

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 アクチノド: ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	標準値として設定。 サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチノドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。
事故条件	起因事象 (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	燃料取替用水タンク水位低 (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タンク水位として設定。

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タンク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タンク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」の二に従い、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	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。	
	起内事象	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
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台の補助給水全台逆転時(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。

重大事故等対策に関連する機器条件

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
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。
高圧注人系から充てん系 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、高圧注人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	逆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。

重大事故等対策に関連する操作条件

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 アクチノド:ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	標準値として設定。 サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチノドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。
事故条件	起回事象	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。
上蒸気逃がし弁	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、事象発生を検知及び判断に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	起回事象	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	起回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	起回事象	外部電源喪失	外部電源喪失が発生するものとして設定。
	安全機能の喪失に対する仮定	・非常用所内交流動力電源喪失 ・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	起回事象として、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 37m 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。 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36.6m 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	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、炉心露山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。
	安全機能の喪失に対する仮定	燃料取替用水タンク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。
		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	45m ³ /h	<p>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。</p> <p>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。</p>
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	<p>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」の示に従い、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。</p>

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值を設定。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ら厳しい設定。
	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、事象発生を検知及び判断に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ー並びに原子炉格納容器圧力及び温度の観点から厳しい設定。
	1次系圧力 (初期)	15.41+0.21MPa	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次系圧力が高いと、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが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ー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: ORIGIN2 (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	起回事象 (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。
		<ul style="list-style-type: none"> ・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ー並びに原子炉格納容器圧力及び温度の観点から厳しい設定。
	1次系圧力 (初期)	15.41+0.21MPa	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次系圧力が高いと、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが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°C	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材平均温度が高いと、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが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	<ul style="list-style-type: none"> ・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達	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。(燃料取替用水タンク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(高压溶融物放出/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ー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ー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(高压溶融物放出/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	<ul style="list-style-type: none"> ・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(高压熔融物放出/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
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。
常設電動注人ポンプ	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、常設電動注人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。

重大事故等対策に関連する
機器条件

第1.15-81表 主要解析条件(高压熔融物放出/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。(燃料取替用水タンク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(原子炉压力容器外の熔融燃料-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ー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ー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ー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(原子炉压力容器外の熔融燃料-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	起回事象 (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(原子炉压力容器外の熔融燃料-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
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	原子炉容器外の熔融燃料-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。
熔融炉心と水の伝熱面積	原子炉容器外の熔融燃料-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	原子炉容器外の熔融燃料-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。

重大事故等対策に関連する機器条件

第1.15-82表 主要解析条件(原子炉压力容器外の熔融燃料-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	炉心熔融開始から 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ー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ー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
	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
	外部電源	外部電源あり
	水素の発生	<ul style="list-style-type: none"> ・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

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	
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ー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ー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ー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(熔融炉心・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	起回事象 (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。
		<ul style="list-style-type: none"> ・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(熔融炉心・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
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。
常設電動注人ポンプ	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、常設電動注人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。
熔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、熔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。
熔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熔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。
熔融炉心とコンクリートの伝熱	熔融炉心とコンクリートの伝熱抵抗を考慮せず	熔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、熔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。

重大事故等対策に関連する機器条件

第1.15-84表 主要解析条件(熔融炉心・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	炉心溶解開始から 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 口		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	25m ³ /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、燃料取替チャンネ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	25m ³ /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(高温零出力)

項 目		ケース	サイクル 初 期	サイクル 末 期
燃料エンタルピー最大値 kJ/kg	ウラン燃料		277	352
	ウラン・プルトニウム 混合酸化物燃料		276	352
ピーク出力部燃料エンタルピーの最大値 kJ/kg			213	341
ピーク出力部 燃料エンタルピー 増分の最大値 kJ/kg	燃焼度25,000MWd/t未満		134	260
	燃焼度25,000MWd/t以上 40,000MWd/t未満		106	256
	燃焼度40,000MWd/t以上 65,000MWd/t未満		80	263

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 (°C)	939	1,006	895
	939	1,000	893
局 所 的 最 大 ジ ル コ ニ ウ ム - 水 反 応 量 (%)	0.3	0.4	0.4
	0.4	0.5	0.4
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
	0.3以下	0.3以下	0.3以下

上段:蒸気発生器伝熱管施栓率 0%

下段:蒸気発生器伝熱管施栓率 10%

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、蒸気発生器伝熱管施栓率 0%)

燃 料 被 覆 管 最 高 温 度	1,006°C
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 (°C)	701	719	380	炉心露出 せ ず
	682	703	464	炉心露出 せ ず
局所的な最大ジルコニウム-水反応量 (%)	0.1	0.1	0.1	—
	0.1	0.1	0.1	—
全炉心平均ジルコニウム-水反応量 (%)	0.1以下	0.1以下	0.1以下	—
	0.1以下	0.1以下	0.1以下	—

上段:蒸気発生器伝熱管施栓率 0%

下段:蒸気発生器伝熱管施栓率 10%

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

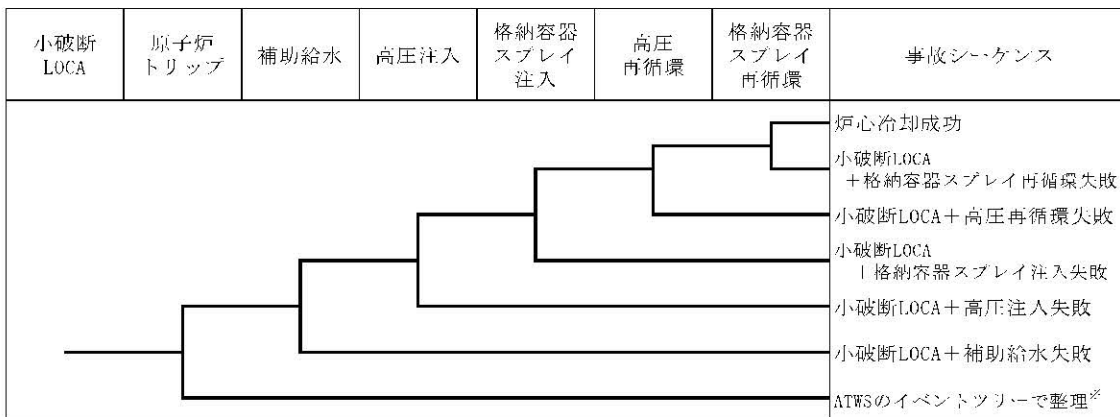
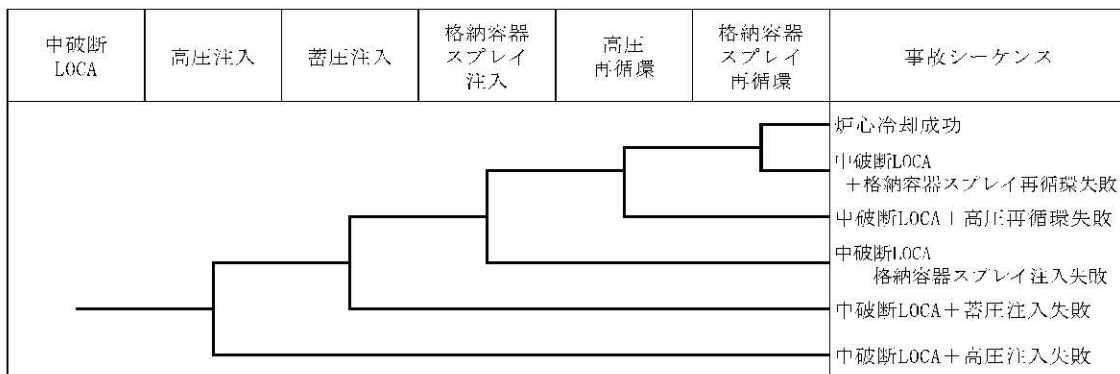
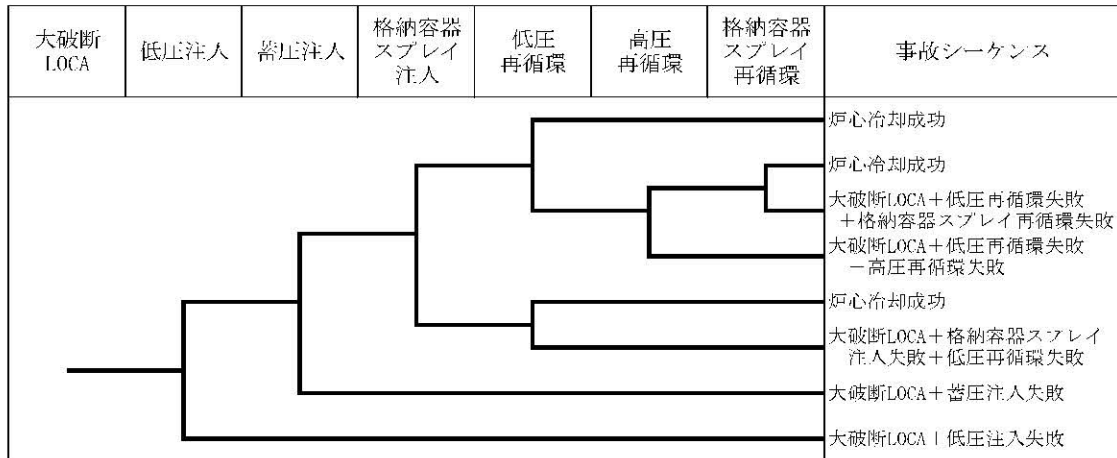
減速材温度 係数初期値	ドップラ効果	初期定常誤差	原子炉冷却材圧力 バウンダリに係る圧 力の最高値
-16pcm/°C	ウラン燃料を装荷した 平衡炉心のドップラ特性 (標準値)	考慮しない	約18.6MPa
-16pcm/°C	ウラン燃料を装荷した 平衡炉心のドップラ特性 (標準値)+20%	考慮する*	約19.4MPa

*: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°C、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

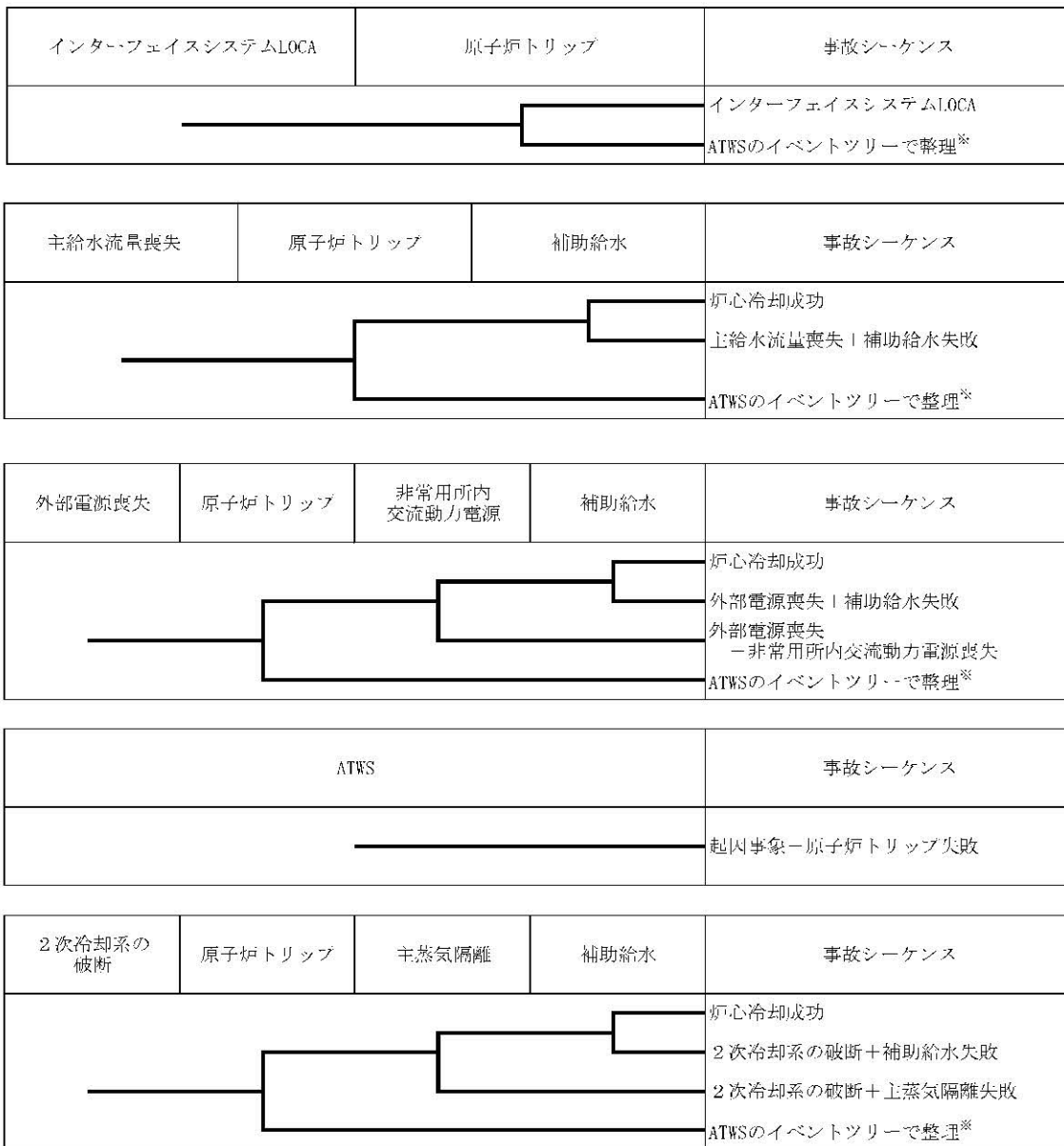
減速材温度 係数初期値	ドップラ効果	初期定常誤差	原子炉冷却材圧力 バウンダリに係る圧 力の最高値
-16pcm/°C	ウラン燃料を装荷した 平衡炉心のドップラ特性 (標準値)	考慮しない	約18.9MPa
-16pcm/°C	ウラン燃料を装荷した 平衡炉心のドップラ特性 (標準値)+20%	考慮する*	約19.6MPa

*: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°C、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回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)

蒸気発生器伝熱管破損	原子炉トリップ	補助給水	破損側蒸気発生器の隔離	事故シーケンス
				炉心冷却成功 蒸気発生器伝熱管破損 破損側蒸気発生器の隔離失敗 蒸気発生器伝熱管破損 -補助給水失敗 ATWSのイベントツリーで整理※

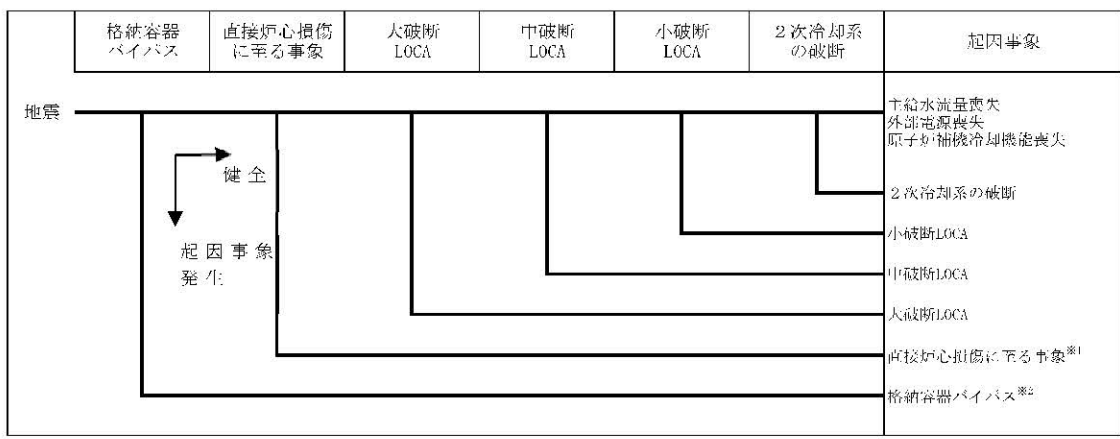
過渡事象	原子炉トリップ	補助給水	事故シーケンス
			炉心冷却成功 過渡事象-補助給水失敗 ATWSのイベントツリーで整理※

原子炉補機冷却機能喪失	原子炉トリップ	補助給水	加圧器逃がし弁/安全弁LOCA	RCPシールLOCA	事故シーケンス
					炉心冷却成功 原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA 原子炉補機冷却機能喪失 -加圧器逃がし弁/安全弁LOCA 原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗 ATWSのイベントツリーで整理※

手動停止	補助給水失敗	事故シーケンス
		炉心冷却成功 手動停止-補助給水失敗

※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)



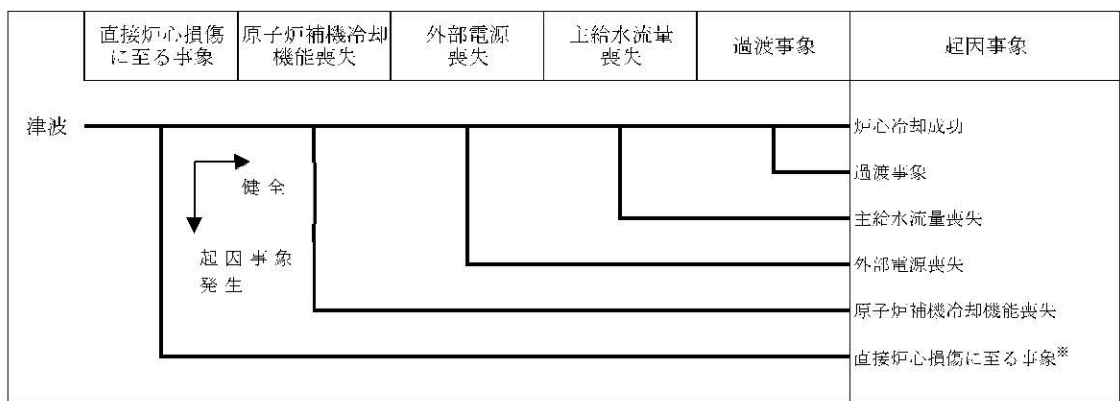
※1: 直接炉心損傷に至る事象

- ・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)

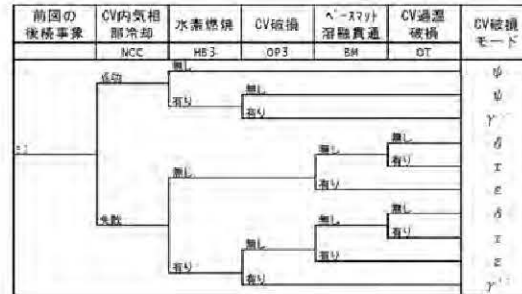
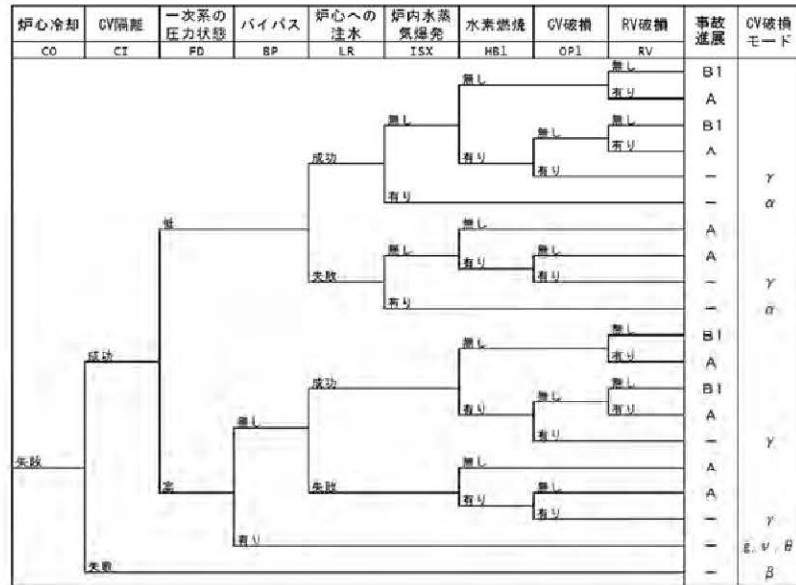
第1.15-2図 地震PRA階層イベントツリー



