

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全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
		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1.15-71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、事象発生を検知及び判断に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	燃料取替用水ピット水位低 (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ピ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
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。

重大事故等対策に関連する機器条件

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。	
	起因事象	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	
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
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。

重大事故等対策に関連する操作条件

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	起因事象	運転中の全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全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	運転中の全ての余熱除去機能喪失	起因事象として全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50分後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: 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。
	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。
		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全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	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36.6m ³ /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	起回事象	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に関連	「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
重大事故等対策に関する操作条件に関連	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
		「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。
		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 アクチノイド: ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	標準値として設定。 サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと、高次のアクチノイドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。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
	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
		・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	外部電源なし
	水素の発生	ジルコニウム-水反応を 考慮

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。

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。

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℃	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。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。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	
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(高压溶融物放出/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(原子炉压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。
		<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1.15-82表 主要解析条件(原子炉压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
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。

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	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	<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 	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	
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(熔融炉心・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。
		・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。
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。
関連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。
関連する重大事故等対策に 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プ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。
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。
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

項 目	ケース	サイクル初期		サイクル末期	
		全出力	零出力	全出力	零出力
燃料エンタルピーの最大値 (kJ/kg・UO ₂)		(715)	562	(650)	586
ピーク出力部断熱燃料エンタルピー (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 (°C)	908	950	866
局所的な最大ジルコニウム-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 (°C)	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/°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 バウンダリにかかる圧 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

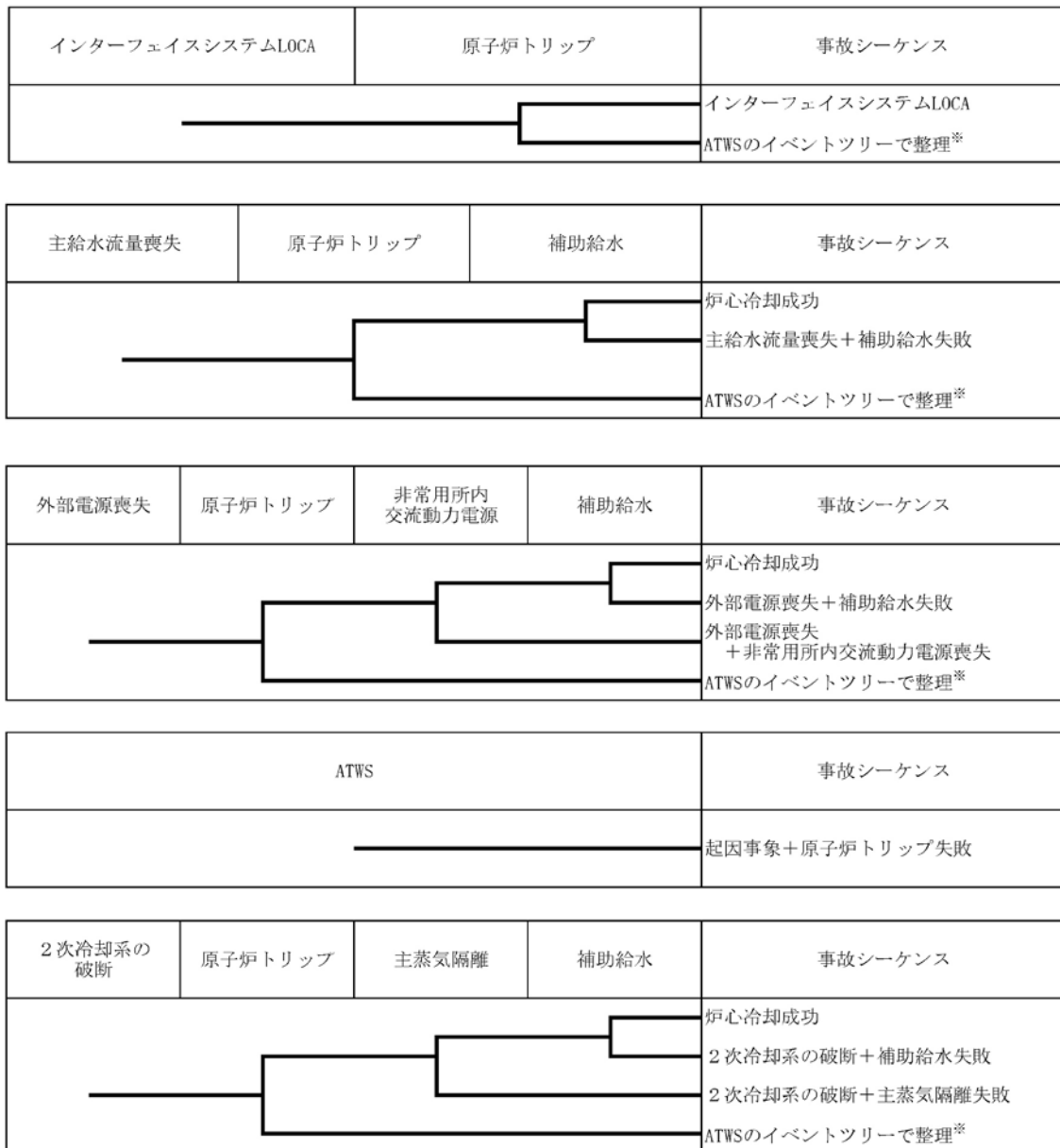
大破断 LOCA	低压注入	蓄圧注入	格納容器 スプレイ 注入	低压 再循環	高压 再循環	格納容器 スプレイ 再循環	事故シーケンス
							炉心冷却成功
							炉心冷却成功
							大破断LOCA+低压再循環失敗 +格納容器スプレイ再循環失敗
							大破断LOCA+低压再循環失敗 +高压再循環失敗
							炉心冷却成功
							大破断LOCA+格納容器スプレイ 注入失敗+低压再循環失敗
							大破断LOCA+蓄圧注入失敗
大破断LOCA+低压注入失敗							

中破断 LOCA	高压注入	蓄圧注入	格納容器 スプレイ 注入	高压 再循環	格納容器 スプレイ 再循環	事故シーケンス	
							炉心冷却成功
							中破断LOCA +格納容器スプレイ再循環失敗
							中破断LOCA+高压再循環失敗
							中破断LOCA +格納容器スプレイ注入失敗
							中破断LOCA+蓄圧注入失敗
							中破断LOCA+高压注入失敗
							中破断LOCA+高压注入失敗

小破断 LOCA	原子炉 トリップ	補助給水	高压注入	格納容器 スプレイ 注入	高压 再循環	格納容器 スプレイ 再循環	事故シーケンス
							炉心冷却成功
							小破断LOCA +格納容器スプレイ再循環失敗
							小破断LOCA+高压再循環失敗
							小破断LOCA +格納容器スプレイ注入失敗
							小破断LOCA+高压注入失敗
							小破断LOCA+補助給水失敗
							ATWSのイベントツリーで整理 [※]

※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※

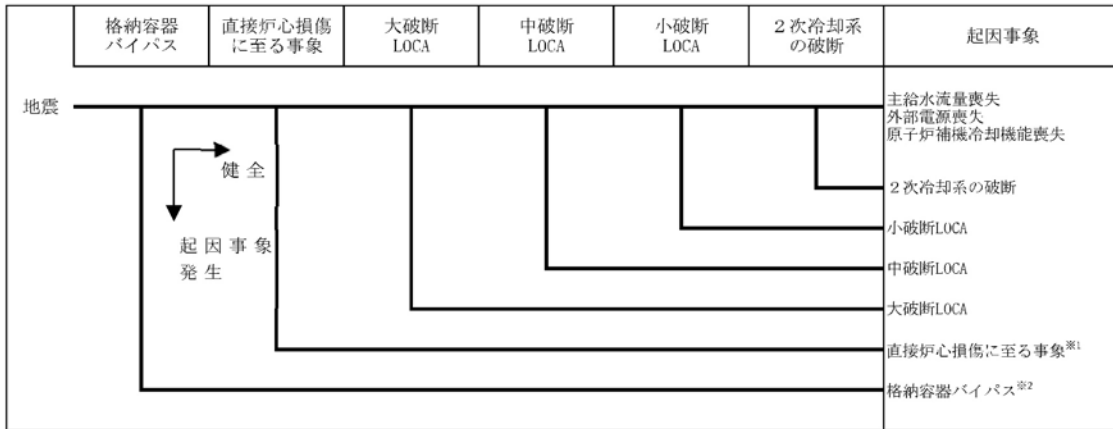
過渡事象	原子炉トリップ	補助給水	事故シーケンス
			炉心冷却成功 過渡事象 + 補助給水失敗 ATWSのイベントツリーで整理※

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)



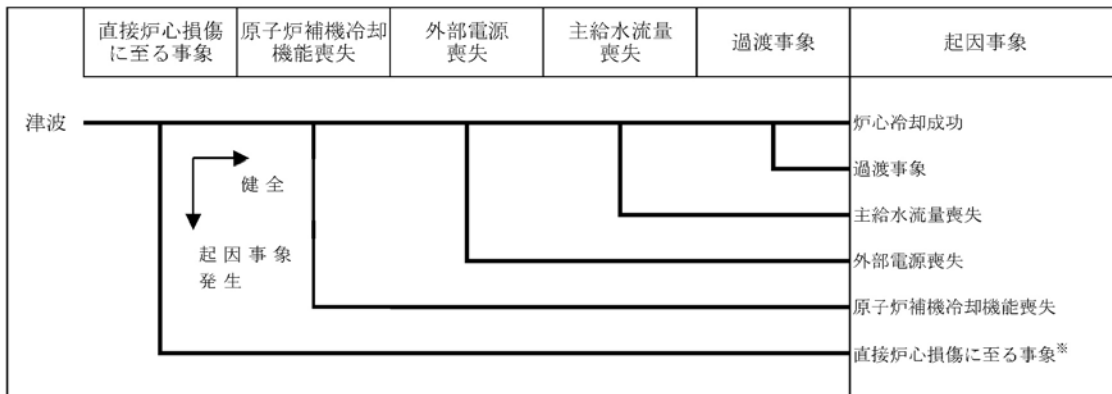
※1: 直接炉心損傷に至る事象

- ・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)

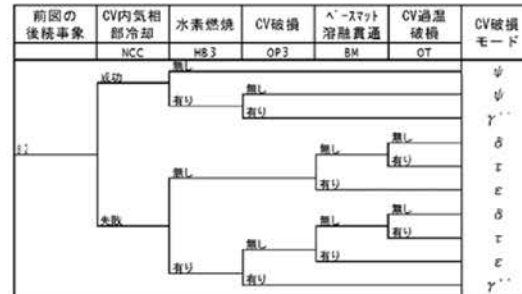
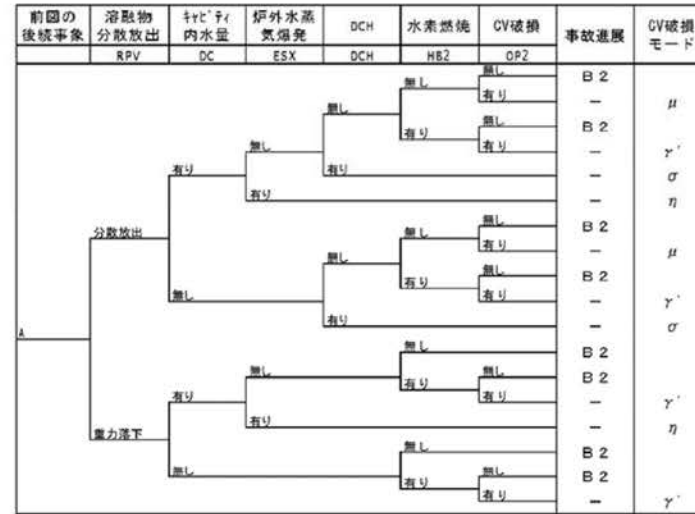
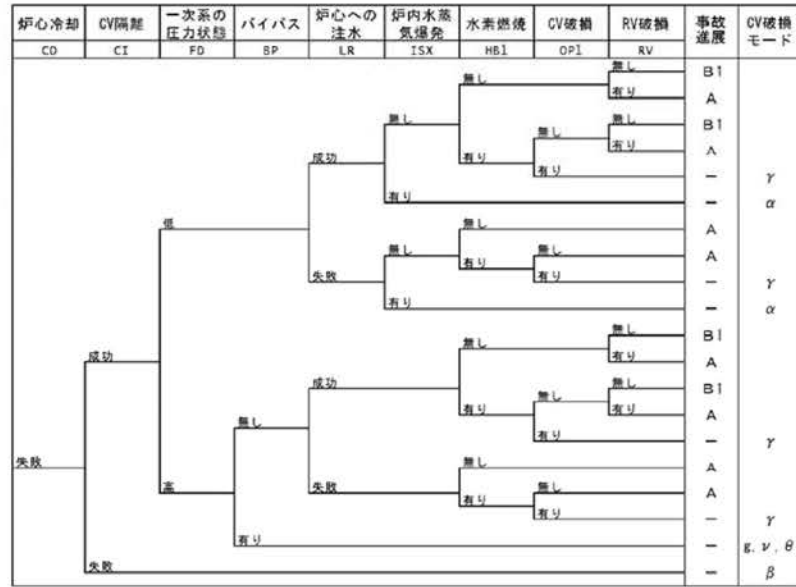
第1.15-2図 地震PRA階層イベントツリー



※: 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

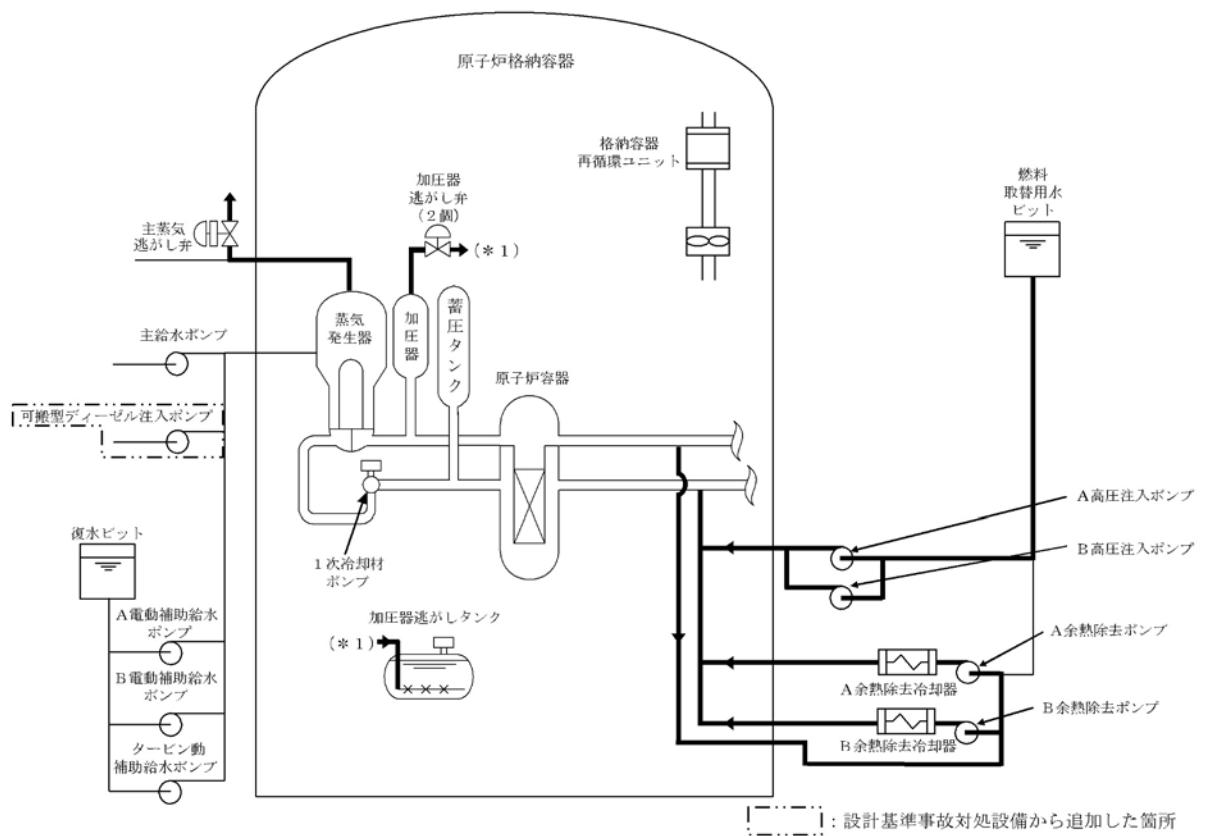


- (注1) 事故進展の一は、その時点での格納容器破損を意味する。
- (注2) 格納容器破損モード:
 α = 原子炉容器内での水蒸気爆発による破損
 β = 格納容器隔離失敗
 γ, γ', γ'' = 水素燃焼または水素爆発による格納容器過圧破損
 δ = 水蒸気-非凝縮性ガス混合物による準静的な過圧による破損
 ε = デブリ・コンクリート相互作用によるベースマッソ溶融貫通
 θ = 水蒸気蓄積による準静的な加圧による格納容器先行破損
 η = 格納容器内での水蒸気爆発または水蒸気スライクによる破損
 ο = 格納容器容筒気直接加熱による破損
 ς = 蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷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
 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

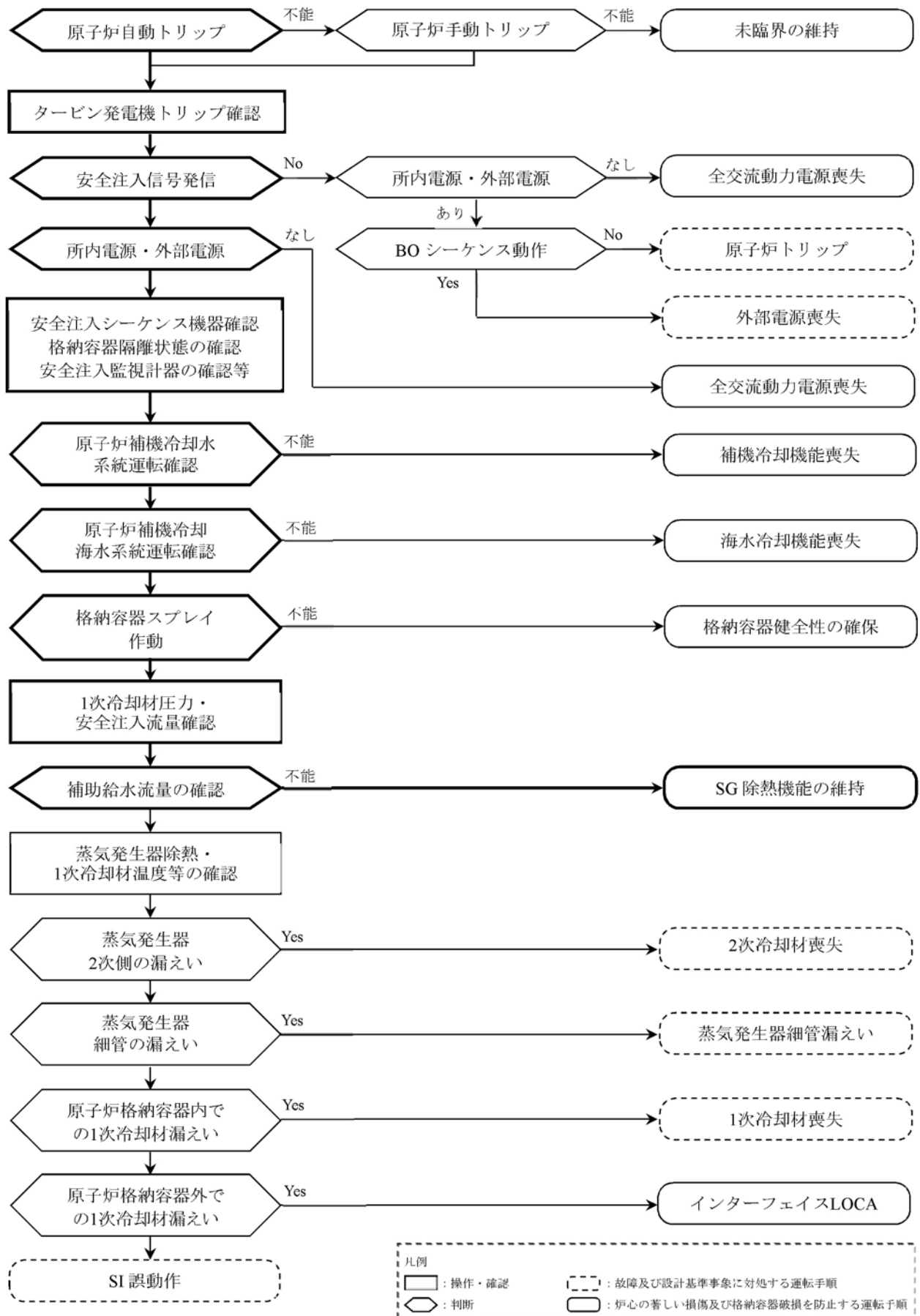
第1.15-4図 格納容器イベントツリー

			原子炉冷却材圧力 バウンダリ機能喪失
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

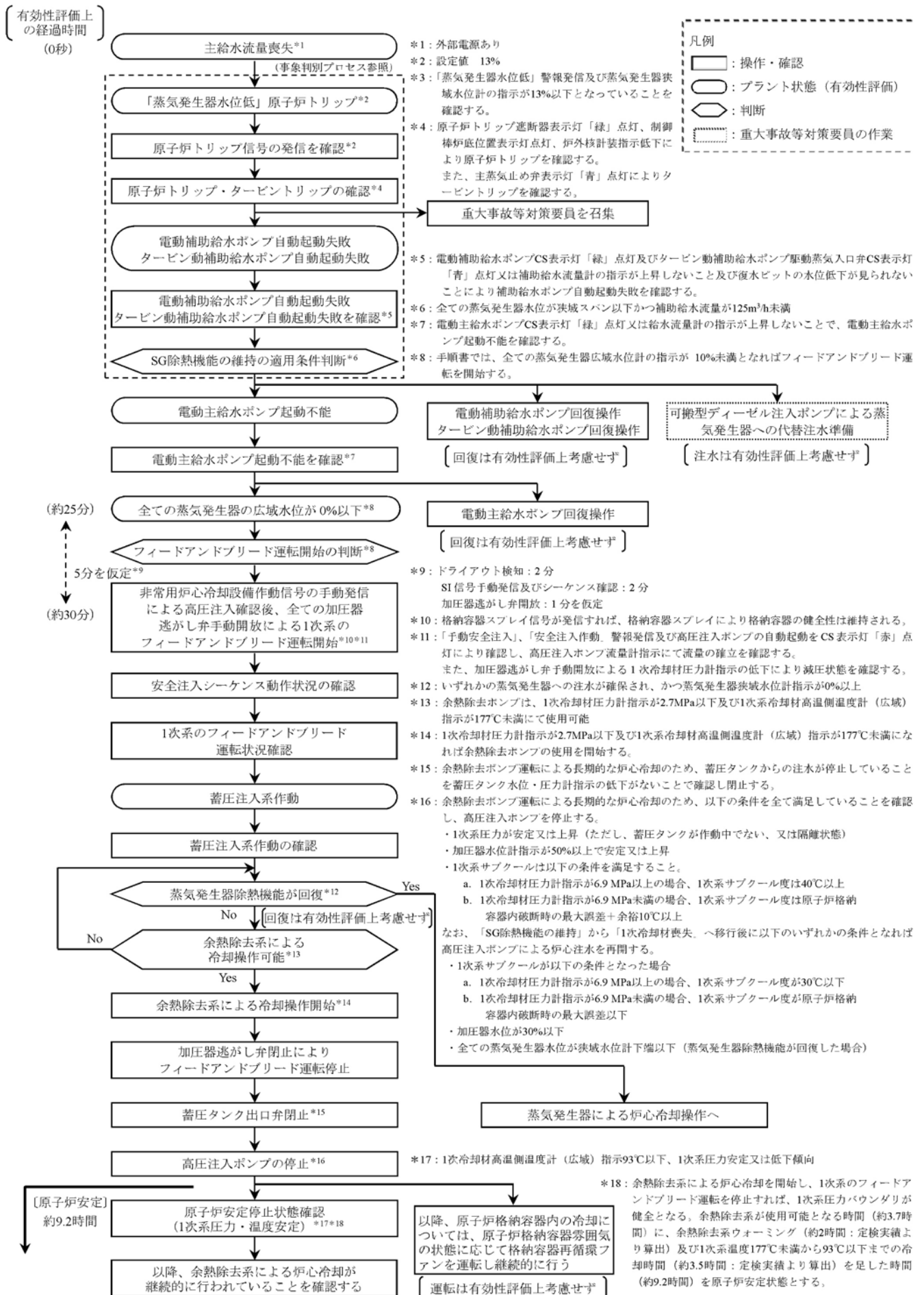
第1.15-5図 内部事象停止時PRA用イベントツリー



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)



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) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後移動してきた要員	3号	4号	手順の内容	経過時間 (時間)										
					10	20	30	40	200	250	9	10			
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後移動してきた要員	3号	4号	手順の内容	事象発生 原子炉トリップ プラント状況判断 主給水流量喪失+補助給水失敗判断 約25分 全ての蒸気発生器広域水位 0% 以下 約30分 非常用炉心冷却設備作動 フィードアンドブリード運転開始 (加圧器逃がし弁開放) 約218分 1次系圧力2.7MPa、温度177℃到達 約9.2時間 以降原子炉安定										備考
	当直課長	1	1	号炉毎 運転操作指揮者											
	当直副長	1	1	号炉間連絡・運転操作助勢											
状況判断	運転員	-	-	<ul style="list-style-type: none"> ●原子炉トリップ・タービントリップ確認 ●主給水流量喪失確認 ●補助給水失敗確認 (中央制御室確認)	10分										
蒸気発生器注水回復操作	運転員 A	1	1	<ul style="list-style-type: none"> ●補助給水ポンプ手動起動 (中央制御室操作)	適宜実施										蒸気発生器注水回復は有効性評価上考慮せず
	運転員 C、D	2	2	<ul style="list-style-type: none"> ●現地移動/補助給水ポンプ起動操作・失敗原因調査 (現場操作)	適宜実施										
	運転員 A	【1】	【1】	<ul style="list-style-type: none"> ●電動主給水ポンプ手動起動 (中央制御室操作)	適宜実施										
	重大事故等対策要員 (初動) 運転対応要員 E、F、G	3	3	<ul style="list-style-type: none"> ●現地移動/電動主給水ポンプ起動操作・失敗原因調査 (現場操作)	適宜実施										
1次系のフィードアンドブリード運転操作	運転員 B	1	1	<ul style="list-style-type: none"> ●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 ●加圧器逃がし弁開放 (中央制御室操作)	5分 継続操作										1次系のフィードアンドブリード運転が、有効性評価上、期待している約30分までに実施できる
余熱除去系による炉心冷却	運転員 A	【1】	【1】	<ul style="list-style-type: none"> ●余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 ●蓄圧タンク出口弁閉止 ●高圧注入ポンプ停止 (中央制御室操作)	継続操作										1次冷却材圧力計指示 2.7MPa [gage] 以下及び1次冷却材温度計 (広域) 指示177℃未満となれば余熱除去系による炉心冷却を開始する。加圧器逃がし弁を閉止し1次系のフィードアンドブリード運転を停止後、蓄圧タンク出口弁を閉止し、高圧注入ポンプを停止する

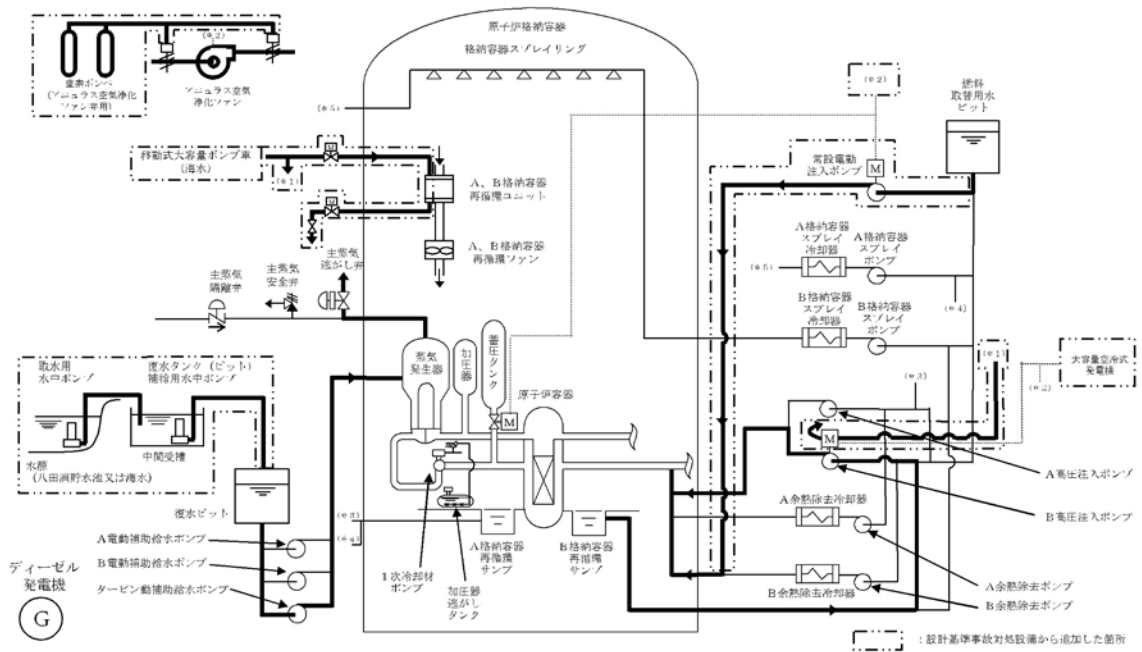
・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間及び作業時間を確認した上で算出している。(一部、未設置の機器については想定時間により算出)
 ・緊急時対策本部要員 (指揮者等) は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う。

第1.15-9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)

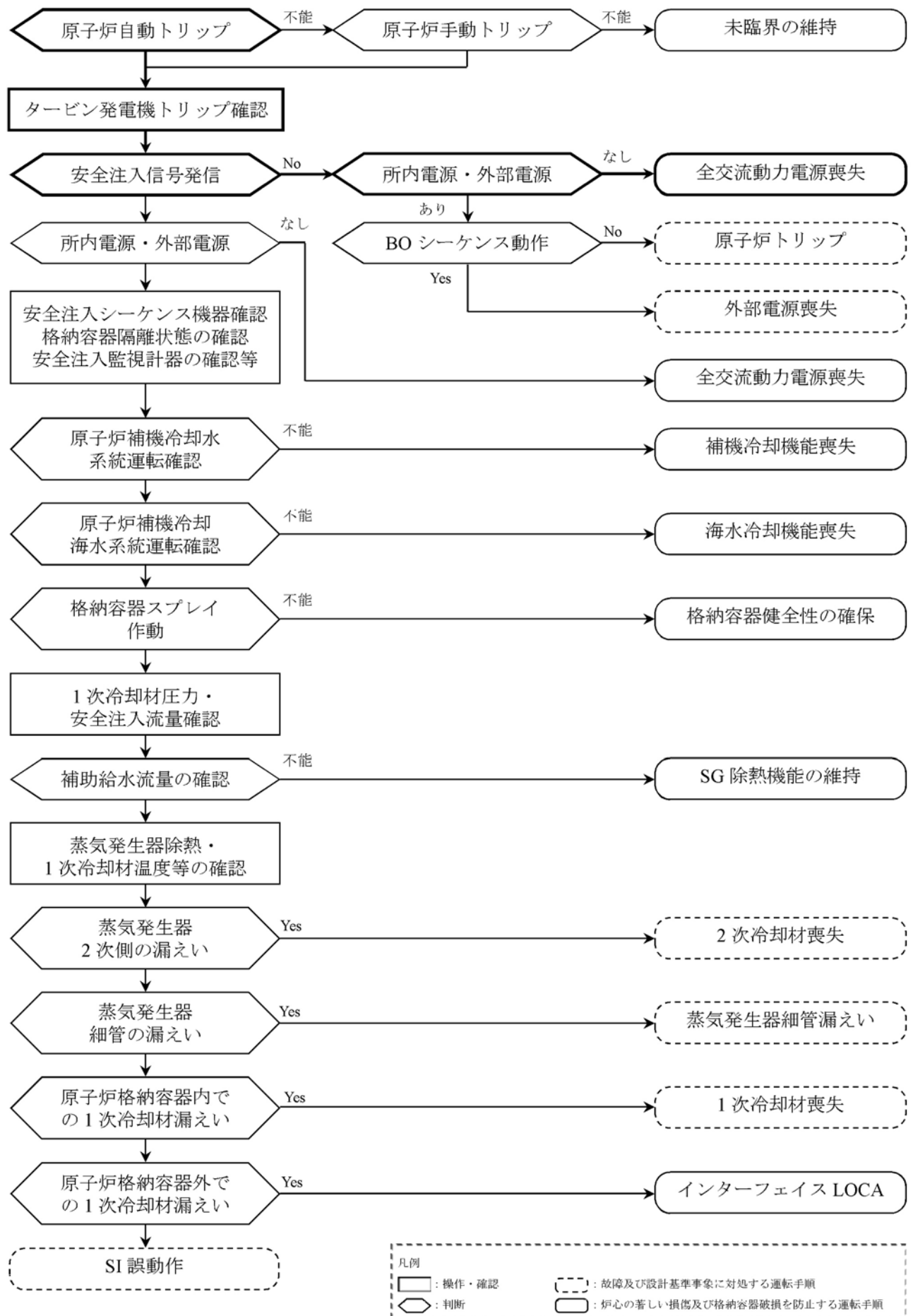
必要な要員と作業項目			経過時間 (時間)												備考			
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員	手順の内容		2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22		24	26	
		蒸気発生器注水回復操作	重大事故等 対策要員 (初動) 係修対応要員 6名 ↓ 重大事故等 対策要員 (初動後) 係修対応要員 8名	3号	4号	約7.5時間 可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への代替注水												蒸気発生器水位回復は 有効性評価上考慮せず
7	7			●可搬型ディーゼル注入ポンプ、可搬型ホース等の運搬														
【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水張り、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															
運転員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 代替注水系統構成 (中央制御室操作)														
重大事故等対策要員 (初動) 運転対応要員E、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 代替注水系統構成 (現場操作)															

