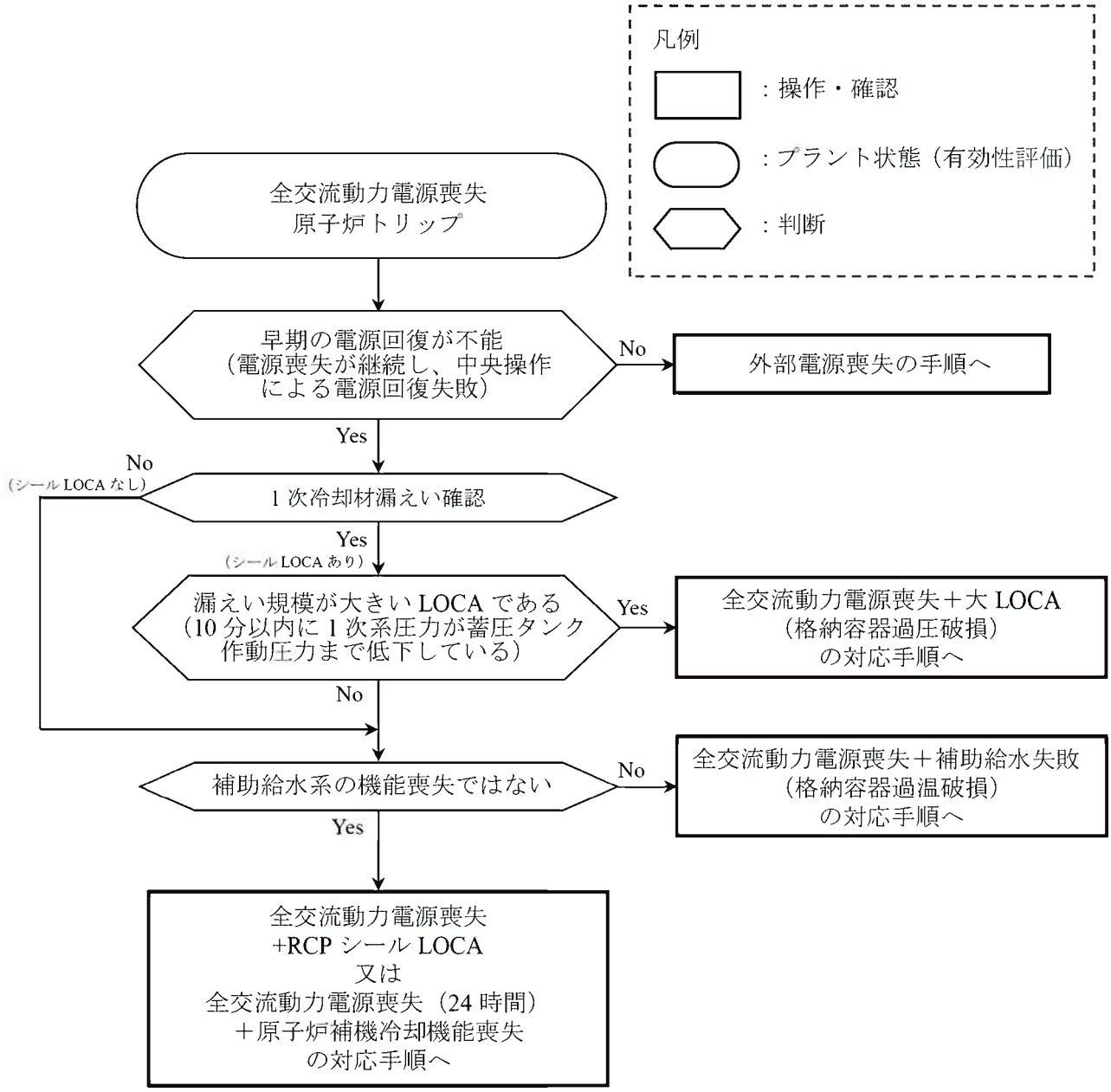
第1.15-9図 「2次冷却系からの除熱機能喪失」の作業と所要時間（2/2）
（主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故）



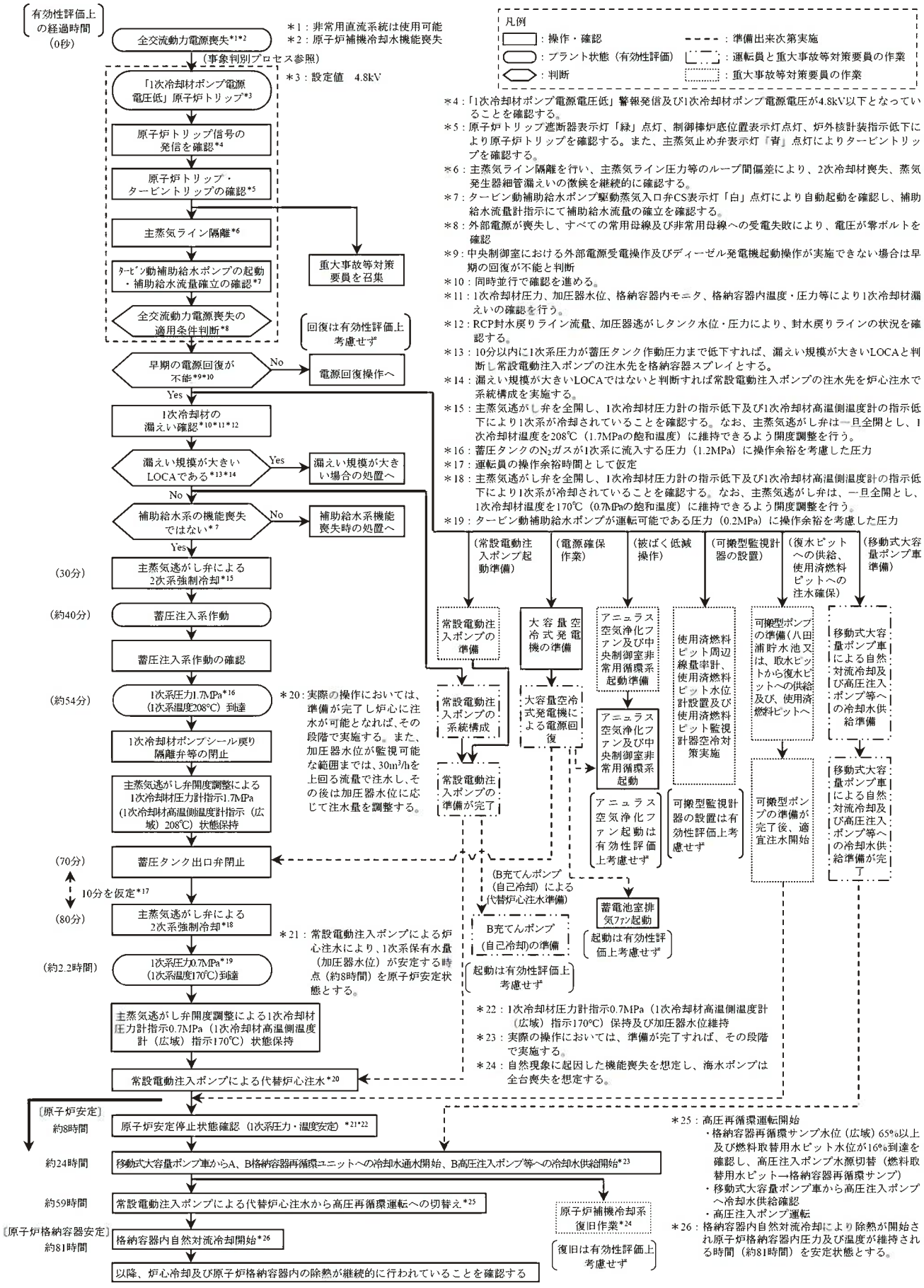
第1.15-10図 「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策の概略系統図



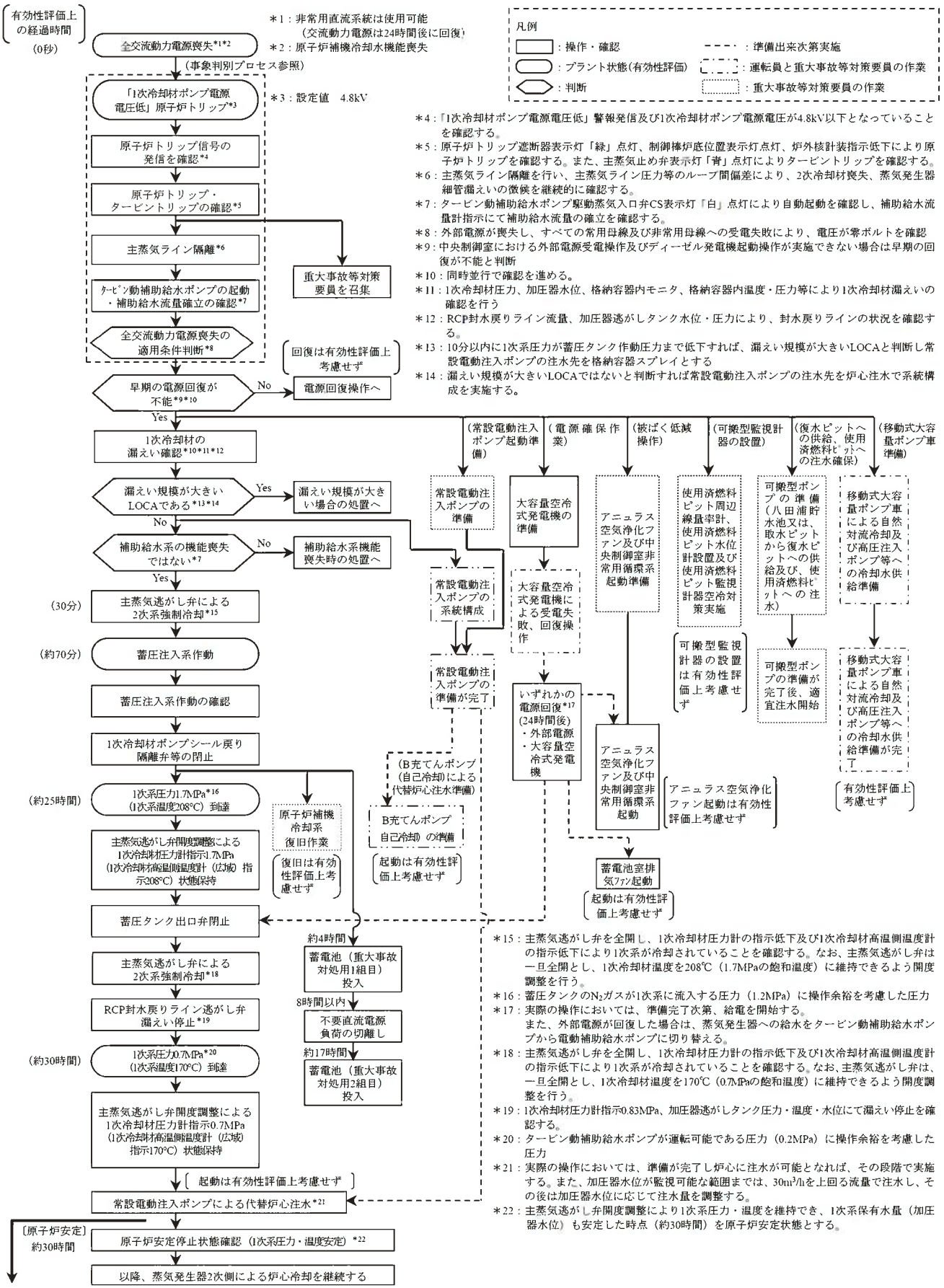
第1.15-11図 「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要
（事象判別プロセス）



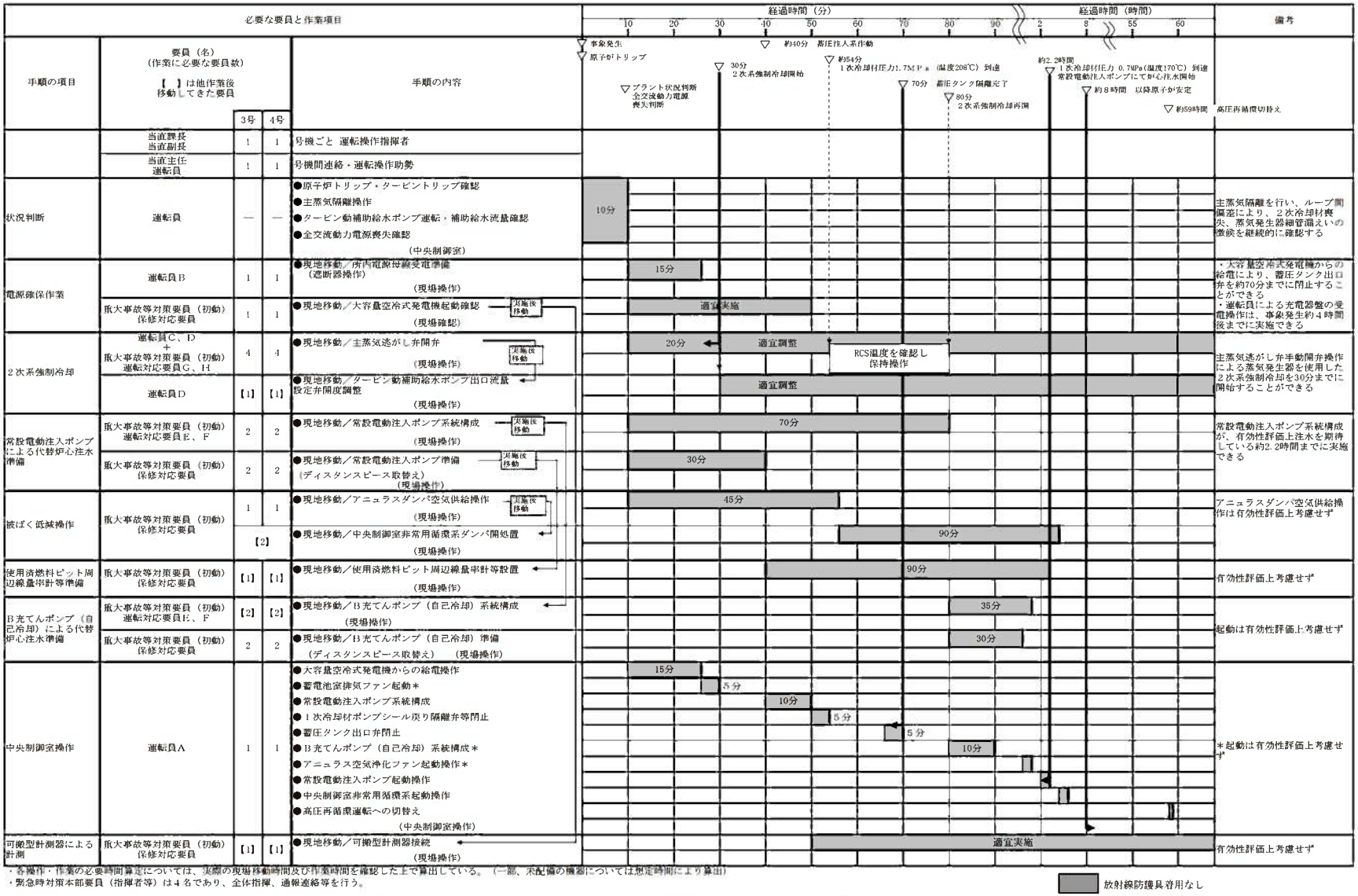
第1.15-12図 「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要
（初期対応手順）



第1.15-13図　「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要
（「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」の事象進展）

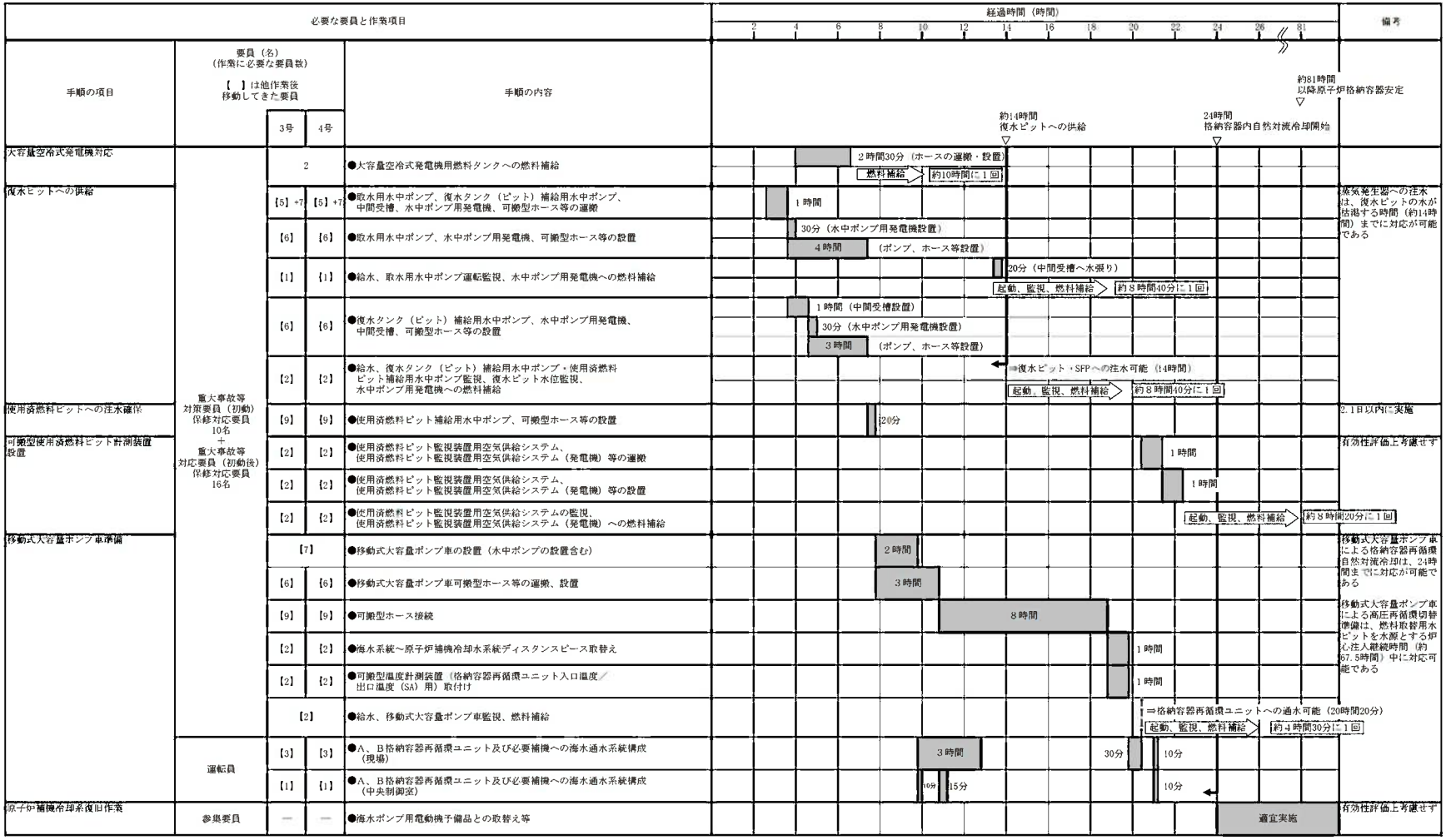


第1.15-14図 「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要
(「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」の事象進展)



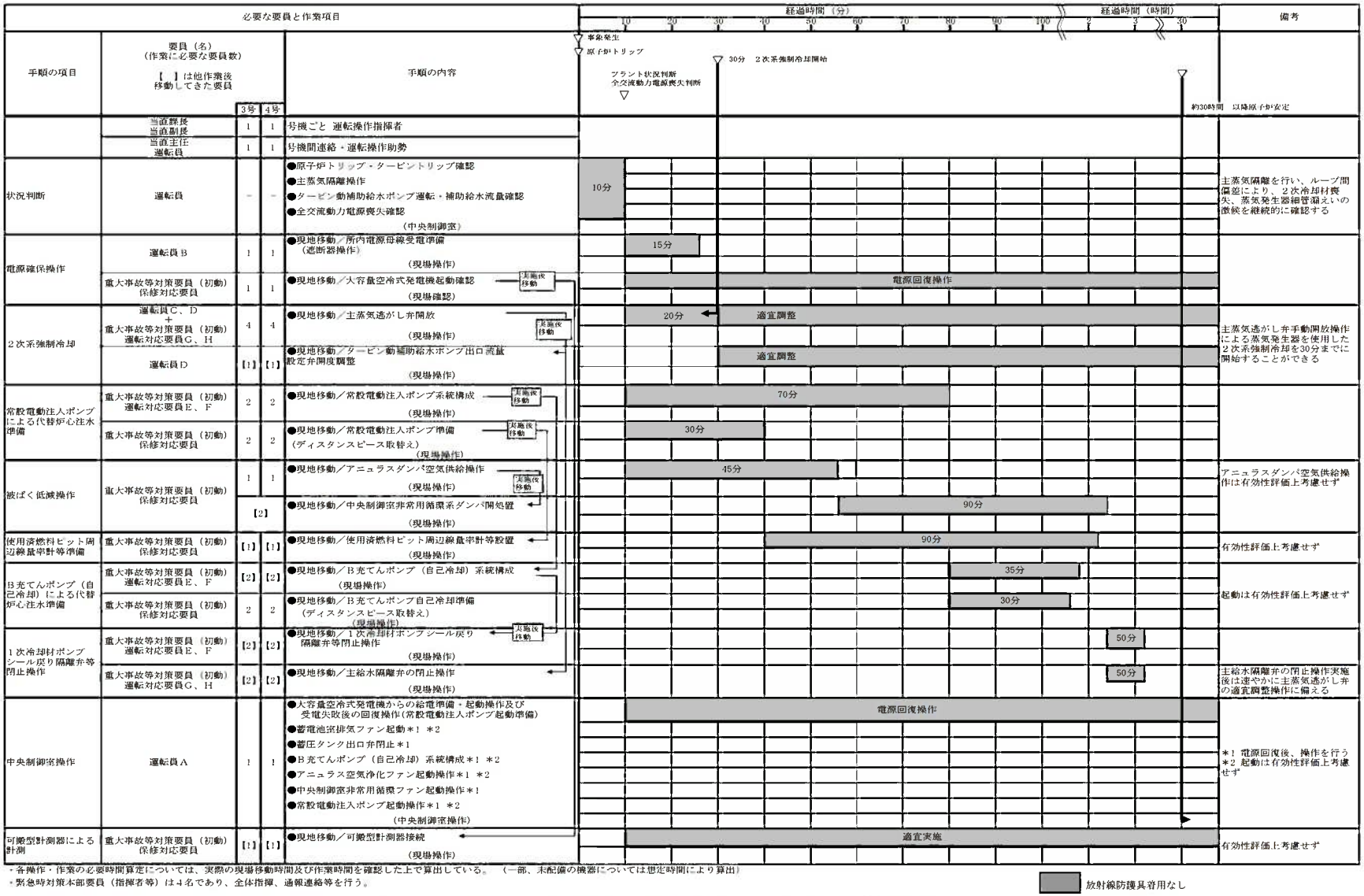
第1.15-15図 「全交流動力電源喪失」の作業と所要時間（1/2）

（外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故）



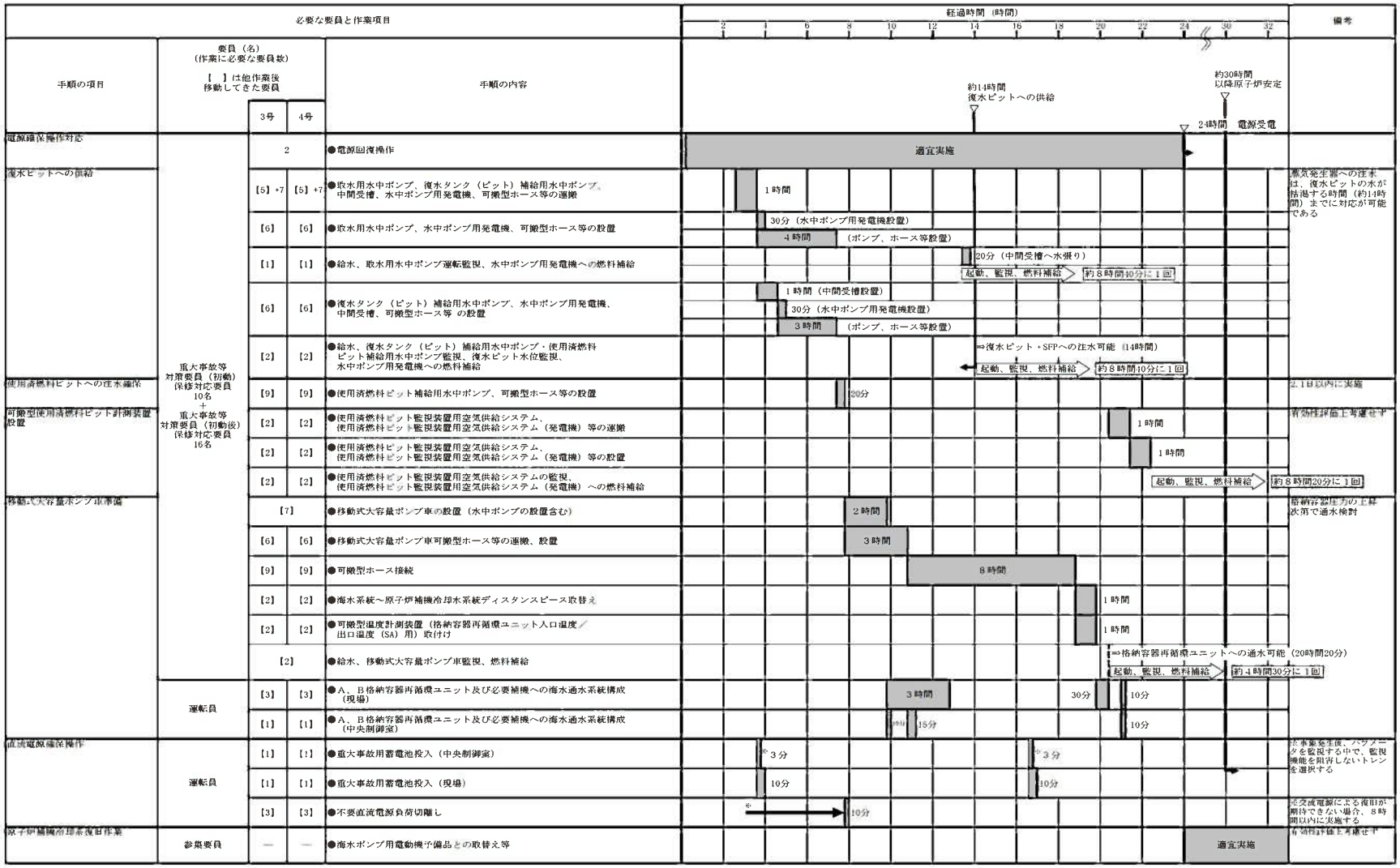
第1.15-15図 「全交流動力電源喪失」の作業と所要時間(2/2)

(外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故)



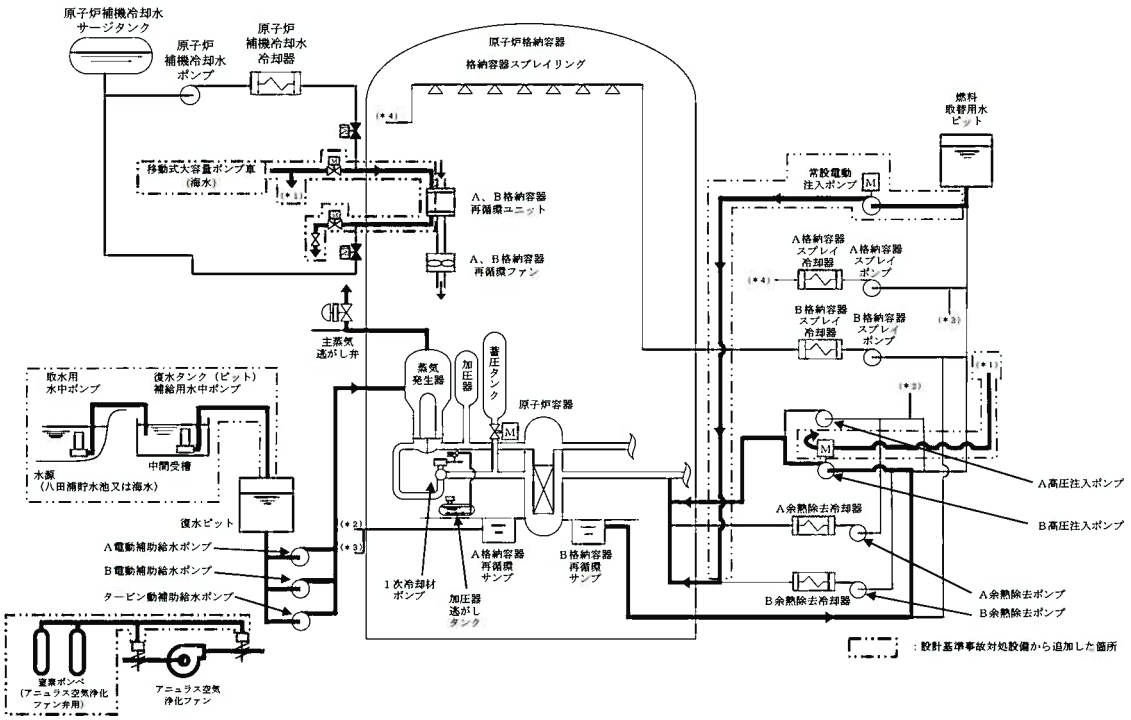
第1.15-16図 「全交流動力電源喪失」の作業と所要時間（1/2）

（外部電源喪失時に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事故）

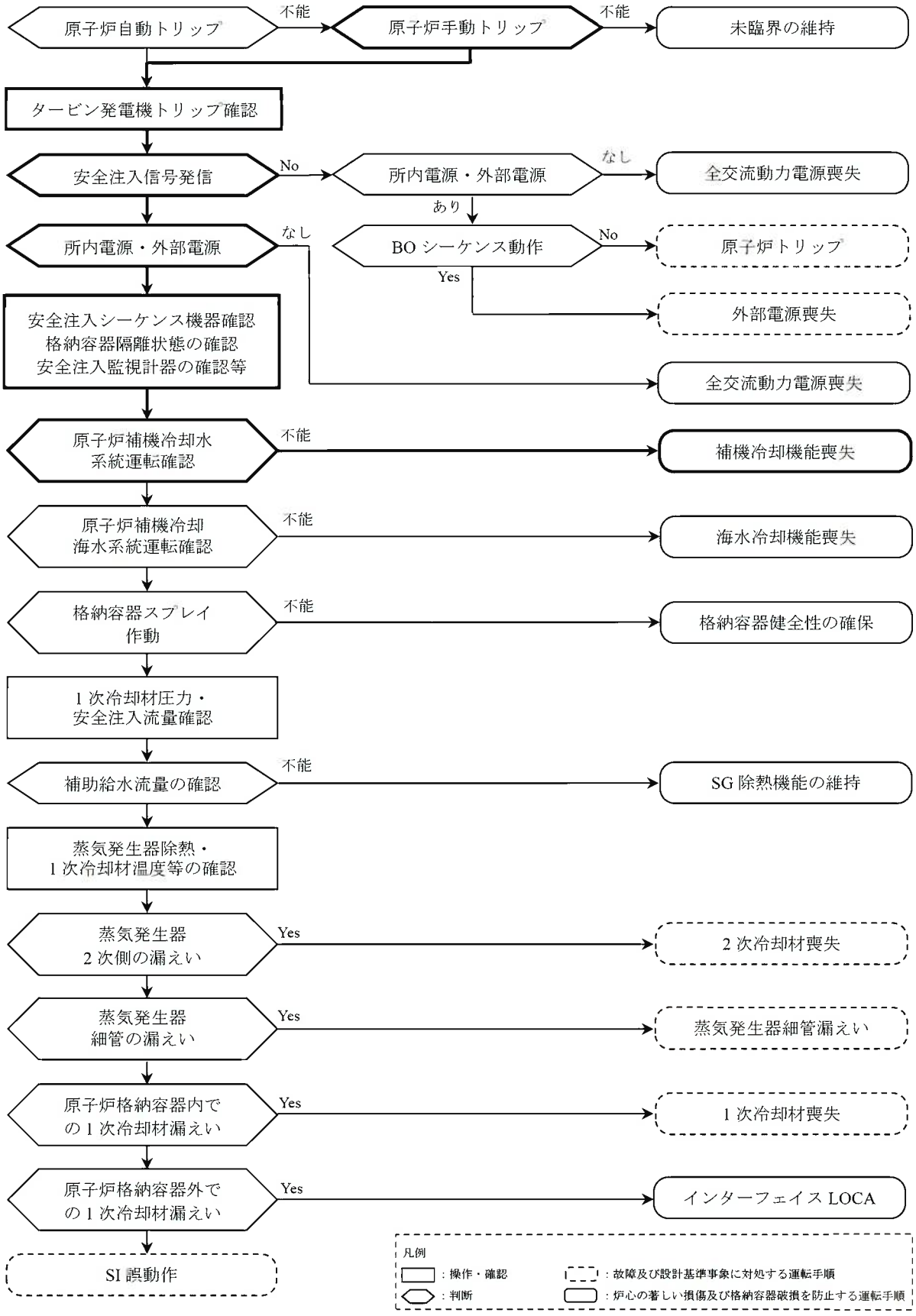


第1.15-16図 「全交流動力電源喪失」の作業と所要時間(2/2)

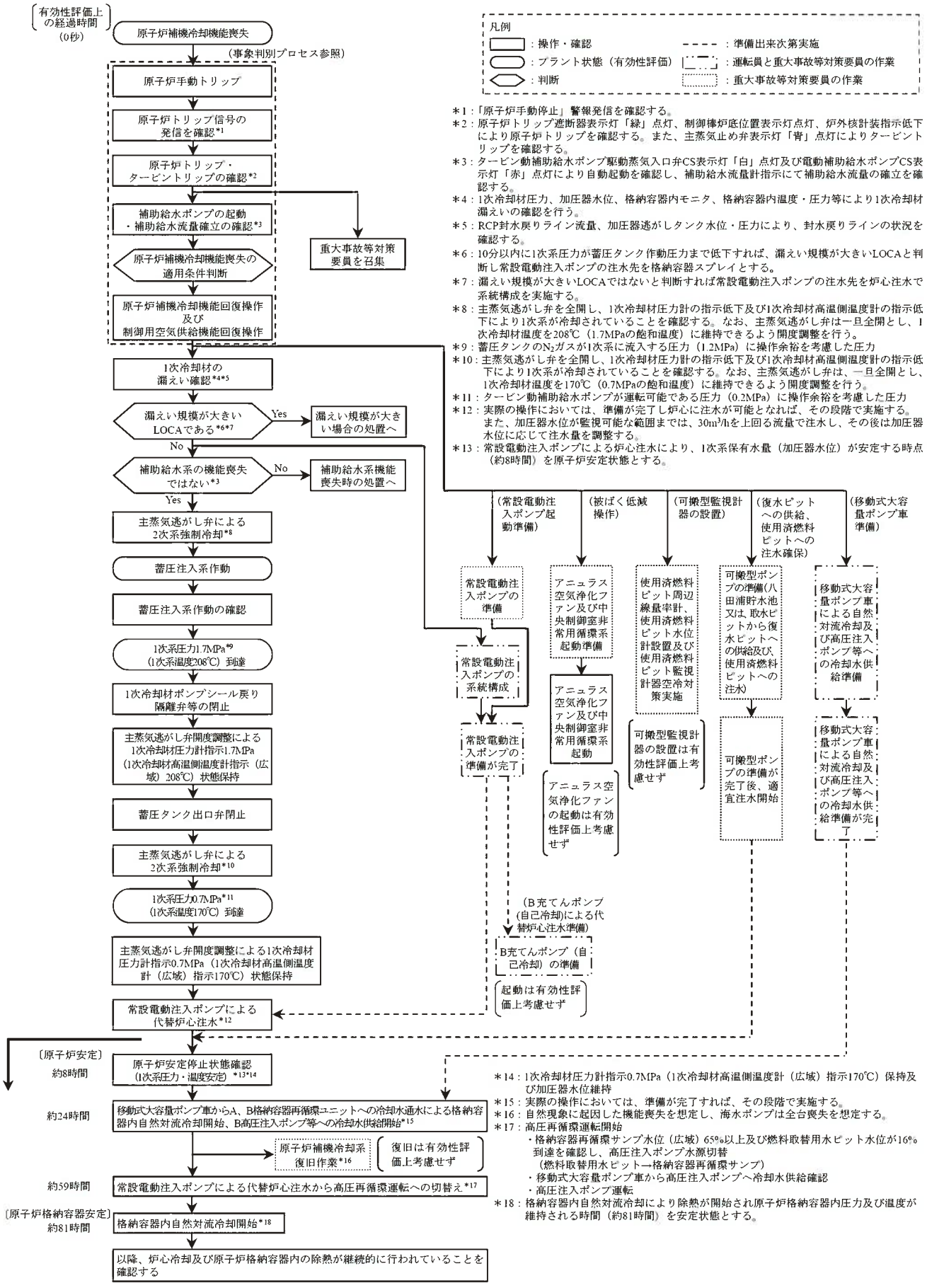
(外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故)



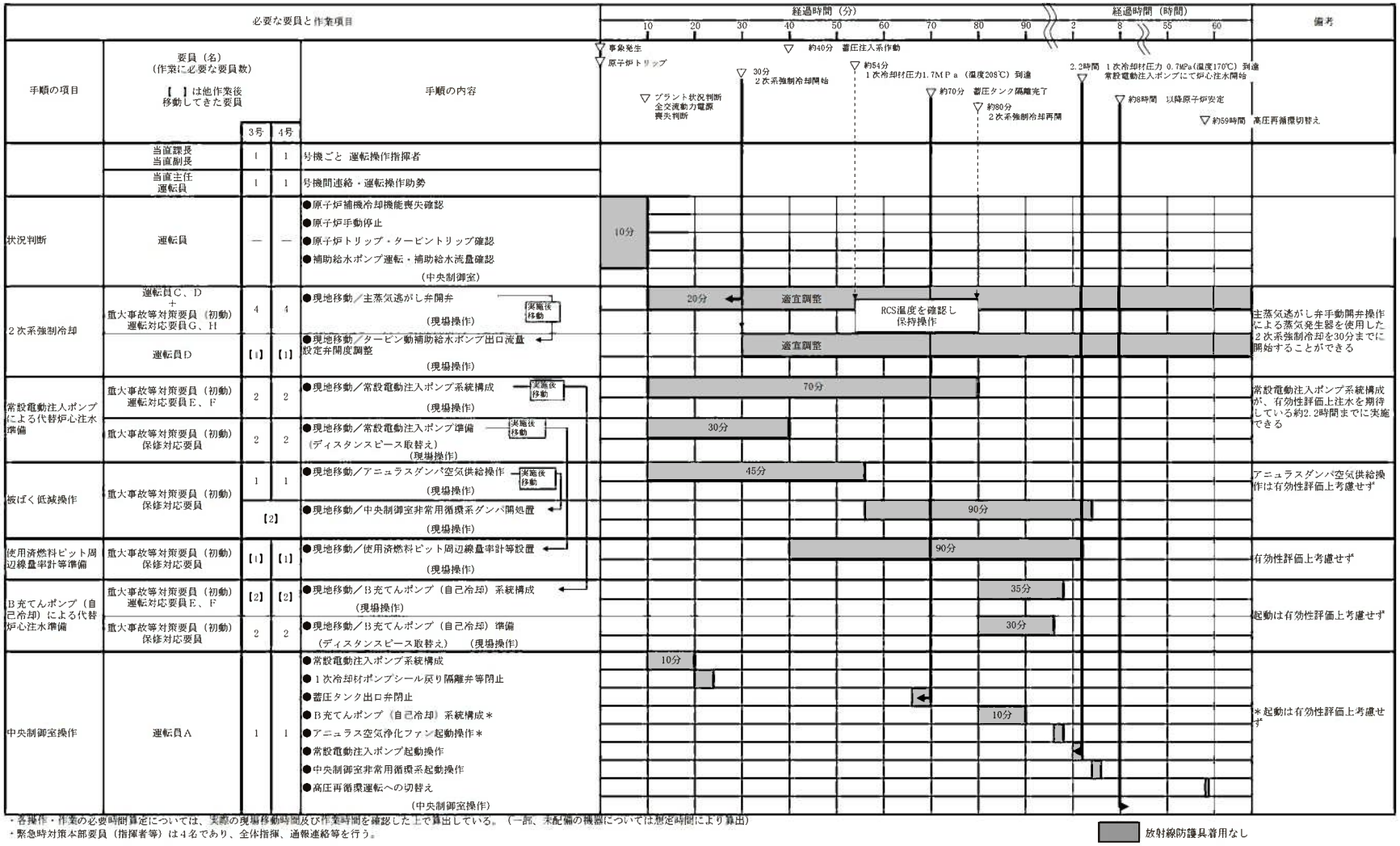
第1.15-17図 「原子炉補機冷却機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図