※: 直接炉心損傷に至る事象



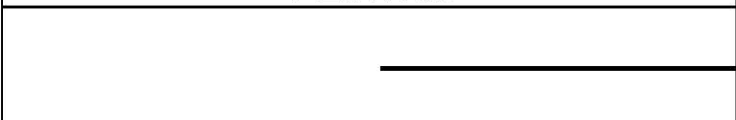
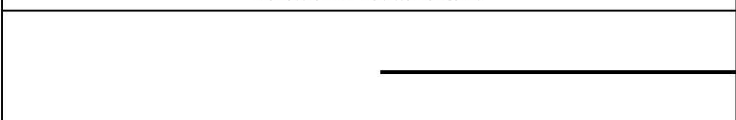
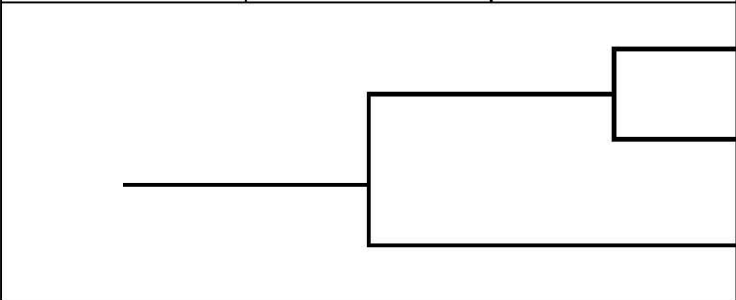
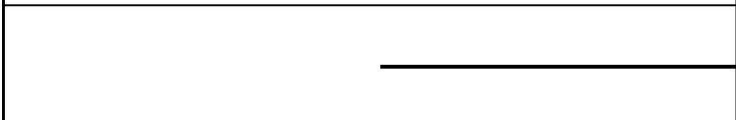
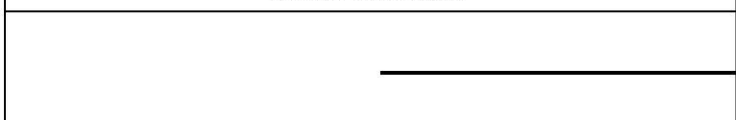
- ・複数の信号系損傷

第1.15-3図 津波PRA階層イベントツリー

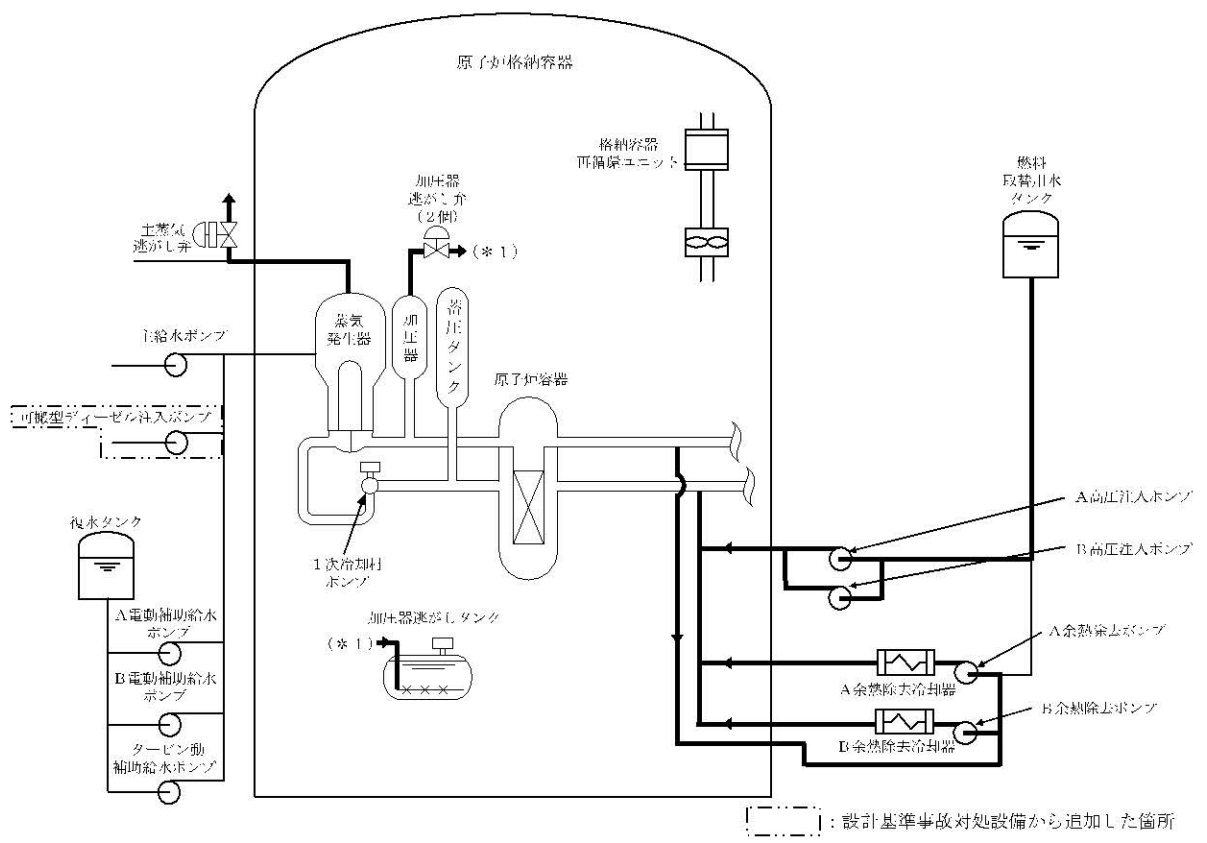


- (注1) 事故進展の α は、その時点での格納容器破損を意味する。
- (注2) 格納容器破損モード:
 α = 原子炉容器内での水蒸気爆発による破損
 β = 格納容器側漏れ失敗
 γ 、 γ' 、 γ'' = 水素燃焼または水素爆発による格納容器過圧破損
 δ = 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破損
 ϵ = デブリ・コンクリート相互作用によるベースマッソ溶融貫通
 θ = 水蒸気蓄積による準静的な過圧による格納容器先行破損
 η = 格納容器内での水蒸気爆発または水蒸気スライクによる破損
 σ = 格納容器外部気直接加熱による破損
 μ = 蒸気発生器燃料管破損後の炉心損傷による格納容器バイパス
 ν = 自然除去系閉塞非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
 ι = 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

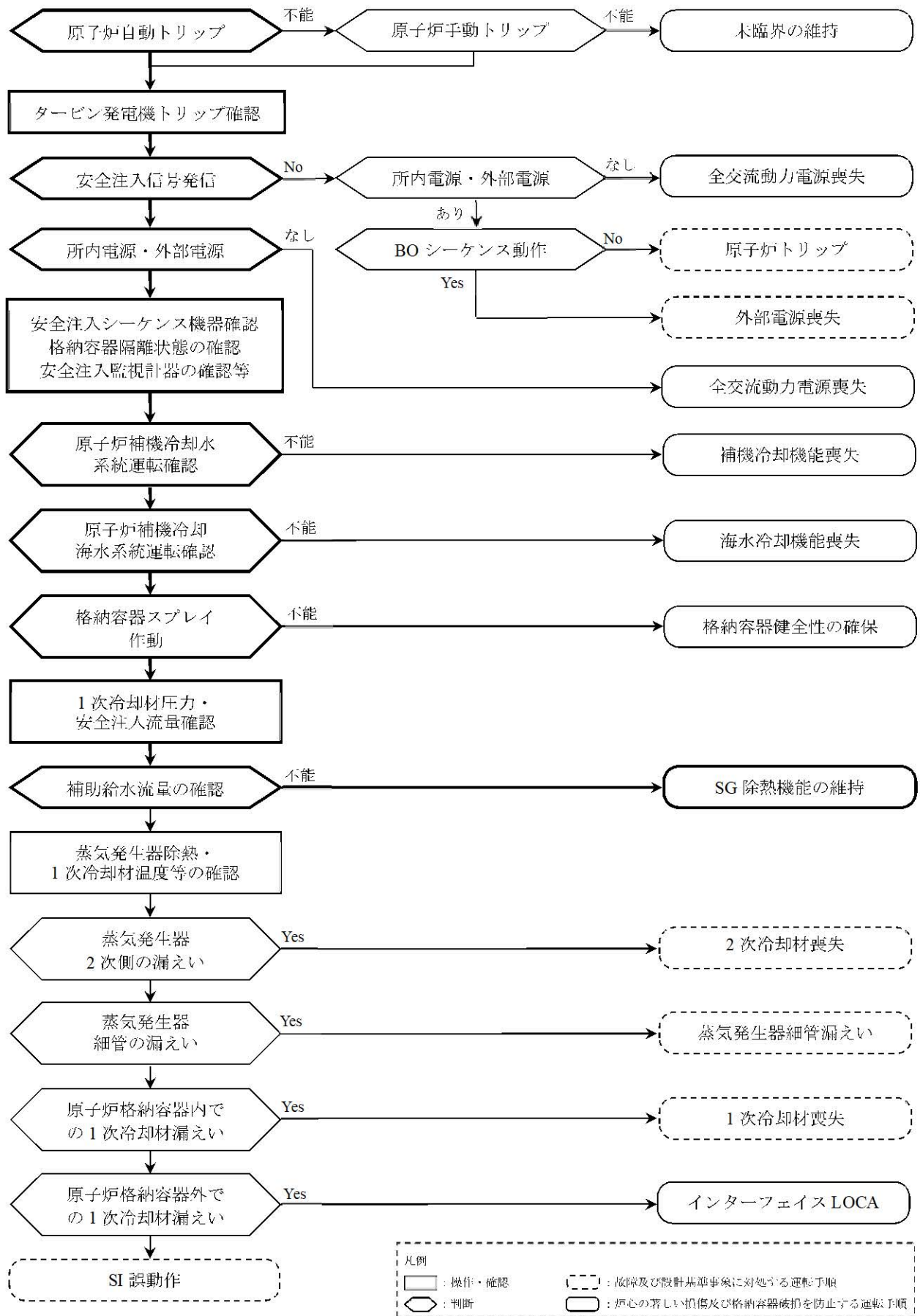
第1.15-4図 格納容器イベントツリー

原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失			事故シーケンス
			原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失
オーバードレン			事故シーケンス
			オーバードレン
水位維持失敗			事故シーケンス
			水位維持失敗
余熱除去機能喪失			事故シーケンス
			余熱除去機能喪失
外部電源喪失	非常用所内交流動力電源	余熱除去系による冷却	事故シーケンス
			燃料冷却成功 外部電源喪失 + 余熱除去系による冷却失敗 外部電源喪失 + 非常用所内交流動力電源喪失
原子炉補機冷却機能喪失			事故シーケンス
			原子炉補機冷却機能喪失
反応度の誤投入			事故シーケンス
			反応度の誤投入

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)

〔有効性評価上の経過時間 (0秒)〕



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)

必要な委員と作業項目				経過時間 (分)										経過時間 (時分)		備考			
手順の項目	委員 (名) (作業に必要な員数) 【 】は他作業後 移りしてきた委員	3号 4号		手用内容										約18分 1次系上方貯留槽 温度 77℃ 以上			備考		
		運転開始	運転員	-	-	●原子炉トリップ・タービントリップ確報 ●主給水流量喪失確報 ●補助給水失敗確報 (中央制御室確報)	10分												
減気発生時注水回復 操作	運転員A	1	1	●補助給水ポンプ手動起動 (中央制御室操作) 次操作へ															
	運転員C、D	2	2	●就地移動/補助給水ポンプ起動操作/失敗原因調査 (現場操作)															
	運転員A	【1】	【1】	●電動主給水ポンプ手動起動 (中央制御室操作)															
	1次系対策対策委員 (補助) 運転対応委員E、F、G	3	3	●就地移動/電動主給水ポンプ起動操作/失敗原因調査 (現場操作)															
1次系のフィードアンドブリード 操作	運転員B	1	1	●非常用炉心冷却設備作動信号手動発信 ●高圧注入ポンプによる注入状況確認 ●高圧容器が注入開放 (中央制御室操作) 次操作へ															
会熱除去系による炉心冷却	運転員A	【1】	【1】	●会熱除去系による炉心冷却 ●1次系のフィードアンドブリード運転停止 ●蒸気タンク出口閉止 ●高圧注入ポンプ停止 (中央制御室操作)															

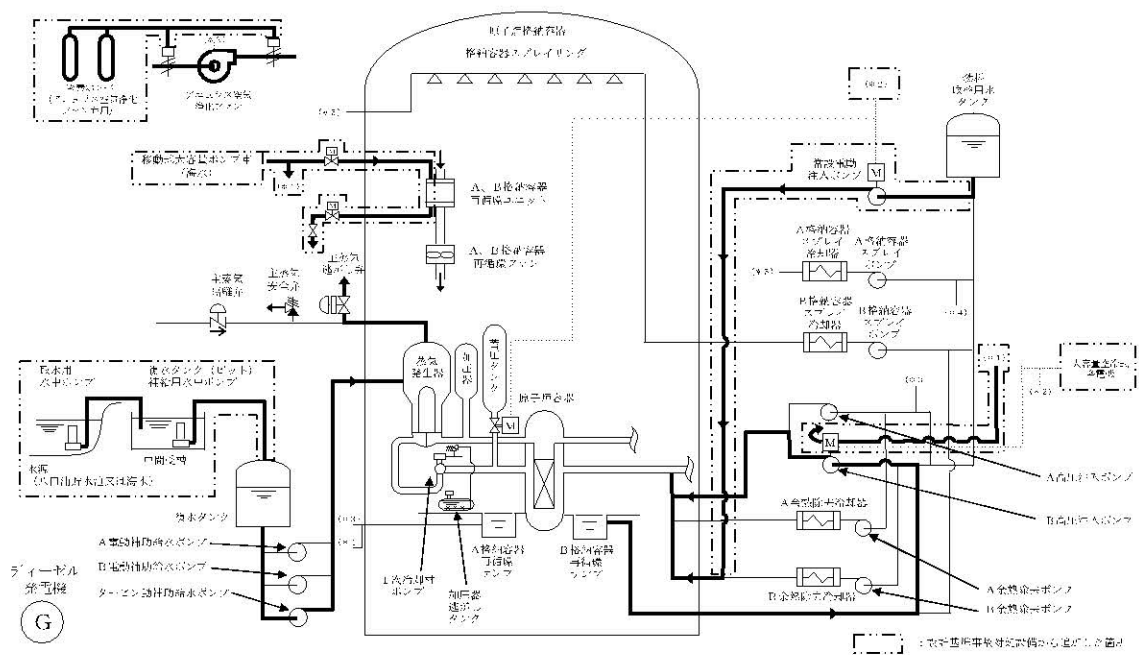
・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間及び作業時間を確認した上で算出している。(一部、失敗後の復帰については理想時間により算出)
 ・緊急に必要となる委員(指揮者等)は4名であり、全作業員、運転連絡等を行う。

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)

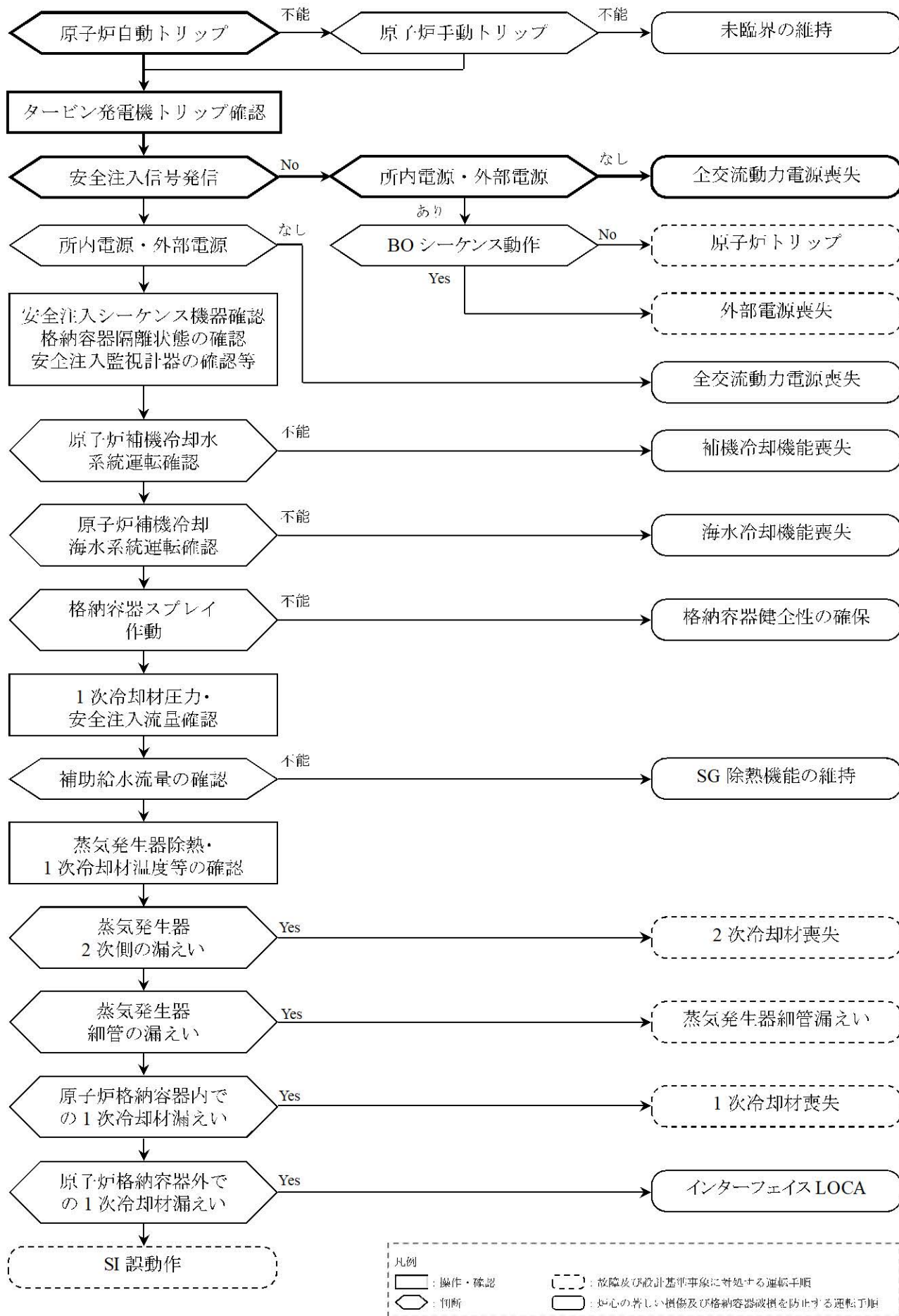
必要事項と作業項目				経過時間 (時間)												備考		
手順の記号	要員(名) (作業に必要な員数) 【】は他作業後 移動して来た要員	3号	4号	2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24		26	
		蒸気発生器注水回復操作	重大事故等 対策委員(初期) 係対応要員 6名 + 重大事故等 対策委員(初動後) 係対応要員 8名	7	7	●可搬型ディーゼル注入ポンプ、可搬型ホース等の運搬												
[7]	[7]			●可搬型ディーゼル注入ポンプ、可搬型ホース等の設置 ○可搬型ディーゼル注入ポンプの張り、起動														
[1]	[1]		●給水、可搬型ディーゼル注入ポンプ監視、 ○可搬型ディーゼル注入ポンプへの燃料補給														監視、燃料補給	
連絡員A	[1]		[1]	●可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への 大勢注水系統確保 (中継運転(動作))														
重大事故等必要員(初動) と対応要員C、F	[2]		[2]	●可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への 大勢注水系統確保 (初動操作)													適宜部量調整	