・燃料補給間隔は可搬型ディーゼル注入ポンプ定格負荷連続運転時の目安時間を記載

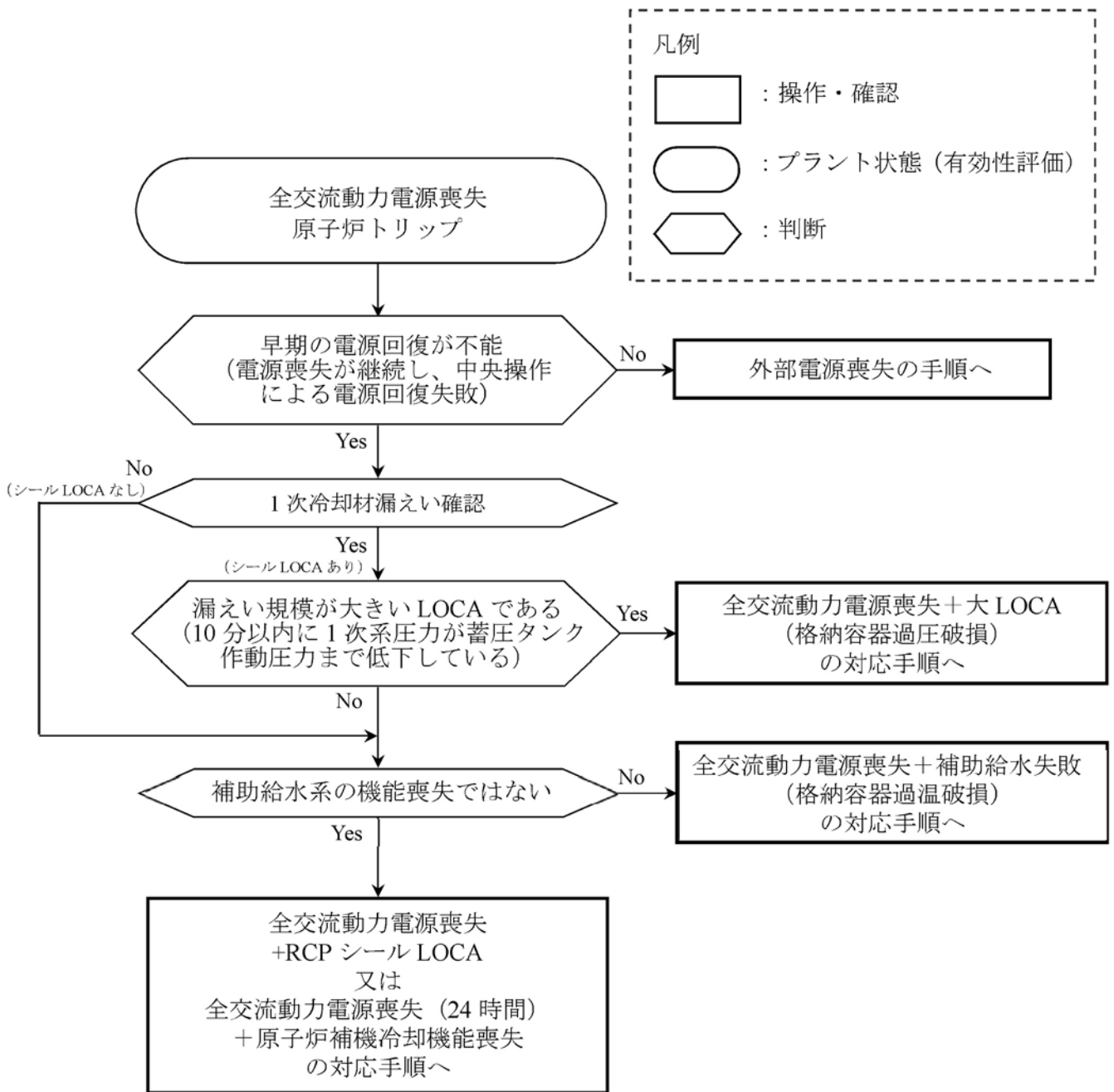
第1.15-9図 「2次冷却系からの除熱機能喪失」の作業と所要時間 (2/2)
(主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故)



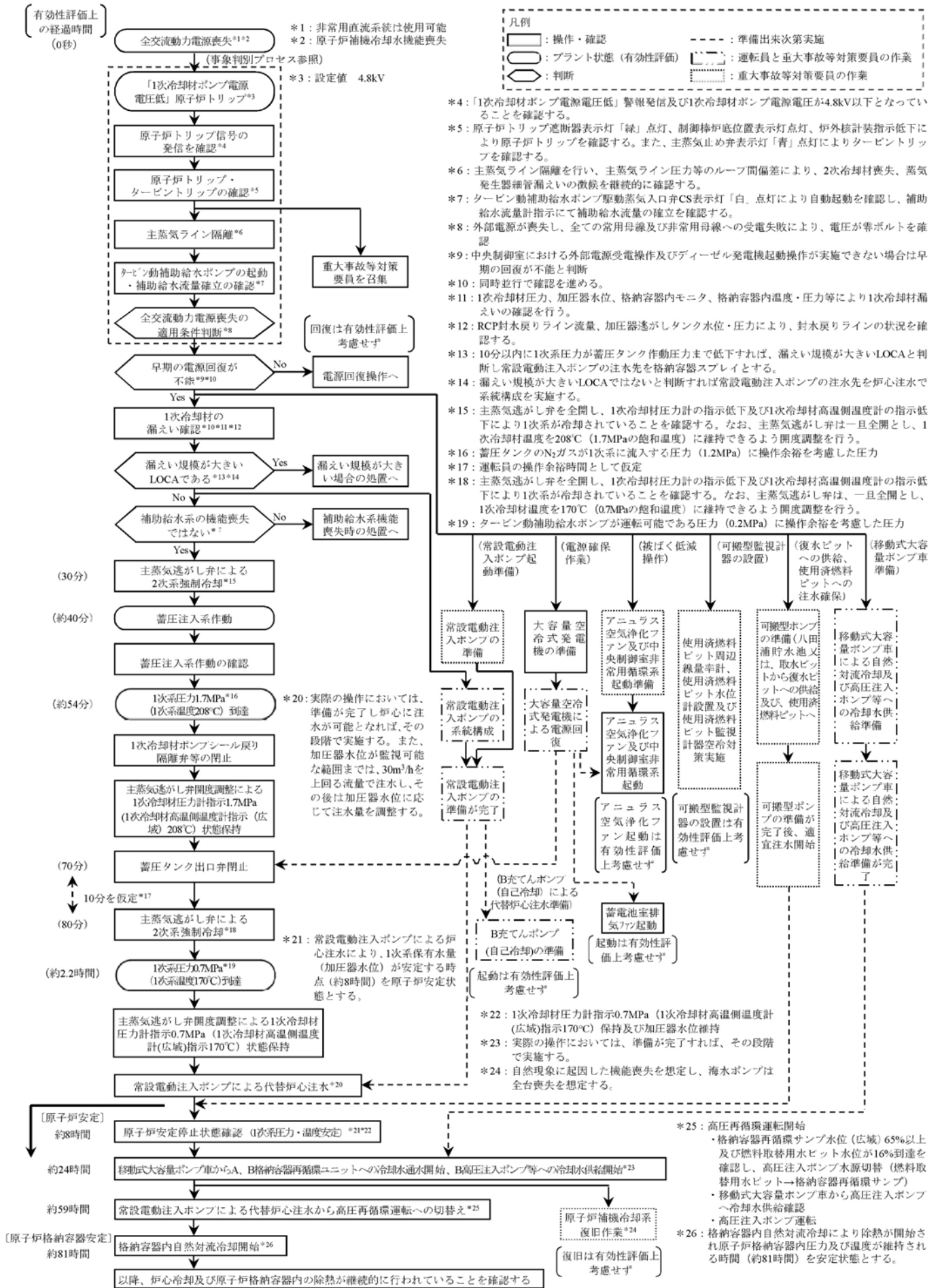
第1.15-10図 「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策の概略系統図



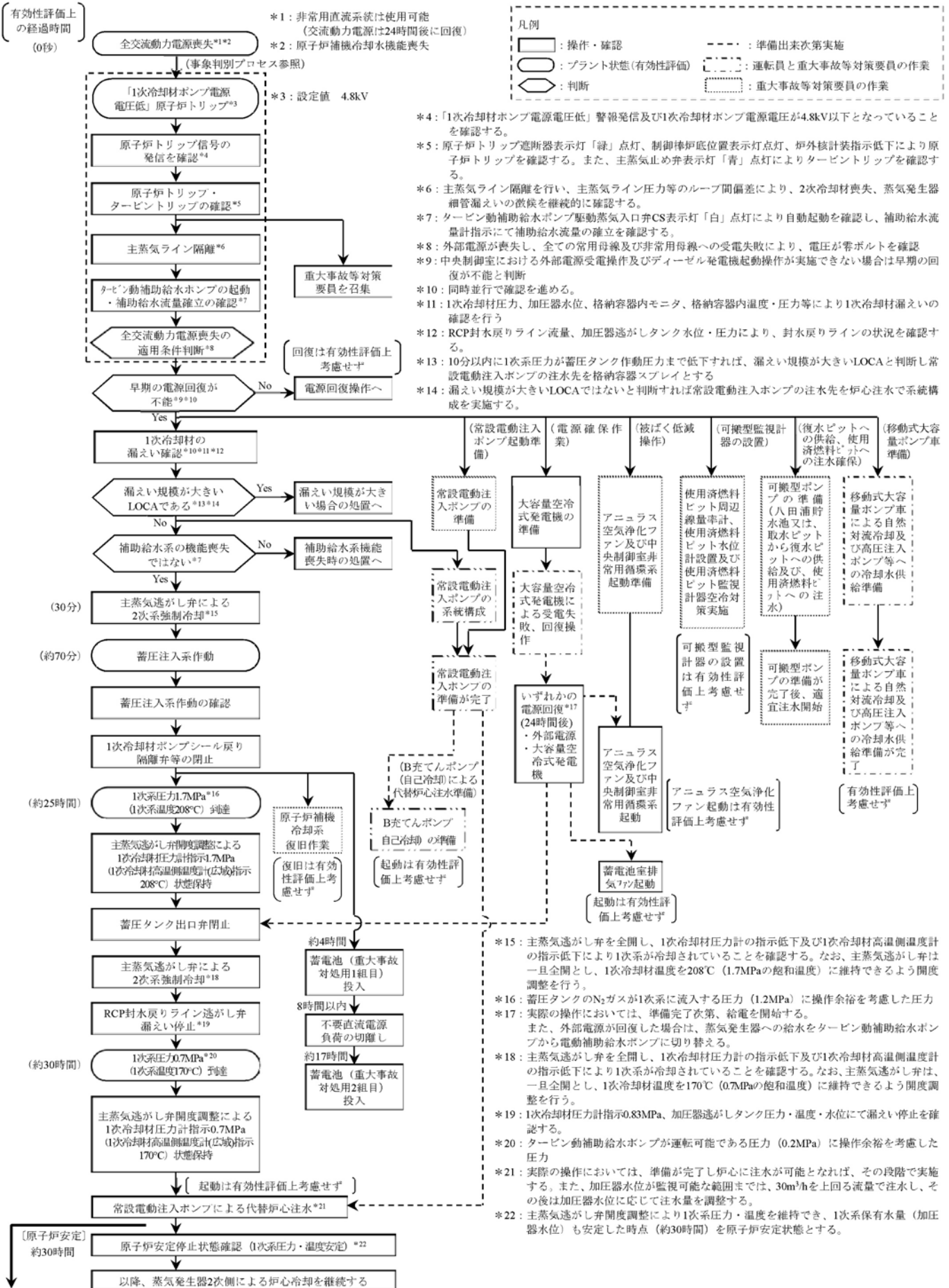
第1.15-11図 「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要
(事象判別プロセス)



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)



必要な要員と作業項目			経過時間(分)												経過時間(時間)			備考
			10	20	30	40	50	60	70	80	90	2	3	55	60			
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は作業後移動してきた要員	手順の内容	事故発生 原子炉トリップ 約40分 蓄圧注入系作動 約54分 1次冷却材圧力1.7MPa (温度28℃)到達 約70分 蓄圧タンク隔離完了 約80分 2次系強制冷却再開 約2.2時間 1次冷却材圧力0.3MPa(温度170℃)到達 常設電動注入ポンプにて中心注水開始 約4時間 以降原子炉安定 約30分 高圧再循環切替え															
状況判断	当直課長 当直副長 当直主任 運転員	炉内毎 運転操作指揮者 炉内間連絡・運転操作助勢	10分													主蒸気隔離を行い、ループ間 温度差により、2次冷却材喪失、蒸気発生器結露減水の 確保を継続的に確認する		
電源確保作業	運転員B 重大事故等対策要員(初動) 係対応要員	●現地移動/所内電源母線受電準備 (断断器操作) (現場操作) ●現地移動/大容量空冷式発電機起動確認 (現場確認)	15分	適宜実施												・大容量空冷式発電機からの 結露により、蓄圧タンク出口 弁を約70分までに閉止する ことができる ・運転員による充電器の受 電操作は、事象発生の4時間 後までに実施できる		
2次系強制冷却	運転員C、D + 重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員G、H 運転員D	●現地移動/主蒸気逃かし弁開弁 (現場操作) ●現地移動/タービン動補助給水ポンプ出口流量 設定弁開度調整 (現場操作)	20分	適宜調整 RCS温度を確認し 保持操作												主蒸気逃かし弁手動開弁操作 による蒸気発生器を使用した 2次系強制冷却を30分までに 開始することができる		
常設電動注入ポンプ による代替炉心注水 準備	重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員E、F 重大事故等対策要員(初動) 係対応要員	●現地移動/常設電動注入ポンプ系統構成 (現場操作) ●現地移動/常設電動注入ポンプ準備 (ディスタンスピース取替え) (現場操作)	70分 30分													常設電動注入ポンプ系統構成 が、有効性評価上注水を期待 している約2.2時間までに実施 できる		
被ばく低減操作	重大事故等対策要員(初動) 係対応要員	●現地移動/アニュラスタンバ空気供給操作 (現場操作) ●現地移動/中央制御室非常用循環系タンバ開処置 (現場操作)	45分 90分													アニュラスタンバ空気供給操 作は有効性評価上考慮せず		
使用済燃料ピット周 辺線量率計等準備	重大事故等対策要員(初動) 係対応要員	●現地移動/使用済燃料ピット周辺線量率計等設置 (現場操作)	90分													有効性評価上考慮せず		
B充てんポンプ(自己 冷却)による代替 炉心注水準備	重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員E、F 重大事故等対策要員(初動) 係対応要員	●現地移動/B充てんポンプ(自己冷却)系統構成 (現場操作) ●現地移動/B充てんポンプ(自己冷却)準備 (ディスタンスピース取替え) (現場操作)	35分 30分													起動は有効性評価上考慮せず		
中央制御室操作	運転員A	●大容量空冷式発電機からの給電操作 ●蓄電池室排気ファン起動* ●常設電動注入ポンプ系統構成 ●1次冷却材ポンプシール戻り隔離弁等閉止 ●蓄圧タンク出口弁閉止 ●B充てんポンプ(自己冷却)系統構成* ●アニュラス空気浄化ファン起動操作* ●常設電動注入ポンプ起動操作 ●中央制御室非常用循環系起動操作 ●高圧再循環運転への切替え (中央制御室操作)	15分 5分 10分 5分 5分 10分													*起動は有効性評価上考慮せず		
可搬型計測器による 計測	重大事故等対策要員(初動) 係対応要員	●現地移動/可搬型計測器接続 (現場操作)	適宜実施													有効性評価上考慮せず		

*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、未配備の機器については想定時間により算出)
 ・緊急時対策本部要員(指揮者等)は4名であり、全体指揮、進捗連絡等を行う。

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)

必要な要員と作業項目			経過時間 (時間)																								備考
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)		手順の内容																								備考
	3号	4号																									
大容量空冷式発電機対応	2		●大容量空冷式発電機用燃料タンクへの燃料補給 2時間30分 (ホースの運搬・設置) 燃料補給 → 約10時間に1回																								約81時間 以降原子炉格納容器安定
復水ビットへの供給	[5] +7	[5] +7	●取水用水中ポンプ、復水タンク (ビット) 補給用水中ポンプ、中間受槽、水中ポンプ用発電機、可搬型ホース等の運搬 1時間																								蒸気発生器への注水は、復水ビットの水が枯渇する時間 (約14時間) までに対応が可能である
	[6]	[6]	●取水用水中ポンプ、水中ポンプ用発電機、可搬型ホース等の設置 30分 (水中ポンプ用発電機設置) 4時間 (ポンプ、ホース等設置)																								
	[1]	[1]	●給水、取水用水中ポンプ運転監視、水中ポンプ用発電機への燃料補給 20分 (中間受槽へ水張り) 運転、監視、燃料補給 → 約8時間40分に1回																								
	[6]	[6]	●復水タンク (ビット) 補給用水中ポンプ、水中ポンプ用発電機、中間受槽、可搬型ホース等の設置 1時間 (中間受槽設置) 30分 (水中ポンプ用発電機設置) 3時間 (ポンプ、ホース等設置)																								
	[2]	[2]	●給水、復水タンク (ビット) 補給用水中ポンプ・使用済燃料ビット補給用水中ポンプ監視、復水ビット水位監視、水中ポンプ用発電機への燃料補給 → 復水ビット・SFPへの注水可能 (14時間) 運転、監視、燃料補給 → 約8時間40分に1回																								
使用済燃料ビットへの注水確保	[9]	[9]	●使用済燃料ビット補給用水中ポンプ、可搬型ホース等の設置 20分																								
可搬型使用済燃料ビット計測装置設置	[2]	[2]	●使用済燃料ビット監視装置用空気供給システム、使用済燃料ビット監視装置用空気供給システム (発電機) 等の運搬 1時間																								有効性評価上考慮せず
	[2]	[2]	●使用済燃料ビット監視装置用空気供給システム、使用済燃料ビット監視装置用空気供給システム (発電機) 等の設置 1時間																								
	[2]	[2]	●使用済燃料ビット監視装置用空気供給システムの監視、使用済燃料ビット監視装置用空気供給システム (発電機) への燃料補給 運転、監視、燃料補給 → 約8時間20分に1回																								
移動式大容量ポンプ車準備	[7]	[7]	●移動式大容量ポンプ車の設置 (水中ポンプの設置含む) 2時間																								移動式大容量ポンプ車による格納容器再循環自然対流冷却は、24時間までに対応が可能である 移動式大容量ポンプ車による再循環切替準備は、燃料冷却用水ビットを水源とする炉心注入継続時間 (約67.5時間) 中に対応可能である
	[6]	[6]	●移動式大容量ポンプ車可搬型ホース等の運搬、設置 3時間																								
	[9]	[9]	●可搬型ホース接続 8時間																								
	[2]	[2]	●海水系統へ原子炉補機冷却水系統ゲイスタンスピス取替え 1時間																								
	[2]	[2]	●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) 取付け 1時間																								
	[2]	[2]	●給水、移動式大容量ポンプ車監視、燃料補給 → 格納容器再循環ユニットへの通水可能 (20時間20分) 運転、監視、燃料補給 → 約4時間30分に1回																								
	[3]	[3]	●A、B格納容器再循環ユニット及び必要補機への海水通水系統構成 (現場) 3時間																								
	[1]	[1]	●A、B格納容器再循環ユニット及び必要補機への海水通水系統構成 (中央制御室) 15分																								
原子炉補機冷却系復旧作業	作業要員		●海水ポンプ用電動機予備品との取替え等 適宜実施																								有効性評価上考慮せず

・燃料補給間隔は全電機等定格負荷運転時の目安時間を記載
 ・上記対応の他、代替緊急時作業の電源確保対応者：2名 (重大事故等対策要員 (初動後) 係対応要員のうち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) 係対応要員のうち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発次第実施する

第1.15-15図 「全交流動力電源喪失」の作業と所要時間 (2/2)

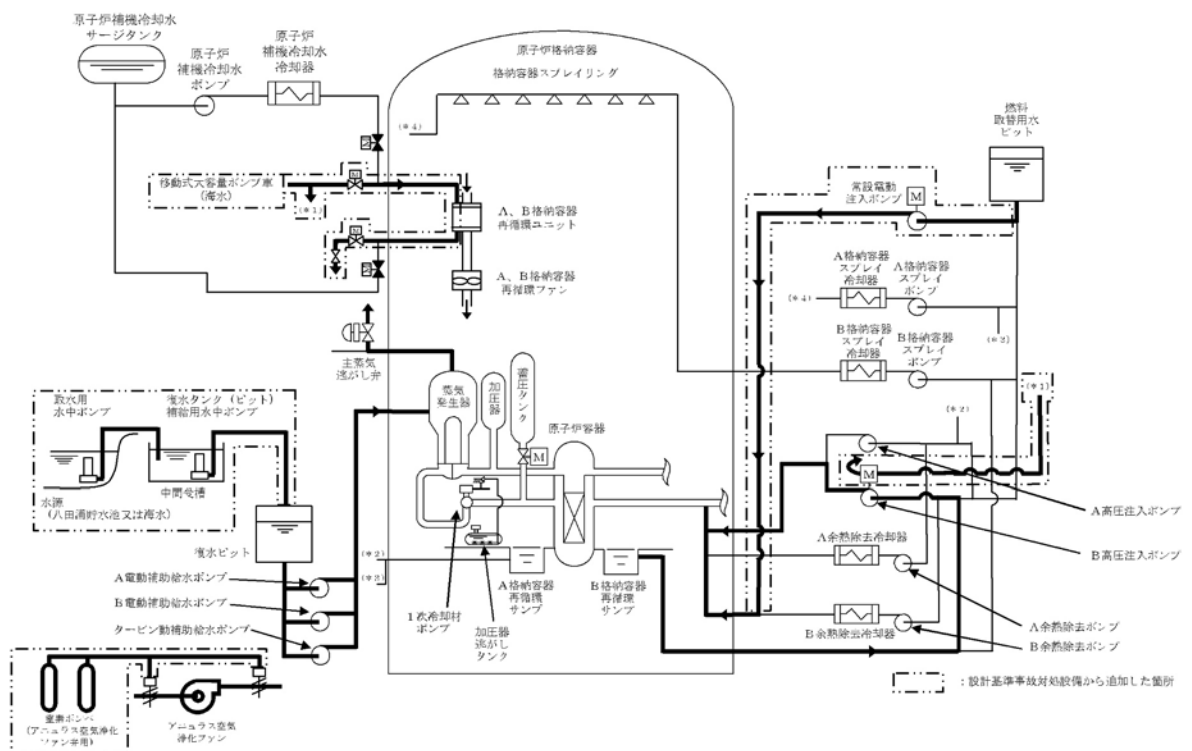
(外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故)

必要な要員と作業項目			経過時間(分)										経過時間(時間)										備考	
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後移動してきた要員	手順の内容	10 20 30 40 50 60 70 80 90 100										1 2 3 4											
			3号	4号	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	1	2	3	4	約30時間	以降原子炉変化				
予断項目			事象発生 原子炉トリップ ノラント状態判断 全交流動力電源喪失判断 30分 2次系強制冷却開始																					
状況判断	当直課長 当直主任 運転員	1号炉毎 運転操作指揮者 号炉間連絡・運転操作助勢																						
電源確保操作	運転員B 重大事故等対策要員(初動) 係修対応要員	●現地移動/所内電源母線受電準備(遮断器操作) (現場操作) ●現地移動/大容量空冷式発電機起動確認(現場確認)	15分																				電源回復操作	
2次系強制冷却	運転員C、D 重大事故等対策要員(初動) 係修対応要員G、H 運転員D	●現地移動/主蒸気流がし弁開放(現場操作) ●現地移動/タービン動補助給水ポンプ出口流量設定全開度調整(現場操作)	20分																				流量調整	
常設電動注入ポンプによる代替炉心注水準備	重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員E、F 重大事故等対策要員(初動) 係修対応要員	●現地移動/常設電動注入ポンプ系統構成(現場操作) ●現地移動/常設電動注入ポンプ準備(ディスタンスピース取替え)(現場操作)	70分																					
汲ばく低減操作	重大事故等対策要員(初動) 係修対応要員	●現地移動 アニュラスダンパ空気供給操作(現場操作) ●現地移動/中央制御室非常用循環系ダンパ開放(現場操作)	45分																				90分	
使用済燃料ピット周辺線量率計等準備	重大事故等対策要員(初動) 係修対応要員	●現地移動/使用済燃料ピット周辺線量率計等設置(現場操作)	90分																					
B充てんポンプ(自己冷却)による代替炉心注水準備	重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員E、F 重大事故等対策要員(初動) 係修対応要員	●現地移動 B充てんポンプ(自己冷却)系統構成(現場操作) ●現地移動/B充てんポンプ自己冷却準備(ディスタンスピース取替え)(現場操作)	35分																				30分	
1次冷却材ポンプシール戻り隔離弁等閉止操作	重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員E、F 重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員G、H	●現地移動 1次冷却材ポンプシール戻り隔離弁等閉止操作(現場操作) ●現地移動/主給水隔離弁の閉止操作(現場操作)	50分																				50分	
中央制御室操作	運転員A	●大容量空冷式発電機からの給電準備・起動操作及び受電失敗後の回復操作(常設電動注入ポンプ起動準備) ●蓄電池空排気ファン起動*1 *2 ●蓄圧タンク出口弁閉止*1 ●B充てんポンプ(自己冷却)系統構成*1 *2 ●アニュラス空気浄化ファン起動操作*1 *2 ●中央制御室非常用循環ファン起動操作*1 ●常設電動注入ポンプ起動操作*1 *2 (中央制御室操作)	電源回復操作																					
可搬型計測器による計測	重大事故等対策要員(初動) 係修対応要員	●現地移動/可搬型計測器接続(現場操作)	適宜実施																					

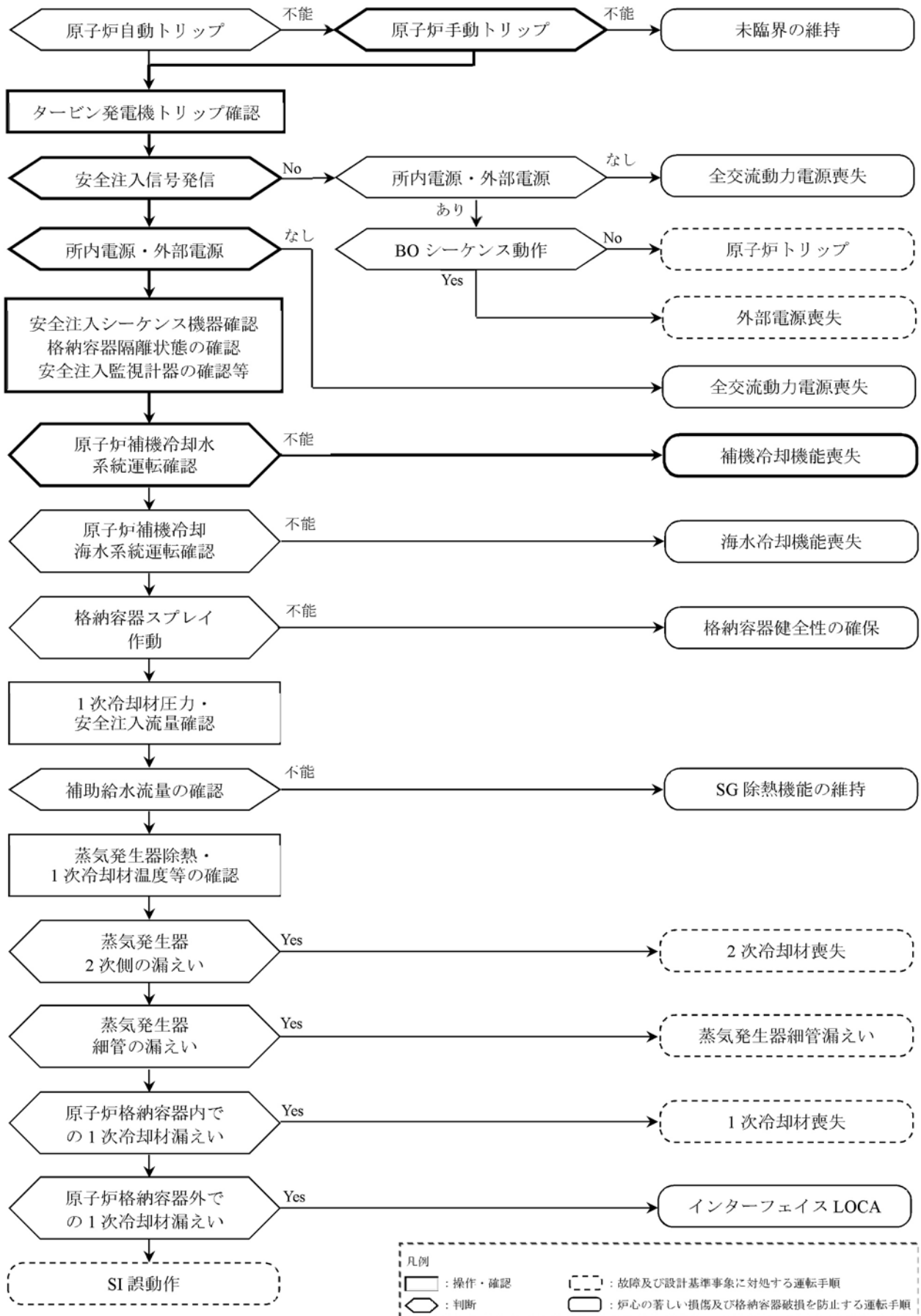
*各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間及び作業時間を確認した上で算出している。(一部、未配備の機器については想定時間により算出)
 ・緊急時対策本部要員(指揮者等)は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う。

第1.15-16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)

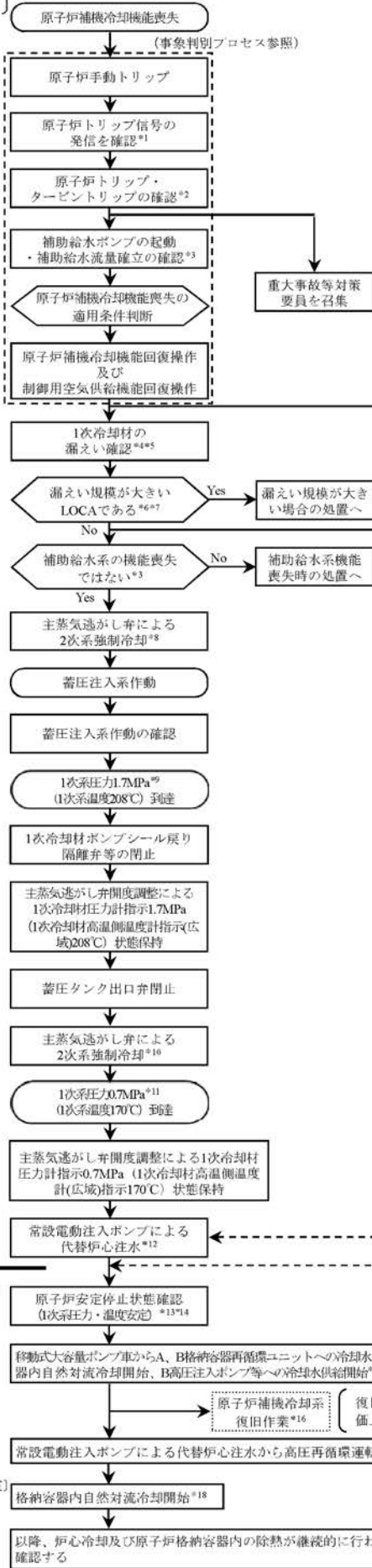


第1.15-17図 「原子炉補機冷却機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図

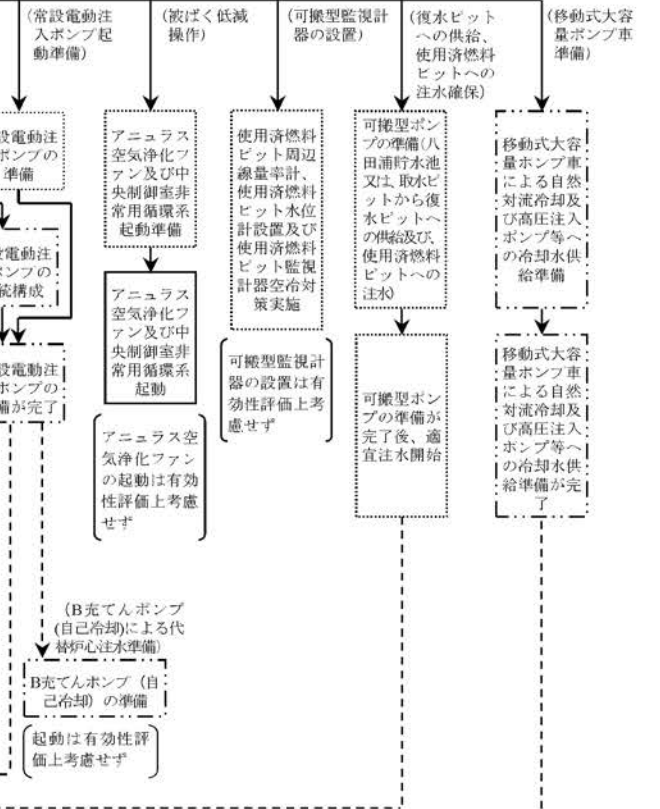


第1.15-18図 「原子炉補機冷却機能喪失」の対応手順の概要
(事象判別プロセス)

〔有効性評価上の経過時間 (0秒)〕



- *1: 「原子炉自動停止」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、制御棒炉底位置表示灯点灯、炉外核計装指示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: タービン動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、加圧器逃がしタンク水位・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℃ (1.7MPaの飽和温度) に維持できるような開度調整を行う。
- *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℃ (0.7MPaの飽和温度) に維持できるような開度調整を行う。
- *11: タービン動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は、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。