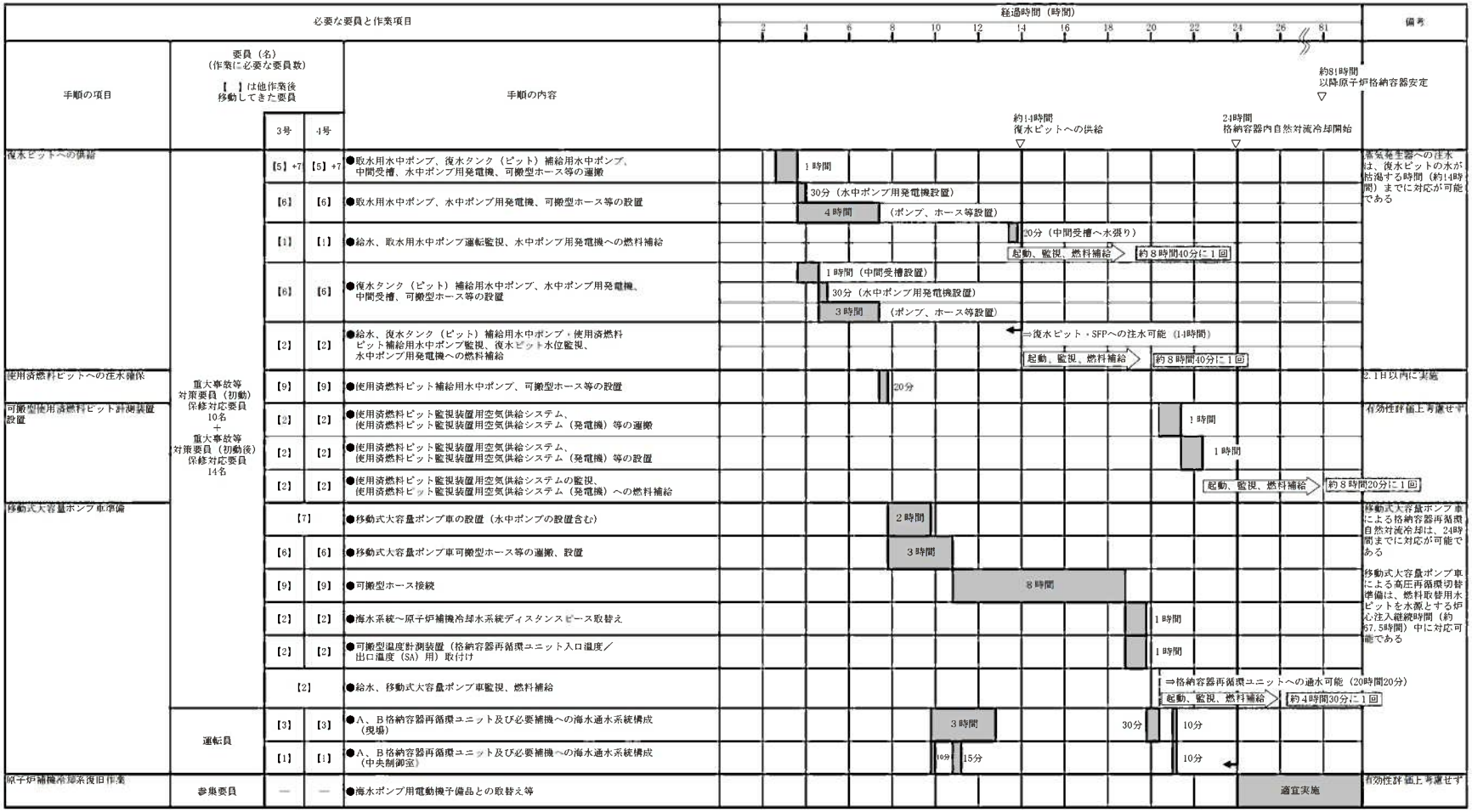
第1.15-18図 「原子炉補機冷却機能喪失」の対応手順の概要
（事象判別プロセス）



第1.15-19図 「原子炉補機冷却機能喪失」の対応手順の概要

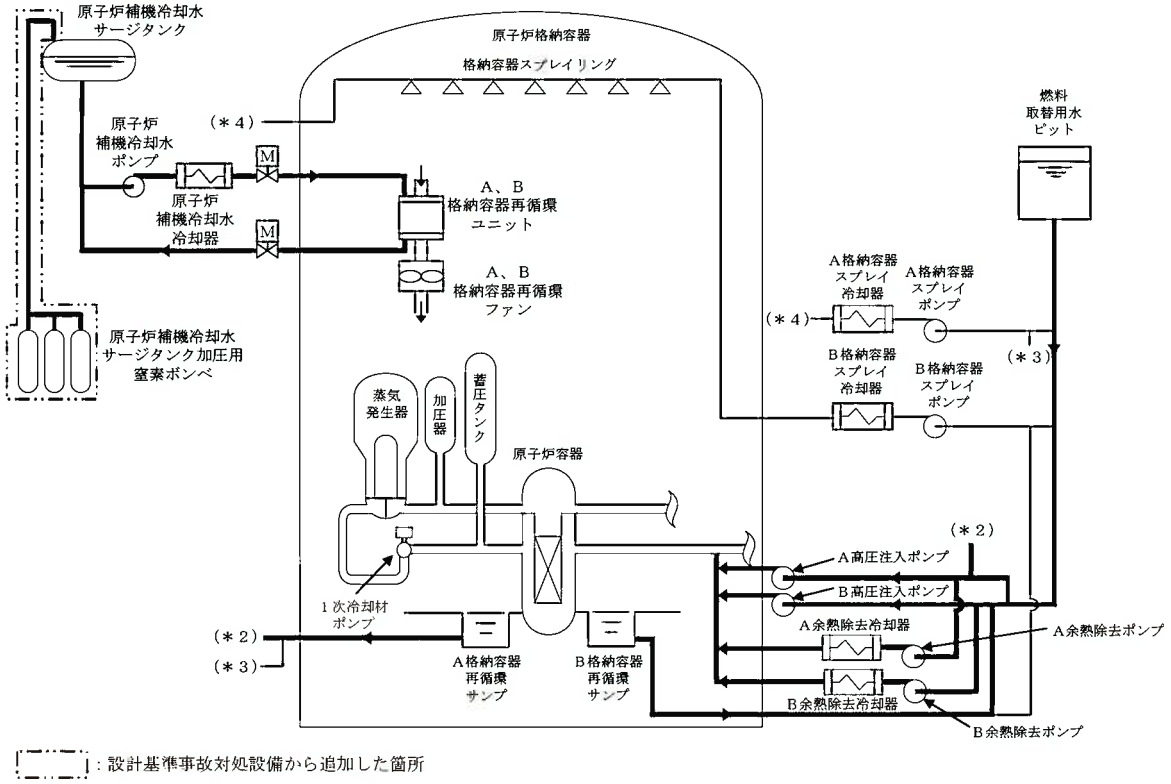


第1.15-20図 「原子炉補機冷却機能喪失」の作業と所要時間（1/2）

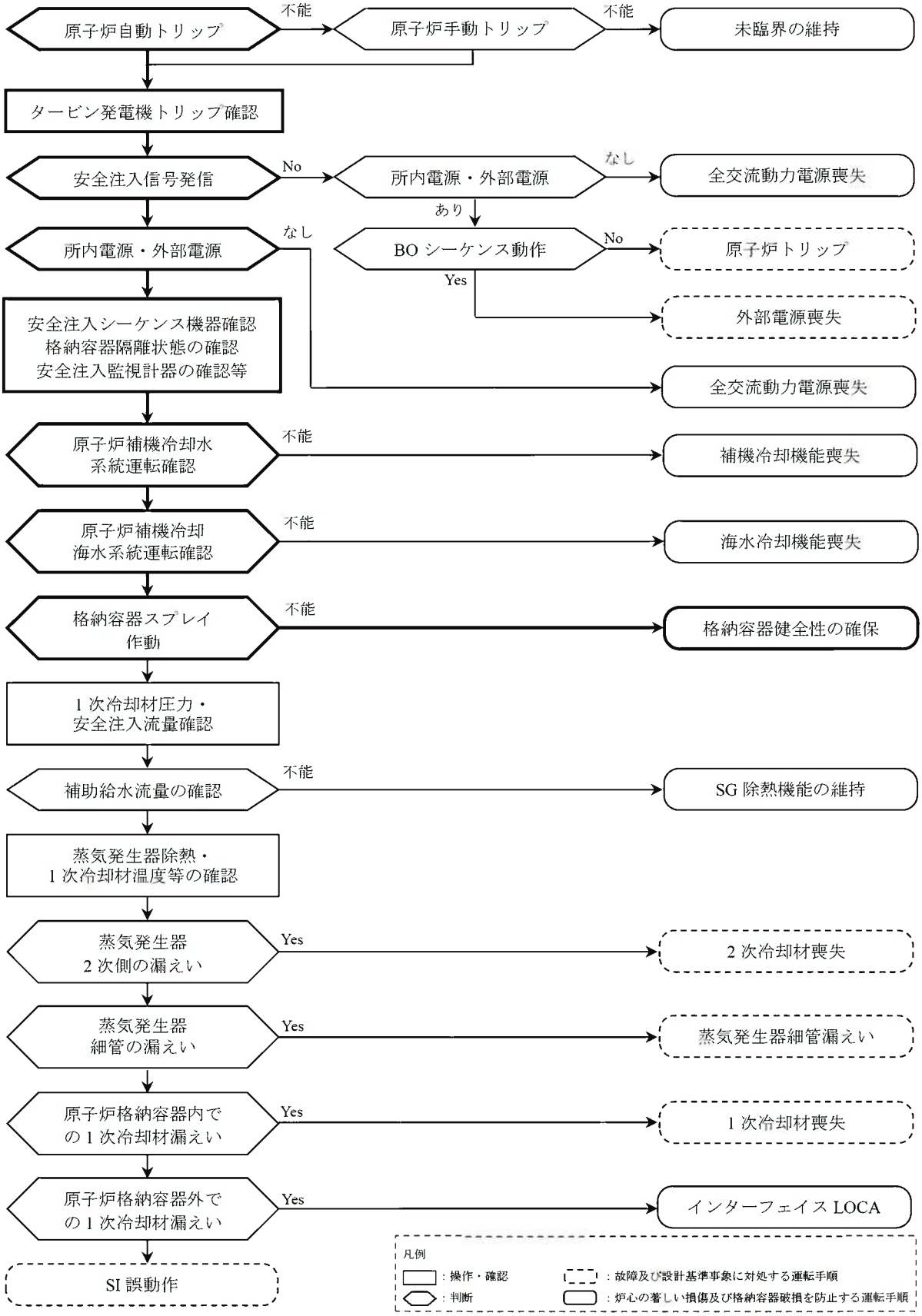


・燃料補給間隔は発電機等定格負荷連続運転時の目安時間を記載
・上記対応の他、代替緊急時対策所の電源確保対応者：2名（重大事故等対策要員（初動後）保修対応要員のうち2名が対応）、換気設備準備対応者：6名（重大事故等対策要員（初動後）保修対応要員のうち6名が対応）
・原子炉補機冷却系復旧作業：他の作業が完了する24時間からの対応としているが、要員に余裕があれば準備出来次第実施する

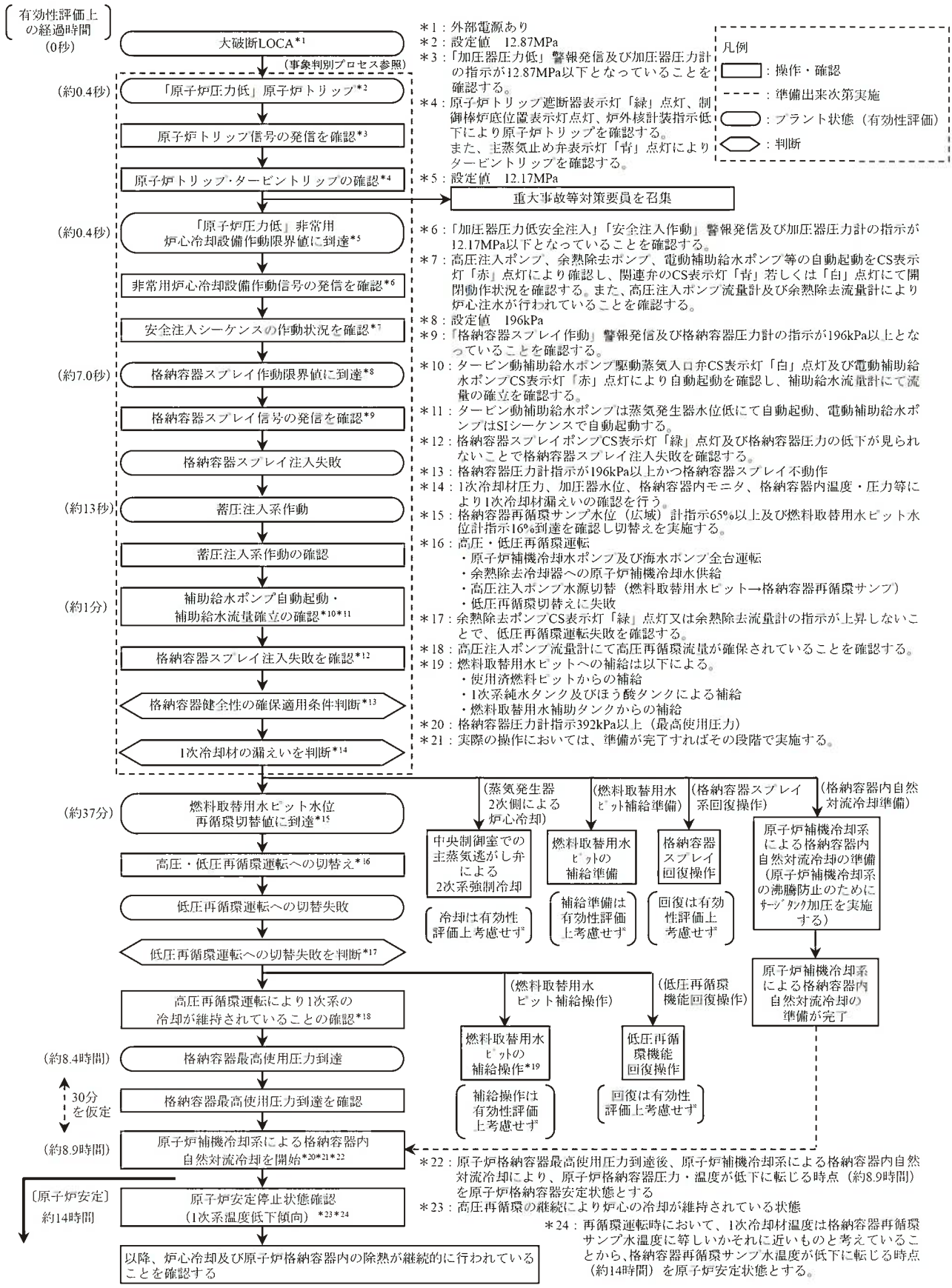
第1.15-20図 「原子炉補機冷却機能喪失」の作業と所要時間（2/2）



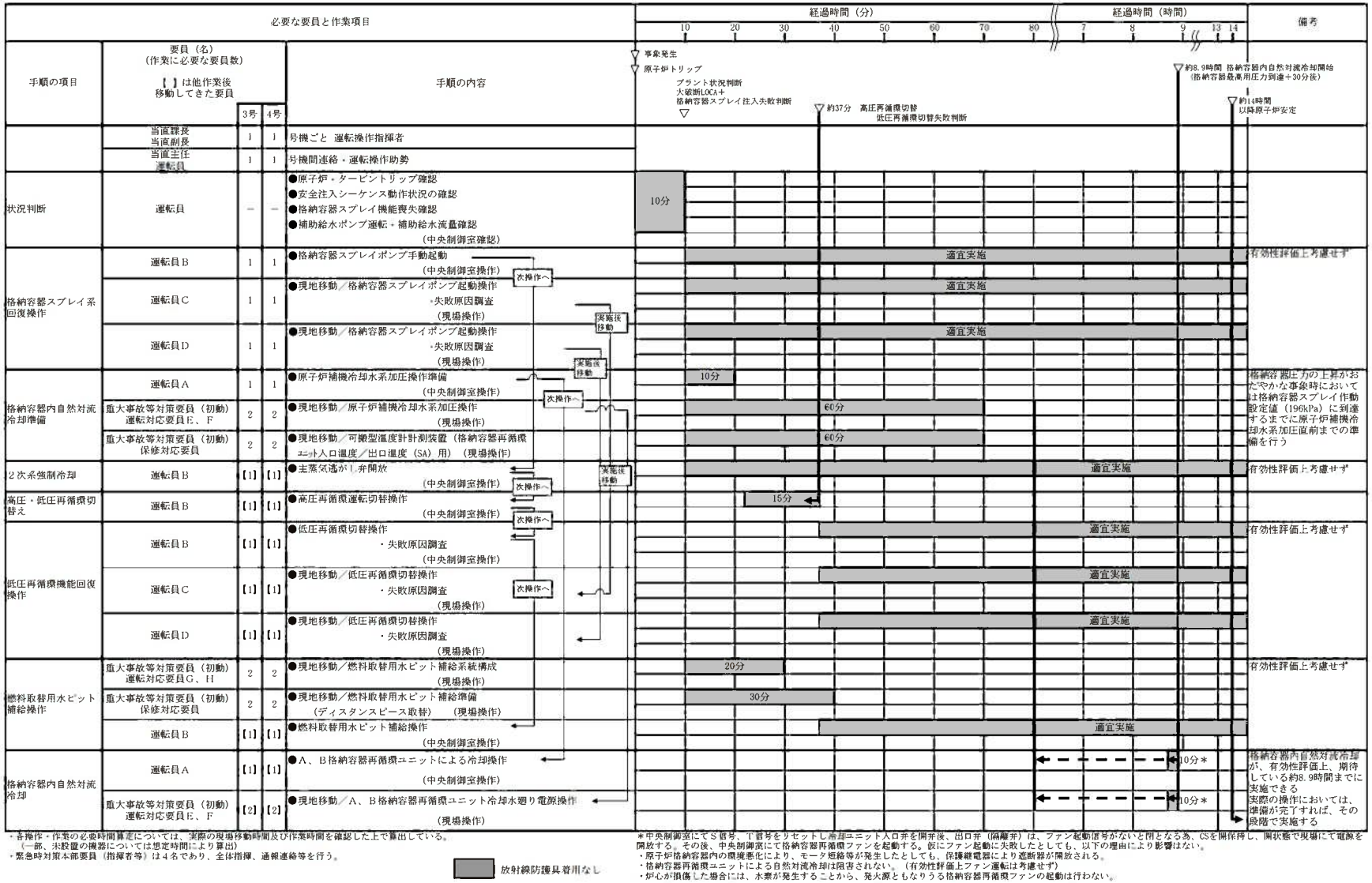
第1.15-21図 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図



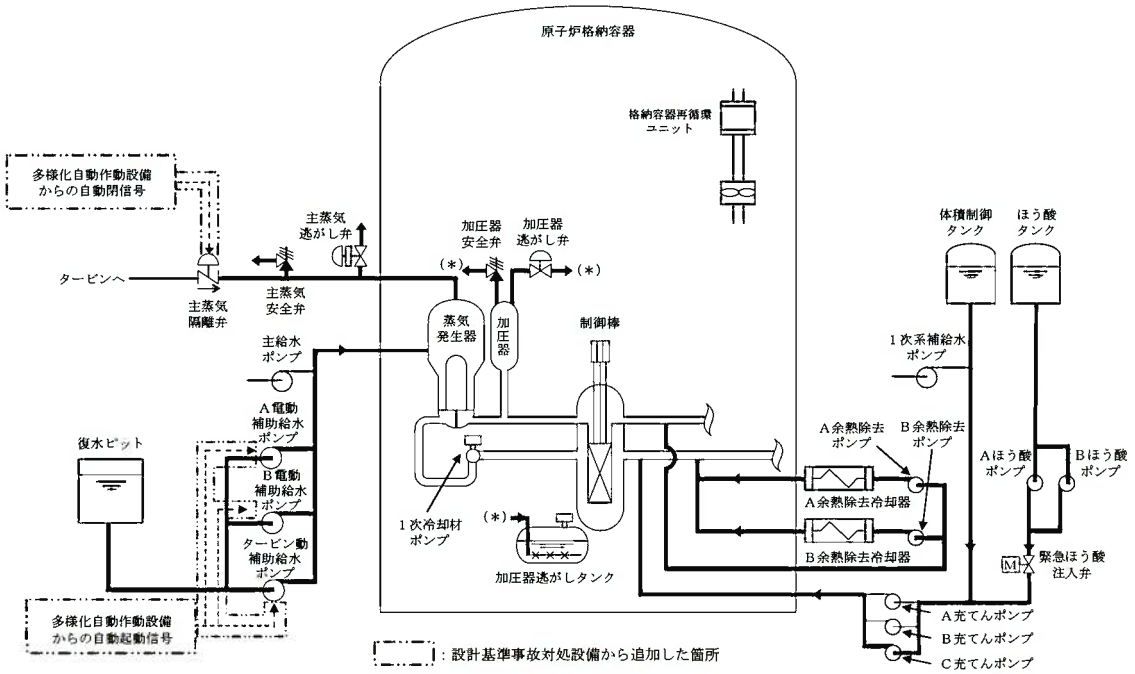
第1.15-22図 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の対応手順の概要
（事象判別プロセス）



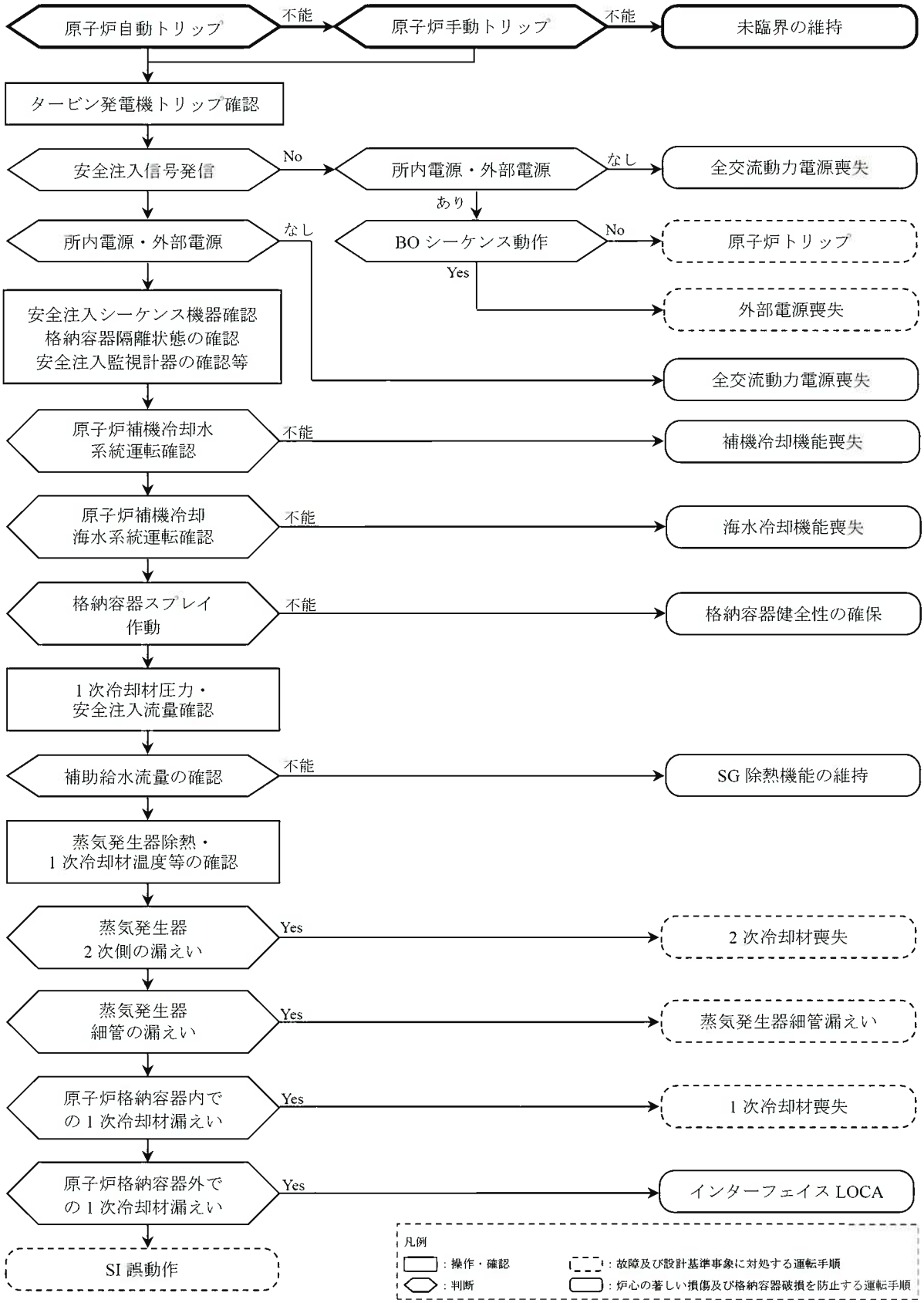
第1.15-23図　「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の対応手順の概要
（「大破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環機能が喪失する事故」の事象進展）



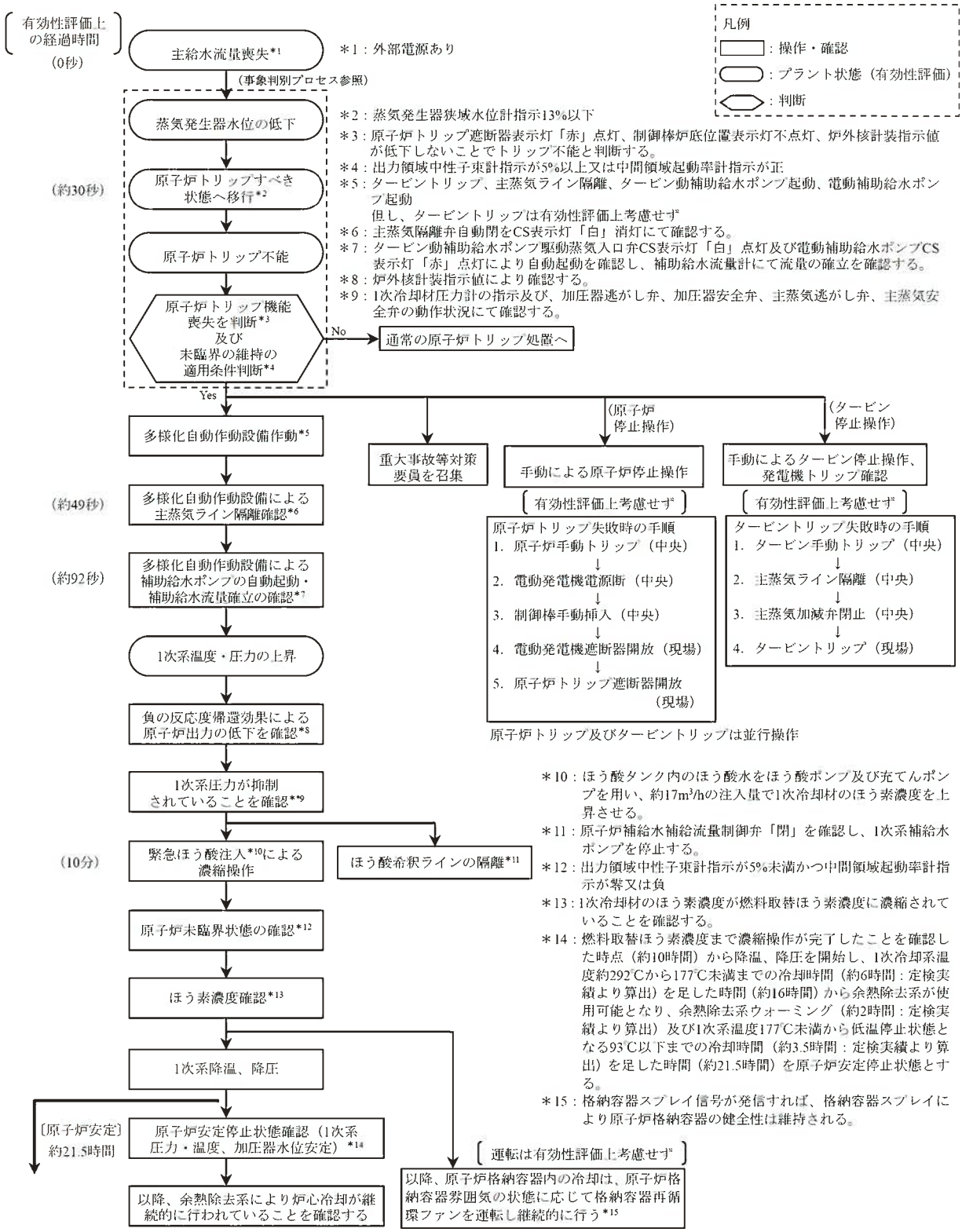
第1.15-24図 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の作業と所要時間
（大破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環機能が喪失する事故）



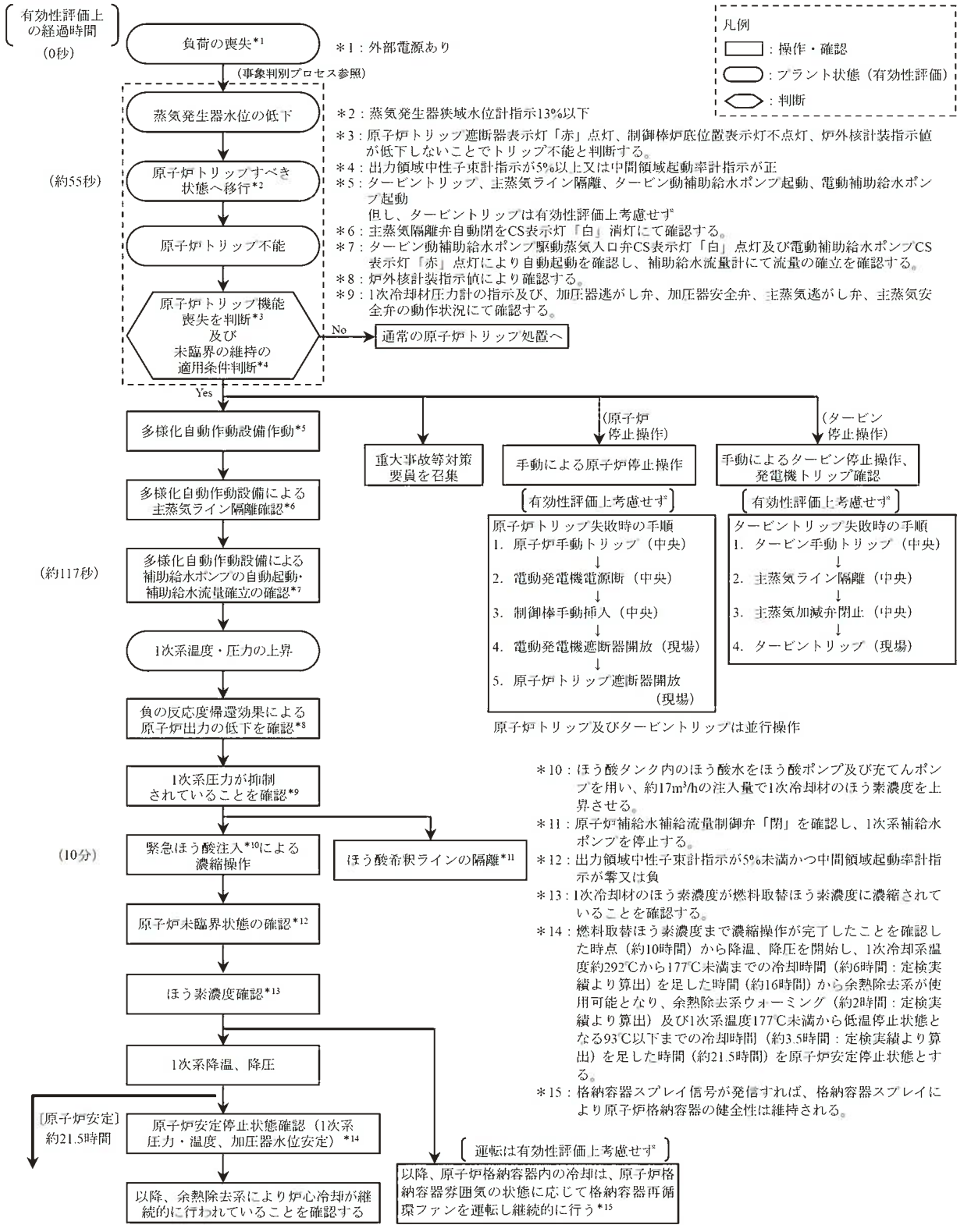
第1.15-25図 「原子炉停止機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図



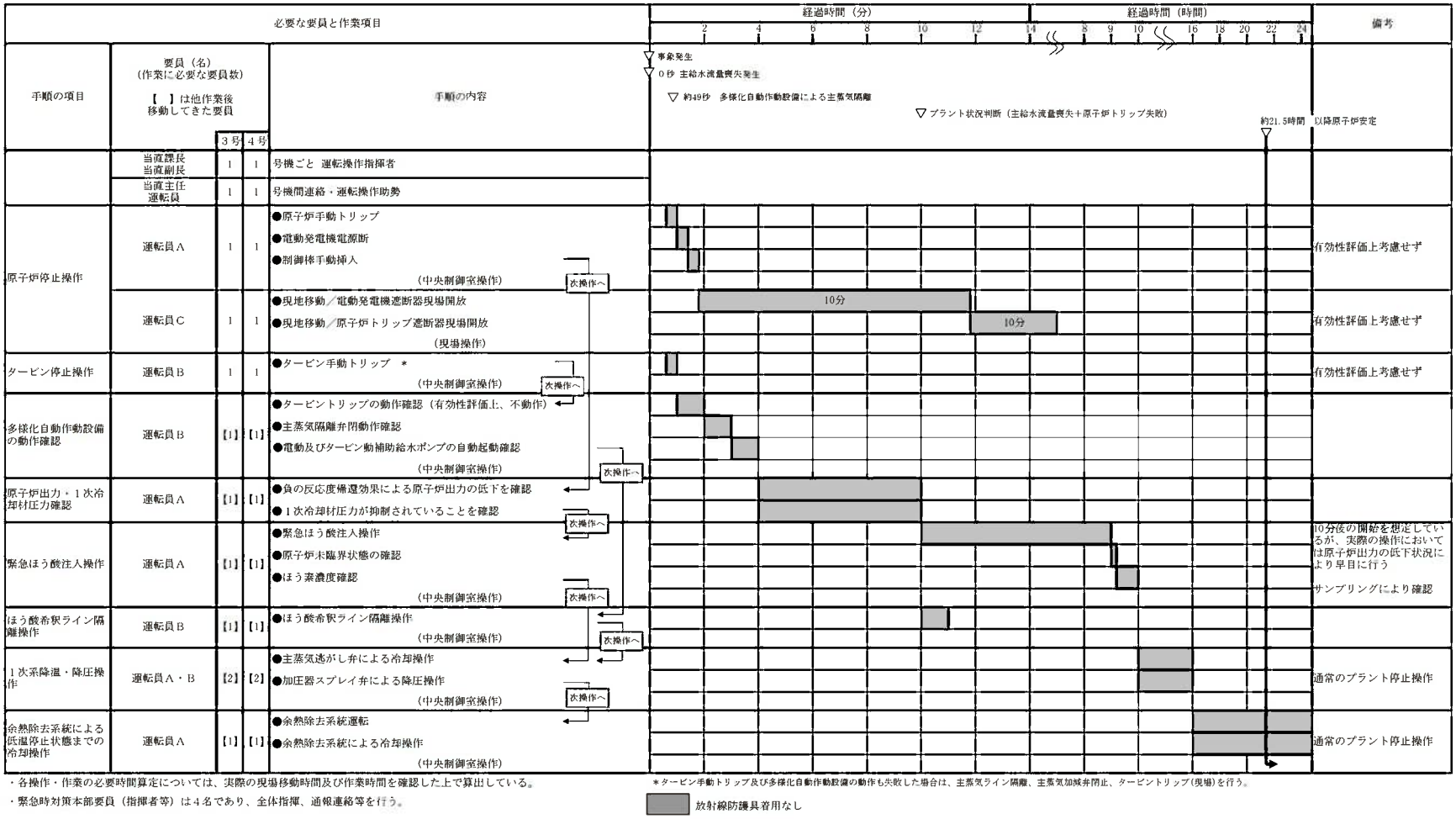
第1.15-26図 「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要
（事象判別プロセス）



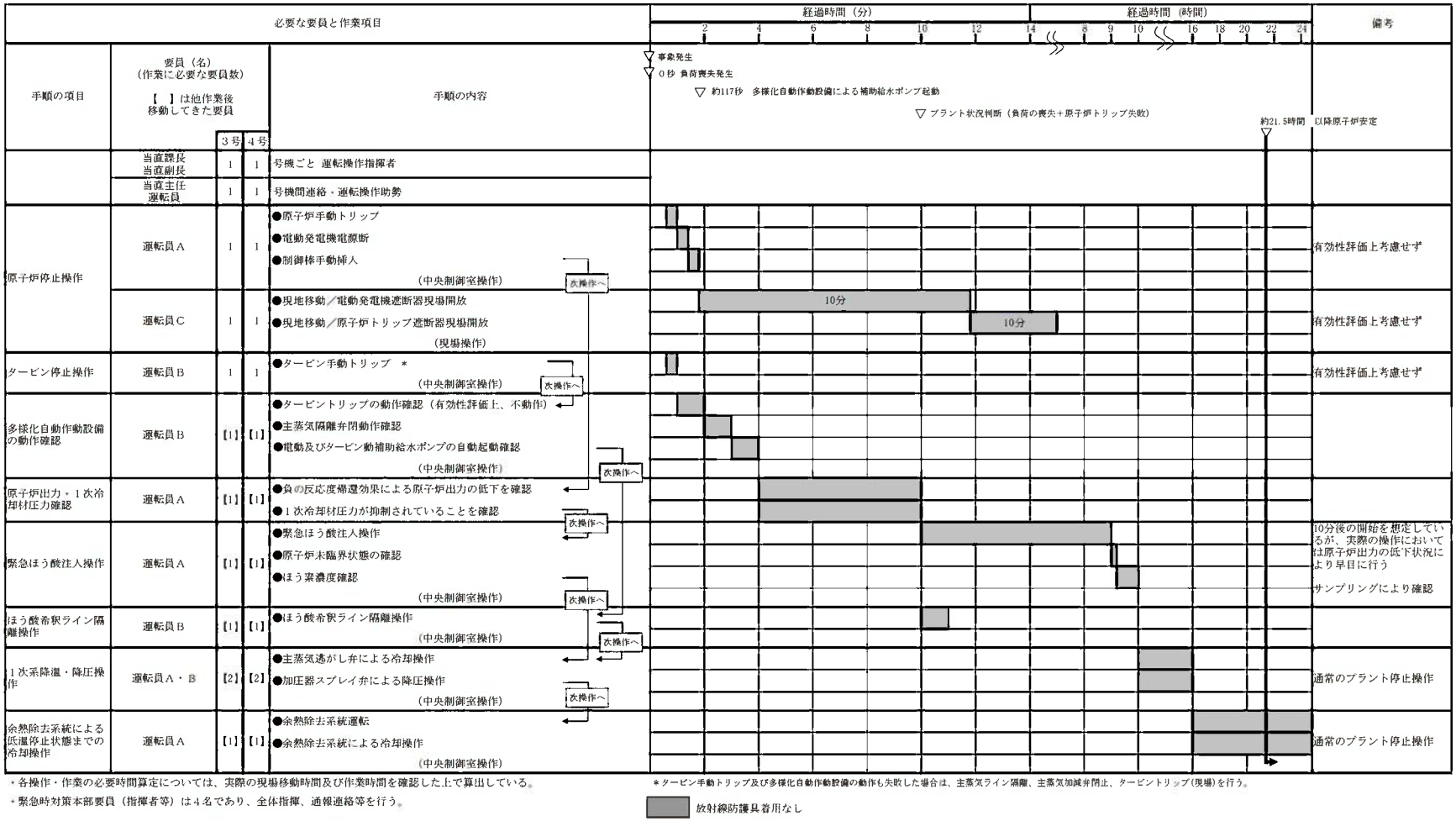
第1.15-27図 「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要
（「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」の事象進展）