・燃料補給の際は可搬型ディーゼル注入ポンプ定容負荷(連続運転時の目安時間)を記載

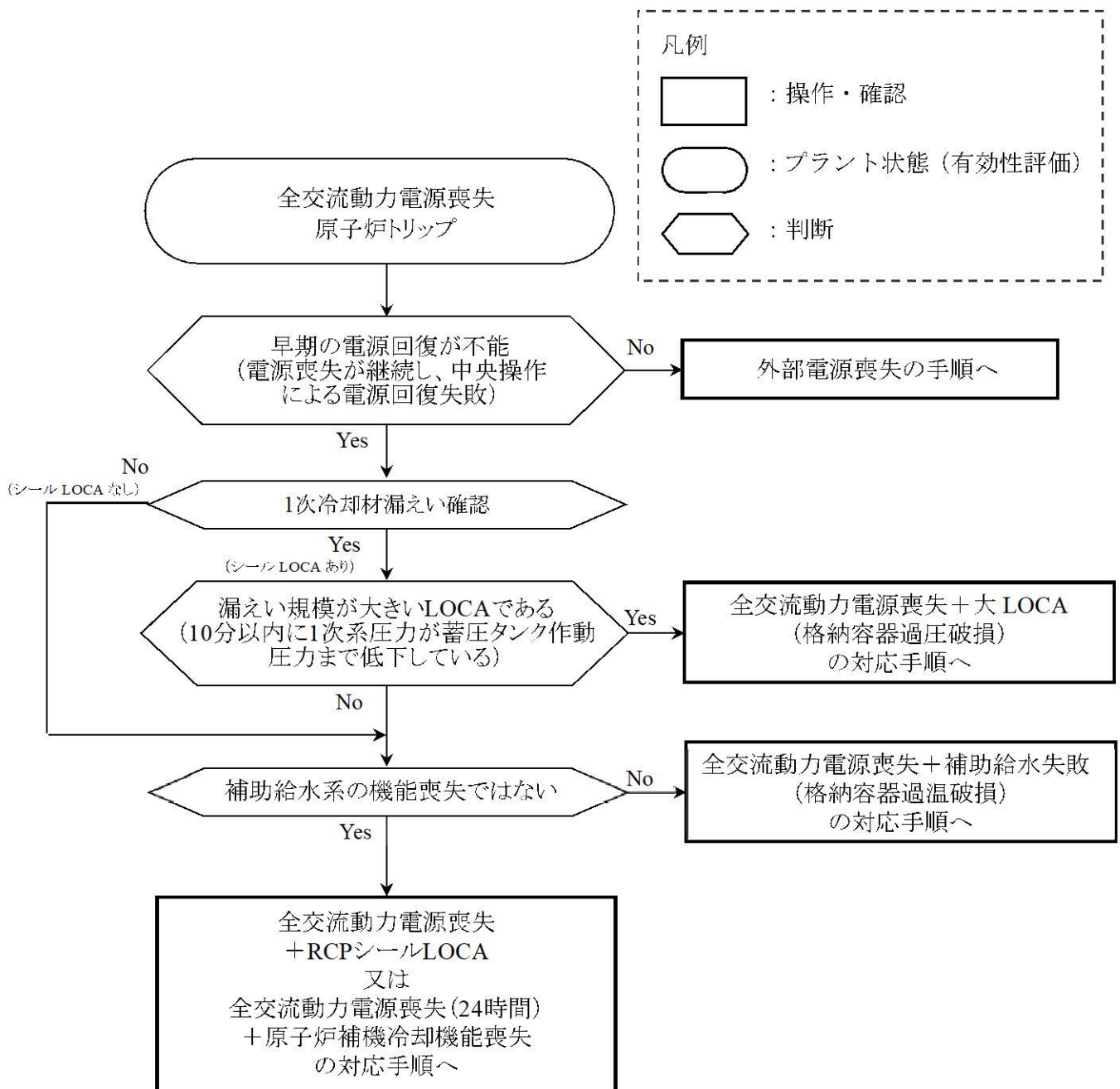
第1.15-9図 「2次冷却系からの除熱機能喪失」の作業と所要時間(2/2)
(主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故)



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システム図

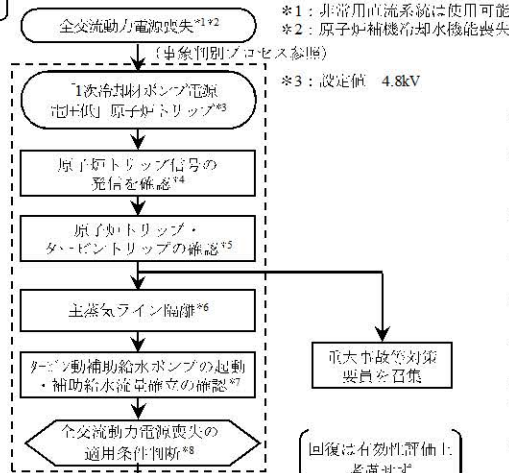


第1.15-11図 「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要
(事象判別プロセス)

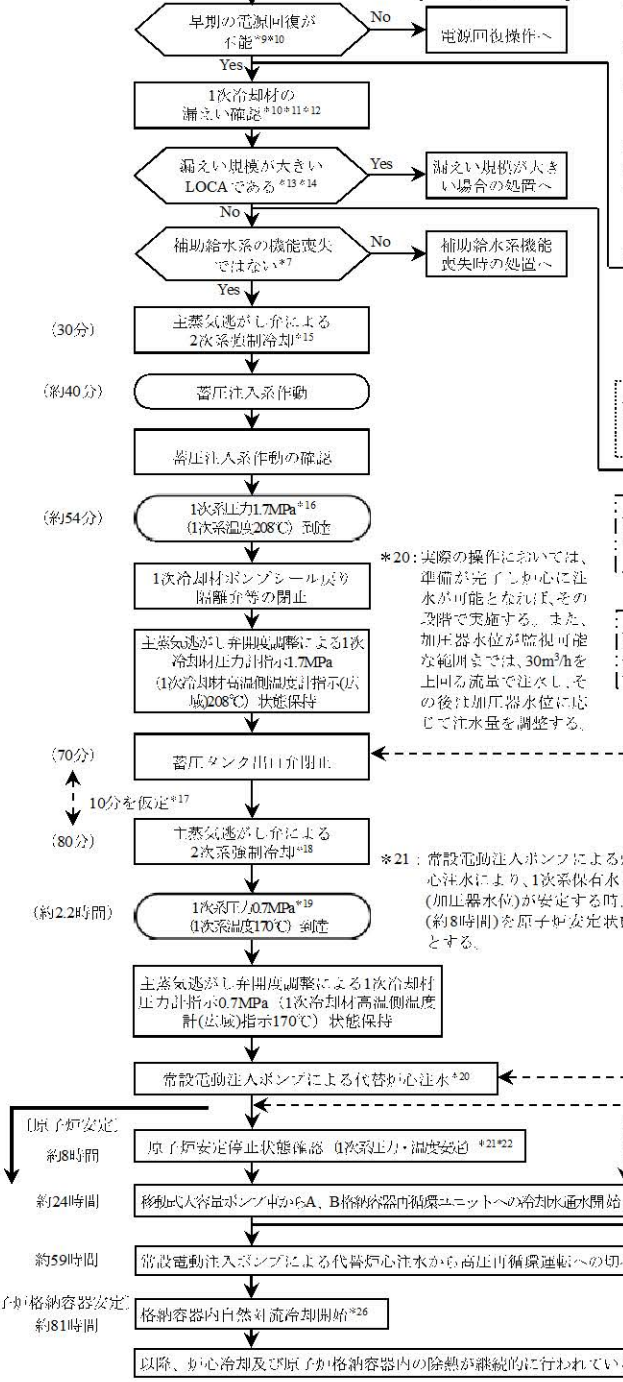


第1.15-12図 「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要
(初期対応手順)

〔有効性評価上〕
の経過時間
(0秒)

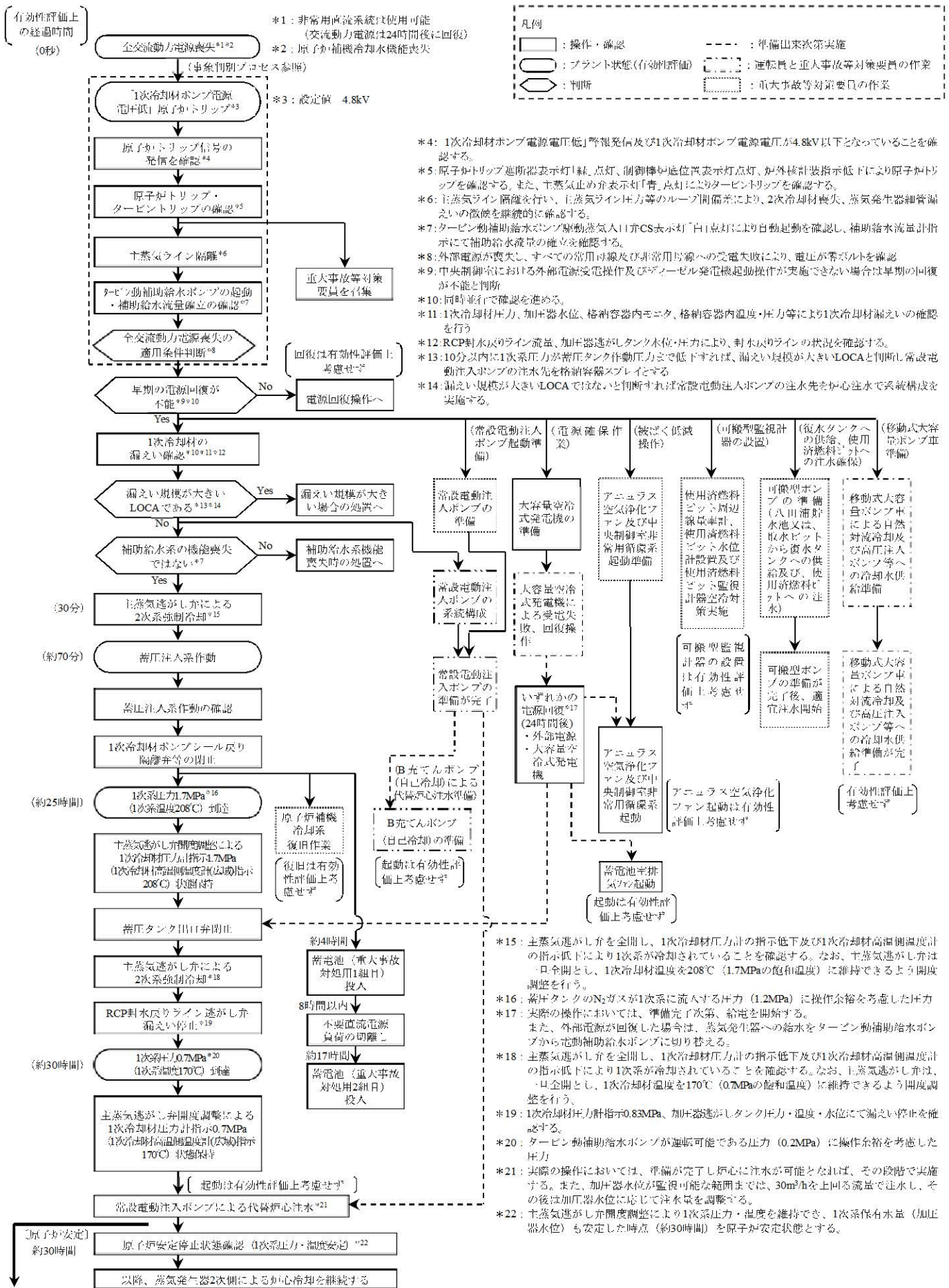


- *1: 非常用直流系統は使用可能
- *2: 原子炉補機冷却機能喪失
- *3: 設定値 4.8kV
- *4: 1次冷却材ポンプ電源電圧低 警報発信及び1次冷却材ポンプ電源電圧が4.8kV以下となっていることを確認する。
- *5: 原子炉トリップ遮断器表示灯「緑」点灯、制御棒棒底位置表示灯点灯、炉外核計装指が低下により原子炉トリップを確認する。また、主蒸気止弁表示灯「古」点灯によりタービントリップを確認する。
- *6: 主蒸気ライン隔離を行い、主蒸気ライン圧力等のループ間偏差により、2次冷却材喪失、蒸気発生器細網漏えいの徴候を継続的に確認する。
- *7: タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁CS表示灯「白」点灯により自動起動を確認し、補助給水流計指示にて補助給水流量の確立を確認する。
- *8: 外部電源が喪失し、すべての常用母線及び非常用母線への受電失敗により、電圧が零ボルトを確認
- *9: 中央制御室における外部電源受電操作及びディーゼルの発電機起動操作が実施できない場合は早期の回復が不能と判断
- *10: 同時並行で確認を進める。
- *11: 1次冷却材圧力、加圧器水位、格納容器内モニタ、格納容器内温度・圧力等により1次冷却材漏えいの確認を行う。
- *12: RCP昇水戻りライン流量、加圧器速がシタンク水位・圧力により、昇水戻りラインの状況を確認する。
- *13: 10分以内に1次系圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下すれば、漏えい規模が大きいLOCAと判断し常設電動注入ポンプの注水先を格納容器スプラインとする。
- *14: 漏えい規模が大きいLOCAではないと判断すれば常設電動注入ポンプの注水先を炉心注水で系統構成を実施する。
- *15: 主蒸気逃がし弁を全閉し、1次冷却材圧力計の指示低下及び1次冷却材高温側温度計の指示低下により1次系が冷却されていることを確認する。なお、主蒸気逃がし弁は一旦全閉とし、1次冷却材温度を208℃（1.7MPaの飽和温度）に維持できるよう開度調整を行う。
- *16: 蓄圧タンクのN₂ガスが1次系に流入する圧力（1.2MPa）に操作余裕を考慮した圧力
- *17: 運転員の操作余裕時間として設定
- *18: 主蒸気逃がし弁を全閉し、1次冷却材圧力計の指示低下及び1次冷却材高温側温度計の指示低下により1次系が冷却されていることを確認する。なお、主蒸気逃がし弁は一旦全閉とし、1次冷却材温度を170℃（0.7MPaの飽和温度）に維持できるよう開度調整を行う。
- *19: タービン動補助給水ポンプが逆転可能である圧力（0.2MPa）に操作余裕を考慮した圧力



- *20: 実際の操作においては、準備が完了し炉心に注水が可能となれば、その段階で実施する。また、加圧器水位が監視可能な範囲までは、30m³を上回る流量で注水し、その後加圧器水位に応じて注水量を調整する。
- *21: 常設電動注入ポンプによる炉心注水により、1次系保有水量（加圧器水位）が安定する時点（約8時間）を原子炉安定状態とする。
- *22: 1次冷却材圧力計指示0.7MPa（1次冷却材高温側温度計（炉心）指示170℃）保持及び加圧器水位維持
- *23: 実際の操作においては、準備が完了すれば、その段階で実施する。
- *24: 自然現象に起因した機能喪失を想定し、海水ポンプは全台喪失を想定する。
- *25: 高圧再循環運転開始
 - ・格納容器内循環タンク水位（炉心）65%以上及び燃料取替用タンク水位が16%到達を確認し、高圧注入ポンプ水源切替（燃料取替用タンク→格納容器内循環タンク）
 - ・移動式大容量ポンプ車から高圧注入ポンプへ冷却水供給確認
 - ・高圧注入ポンプ運転
- *26: 格納容器内自然対流冷却により除熱が開始され原子炉格納容器内圧力及び温度が維持される時間（約81時間）を安定状態とする。

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)

必要作業員と作業項目				経路時間 (分)																備考		
手順の順	作業員 (名) (作業に必要な作業員数) 【】は前作業後 移動して来た作業員	3分		4分		経路時間 (分)																備考
		3分	4分	10分	15分	20分	30分	45分	50分	55分	60分	65分	70分	75分	80分	85分	90分	95分	100分			
手順の順	作業員 (名) (作業に必要な作業員数) 【】は前作業後 移動して来た作業員	3分	4分			0	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120				
状況把握	運転員	1	1	10分																		
注報確認作業	運転員B	1	1	15分																		
2次系制御部	運転員C、D	4	4	20分																		
自動運転介入ポンプによる冷却源確保	運転員E、F	2	2	30分																		
被ばく低減操作	運転員G	1	1	45分																		
使用済燃料ボックスの 冷却水量調整準備	運転員H	1	1	50分																		
圧力減圧ポンプによる 冷却水量調整	運転員I	1	1	55分																		
中央制御室操作	運転員A	1	1	15分	5分	10分	5分	5分	18分													
可搬式計測器による 計測	運転員J	1	1	10分																		

* 各機材・作業の必要時間等については、実際の現場移動時間及び作業時間を確認した上で算出されている。(一部、未配備の機材については標準時間により算出)
* 運転員は必要時作業員 (標準作業) は1名であり、全体作業、連絡調整等を行う。

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)

1.15-1064

必要となる作業日			作業時間(分)															経過時間(日時間)		備考
手順の項目	担当者(名) (作業に必要な要員名) 【】は他班作業後移動して必要な要員	手順の内容	3時	4時	5時	6時	7時	8時	9時	10時	11時	12時	13時	14時	15時	16時	17時	18時		
			3時	4時	5時	6時	7時	8時	9時	10時	11時	12時	13時	14時	15時	16時	17時	18時		
停電発生時の対応	当班作業員 当班副班長 当班主任 副班長	1: 停電発生時の対応 2: 停電発生時の対応																		
運転班	運転員	-			10分															
電源回復操作	運転員B 重大事故対策要員(初動) 佐藤 剛太郎	1: 電源回復操作 2: 電源回復操作	10分																	
2次電源回復操作	重大事故対策要員(初動) 佐藤 剛太郎 運転員D	1: 2次電源回復操作 2: 2次電源回復操作	30分																	
3次電源回復操作	重大事故対策要員(初動) 佐藤 剛太郎 運転員E	1: 3次電源回復操作 2: 3次電源回復操作	70分																	
4次電源回復操作	重大事故対策要員(初動) 佐藤 剛太郎 運転員F	1: 4次電源回復操作 2: 4次電源回復操作	30分																	
5次電源回復操作	重大事故対策要員(初動) 佐藤 剛太郎 運転員G	1: 5次電源回復操作 2: 5次電源回復操作	45分																	
6次電源回復操作	重大事故対策要員(初動) 佐藤 剛太郎 運転員H	1: 6次電源回復操作 2: 6次電源回復操作	90分																	
7次電源回復操作	重大事故対策要員(初動) 佐藤 剛太郎 運転員I	1: 7次電源回復操作 2: 7次電源回復操作	35分																	
8次電源回復操作	重大事故対策要員(初動) 佐藤 剛太郎 運転員J	1: 8次電源回復操作 2: 8次電源回復操作	30分																	
9次電源回復操作	重大事故対策要員(初動) 佐藤 剛太郎 運転員K	1: 9次電源回復操作 2: 9次電源回復操作	50分																	
10次電源回復操作	重大事故対策要員(初動) 佐藤 剛太郎 運転員L	1: 10次電源回復操作 2: 10次電源回復操作	50分																	
11次電源回復操作	重大事故対策要員(初動) 佐藤 剛太郎 運転員M	1: 11次電源回復操作 2: 11次電源回復操作																		
12次電源回復操作	重大事故対策要員(初動) 佐藤 剛太郎 運転員N	1: 12次電源回復操作 2: 12次電源回復操作																		
13次電源回復操作	重大事故対策要員(初動) 佐藤 剛太郎 運転員O	1: 13次電源回復操作 2: 13次電源回復操作																		
14次電源回復操作	重大事故対策要員(初動) 佐藤 剛太郎 運転員P	1: 14次電源回復操作 2: 14次電源回復操作																		

第1.15-16図 「全交流動力電源喪失」の作業と所要時間(1/2)

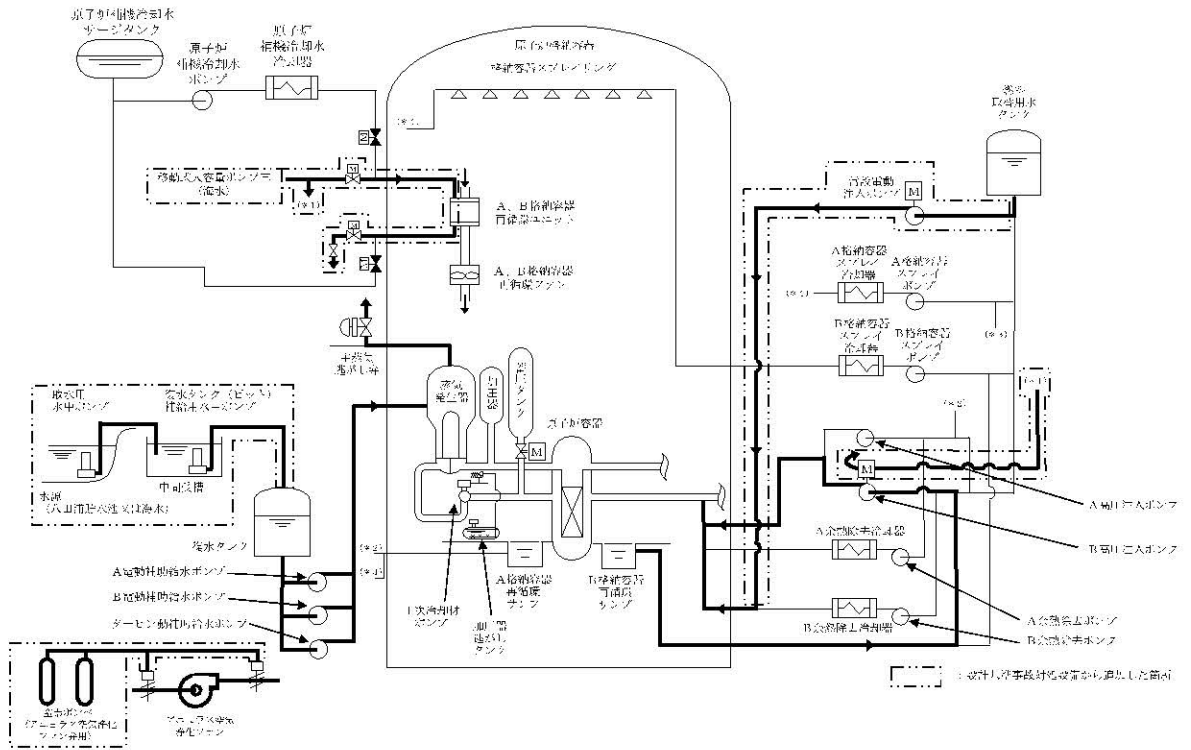
(外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故)