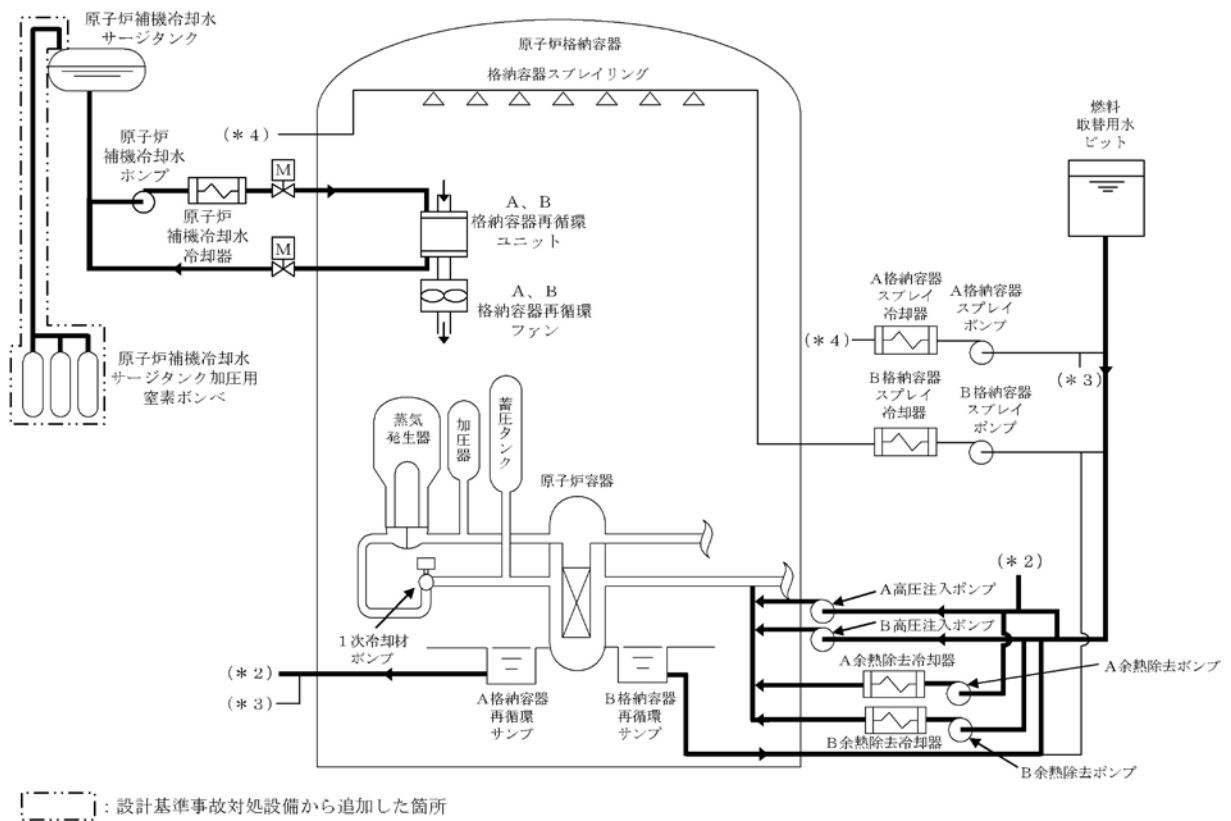
- *14: 1次冷却材圧力計指示0.7MPa (1次冷却材高温側温度計 (広域) 指示170℃) 保持及び加圧器水位維持
- *15: 実際の操作においては、準備が完了すれば、その段階で実施する。
- *16: 自然現象に起因した機能喪失を想定し、海水ポンプは全台喪失を想定する。
- *17: 高圧再循環運転開始
 - ・格納容器再循環 サンプ水位 (広域) 65%以上及び燃料取替用水ビット水位が16%到達を確認し、高圧注入ポンプ水源切替 (燃料取替用水ビット→格納容器再循環サンプ)
 - ・移動式大容量ポンプ車から高圧注入ポンプへ冷却水供給確認
 - ・高圧注入ポンプ運転
- *18: 格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

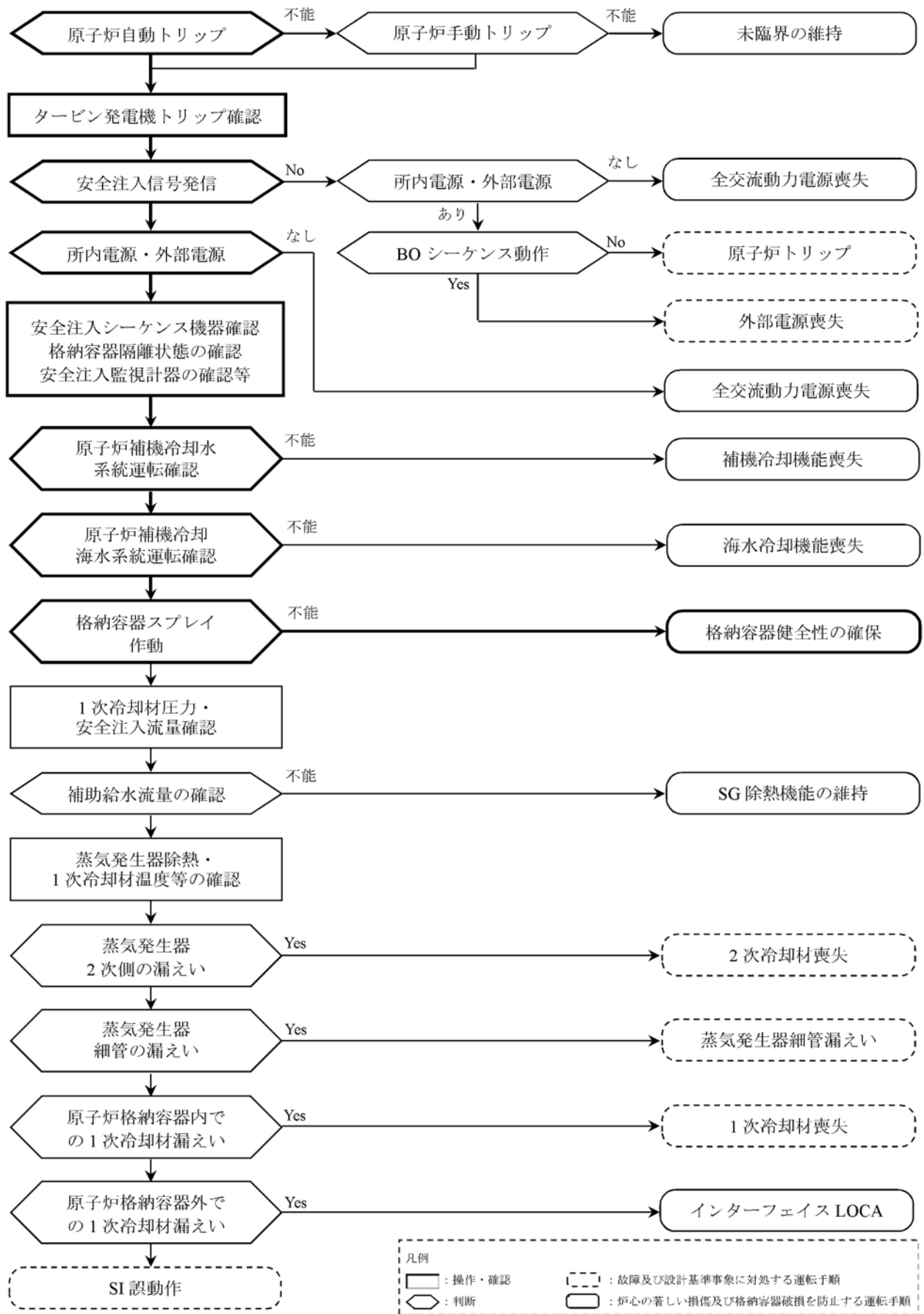
必要な要員と作業項目		経過時間 (時間)																		備考		
		2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	26	28	30	32	34				
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数) 【 】は作業者後移動してきた要員	3号	4号	<p>約14時間 復水ビットへの供給</p> <p>約81時間以降原子炉格納容器安定</p>																		
復水ビットへの供給		[5] +7	[5] +7	<p>●取水用水中ポンプ、復水タンク (ビット) 補給用水中ポンプ、中間受槽、水中ポンプ用発電機、可搬型ホース等の運転</p> <p>1時間</p> <p>30分 (水中ポンプ用発電機設置)</p> <p>4時間 (ポンプ、ホース等設置)</p> <p>20分 (中間受槽へ水送り)</p> <p>約8時間40分に1回</p> <p>●復水タンク (ビット) 補給用水中ポンプ、水中ポンプ用発電機、中間受槽、可搬型ホース等の設置</p> <p>1時間 (中間受槽設置)</p> <p>30分 (水中ポンプ用発電機設置)</p> <p>3時間 (ポンプ、ホース等設置)</p> <p>●給水、取水用水中ポンプ運転監視、水中ポンプ用発電機への燃料補給</p> <p>約8時間40分に1回</p> <p>⇒復水ビット・SFPへの注水可能 (14時間)</p> <p>約8時間40分に1回</p>																		<p>蒸気発生器への注水は、復水ビットの注水が経過する時間 (約14時間) までに対応可能である</p>
使用済燃料ビットへの注水確保		[9]	[9]	<p>●使用済燃料ビット補給用水中ポンプ、可搬型ホース等の設置</p> <p>20分</p>																		2.1日以内に実施
可搬型使用済燃料ビット計画設置設置		[2]	[2]	<p>●使用済燃料ビット監視装置用空気供給システム、使用済燃料ビット監視装置用空気供給システム (発電機) 等の運転</p> <p>1時間</p>																		有効性評価上考慮せず
		[2]	[2]	<p>●使用済燃料ビット監視装置用空気供給システム、使用済燃料ビット監視装置用空気供給システム (発電機) 等の設置</p> <p>1時間</p>																		
		[2]	[2]	<p>●使用済燃料ビット監視装置用空気供給システムの監視、使用済燃料ビット監視装置用空気供給システム (発電機) への燃料補給</p> <p>約8時間20分に1回</p>																		
移動式大容量ポンプ車準備		[7]	[7]	<p>●移動式大容量ポンプ車の設置 (水中ポンプの設置含む)</p> <p>2時間</p>																		移動式大容量ポンプ車による格納容器再循環自然対流冷却は、24時間までに対応可能である
		[6]	[6]	<p>●移動式大容量ポンプ車可搬型ホース等の運搬、設置</p> <p>3時間</p>																		
		[9]	[9]	<p>●可搬型ホース接続</p> <p>8時間</p>																		
		[2]	[2]	<p>●海水系統～原子炉補機冷却水系統ゲイスタンスピース取替</p> <p>1時間</p>																		移動式大容量ポンプ車による高圧再循環切替準備は、燃料取替用冷却水を水層とする中心注入継続時間 (約67.5時間) 中に対応可能である
		[2]	[2]	<p>●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 (ISA) 用) 取付け</p> <p>1時間</p>																		
		[3]	[3]	<p>●給水、移動式大容量ポンプ車監視、燃料補給</p> <p>⇒格納容器再循環ユニットへの通水可能 (20時間20分)</p> <p>約4時間30分に1回</p>																		
	運転員	[3]	[3]	<p>●A、B格納容器再循環ユニット及び必要補機への海水通水系統構成 (現場)</p> <p>3時間</p>																		
		[1]	[1]	<p>●A、B格納容器再循環ユニット及び必要補機への海水通水系統構成 (中央制御室)</p> <p>15分</p>																		
原子炉補機冷却系復旧作業	参集要員	—	—	<p>●海水ポンプ用電動機予備品との取替等</p>																		適宜実施

・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) 係対応要員のうち2名が対応)、熱気設備準備対応者: 6名 (重大事故等対策要員 (初動後) 係対応要員のうち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

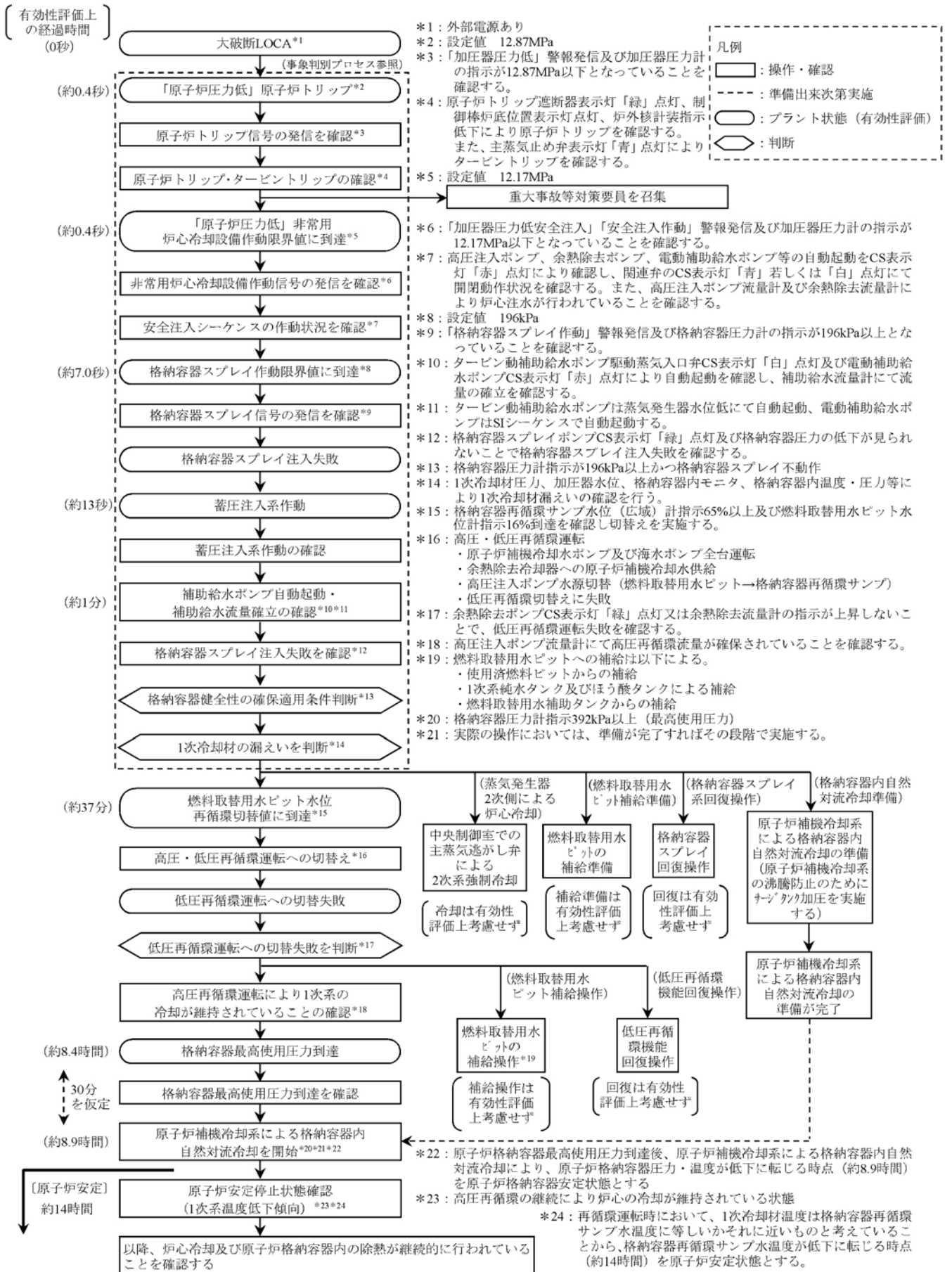
第1.15-20図 「原子炉補機冷却機能喪失」の作業と所要時間 (2/2)



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)

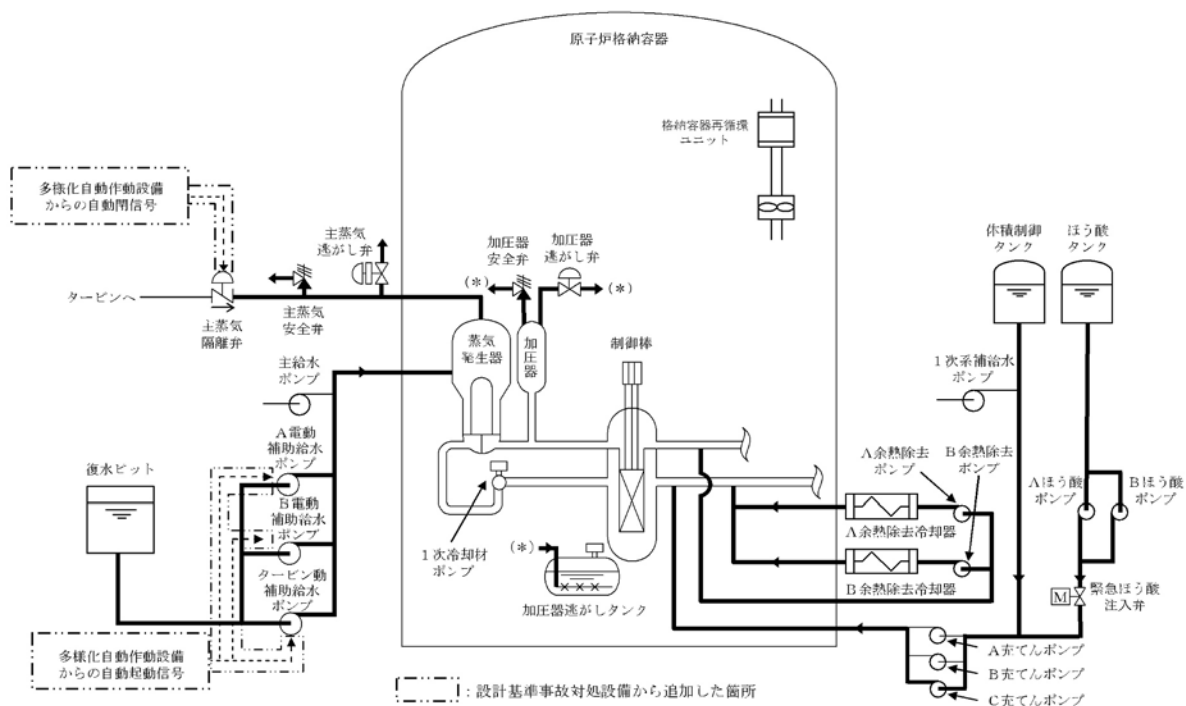
必要な要員と作業項目			経過時間(分)								経過時間(時間)				備考		
手順の項目	委員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後移動してきた要員	3号	4号	手順の内容	経過時間(分)								経過時間(時間)				備考
					10	20	30	40	50	60	70	80	7	8	9	13	
手順の項目	委員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後移動してきた要員	3号	4号	手順の内容	事象発生 原子炉トリップ フラント状況判断 大破断LOCA+ 格納容器スプレイ注入失敗判断 約37分 高圧再循環切替 低圧再循環切替失敗判断 約8.9時間 格納容器内自然対流冷却開始 (格納容器最高圧力到達+30分後) 約14時間 以降原子炉安定												備考
	当直課長 当直副長 当直主任 運転員	1	1	号炉毎 運転操作指揮者													
		1	1	号炉間連絡・運転操作助勢													
状況判断	運転員	-	-	●原子炉・タービントリップ確認 ●安全注入シーケンス動作状態の確認 ●格納容器スプレイ機能喪失確認 ●補助給水ポンプ運転・補助給水流量確認 (中央制御室確認)	10分												
格納容器スプレイ系回復操作	運転員B	1	1	●格納容器スプレイポンプ手動起動 (中央制御室操作) 次操作へ	適宜実施												有効性評価上考慮せず
	運転員C	1	1	●現地移動/格納容器スプレイポンプ起動操作 ・失敗原因調査 (現場操作)	適宜実施												
	運転員D	1	1	●現地移動/格納容器スプレイポンプ起動操作 ・失敗原因調査 (現場操作)	適宜実施												
格納容器内自然対流冷却準備	運転員A	1	1	●原子炉補機冷却水系加压操作準備 (中央制御室操作) 次操作へ	10分												格納容器圧力の上昇がお だやかな事象時において は格納容器スプレイ作動 設定値(196kPa)に到達 するまでに原子炉補機冷 却水系加压直前までの準 備を行う
	重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員E、F	2	2	●現地移動/原子炉補機冷却水系加压操作 (現場操作)	60分												
	重大事故等対策要員(初動) 係対応要員	2	2	●現地移動/可搬型温度計測定装置(格納容器再循環 ユニット入口温度/出口温度(SA)用)(現場操作)	60分												
2次系強制冷却	運転員B	【1】	【1】	●主蒸気逃がし弁開放 (中央制御室操作) 次操作へ	適宜実施												有効性評価上考慮せず
高圧・低圧再循環切替え	運転員B	【1】	【1】	●高圧再循環運転切替操作 (中央制御室操作) 次操作へ	15分												
低圧再循環機能回復操作	運転員B	【1】	【1】	●低圧再循環切替操作 ・失敗原因調査 (中央制御室操作) 次操作へ	適宜実施												有効性評価上考慮せず
	運転員C	【1】	【1】	●現地移動/低圧再循環切替操作 ・失敗原因調査 (現場操作) 次操作へ	適宜実施												
	運転員D	【1】	【1】	●現地移動/低圧再循環切替操作 ・失敗原因調査 (現場操作)	適宜実施												
燃料取替用水ビット補給操作	重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員G、H	2	2	●現地移動/燃料取替用水ビット補給系構築 (現場操作)	20分												有効性評価上考慮せず
	重大事故等対策要員(初動) 係対応要員	2	2	●現地移動/燃料取替用水ビット補給準備 (ゲイスタンスピース取替)(現場操作)	30分												
	運転員B	【1】	【1】	●燃料取替用水ビット補給操作 (中央制御室操作)	適宜実施												
格納容器内自然対流冷却	運転員A	【1】	【1】	●A、B格納容器再循環ユニットによる冷却操作 (中央制御室操作)									10分*				格納容器内自然対流冷却 が、有効性評価上、期待 している約8.9時間までに 実施できる 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
	重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員E、F	【2】	【2】	●現地移動/A、B格納容器再循環ユニット冷却水通り電源操作 (現場操作)									10分*				

・各操作・作業の必要時間基準については、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、未設置の機器については想定時間により算出)

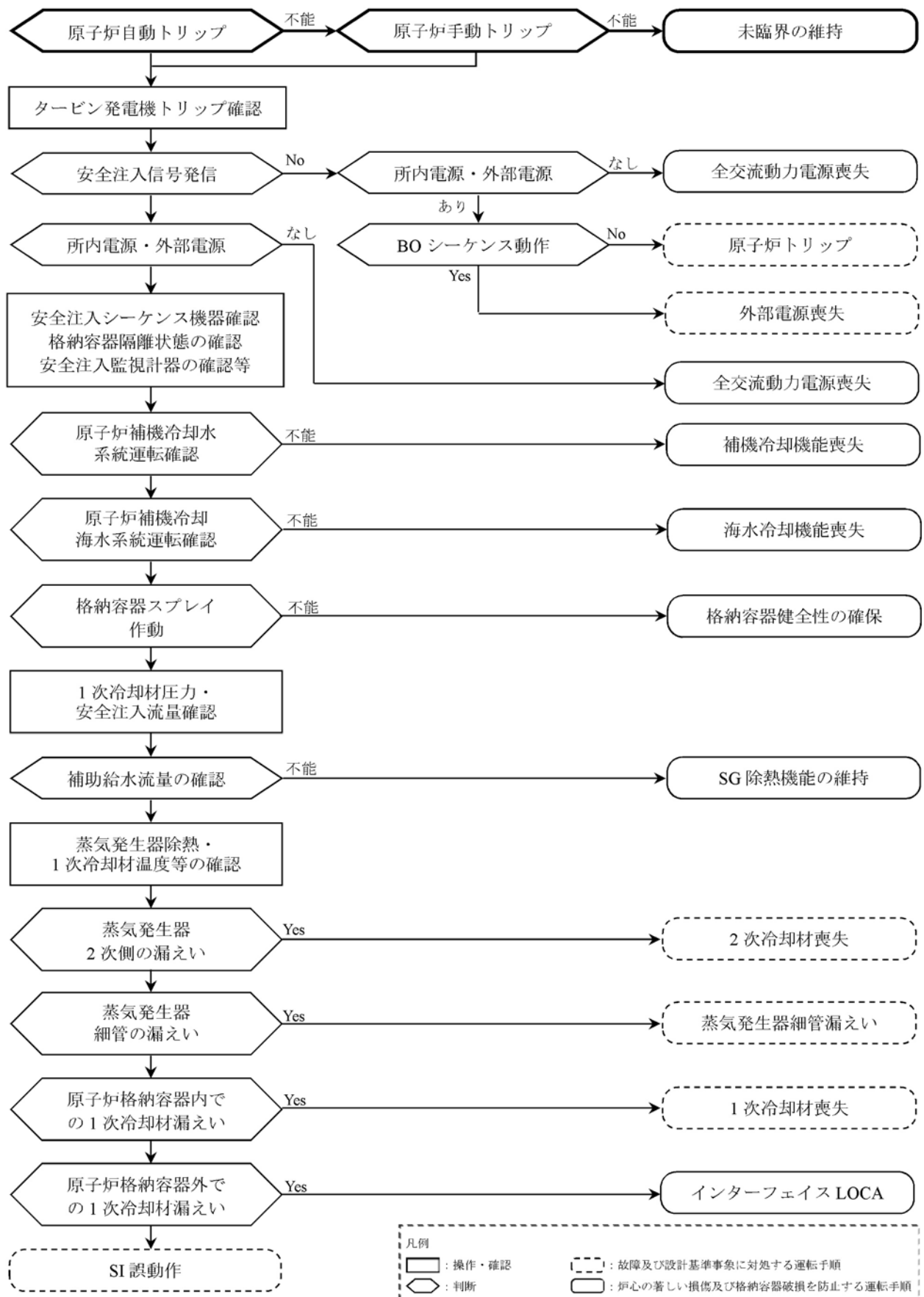
・緊急時対策本部要員(指揮者等)は14名であり、全体指揮、通報連絡等を行う。

*中央制御室にてS信号、T信号をリセットし冷却ユニット入口弁を開閉後、出口弁(隔離弁)は、ファン駆動信号がないと閉となる為、CSを確保し、開状態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。
・原子炉格納容器内の環境悪化により、モータ駆動等が発生したとしても、保護継電器により駆動器が開放される。
・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)
・煙火が損傷した場合には、水害が発生することから、発火源ともなりうる格納容器再循環ファンの駆動は行わない。

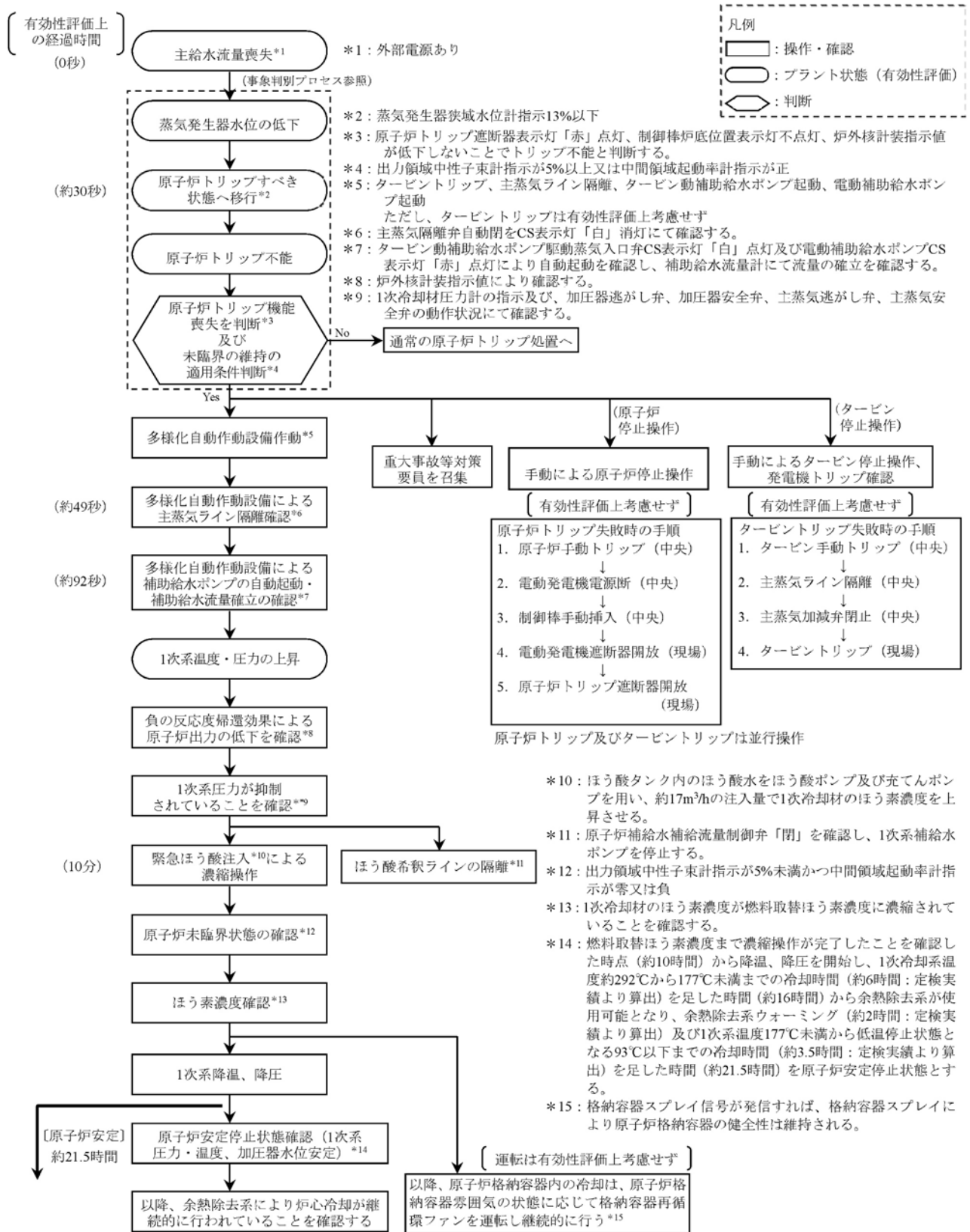
第1.15-24図 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の作業と所要時間
(大破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環機能が喪失する事故)



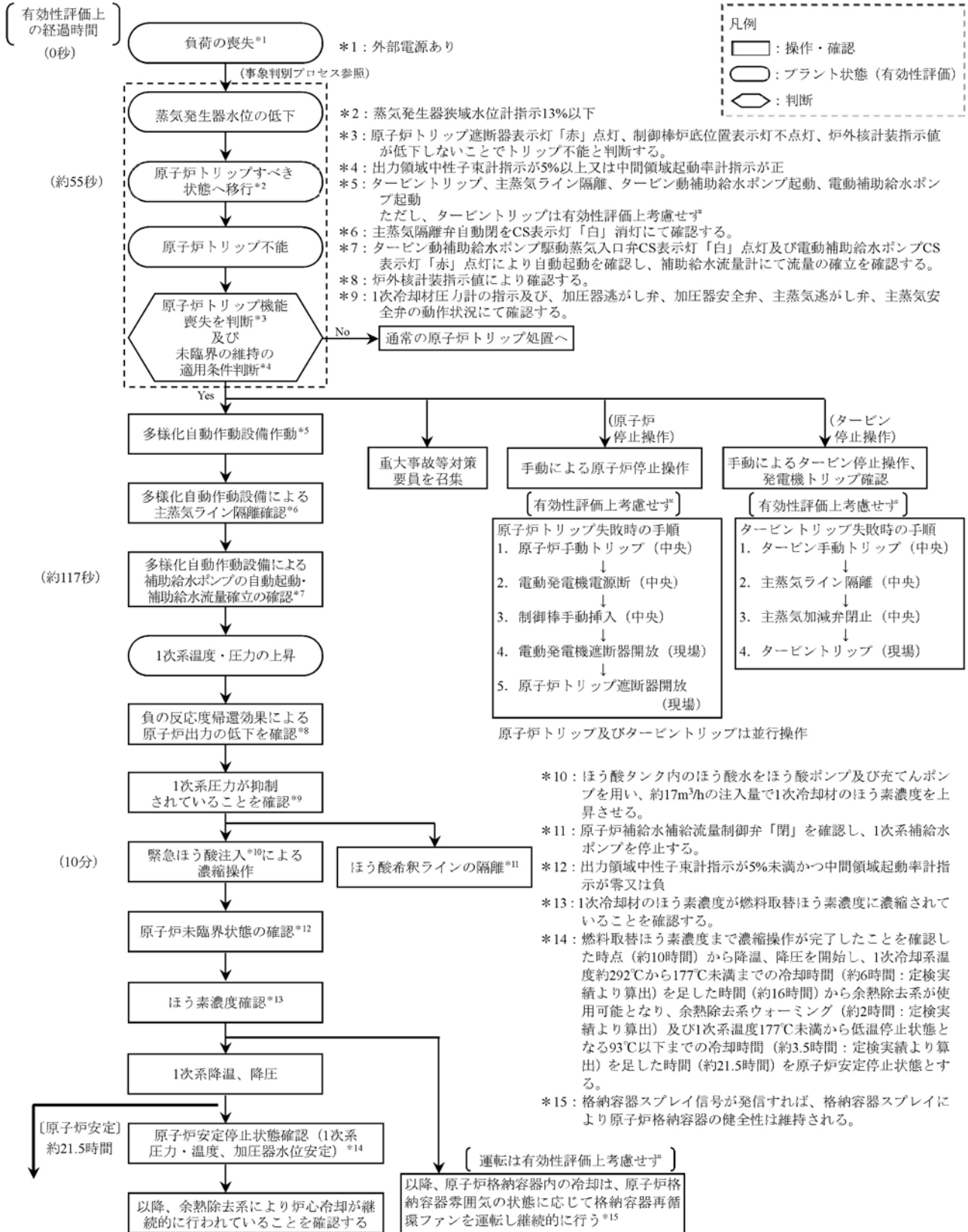
第1.15-25図 「原子炉停止機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図



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)



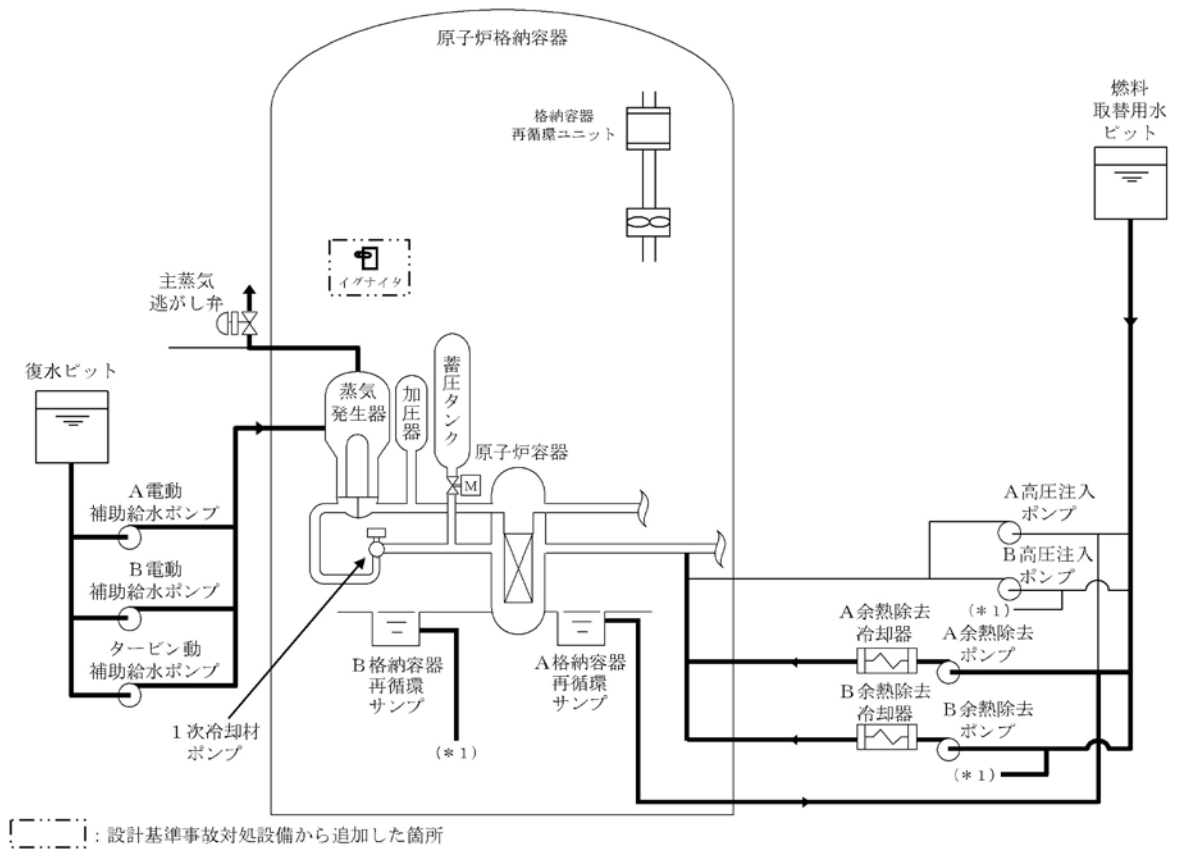
第1.15-28図 「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要
(「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」の事象進展)