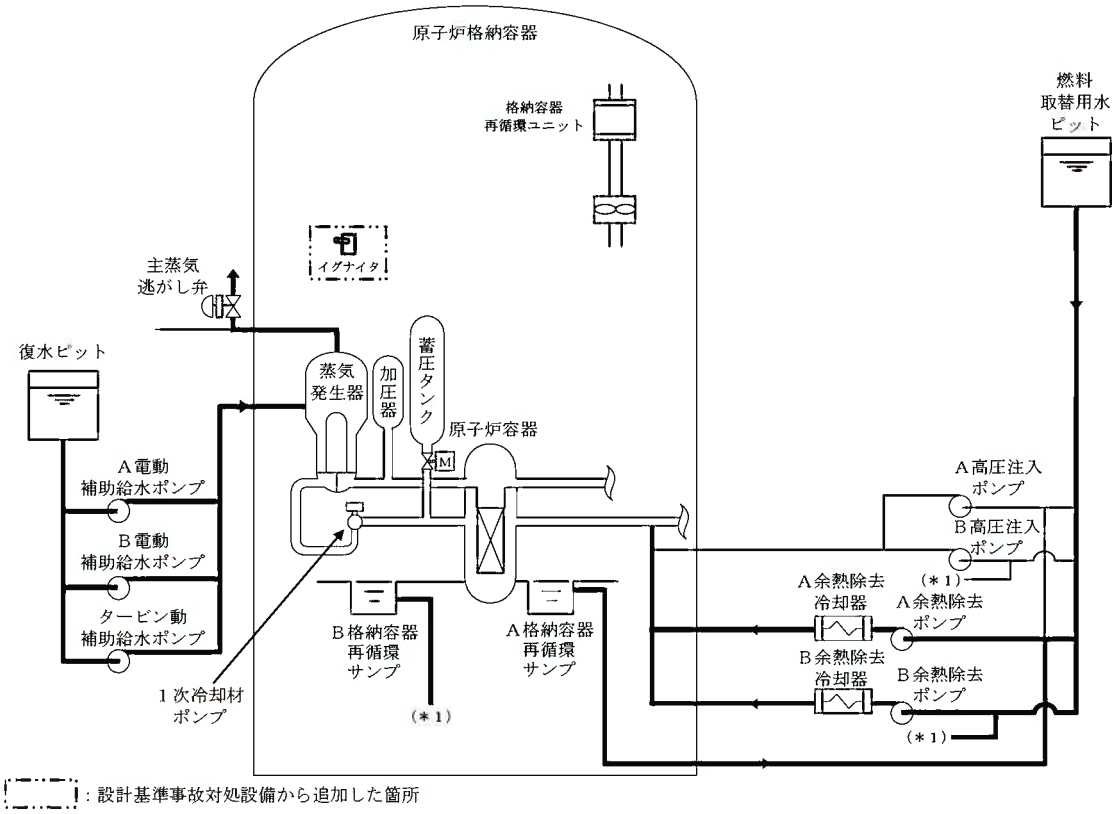
第1.15-28図 「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要
(「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」の事象進展)



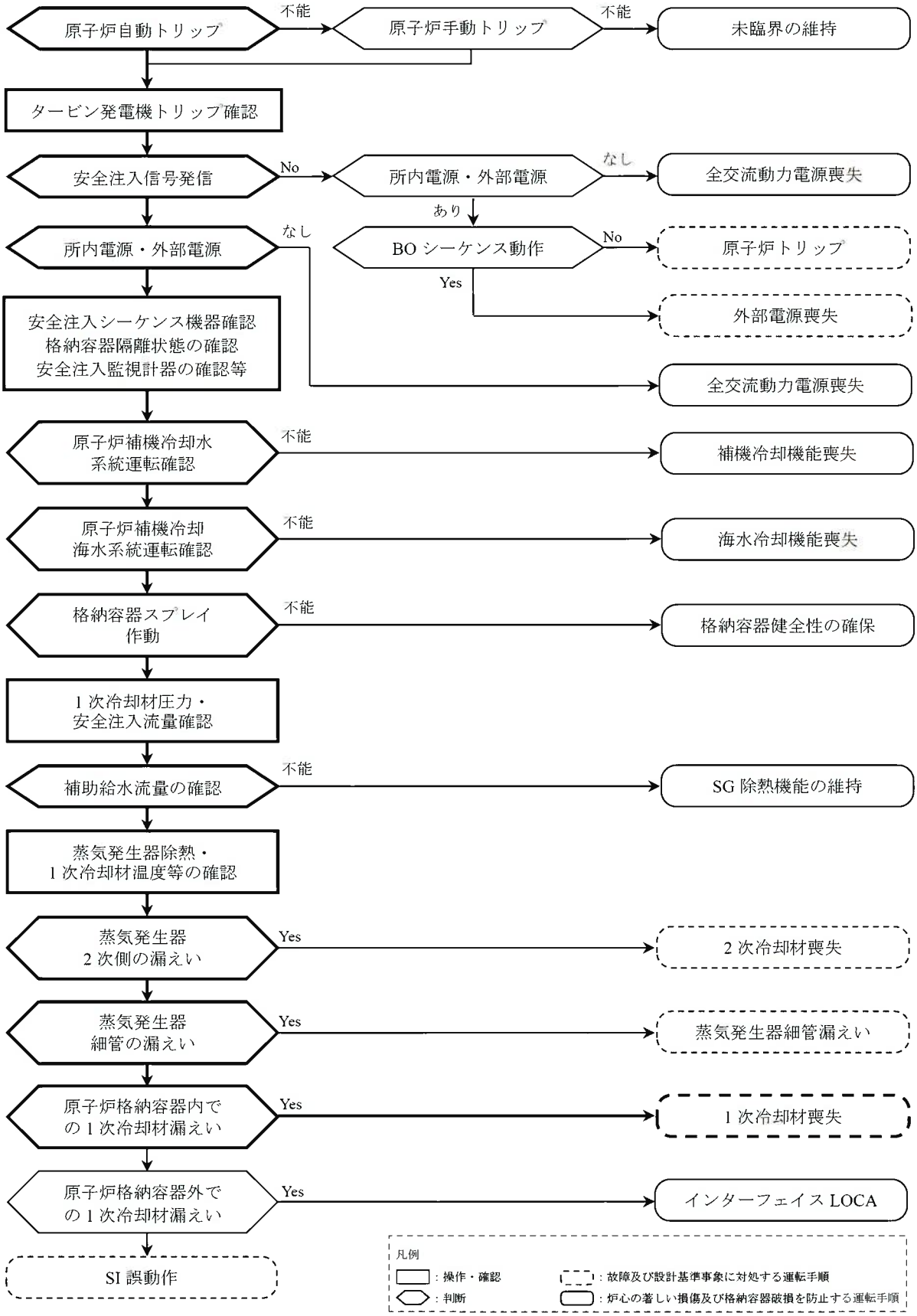
第1.15-29図 「原子炉停止機能喪失」の作業と所要時間（主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故）



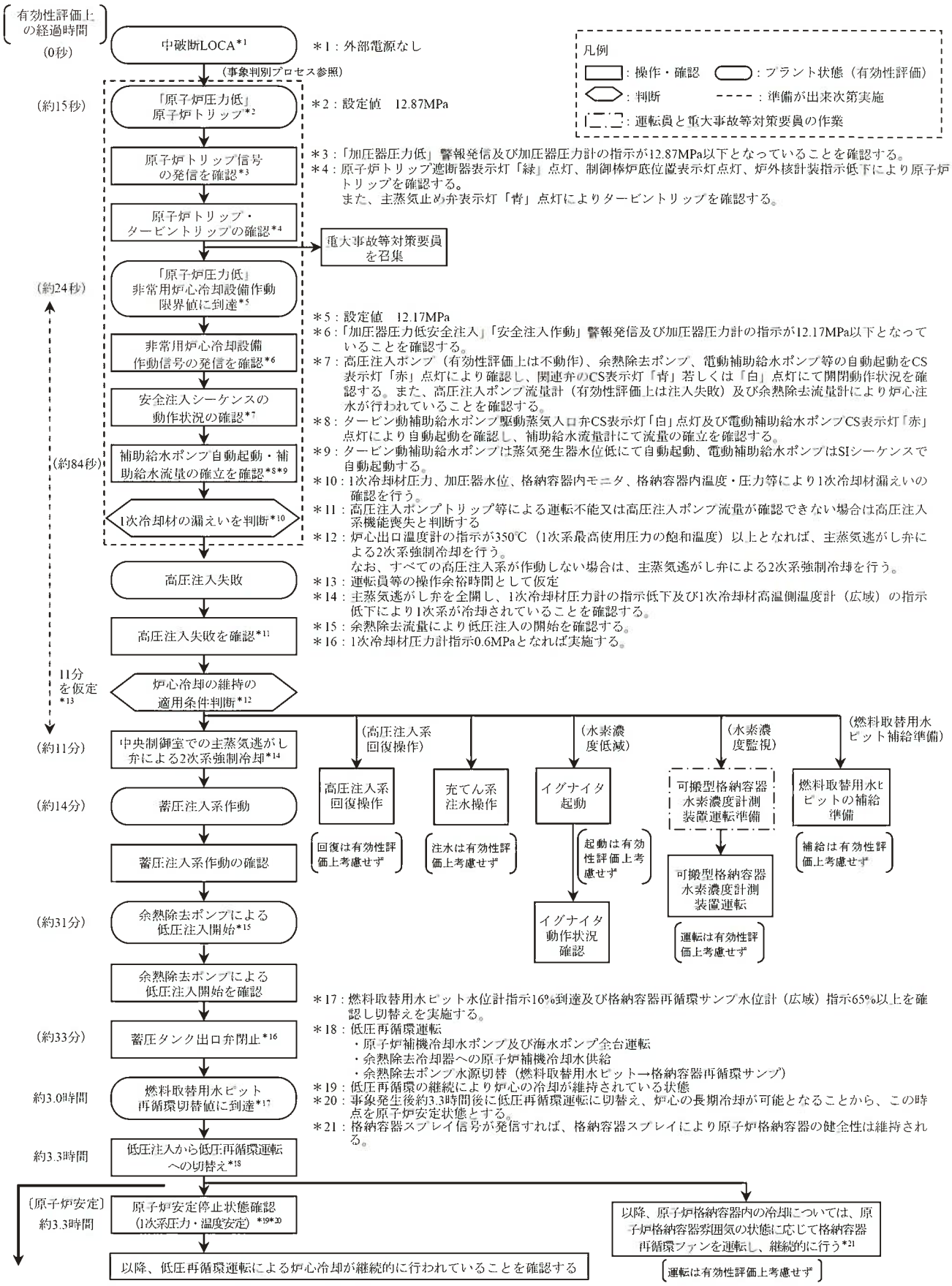
第1.15-30図 「原子炉停止機能喪失」の作業と所要時間（負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故）



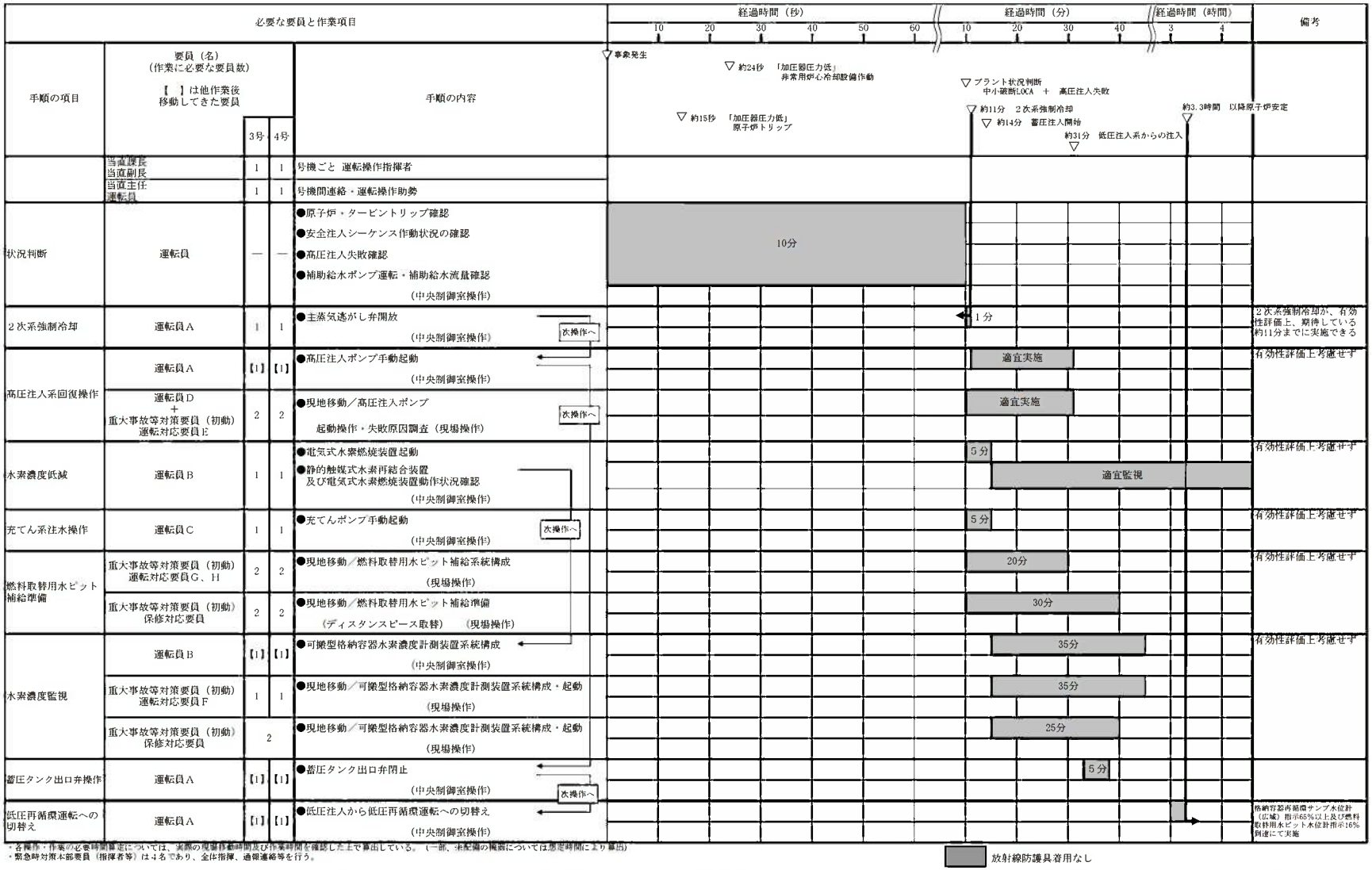
第1.15-31図 「ECCS注水機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図



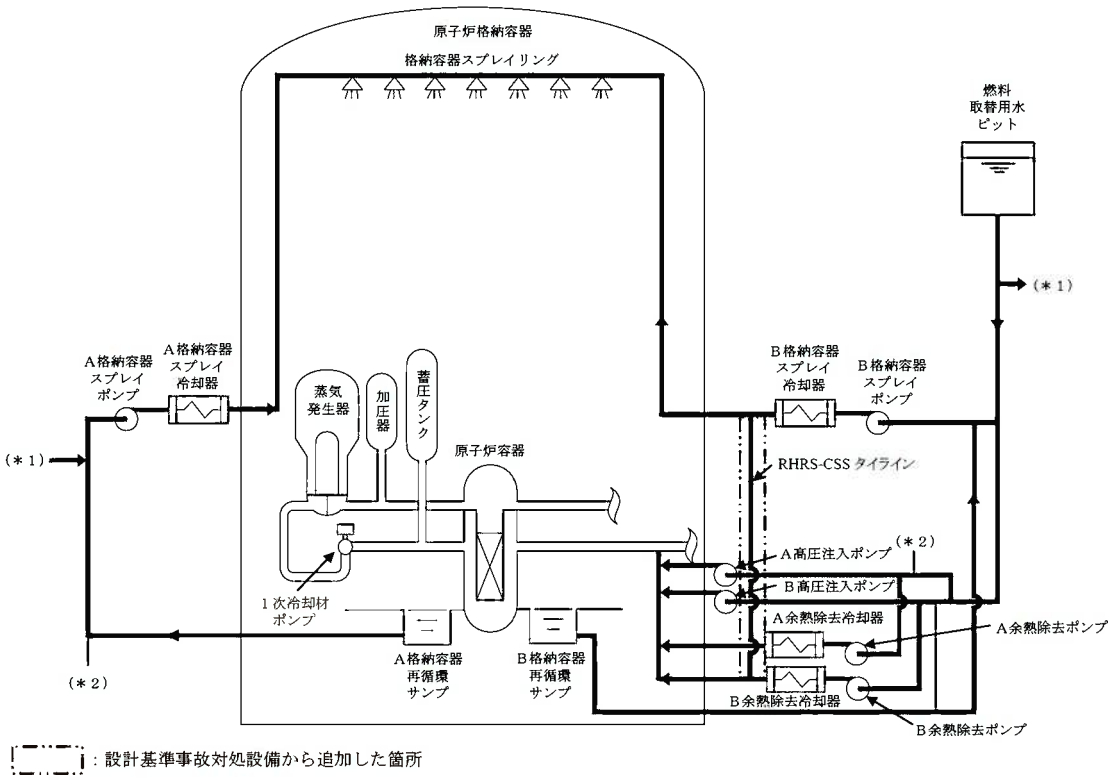
第1.15-32図 「ECCS注水機能喪失」の対応手順の概要
（事象判別プロセス）



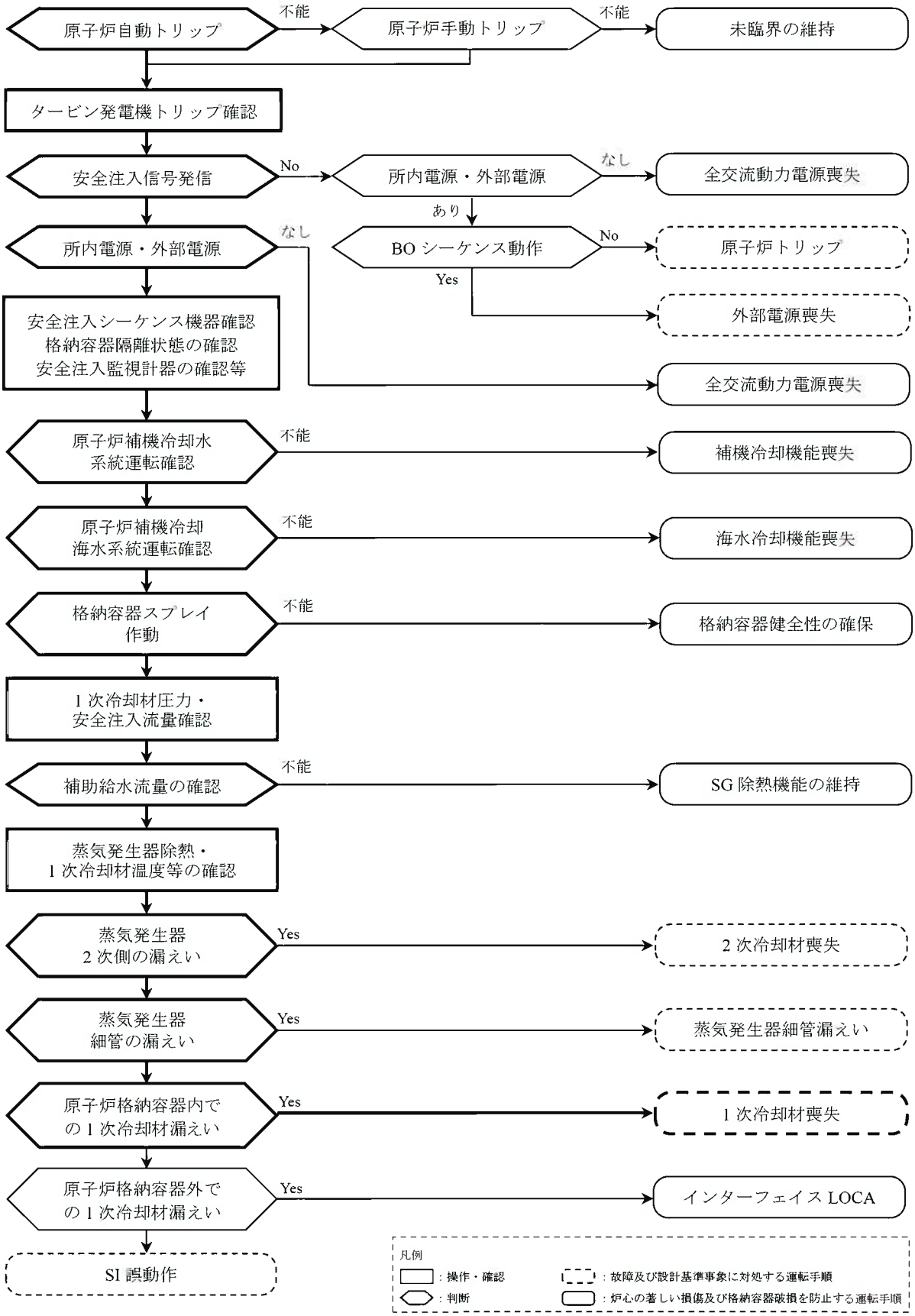
第1.15-33図 「ECCS注水機能喪失」の対応手順の概要
(「中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故」の事象進展)



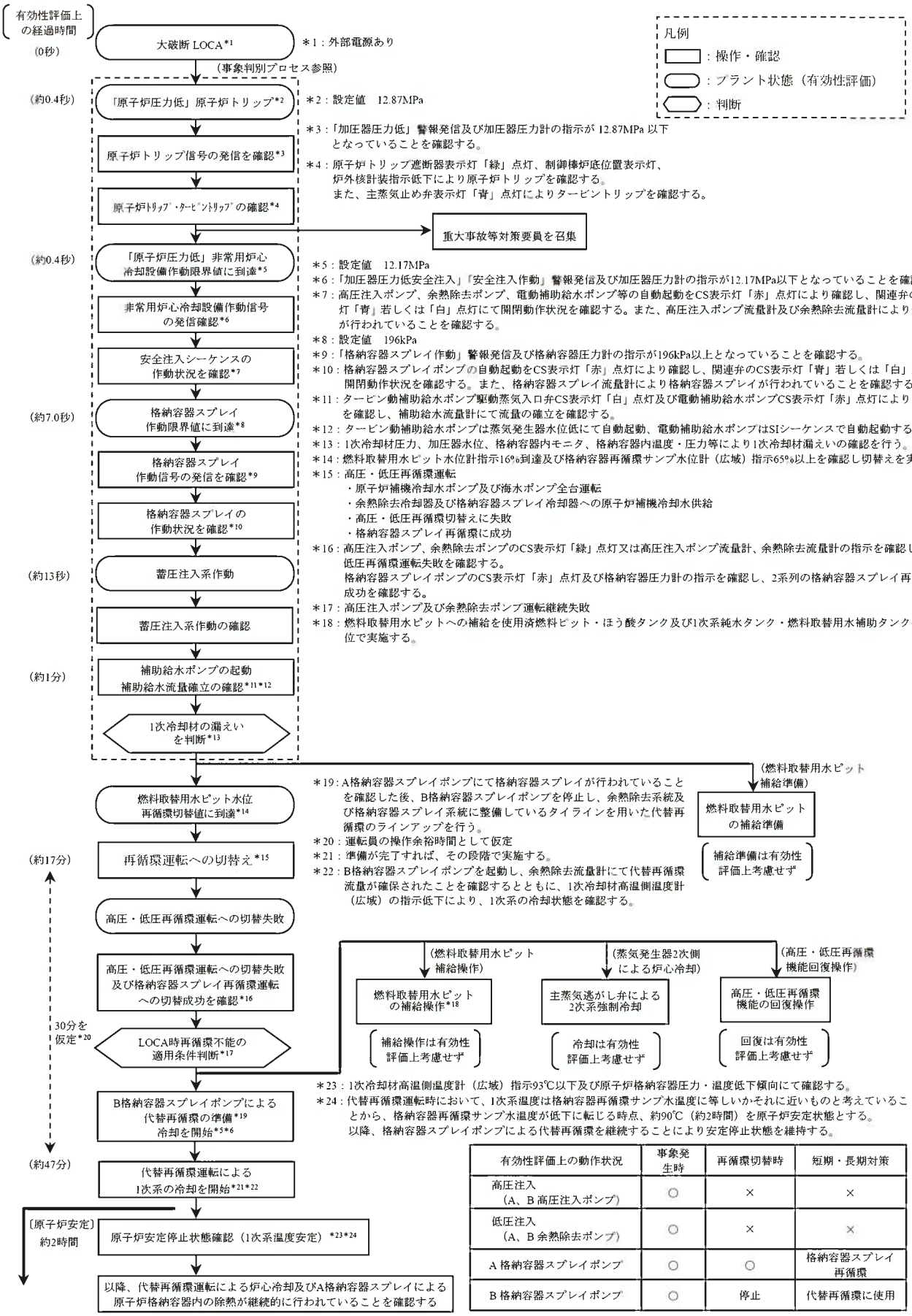
第1.15-34図 「ECCS注水機能喪失」の作業と所要時間（中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故）



第1.15-35図 「ECCS再循環機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図

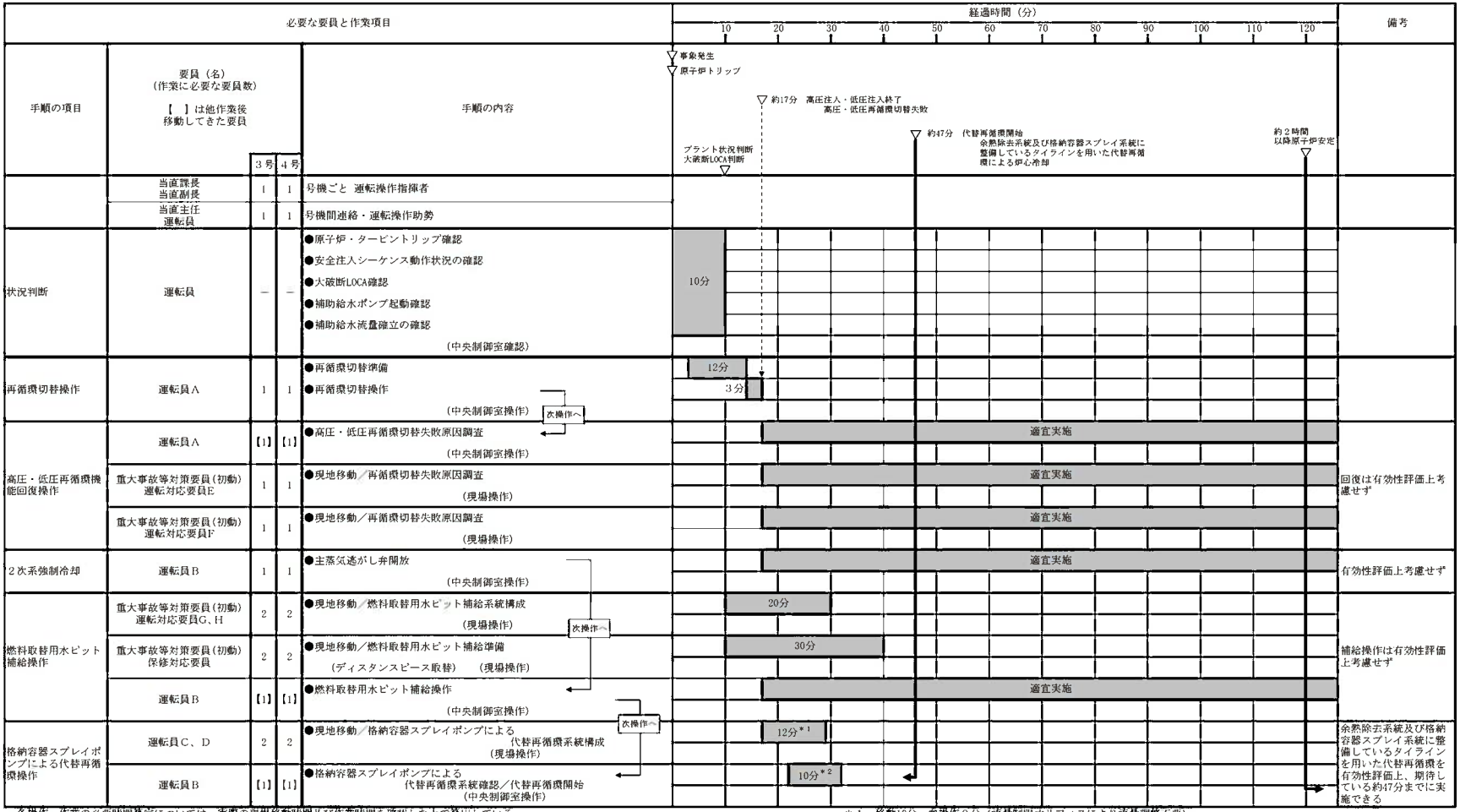


第1.15-36図 「ECCS再循環機能喪失」の対応手順の概要
（事象判別プロセス）

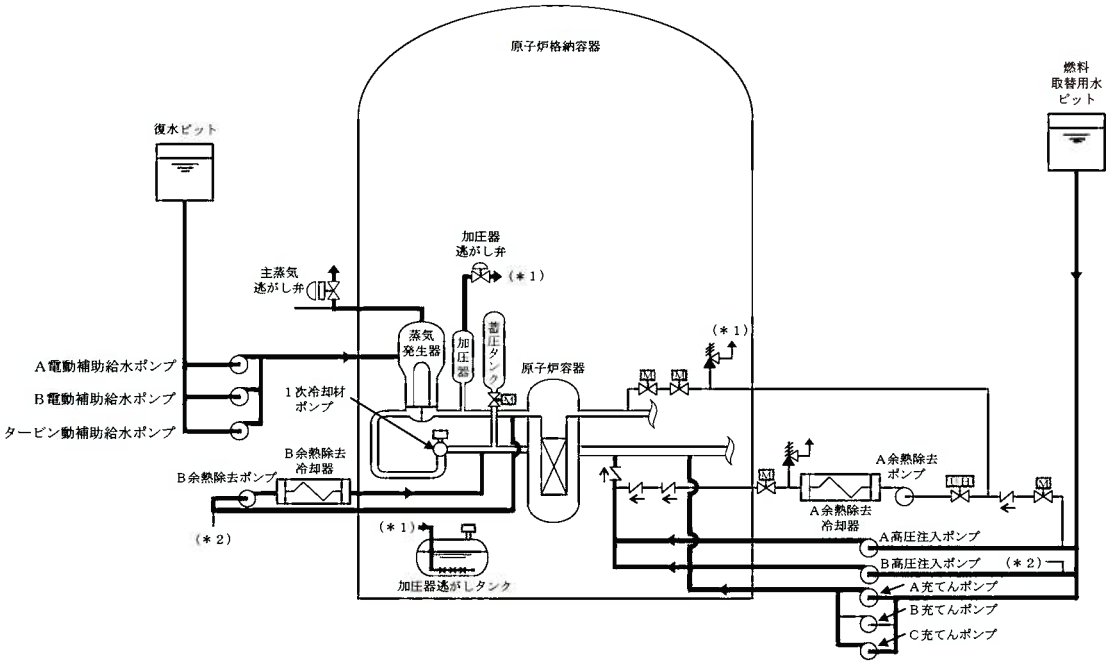


有効性評価上の動作状況	事象発生時	再循環切替時	短期・長期対策
高圧注入（A、B 高圧注入ポンプ）	○	×	×
低圧注入（A、B 余熱除去ポンプ）	○	×	×
A 格納容器スプレイポンプ	○	○	格納容器スプレイ再循環
B 格納容器スプレイポンプ	○	停止	代替再循環に使用

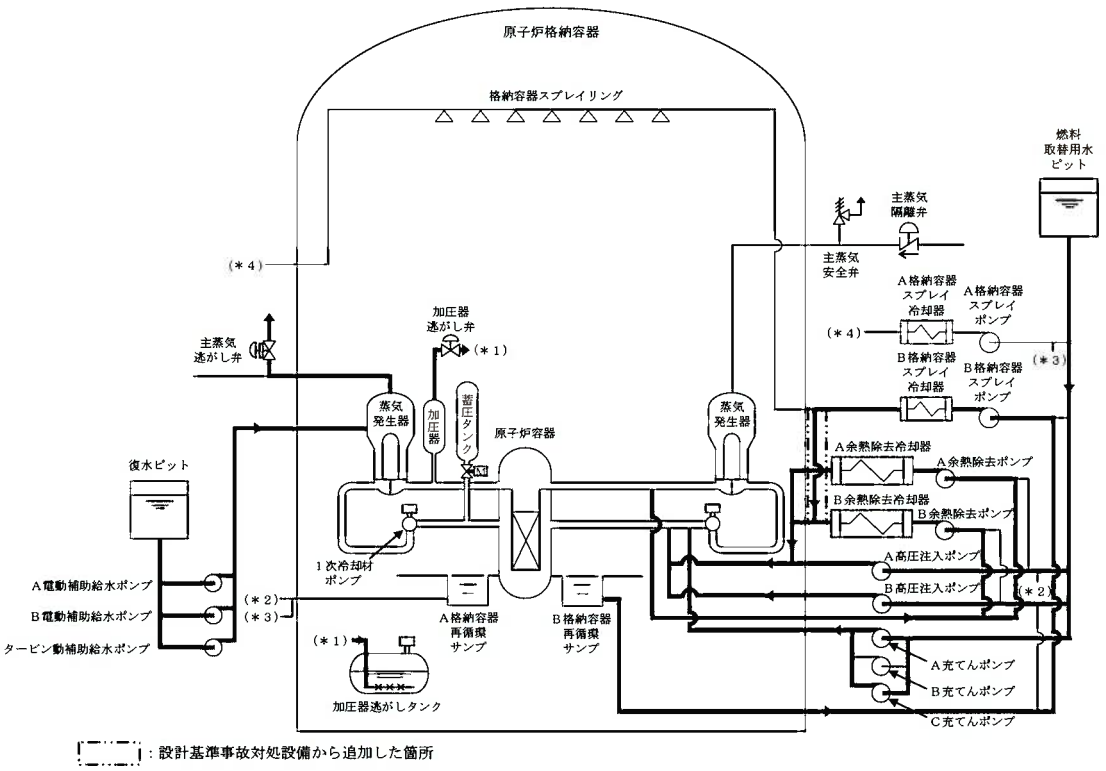
第1.15-37図 「ECCS再循環機能喪失」の対応手順の概要
（「大破断LOCA時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故」の事象進展）



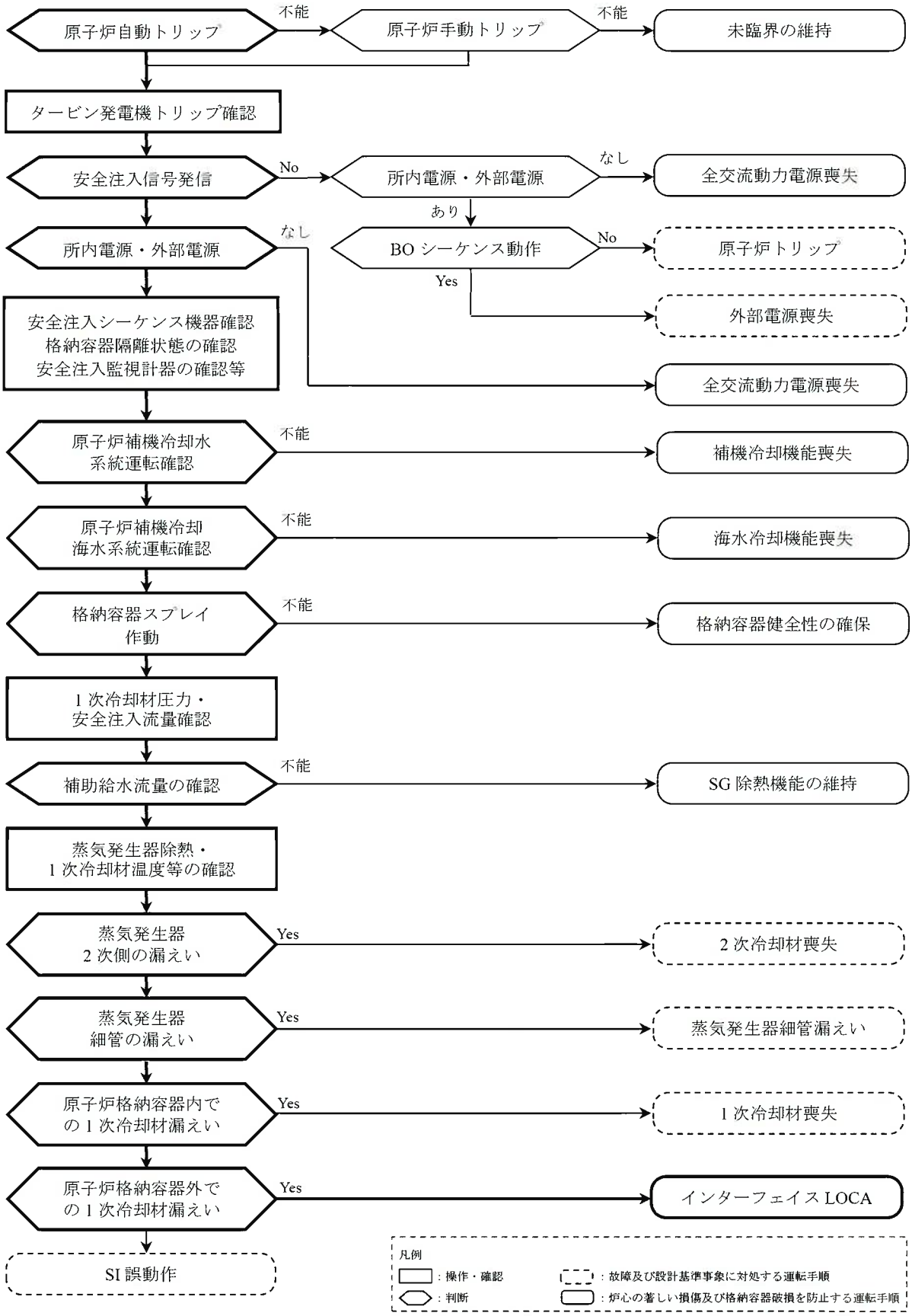
第1.15-38図 「ECCS再循環機能喪失」の作業と所要時間（大破断LOCA時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故）



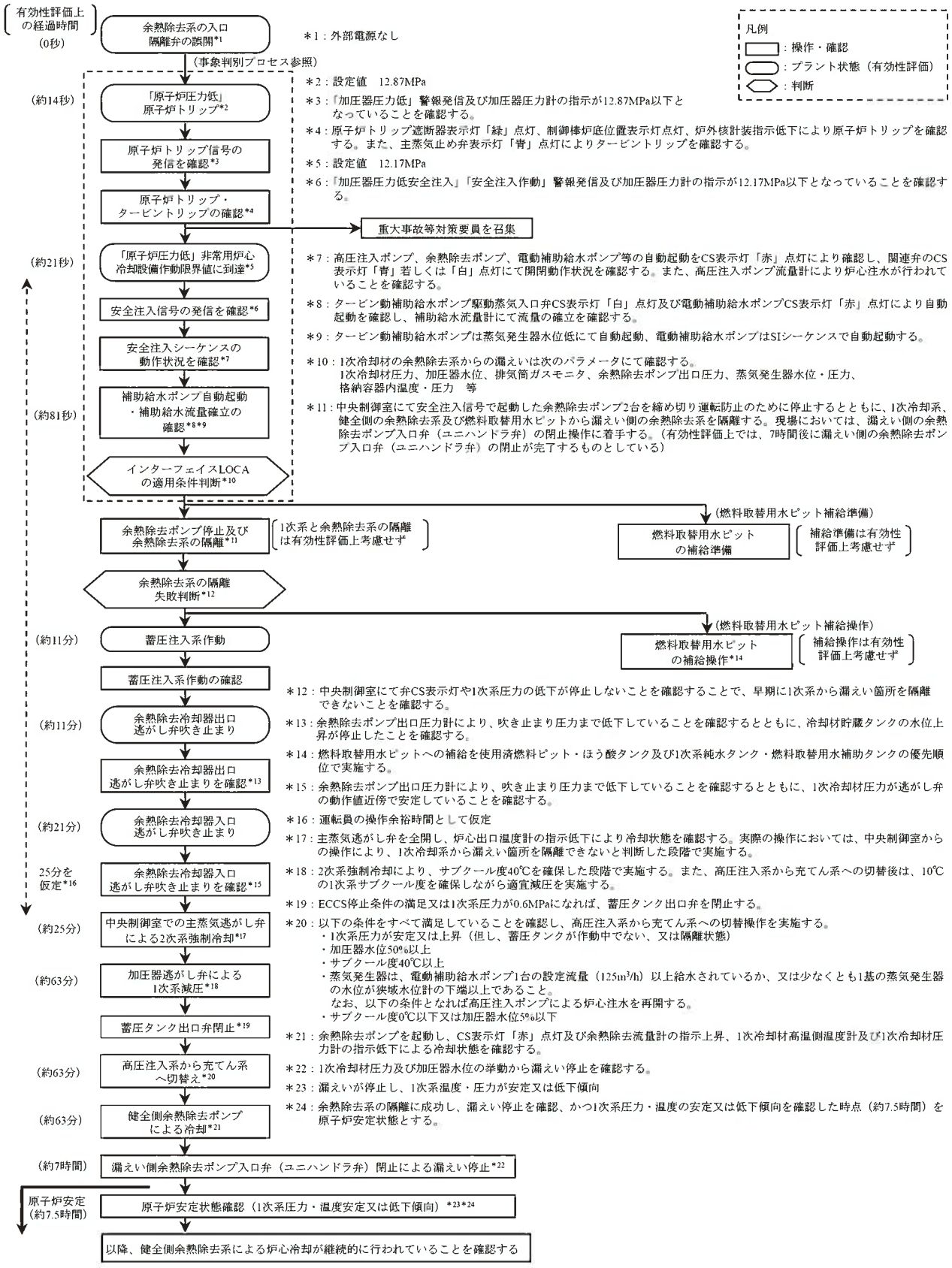
第1.15-39図 「格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）」
の重大事故等対策の概略系統図