・身操作・作業の手順は既述のとおりであり、実際の現場での作業時間とは異なる。(※)未記述の項目については既述時間により要する。
・緊急時対策要員(佐藤等)は1名であり、身体保護、緊急連絡等を行う。

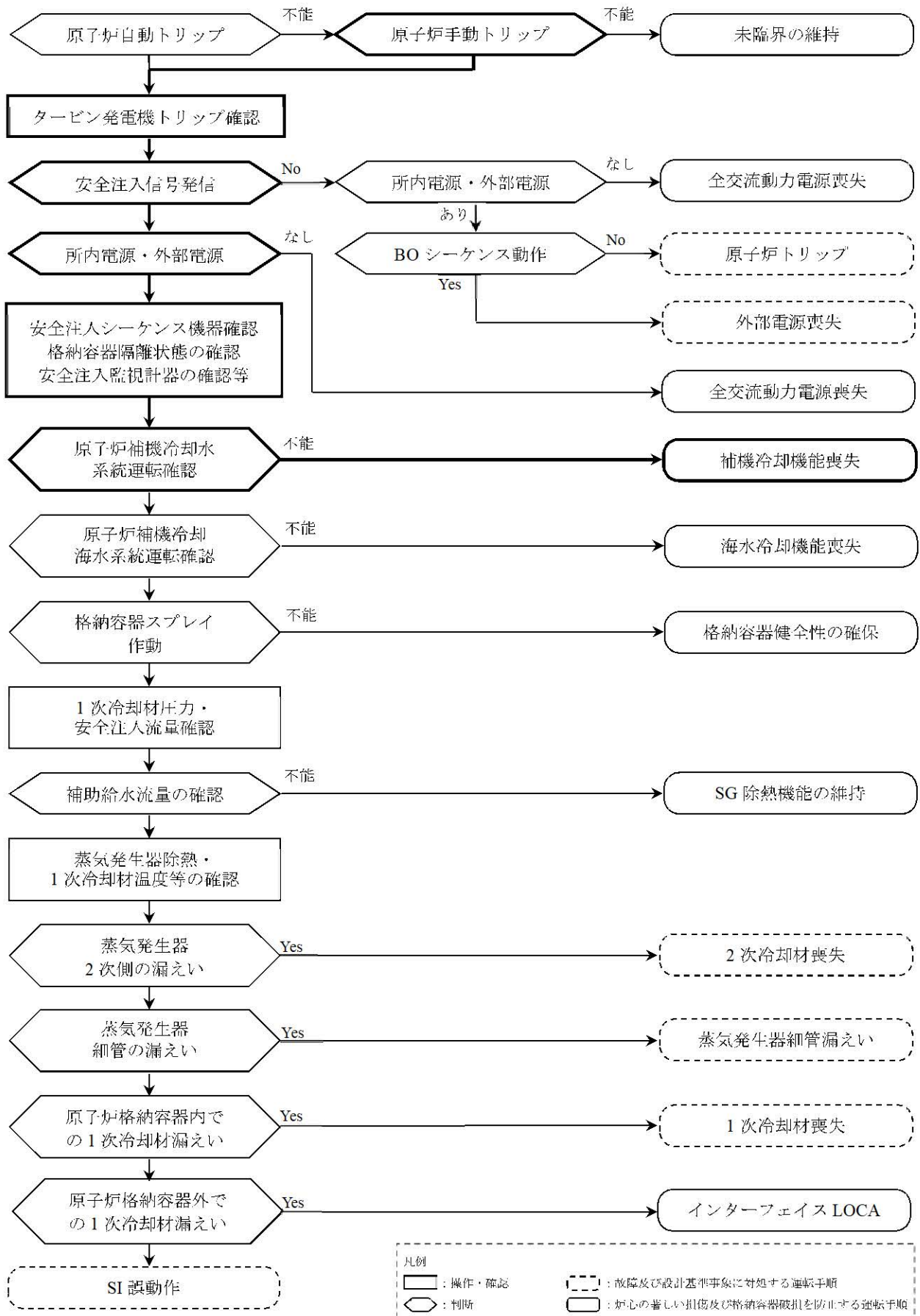
必要の要員と作業項目			経過時間 (分)																								備考																																			
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な員数) 【1】以降は係数 移動して必要な要員	作業の内容	3号		4号		5号		6号		7号		8号		9号		10号		11号		12号		13号		14号			15号		16号		17号		18号		19号		20号		21号		22号		23号		24号		25号		26号		27号		28号		29号		30号		31号		32号
			電源制御盤等点検	単人作業等 (作業に必要な員数) 係数1.0名 【1】 単人作業等 (作業に必要な員数) 係数1.0名	●電源制御盤点検	[00:00] ~ [00:00] 作業実施																																																								
電気システム点検	[5] [7] [6] [7]	●配電盤(バス)・配電システム(バス)・制御システム(バス)・保護システム(バス)等の点検	[00:00] ~ [00:00] 11分																																電気システム点検は、電気システム点検の完了後、必ずしも必要な作業がある。																											
	[6] [6]	●配電システム(バス)・配電システム(バス)等の設置	[00:00] ~ [00:00] 30分 (バス)・配電システム(バス)等の設置																																																											
	[1] [1]	●給水、排水システム(バス)等の点検	[00:00] ~ [00:00] 4時間																																																											
	[6] [6]	●配電システム(バス)・制御システム(バス)・保護システム(バス)等の設置	[00:00] ~ [00:00] 30分 (バス)・配電システム(バス)等の設置																																																											
使用設備点検等の作業	[2] [2]	●給水、排水システム(バス)・制御システム(バス)等の点検	[00:00] ~ [00:00] 1時間																																2. 目録に記載																											
	[2] [2]	●配電システム(バス)・制御システム(バス)等の設置	[00:00] ~ [00:00] 30分 (バス)・配電システム(バス)等の設置																																																											
	[2] [2]	●配電システム(バス)・制御システム(バス)等の設置	[00:00] ~ [00:00] 30分 (バス)・配電システム(バス)等の設置																																																											
	[2] [2]	●配電システム(バス)・制御システム(バス)等の設置	[00:00] ~ [00:00] 30分 (バス)・配電システム(バス)等の設置																																																											
移動式大型ポンプ等の作業	[2] [2]	●移動式大型ポンプ等の設置	[00:00] ~ [00:00] 2時間																																稼働時間1/2の 昇降機で作業																											
	[2] [2]	●移動式大型ポンプ等の設置	[00:00] ~ [00:00] 3時間																																																											
	[2] [2]	●移動式大型ポンプ等の設置	[00:00] ~ [00:00] 3時間																																																											
	[2] [2]	●移動式大型ポンプ等の設置	[00:00] ~ [00:00] 3時間																																																											
配電制御盤等点検	[2] [2]	●配電制御盤等点検	[00:00] ~ [00:00] 1時間																																稼働時間1/2の 昇降機で作業																											
	[2] [2]	●配電制御盤等点検	[00:00] ~ [00:00] 1時間																																																											
	[2] [2]	●配電制御盤等点検	[00:00] ~ [00:00] 1時間																																																											
	[2] [2]	●配電制御盤等点検	[00:00] ~ [00:00] 1時間																																																											
配電制御盤等点検	[2] [2]	●配電制御盤等点検	[00:00] ~ [00:00] 3時間																																稼働時間1/2の 昇降機で作業																											
	[2] [2]	●配電制御盤等点検	[00:00] ~ [00:00] 3時間																																																											
	[2] [2]	●配電制御盤等点検	[00:00] ~ [00:00] 3時間																																																											
配電制御盤等点検	[2] [2]	●配電制御盤等点検	[00:00] ~ [00:00] 7分																																稼働時間1/2の 昇降機で作業																											
	[2] [2]	●配電制御盤等点検	[00:00] ~ [00:00] 10分																																																											
	[2] [2]	●配電制御盤等点検	[00:00] ~ [00:00] 10分																																																											
原子炉補機冷却機点検	要員	●原子炉補機冷却機点検	[00:00] ~ [00:00] 30分																																稼働時間1/2の 昇降機で作業																											

・図1.15-1065は、原子炉補機冷却機点検の作業時間表です。
 ・上記は、作業時間表の最長作業時間(1時間)を基準として算出されています。作業時間表の作業時間(1時間)は、作業時間表の作業時間(1時間)を基準として算出されています。
 ・図1.15-1065は、原子炉補機冷却機点検の作業時間表です。

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)

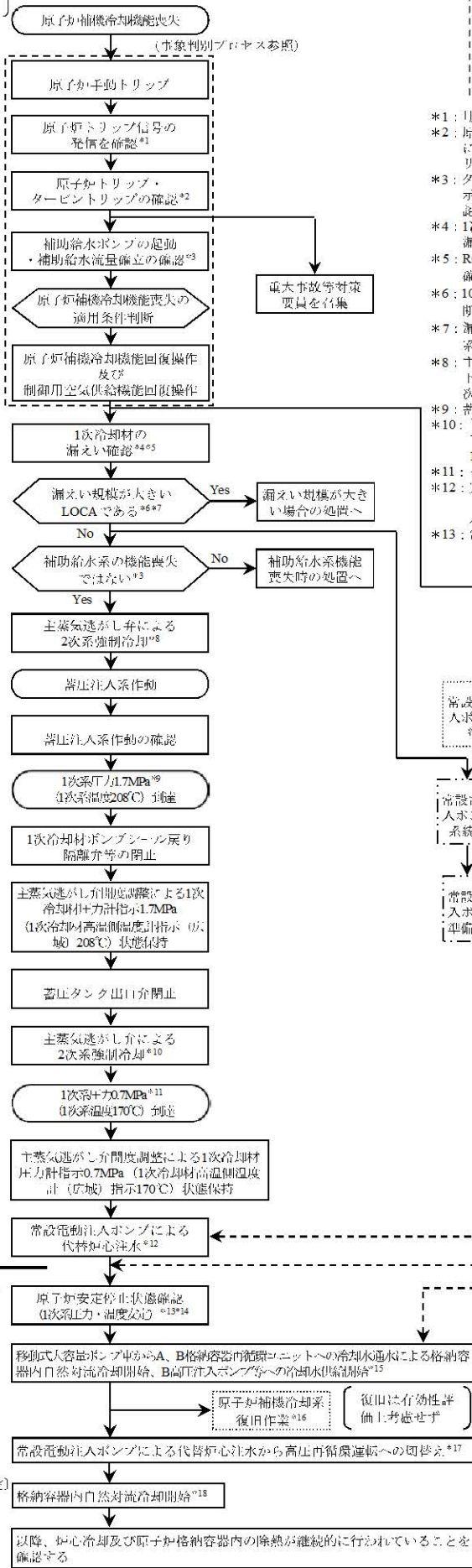


第1.15-17図 「原子炉補機冷却機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図

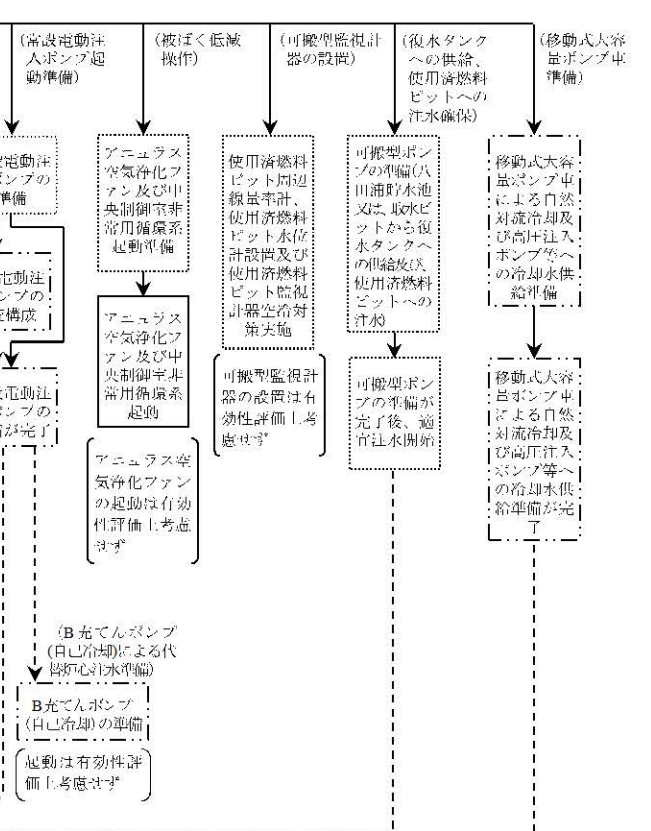


第1.15-18図 「原子炉補機冷却機能喪失」の対応手順の概要
(事象判別プロセス)

(有効性評価上の経過時間)
(0秒)

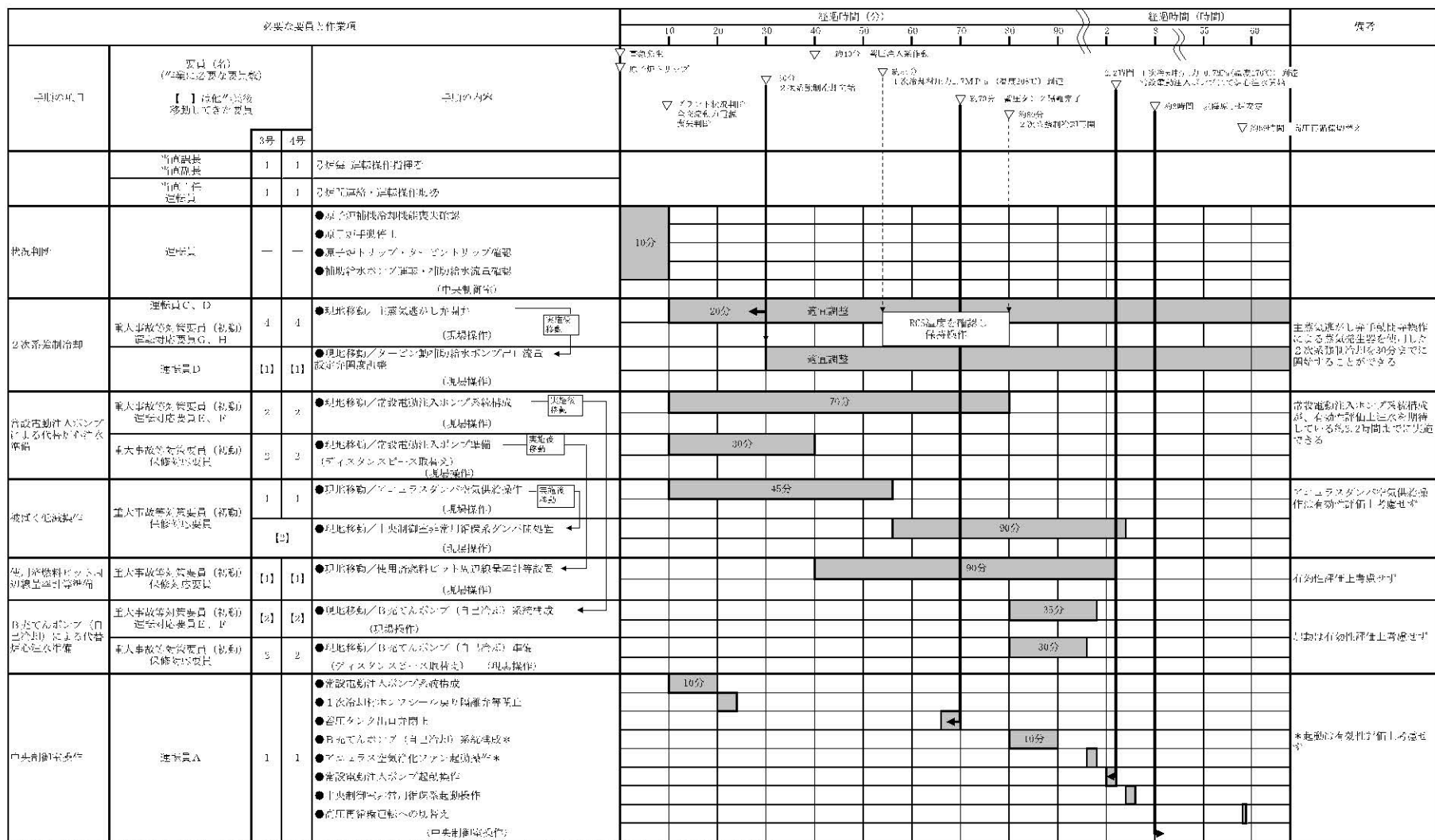


- *1: 原子炉手動停止警報発信を確認する。
- *2: 原子炉トリップ遮断器表示灯「緑」点灯、制御棒到底位置表示灯点灯、炉外核計装指が低下により原子炉トリップを確認する。また、主蒸気止め弁表示灯「青」点灯によりタービントリップを確認する。
- *3: タービン補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁CS表示灯「白」点灯及び電動補助給水ポンプCS表示灯「赤」点灯により自動起動を確認し、補助給水流量計指示にて補助給水流量の確立を確認する。
- *4: 1次冷却材圧力、加圧器水位、格納容器内モニタ、格納容器内温度・圧力等により1次冷却材漏えいの確認を行う。
- *5: RCP封水戻りライン流量、加圧器速がしタンク水位・圧力により、封水戻りラインの状況を確認する。
- *6: 10分以内に1次系圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下すれば、漏えい規模が大きいLOCAと判断し常設電動注入ポンプの注水先を格納容器スプレイとする。
- *7: 漏えい規模が大きいLOCAではないと判断すれば常設電動注入ポンプの注水先を炉心注水で系統構成を実施する。
- *8: 主蒸気逃がし弁を全開し、1次冷却材圧力計の指示低下及び1次冷却材高温側温度計の指示低下により1次系が冷却されていることを確認する。なお、主蒸気逃がし弁は一旦全開とし、1次冷却材温度を208°C (1.7MPaの飽和温度) に維持できるように開度調整を行う。
- *9: 蓄圧タンクのN₂ガスが1次系に流入する圧力 (1.2MPa) に操作余裕を考慮した圧力
- *10: 主蒸気逃がし弁を全開し、1次冷却材圧力計の指示低下及び1次冷却材高温側温度計の指示低下により1次系が冷却されていることを確認する。なお、主蒸気逃がし弁は一旦全開とし、1次冷却材温度を170°C (0.7MPaの飽和温度) に維持できるように開度調整を行う。
- *11: タービン補助給水ポンプが運転可能である圧力 (0.2MPa) に操作余裕を考慮した圧力
- *12: 実際の操作においては、準備が完了し炉心に注水が可能となれば、その段階で実施する。また、加圧器水位が監視可能な範囲まで行、30m³/hを上回る流量で注水し、その後は加圧器水位に応じて注水量を調整する。
- *13: 常設電動注入ポンプによる炉心注水により、1次系保有水量 (加圧器水位) が安定する時点 (約8時間) を原子炉安定状態とする。



- *14: 1次冷却材圧力計指示0.7MPa (1次冷却材高温側温度計(広域)指示170°C) 保持及び加圧器水位維持
- *15: 実際の操作においては、準備が完了すれば、その段階で実施する。
- *16: 自然現象に起因した機能喪失を想定し、海水ポンプは全廃を想定する。
- *17: 高圧再循環運転開始
 - ・格納容器内循環サンプル水位 (広域) 65%以上及び燃料取替用水タンク水位が16%到達を確認し、高圧注入ポンプ水源切り替 (燃料取替用水タンク→格納容器内循環サンプル)
 - ・移動式大容量ポンプ車から高圧注入ポンプへ冷却水供給確認
 - ・高圧注入ポンプ運転
- *18: 格納容器内自然対流冷却により除熱が開始され原子炉格納容器内圧力及び温度が維持される時間 (約81時間) を安定状態とする。

第1.15-19図 「原子炉補機冷却機能喪失」の対応手順の概要



・各操作・作業の必要人員数については、実務の現場移動時間及び作業時間を考慮した上で算出している。(一部、未配備の機器については想定時間により算出)
 ・緊急時対策要員(内線等)は4名であり、全休明け、通報連絡等を行う。