必要な要員と作業項目				経過時間 (分)										経過時間 (時間)										備考
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後移動してきた要員	S号																						
						事故発生 0秒 主給水流量喪失発生 約49秒 多様化自動作動設備による主蒸気隔離 〓 プラント状況判断 (主給水流量喪失-原子炉トリップ失敗) 約21.5時間 以降原子炉安定																		
	当直課長 当直副長	1	1	号炉毎 運転操作指揮者																				
	当直主任 運転員	1	1	号炉間連絡・運転操作助勢																				
原子炉停止操作	運転員 A	1	1	●原子炉手動トリップ ●電動発電機電源断 ●制御棒手動挿入 (中央制御室操作)																				
	運転員 C	1	1	●現地移動/電動発電機遮断器現場開放 ●現地移動/原子炉トリップ遮断器現場開放 (現場操作)																				有効性評価上考慮せず
タービン停止操作	運転員 B	1	1	●タービン手動トリップ * (中央制御室操作)																				有効性評価上考慮せず
多様化自動作動設備の動作確認	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) ●主蒸気隔離弁閉動作確認 ●電動及びタービン動補助給水ポンプの自動起動確認 (中央制御室操作)																				
原子炉出力・1次冷却材圧力確認	運転員 A	【1】	【1】	●負の反応度係数効果による原子炉出力の低下を確認 ●1次冷却材圧力が抑制されていることを確認																				
緊急ほう酸注入操作	運転員 A	【1】	【1】	●緊急ほう酸注入操作 ●原子炉未臨界状態の確認 ●ほう酸濃度確認 (中央制御室操作)																				10分後の開始を想定しているが、実際の操作においては原子炉出力の低下状況により早目に行う サンプリングにより確認
ほう酸希釈ライン隔離操作	運転員 B	【1】	【1】	●ほう酸希釈ライン隔離操作 (中央制御室操作)																				
1次系降温・降圧操作	運転員 A・B	【2】	【2】	●主蒸気逃がし弁による冷却操作 ●加圧器スプレィ弁による降圧操作 (中央制御室操作)																				通常のプロント停止操作
余熱除去系統による低減停止状態までの冷却操作	運転員 A	【1】	【1】	●余熱除去系統運転 ●余熱除去系統による冷却操作 (中央制御室操作)																				通常のプロント停止操作

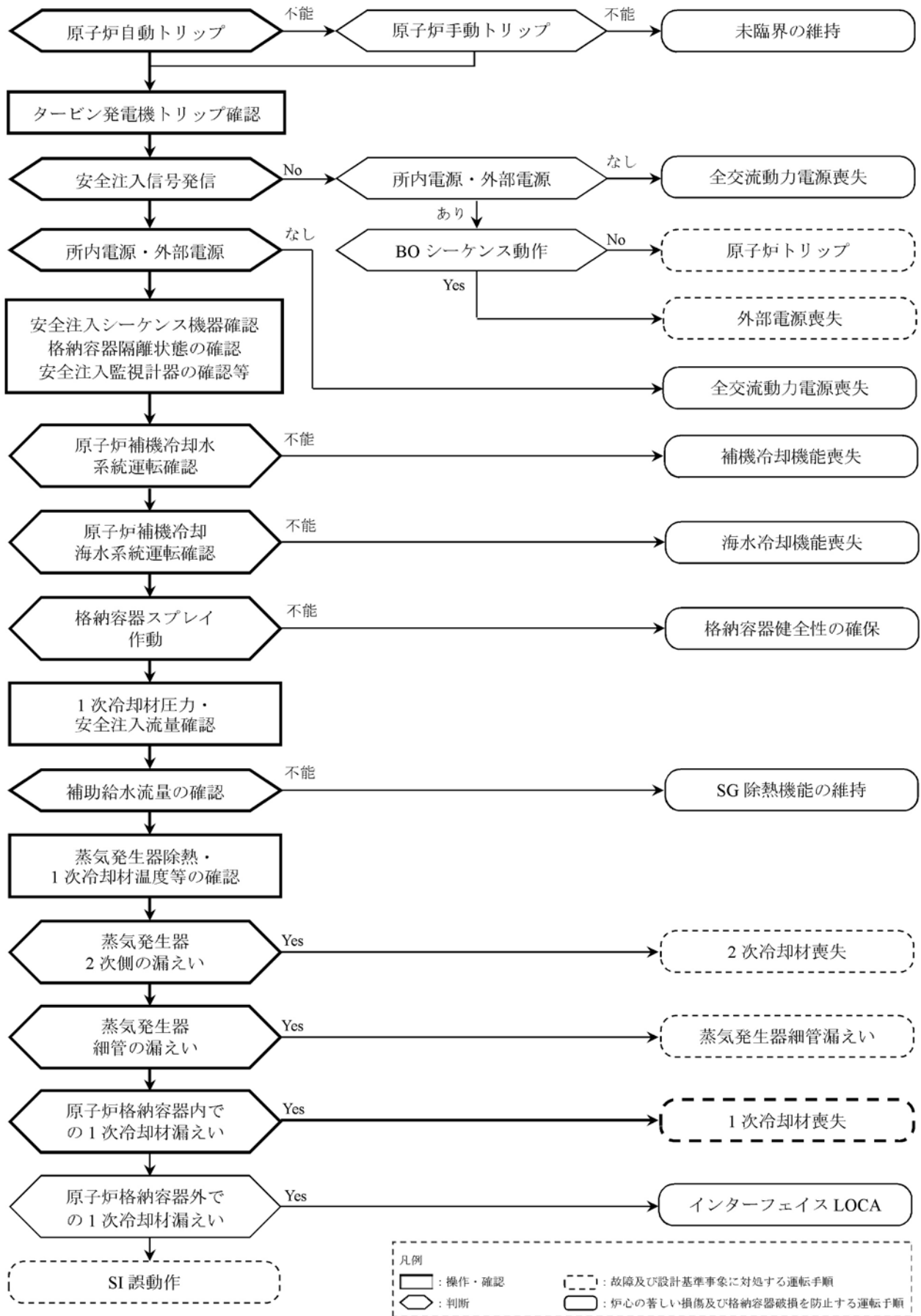
・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間及び作業時間を確認した上で算出している。
 ・緊急時対策本部要員 (指揮者等) は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う。

*タービン手動トリップ及び多様化自動作動設備の動作も失敗した場合は、主蒸気ライン隔離、主蒸気加減弁閉止、タービントリップ (現場) を行う。

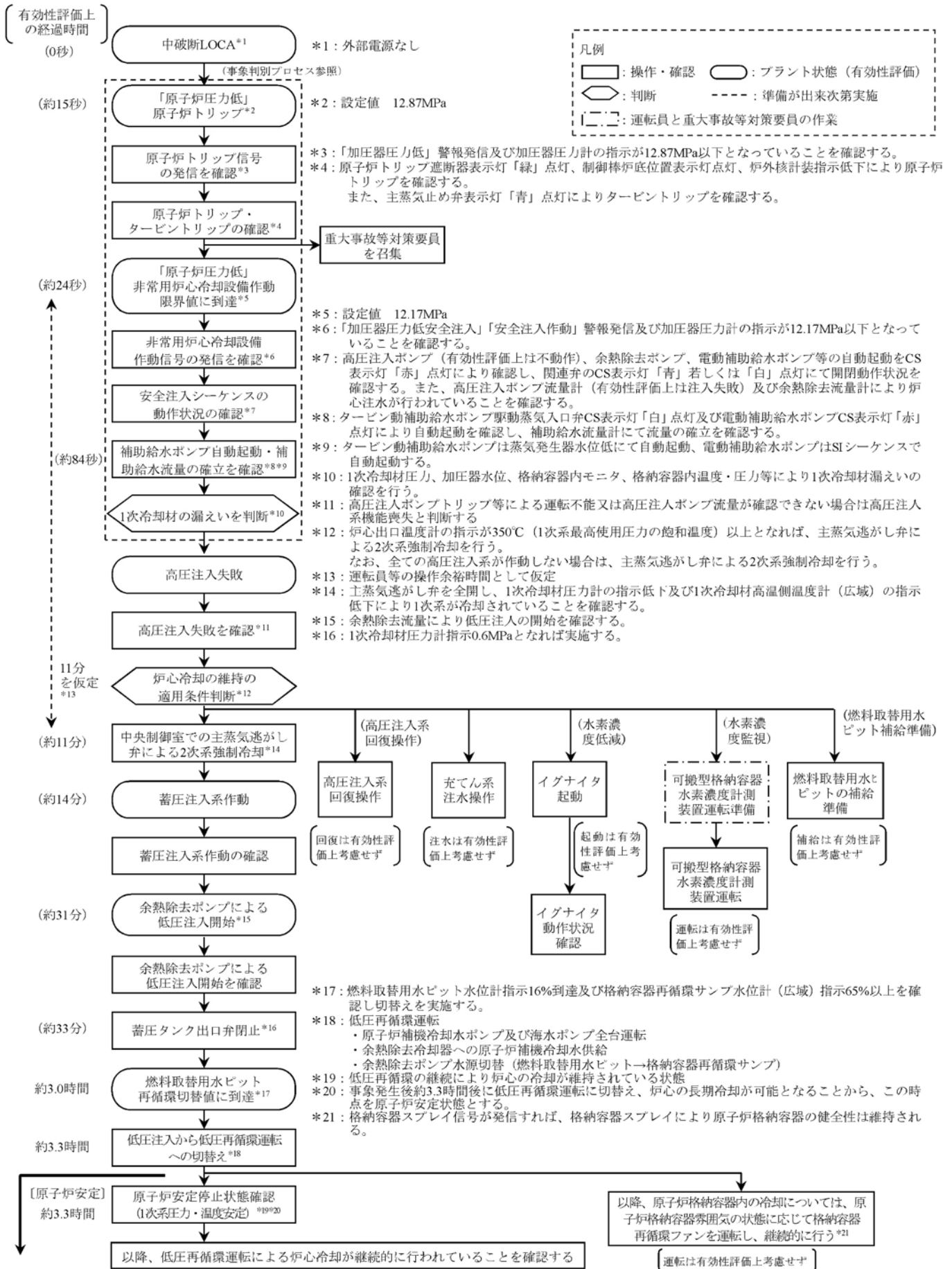
第1.15-29図 「原子炉停止機能喪失」の作業と所要時間 (主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故)



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)

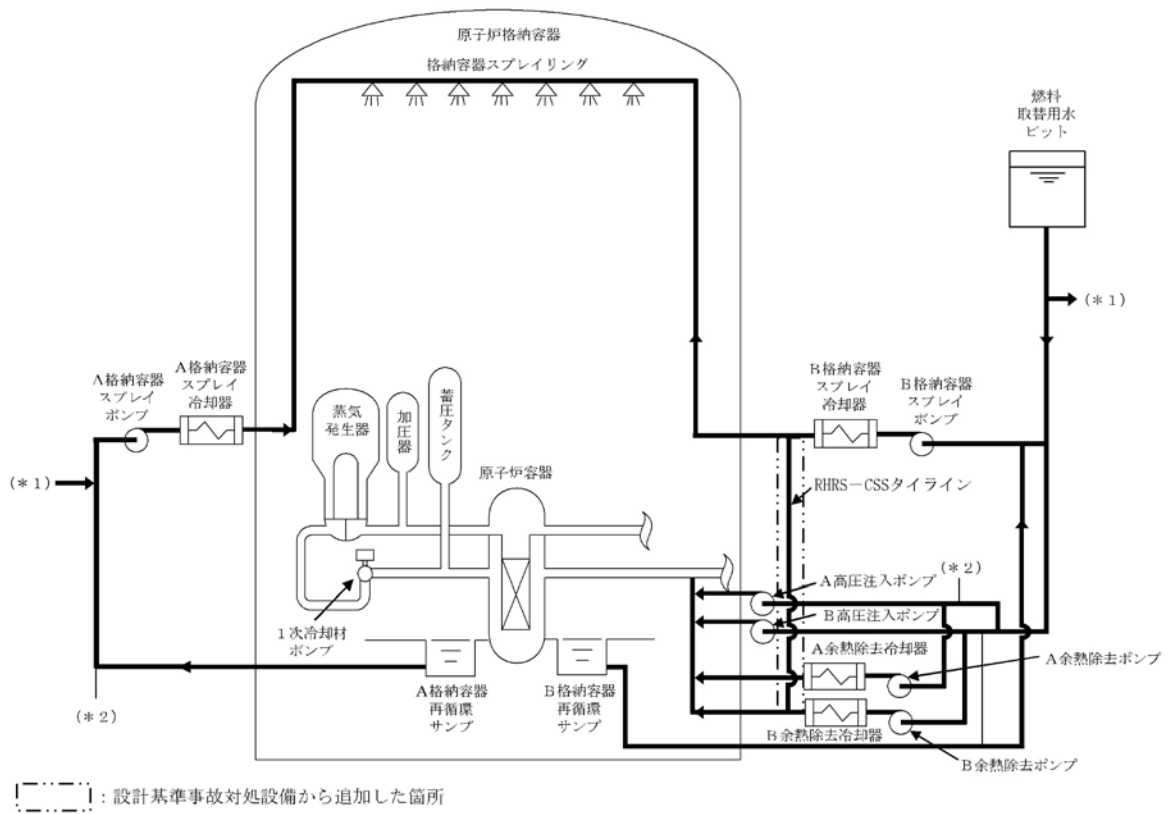


第1.15-33図 「ECCS注水機能喪失」の対応手順の概要
 (「中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故」の事象進展)

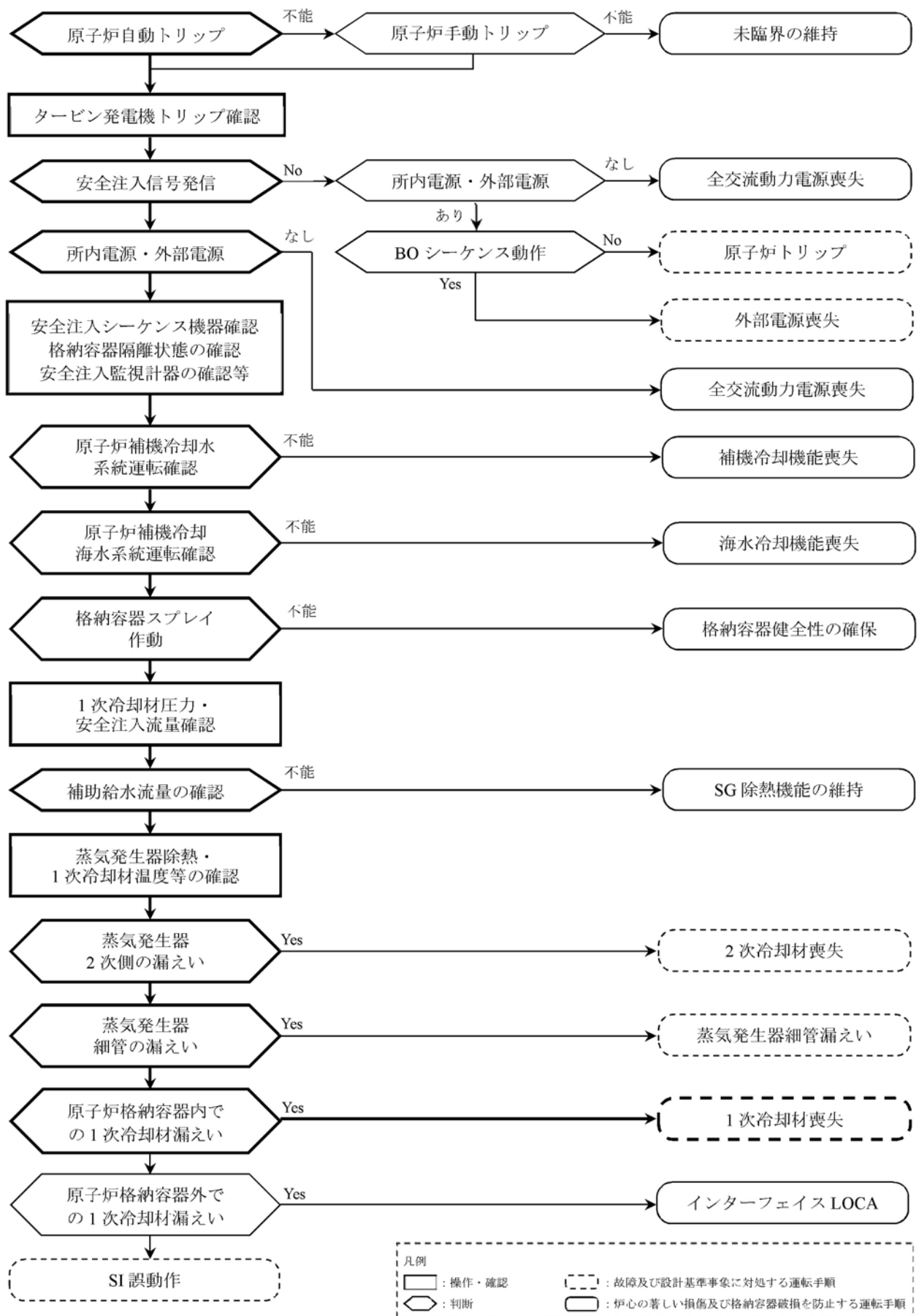
必要な要員と作業項目				経過時間 (秒)						経過時間 (分)				備考			
				10	20	30	40	50	60	10	20	30	40		3	4	
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数) 【 】は前作業後 移動してきた要員	3号	4号	手順の内容	事業発生 ▼約24秒 「加圧器圧力」 非常用炉心冷却設備作動 ▼約45秒 「加圧器圧力」 原子炉トリップ ▼プラント状況判断 中小破断LOCA + 高圧注入失敗 ▼約11分 2次系強制冷却 ▼約14分 蓄圧注入開始 ▼約31分 低圧注入系からの注入 ▼約3.3時間 以降原子炉安定												
状況判断	運転員	1	1	●原子炉・タービントリップ確認 ●安全注入シーケンス作動状況の確認 ●高圧注入失敗確認 ●補助給水ポンプ運転・補助給水量確認 (中央制御室操作)	10分												
2次系強制冷却	運転員A	1	1	●主蒸気減がし弁開放 (中央制御室操作)	1分												
高圧注入系回復操作	運転員A	【1】	【1】	●高圧注入ポンプ手動起動 (中央制御室操作)	適宜実施												
	運転員D + 重大事故等対策要員 (初動) 運転対応要員E	2	2	●現地移動/高圧注入ポンプ 起動操作・失敗原因調査 (現場操作)	適宜実施												
水素濃度低減	運転員B	1	1	●電気式水素燃焼装置起動 ●静的触媒式水素再結合装置 及び電気式水素燃焼装置動作状況確認 (中央制御室操作)	5分												
充てん系注水操作	運転員C	1	1	●充てんポンプ手動起動 (中央制御室操作)	5分												
燃料取替用水ビット 補給準備	重大事故等対策要員 (初動) 運転対応要員G、H	2	2	●現地移動/燃料取替用水ビット補給系統構成 (現場操作)	20分												
	重大事故等対策要員 (初動) 保守対応要員	2	2	●現地移動/燃料取替用水ビット補給準備 (ディスプレイース取替) (現場操作)	30分												
水素濃度監視	運転員B	【1】	【1】	●可搬型格納容器水素濃度計測装置系統構成 (中央制御室操作)	35分												
	重大事故等対策要員 (初動) 運転対応要員F	1	1	●現地移動/可搬型格納容器水素濃度計測装置系統構成・起動 (現場操作)	35分												
	重大事故等対策要員 (初動) 保守対応要員	2	2	●現地移動/可搬型格納容器水素濃度計測装置系統構成・起動 (現場操作)	25分												
蓄圧タンク出口弁操作	運転員A	【1】	【1】	●蓄圧タンク出口弁閉止 (中央制御室操作)	5分												
低圧再循環運転への 切替え	運転員A	【1】	【1】	●低圧注入から低圧再循環運転への切替え (中央制御室操作)	約3.3時間												

・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場稼働時間及び作業時間を確認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)
 ・緊急時対策本部要員 (指揮官等) は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う。

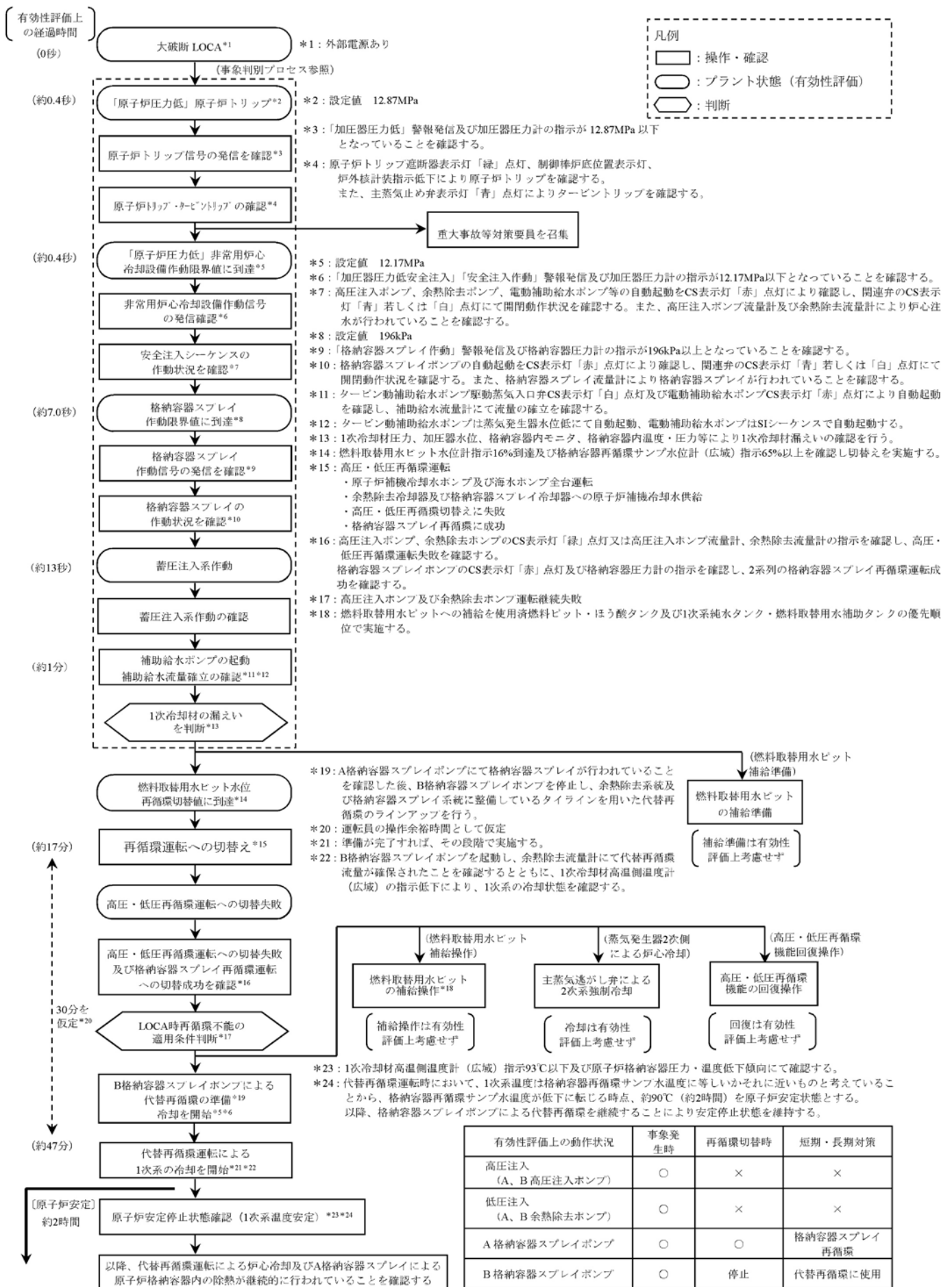
第1.15-34図 「ECCS注水機能喪失」の作業と所要時間 (中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故)



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)



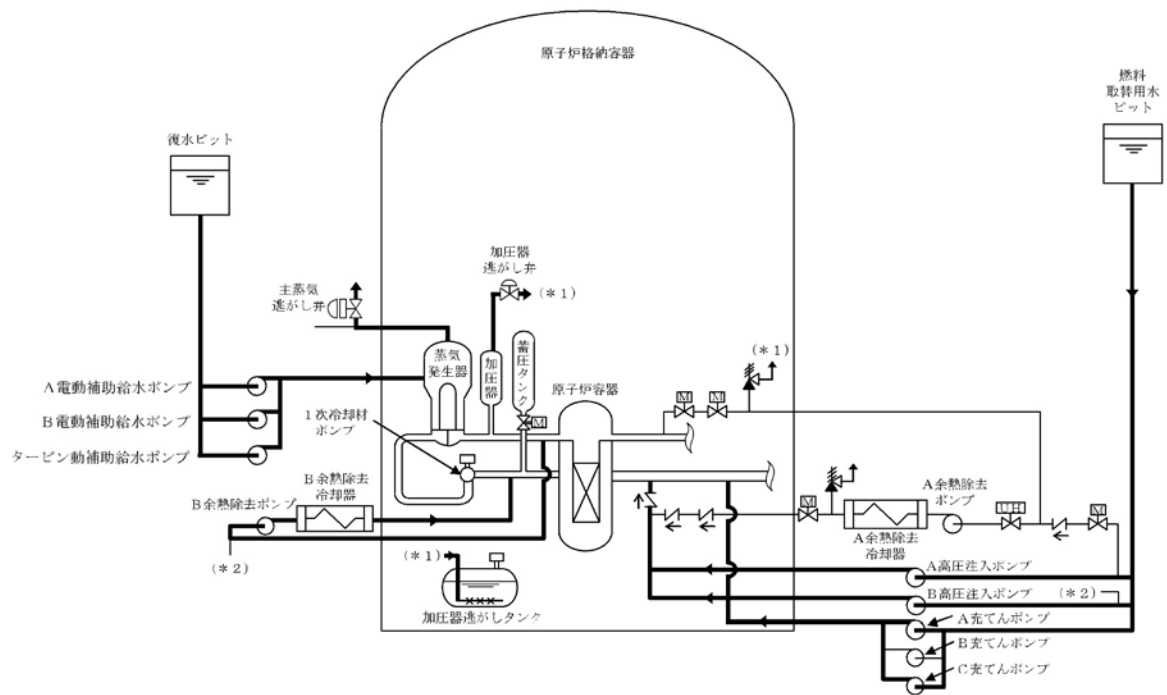
第1.15-37図 「ECCS再循環機能喪失」の対応手順の概要
(「大破断LOCA時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故」の事象進展)

必要な要員と作業項目			経過時間(分)												備考	
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は作業後移動してきた要員	3号 4号														
		手順の内容				10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110
状況判断	運転員	-	-	10分												
再循環切替操作	運転員A	1	1	12分	3分											
高圧・低圧再循環機能回復操作	運転員A	【1】	【1】													
重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員E	1	1														回復は有効性評価上考慮せず*
重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員F	1	1														
2次系強制冷却	運転員B	1	1													有効性評価上考慮せず*
燃料取替用水ビット補給操作	運転員G, H	2	2	20分												
重大事故等対策要員(初動) 係対応要員	2	2		30分												補給操作は有効性評価上考慮せず
運転員B	【1】	【1】														
格納容器スプレイポンプによる代替再循環操作	運転員C, D	2	2	12分 ^{*1}												
運転員E	【1】	【1】		10分 ^{*2}												余熱除去系統及び格納容器スプレイ系統に整備しているタイラインを用いた代替再循環は有効性評価上、期待している約47分までに実施できる

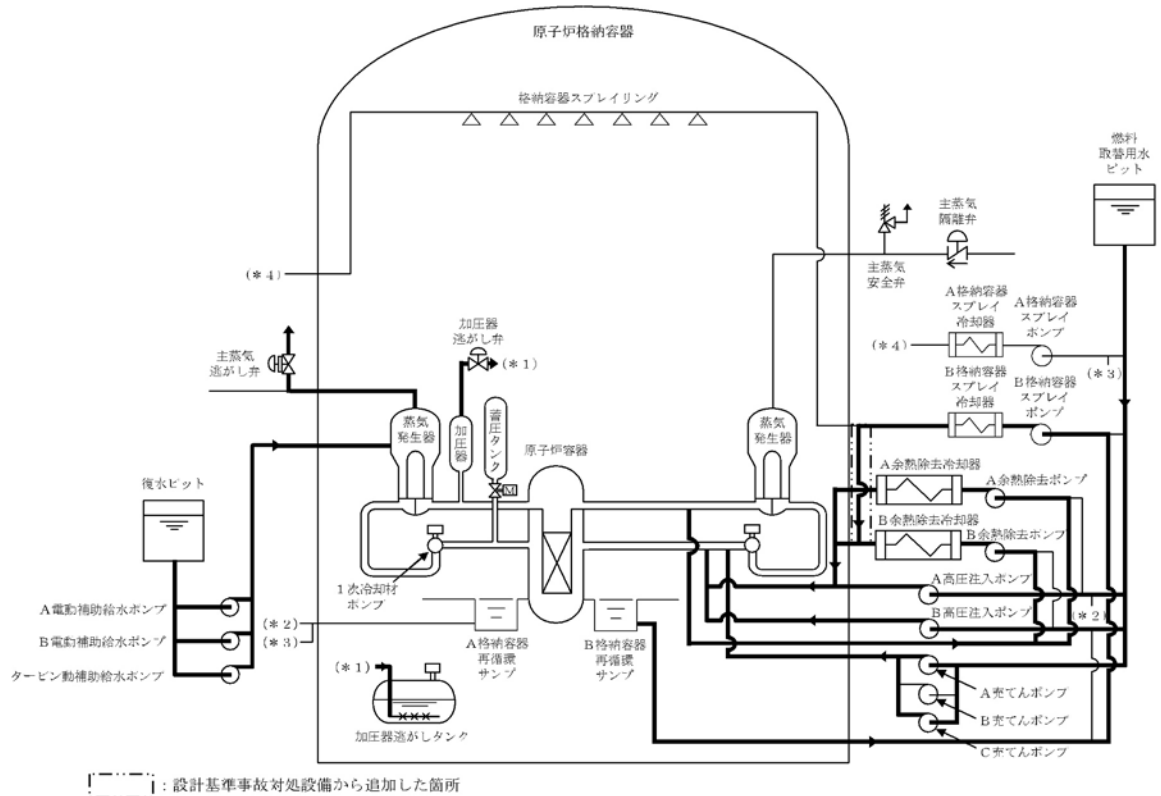
* 各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間及び作業時間を確認した上で算出している。
 (一部、未配備の機器については想定時間により算出)
 ・緊急時対策本部要員(指揮者等)は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う。

*1: 移動10分、弁操作2分(流量調整オリフィスにより流量調整不要)
 *2: 系統確認5分、代替再循環開始5分

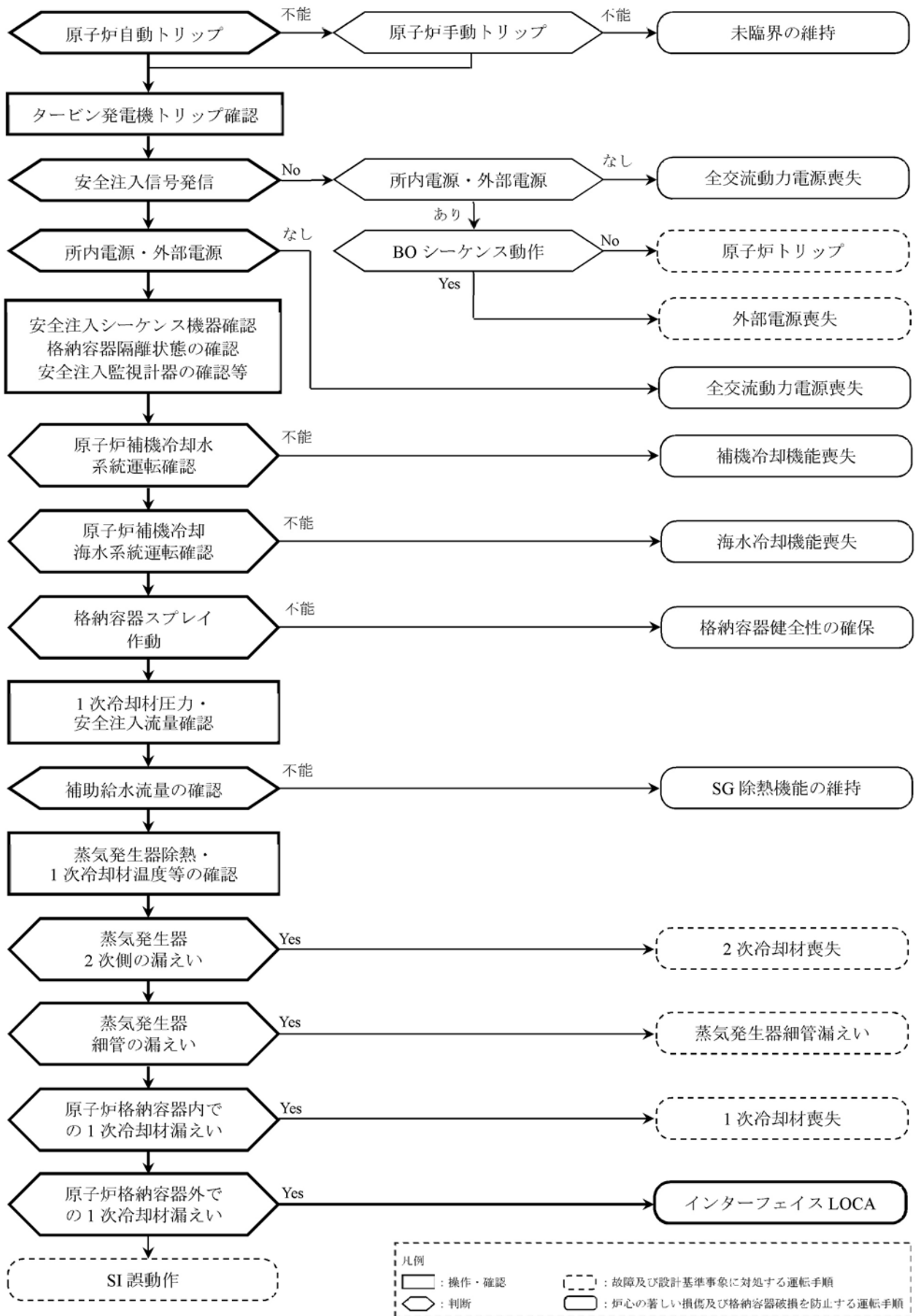
第1.15-38図 「ECCS再循環機能喪失」の作業と所要時間(大破断LOCA時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故)