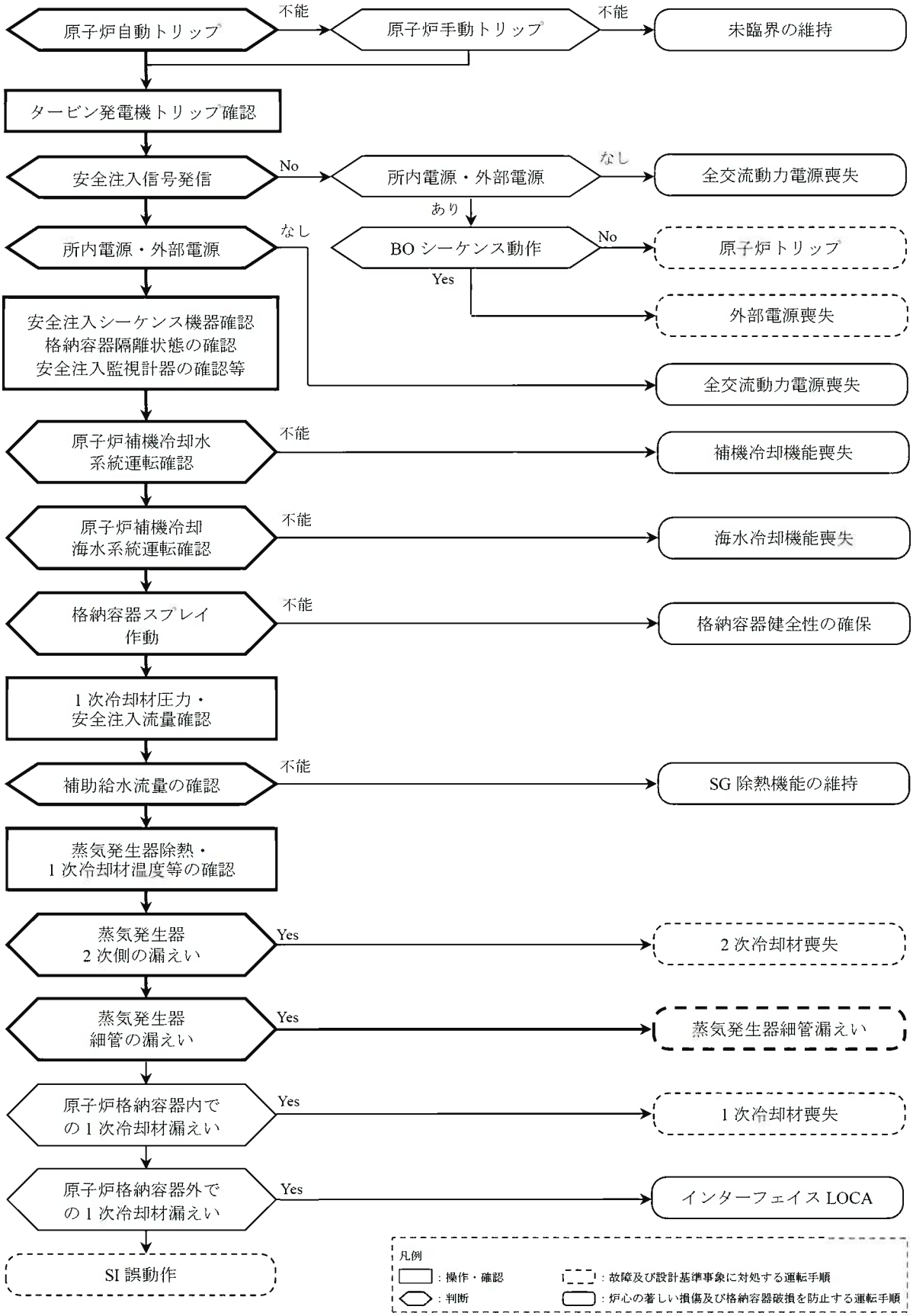
第1.15-40図 「格納容器バイパス(蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故)」の重大事故等対策の概略系統図



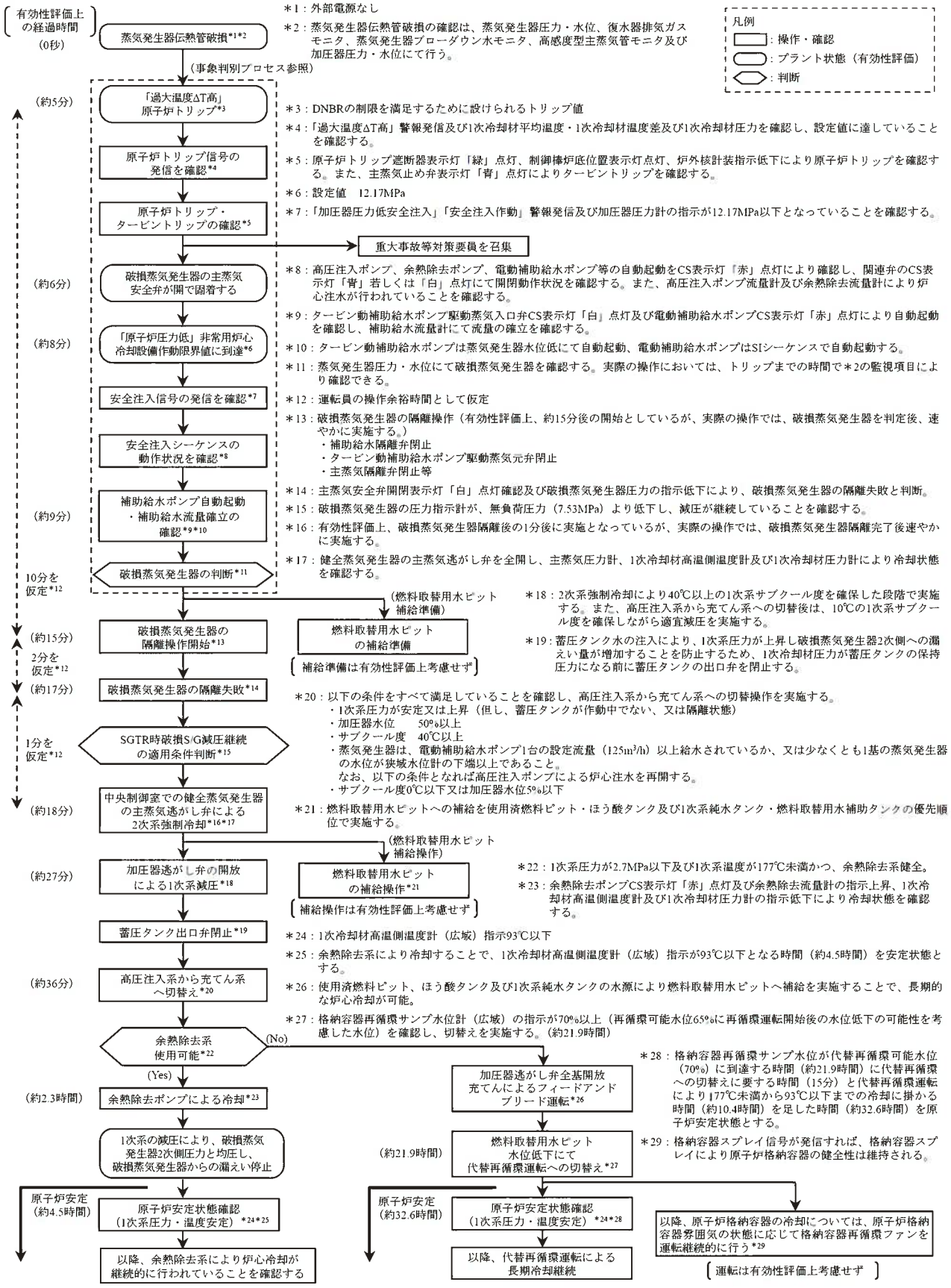
第1.15-41図「格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）」の対応手順の概要
（事象判別プロセス）



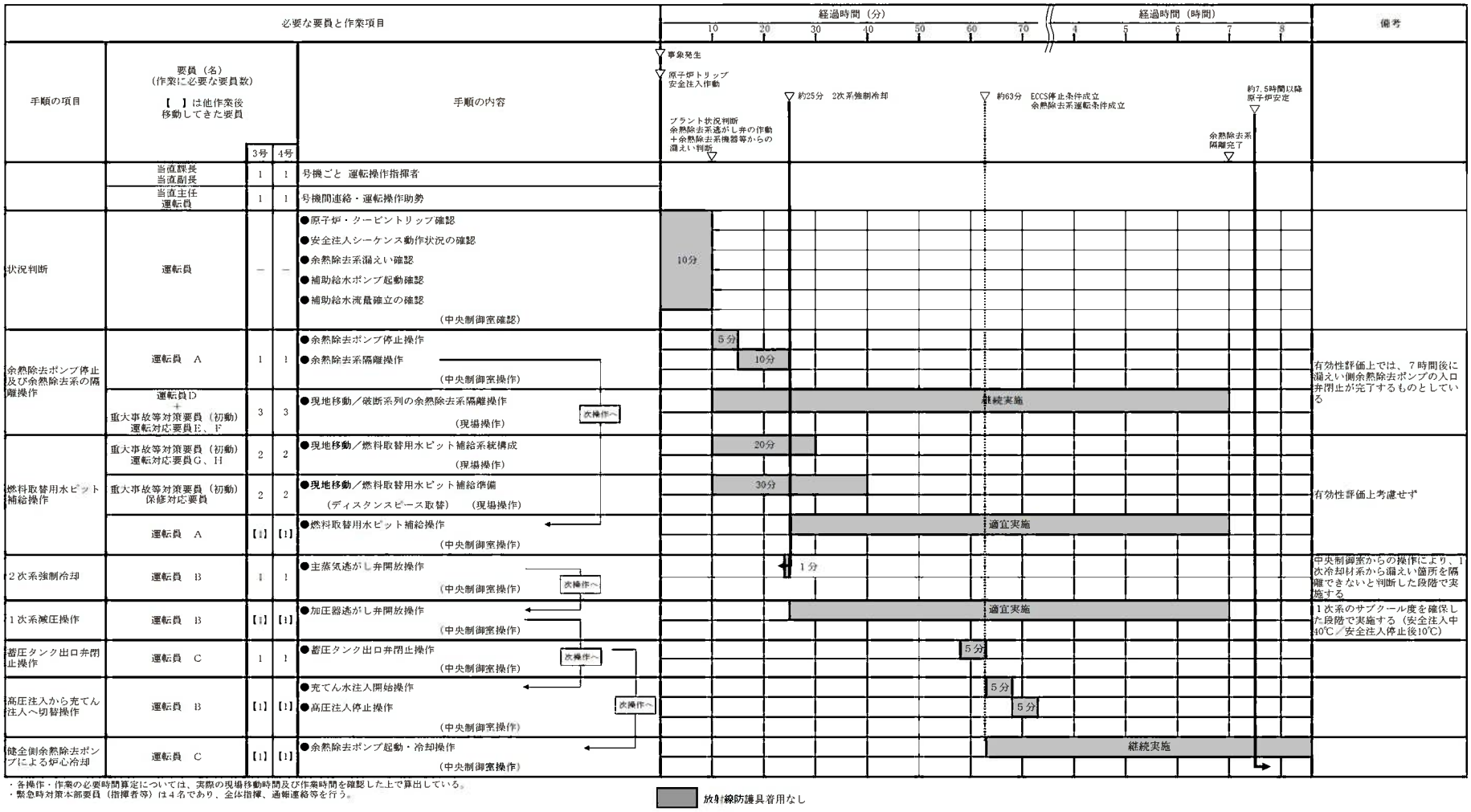
第1.15-42図「格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）」の対応手順の概要
（「インターフェイスシステムLOCA」の事象進展）



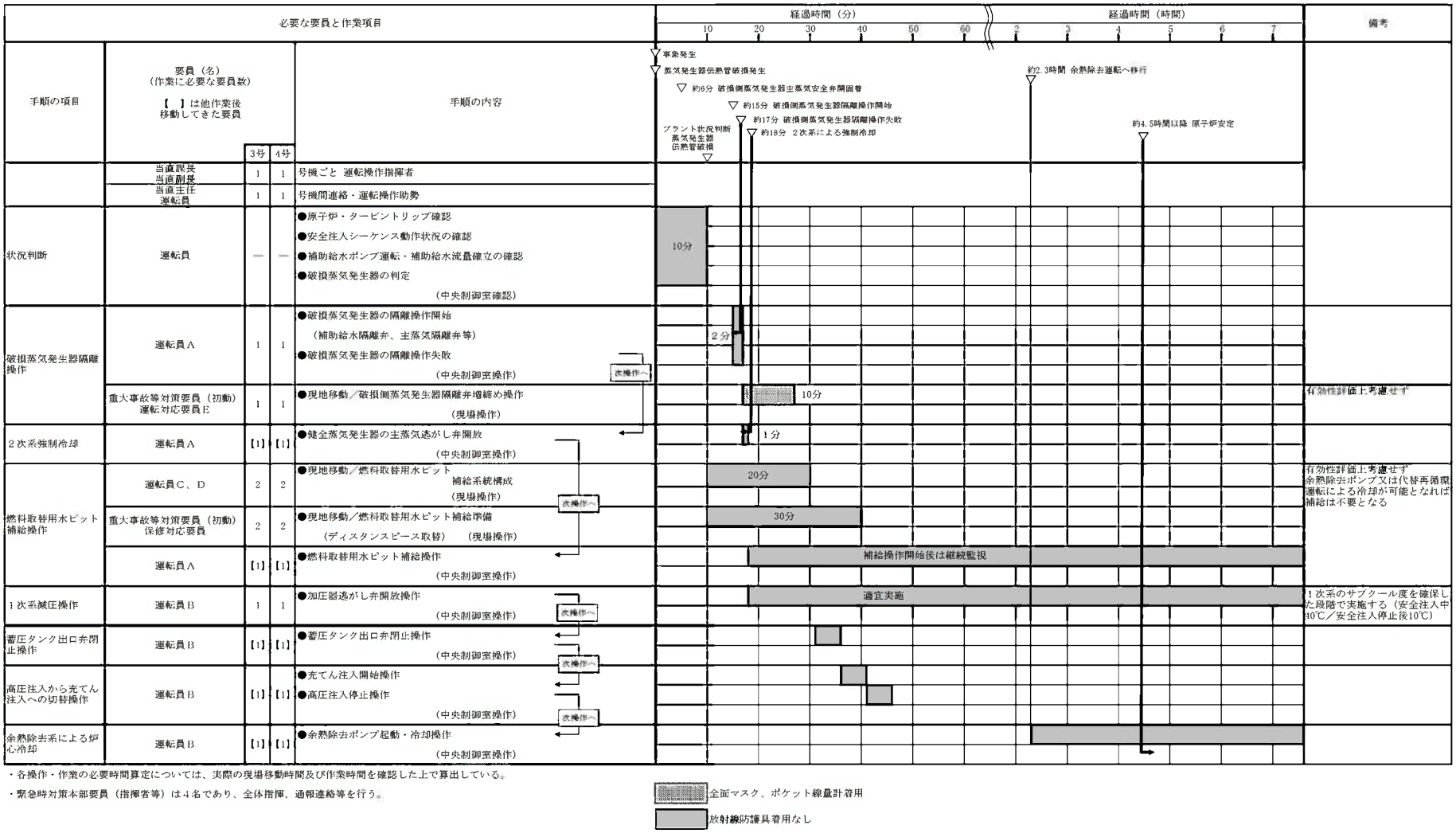
第1.15-43図「格納容器バイパス(蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故)」の対応手順の概要(事象判別プロセス)



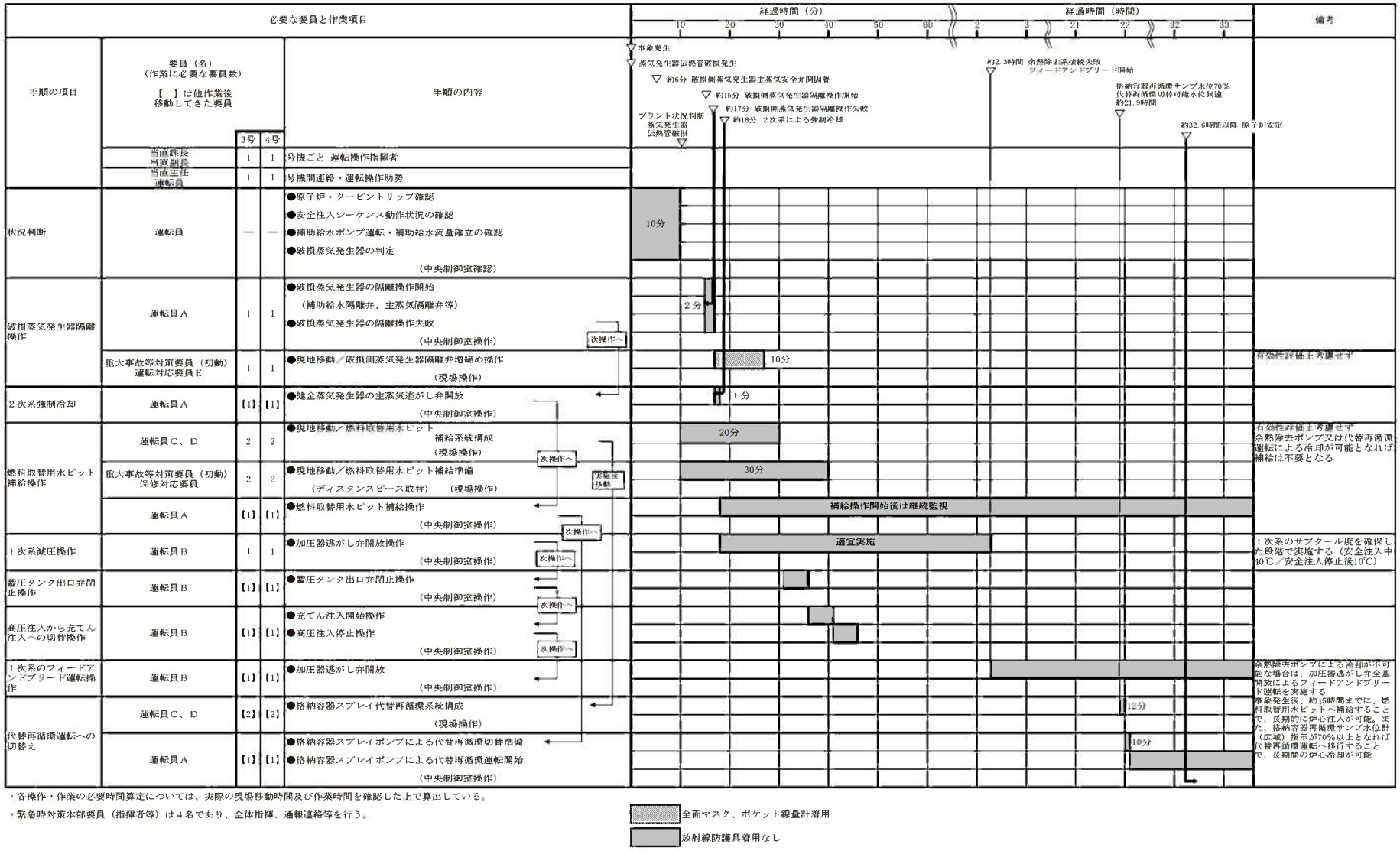
第1.15-44図「格納容器バイパス(蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故)」の対応手順の概要
(「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」の事象進展)



第1.15-45図 「格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）」の作業と所要時間
（インターフェイスシステムLOCA）



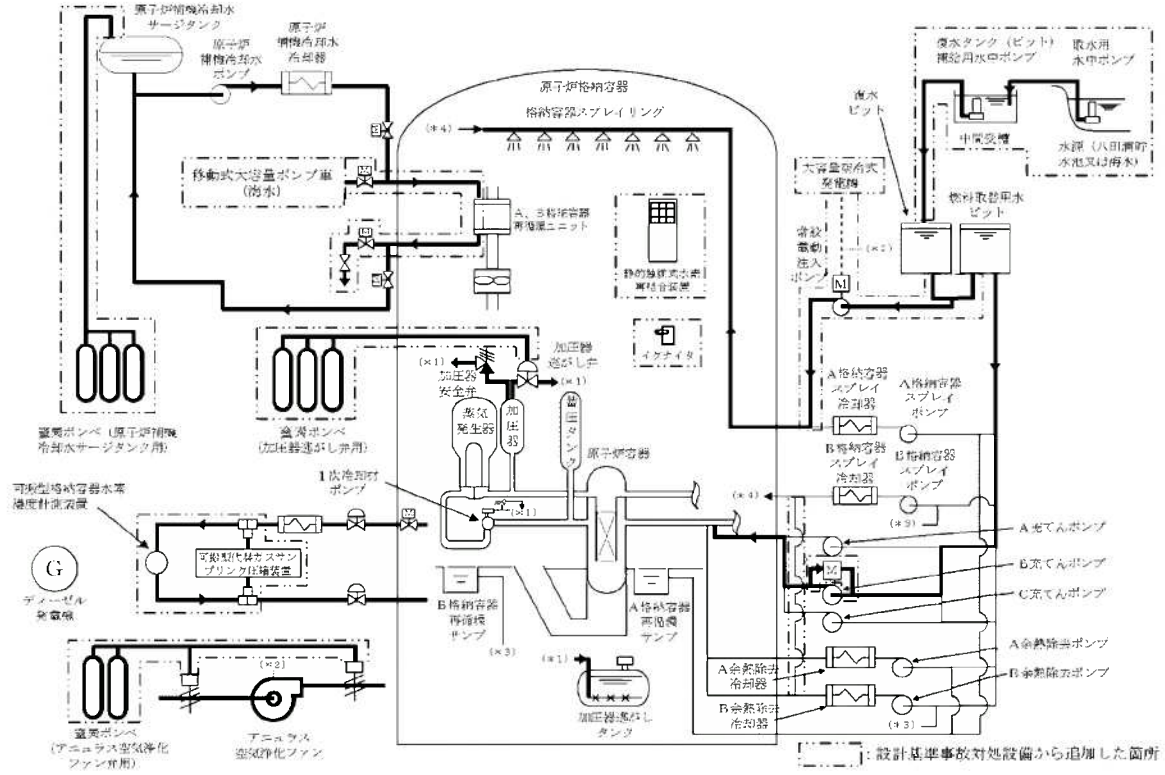
第1.15-46図 「格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故）」の作業と所要時間
（蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故（余熱除去系により冷却する場合））



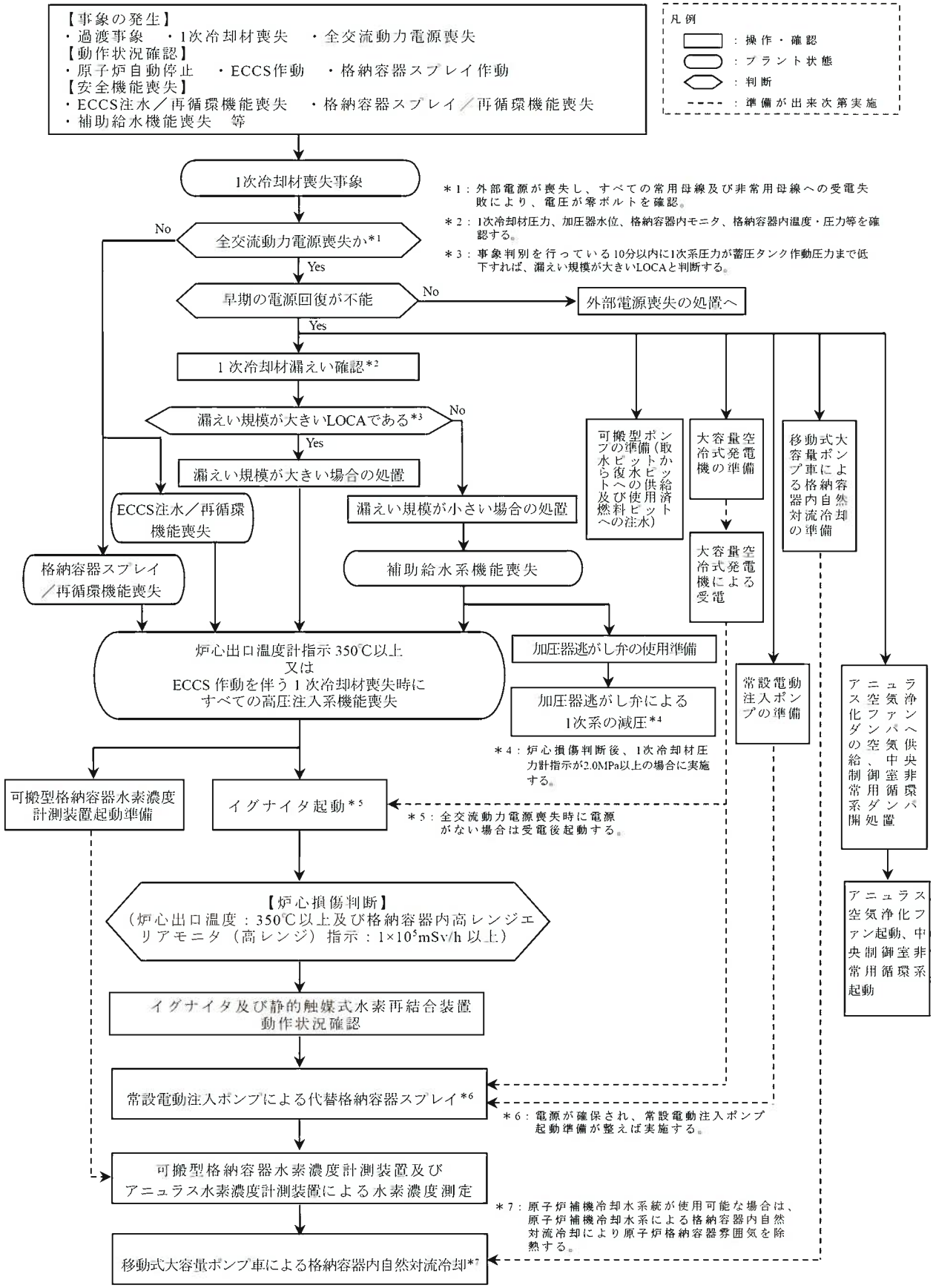
・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間及び作業時間を確認した上で算出している。

・緊急時対策本部要員（指揮者等）は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う。

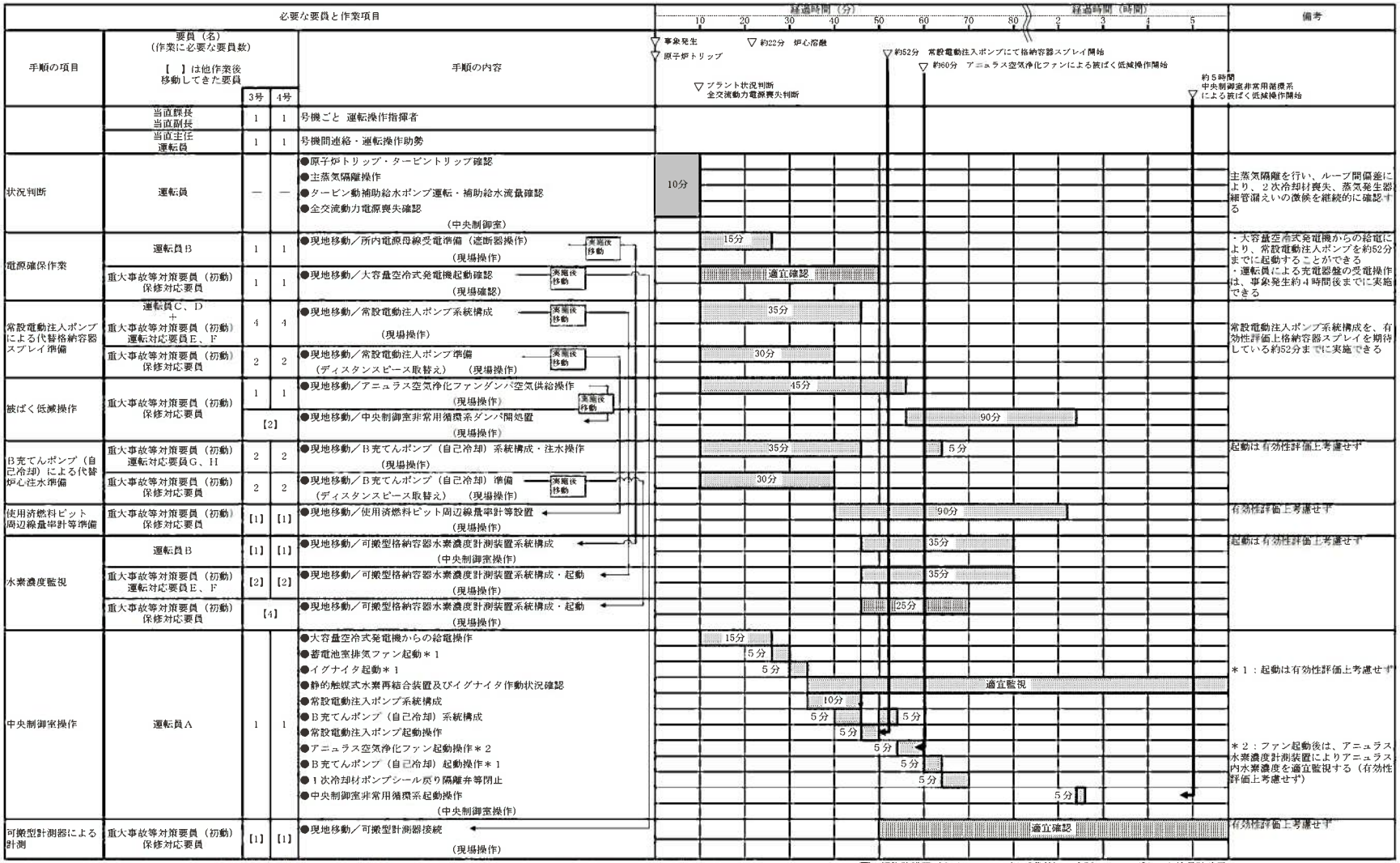
第1.15-47図 「格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故）」の作業と所要時間
（蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故（余熱除去系の接続に失敗する場合））



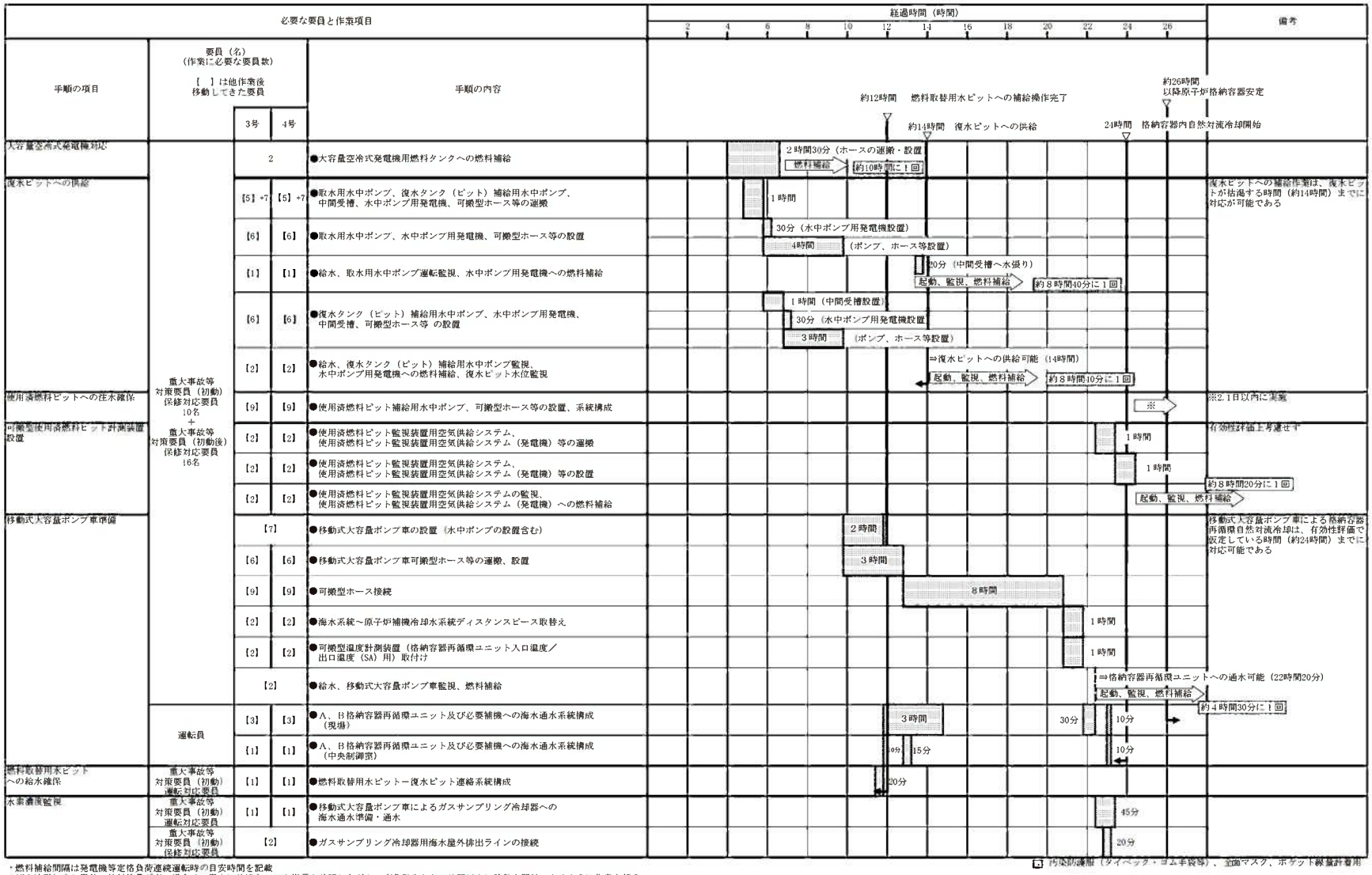
第1.15-48図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」の
重大事故等対策の概略系統図



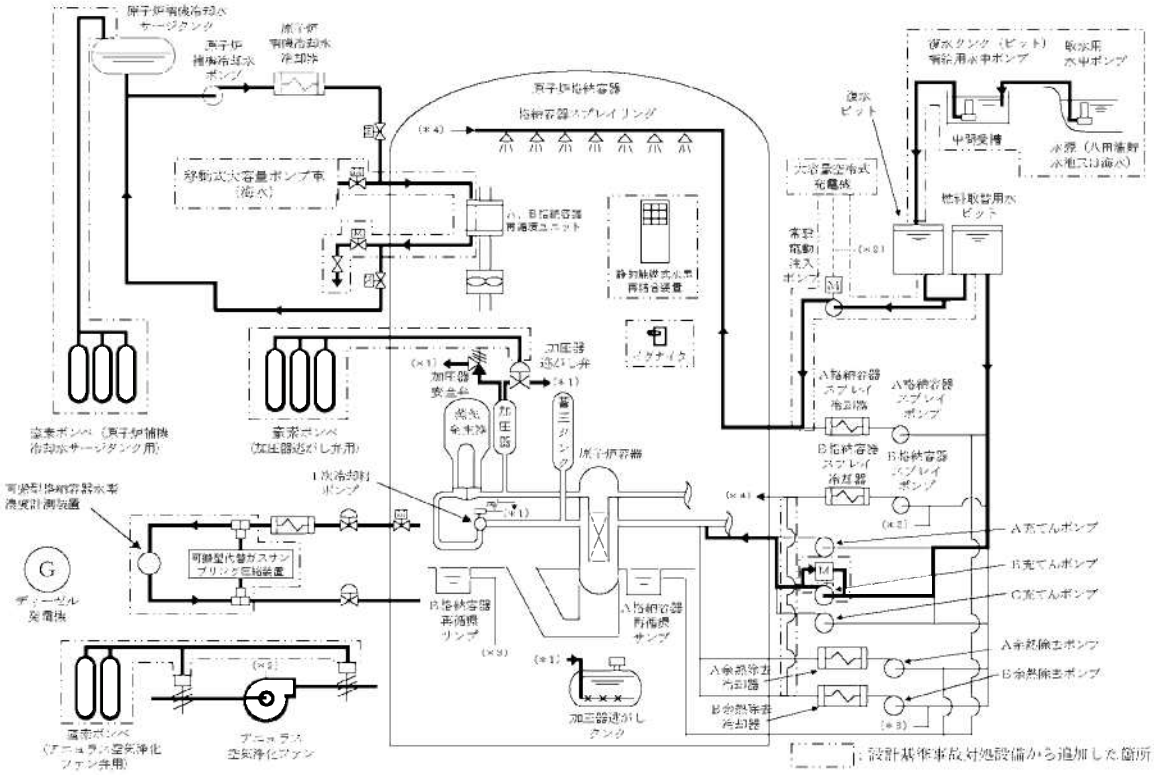
第1.15-49図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の対応手順の概要（格納容器破損モード）



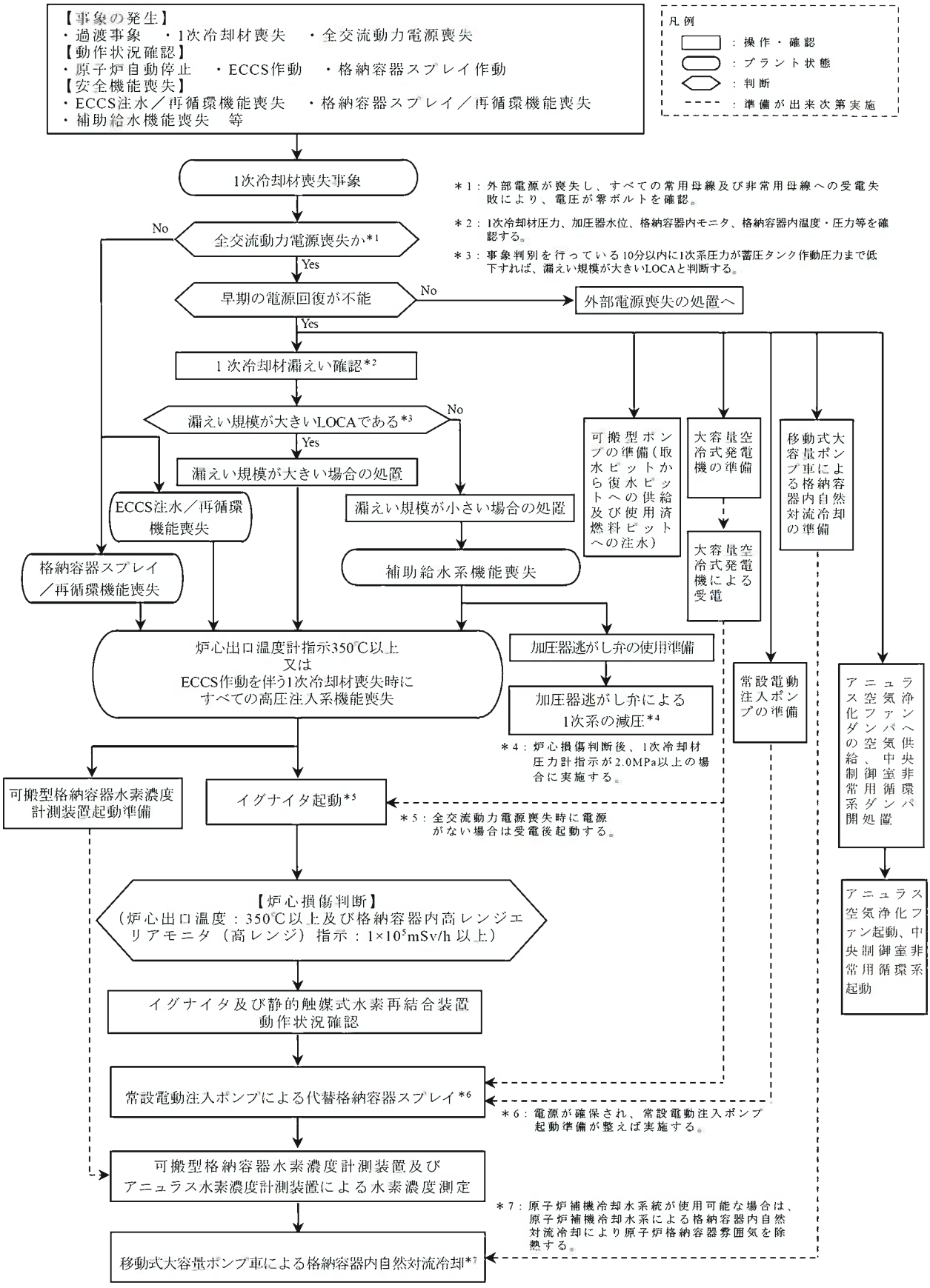
第1.15-50図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の作業と所要時間（1/2）
（大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）