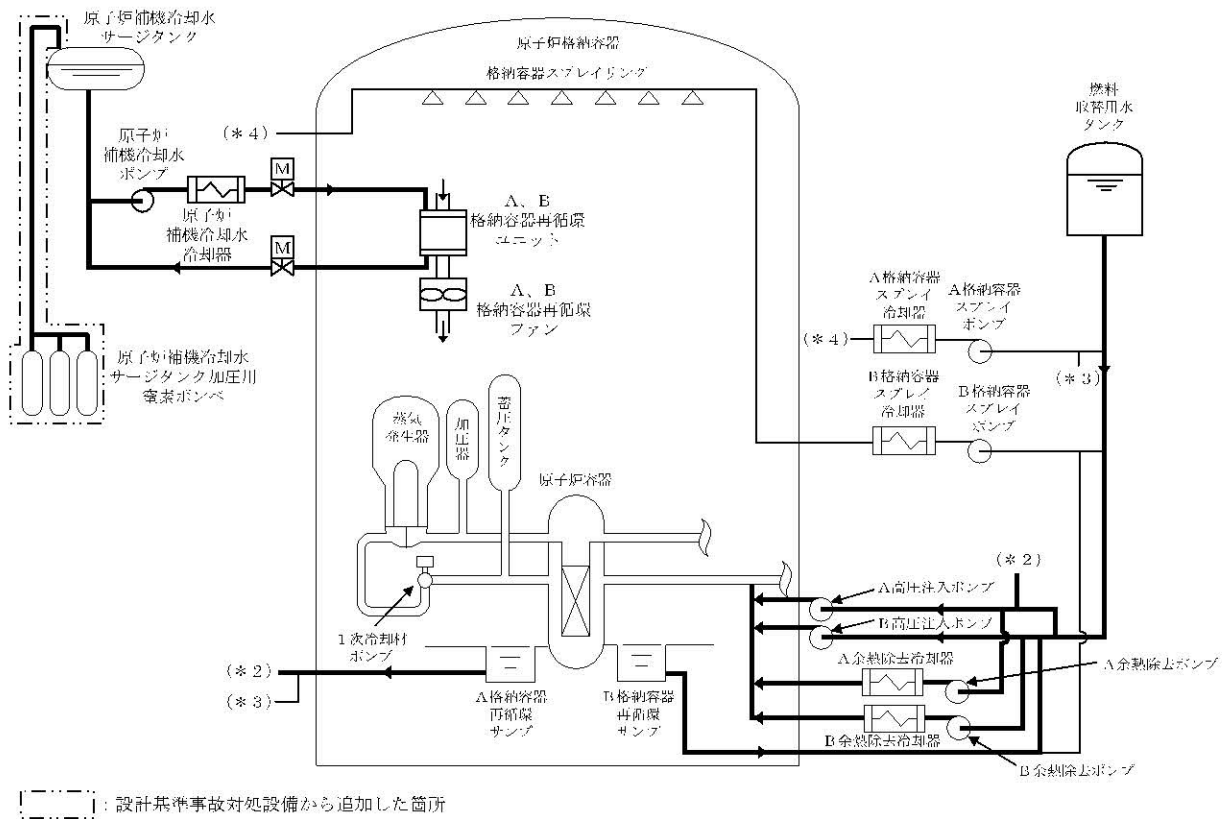
第1.15-20図 「原子炉補機冷却機能喪失」の作業と所要時間(1/2)

1.15-1070

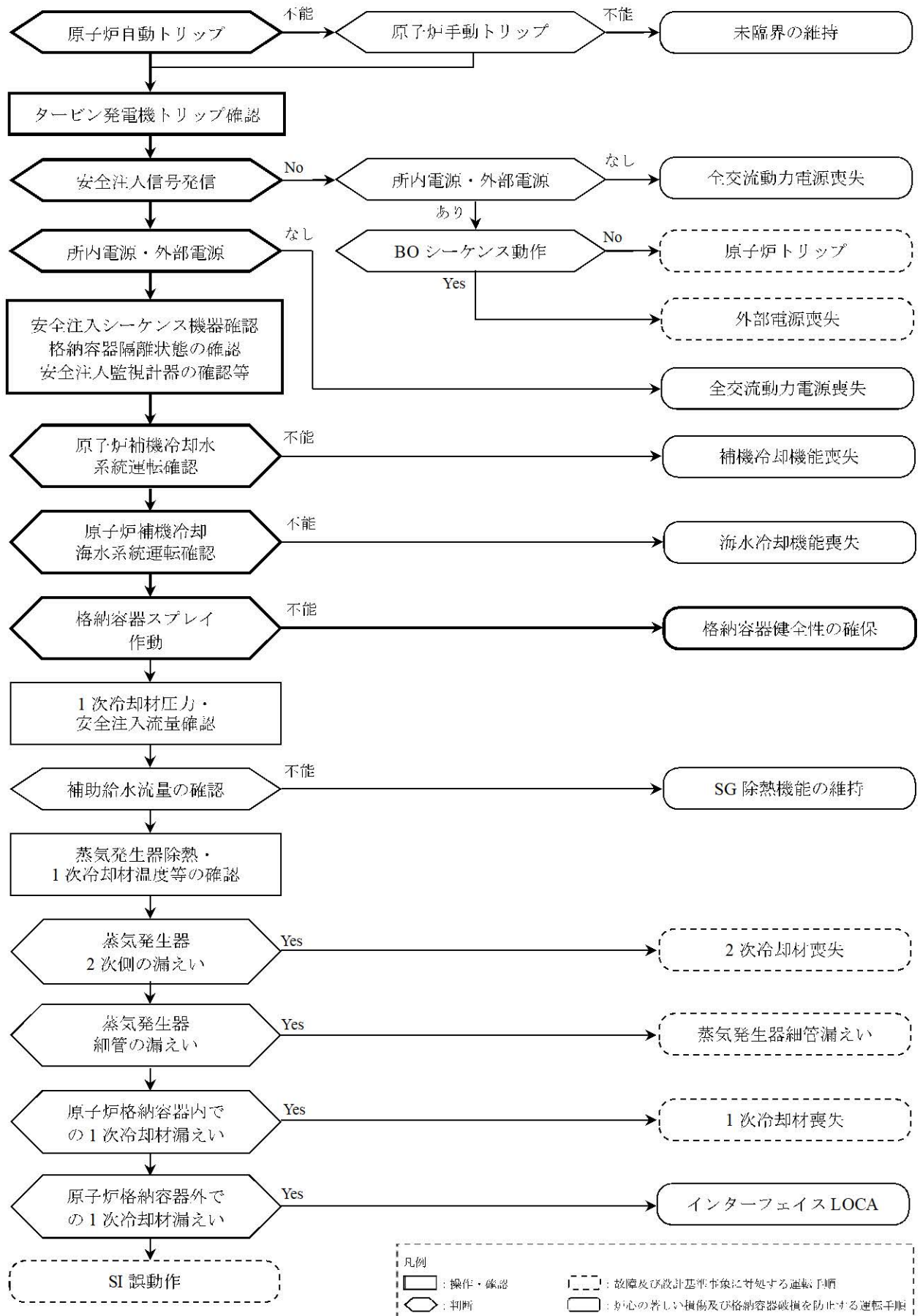
必要な人員と作業曜日		経過時間(時間)																備考		
作業の項目	要員(名) (作業にあたる要員数) 【1日1回作業後 休憩して必要な要員】	作業の内容	2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	26	28	30		32	
			取水タンクへの戻給	出入事故等 対応要員(3名) 係長等1名 1名 重事故等 対応要員(初動後) 係長等1名 1名	[5] 7	[6] 7	●取水用水中ポンプ、復水タンク(ピット)・循環用水中ポンプ、 中間設備、水中ポンプ用監視機、可搬型ホース等の点検	1時間												
	[6] [6]	●取水用水中ポンプ、水中ポンプ用監視機、可搬型ホース等の改造	30分(水中ポンプ用監視機改造)		4時間															
	[11] [11]	●給水、取水用水中ポンプ用監視機、水中ポンプ用監視機への燃料補給									29分(燃料補給)									
	[6] [6]	●取水タンク(ピット)前後用水中ポンプ、水中ポンプ用監視機、 中間設備、可搬型ホース等の設置	1時間(可搬型設置)		30分(水中ポンプ用監視機設置)	3時間														
	[2] [2]	●給水、復水タンク(ピット)・循環用水中ポンプ・使用済燃料・ ピット補給用水中ポンプ圧縮機、復水タンク水位監視機、 水中ポンプ用監視機への燃料補給																		
燃料用燃料ピットへの給水確保	[8] [8]	●使用済燃料ピットへ配給用水中ポンプ、可搬型ホース等の設置					20分													
可燃性使用済燃料ピット封鎖装置 改造	[2] [2]	●使用済燃料ピット封鎖装置用空気供給システム、 使用済燃料ピット封鎖装置用空気供給システム(既設機)等の運転																1時間		
移動式大容量ポンプ準備	[2] [2]	●使用済燃料ピット封鎖装置用空気供給システム、 使用済燃料ピット封鎖装置用空気供給システム(既設機)等の改造																	1時間	
	[2] [2]	●使用済燃料ピット封鎖装置用空気供給システムの増設、 使用済燃料ピット封鎖装置用空気供給システム(既設機)への燃料注入																	燃料補給	
	[0] [0]	●移動式大容量ポンプ等の設置(水中ポンプの改造含む)					2時間												燃料補給	
運転員	[6] [6]	●移動式大容量ポンプ用可搬型ホース等の運転、改造					3時間													
	[9] [9]	●可搬型ホース接続								8時間										
	[3] [3]	●海水系統へ原子炉冷却液補給ポンプ用システムを接続																	1時間	
	[3] [3]	●可搬型海水ポンプ用監視機(移動式大容量ポンプ用監視機) の設置(既設機)の改造																		1時間
	[2] [2]	●給水、移動式大容量ポンプ車監視機、燃料補給																		燃料補給
	[9] [9]	●A、B常備用海水ポンプ用監視機及び必要箇所への海水継ぎ手接続 (既設)							8時間									30分	10分	
	[1] [1]	●A、B常備用海水ポンプ用監視機及び必要箇所への海水継ぎ手接続 (既設)							15分	15分									10分	
原子炉補機冷卻液作業	必要要員	—	—	●海水ポンプ用監視機準備等の取替作業															燃料補給	

・燃料用燃料ピット給水確保装置の稼働確認等の作業時間(1日1回)を記載
 ・上記の他に、代替系用燃料ピットの追加燃料注入による出入事故等対応要員(初動後)係長等1名のうち2名が対応、操縦設備補給員(重事故)係長等1名のうち1名が対応、
 ・原子炉補機の稼働作業、他の作業が完了する21時前からの作業としているが、要員に余裕があれば準備中(既設機)も対応可能

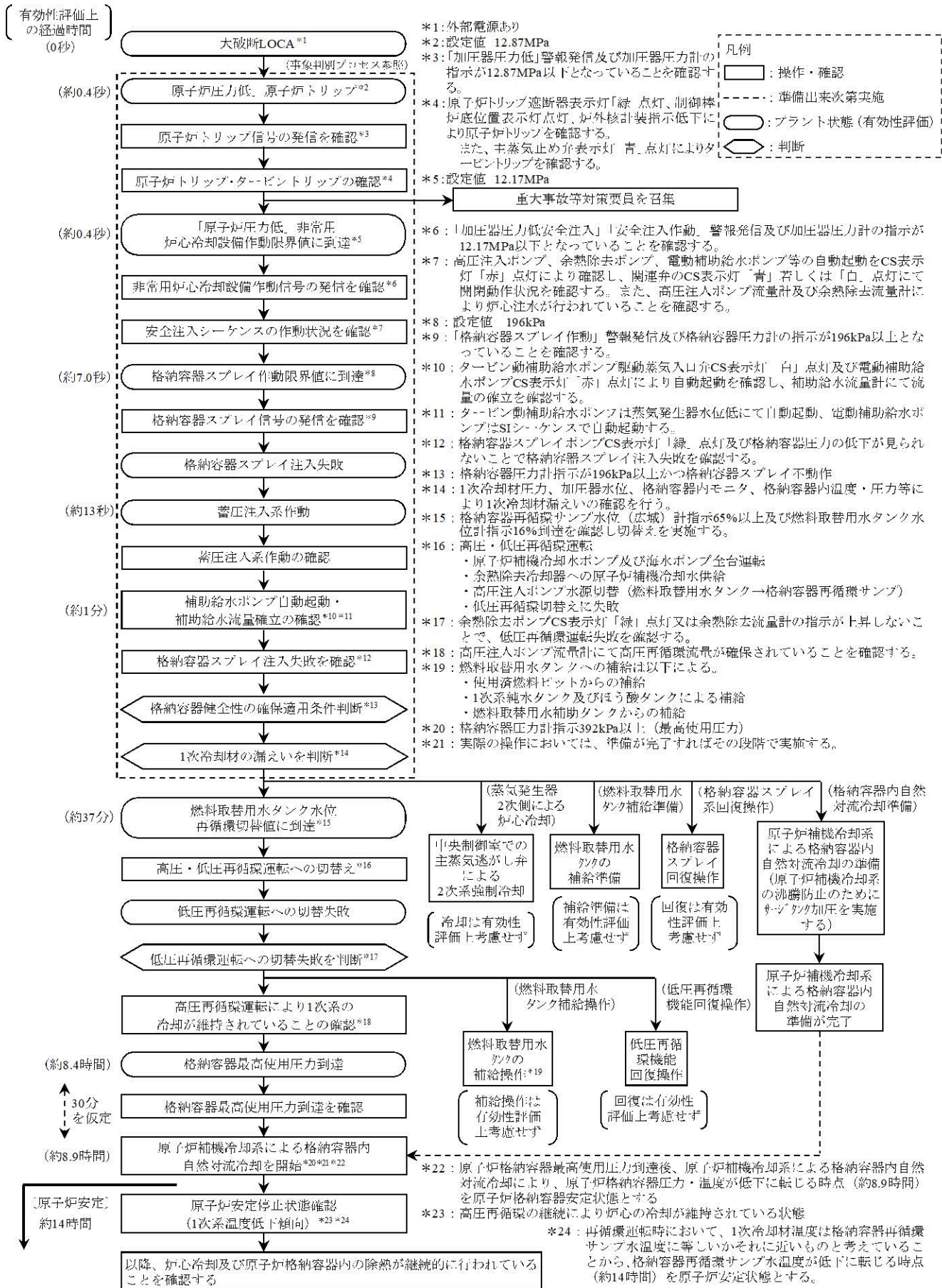
第1.15-20図 「原子炉補機冷却機能喪失」の作業と所要時間(2/2)



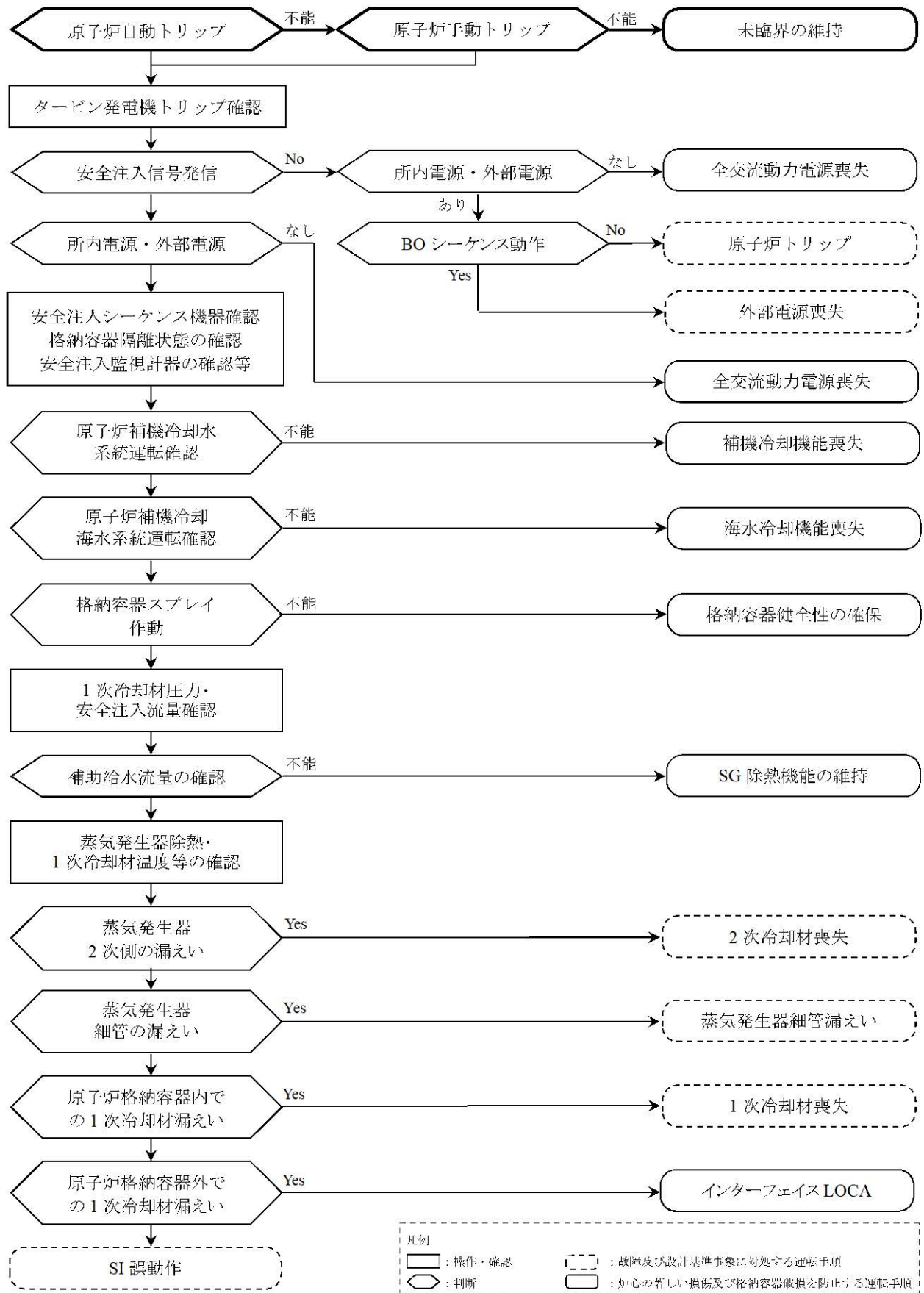
第1.15-21図 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図



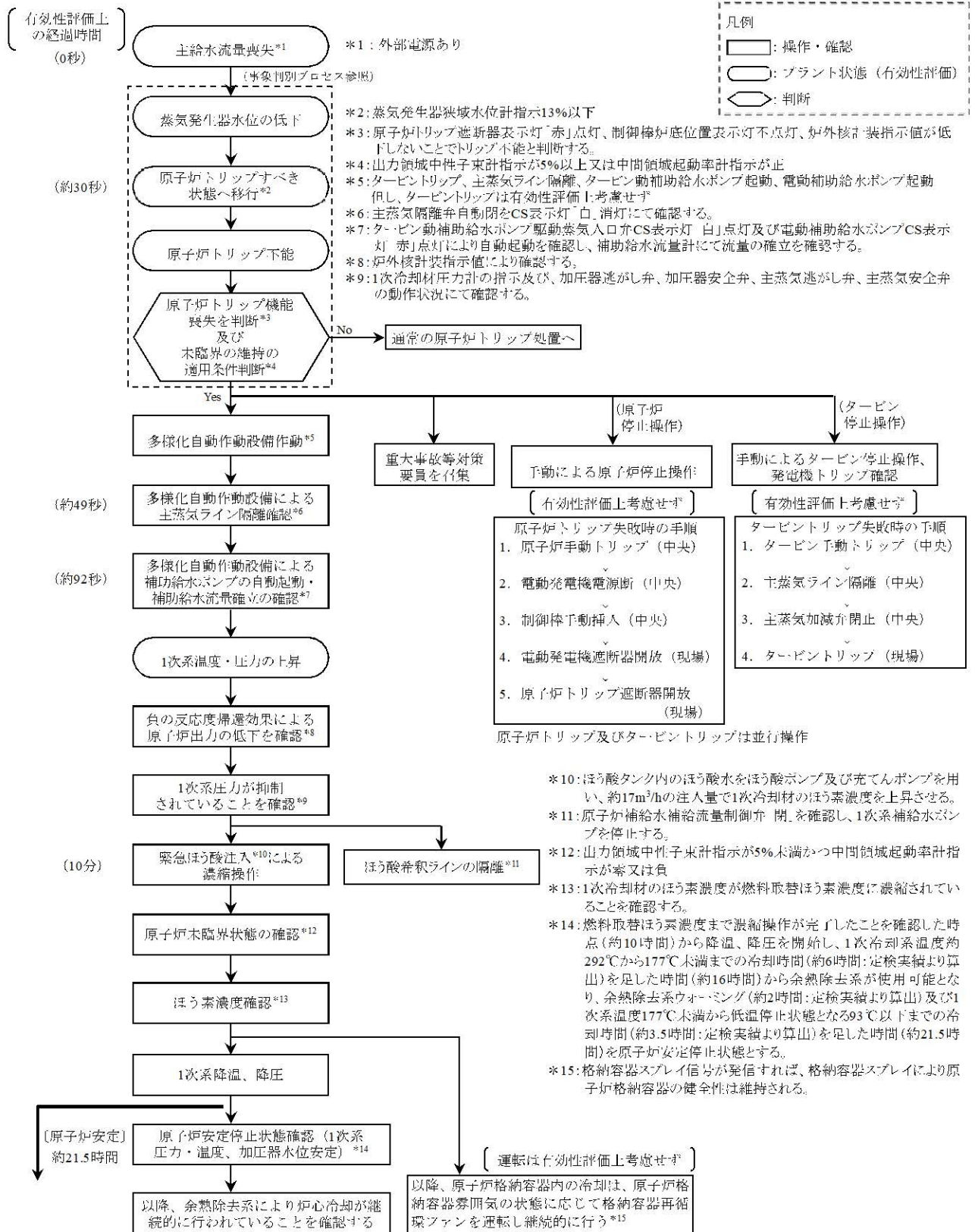
第1.15-22図 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の対応手順の概要
(事象判別プロセス)