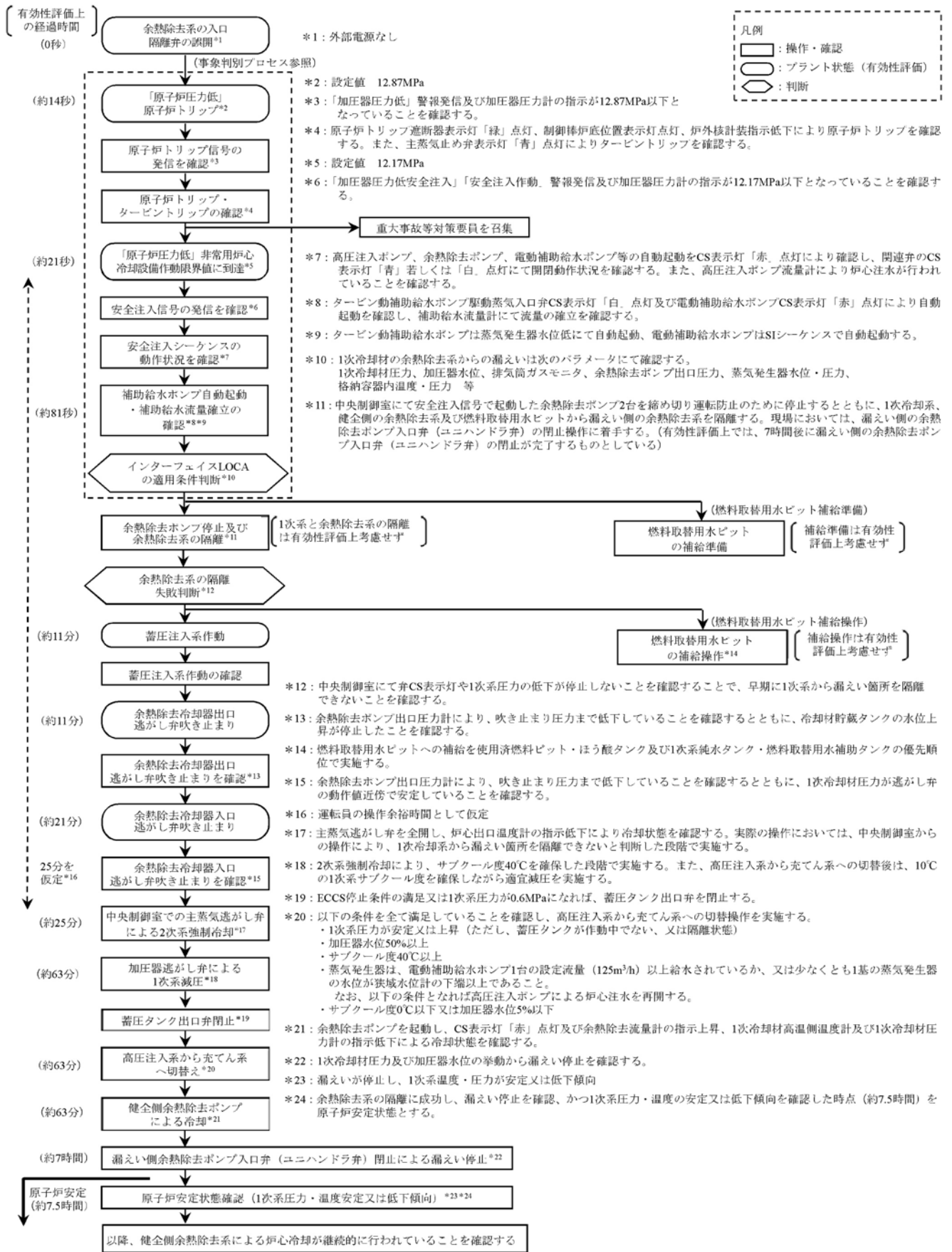
第1.15-39図 「格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)」
の重大事故等対策の概略系統図



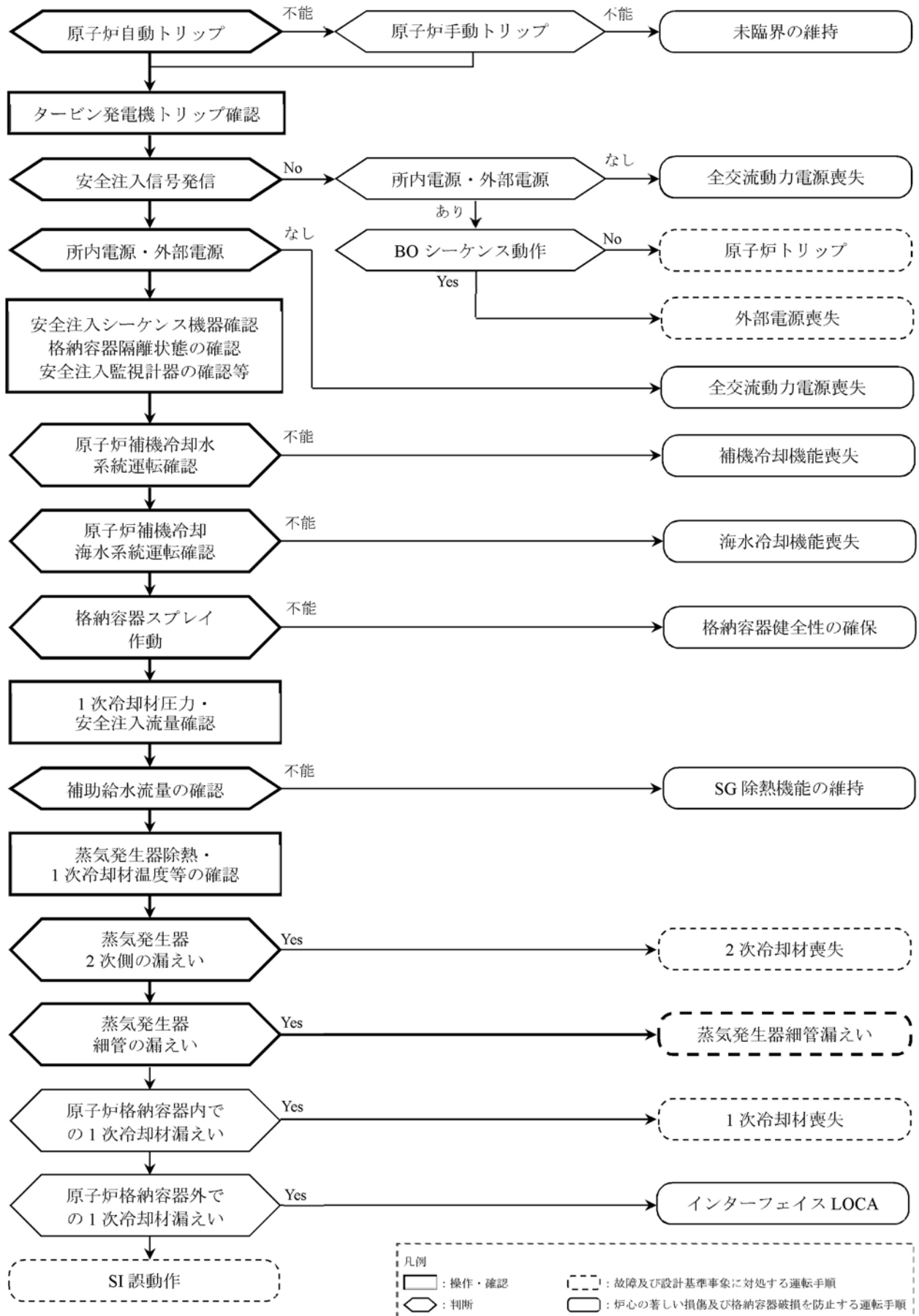
第1.15-40図 「格納容器バイパス(蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故)」の重大事故等対策の概略系統図



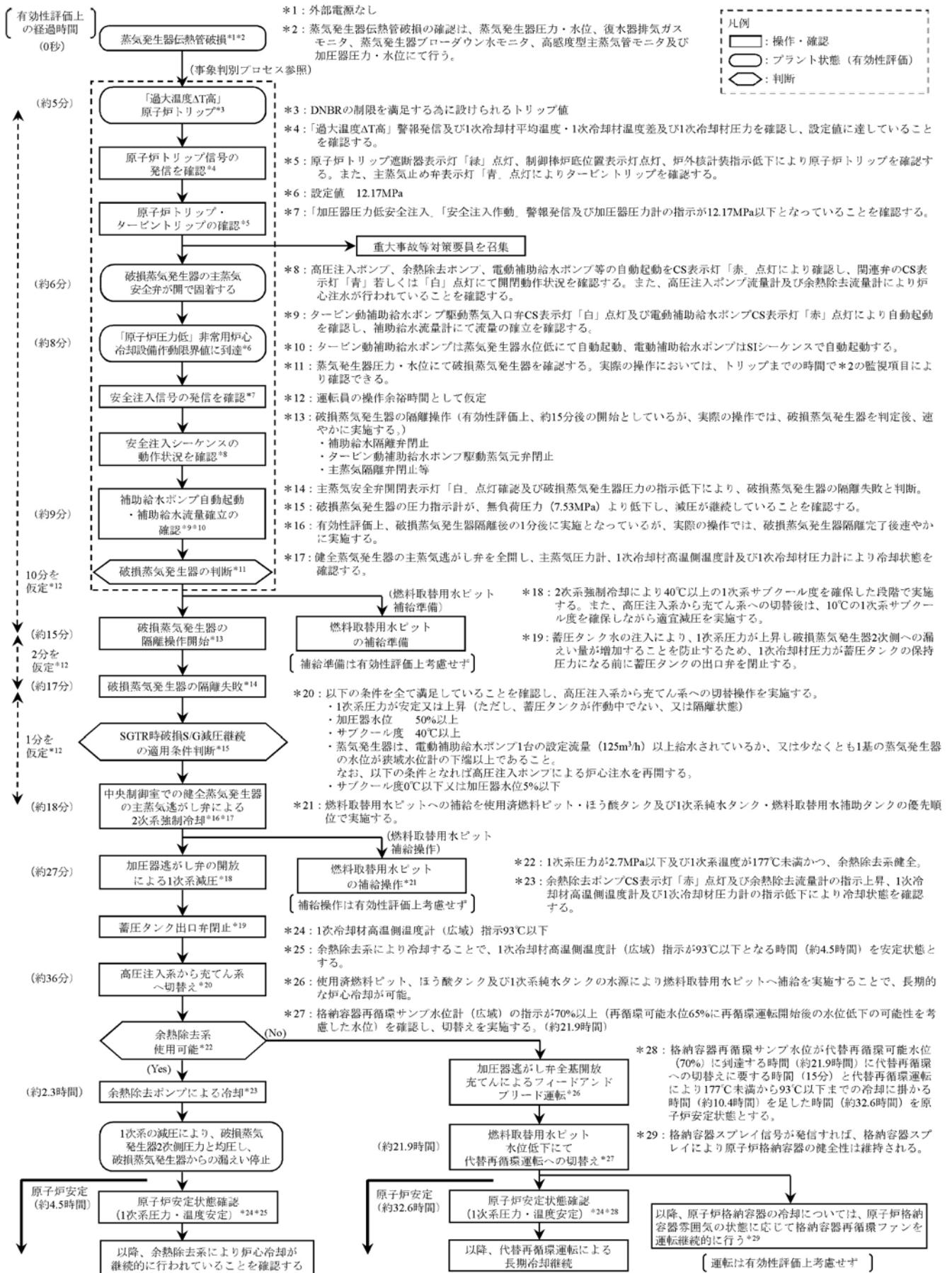
第1.15-41図 「格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)」の対応手順の概要
(事象判別プロセス)



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)

必要な要員と作業項目			経過時間 (分)							経過時間 (時間)							備考
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後移動してきた要員	3号 4号	手順の内容		10	20	30	40	50	60	70	4	5	6	7	8	
手順の項目			要員 (名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後移動してきた要員	手順の内容													
	当直課長 当直副長	1 1	号炉毎 運転操作指揮者														
	当直主任 運転員	1 1	号炉間連絡・運転操作助勢														
状況判断	運転員	- -	●原子炉・タービントリップ確認 ●安全注入シーケンス動作状況の確認 ●余熱除去系漏えい確認 ●補助給水ポンプ起動確認 ●補助給水流量確立の確認 (中央制御室確認)	10分													
余熱除去ポンプ停止及び余熱除去系の隔離操作	運転員 A	1 1	●余熱除去ポンプ停止操作 ●余熱除去系隔離操作 (中央制御室操作)	5分 10分													
	運転員 D + 重大事故等対策要員 (初動) 運転対応要員 E、F	3 3	●現地移動/破断系列の余熱除去系隔離操作 (現場操作)	連続実施													
燃料取替用水ビット補給操作	重大事故等対策要員 (初動) 運転対応要員 G、H	2 2	●現地移動/燃料取替用水ビット補給系統構成 (現場操作)	20分													
	重大事故等対策要員 (初動) 保修対応要員	2 2	●現地移動/燃料取替用水ビット補給準備 (ディスタンスピース取替) (現場操作)	30分													
	運転員 A	[1] [1]	●燃料取替用水ビット補給操作 (中央制御室操作)	適宜実施													
2次系強制冷却	運転員 B	1 1	●主蒸気逃がし弁開放操作 (中央制御室操作)	1分													
1次系減圧操作	運転員 B	[1] [1]	●加圧器逃がし弁開放操作 (中央制御室操作)	適宜実施													
蓄圧タンク出口弁閉止操作	運転員 C	1 1	●蓄圧タンク出口弁閉止操作 (中央制御室操作)	5分													
高圧注入から来てん注入へ切替操作	運転員 B	[1] [1]	●完てん水注入開始操作 ●高圧注入停止操作 (中央制御室操作)	5分 5分													
健全側余熱除去ポンプによる炉心冷却	運転員 C	[1] [1]	●余熱除去ポンプ起動・冷却操作 (中央制御室操作)	連続実施													

・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1.15-45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)

必要な要員と作業項目			経過時間 (分)										経過時間 (時間)							備考	
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数) 【1】は他作業後移動してきた要員																				
		3号	4号	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	2	3	4	5	6	7		
状況判断	運転員	—	—	10分																	
破損蒸気発生器隔離操作	運転員A	1	1	2分																	
	重大事故等対策要員 (初動) 運転対応要員E	1	1	10分																	有効性評価上考慮せず
2次系強制冷却	運転員A	【1】	【1】	1分																	
燃料取替用水ビット補給操作	運転員C、D	2	2	20分																	有効性評価上考慮せず 余熱除去ポンプ又は代替再循環運転による冷却が可能となれば補給は不要となる
	重大事故等対策要員 (初動) 保修対応要員	2	2	30分																	
	運転員A	【1】	【1】	補給操作開始後は継続監視																	
1次系減圧操作	運転員B	1	1	適宜実施																	1次系のサブクール度を確保した段階で実施する (安全注入中40℃/安全注入停止後10℃)
蓄圧タンク出口弁閉止操作	運転員B	【1】	【1】																		
高圧注入から充てん注入への切替操作	運転員B	【1】	【1】																		
余熱除去系による伊心冷却	運転員B	【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。

■ 全面マスク、ポケット線量計着用

■ 放射線防護具着用なし

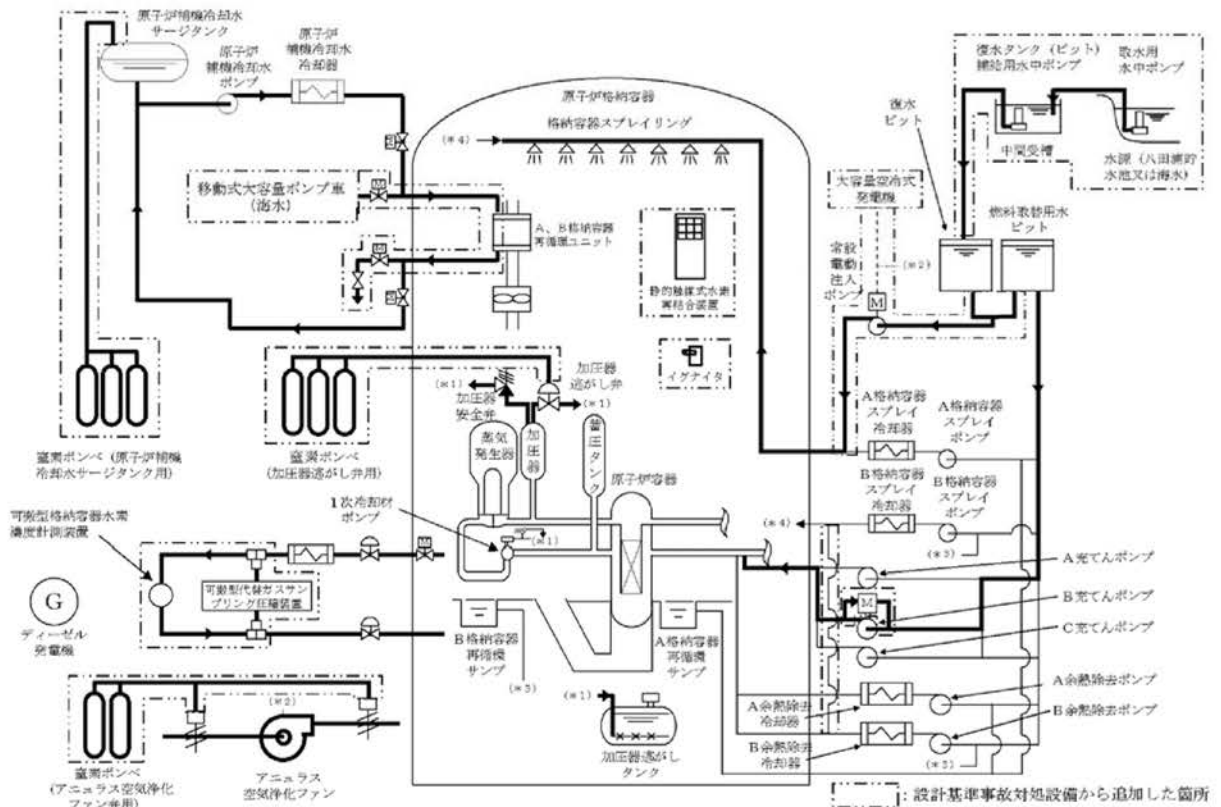
第1.15-46図 「格納容器バイパス(蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故)」の作業と所要時間
(蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故(余熱除去系により冷却する場合))

必要な要員と作業項目				経過時間 (分)												経過時間 (時間)				備考	
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	3号		手順の内容	経過時間 (分)												経過時間 (時間)				備考
		1	1		10	20	30	40	50	60	2	3	21	22	32	33					
手続の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	3号	4号	手順の内容	事故発生 蒸気発生器伝熱管破損発生 約9分 破損側蒸気発生器主蒸気安全弁閉鎖 約15分 破損側蒸気発生器隔離操作開始 約17分 破損側蒸気発生器隔離操作失敗 約18分 2次系による強制冷却 プラント状況判断 蒸気発生器 伝熱管破損 約2.2時間 余熱除去系接続失敗 フィードアンドフリオート開始 格納容器再循環システム水位70% 代替再循環切替可能水位到達 約21.9時間 約32.6時間以降 標子不安定																
状況判断	運転員	1	1	●原子炉・タービントリップ確認 ●安全注入シーケンス動作状況の確認 ●補助給水ポンプ運転・補助給水流量確立の確認 ●破損蒸気発生器の判定 (中央制御室確認)	10分																
破損蒸気発生器隔離操作	運転員 A	1	1	●破損蒸気発生器の隔離操作開始 (補助給水隔離弁、主蒸気隔離弁等) ●破損蒸気発生器の隔離操作失敗 (中央制御室操作)	2分																
	重大事故等対策要員 (初動) 運転対応要員 E	1	1	●現地移動/破損側蒸気発生器隔離弁増締め操作 (現場操作)	10分																有効性評価上考慮せず
2次系強制冷却	運転員 A	[1]	[1]	●健全蒸気発生器の主蒸気逃がし弁開放 (中央制御室操作)	1分																
燃料取替用水ビット補給操作	運転員 C、D	2	2	●現地移動/燃料取替用水ビット補給系統構成 (現場操作)	20分																有効性評価上考慮せず 余熱除去ポンプ又は代替再循環運転による冷却が可能となれば補給は不要となる
	重大事故等対策要員 (初動) 保修対応要員	2	2	●現地移動/燃料取替用水ビット補給準備 (ディスタンスビース取替) (現場操作)	30分																
	運転員 A	[1]	[1]	●燃料取替用水ビット補給操作 (中央制御室操作)	補給操作開始後は継続監視																
1次系減圧操作	運転員 B	1	1	●加圧器逃がし弁開放操作 (中央制御室操作)	減圧実施																1次系のサブクール度を確保した段階で実施する (安全注入中40℃/安全注入停止後10℃)
蓄圧タンク出口弁閉止操作	運転員 B	[1]	[1]	●蓄圧タンク出口弁閉止操作 (中央制御室操作)																	
高圧注入から充てん注入への切替操作	運転員 B	[1]	[1]	●充てん注入開始操作 ●高圧注入停止操作 (中央制御室操作)																	
1次系のフィードアンドフリオート運転操作	運転員 B	[1]	[1]	●加圧器逃がし弁開放 (中央制御室操作)																	
代替再循環運転への切替	運転員 C、D	[2]	[2]	●格納容器スプレー代替再循環系統構成 (現場操作)													12分				余熱除去ポンプによる冷却が不可能な場合は、加圧器逃がし弁全基開放によるフィードアンドフリオート運転を実施すること で、長期的に熱心注入が可能。また、格納容器再循環システム水位計(広域)指示が70%以上となれば代替再循環運転へ移行することで、長期間の伊心冷却が可能
	運転員 A	[1]	[1]	●格納容器スプレーポンプによる代替再循環切替準備 ●格納容器スプレーポンプによる代替再循環運転開始 (中央制御室操作)													10分				

・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、

■ 全面マスク、ポケット線量計着用
 ■ 放射線防護具着用なし

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))



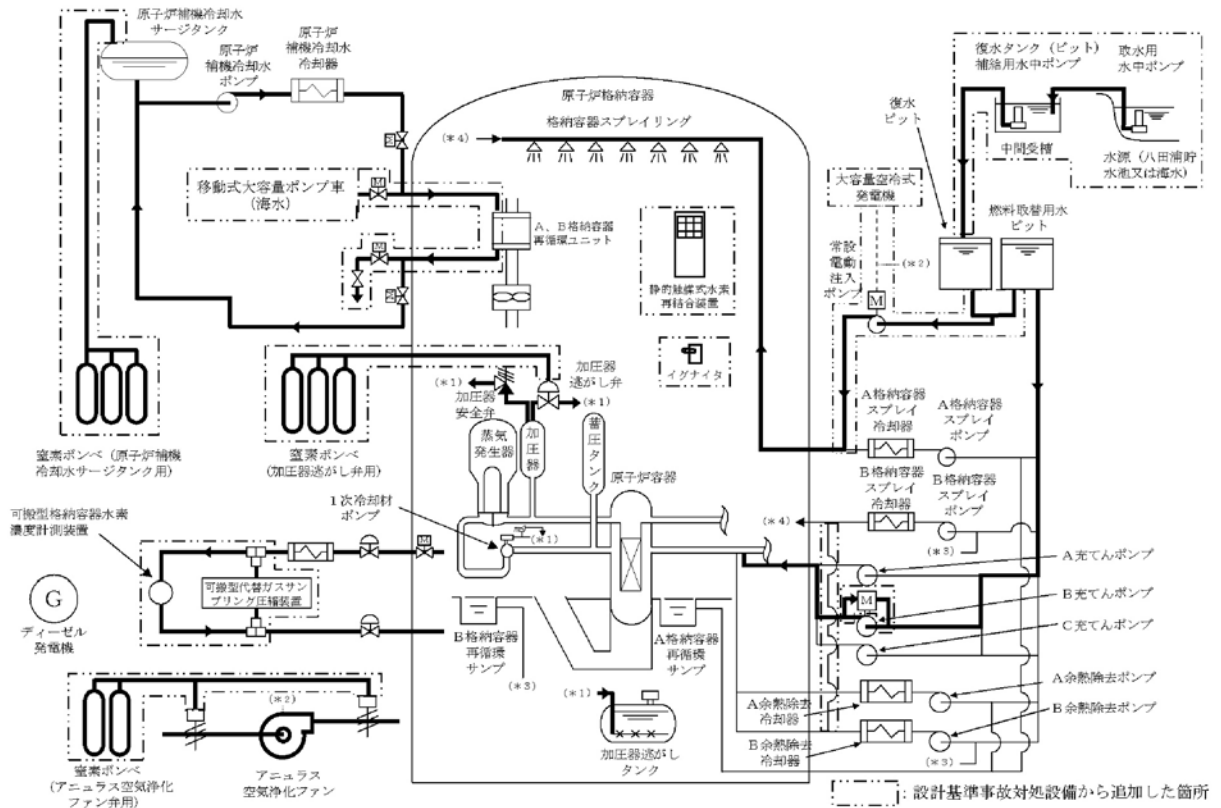
第1.15-48図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」の
重大事故等対策の概略系統図

必要な要員と作業項目		経過時間(分)										経過時間(時間)					備考						
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後移動してきた要員	3号		4号																			
		1	1	1	1	10	20	30	40	50	60	70	80	2	3	4	5						
手順の内容		事故発生 原子炉トリップ 約22分 炉心熔融 約52分 常設電動注入ポンプにて格納容器スプレイ開始 約66分 アニユラス空気浄化ファンによる減圧低減操作開始 プラント状況判断 全交流動力電源喪失判断 約5時間 中央制御室非常用循環系による減圧低減操作開始																					
当直隊長 当直副隊長 当直主任 運転員		1	1	1	1	身伊毎 運転操作指揮者 身伊毎連絡・運転操作助勢																	
状況判断	運転員	—	—	●原子炉トリップ・タービントリップ確認 ●主蒸気隔離操作 ●タービン動補給水ポンプ運転・補助給水流量確認 ●全交流動力電源喪失確認 (中央制御室)															10分	主蒸気隔離を行い、ループ間偏差により、2次冷却材喪失、蒸気発生器補管漏えいの徴候を継続的に確認する			
電源確保作業	運転員B 重大事故等対策要員(初動) 係対応要員	1	1	1	1	●現地移動/併内電源母線受電準備(遮断器操作) (現場操作) ●現地移動 大容量空冷式発電機起動確認 (現場確認)															15分	●大容量空冷式発電機からの給電により、常設電動注入ポンプを約52分までに起動することができる ●運転員による発電機強受電操作は、事故発生約4時間後までに実施できる	
常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ準備	運転員C、D 重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員E、F 重大事故等対策要員(初動) 係対応要員	4	4	2	2	●現地移動/常設電動注入ポンプ系統構成 (現場操作) ●現地移動/常設電動注入ポンプ準備(デイスダンスピース取替え) (現場操作) ●現地移動/アニユラス空気浄化ファンダンパ空気供給操作 (現場操作)															35分 30分 45分	常設電動注入ポンプ系統構成を、有効性評価上格納容器スプレイを期待している約52分までに実施できる	
減圧低減操作	重大事故等対策要員(初動) 係対応要員	1	1	【2】	●現地移動/中央制御室非常用循環系ダンパ開位置 (現場操作)															90分			
B充てんポンプ(自己冷却)による代替炉心注水準備	重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員G、H 重大事故等対策要員(初動) 係対応要員	2	2	2	2	●現地移動 B充てんポンプ(自己冷却)系統構成・注水操作 (現場操作) ●現地移動 B充てんポンプ(自己冷却)準備(デイスダンスピース取替え) (現場操作)															35分 30分	起動は有効性評価上考慮せず	
使用済燃料ピット周辺放射線率計等準備	重大事故等対策要員(初動) 係対応要員	【1】	【1】	●現地移動/使用済燃料ピット周辺放射線率計等設置 (現場操作)															90分	有効性評価上考慮せず			
水素濃度監視	運転員B 重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員E、F 重大事故等対策要員(初動) 係対応要員	【1】	【1】	【2】	【2】	【4】	●現地移動/可搬型格納容器水素濃度計測装置系統構成 (中央制御室操作) ●現地移動/可搬型格納容器水素濃度計測装置系統構成・起動 (現場操作) ●現地移動/可搬型格納容器水素濃度計測装置系統構成・起動 (現場操作)															35分 35分 25分	起動は有効性評価上考慮せず
中央制御室操作	運転員A	1	1	●大容量空冷式発電機からの給電操作 ●蓄電池室排気ファン起動*1 ●イグナイタ起動*1 ●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 ●常設電動注入ポンプ系統構成 ●B充てんポンプ(自己冷却)系統構成 ●常設電動注入ポンプ起動操作 ●アニユラス空気浄化ファン起動操作*2 ●B充てんポンプ(自己冷却)起動操作*1 ●1次冷却材ポンプシャトル戻り隔離弁等閉止 ●中央制御室非常用循環系起動操作 (中央制御室操作)															15分 5分 5分 10分 5分 5分 5分 5分 5分 5分	*1：起動は有効性評価上考慮せず *2：ファン起動後は、アニユラス水素濃度計測装置によりアニユラス内水素濃度を適宜監視する(有効性評価上考慮せず)			
可搬型計測器による計画	重大事故等対策要員(初動) 係対応要員	【1】	【1】	●現地移動 可搬型計測器接続 (現場操作)															適宜確認	有効性評価上考慮せず			

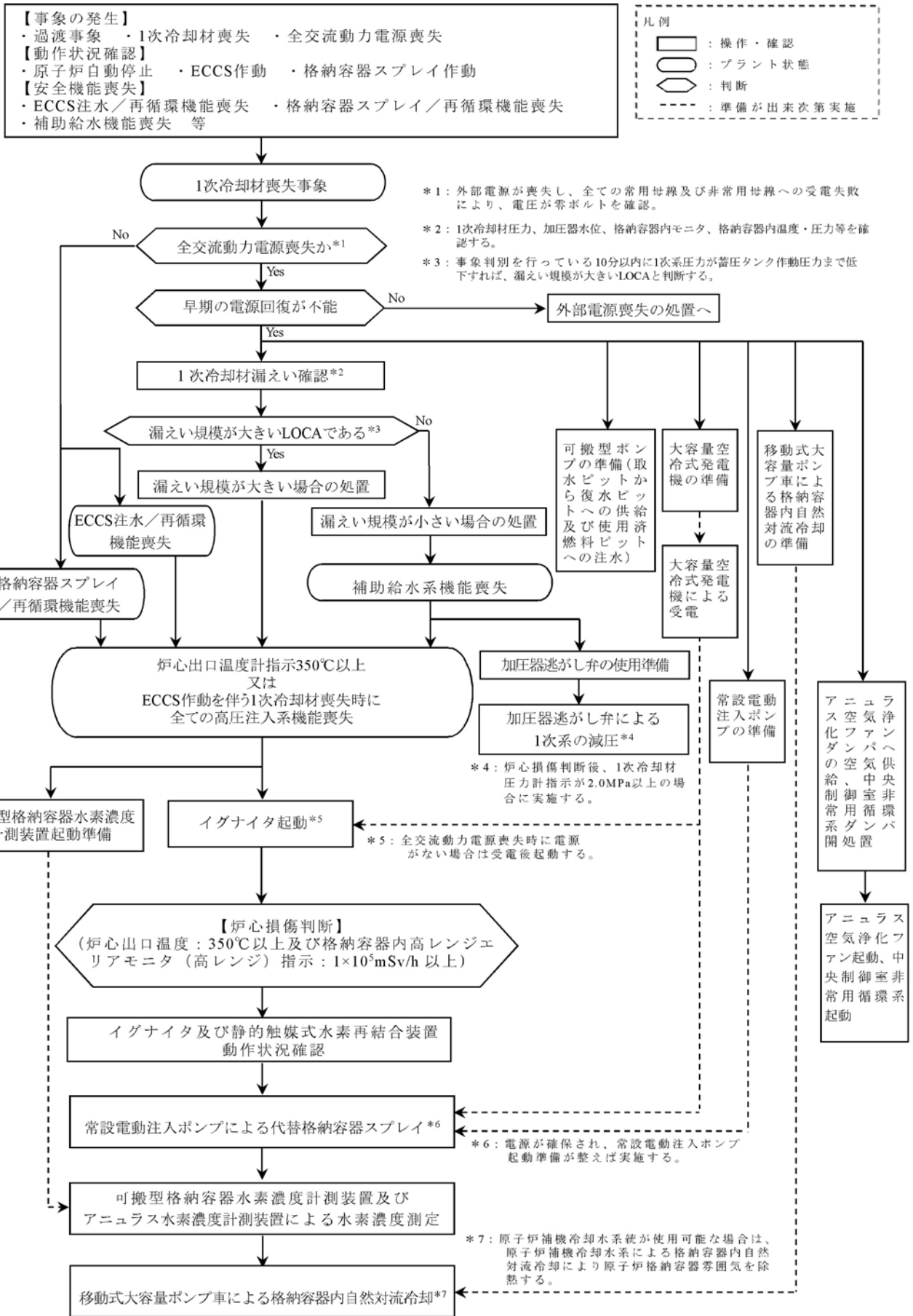
・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間及び作業時間を確認した上で算出している。(一部、未記名の機器については想定時間により算出)
 ・緊急時対策本部要員(指揮者等)は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う。

☒ 汚染防護服(タイベック・ゴム手袋等)、全面マスク、ポケット線量計着用
 ☒ 全面マスク、ポケット線量計着用
 □ 放射線防護具着用なし

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)