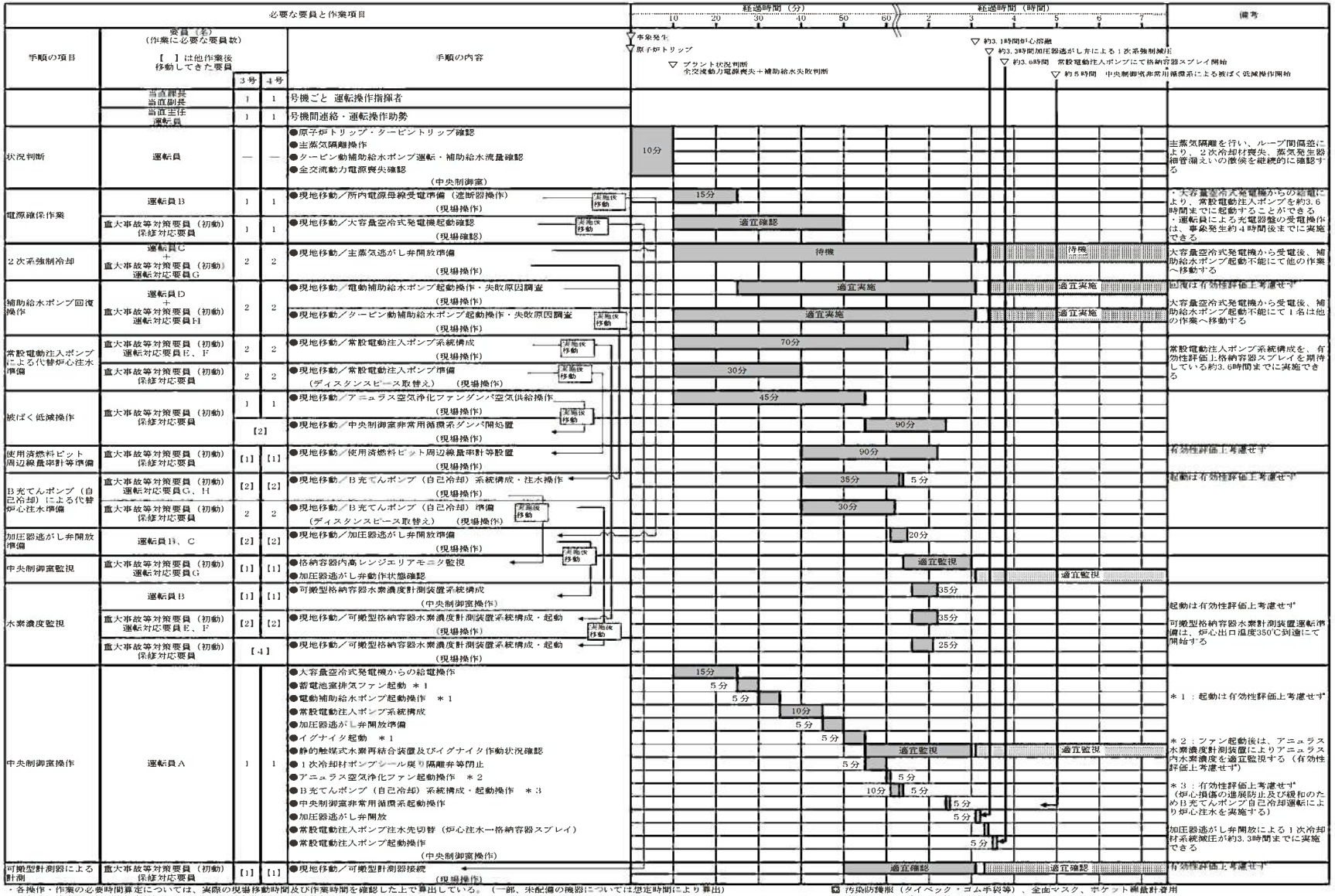
第1.15-50図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の作業と所要時間（2/2）
（大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）



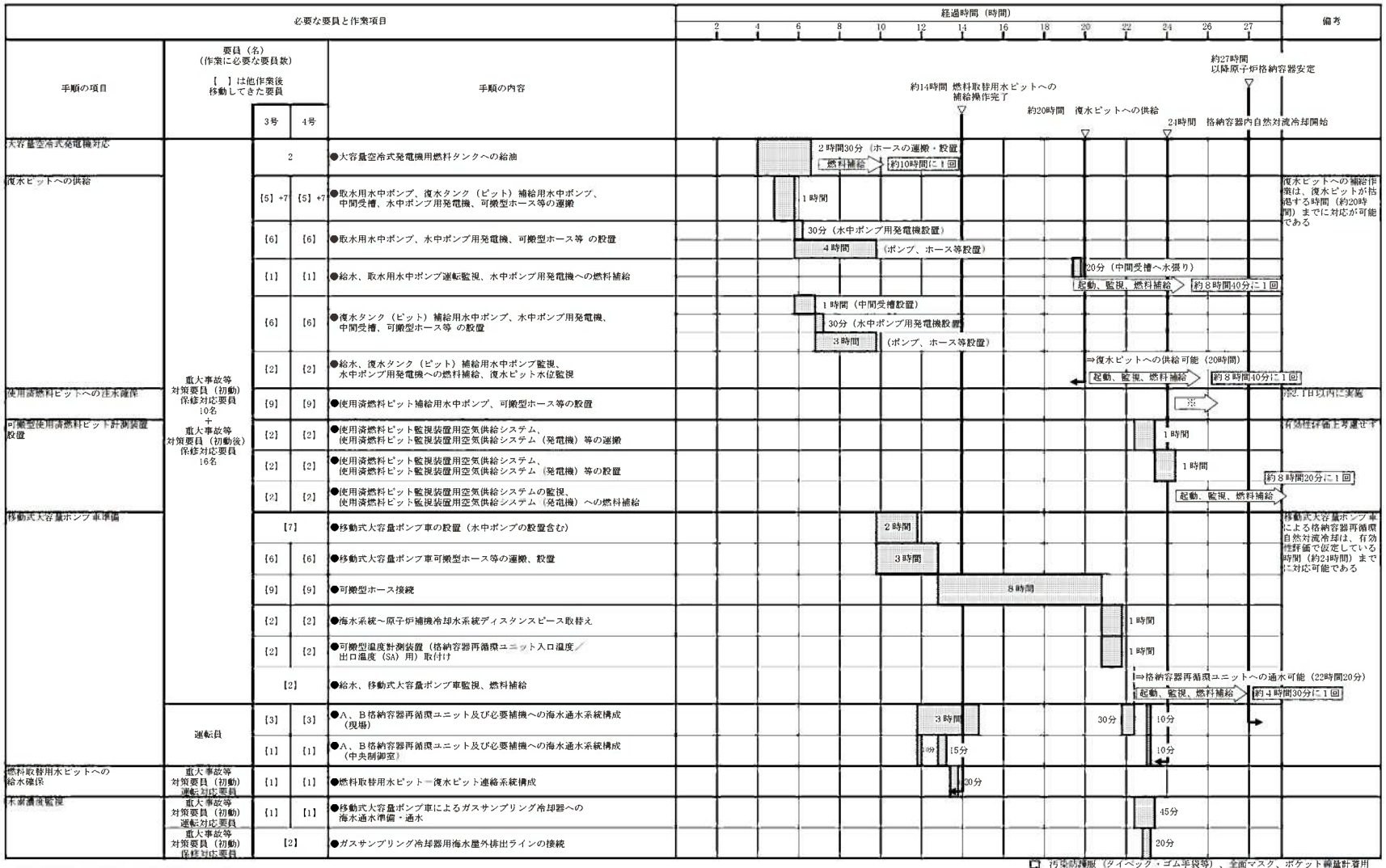
第1.15-51図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の
重大事故等対策の概略系統図



第1.15-52図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の対応手順の概要
（格納容器破損モード）

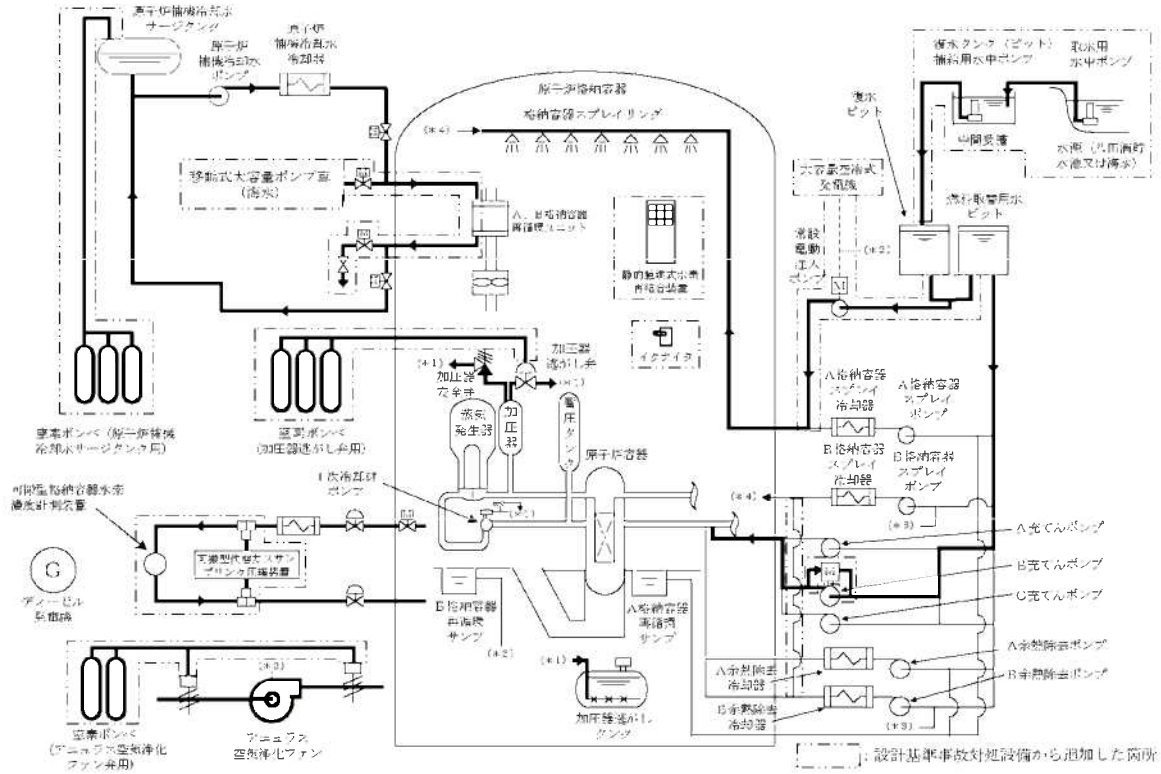


第1.15-53図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の作業と所要時間（1/2）
（外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）

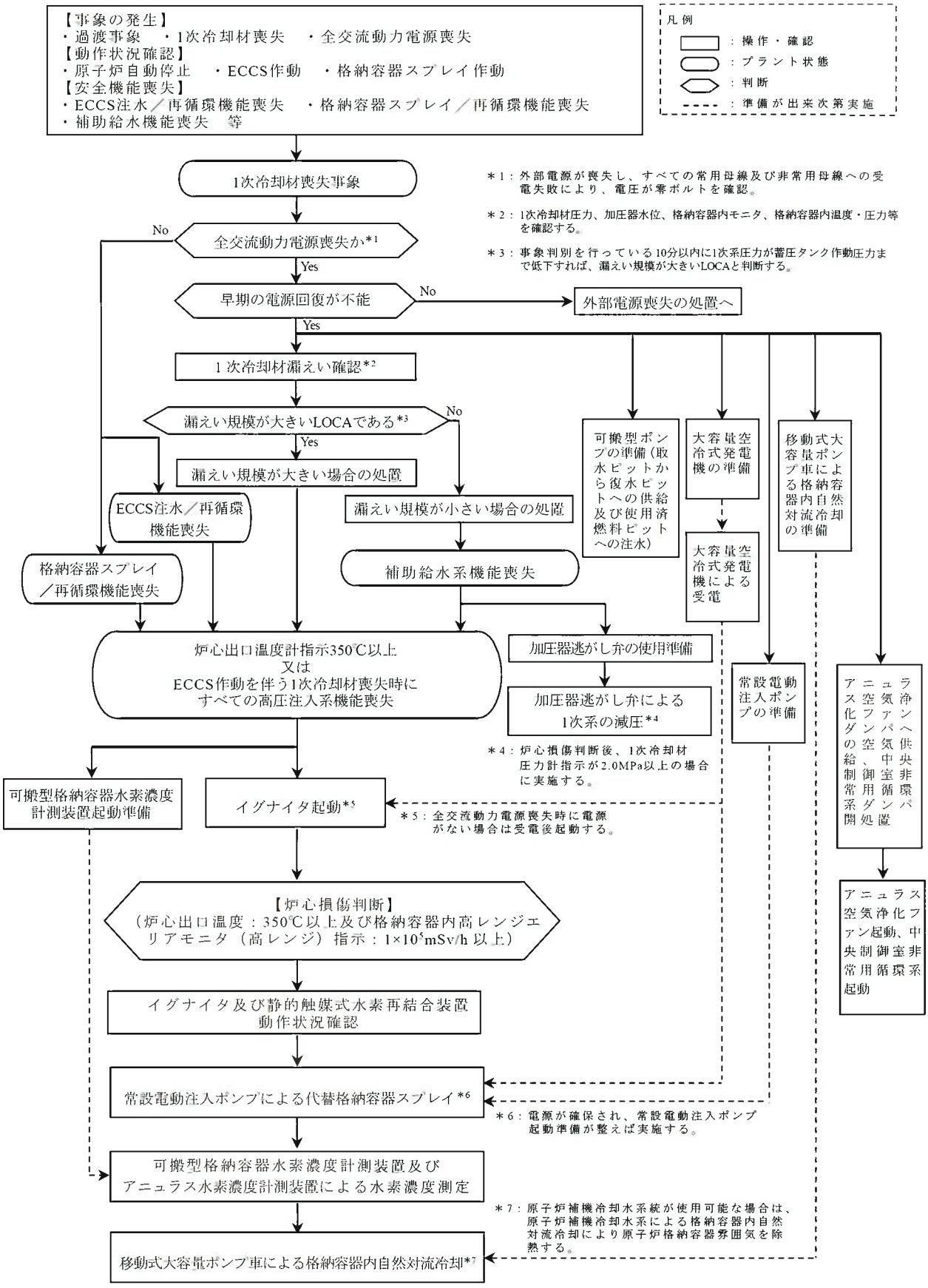


・燃料補給間隔は発電機等定格負荷連続運転時の目安時間を記載
・炉心溶融により屋外の放射線量が高い場合は、屋内に待機しモニタ指示を確認しながら、事象発生から24時間以内に除熱を開始できるように作業を行う
・上記対応の他、代替緊急時対策所の電源確保対応者：2名（重大事故等対策要員（初動後）保修対応要員のうち2名が対応）、換気設備準備対応者：6名（重大事故等対策要員（初動後）保修対応要員のうち6名が対応）

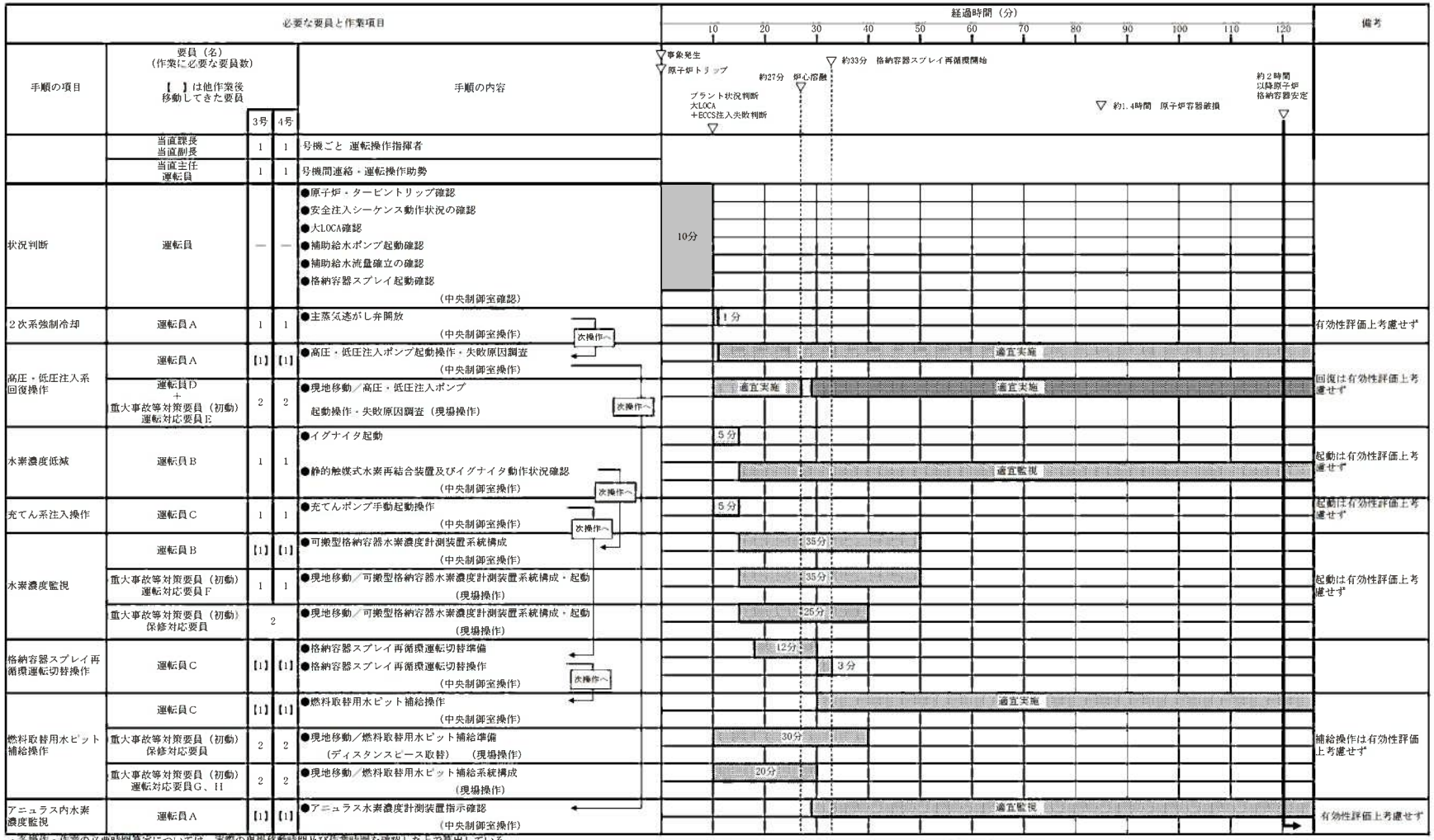
第1.15-53図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の作業と所要時間（2/2）
（外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）



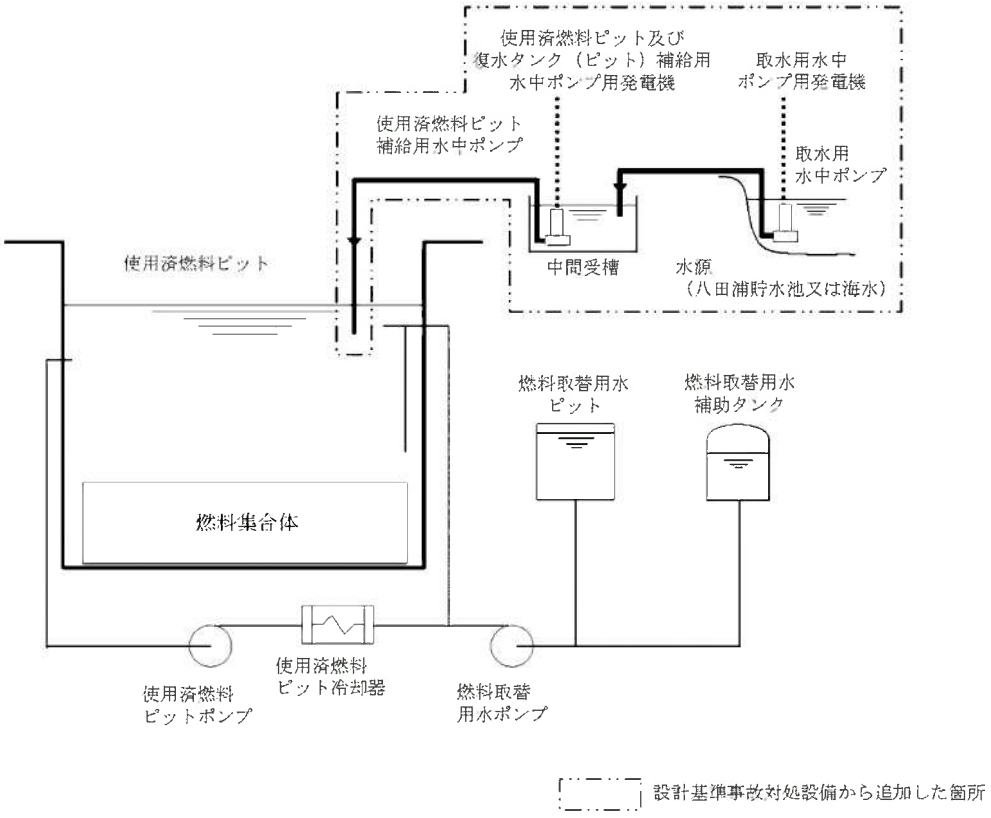
第1.15-54図 「水素燃焼」の重大事故等対策の概略系統図



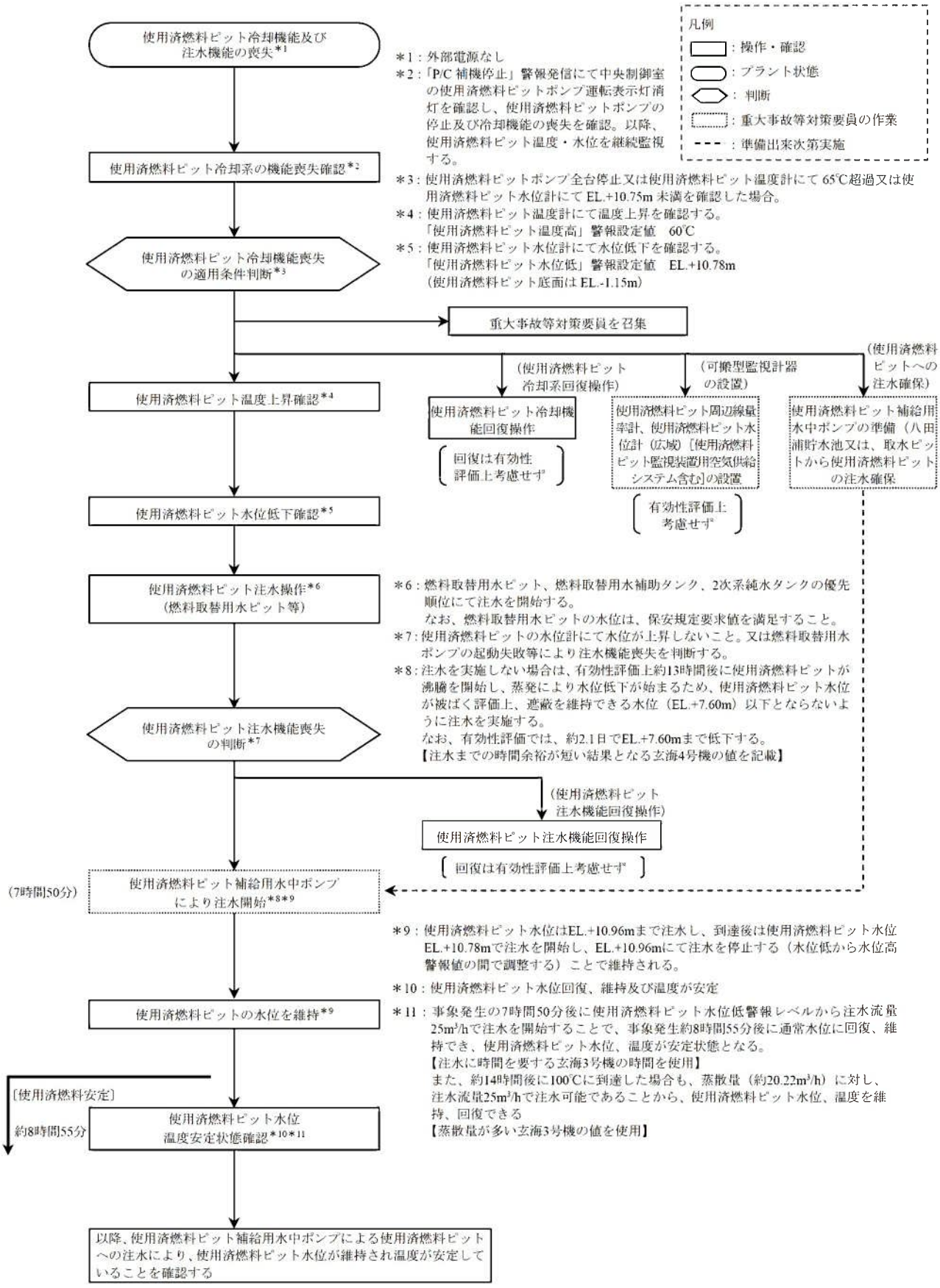
第1.15-55図　「水素燃焼」の対応手順の概要（格納容器破損モード）



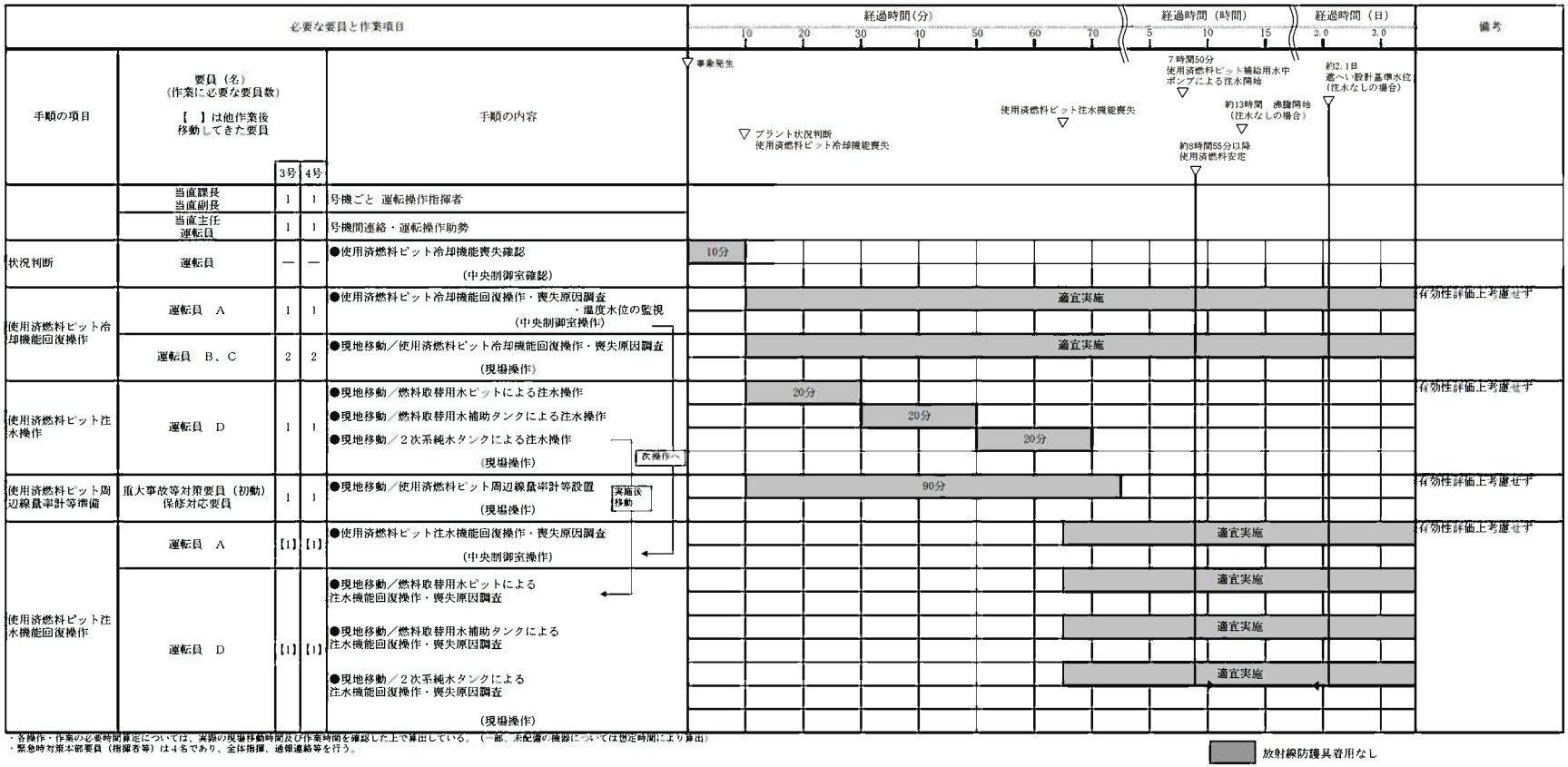
第1.15-56図 「水素燃焼」の作業と所要時間（大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故）



第1.15-57図 「想定事故1」の重大事故等対策の概略系統図

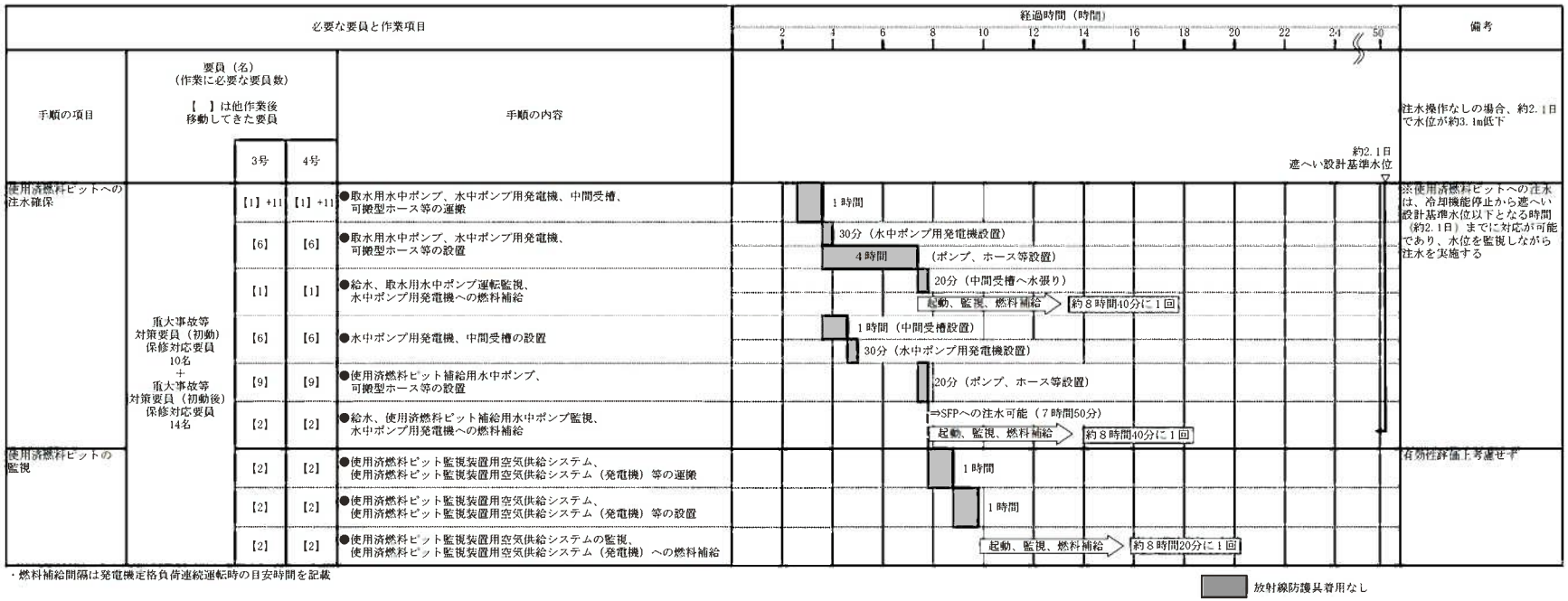


第1.15-58図 「想定事故1」の対応手順の概要
（「使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故」の事象進展）



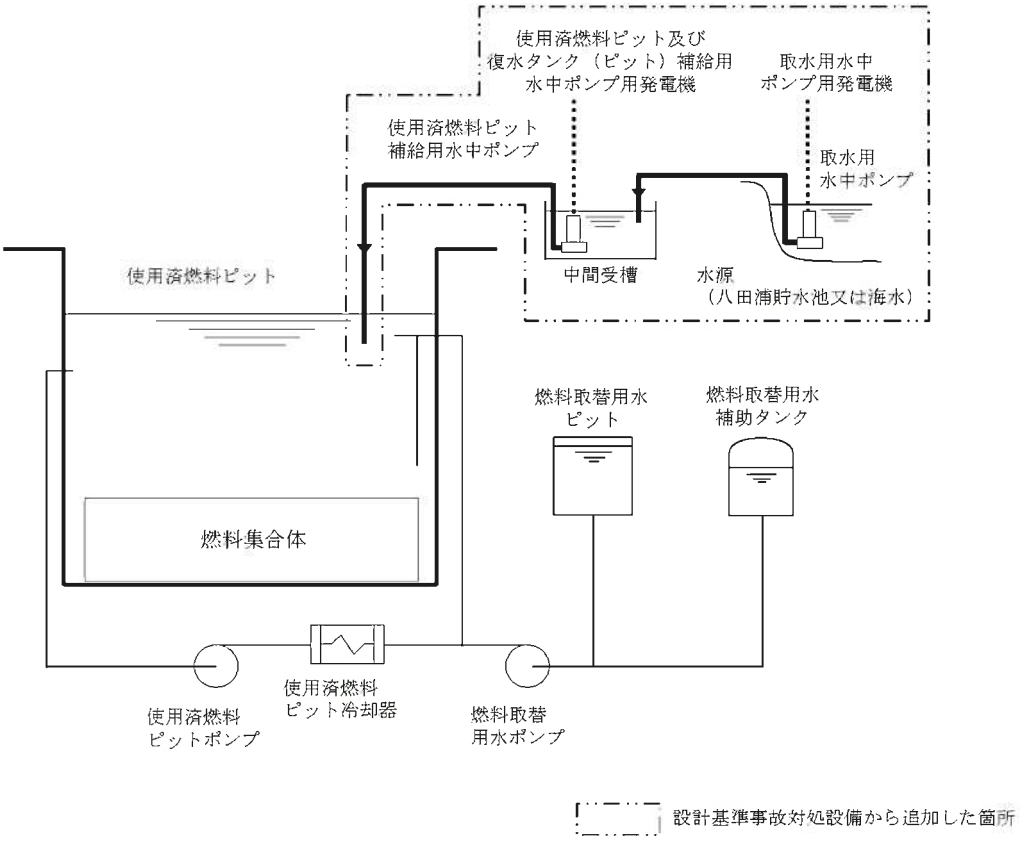
第1.15-59図 「想定事故1」の作業と所要時間（1/2）

（使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故）

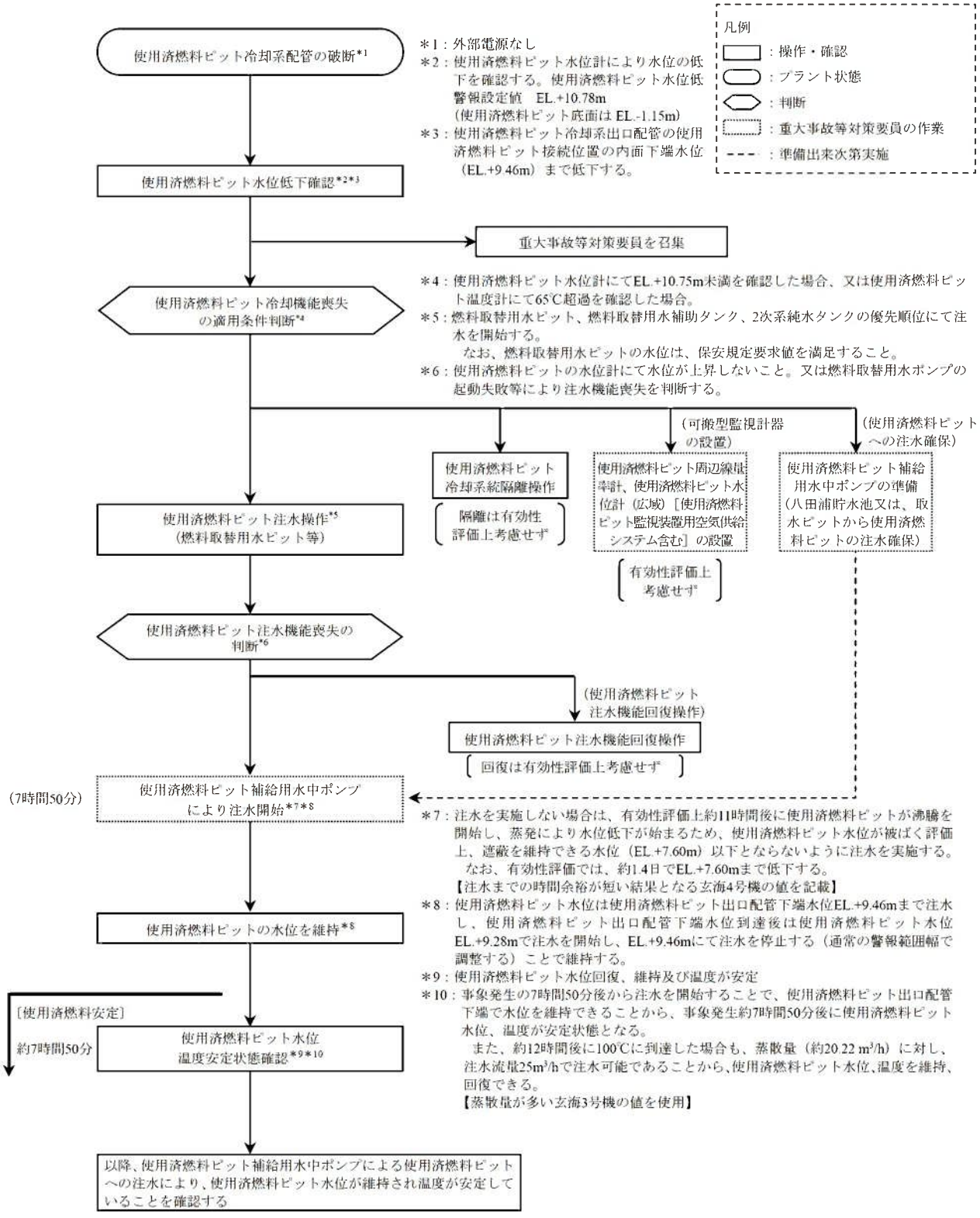


第1.15-59図 「想定事故1」の作業と所要時間（2/2）

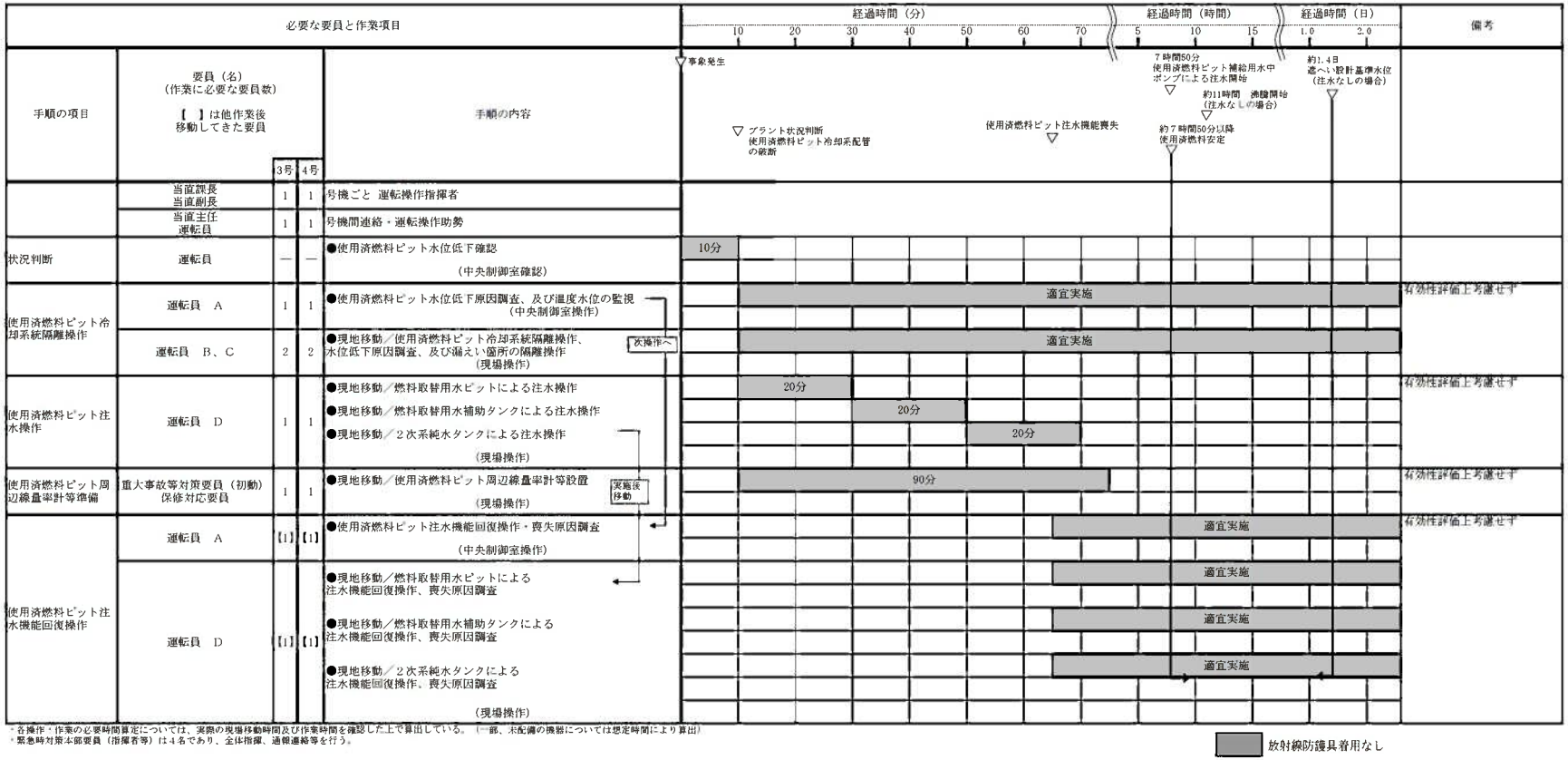
（使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故）