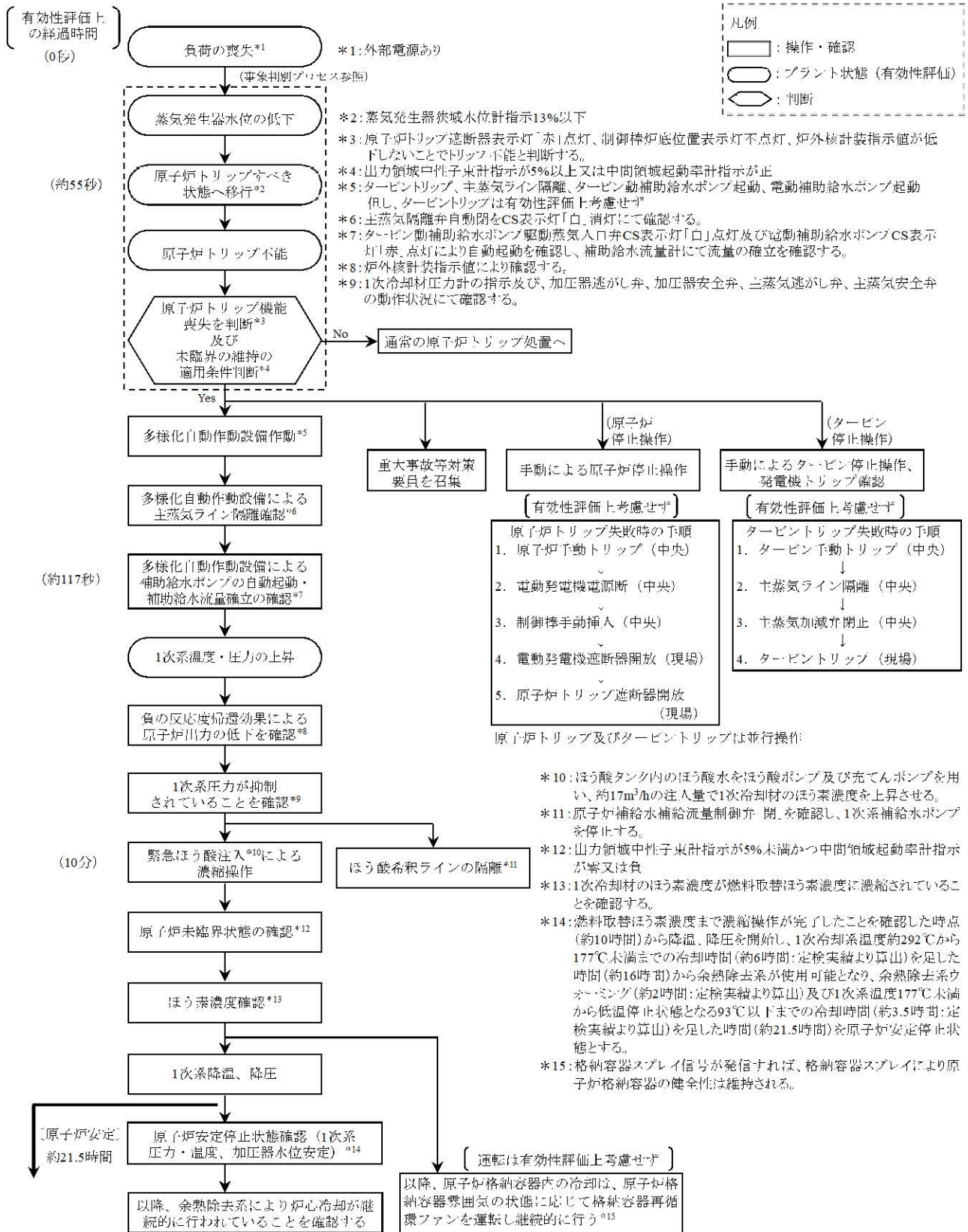
第1.15-23図 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の対応手順の概要
 (「大破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環機能が喪失する事故」の事象進展)



第1.15-26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)

必要な要員と作業項目			経過時間(分)											備考	
			2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22		24
作業の項目	要員(名) (必要に必要要員数) 【】は作業後移動してきか要員	作業の内容	作業停止 一時停止(給水流量喪失発生) 原子炉停止(多様な自動動作監視による異常監視) マウスの使用問題(主給水流量喪失時原子炉トリップ発生時) 約21.0分前 緊急停止が決定												
	当班班長 1名	1	1												
	班副 1名	1	1												
原子炉停止操作	運転員A	1	1	●原子炉トリップ ●電動発電機運転 ●制御棒手動投入 (原子炉停止操作)											有効性評価上考慮せず
	運転員C	1	1	●現地移動/緊急時監視装置視界開放 ●現地移動/原子炉トリップ監視器監視開放 (現場操作)											有効性評価上考慮せず
タービン等へ報告	運転員B	1	1	●タービン手動トリップ (原子炉停止操作)											有効性評価上考慮せず
多様な自動動作設備の動作確認	運転員B	【1】	【1】	●タービントリップの動作確認(有効性評価上、不動作) ●蒸気隔離弁動作確認 ●電動およびタービン動補給水ポンプの自動起動確認 (緊急時作業員)											
原子炉出力・1次冷却材圧力確認	運転員A	【1】	【1】	●負の反応係数効果による原子炉出力の低下を確認 ●1次冷却材圧力が低下していることを確認 (現場操作)											
緊急時冷却水注入操作	運転員A	【1】	【1】	●緊急時冷却水注入操作 ●原子炉本體外注水の確認 ●注水継続確認 (緊急時作業員)											10分後の奇峰を超過しているが、実際の操作においては原子炉出力の低下状態により早急に行う ポンプリレーにより確認
1次冷却水ライン隔離操作	運転員B	【1】	【1】	●1次冷却水ライン隔離操作 (原子炉停止操作)											
1次冷却水停止・降圧操作	運転員A・B	【2】	【2】	●蒸気発生器による降圧操作 ●加圧器スプレイトによる降圧操作 (緊急時作業員)											運転のプリント停止操作
余熱除去系統による冷却停止状態までの降圧操作	運転員A	【1】	【1】	●余熱除去系統運転 ●余熱除去系統による降圧操作 (緊急時作業員)											運転のプリント停止操作

・各操作・作業の必要時間(分)については、実際の現場移動時間及び作業時間を考慮し先上で算出している。

※タービンのトリップ発生後緊急時自動起動設備の動作も失敗した場合は、蒸気発生器停止、タービントリップ(強制)を行う。

・緊急時対策本部要員(班長等)は4名であり、全回指揮、連絡連絡等を行う。

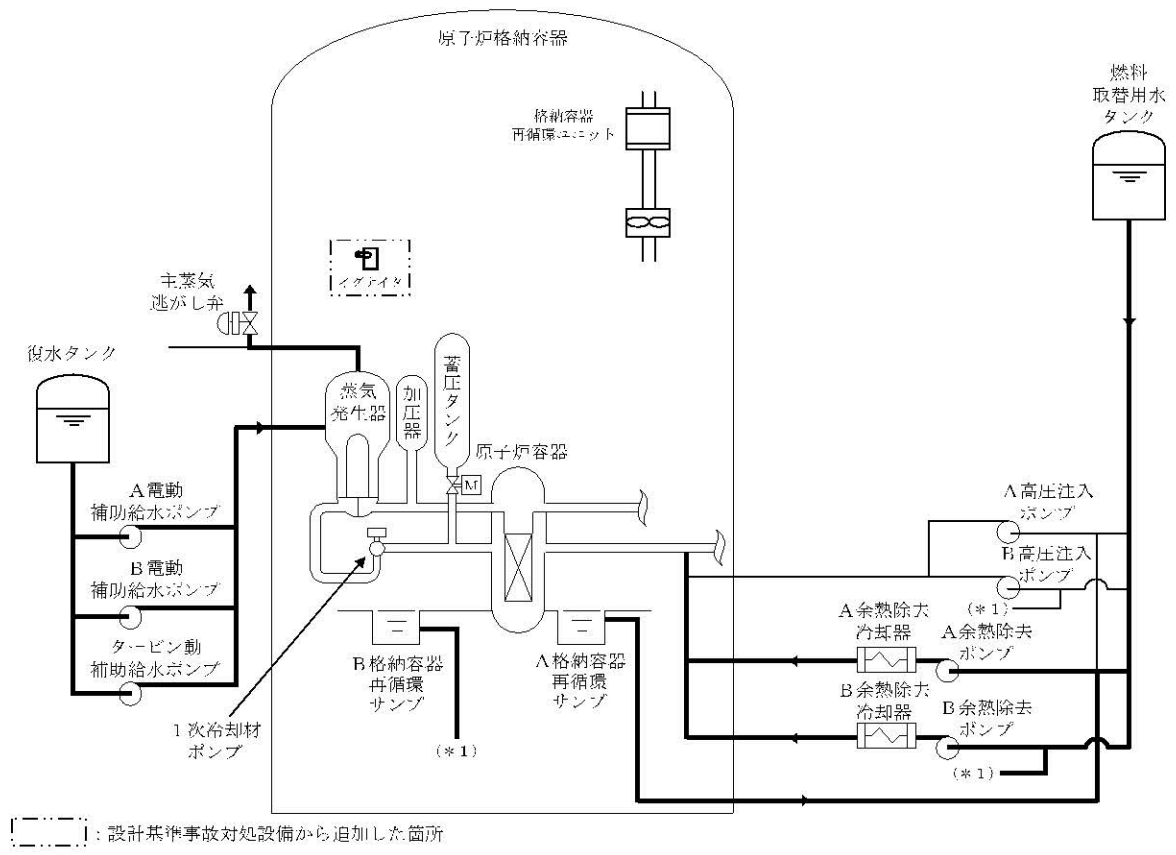
第1.15-29図 「原子炉停止機能喪失」の作業と所要時間(主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故)

必要な項目と作業項目		経過時間(分)				経過時間(倍倍)				備考								
		2	4	6	8	10	12	14	8		9	10	16	18	20	22	24	
手順の要し	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は単作業後 移動してきた要員	手順の内容				事故発生 ① 事故発生 ② 原子炉停止 ③ 原子炉停止後、冷却水供給装置の動作確認 ④ プラント起動時(自前の電力一環でトリップ解除)										25分経過 以降は予定		
	当直課長 当直副長	3名	4名	1	1													
	当直主任 運転員	1	1	1	1													
原子炉停止操作	運転員A	1	1	●原子炉トリップ ●電動発電機遮断 ●制御棒挿入 (中央制御室操作)	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	有効性評価作業実施済
	運転員C	1	1	●現地移動 電動発電機遮断現場実施 ●現地移動/原子炉トリップ遮断時監視開放 (現場操作)	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	有効性評価作業実施済
タービン停止操作	運転員B	1	1	●タービントリップ (中央制御室操作)	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	有効性評価作業実施済
多相化自動制御装置の動作確認	運転員B	【1】	【1】	●タービントリップの動作確認(有効性評価上、不動作) ●主蒸気発生機監視動作確認 ●電動ポンプ/タービンポンプ給水ポンプの自動起動確認 (中央制御室操作)	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	
原子炉出力・1次冷媒の圧力確認	運転員A	【1】	【1】	●1次冷媒圧力が制限されていることを確認 ●1次冷媒圧力が制限されていることを確認 (中央制御室操作)	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	
緊急放水装置入操作	運転員A	【1】	【1】	●緊急放水装置入操作 ●原子炉冷却水状態の確認 ●放水異常確認 (中央制御室操作)	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	10分後の有線を確認しているが、実際の動作については原子炉出力の低下状態により目に行う サブシステムにより確認
原子炉冷却システム隔離操作	運転員B	【1】	【1】	●原子炉冷却システム隔離操作 (中央制御室操作)	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	
1次系降圧・停止操作	運転員A・B	【2】	【2】	●主蒸気発生機による降圧操作 ●原子炉冷却システムによる降圧操作 (中央制御室操作)	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	通常のプラント停止操作
余熱除去系統による冷却水循環の停止操作	運転員A	【1】	【1】	●余熱除去系統による冷却水循環の停止操作 (中央制御室操作)	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	1	通常のプラント停止操作

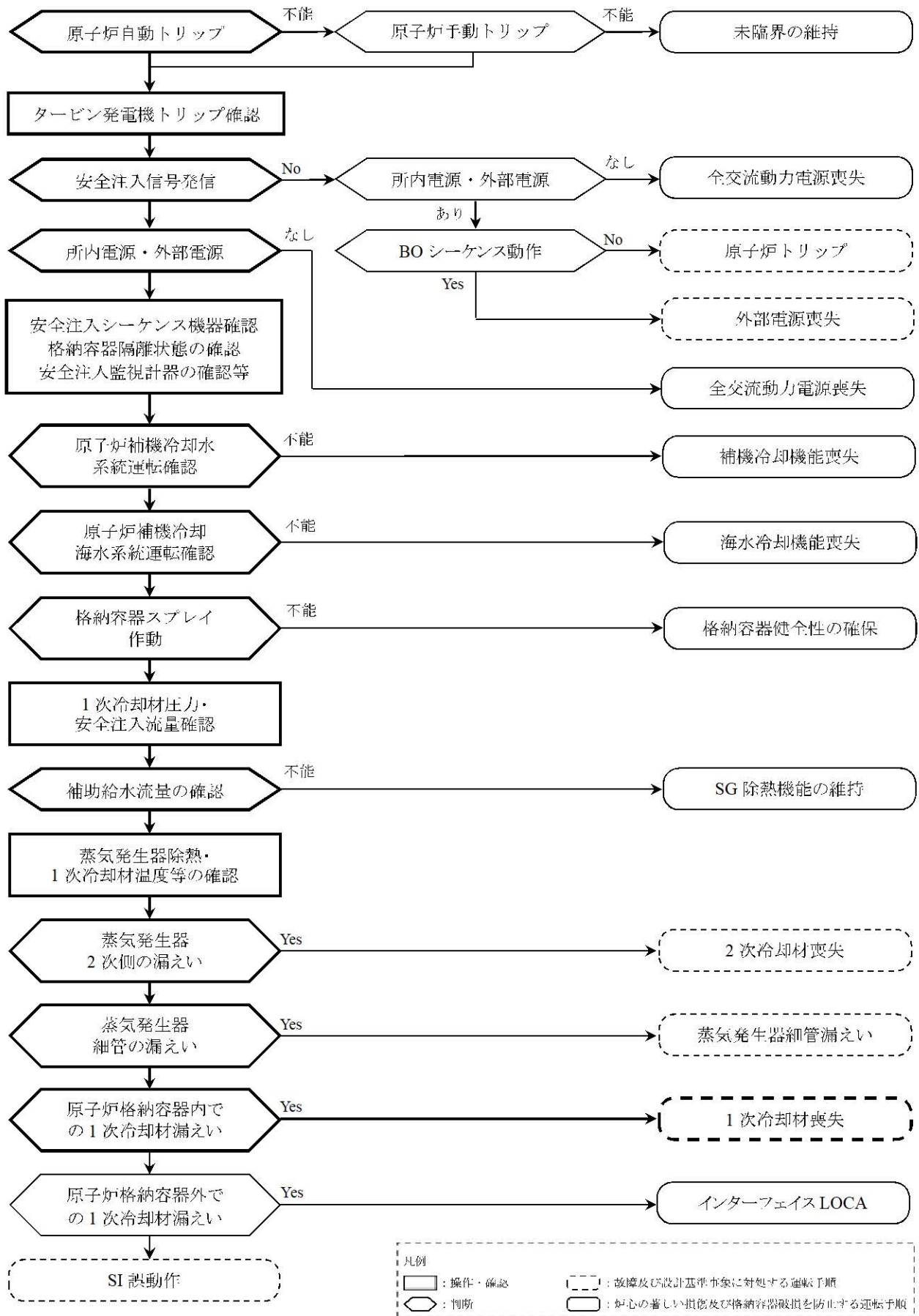
・各操作・作業の必要時間目安については、実際の現場移動時刻及び作業時間を確認した上で算出している。
 ・緊急時対策本部員(指揮者等)は4名であり、全体待機、通報連絡を行う。

※タービントリップ後、多相化自動制御装置の動作確認が必要な場合は、主蒸気発生機監視動作、タービンポンプ監視動作を行う。

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)

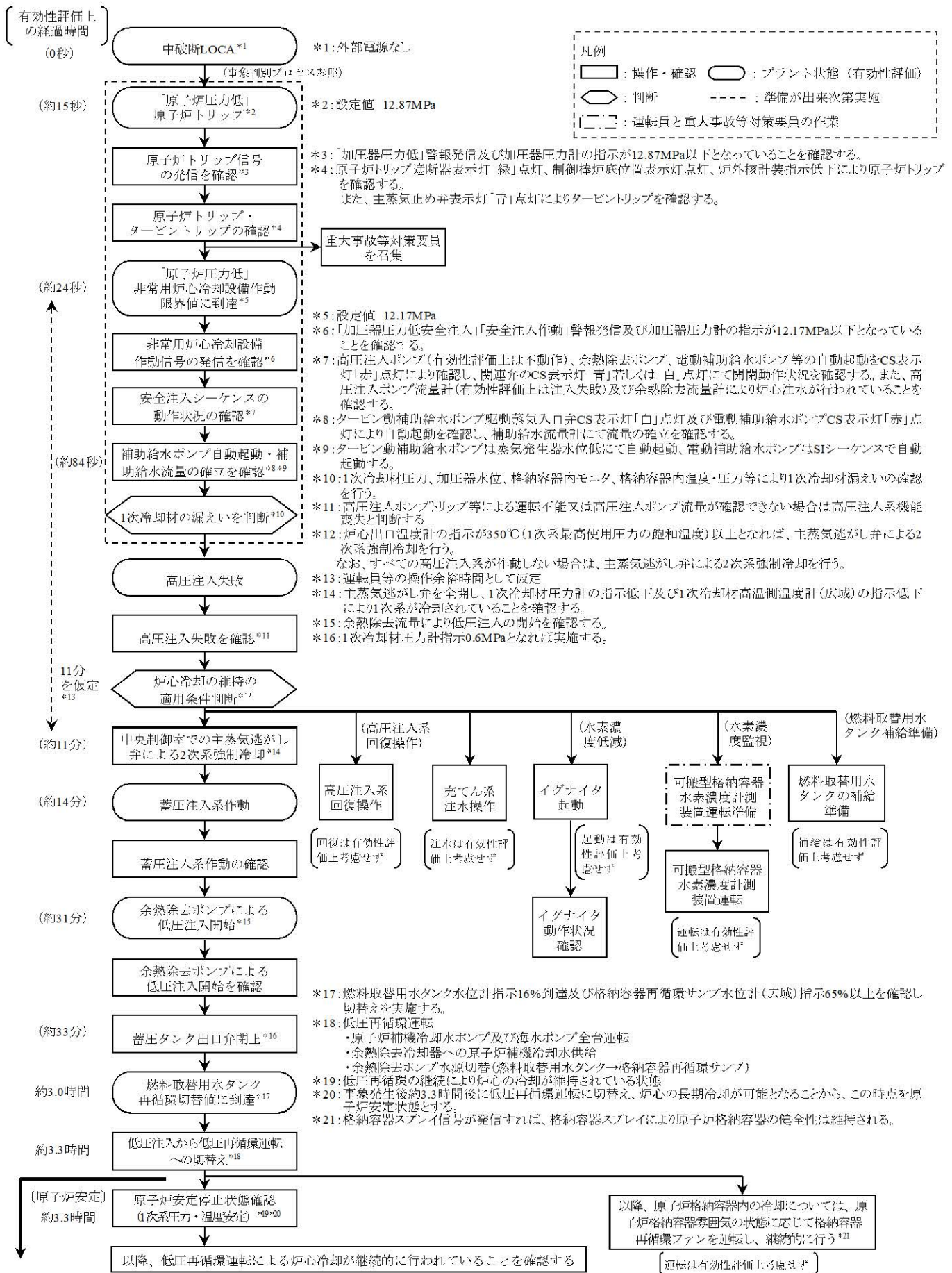


第1.15-31図 「ECCS注水機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図



凡例
 [] : 操作・確認
 { } : 故障及び設計基準事象に対処する運転手順
 { } (虚線) : 故障及び設計基準事象に対処する運転手順
 { } (点線) : 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