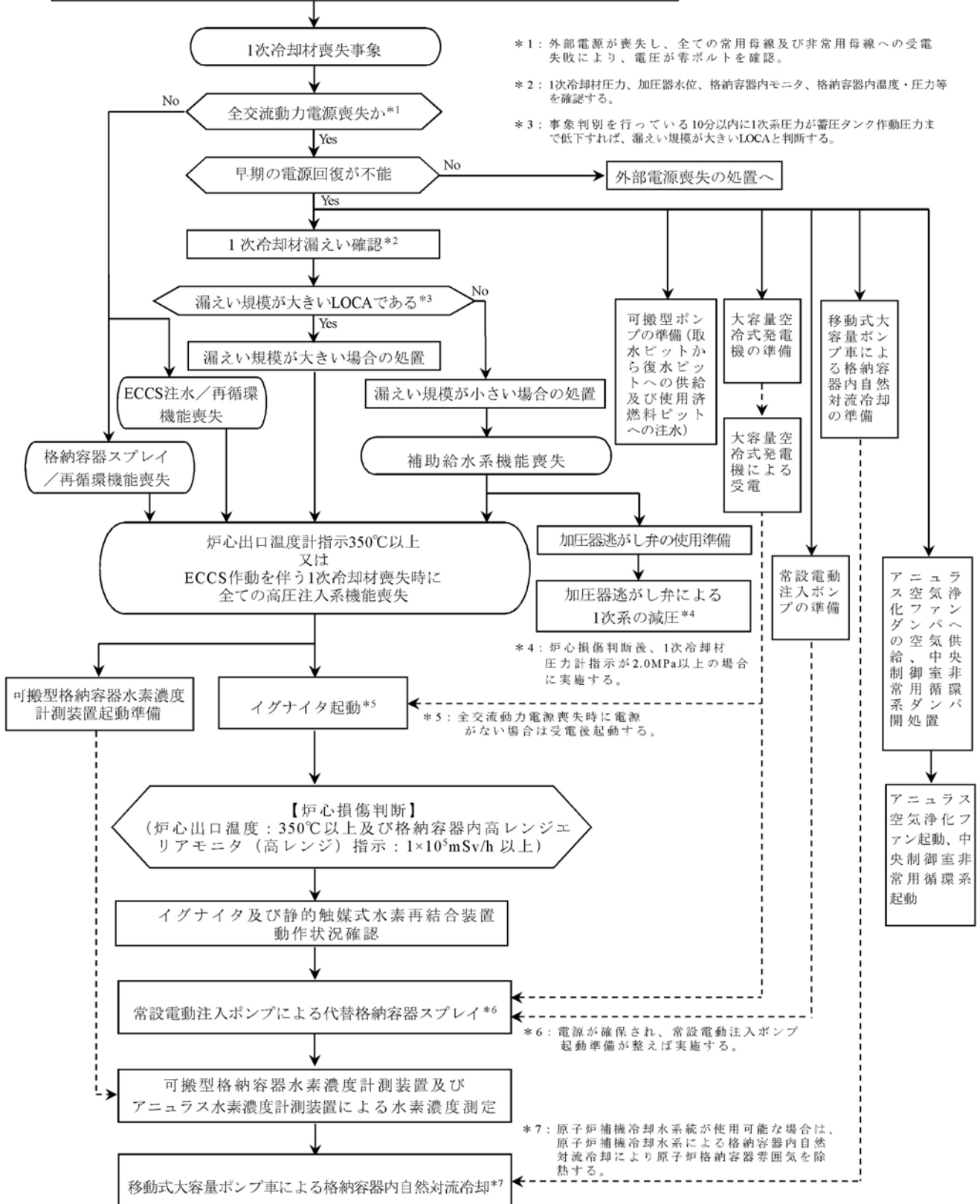
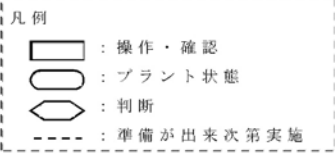


第1.15-51図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)」の
重大事故等対策の概略系統図



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)

- 【事象の発生】
 ・過渡事象 ・1次冷却材喪失 ・全交流動力電源喪失
 【動作状況確認】
 ・原子炉自動停止 ・ECCS作動 ・格納容器スプレイ作動
 【安全機能喪失】
 ・ECCS注水／再循環機能喪失 ・格納容器スプレイ／再循環機能喪失
 ・補助給水機能喪失 等



- *1：外部電源が喪失し、全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。
 *2：1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・圧力等を確認する。
 *3：事象判別を行っている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と判断する。

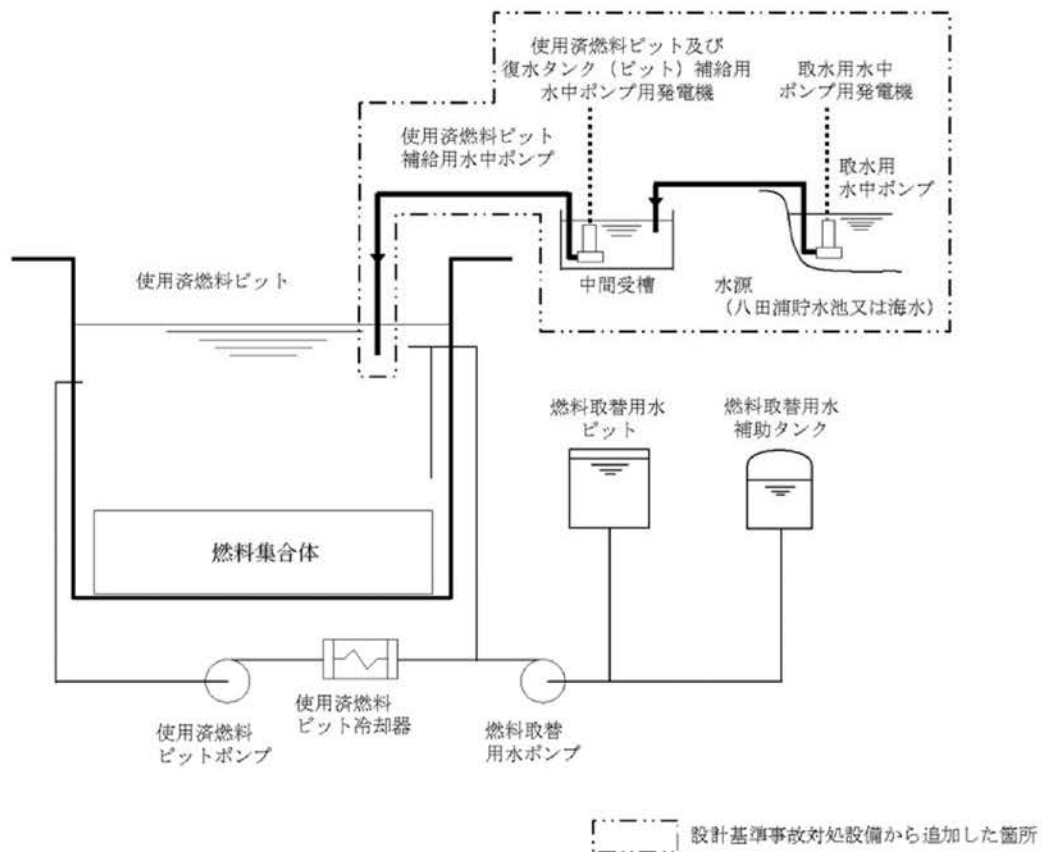
- *4：炉心損傷判断後、1次冷却材圧力計指示が2.0MPa以上の場合に実施する。

- *5：全交流動力電源喪失時に電源がない場合は受電後起動する。

- *6：電源が確保され、常設電動注入ポンプ起動準備が整えば実施する。

- *7：原子炉補機冷却水系統が使用可能な場合は、原子炉補機冷却水系統による格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器雰囲気を除熱する。

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1.15-57図 「想定事故1」の重大事故等対策の概略系統図

必要な要員と作業項目			経過時間(分)							経過時間(時間)			経過時間(日)		備考						
			10	20	30	40	50	60	70	5	10	15	2.0	3.0							
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後移動してきた要員	手順の内容	事故発生 ▼ フラント状況判断 使用済燃料ピット冷却機能喪失 使用済燃料ピット注水機能喪失 7時間56分 使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水開始 約19時間 沸騰開始(注水なしの場合) 約8時間55分以降 使用済燃料安定 約2.1日 透へい設計基準水位(注水なしの場合)																		
	当直課長 当直副長 当直主任 運転員	3号 4号	1 1	1 1	号炉毎 運転操作指揮者 号炉間連絡・運転操作助勢																
状況判断	運転員	—	—	—	10分	●使用済燃料ピット冷却機能喪失確認 (中央制御室確認)															
使用済燃料ピット冷却機能回復操作	運転員 A	1	1	●使用済燃料ピット冷却機能回復操作・喪失原因調査・温度水位の監視 (中央制御室操作)														適宜実施	有効性評価上考慮せず		
	運転員 B、C	2	2	●現地移動/使用済燃料ピット冷却機能回復操作・喪失原因調査 (現場操作)														適宜実施			
使用済燃料ピット注水操作	運転員 D	1	1	●現地移動/燃料取替用水ピットによる注水操作 ●現地移動/燃料取替用水補助タンクによる注水操作 ●現地移動/2次系純水タンクによる注水操作 (現場操作)														20分	20分	20分	有効性評価上考慮せず
使用済燃料ピット周辺線量率計等準備	重大事故等対策要員(初動) 係修対応要員	1	1	●現地移動/使用済燃料ピット周辺線量率計等設置 (現場操作)														90分	有効性評価上考慮せず		
使用済燃料ピット注水機能回復操作	運転員 A	【1】	【1】	●使用済燃料ピット注水機能回復操作・喪失原因調査 (中央制御室操作)														適宜実施	有効性評価上考慮せず		
	運転員 D	【1】	【1】	●現地移動/燃料取替用水ピットによる注水機能回復操作・喪失原因調査														適宜実施			
				●現地移動/燃料取替用水補助タンクによる注水機能回復操作・喪失原因調査														適宜実施			
				●現地移動/2次系純水タンクによる注水機能回復操作・喪失原因調査 (現場操作)														適宜実施			

・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、未配備の機器については想定時間により算出)
 ・緊急時対策本部要員(指揮官等)は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う。

第1.15-59図 「想定事故1」の作業と所要時間(1/2)

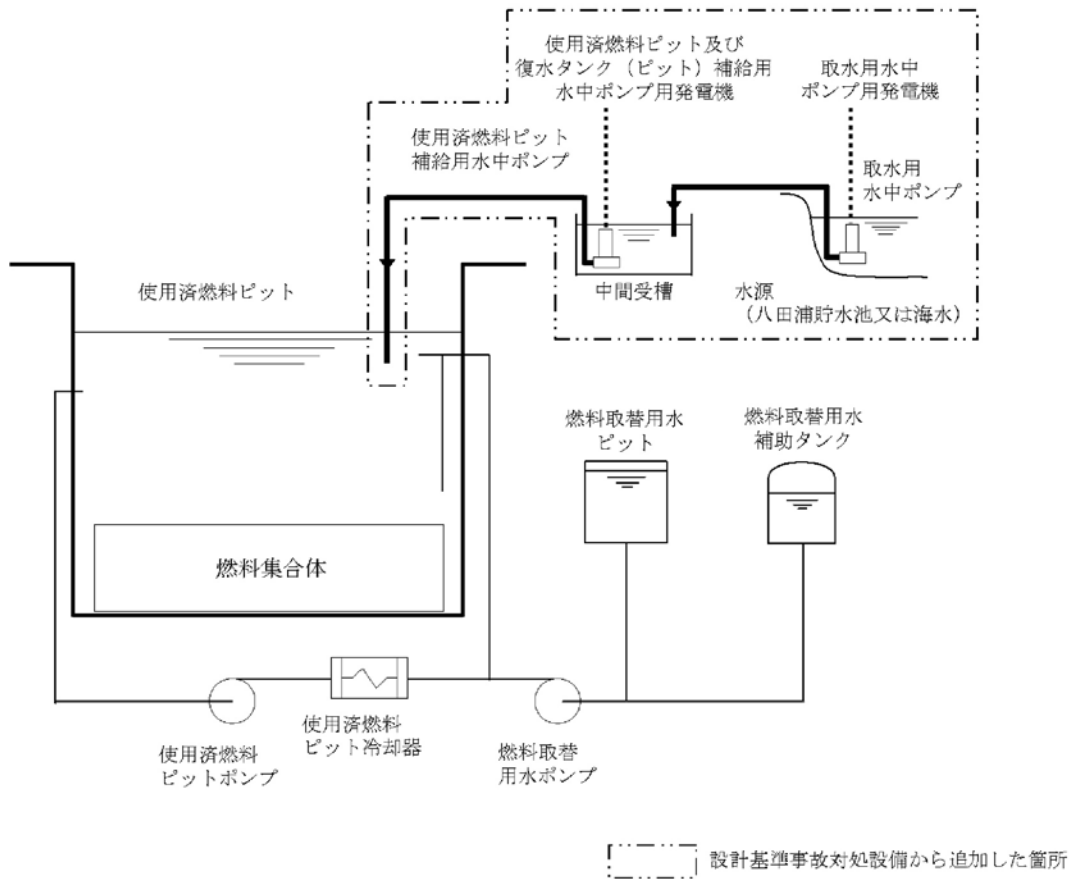
(使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故)

必要な要員と作業項目			経過時間 (時間)																								備考	
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後移動してきた要員																											
	3号	4号																										
使用済燃料ピットへの注水確保	重大事故等 対策要員 (初動) 係対応要員 10名 + 重大事故等 対策要員 (初動後) 係対応要員 14名	[1] +11	[1] +11	●取水用水中ポンプ、水中ポンプ用発電機、中間受槽、可搬型ホース等の運搬 1時間																								注水操作なしの場合、約2.1日で水位が約3.1m低下 約2.1日 遮へい設計基準水位
		[6]	[6]	●取水用水中ポンプ、水中ポンプ用発電機、可搬型ホース等の設置 30分 (水中ポンプ用発電機設置) 4時間 (ポンプ、ホース等設置)																								
		[1]	[1]	●給水、取水用水中ポンプ運転監視、水中ポンプ用発電機への燃料補給 20分 (中間受槽へ水張り) 起動、監視、燃料補給 → 約8時間40分に1回																								
		[6]	[6]	●水中ポンプ用発電機、中間受槽の設置 1時間 (中間受槽設置) 30分 (水中ポンプ用発電機設置)																								
		[9]	[9]	●使用済燃料ピット補給用水中ポンプ、可搬型ホース等の設置 20分 (ポンプ、ホース等設置)																								
		[2]	[2]	●給水、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ監視、水中ポンプ用発電機への燃料補給 →SFPへの注水可能 (7時間50分) 起動、監視、燃料補給 → 約8時間40分に1回																								
使用済燃料ピットの監視		[2]	[2]	●使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム、使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム (発電機) 等の運搬 1時間																								
	[2]	[2]	●使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム、使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム (発電機) 等の設置 1時間																									
	[2]	[2]	●使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムの監視、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 起動、監視、燃料補給 → 約8時間20分に1回																									

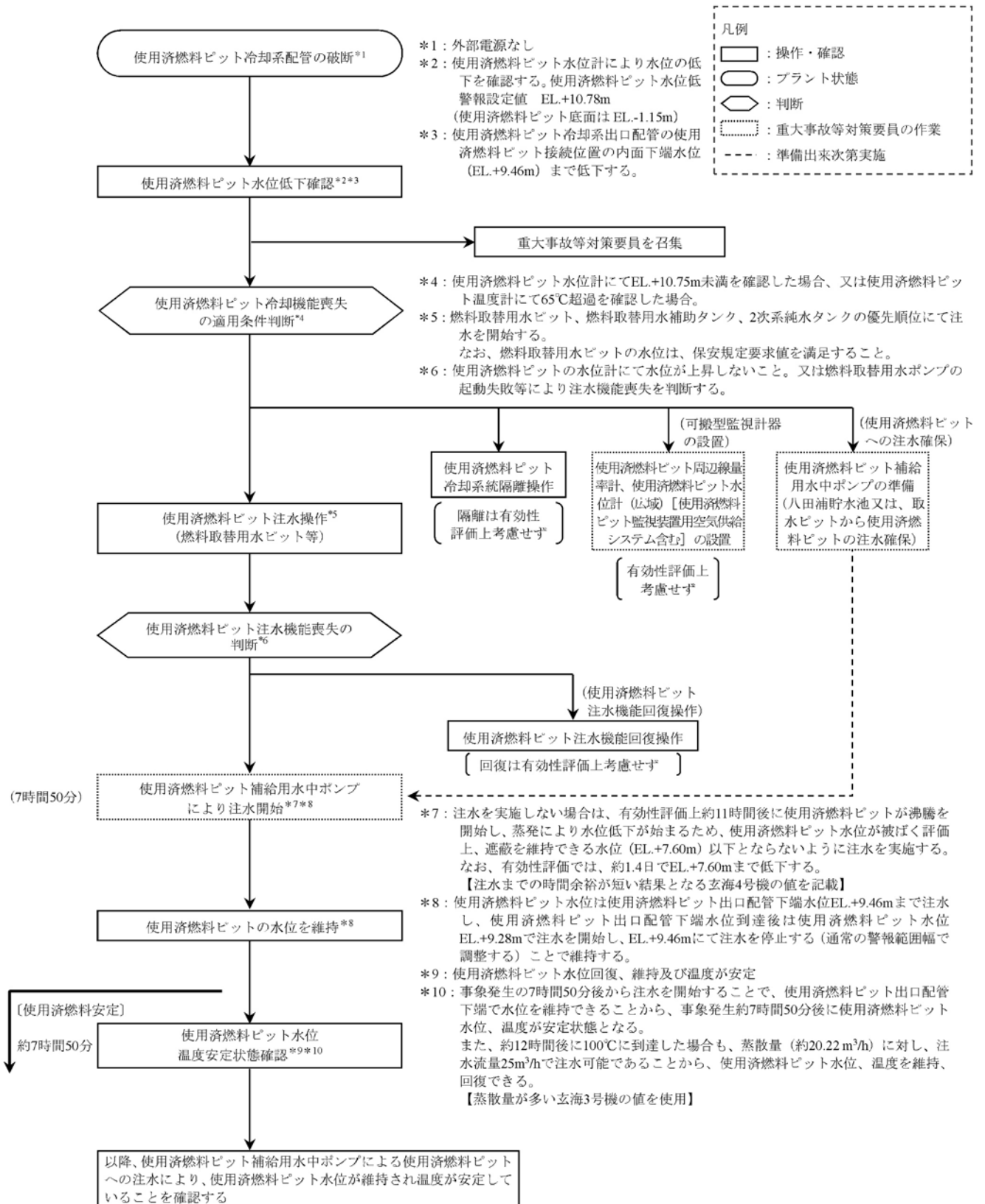
・燃料補給間隔は発電機定格負荷連続運転時の目安時間を記載

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



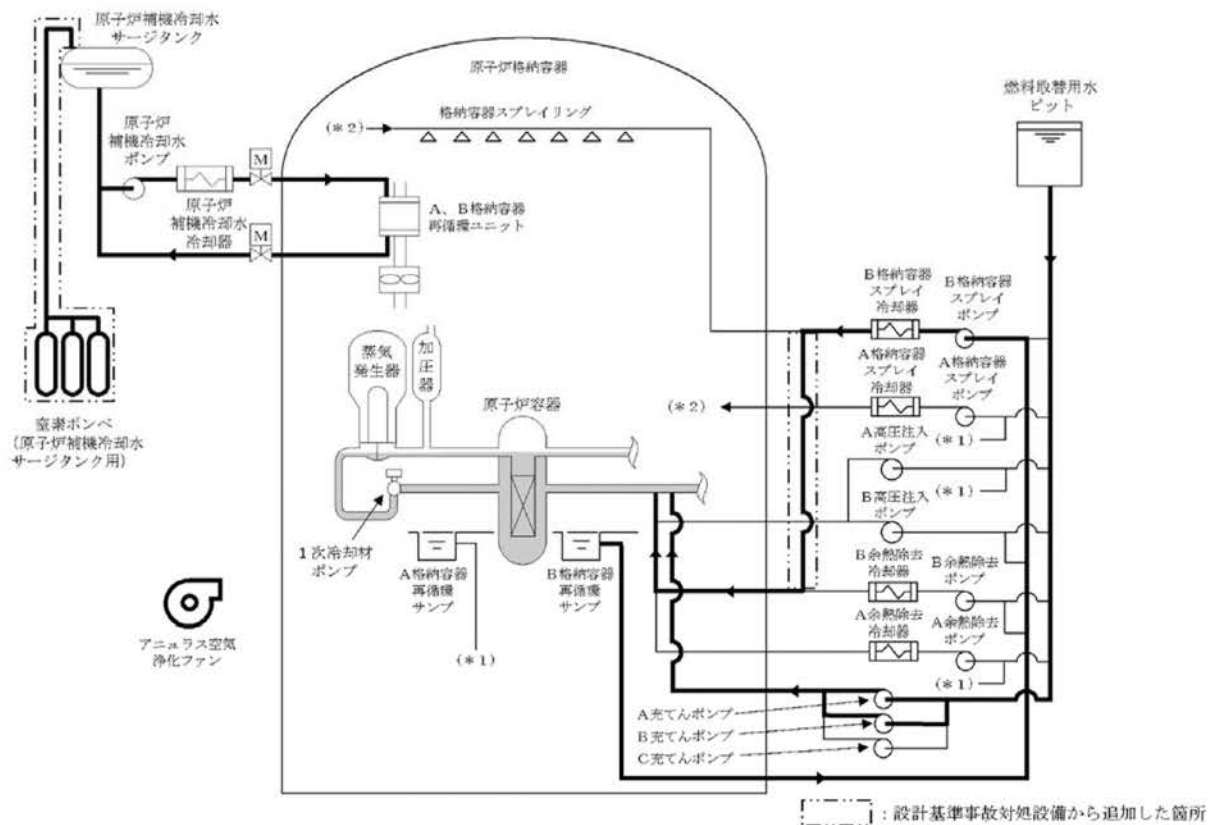
第1.15-61図 「想定事故2」の対応手順の概要
(「サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故」の事象進展)

必要な要員と作業項目			経過時間 (時間)																								備考
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員																										
	3号	4号																									
使用済燃料ピットへの 注水確保	[1] +11	[1] +11	●取水用水中ポンプ、水中ポンプ用発電機、 中間受槽、可搬型ホース等の運搬																								※使用済燃料ピットへの注 水は、常時機能停止から遡 へい設計基準水位以下とな る時間(約1.4日)までに 対応が可能であり、水位を 監視しながら注水を実施す る
	[6]	[6]	●取水用水中ポンプ、水中ポンプ用発電機 可搬型ホース等の設置																								
	[1]	[1]	●給水、取水用水中ポンプ運転監視 水中ポンプ用発電機への燃料補給																								
	[6]	[6]	●水中ポンプ用発電機、中間受槽の設置																								
	[9]	[9]	●使用済燃料ピット補給用水中ポンプ 可搬型ホース等の設置																								
	[2]	[2]	●給水、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ監視、 水中ポンプ用発電機への燃料補給																								
	[2]	[2]	●使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム、 使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム (発電機) 等の運搬																								
使用済燃料ピットの 監視	[2]	[2]	●使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム、 使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム (発電機) 等の設置																								有効性評価上考慮せず
	[2]	[2]	●使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムの監視、 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																								
	[2]	[2]	●使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムの監視、 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																								

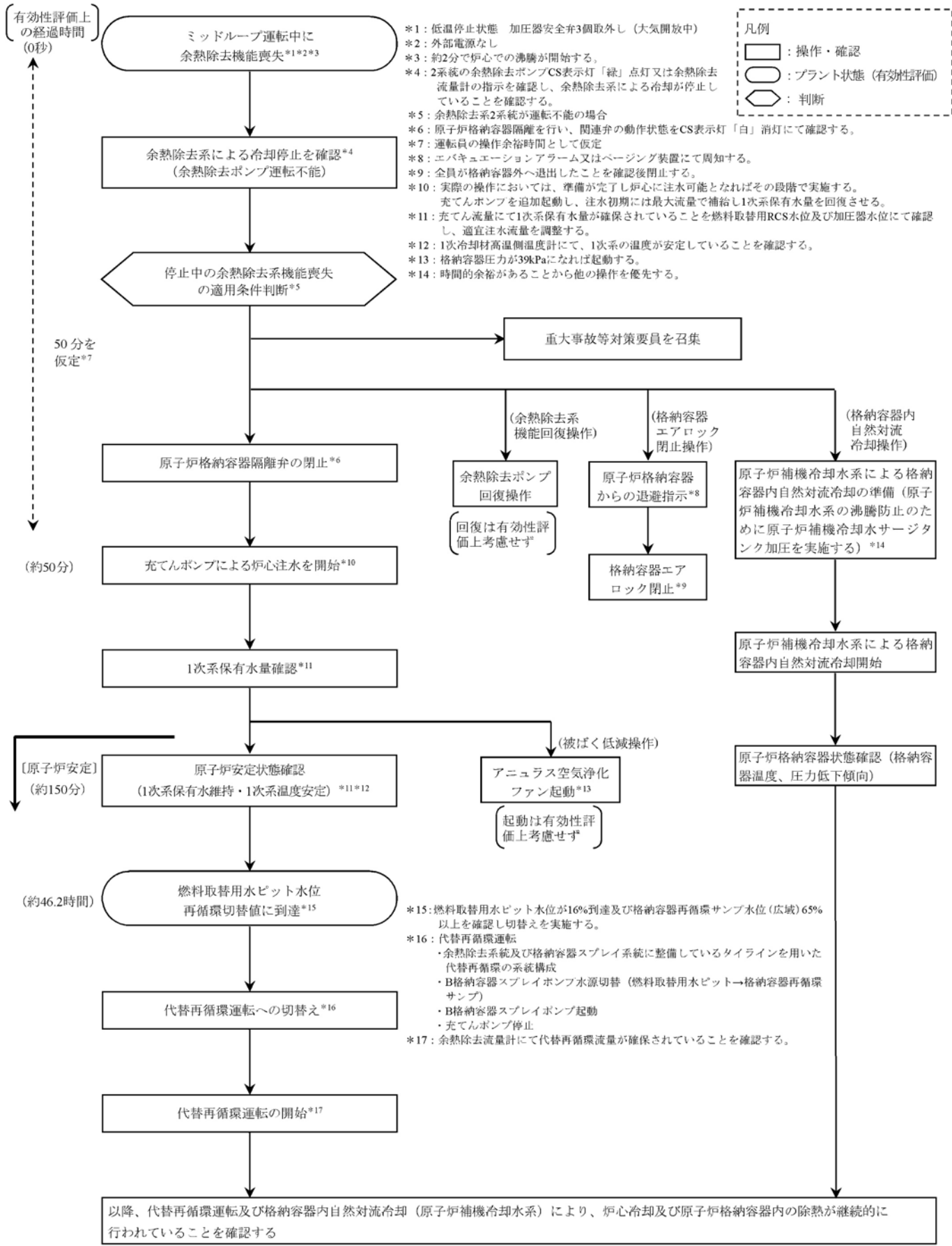
燃料補給間隔は発電機等定格負荷連続運転時の目安時間を記載

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



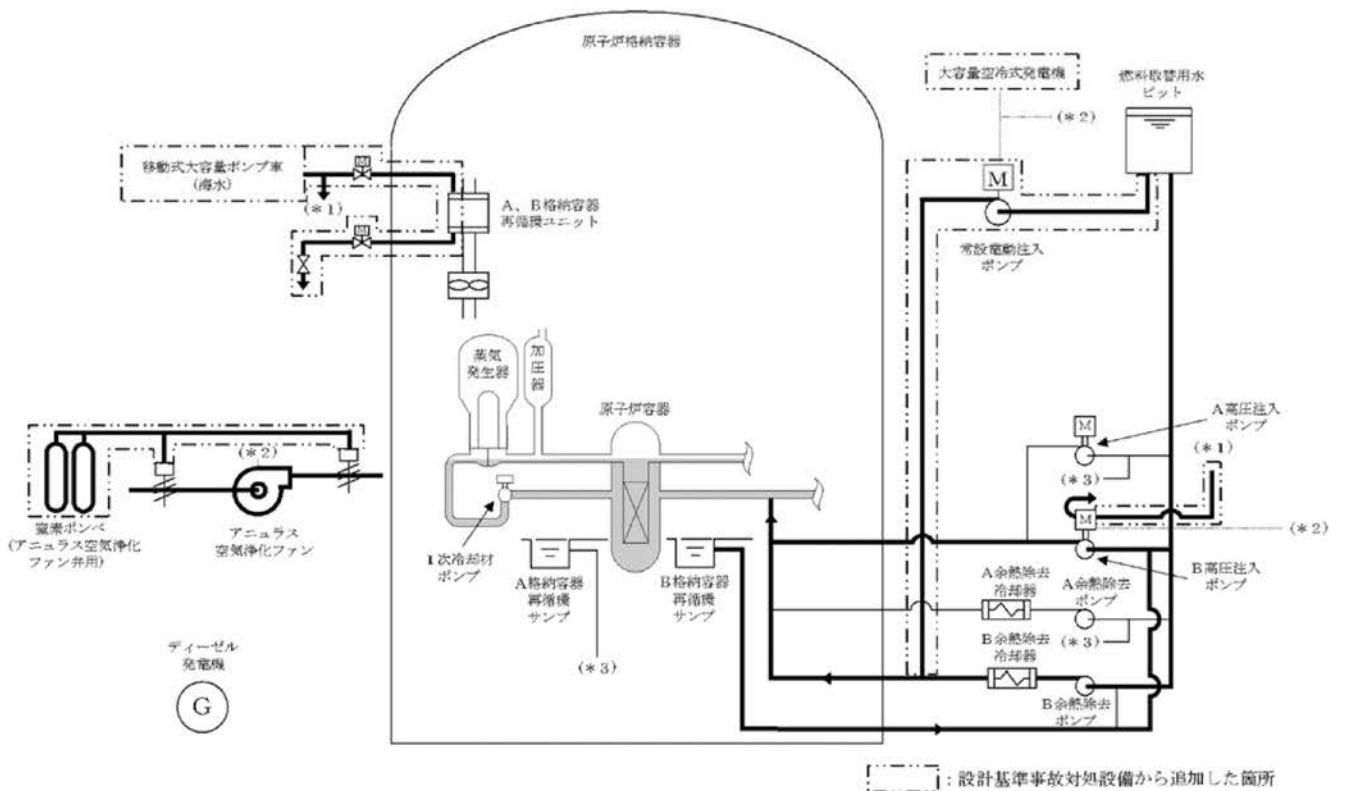
第1.15-64図 「崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)」の対応手順の概要(「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」の事象進展)

必要な要員と作業項目			経過時間 (分)												備考		
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後移動してきた要員	手順の内容	10	20	30	40	50	60	90	120	150	180	経過時間 (時間)				
			45	50	55												
状況判断	運転員	●余熱除去機能喪失確認 (中央制御室確認)	10分														
原子炉格納容器隔離操作	運転員A	●原子炉格納容器隔離弁の閉止 (中央制御室操作)	5分														
原子炉格納容器内からの退避指示	運転員B	●原子炉格納容器内からの退避指示 (中央制御室操作)	10分														エバキュエーションアラーム又はベージング装置にて周知する
格納容器エアロック閉止操作	重大事故等対策要員 (初動) 運転対応要員G、H	●現地移動/原子炉格納容器内からの退避確認 ●現地移動/格納容器エアロック (常用・非常用) 閉止 (現場操作)	30分					5分									全員が格納容器外へ退出したことを確認後閉止する
余熱除去系回復操作	運転員C、D	●現地移動/余熱除去ポンプ起動操作・失敗原因調査 (現場操作)															有効性評価上考慮せず
格納容器内自然対流冷却準備	運転員B	●原子炉補機冷却水系加圧操作準備 (中央制御室操作)	10分														
	重大事故等対策要員 (初動) 運転対応要員E、F	●現地移動/原子炉補機冷却水系加圧操作 (現場操作)	60分														
重たんポンプによる炉心注水操作	重大事故等対策要員 (初動) 係修対応要員	●現地移動/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) (現場操作)	60分														
	運転員A	●重たんポンプによる炉心注水操作 (中央制御室操作)															重たんポンプによる炉心注水が、有効性評価上注水を期待している約50分までに実施できる
被ばく低減操作	運転員B	●プニュラス空気浄化ファン起動操作 (中央制御室操作)															格納容器圧力計指示が39kPa [gauge] になれば起動する (有効性評価上考慮せず)
格納容器内自然対流冷却	重大事故等対策要員 (初動) 運転対応要員E、F	●現地移動/格納容器再循環ユニット冷却水廻り電源操作 (現場操作)															
	運転員B	●格納容器再循環ユニットによる冷却操作 (中央制御室操作)															
代替再循環運転への切替	運転員C、D	●現地移動/格納容器スプレイポンプによる代替再循環系統構成 (現場操作)															
	運転員A	●B格納容器スプレイポンプ水源切替 (燃料取替用水ヒット→格納容器再循環タンク) ●B格納容器スプレイポンプ起動 ●重たんポンプ停止 (中央制御室操作)															燃料取替用水ヒット水位計指示が16%到達及び格納容器再循環タンク水位計 (広域) 指示が65%以上にて実施

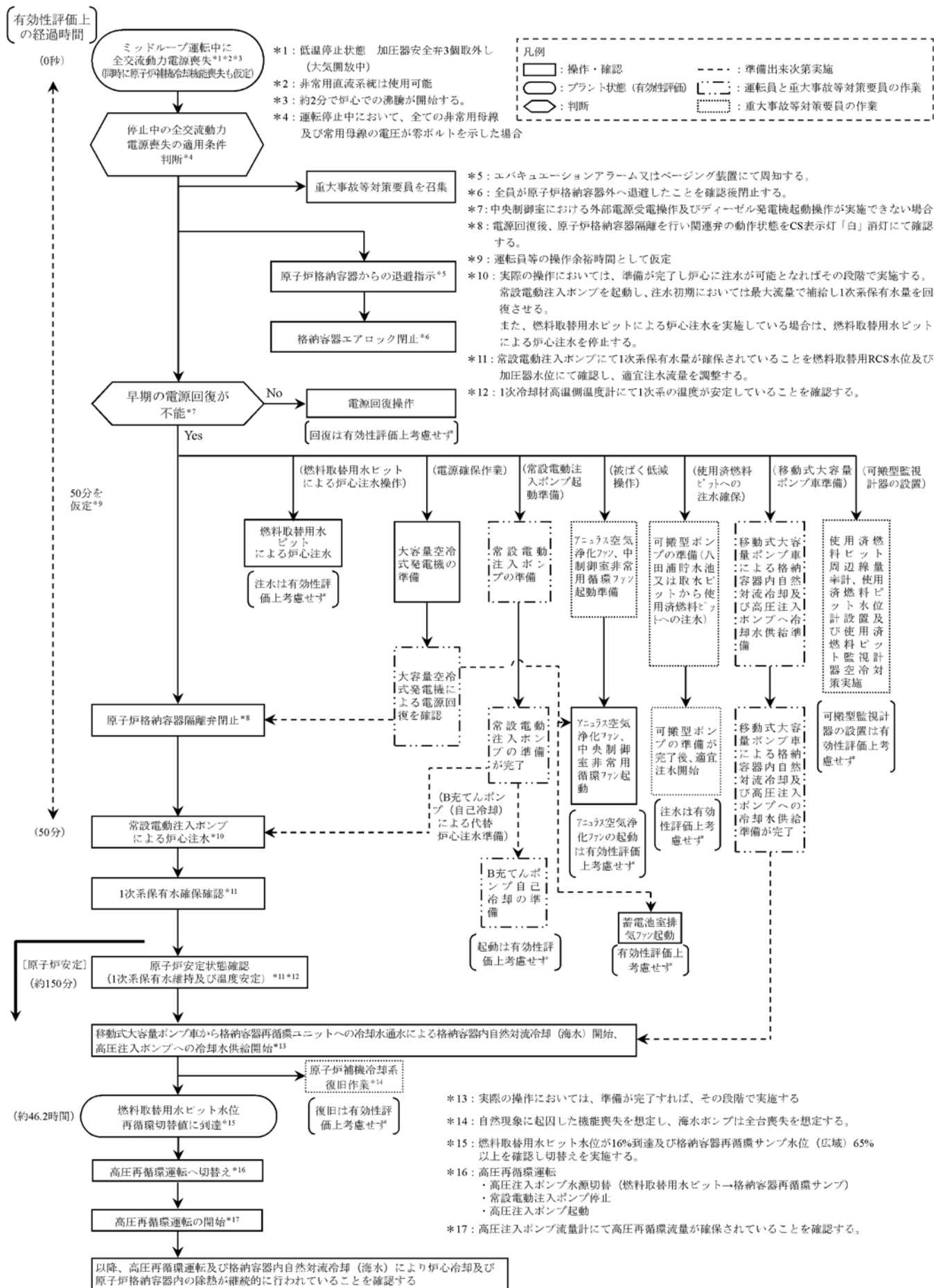
・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間及び作業時間を確認した上で算出している。
 ・緊急時対策本部要員 (指揮者等) は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う。