第1.15-60図 「想定事故2」の重大事故等対策の概略系統図

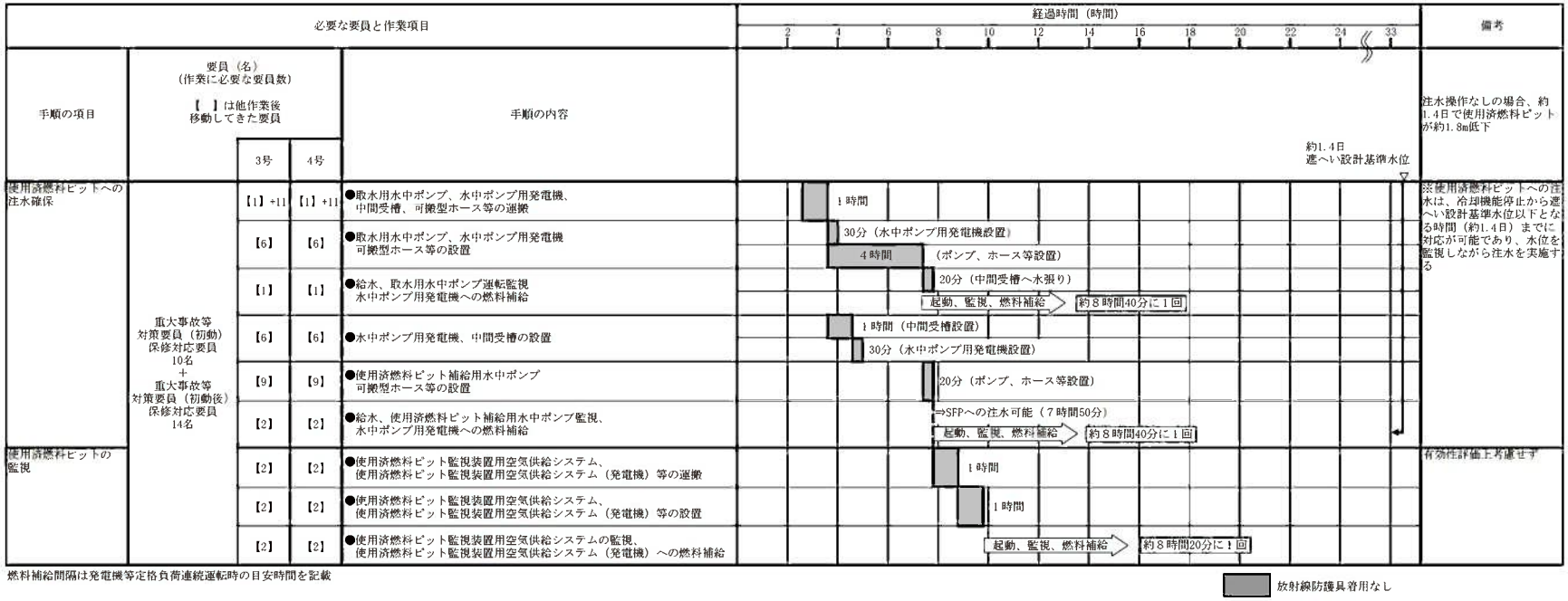


第1.15-61図　「想定事故2」の対応手順の概要
（「サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故」の事象進展）



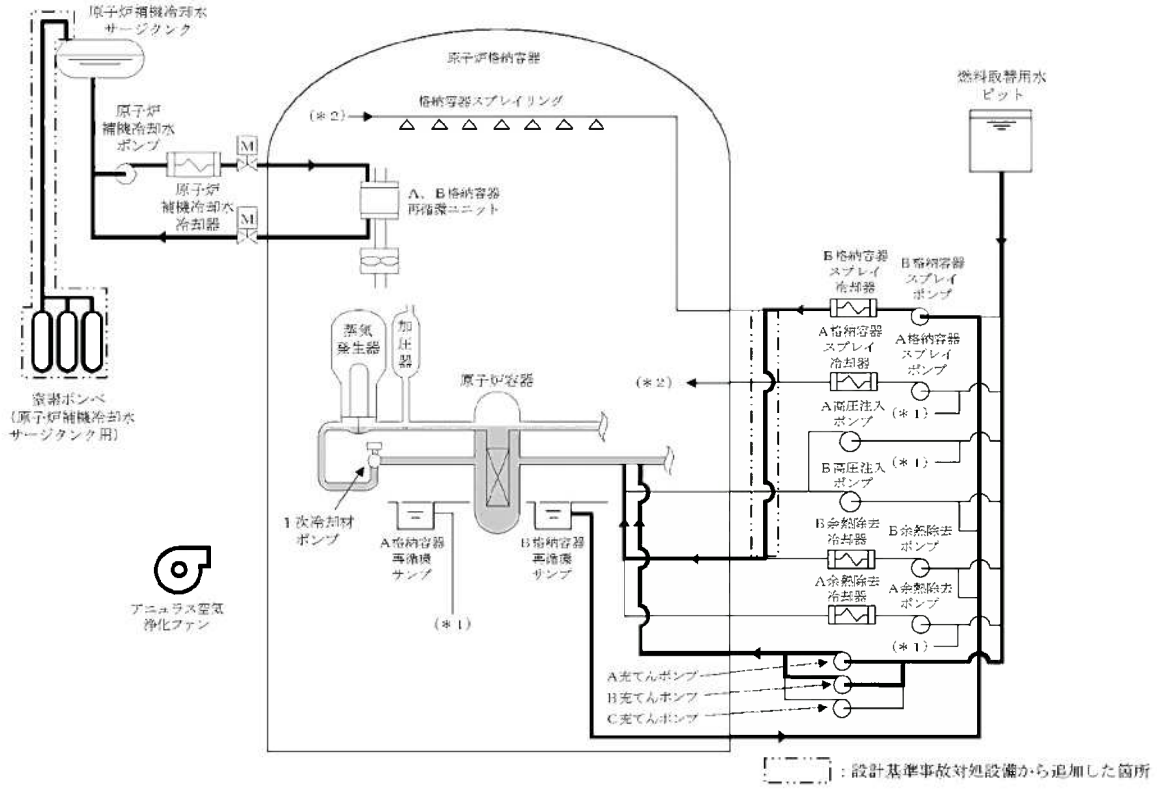
第1.15-62図 「想定事故2」の作業と所要時間（1/2）

（サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故）

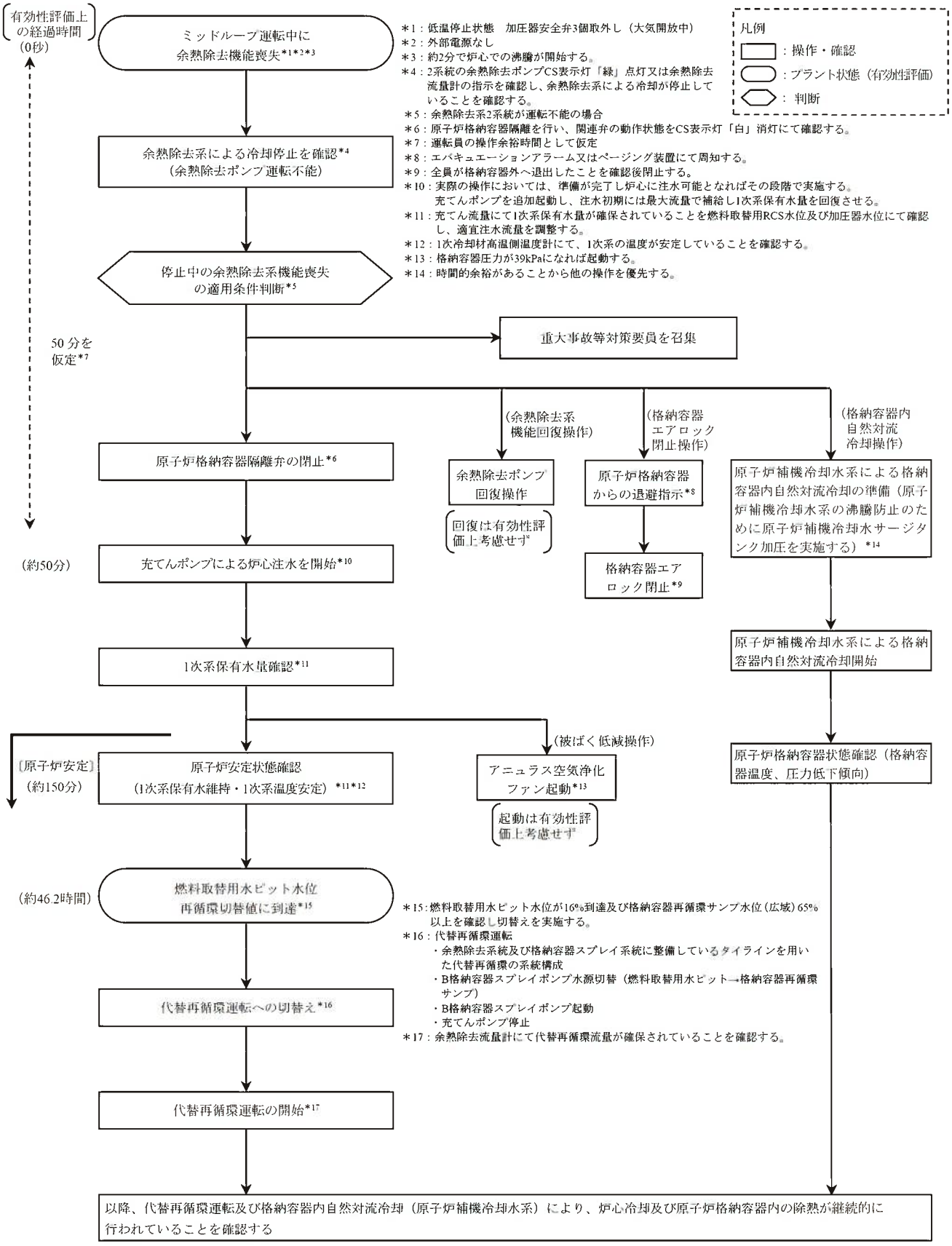


第1.15-62図 「想定事故2」の作業と所要時間（2/2）

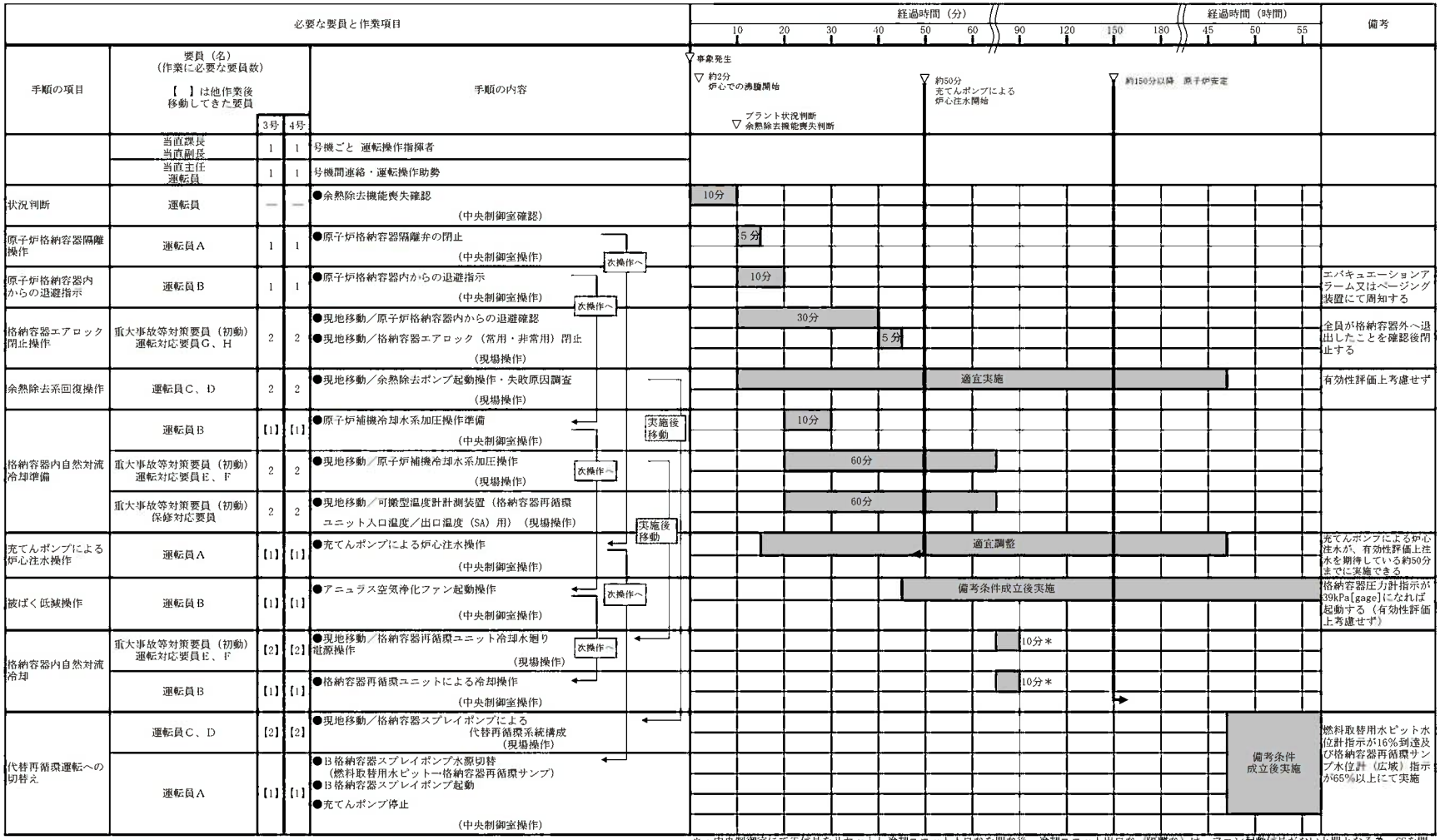
（サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故）



第1.15-63図 「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）」の重大事故等対策の概略系統図



第1.15-64図　「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）」の対応手順の概要（「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」の事象進展）



・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間及び作業時間を確認した上で算出している。

・緊急時対策本部要員（指揮者等）は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う。

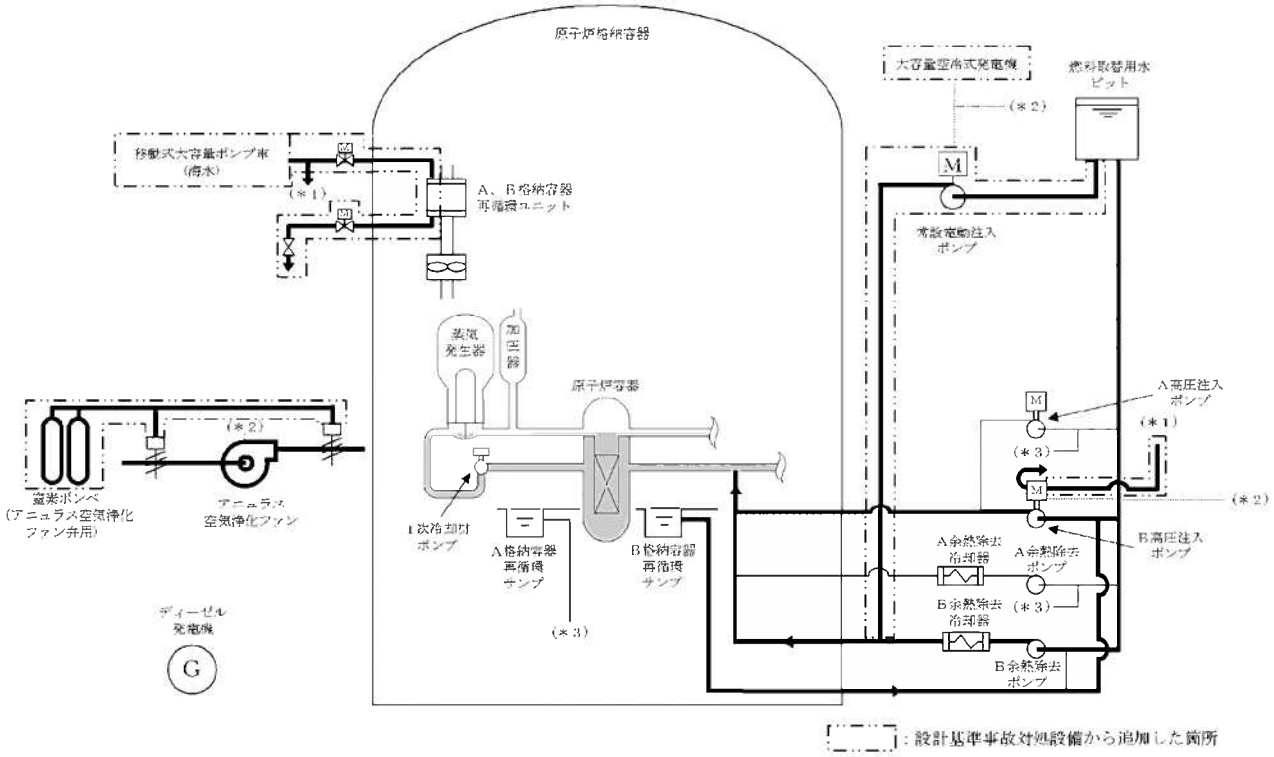
放射線防護具着用なし

＊：中央制御室にて「信号をリセットし冷却ユニット入口弁を開弁後、冷却ユニット出口弁（隔離弁）は、ファン起動信号がないと閉となる為、CSを開保持し、開状態で現場にて電源を開放する。その後、中央制御室にて格納容器再循環ファンを起動する。仮にファン起動に失敗したとしても、以下の理由により影響はない。

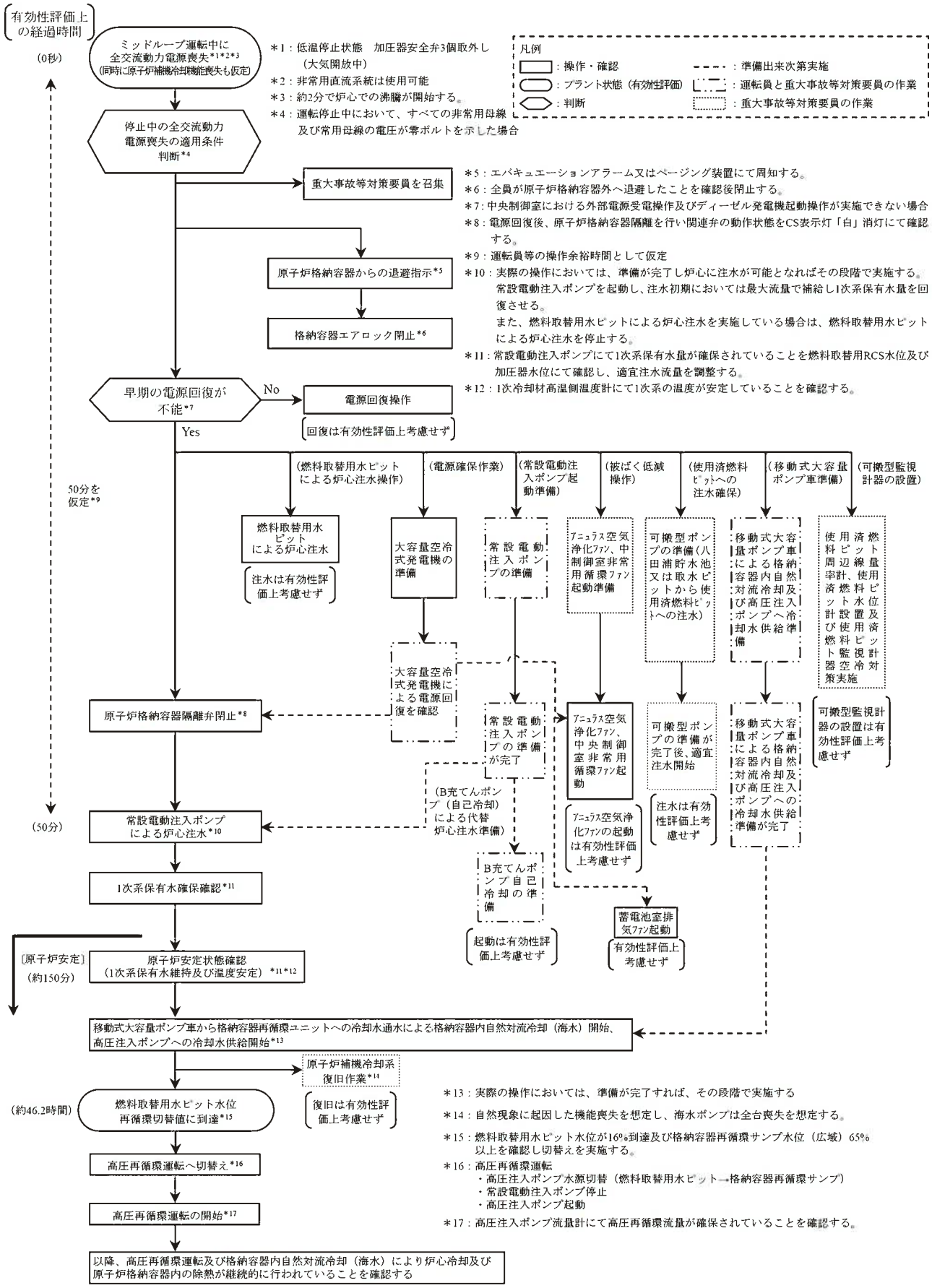
・モータ短絡等が発生したとしても、保護継電器により遮断器が開放される。

・格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却は阻害されない。（有効性評価上ファン運転は考慮せず）

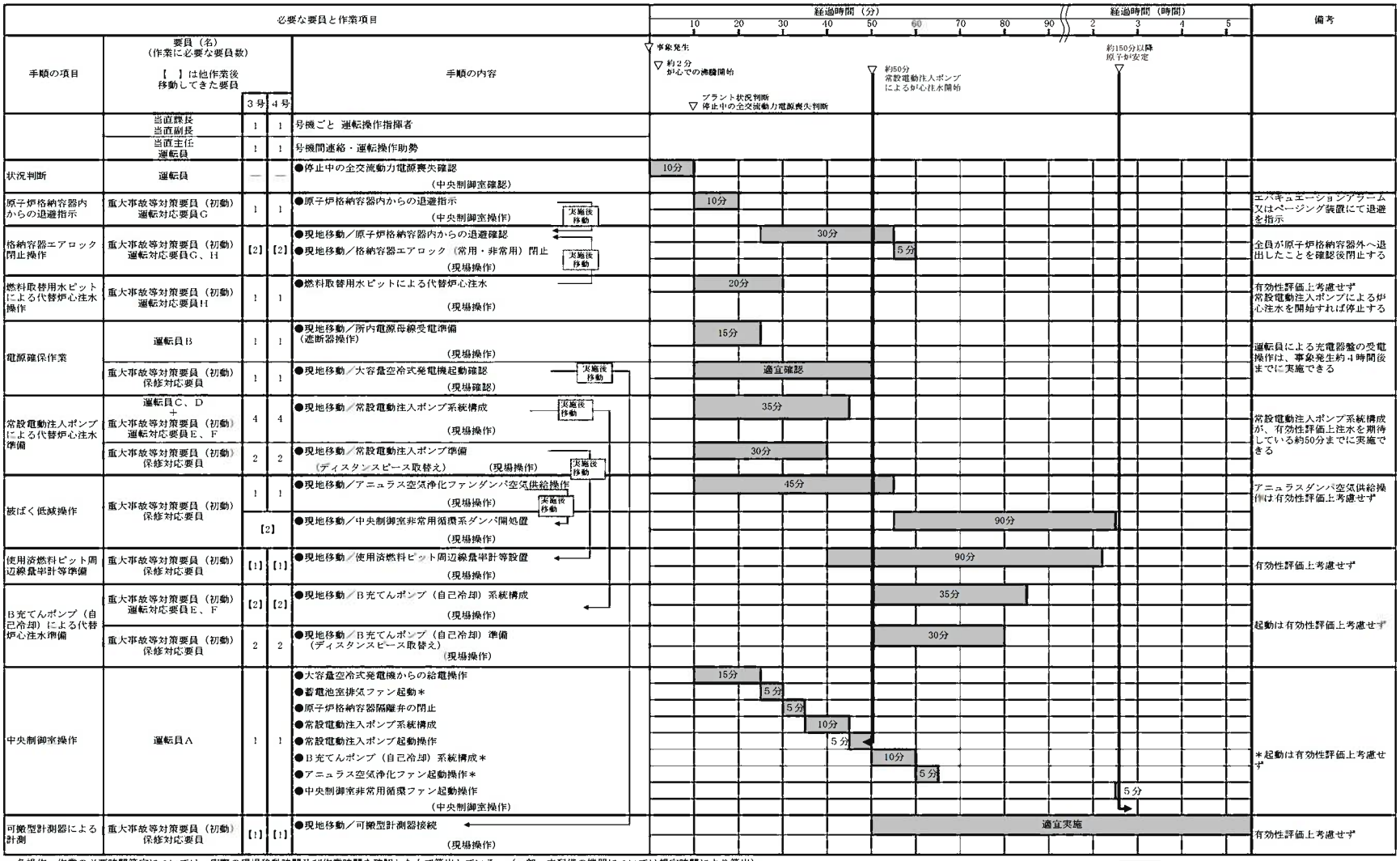
第1.15-65図 「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」の作業と所要時間
（燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故）



第1.15-66図 「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策の概略系統図

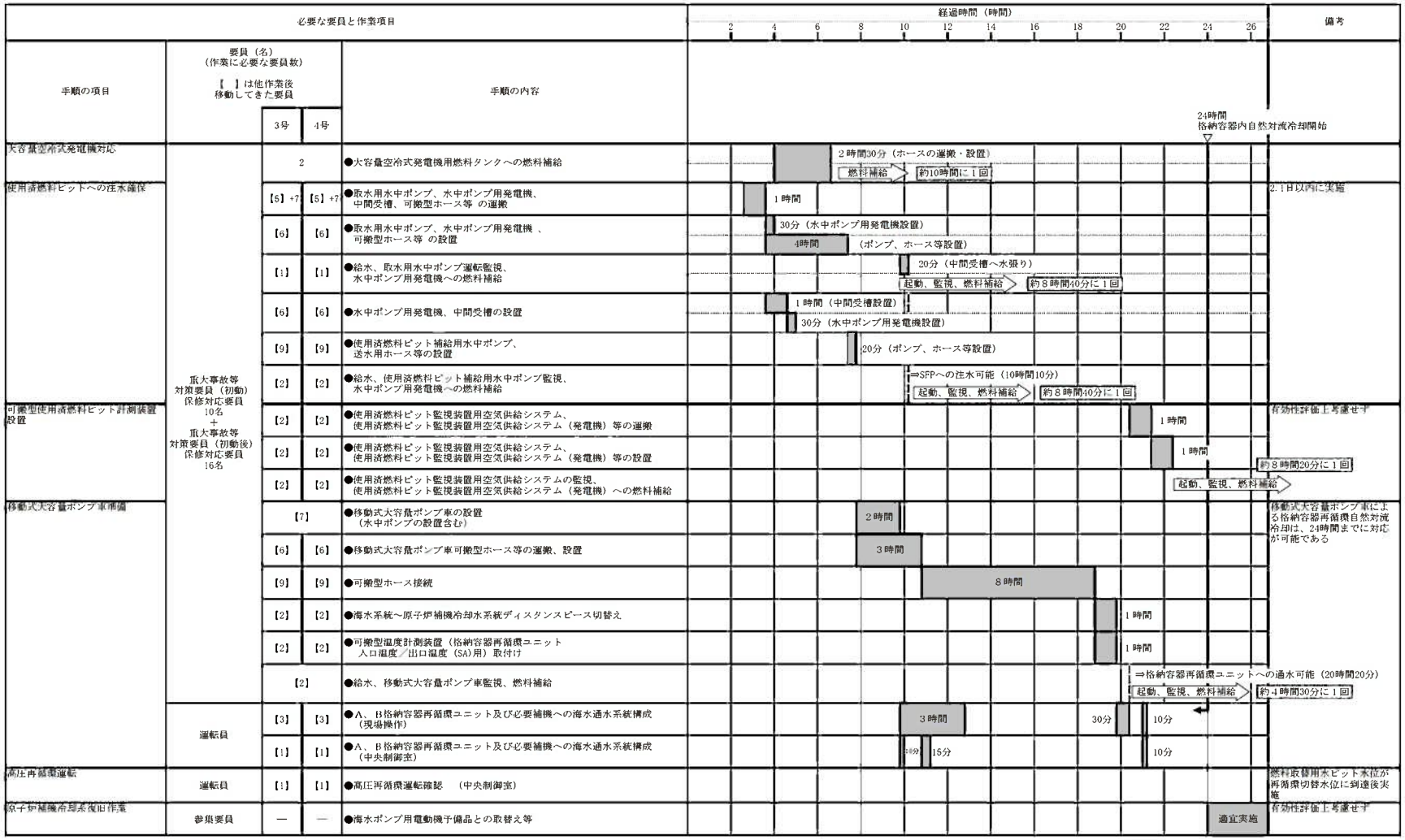


第1.15-67図 「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要(「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」の事象進展)



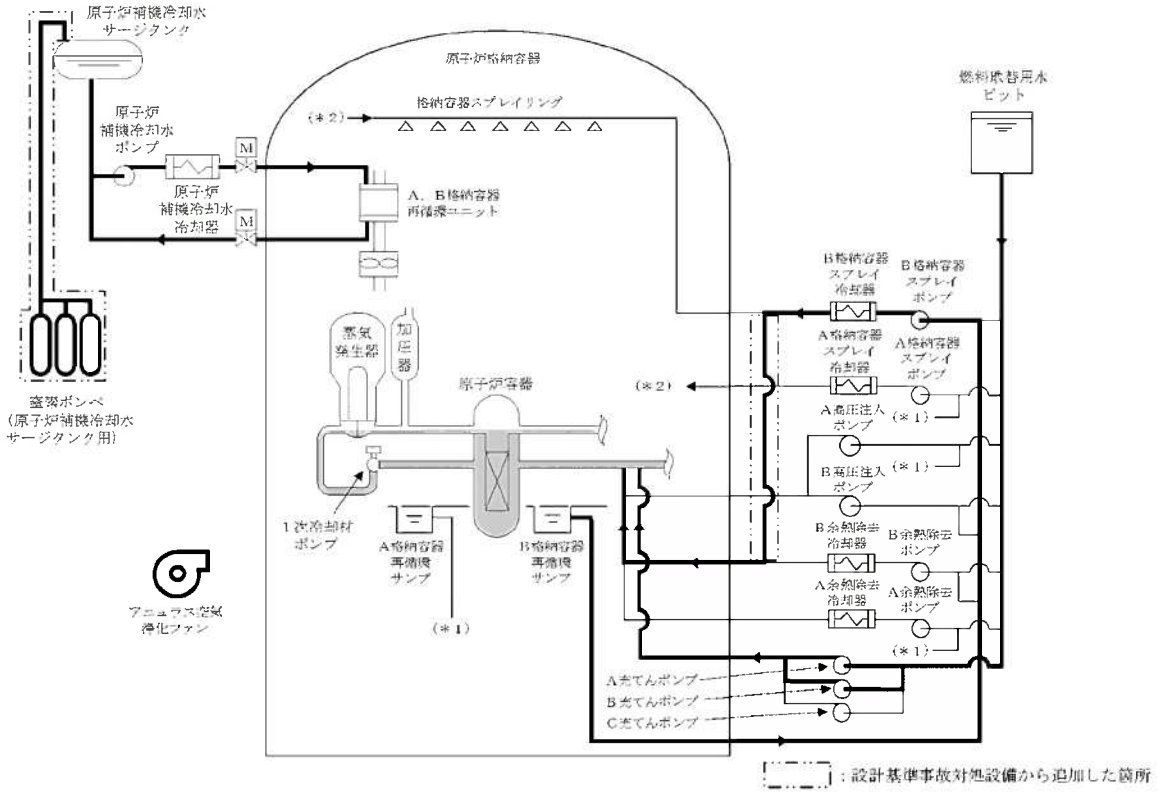
第1.15-68図 「全交流動力電源喪失」の作業と所要時間（1/2）

（燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに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事故）

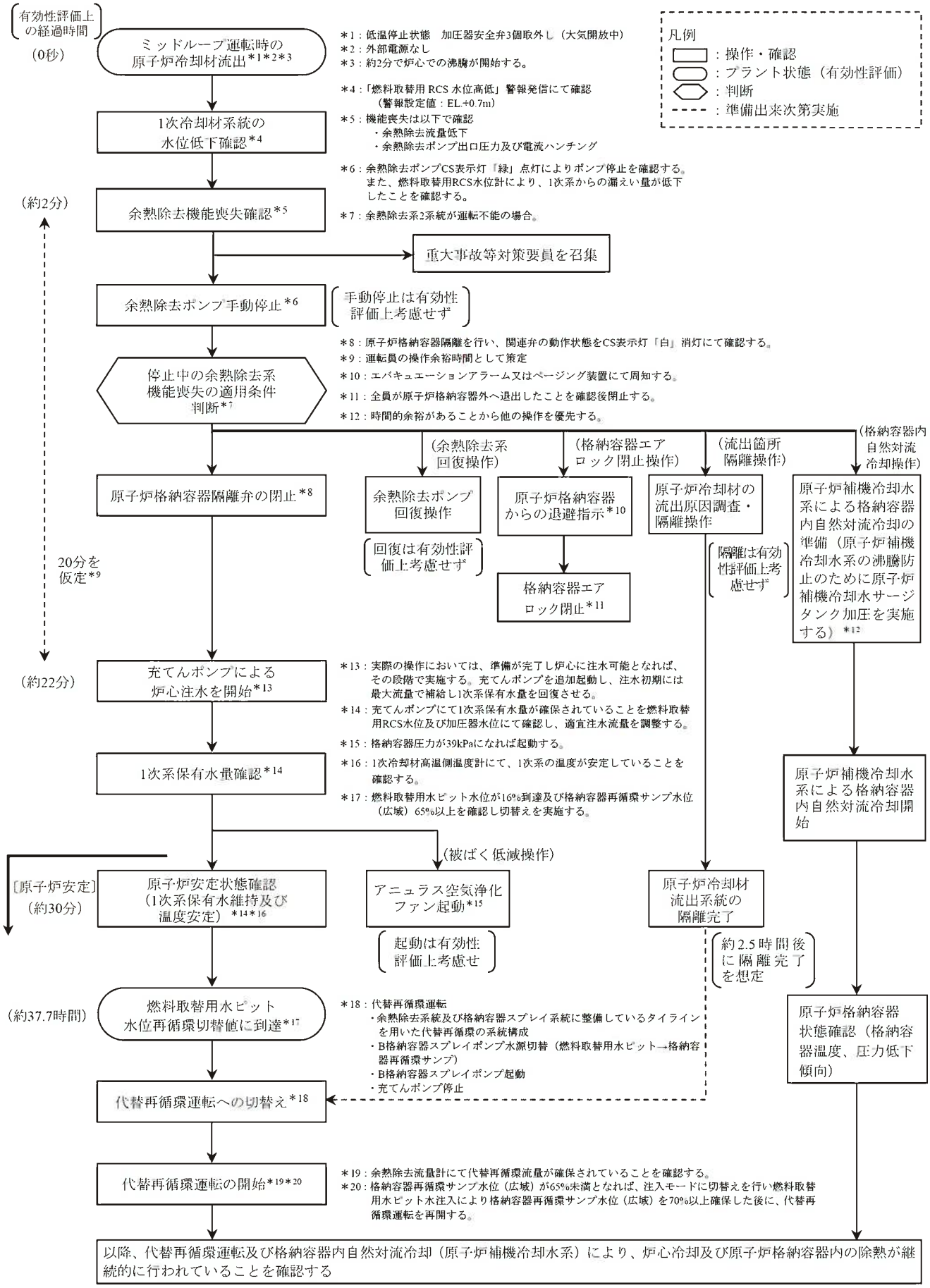


・燃料補給間隔は発電機等定格負荷連続運転時の目安時間を記載
・上記対応の他、代替緊急時対策所の電源確保対応者：2名（重大事故等対策要員（初動後）保修対応要員のうち2名が対応）、換気設備準備対応者：6名（重大事故等対策要員（初動後）保修対応要員のうち6名が対応）
・原子炉補機冷却系復旧作業：他の作業が完了する24時間からの対応としているが、要員に余裕があれば準備出来次第実施する

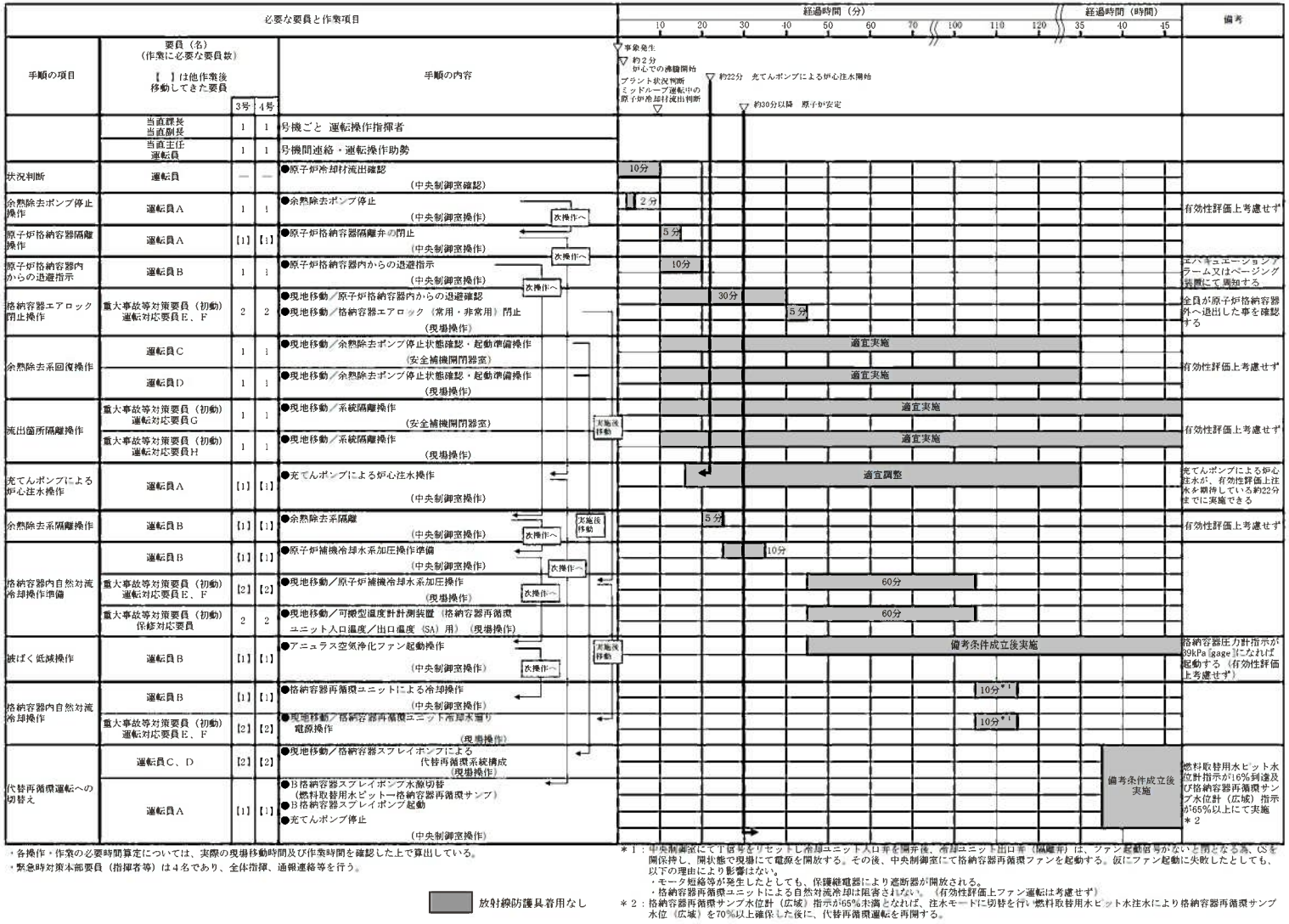
第1.15-68図 「全交流動力電源喪失」の作業と所要時間(2/2)
(燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流動力電源が喪失し、
原子炉補機冷却機能が喪失する事故)



第1.15-69図 「原子炉冷却材の流出」の重大事故等対策の概略系統図



第1.15-70図 「原子炉冷却材の流出」の対応手順の概要（「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」の事象進展）