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)

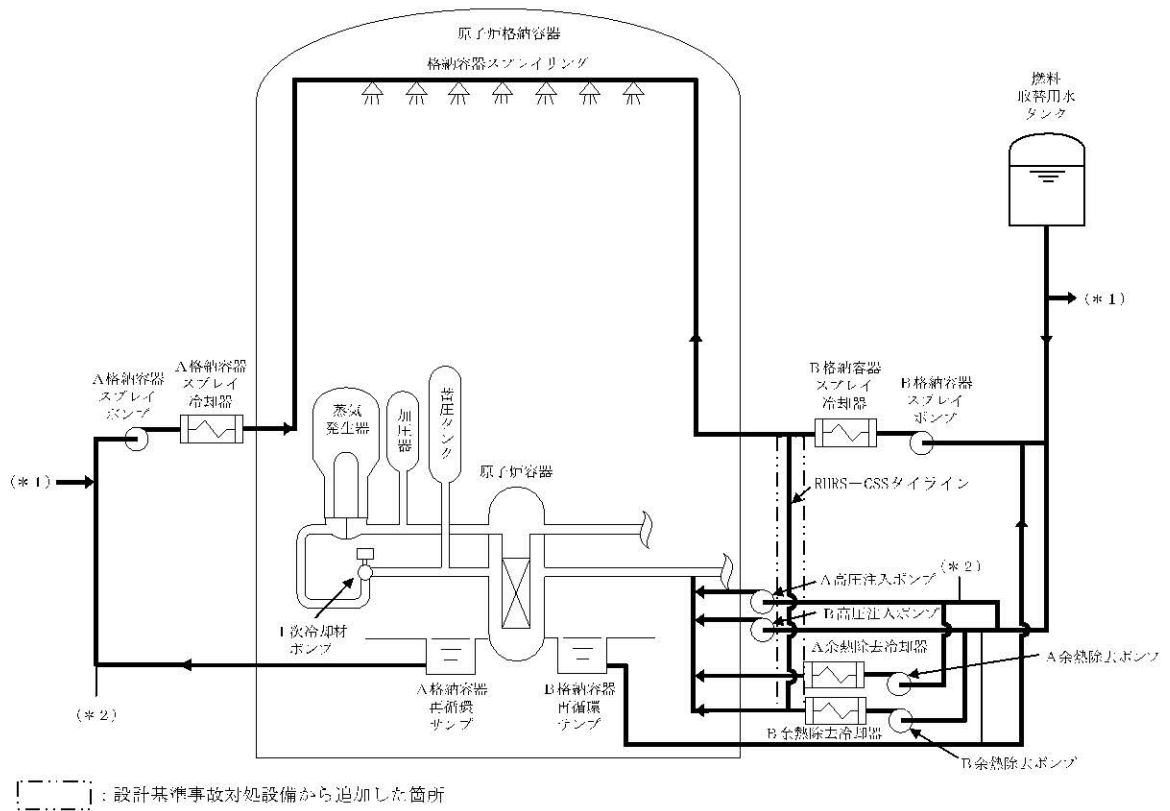


第1.15-33図 「ECCS注水機能喪失」の対応手順の概要
(「中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故」の事象進展)

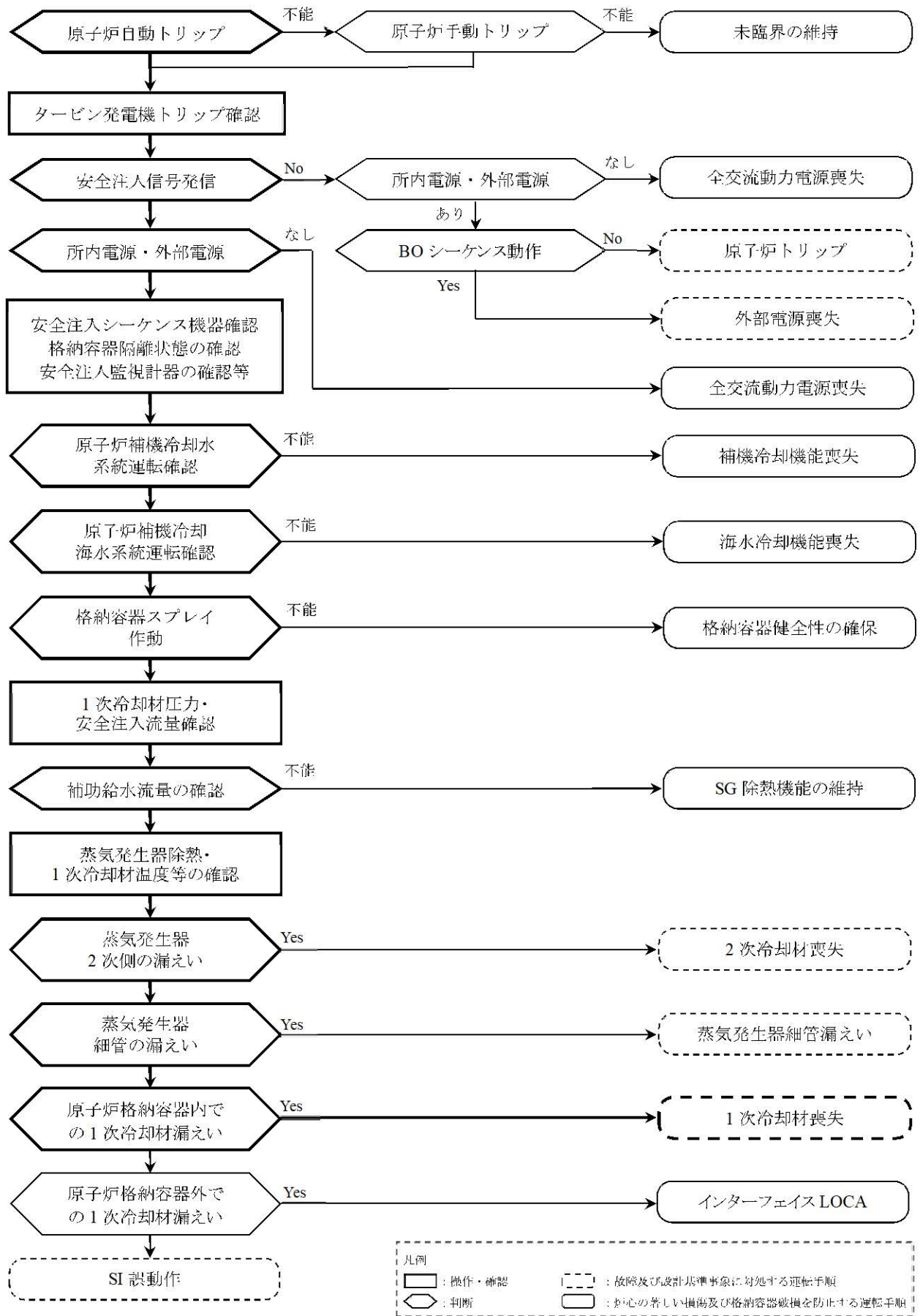
必要な乗員と作業項目			経過時間(秒)						経過時間(分)				経過時間(時間)		備考
手順の項目	乗員(名) (作業に必要な乗員数) 【 】は他作業後移動してきて要員	手順の内容	10	20	30	40	50	60	10	20	30	40	3	4	
						主要動作: ▼ 5.13分 加圧調整弁作 戻りポンプ作 ▼ 5.24分 加圧ポンプ作 戻りポンプ作 ▼ 5.41分 加圧ポンプ作 戻りポンプ作						▼ 5.41分 加圧ポンプ作 戻りポンプ作 ▼ 5.41分 加圧ポンプ作 戻りポンプ作 ▼ 5.41分 加圧ポンプ作 戻りポンプ作			
運転員	運転員	<ul style="list-style-type: none"> ●原子炉・タービンリフ確認 ●安全注水シーケンス作動状態の確認 ●高圧注水失敗確認 ●補助給水ポンプ運転・補助給水の三確認 (中破断時操作) 	10分												
二次系強制冷却	運転員A	<ul style="list-style-type: none"> ●主熱気道がし弁開放 (中破断時操作) 	← 1分												2次系強制冷却が、有効性評価上考慮せず
高圧注入系回復操作	運転員A	<ul style="list-style-type: none"> ●高圧注水ポンプ手動起動 (中破断時操作) 	← 表操作へ						高圧注水						有効性評価上考慮せず
	運転員D 重大事故対策要員(初動) 保後対応要員	<ul style="list-style-type: none"> ●現地移動/高圧注水ポンプ 起動操作・失敗原因調査(既報操作) 	← 表操作へ						高圧注水						有効性評価上考慮せず
水素濃度低減	運転員B	<ul style="list-style-type: none"> ●電気式水素燃焼装置起動 ●前付組立式水素燃焼装置 及び電気式水素燃焼装置作動確認 (中破断時操作) 	← 表操作へ						5分				高圧注水		有効性評価上考慮せず
充てん系注水操作	運転員C	<ul style="list-style-type: none"> ●新てんポンプ手動起動 (中破断時操作) 	← 表操作へ						5分						有効性評価上考慮せず
燃料取替/水タンク 補給準備	重大事故対策要員(初動) 保後対応要員	<ul style="list-style-type: none"> ●現地移動/燃料取替用水タンク供給準備 (既報操作) 							20分						有効性評価上考慮せず
	重大事故対策要員(初動) 保後対応要員	<ul style="list-style-type: none"> ●現地移動/燃料取替用水タンク 供給準備(既報操作) 							30分						有効性評価上考慮せず
水素濃度監視	運転員B	<ul style="list-style-type: none"> ●可搬型可燃性ガス濃度計装置系統構成 (中破断時操作) 	← 表操作へ						35分						有効性評価上考慮せず
	重大事故対策要員(初動) 保後対応要員	<ul style="list-style-type: none"> ●現地移動/可搬型可燃性ガス濃度計装置系統構成・起動 (既報操作) 							35分						有効性評価上考慮せず
	重大事故対策要員(初動) 保後対応要員	<ul style="list-style-type: none"> ●現地移動/可搬型可燃性ガス濃度計装置系統構成・起動 (既報操作) 							28分						有効性評価上考慮せず
高圧タンクと口弁操作	運転員A	<ul style="list-style-type: none"> ●高圧タンク口弁閉止 (中破断時操作) 	← 表操作へ						5分						有効性評価上考慮せず
高圧タンク復旧への 対応	運転員A	<ul style="list-style-type: none"> ●高圧注水から高圧タンク復旧への 既報文 (中破断時操作) 	← 表操作へ												有効性評価上考慮せず

・本表は、作業の必要最低限の乗員数で、実際の乗員移動時間及び作業時間を考慮して算出している。(一)高圧注水の準備は、高圧注水ポンプの稼働による。(二)高圧注水の準備は、高圧注水ポンプの稼働による。(三)高圧注水の準備は、高圧注水ポンプの稼働による。

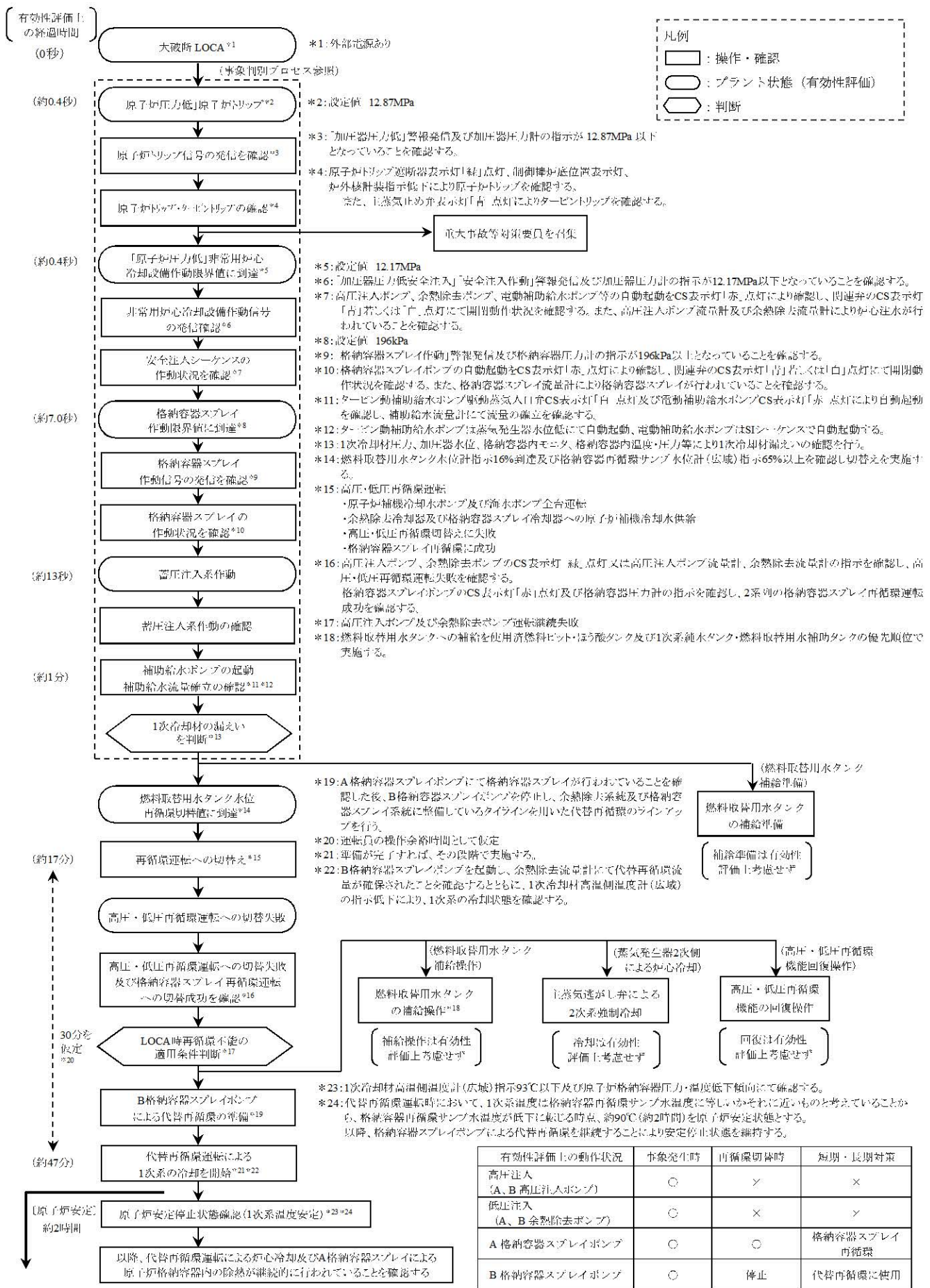
第1.15-34図 「ECCS注水機能喪失」の作業と所要時間(中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故)



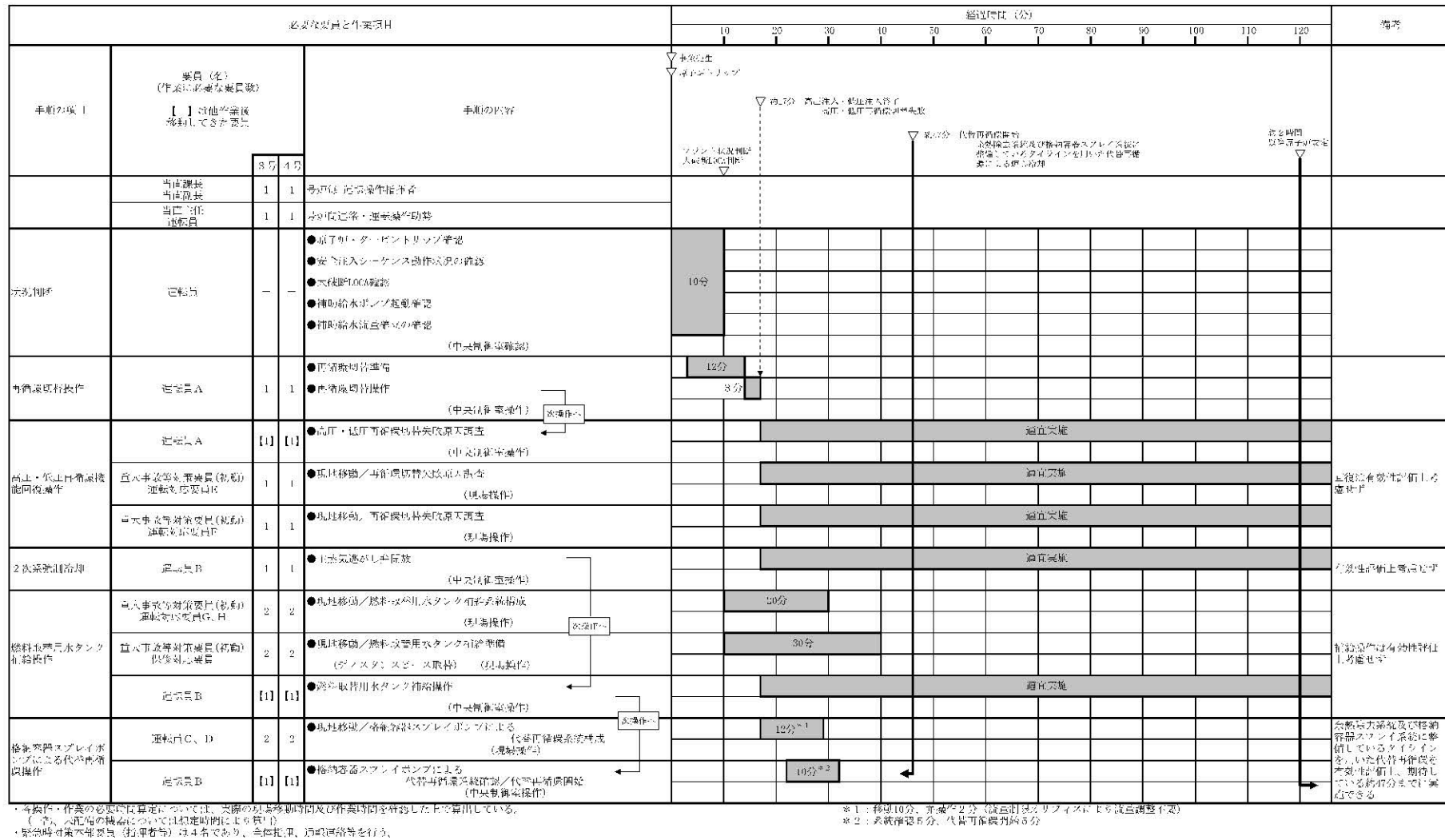
第1.15-35図 「ECCS再循環機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図



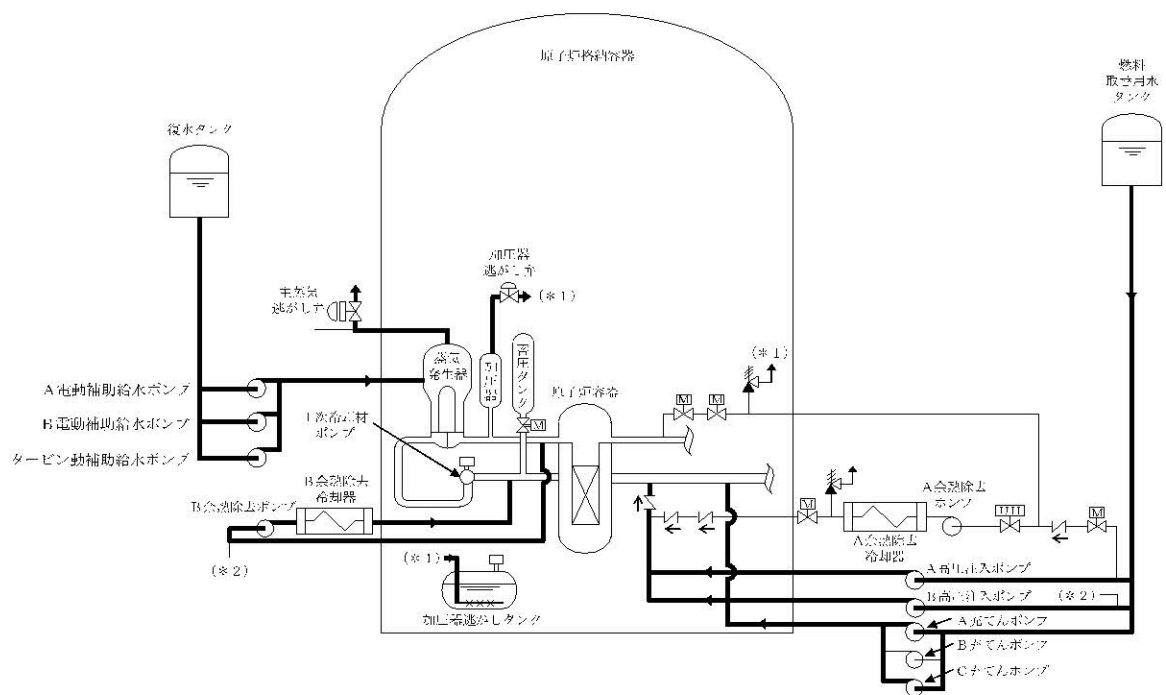
第1.15-36図 「ECCS再循環機能喪失」の対応手順の概要
(事象判別プロセス)