*: 中央制御室にてT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)

必要な要員と作業項目			経過時間 (分)									経過時間 (時間)					備考
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員	手順の内容	10	20	30	40	50	60	70	80	90	2	3	4	5		
			3号	4号													
状況判断	運転員	●停止中の全交流動力電源喪失確認 (中央制御室確認)	10分														
原子炉格納容器内 からの退避指示	重大事故等対策要員 (初動) 運転対応要員G	●原子炉格納容器内からの退避指示 (中央制御室操作)	10分													エバキュエーションアラーム 又はベージング装置にて退避 を指示	
格納容器エアロック 閉止操作	重大事故等対策要員 (初動) 運転対応要員G、H	●現地移動/原子炉格納容器内からの退避確認 ●現地移動/格納容器エアロック (常用・非常用) 閉止 (現場操作)	2分	2分												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	
燃料取替用水ピット による代替炉心注水 操作	重大事故等対策要員 (初動) 運転対応要員H	●燃料取替用水ピットによる代替炉心注水 (現場操作)	1分	1分												有効性評価上考慮せず 常設電動注入ポンプによる炉 心注水を開始すれば停止する	
電源確保作業	運転員B	●現地移動/所内電源母線受電準備 (送断器操作)	1分	1分												運転員による充電器盤の受電 操作は、事象発生後4時間後 までに実施できる	
	重大事故等対策要員 (初動) 係対応要員	●現地移動/大容量空冷式発電機起動確認 (現場確認)	1分	1分													
常設電動注入ポンプ による代替炉心注水 準備	運転員C、D + 重大事故等対策要員 (初動) 運転対応要員E、F	●現地移動/常設電動注入ポンプ系統構成 (現場操作)	4分	4分												常設電動注入ポンプ系統構 成が、有効性評価上注水を期待 している約50分までに実施で きる	
	重大事故等対策要員 (初動) 係対応要員	●現地移動/常設電動注入ポンプ準備 (ディスタンスピース取替え) (現場操作)	2分	2分													
液ばく低減操作	重大事故等対策要員 (初動) 係対応要員	●現地移動/アンユラス空気浄化ファンダンプ空気供給操作 (現場操作)	1分	1分												アンユラスダンプ空気供給操 作は有効性評価上考慮せず	
	重大事故等対策要員 (初動) 係対応要員	●現地移動/中央制御室非常用循環系ダンプ開始置 (現場操作)	2分	2分													
使用済燃料ピット周 辺線量率計準備	重大事故等対策要員 (初動) 係対応要員	●現地移動/使用済燃料ピット周辺線量率計等設置 (現場操作)	1分	1分												有効性評価上考慮せず	
B充てんポンプ (自 己冷却) による代替 炉心注水準備	重大事故等対策要員 (初動) 運転対応要員E、F	●現地移動/B充てんポンプ (自己冷却) 系統構成 (現場操作)	2分	2分												起動は有効性評価上考慮せず	
	重大事故等対策要員 (初動) 係対応要員	●現地移動/B充てんポンプ (自己冷却) 準備 (ディスタンスピース取替え) (現場操作)	2分	2分													
中央制御室操作	運転員A	●大容量空冷式発電機からの給電操作 ●蓄電池塞排気ファン起動* ●原子炉格納容器隔離弁の閉止 ●常設電動注入ポンプ系統構成 ●常設電動注入ポンプ起動操作 ●B充てんポンプ (自己冷却) 系統構成* ●アンユラス空気浄化ファン起動操作* ●中央制御室非常用循環ファン起動操作 (中央制御室操作)	1分	1分												* 起動は有効性評価上考慮せ ず	
可搬型計測器による 計測	重大事故等対策要員 (初動) 係対応要員	●現地移動/可搬型計測器接続 (現場操作)	1分	1分												有効性評価上考慮せず	

・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、未配備の機器については想定時間により算出)
・緊急時対策本部要員 (指揮者等) は4名であり、全指揮、通報連絡等を行う。

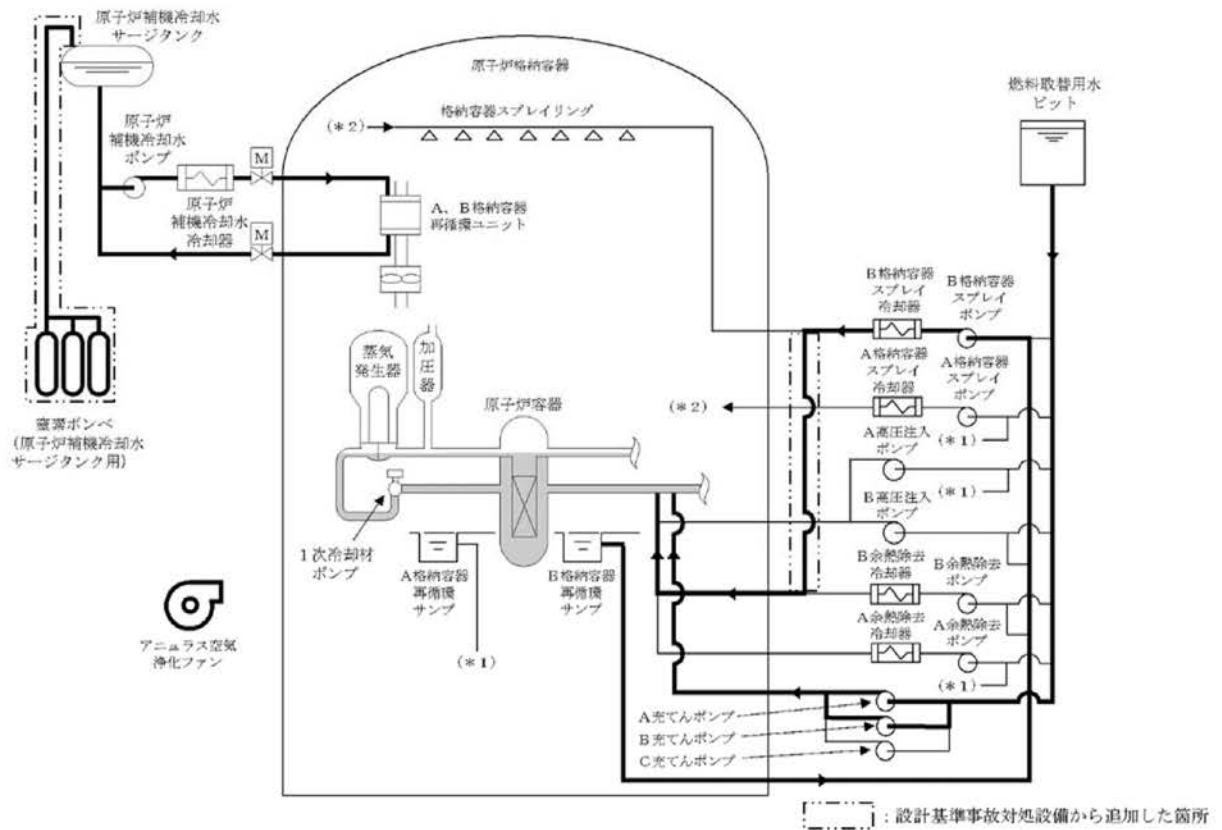
第1.15-68図 「全交流動力電源喪失」の作業と所要時間 (1/2)
(燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流動力電源が喪失し、
原子炉補機冷却機能が喪失する事故)

必要な要員と作業項目			経過時間 (時間)																								備考
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後移動してきた要員																										
	3号	4号																									
大容量空冷式発電機対応	2																										
使用済燃料ピットへの注水確保	[5] +7	[5] +7																									2.1日以内に実施
可搬型使用済燃料ピット計測装置設置	[6]	[6]																									
	[1]	[1]																									
	[6]	[6]																									
	[9]	[9]																									
	[2]	[2]																									
	[2]	[2]																									有効性評価上考慮せず
移動式大容量ポンプ車準備	[2]	[2]																									約8時間20分に1回
	[7]	[7]																									移動式大容量ポンプ車による格納容器再循環自然対流冷却は、24時間までに対応が可能である
	[6]	[6]																									
	[9]	[9]																									
	[2]	[2]																									
	[2]	[2]																									
	[2]	[2]																									格納容器再循環ユニットへの通水可能 (20時間20分) 起動、監視、燃料補給 約4時間30分に1回
運転員	[3]	[3]																									
	[1]	[1]																									
高圧再循環運転	運転員	[1]																									
原子炉補機冷却系復旧作業	参集要員	—																									燃料取替用水ピット水位が再循環切替水位に到達後実施 有効性評価上考慮せず

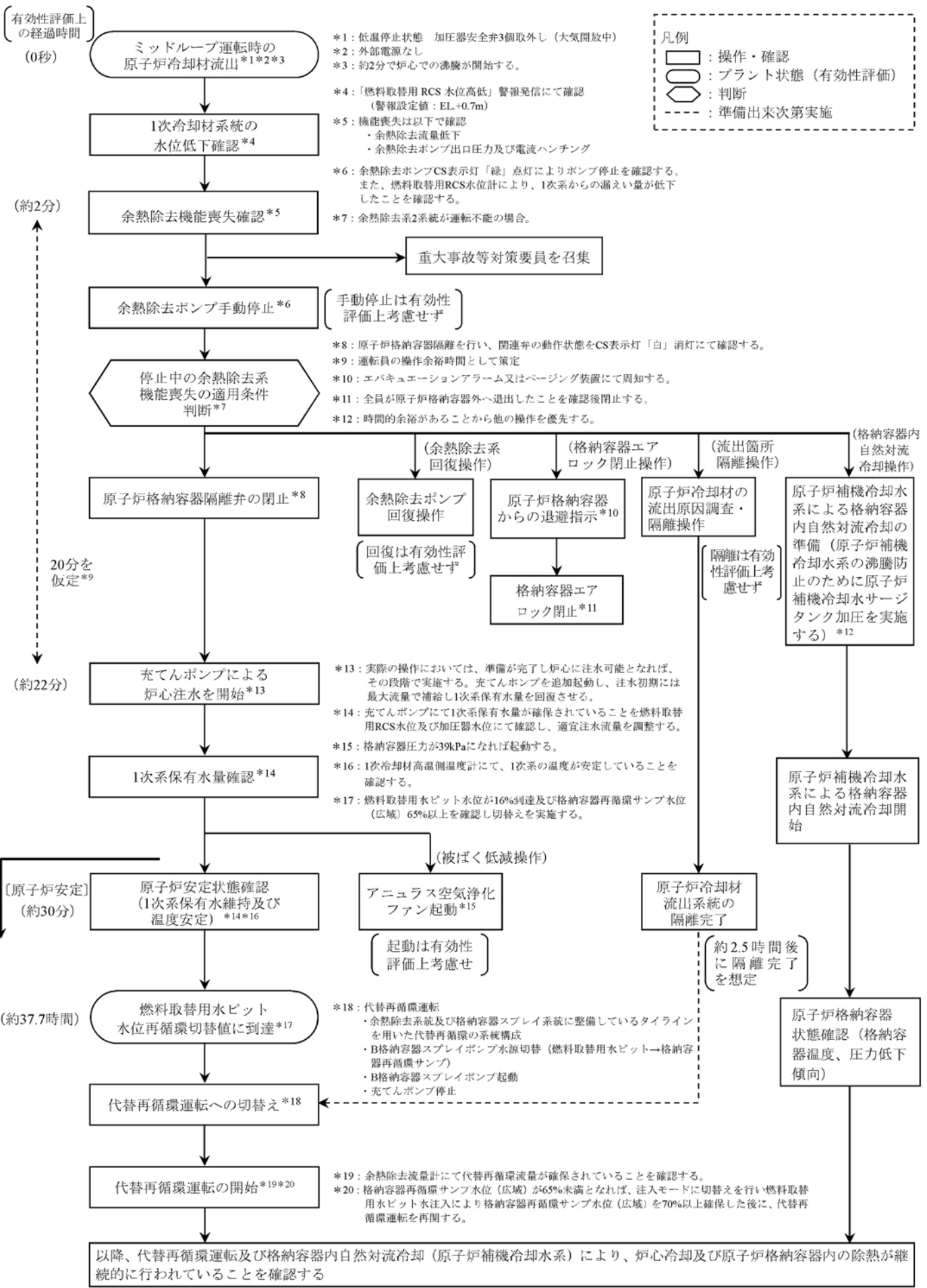
・ 燃料補給間隔は発電機等定格負荷連続運転時の目安時間を記載
 ・ 上記対応の他、代替緊急時対策所の電源確保対応者：2名 (重大事故等対策要員 (初動後) 係修対応要員のうち2名が対応)、換気設備準備対応者：6名 (重大事故等対策要員 (初動後) 係修対応要員のうち6名が対応)
 ・ 原子炉補機冷却系復旧作業：他の作業が完了する24時間からの対応としているが、要員に余裕があれば準備出来次第実施する

第1.15-68図 「全交流動力電源喪失」の作業と所要時間 (2/2)

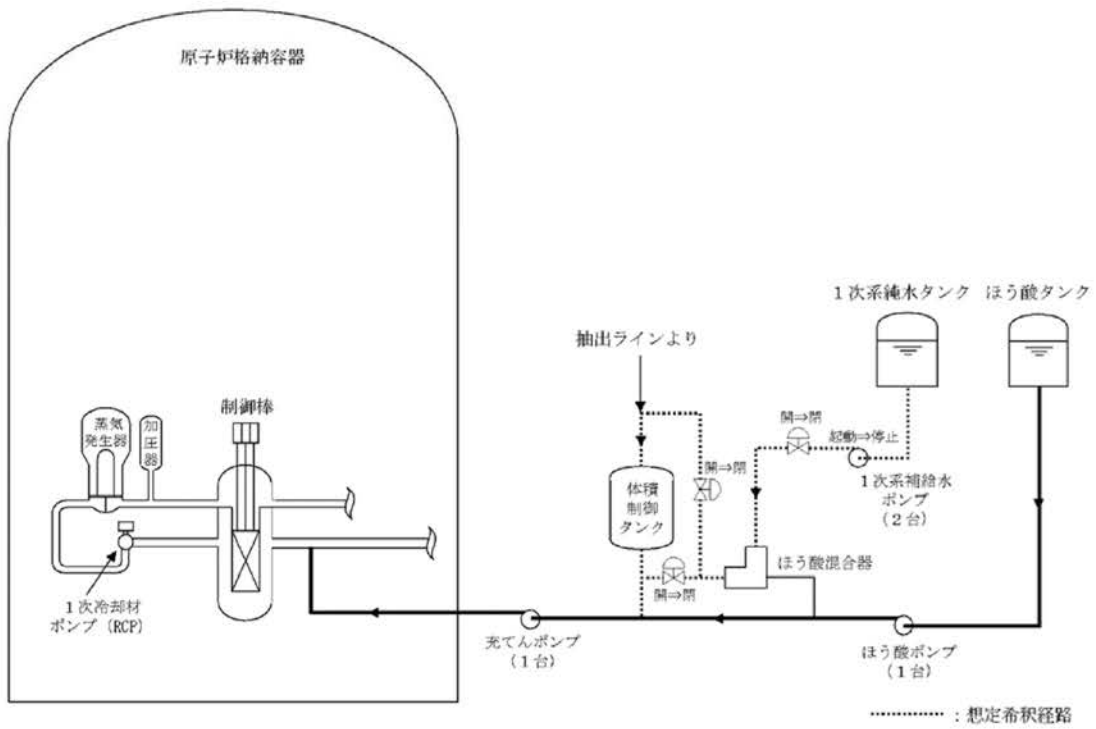
(燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故)



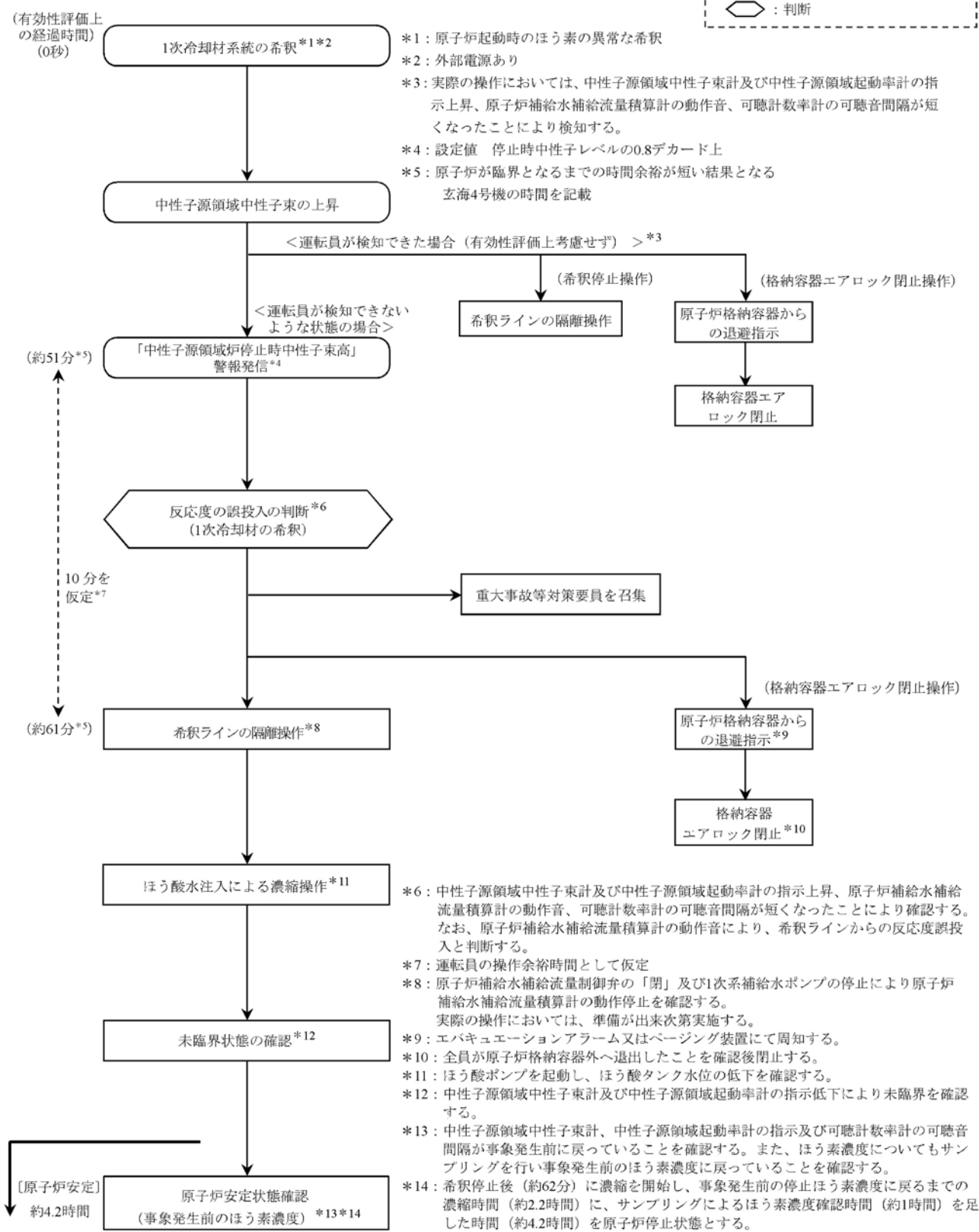
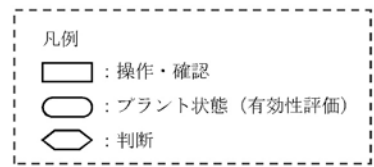
第1.15-69図 「原子炉冷却材の流出」の重大事故等対策の概略系統図



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)



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



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)

必要な要員と作業項目			経過時間(分)										経過時間(時間)		備考
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後移動してきた要員	3号	4号											3	
				10	40	50	60	70	80	90	100	3	4		
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後移動してきた要員			事象発生 約51分 「中性子領域炉停止時 中性子束高」警報発信 プラント状況判断 反応度の誤投入 約63分 臨界 約4.2時間以降 原子炉安定											
	当直課長 当直副長 当直主任 運転員	1	1	号炉毎 運転操作指揮者											
		1	1	号炉間連絡・運転操作助勢											
状況判断	運転員	—	—	●中性子源領域指示値確認 ●原因調査 (中央制御室確認)											
希釈停止操作	運転員A	1	1	●希釈停止操作(1次系補給水ポンプ停止、弁閉止) (中央制御室操作)											
原子炉格納容器内からの退避指示	運転員B	1	1	●原子炉格納容器内からの退避指示 (中央制御室操作)											エバキュエーションアラーム又はベージング装置にて周知する
格納容器エアロック閉止操作	運転員D + 重大事故対策要員(初動) 運転対応要員E	2	2	●現地移動/原子炉格納容器内からの退避確認 ●現地移動/格納容器エアロック(常用・非常用)閉止 (現場操作)											全員が格納容器外へ退出したことを確認後閉止する
ほう酸濃縮操作	運転員A	【1】	【1】	●ほう酸濃縮操作 ●ほう素濃度確認 (中央制御室操作)											ほう酸濃縮操作は、事象発生前の状態に復帰するまで適宜実施 サンプリングにより確認
未臨界状態の確認	運転員C	1	1	●未臨界状態の確認 (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。
 ・緊急時対策本部要員(指揮者等)は4名であり、全体指揮、連絡連絡等を行う。

*事象発生後のほう素濃度約1,800ppmから、事象発生前のほう素濃度2,500ppmまでの濃縮を約2.2時間実施する。

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ない事象
- ・基準D: 影響が他の事象に含まれる事象
- ・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 | ⑦火山の影響（降灰） |
| ②津波 | ⑧生物学的事象 |
| ③風（台風） | ⑨森林火災 |
| ④竜巻 | ⑩落雷 |
| ⑤凍結 | ⑪隕石 |
| ⑥積雪 | |



(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

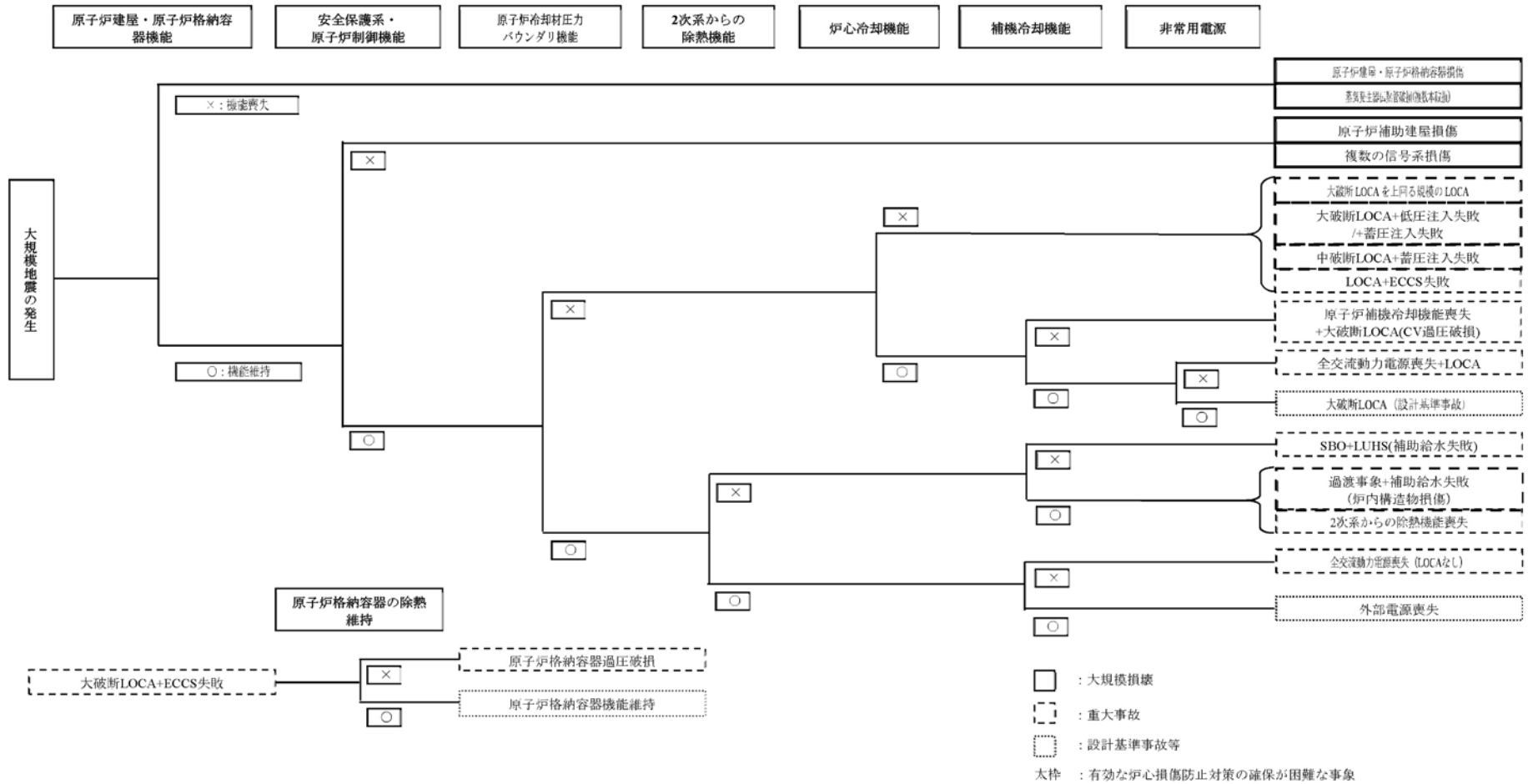
(4)の想定規模を踏まえて、自然災害11事象が与えるプラントへの影響等について個別に整理し、大規模損壊へ至る可能性のある自然災害を検討する。

※ 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」に含ま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

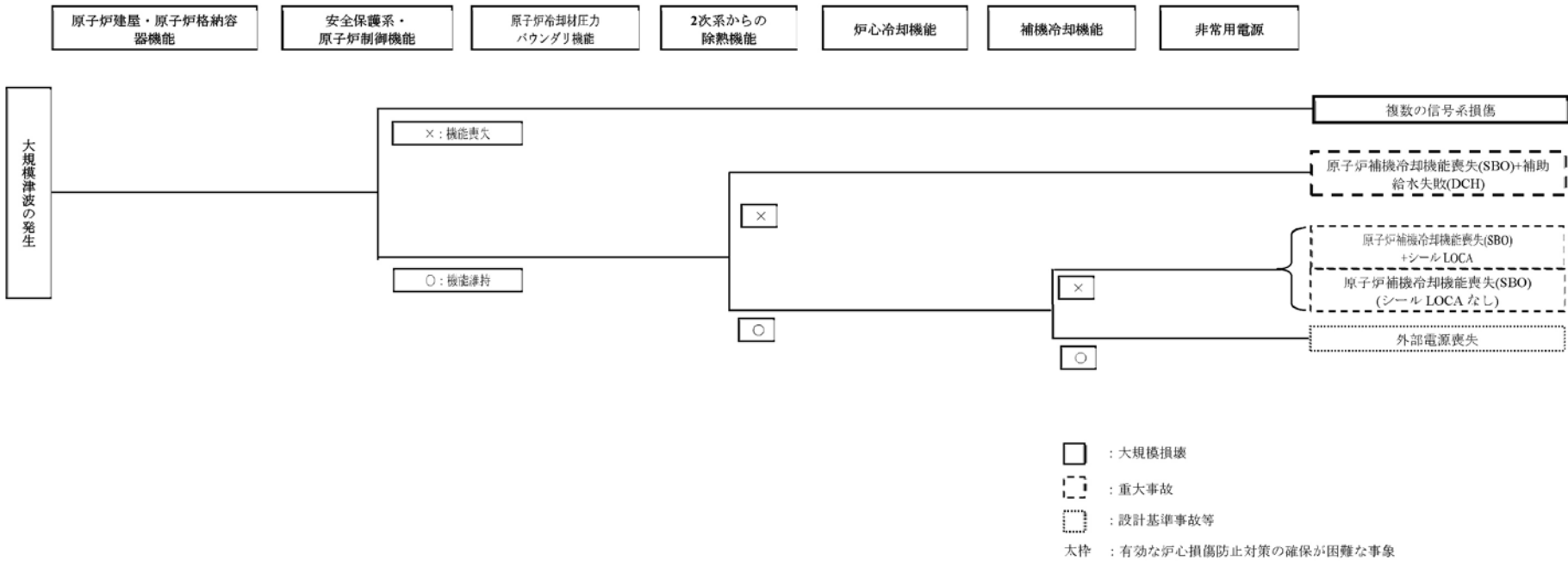
地震

1.15-1117



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

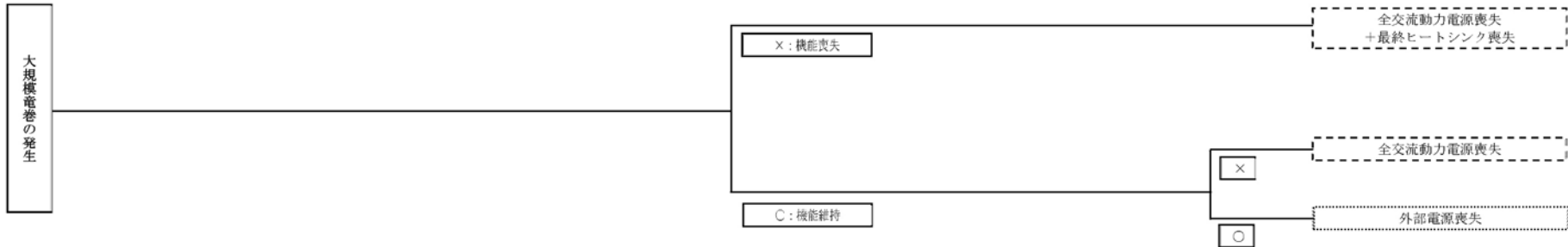


1.15-1118

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

- 原子炉建屋・原子炉格納容器機能
- 安全保護系・原子炉制御機能
- 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能
- 2次系からの除熱機能
- 炉心冷却機能
- 補機冷却機能
- 非常用電源



- : 大規模損壊
- ⊠ : 重大事故
- ⊡ : 設計基準事故等
- 太枠 : 有効な炉心損傷防止対策の確保が困難な事象

1.15-1119

第1.15-76図 大規模な自然災害により生じるプラントの状況 (3/7)

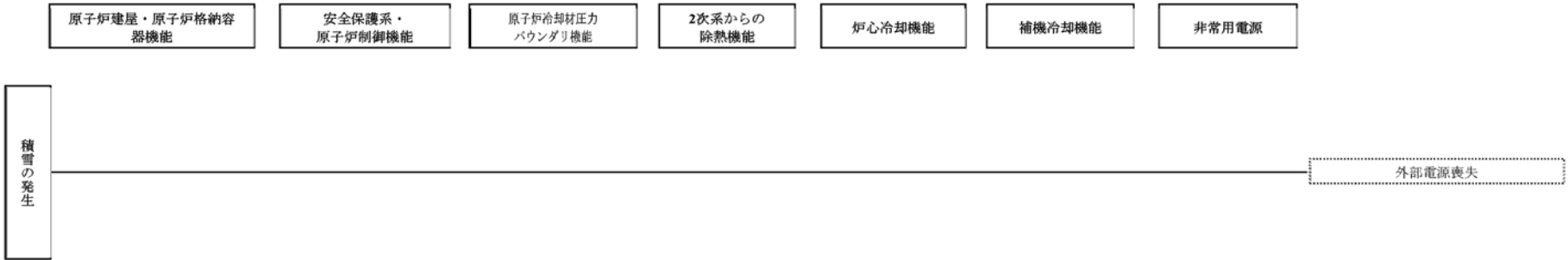
凍 結



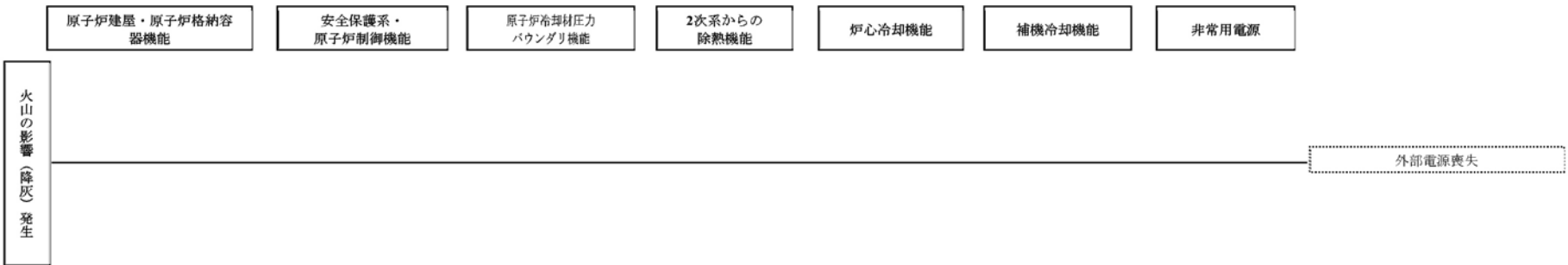
1.15-1120

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)