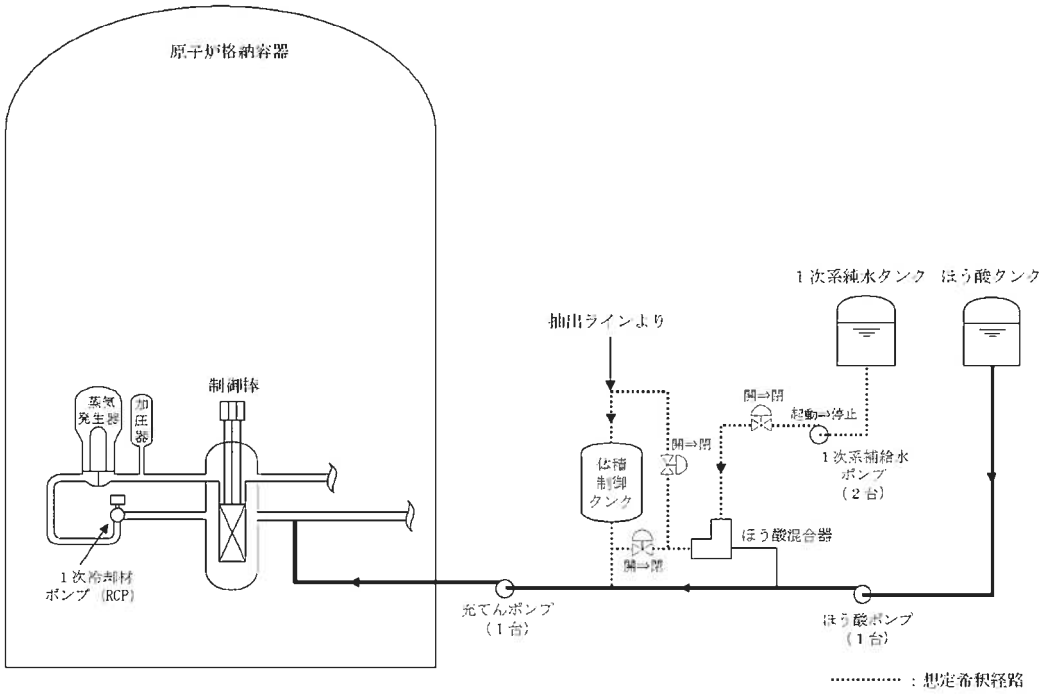


・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間及び作業時間を確認した上で算出している。
・緊急時対策本部要員（指揮者等）は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う。

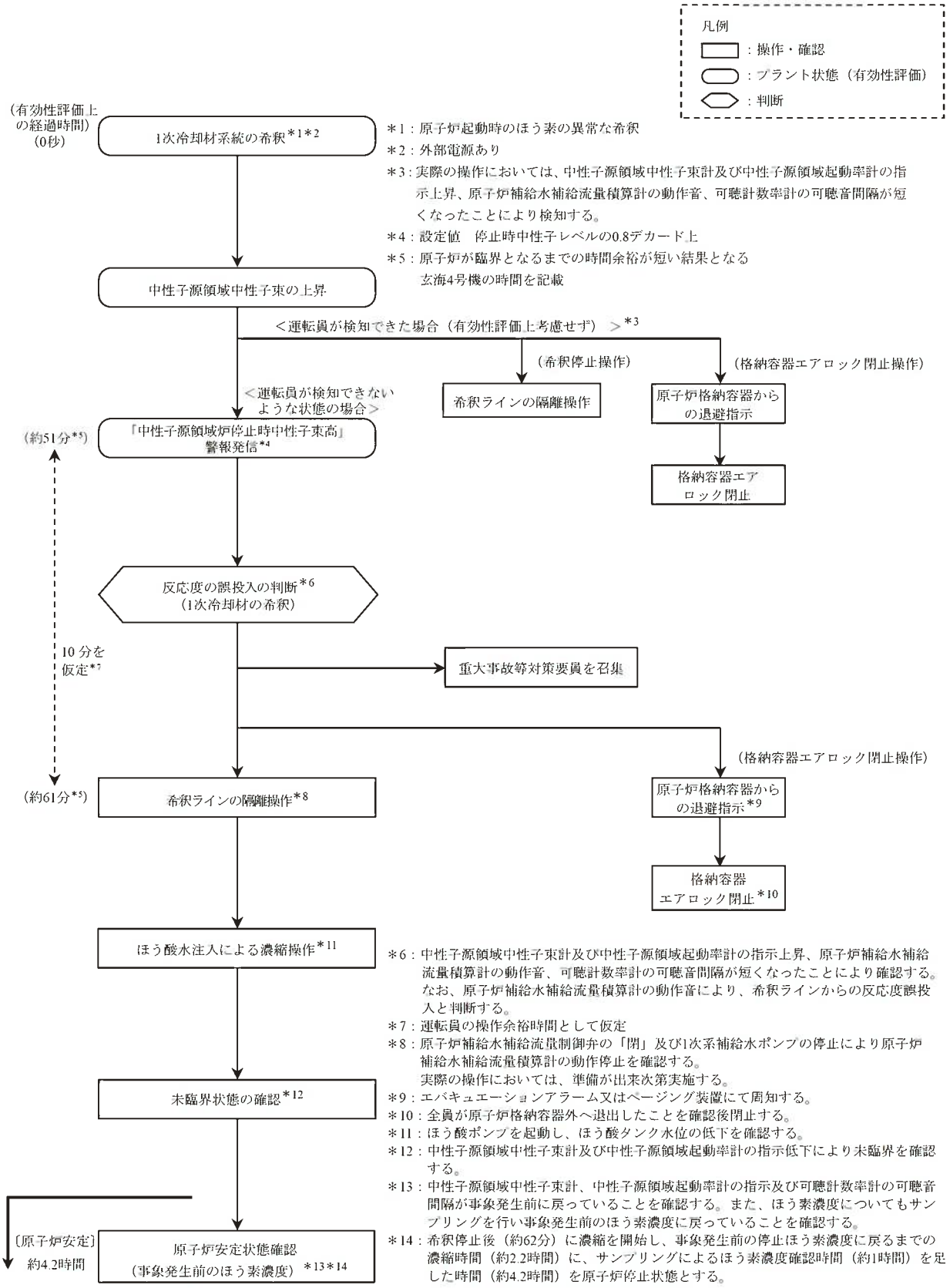
＊1：中央制御室にて下信号をリセットし冷却ユニット入口弁を開弁後、冷却ユニット出口弁（隔離弁）は、ファン起動信号がないと閉となるが、CSを開保持し、開状態で現場にて電源を開放する。その後、中央制御室にて格納容器再循環ファンを起動する。仮にファン起動に失敗したとしても、以下の理由により影響はない。
・モータ短絡等が発生したとしても、保護継電器により遮断器が開放される。
・格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却は阻害されない。（有効性評価上ファン運転は考慮せず）

＊2：格納容器再循環サンプ水位計（広域）指示が65%未満となれば、注水モードに切替を行い燃料取替用水ピット水注水により格納容器再循環サンプ水位（広域）を70%以上確保した後に、代替再循環運転を再開する。

第1.15-71図 「原子炉冷却材の流出」の作業と所要時間
（燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故）

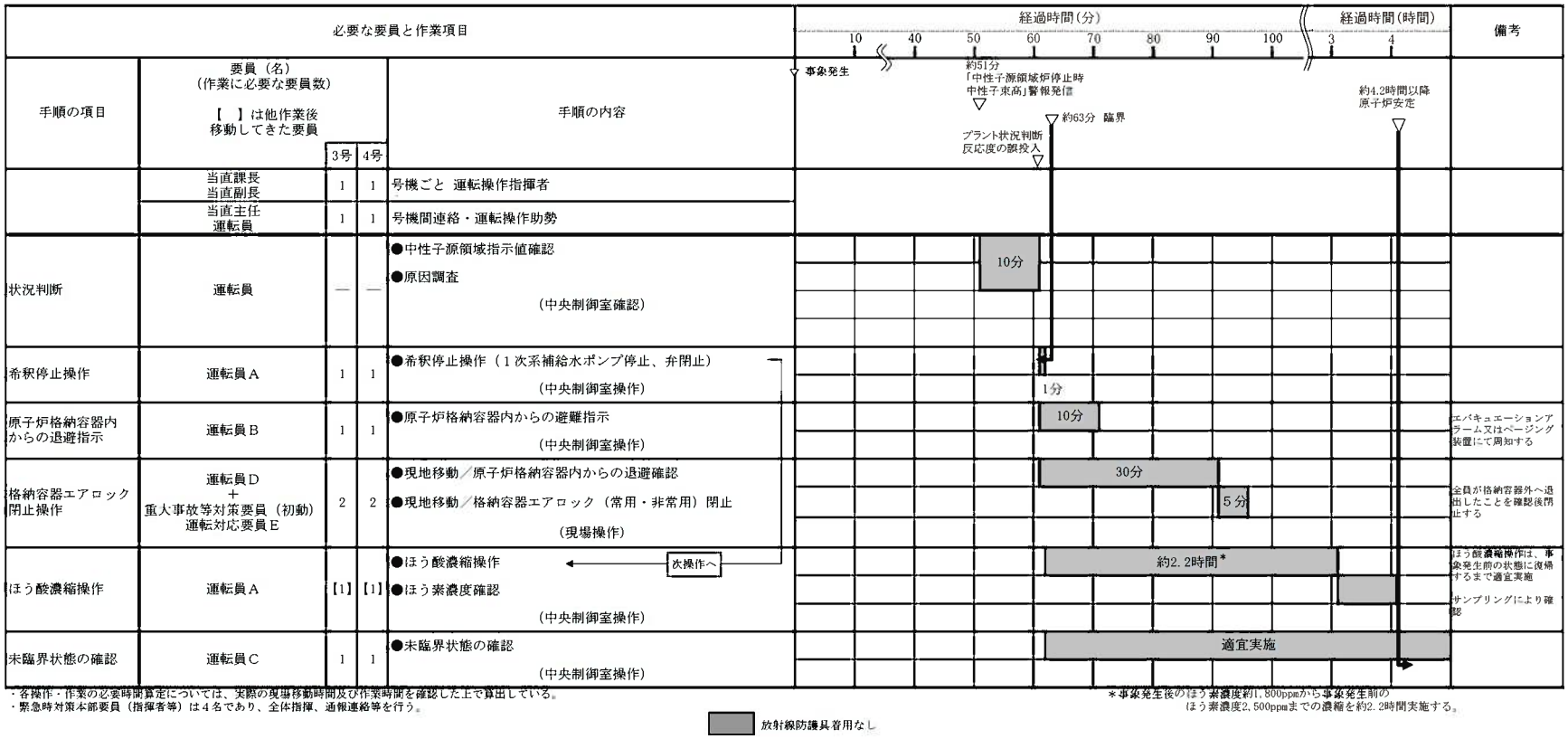


第1.15-72図 「反応度の誤投入」の重大事故等対策の概略系統図



＊1：原子炉起動時のほう素の異常な希釈
＊2：外部電源あり
＊3：実際の操作においては、中性子源領域中性子束計及び中性子源領域起動率計の指示上昇、原子炉補給水補給流量積算計の動作音、可聴計数率計の可聴音間隔が短くなったことにより検知する。
＊4：設定値　停止時中性子レベルの0.8デカード上
＊5：原子炉が臨界となるまでの時間余裕が短い結果となる玄海4号機の時間を記載
＊6：中性子源領域中性子束計及び中性子源領域起動率計の指示上昇、原子炉補給水補給流量積算計の動作音、可聴計数率計の可聴音間隔が短くなったことにより確認する。なお、原子炉補給水補給流量積算計の動作音により、希釈ラインからの反応度誤投入と判断する。
＊7：運転員の操作余裕時間として仮定
＊8：原子炉補給水補給流量制御弁の「閉」及び1次系補給水ポンプの停止により原子炉補給水補給流量積算計の動作停止を確認する。
実際の操作においては、準備が出来次第実施する。
＊9：エバキュエーションアラーム又はページング装置にて周知する。
＊10：全員が原子炉格納容器外へ退出したことを確認後閉止する。
＊11：ほう酸ポンプを起動し、ほう酸タンク水位の低下を確認する。
＊12：中性子源領域中性子束計及び中性子源領域起動率計の指示低下により未臨界を確認する。
＊13：中性子源領域中性子束計、中性子源領域起動率計の指示及び可聴計数率計の可聴音間隔が事象発生前に戻っていることを確認する。また、ほう素濃度についてもサンプリングを行い事象発生前のほう素濃度に戻っていることを確認する。
＊14：希釈停止後（約62分）に濃縮を開始し、事象発生前の停止ほう素濃度に戻るまでの濃縮時間（約2.2時間）に、サンプリングによるほう素濃度確認時間（約1時間）を足した時間（約4.2時間）を原子炉停止状態とする。

第1.15-73図 「反応度の誤投入」の対応手順の概要（「原子炉起動時に化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故」の事象進展）



第1.15-74図 「反応度の誤投入」の作業と所要時間
（原子炉起動時に化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故）

(1)外部事象の収集

大規模損壊を発生させる可能性のある外部事象を抽出するに当たり、まずは、プラントの安全性に影響を与える可能性のある外部事象を網羅的に収集するため、国内外の基準等で示されている外部事象を参考に77事象を収集

⇩

(2)海外文献等を参考とした外部事象の選定基準の検討

海外文献や国内で検討されている評価手法を参考に以下の選定基準を検討

- 基準A:プラントに影響を与えるほど接近した場所に発生しない事象
- 基準B:事象の進展・襲来が遅く、事前にそのリスクを予知・検知し、排除できる事象
- 基準C:プラント設計上、考慮された事象と比較して、設備等への影響度が同等若しくはそれ以下、又は、プラントの安全性が損なわれることがない事象
- 基準D:影響が他の事象に包含される事象
- 基準E:発生頻度が他の事象と比較して非常に低い事象
- 基準F:自然現象に該当しない事象※

⇩

(3)プラントの安全性に影響を与える可能性のある自然災害の選定

(2)の選定基準に基づくスクリーニングにより、以下の11事象をプラントの安全性に影響を与える可能性のある外部事象として選定

①地震
②津波
③風(台風)
④竜巻
⑤凍結
⑥積雪
⑦火山の影響(降灰)
⑧生物学的事象
⑨森林火災
⑩落雷
⑪隕石

⇩

(4)自然災害11事象の規模の想定

(3)の自然災害11事象について、プラントの安全性に影響を与えるような規模として、設計基準等を超える規模を想定する。

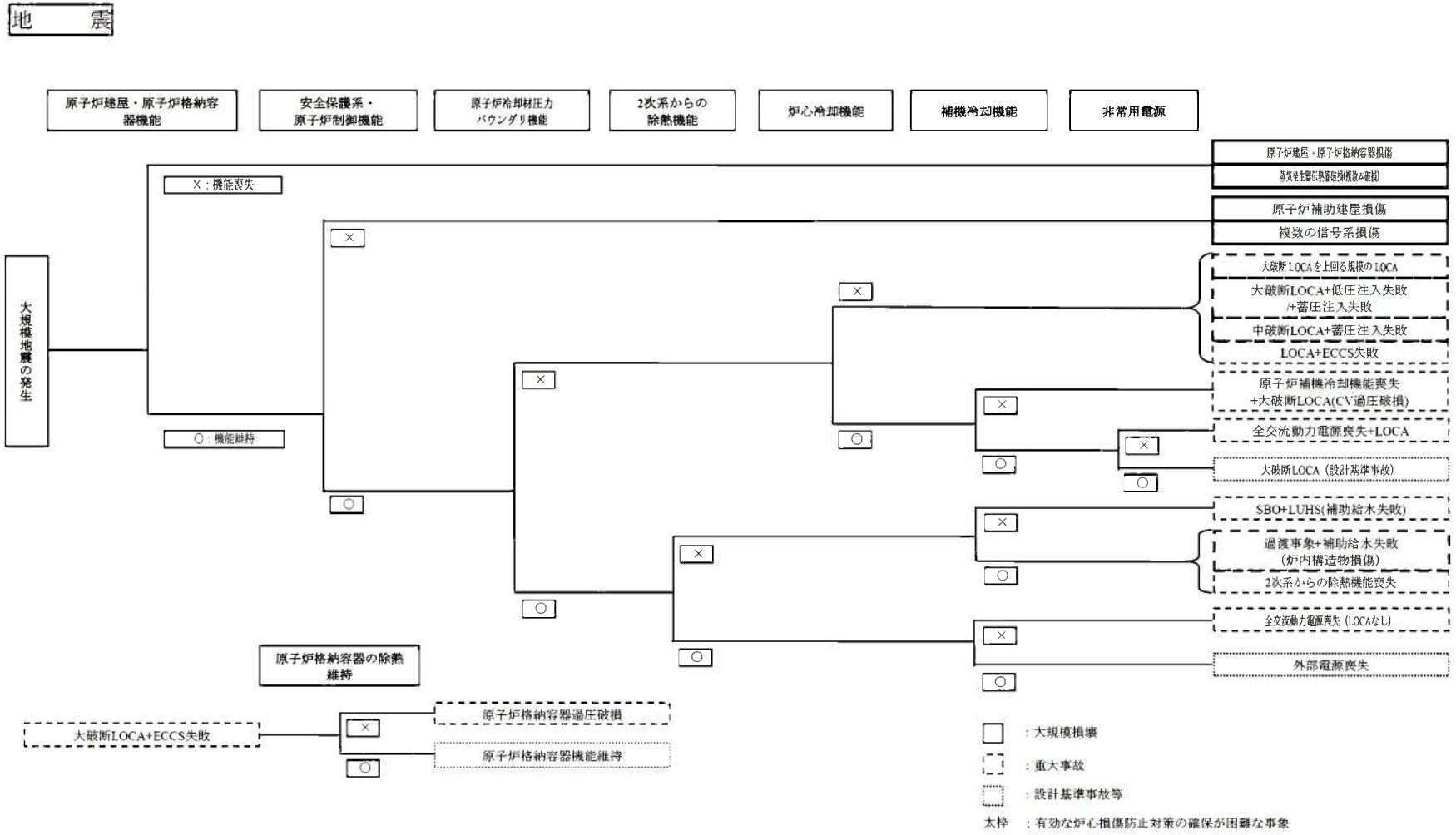
⇩

(5)大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害の検討

(4)の想定規模を踏まえて、自然災害11事象が与えるプラントへの影響等について個別に整理し、大規模損壊へ至る可能性のある自然災害を検討する。

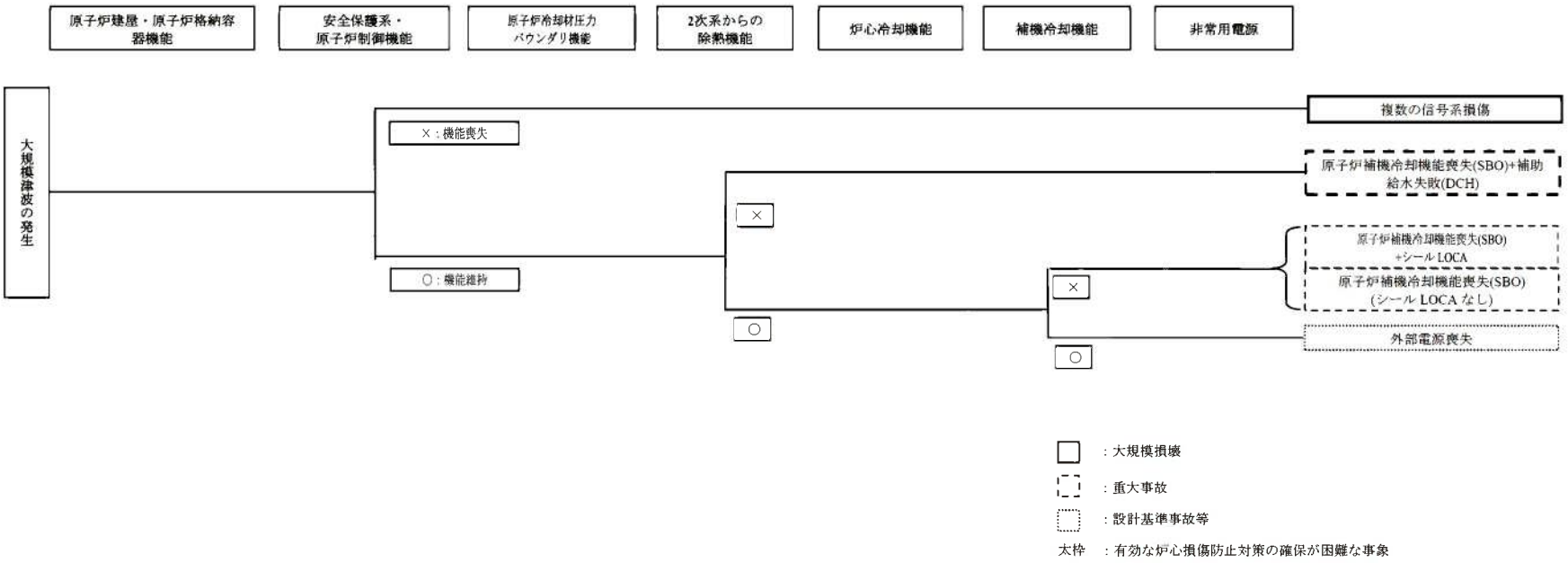
※ 23事象が該当するが、これらは「故意による大型航空機の衝突」に包含される又は適切な管理により防護できるものと考えられる。