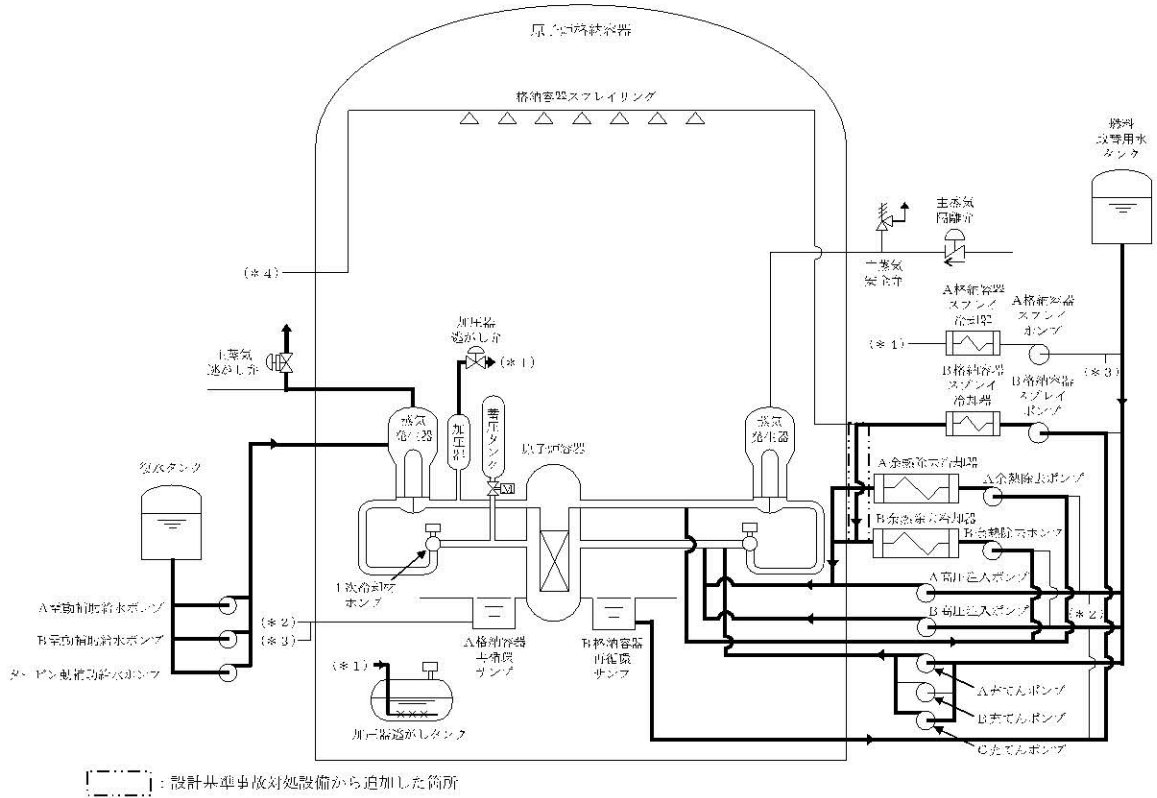
第1.15-37図 「ECCS再循環機能喪失」の対応手順の概要
 (「大破断LOCA時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故」の事象進展)



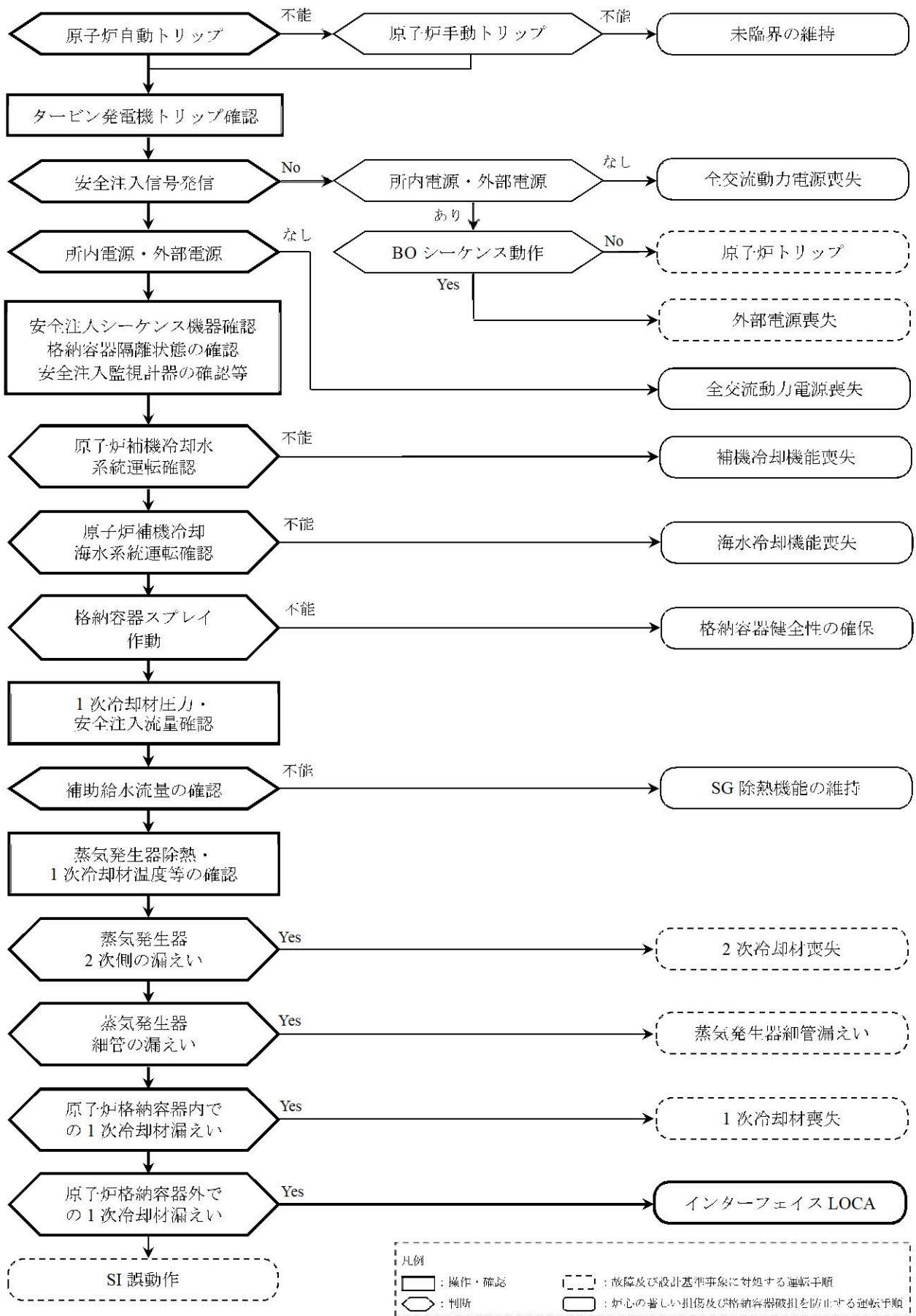
第1.15-38図 「ECCS再循環機能喪失」の作業と所要時間(大破断LOCA時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故)



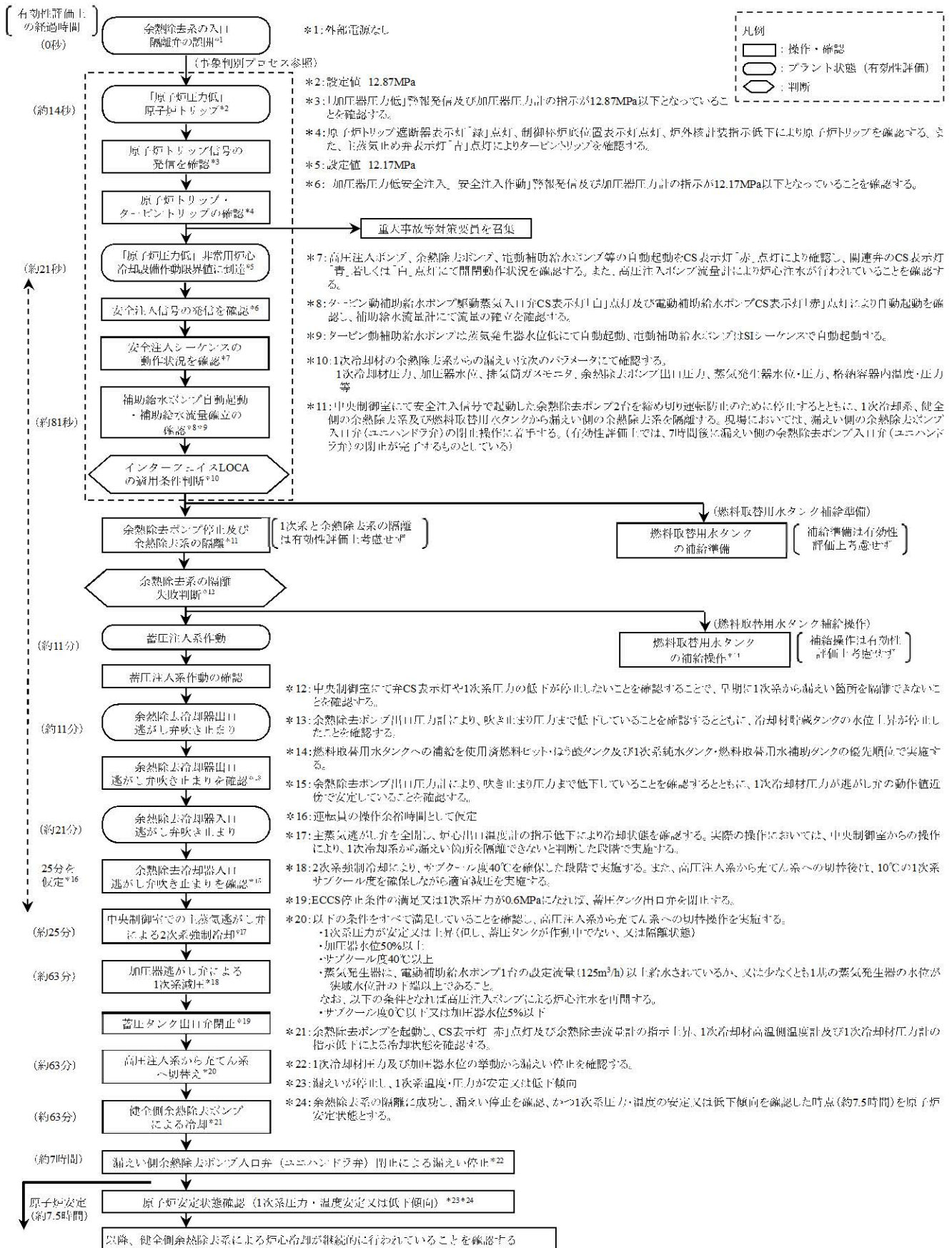
第1.15-39図 「格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)」
の重大事故等対策の概略系統図



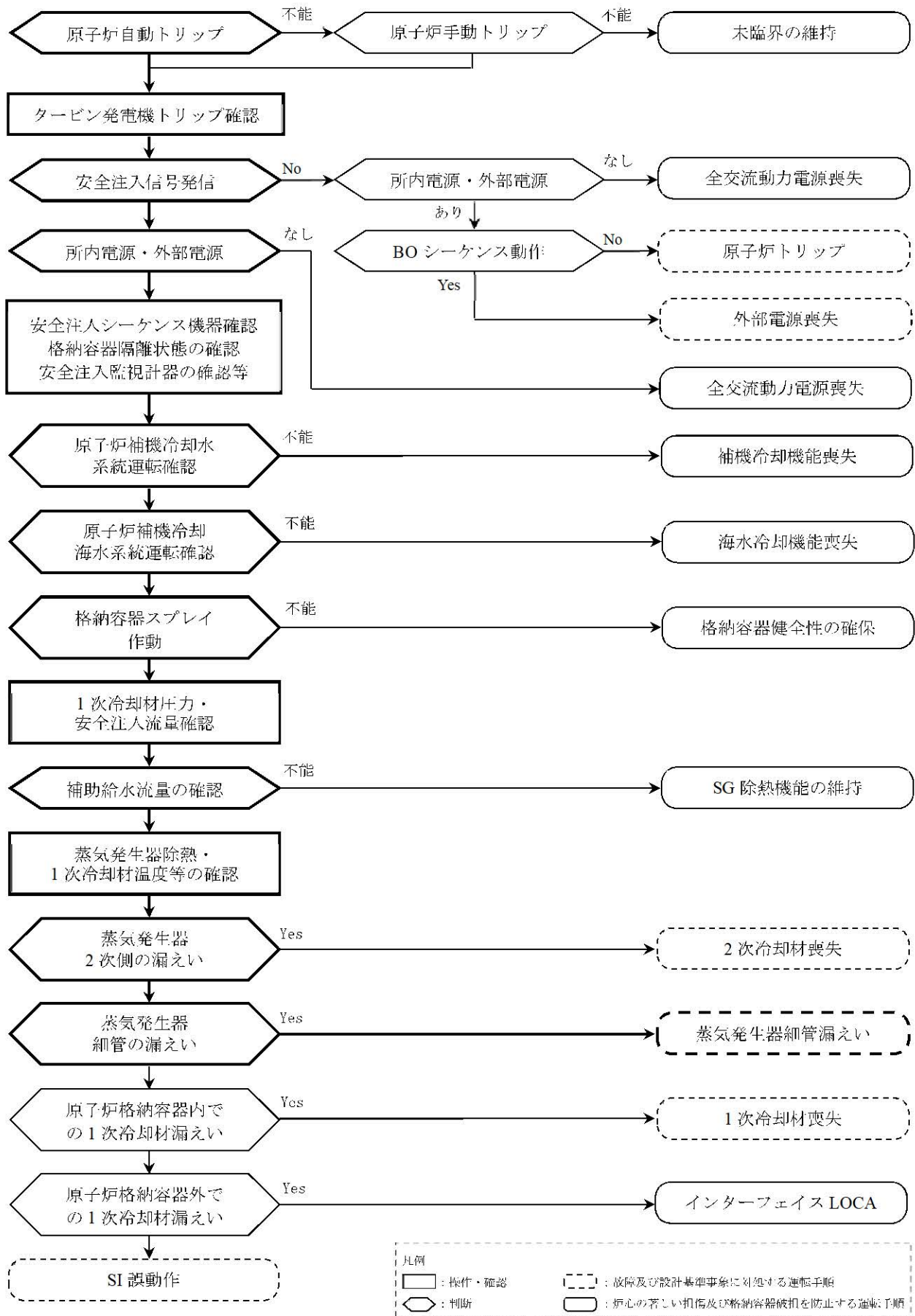
第1.15-40図 「格納容器バイパス(蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故)の重大事故等対策の概略系統図



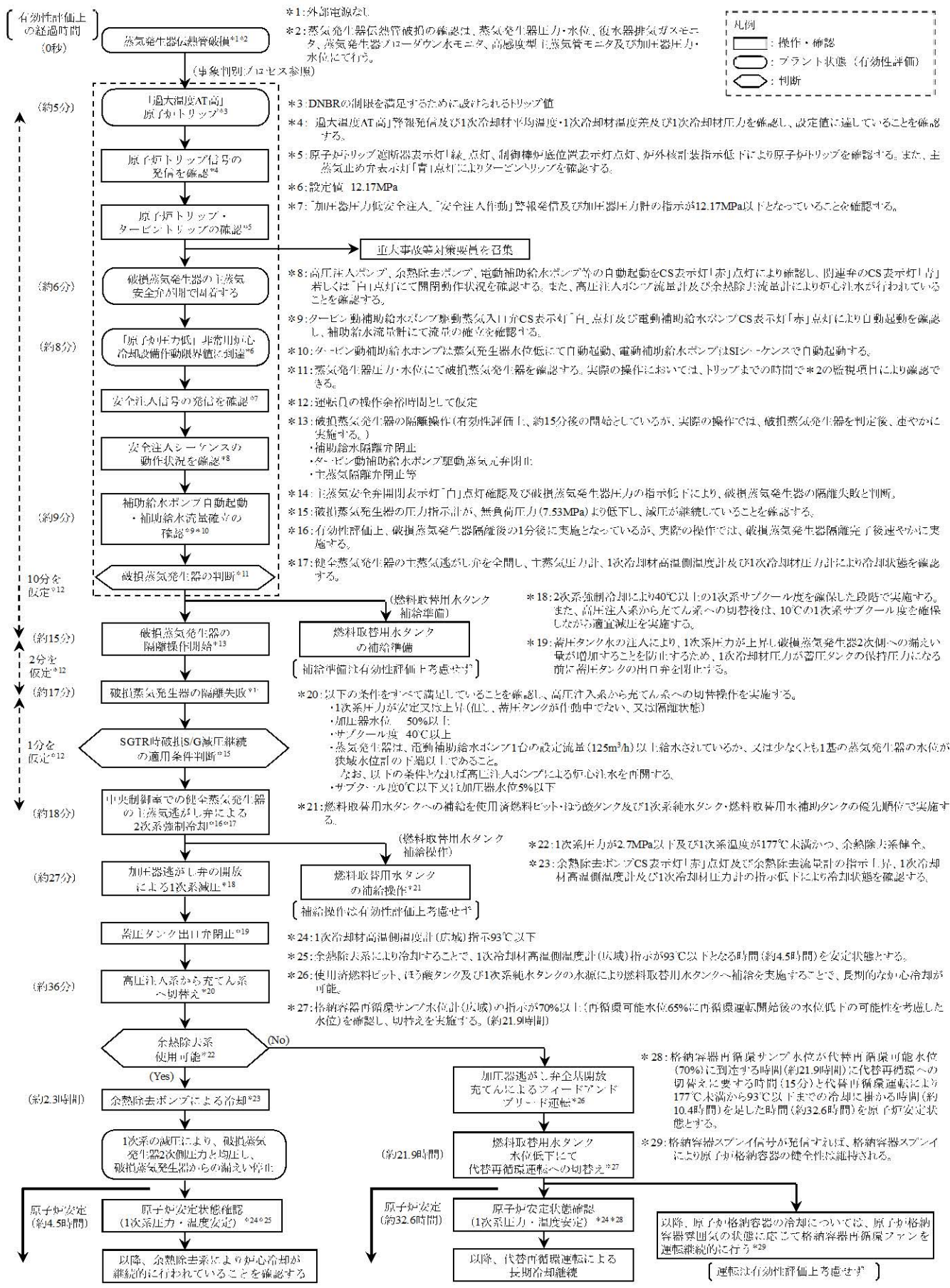
第1.15-41図 「格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)」の対応手順の概要
(事象判別プロセス)



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)

必要の員数と作業員			網走時間(分)		経過時間(時間)		備考
作業の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) I: 1は作業後 退避して必要な要員	要員		時間			
		3.5	4.0	分	分		
火災箇所	運転員	-	-	10分			
放射能汚染ポンプ停止 及び放射能汚染系の隔離操作	運転員 A	1	1	5分	10分		放射能汚染系上では、7階後部が 閉まり放射能汚染ポンプの入口 を閉止が予定されている
燃料取水用タンク 補給操作	運転員 D	3	3				
	運転員 E	2	2	20分			
	運転員 A	1	1				
2次系減圧弁閉	運転員 B	1	1	1分			中央制御室からの指示により、1 次制御室から追加の指示を配 信できないと判断した段階で戻 差する
1次系減圧弁閉	運転員 B	1	1				1次系のサブシステムの圧を確保し た段階で戻差する(冷却水入中 40℃/安全水入後10℃)
高圧タンク出口弁閉 操作	運転員 C	1	1				
高圧タンクから冷却水 入へ放射能発生	運転員 B	1	1				
低圧放射能汚染ポンプ による冷却水供給	運転員 C	1	1				

・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併せて算定している。
 ・緊急(放射能汚染)及び非常(地震)時の対応は、別途の作業手順書で行う。

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)