第1.15-75図　大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害の検討プロセスの概要



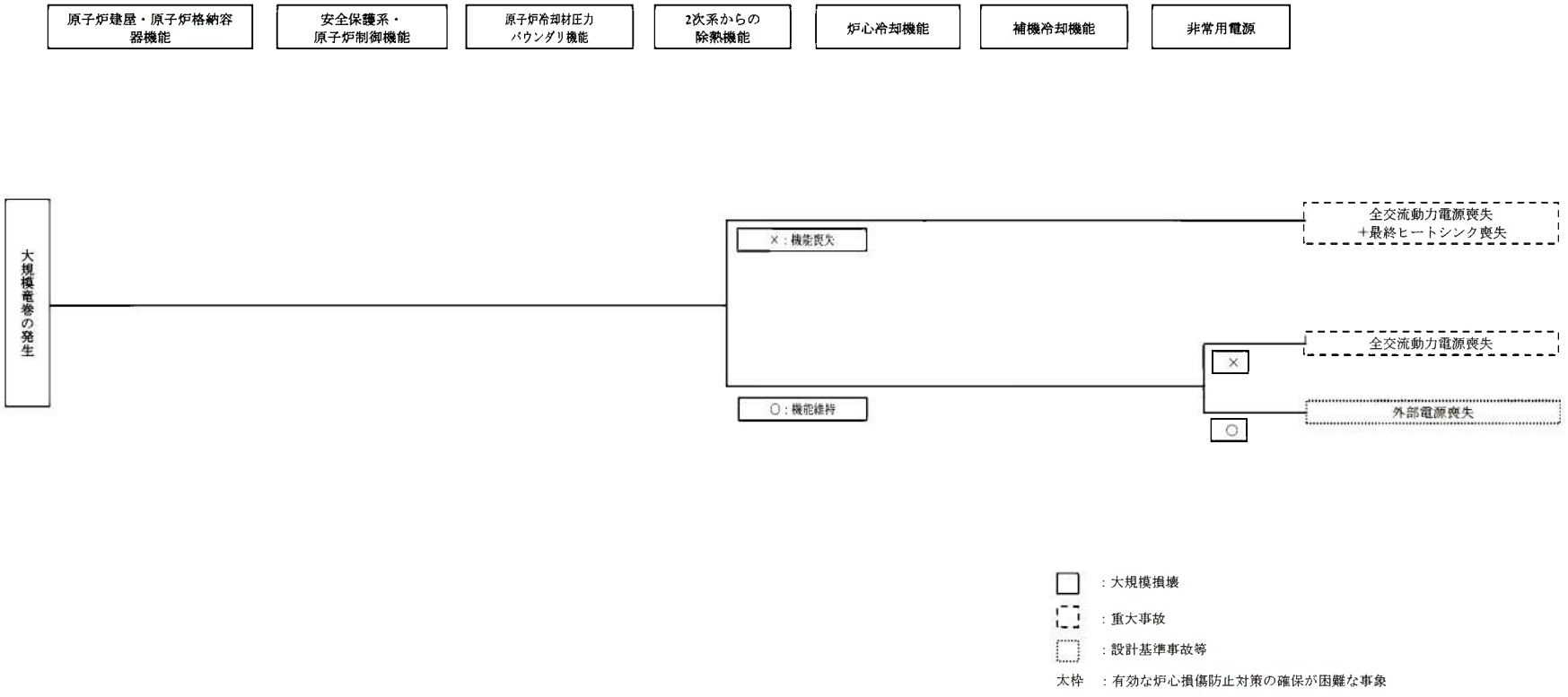
第1.15-76図　大規模な自然災害により生じうるプラントの状況（1/7）

津　　波



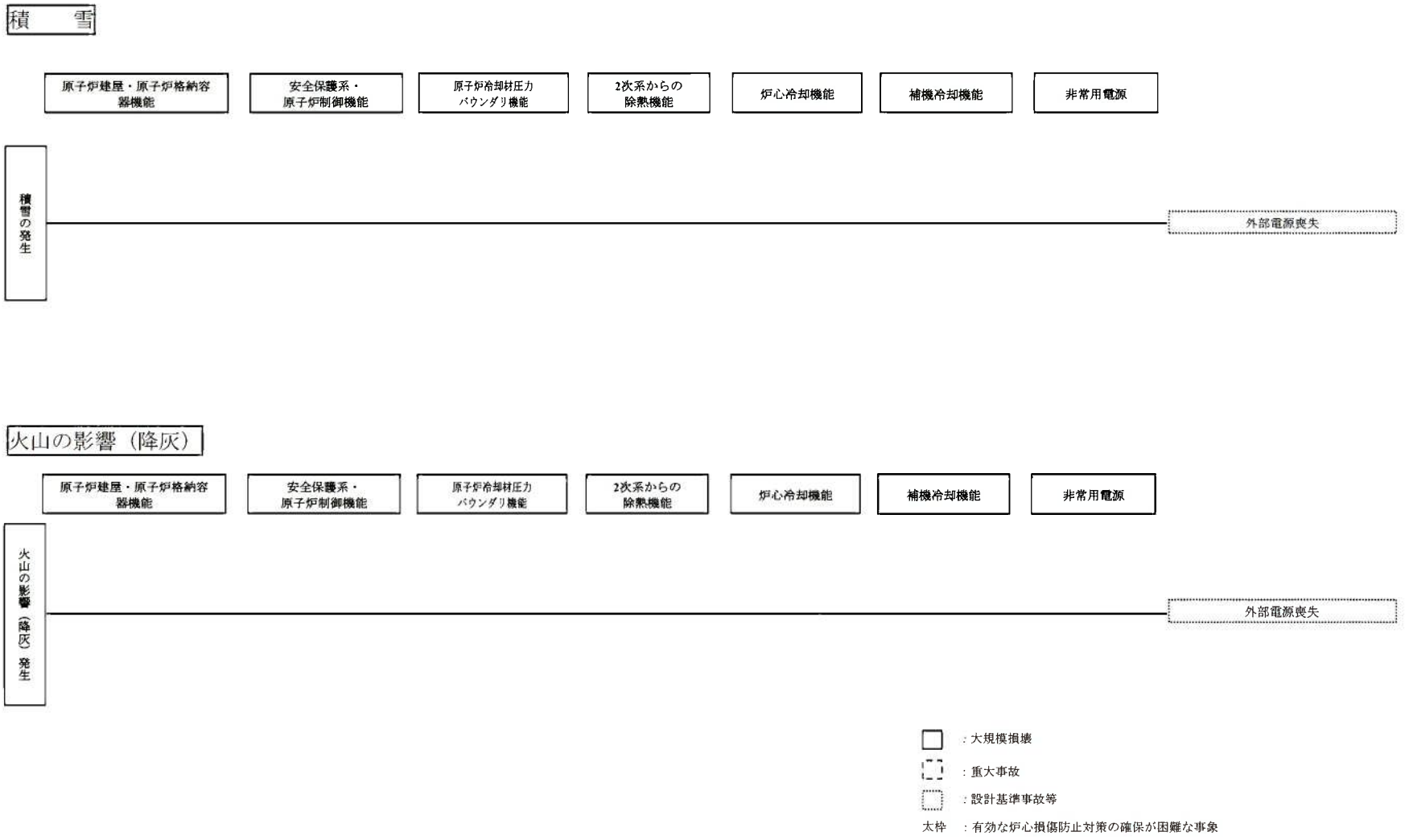
第1.15-76図　大規模な自然災害により生じうるプラントの状況（2/7）

竜　　巻

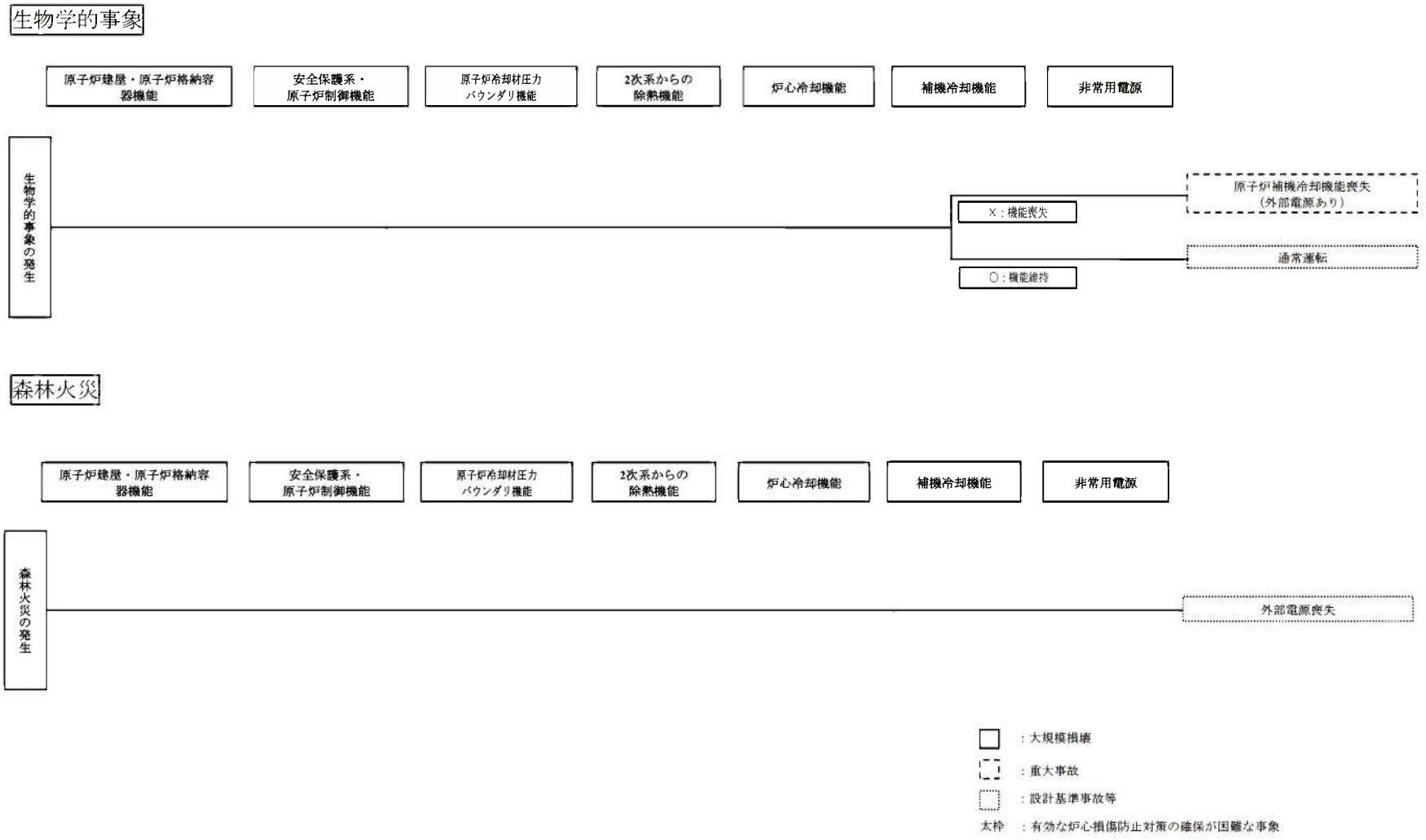


第1.15-76図　大規模な自然災害により生じうるプラントの状況（3/7）

第1.15-76図　大規模な自然災害により生じうるプラントの状況（4/7）

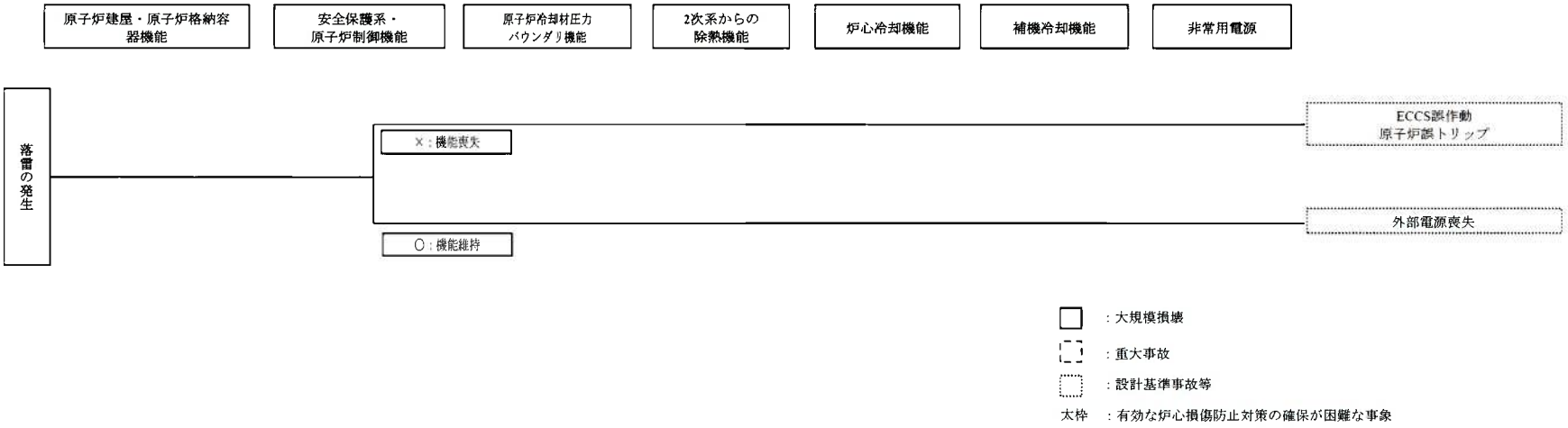


第1.15-76図　大規模な自然災害により生じうるプラントの状況（5/7）

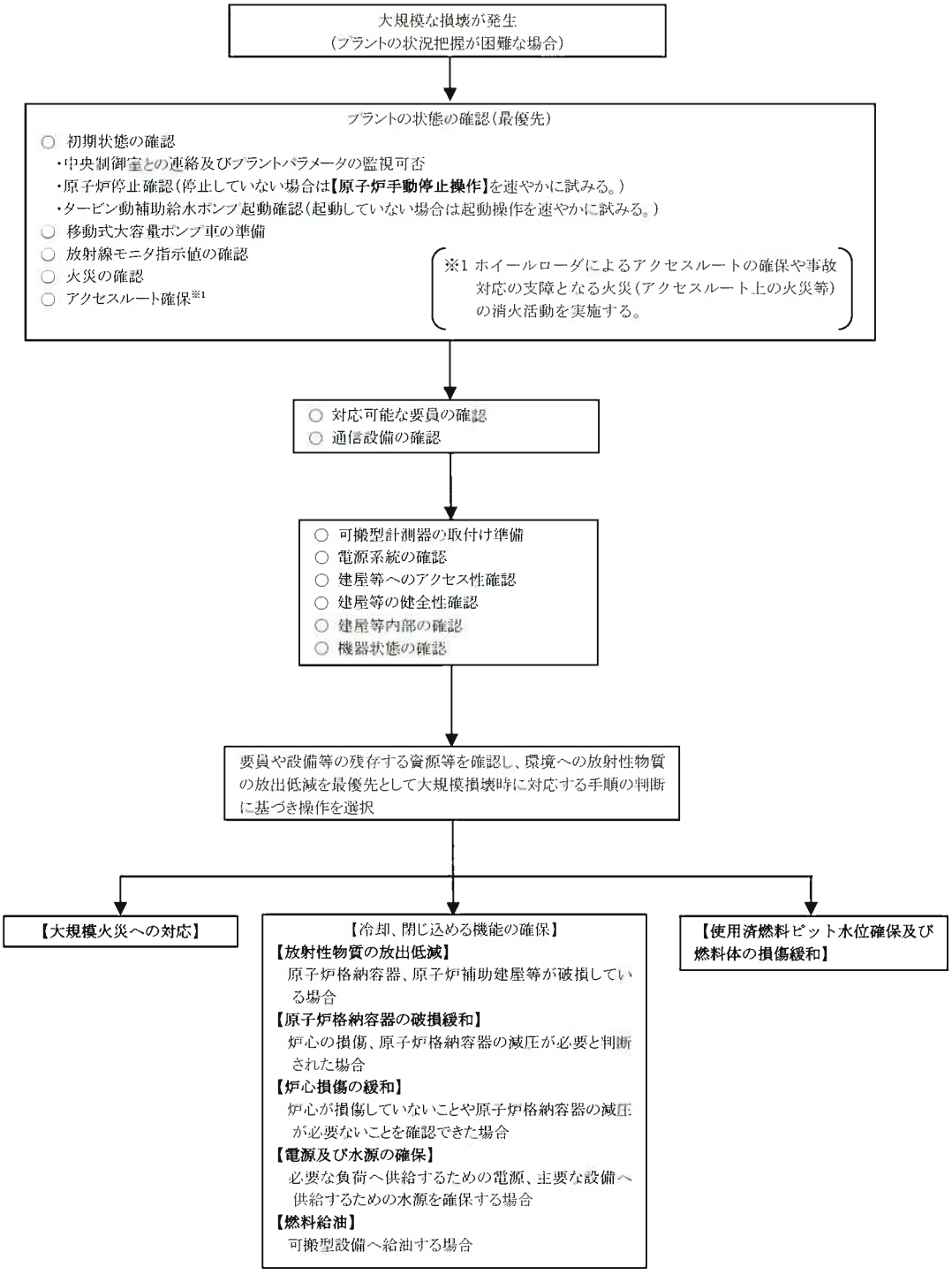


第1.15-76図　大規模な自然災害により生じうるプラントの状況（6/7）

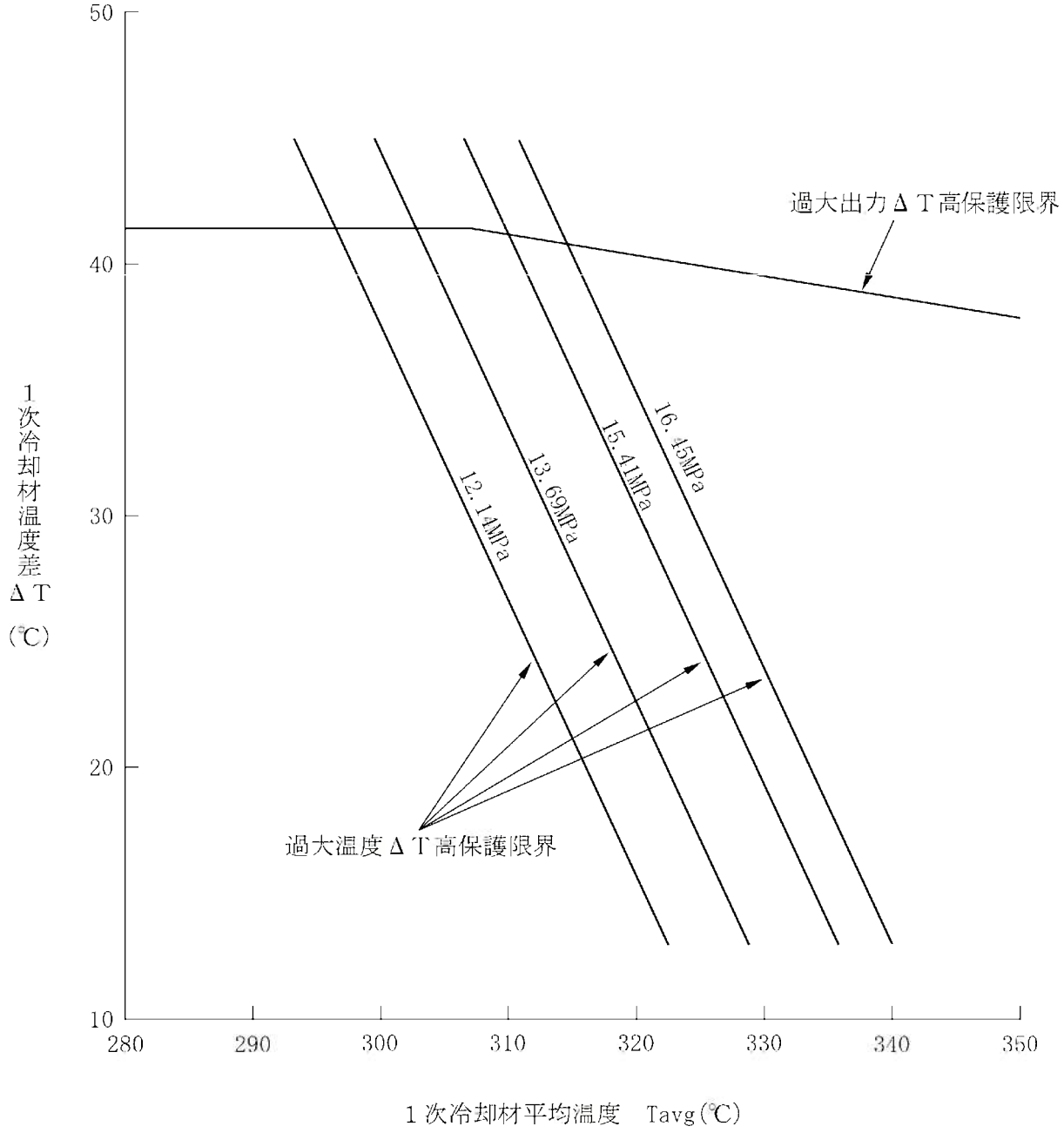
落　雷



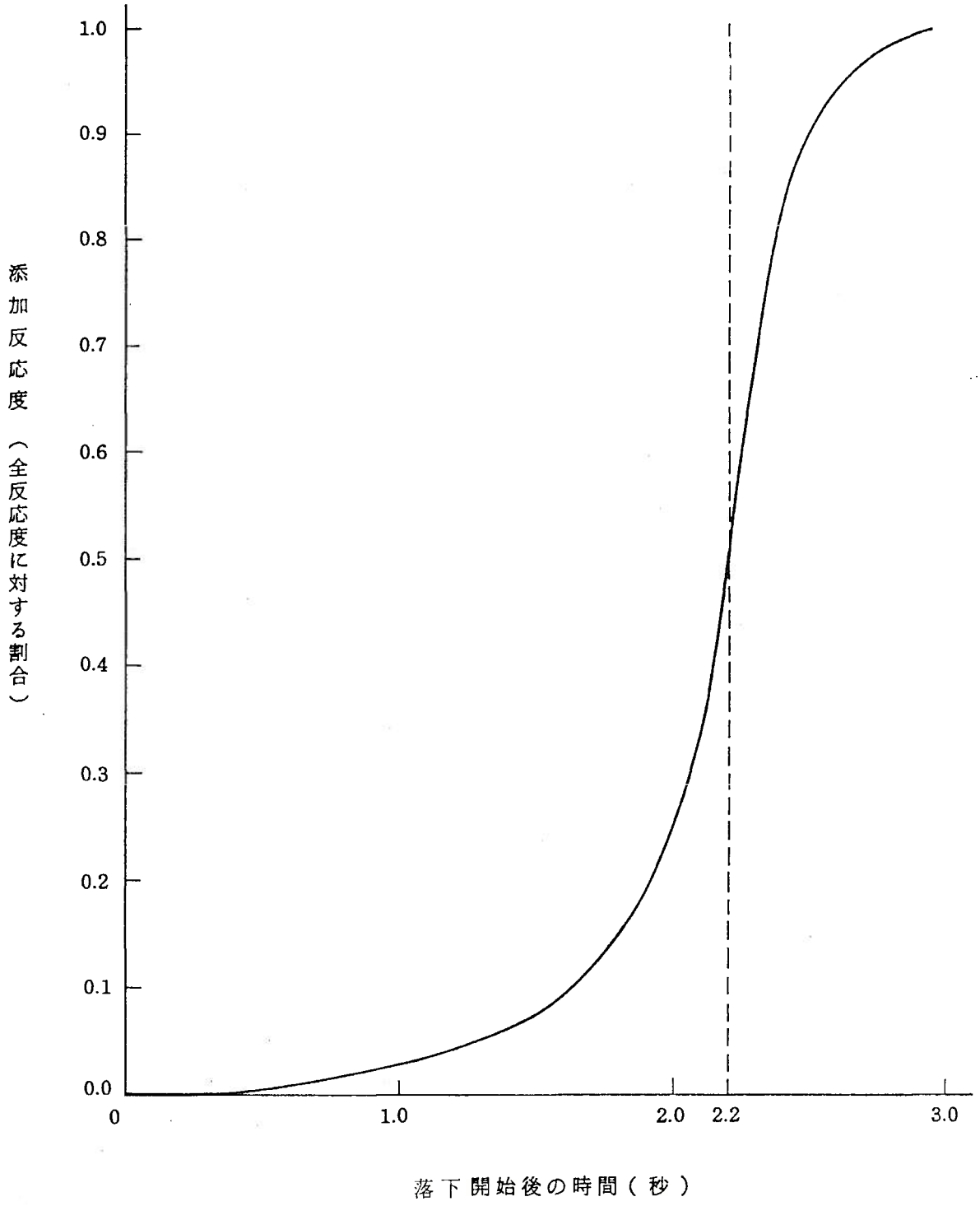
第1.15-76図　大規模な自然災害により生じうるプラントの状況（7/7）



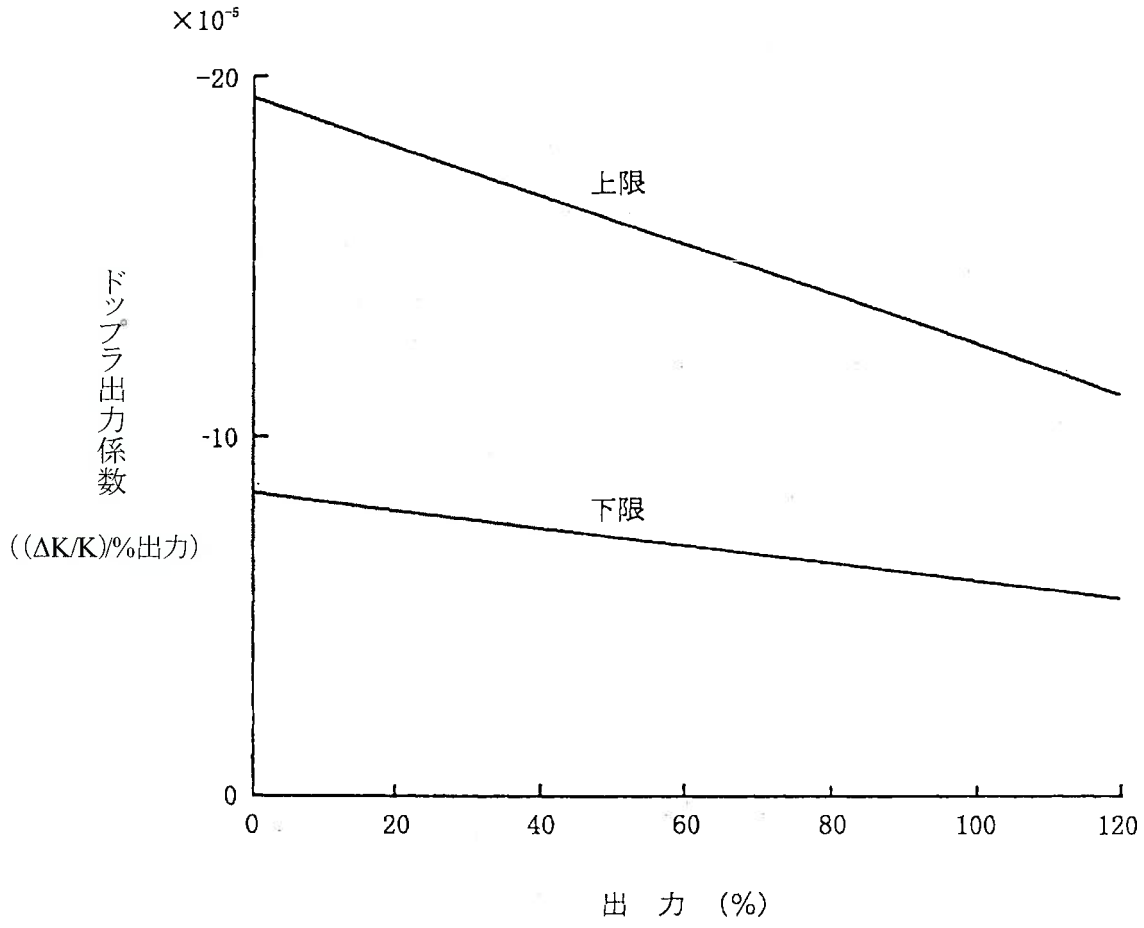
第1.15-77図　大規模損壊発生時の対応全体フロー
（状況把握が困難な場合）



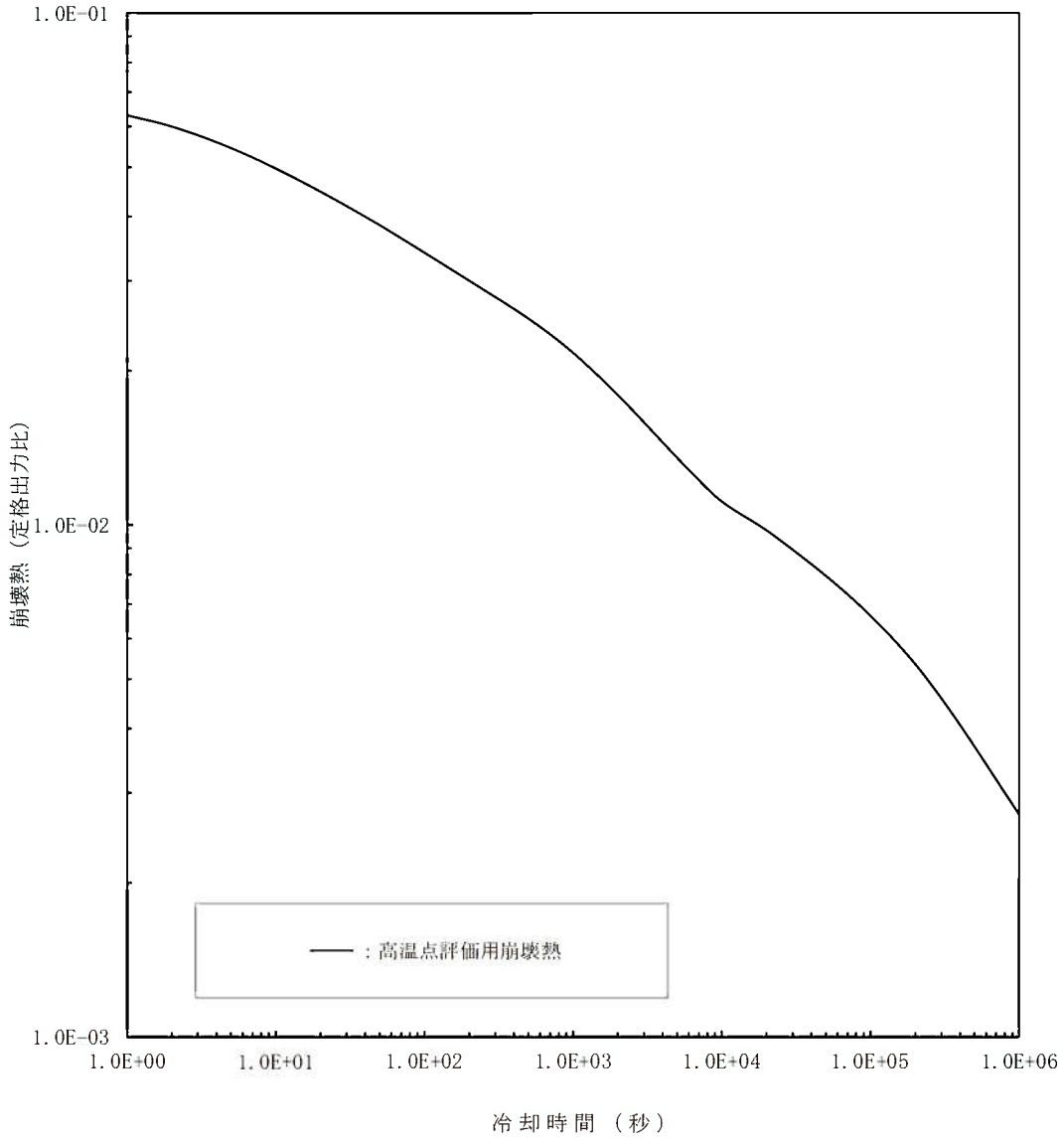
第1.15-78図　過大出力ΔT高及び過大温度ΔT高による保護限界図(代表例)



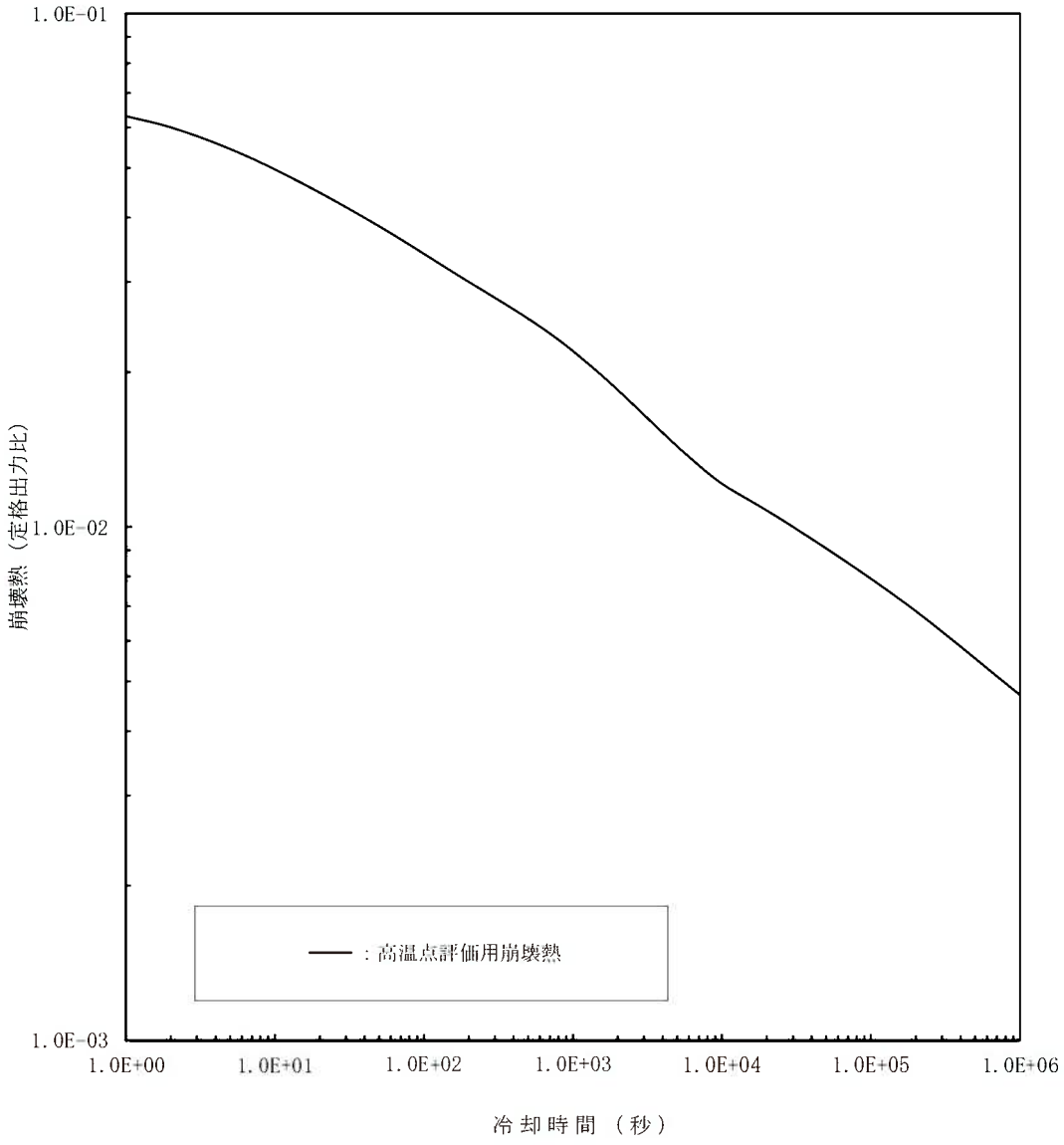
第1.15-79図　トリップ時の制御棒クラスタ落下による反応度添加曲線



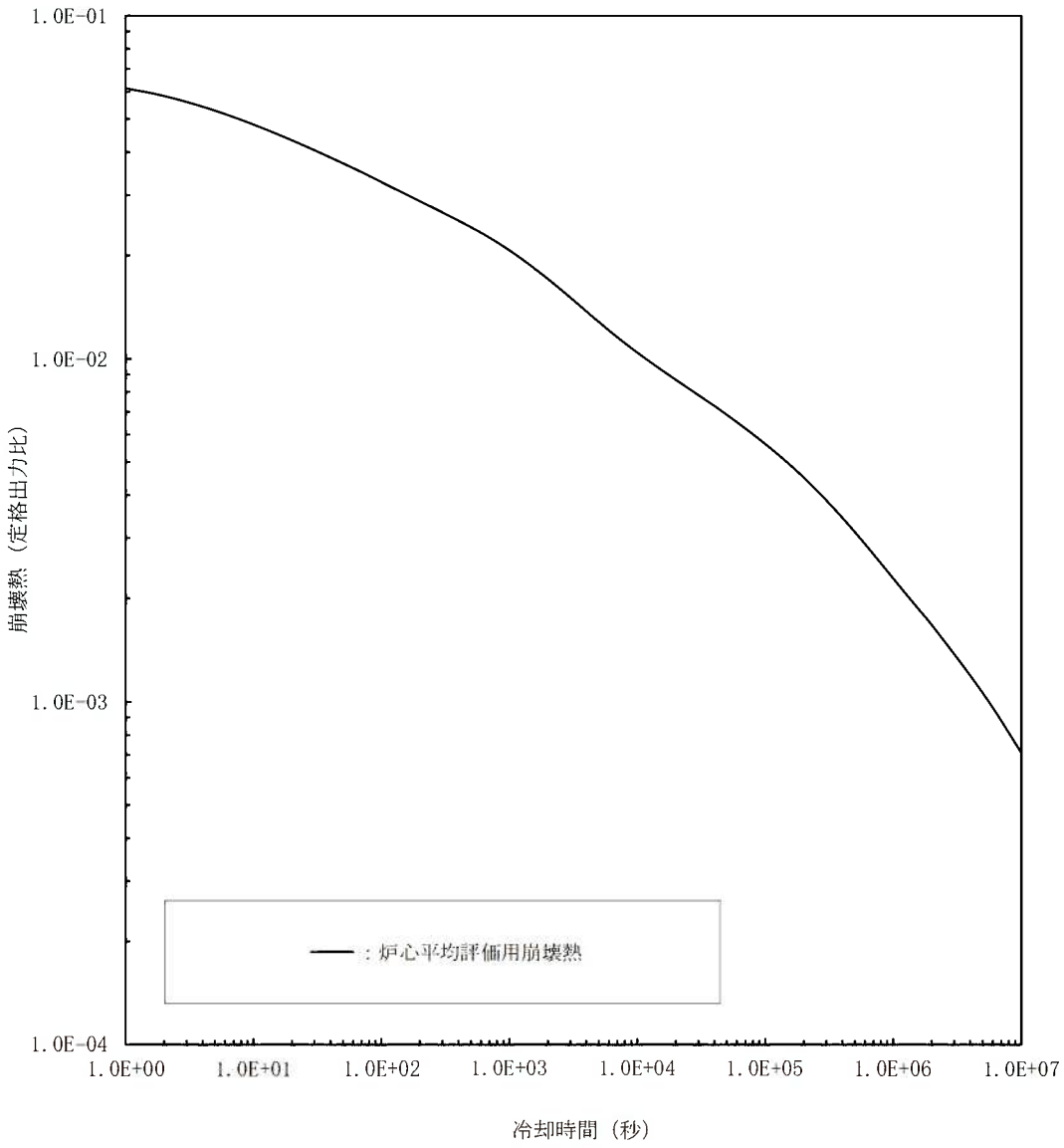
第1.15-80図　解析に使用したドップラ出力係数



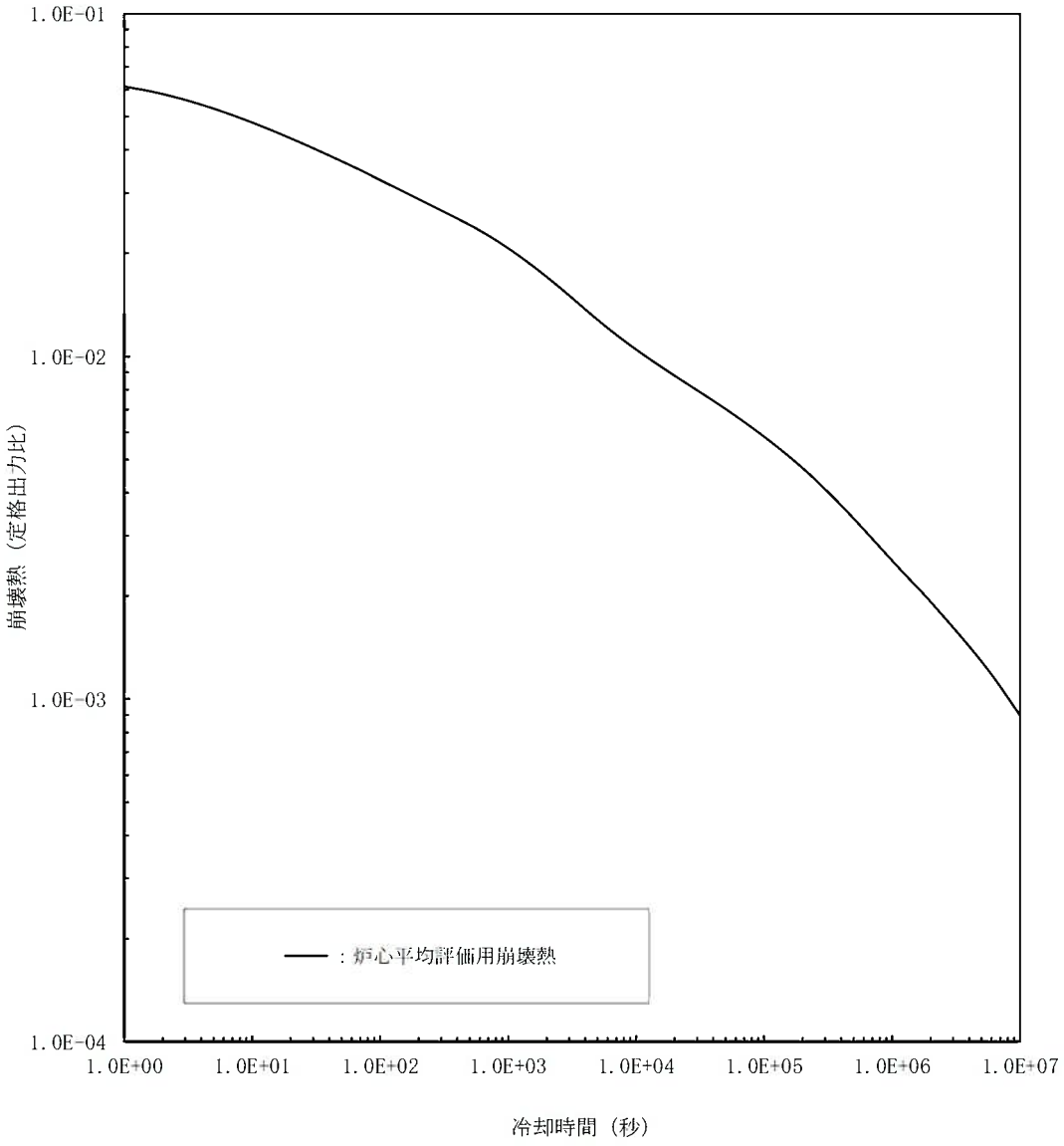
第1.15-81図　高温点評価用崩壊熱(ウラン燃料炉心)(1/2)



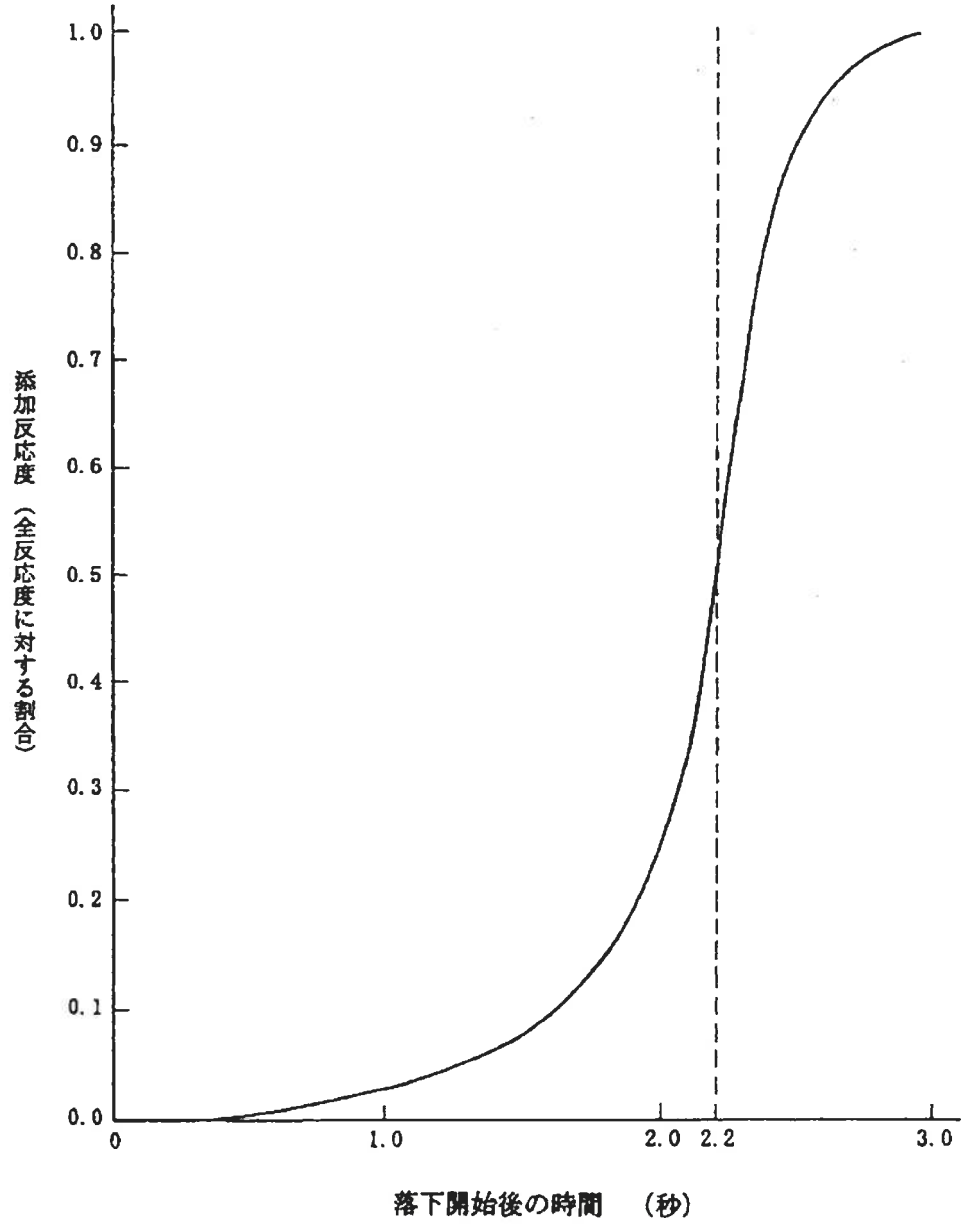
第1.15-81図　高温点評価用崩壊熱（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料炉心）（2/2）



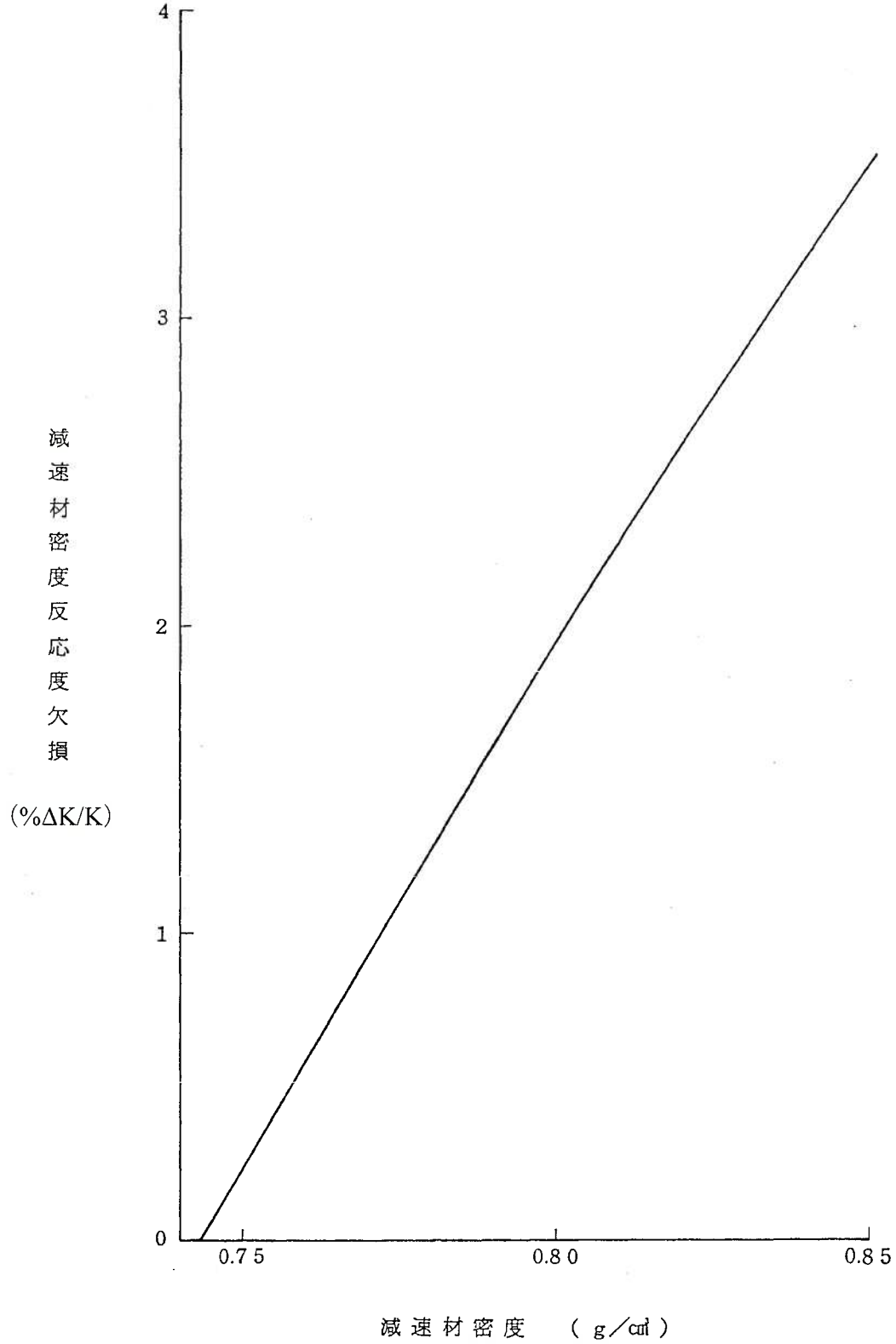
第1.15-82図　炉心平均評価用崩壊熱（ウラン燃料炉心）（1/2）



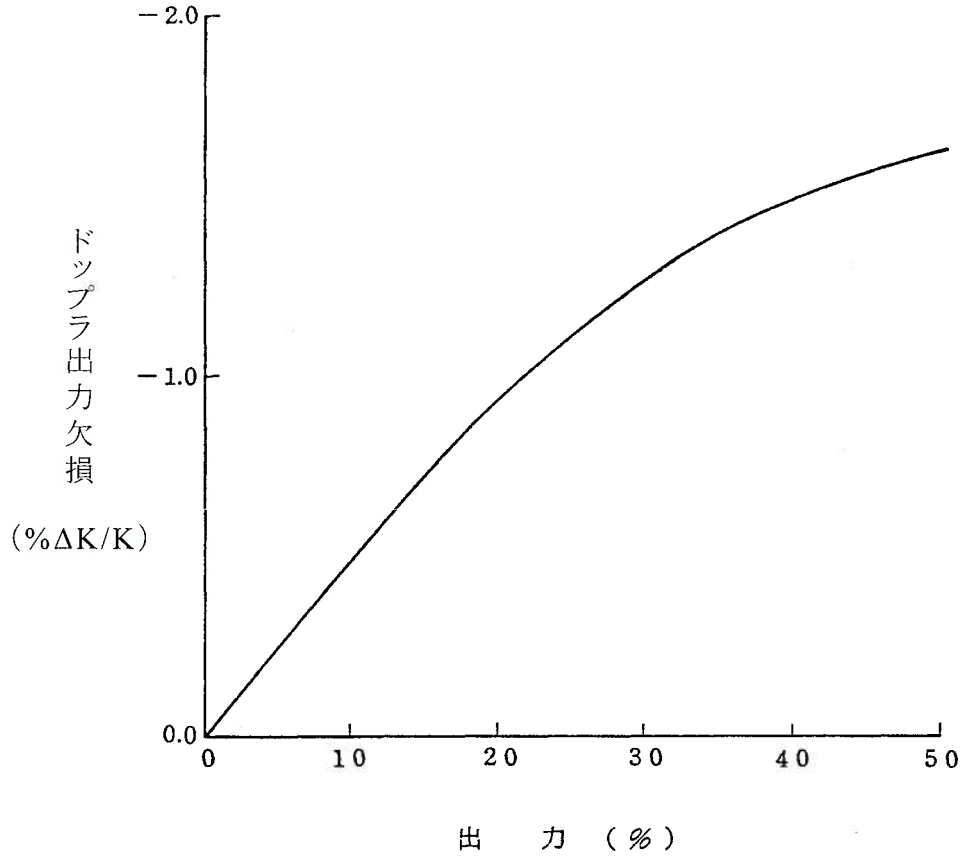
第1.15-82図　炉心平均評価用崩壊熱（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料炉心）（2/2）



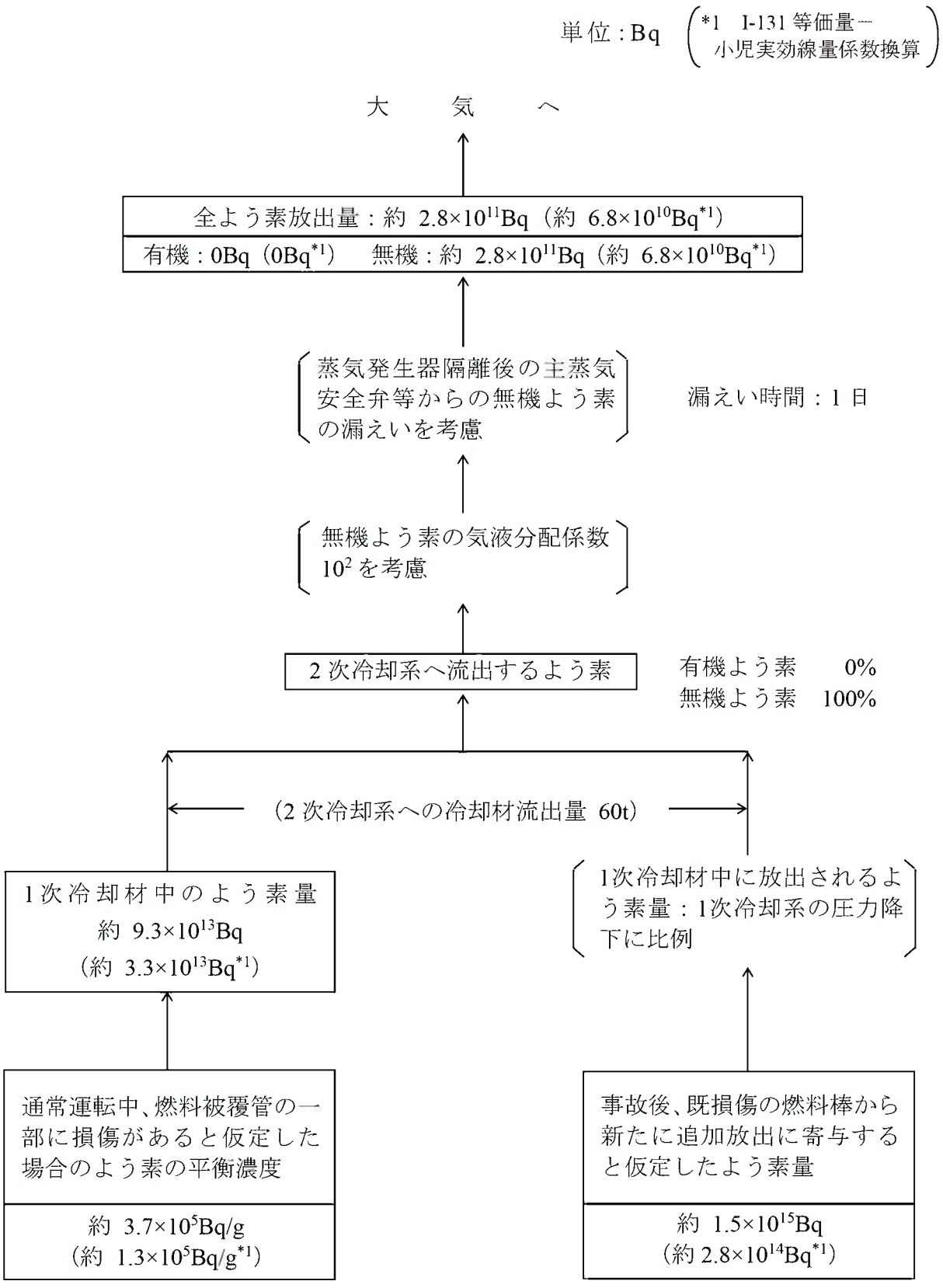
第1.15-83図　原子炉トリップ時の制御棒クラスタ挿入による反応度添加曲線



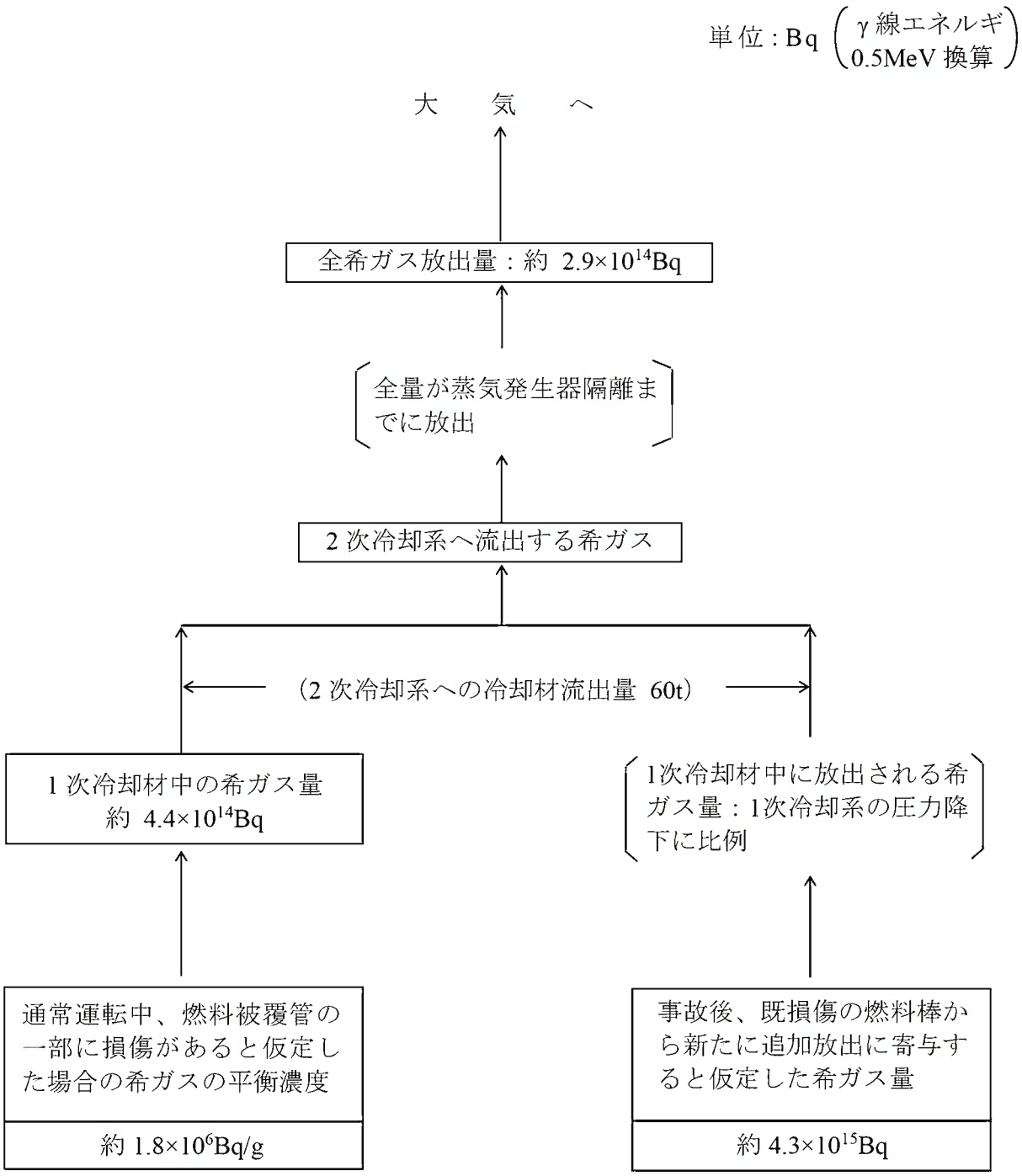
第1.15-84図 解析に使用した減速材密度反応度欠損



第1.15-85図　解析に使用したドップラ出力欠損



第1.15-86図 蒸気発生器伝熱管破損時のよう素の大気放出過程



第1.15-87図　蒸気発生器伝熱管破損時の希ガスの大気放出過程