積雪



火山の影響（降灰）



- : 大規模損壊
- (dashed) : 重大事故
- (dotted) : 設計基準事故等
- 太枠 : 有効な炉心損傷防止対策の確保が困難な事象

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)

生物学的事象



森林火災



- : 大規模損壊
- ⊠ : 重大事故
- ⊞ : 設計基準事故等
- 太枠 : 有効な炉心損傷防止対策の確保が困難な事象

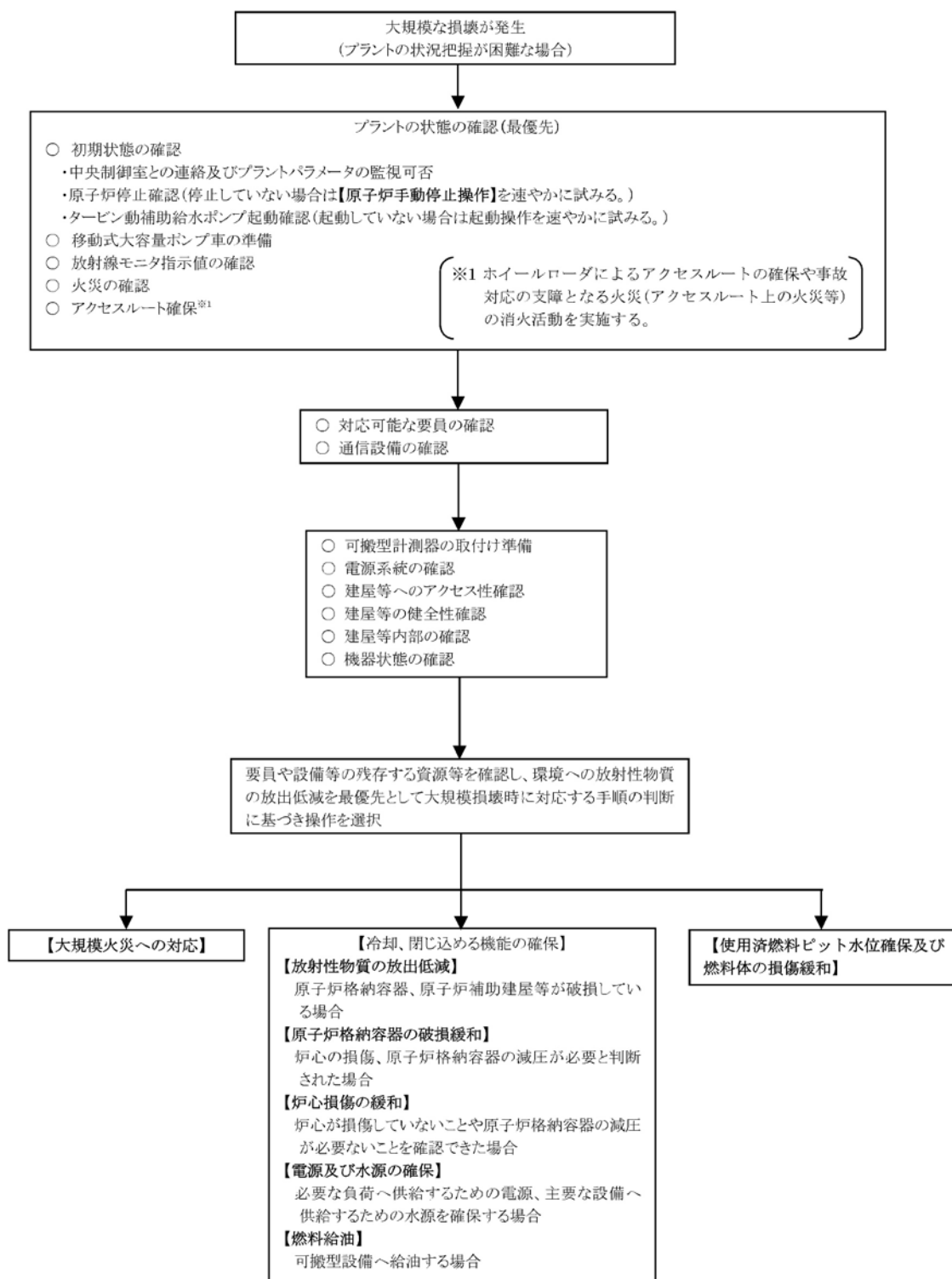
第1.15-76図 大規模な自然災害により生じうるプラントの状況 (6/7)

落雷

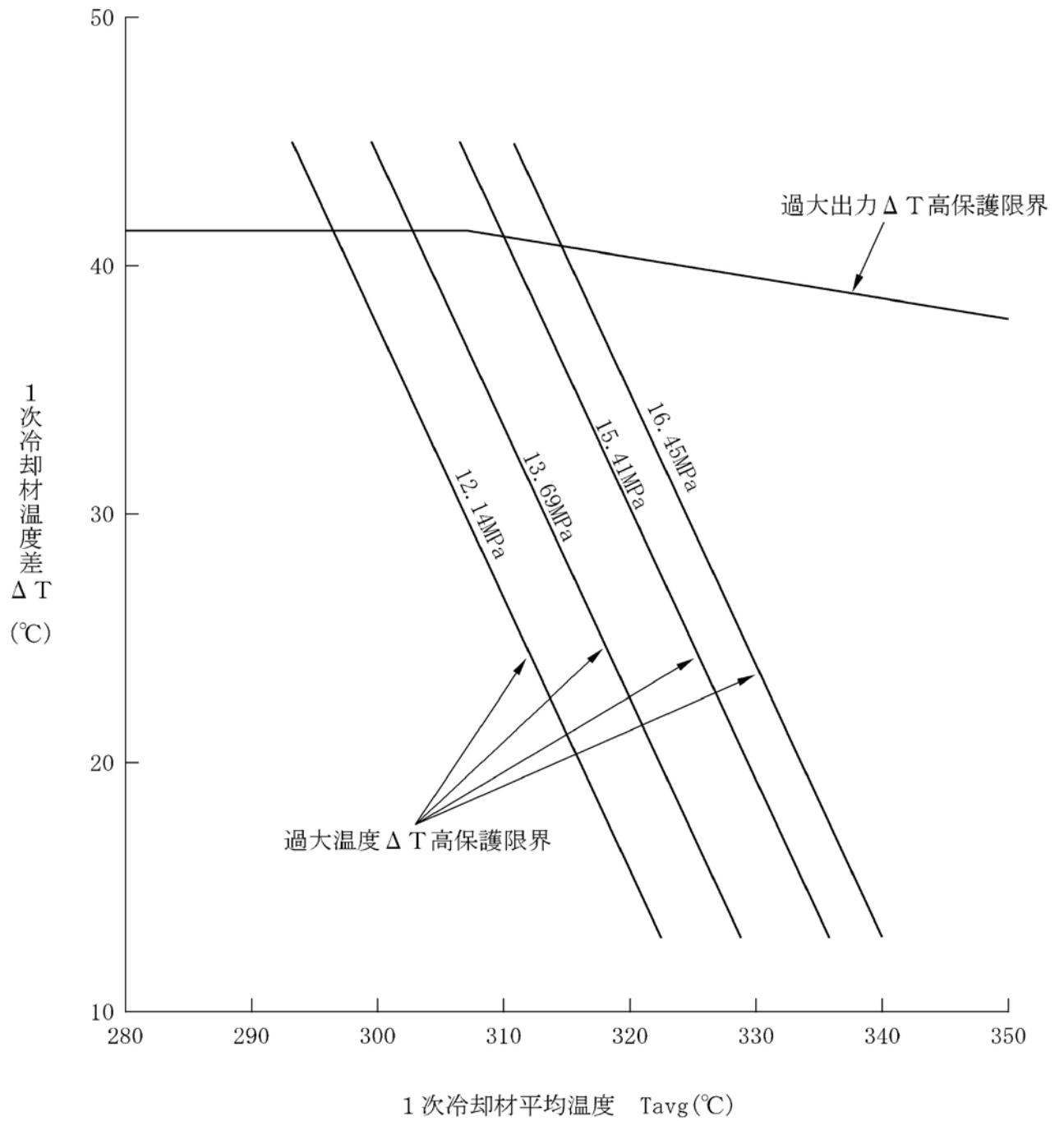


1.15-1123

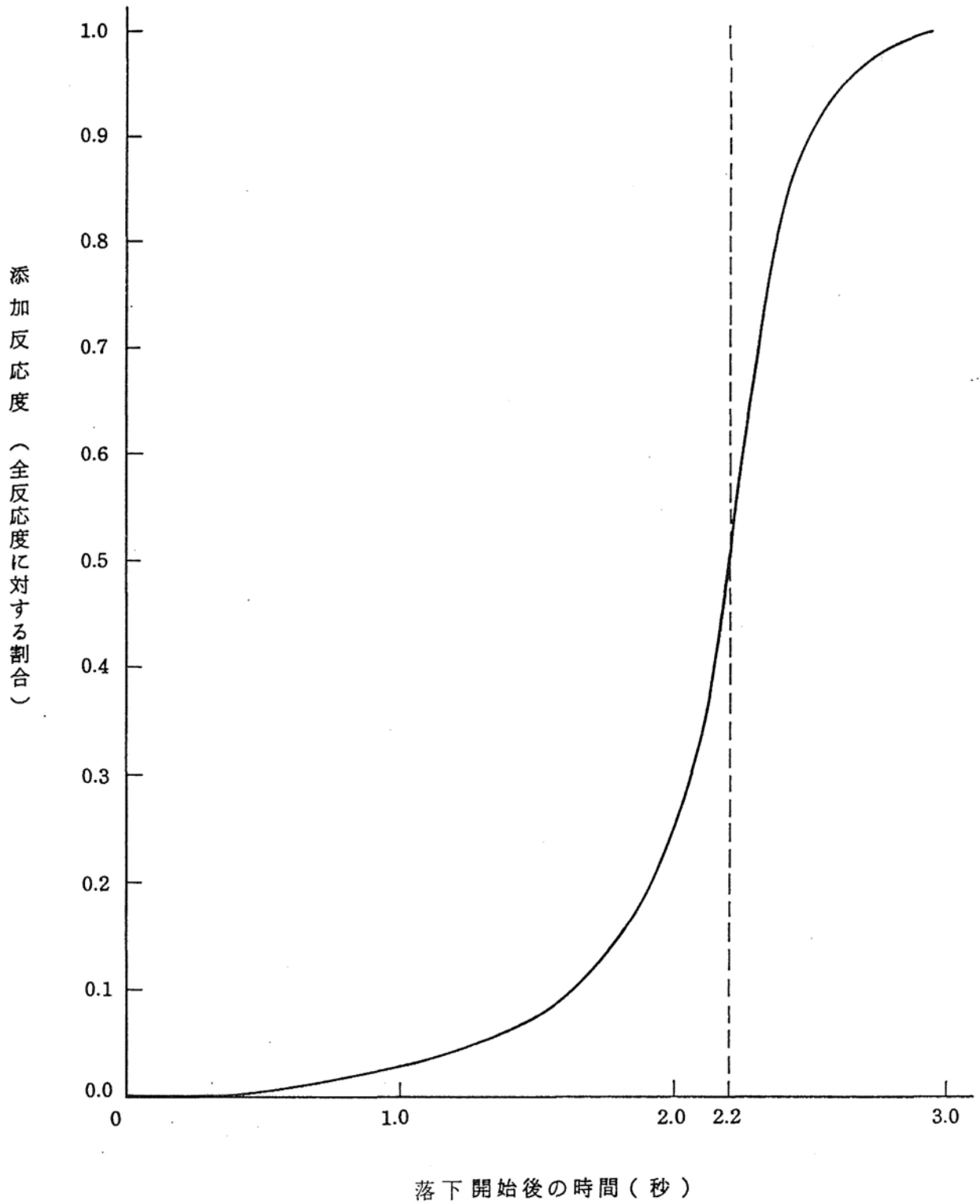
第1.15-76図 大規模な自然災害により生じうるプラントの状況(7/7)



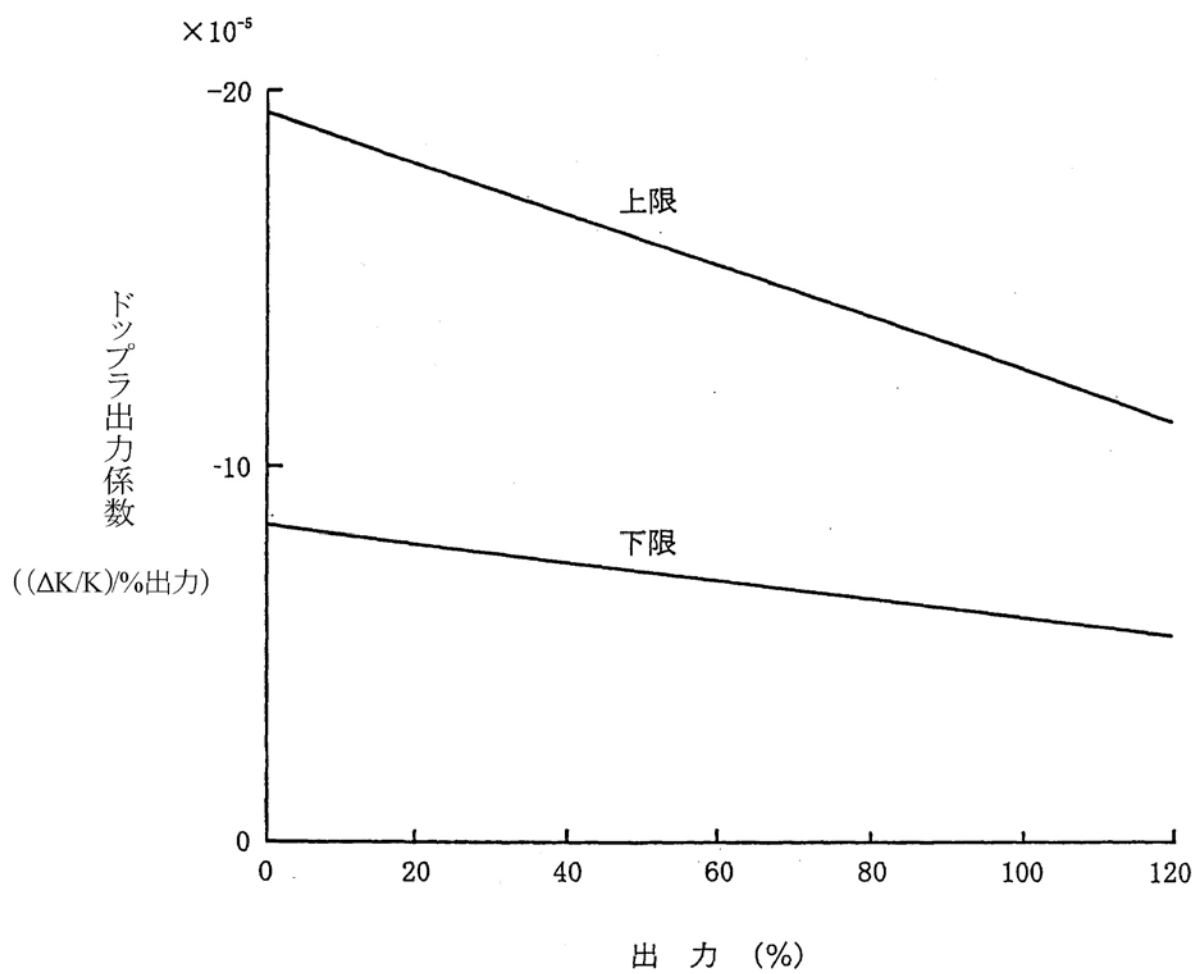
第1.15-77図 大規模損壊発生時の対応全体フロー
(状況把握が困難な場合)



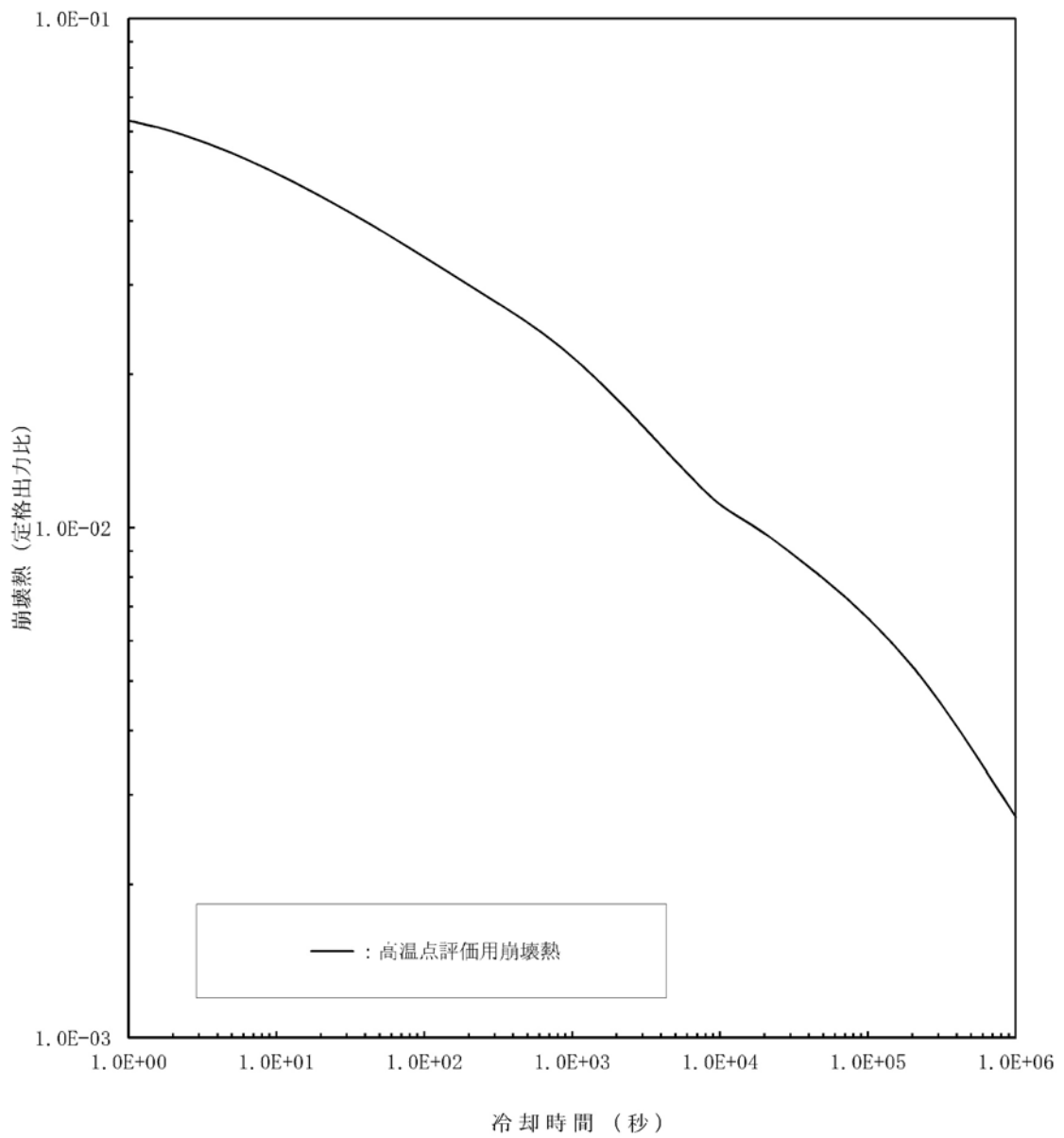
第1.15-78図 過大出力 ΔT 高及び過大温度 ΔT 高による保護限界図(代表例)



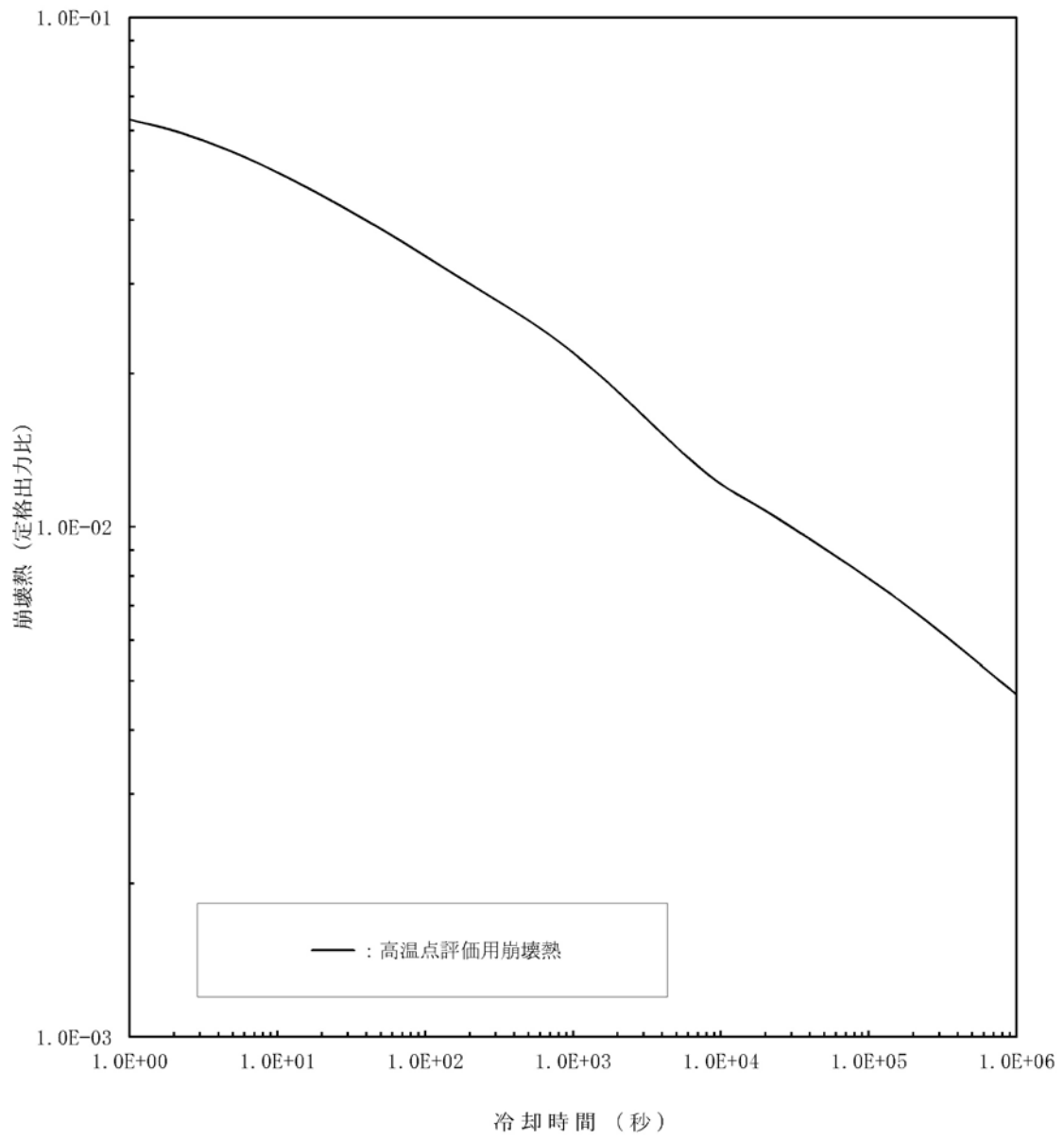
第1.15-79図 トリップ時の制御棒クラスタ落下による反応度添加曲線



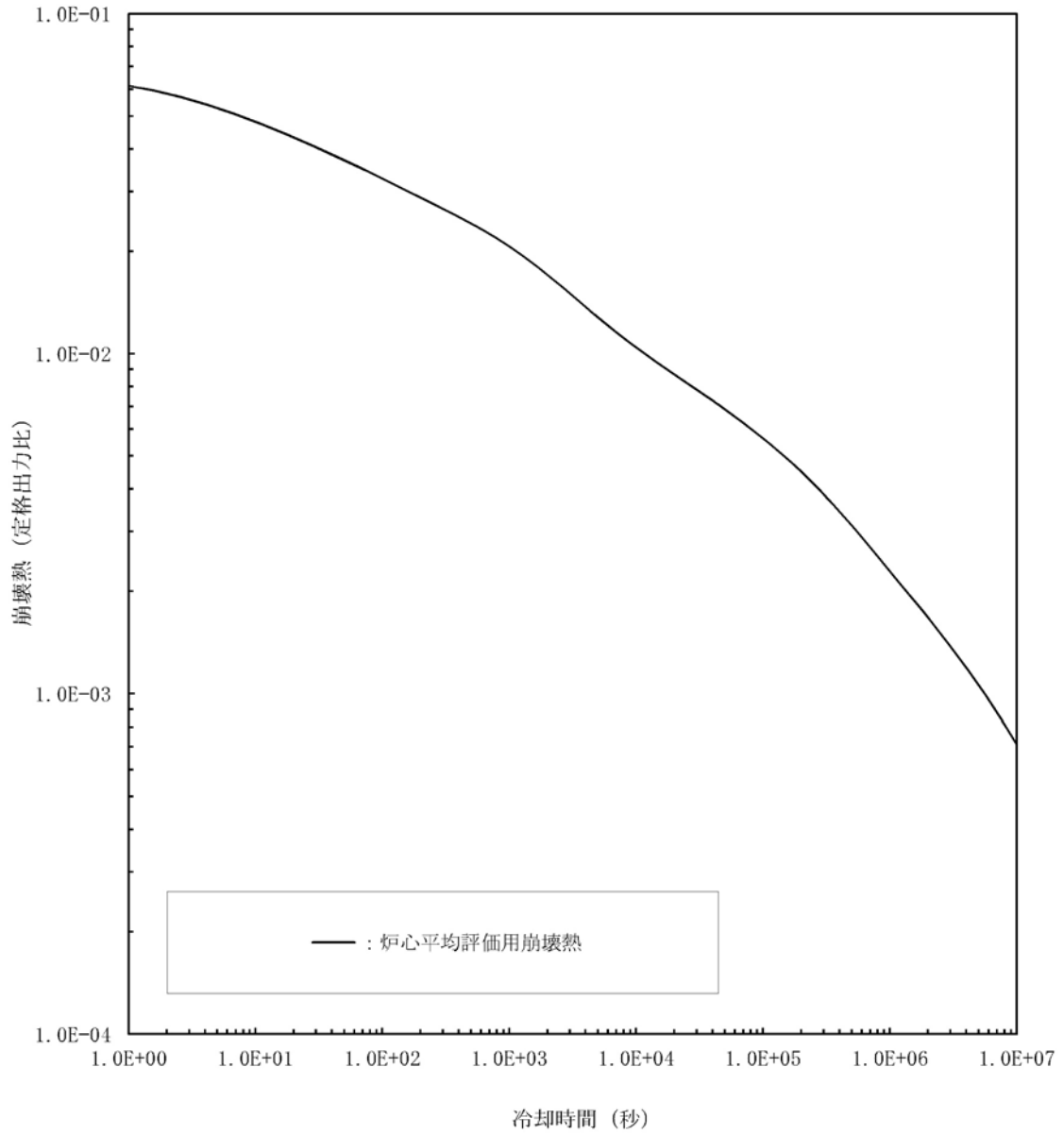
第1.15-80図 解析に使用したドップラ出力係数



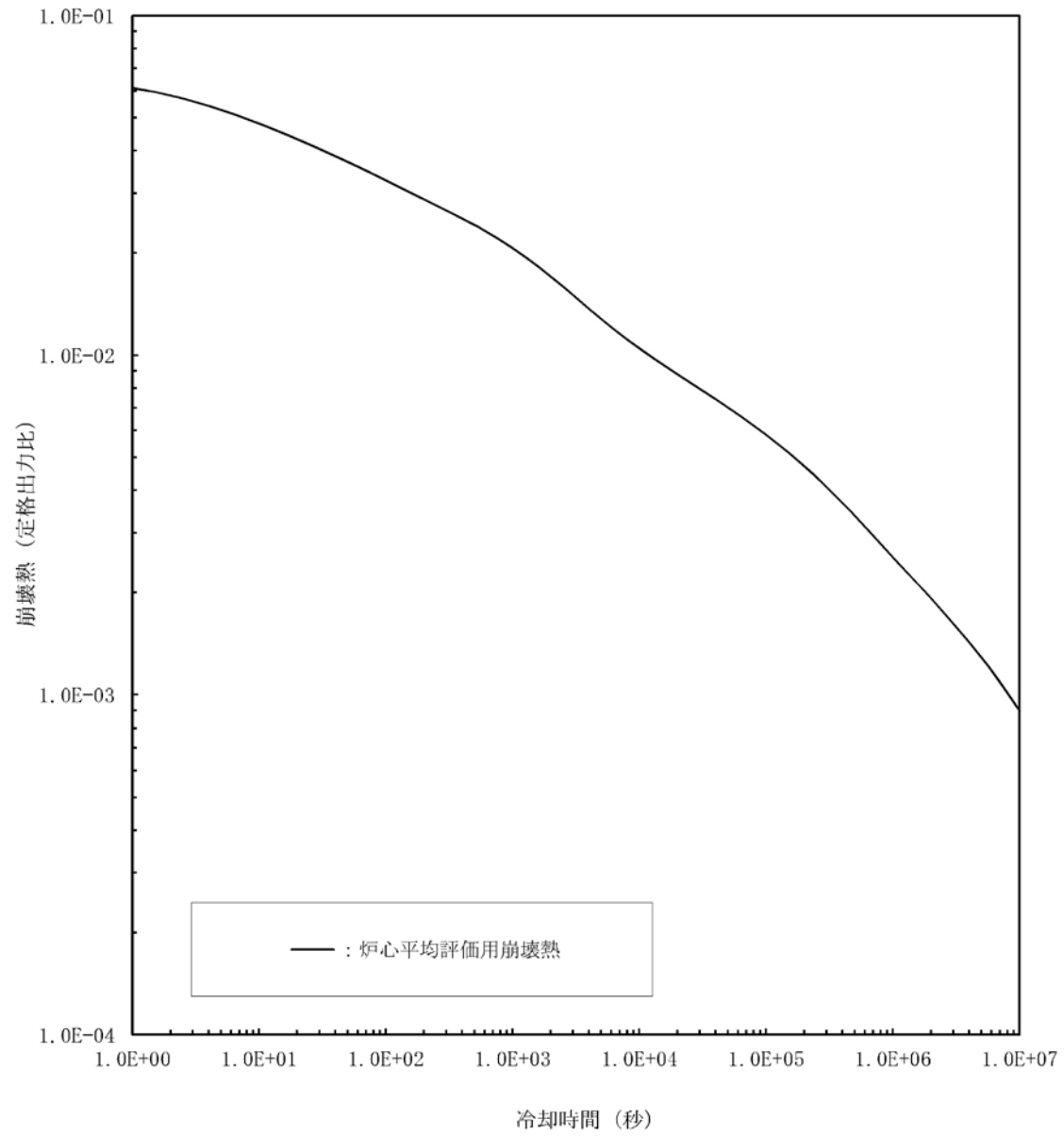
第1.15-81図 高温点評価用崩壊熱(ウラン燃料炉心) (1/2)



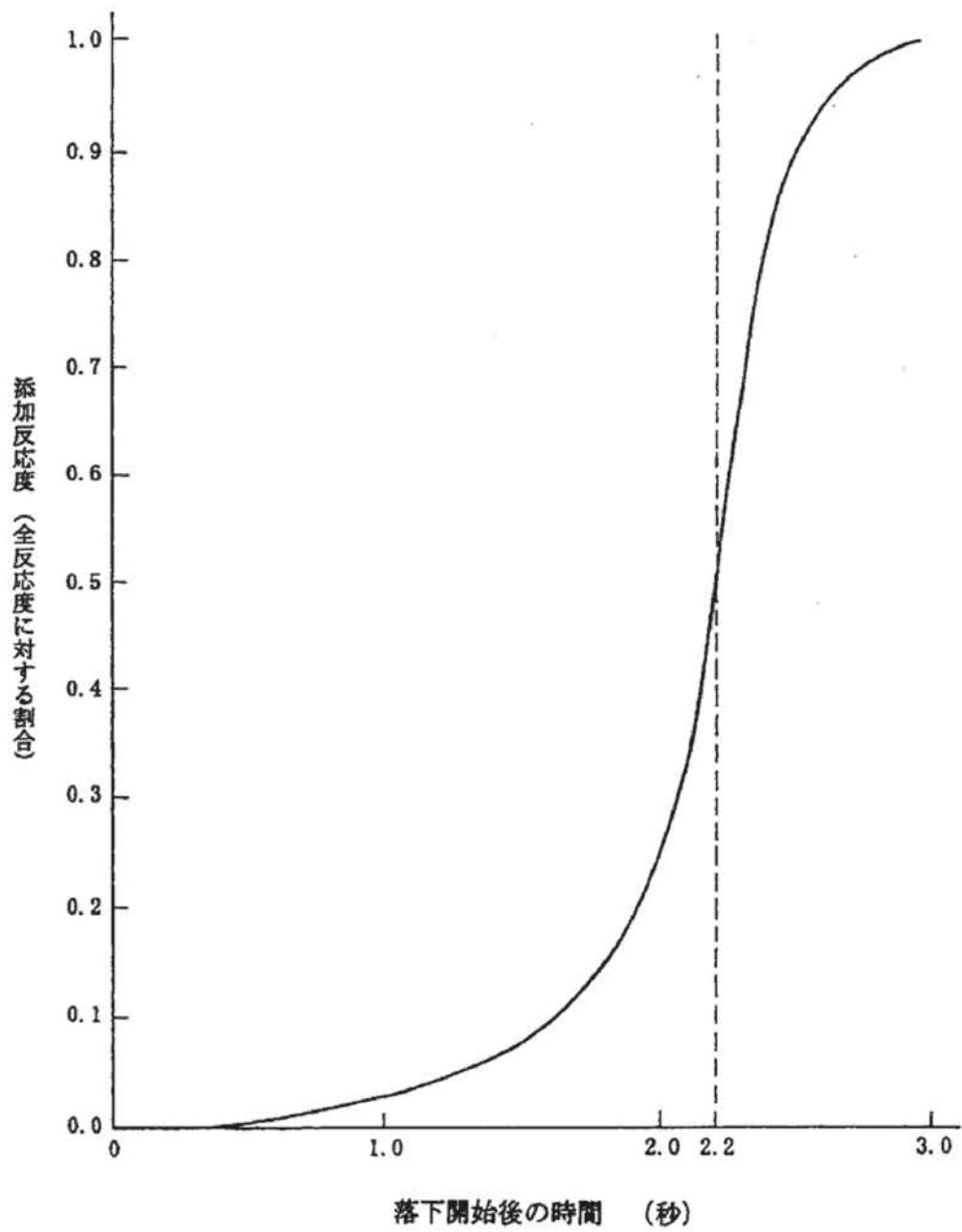
第1.15-81図 高温点評価用崩壊熱(ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料炉心) (2/2)



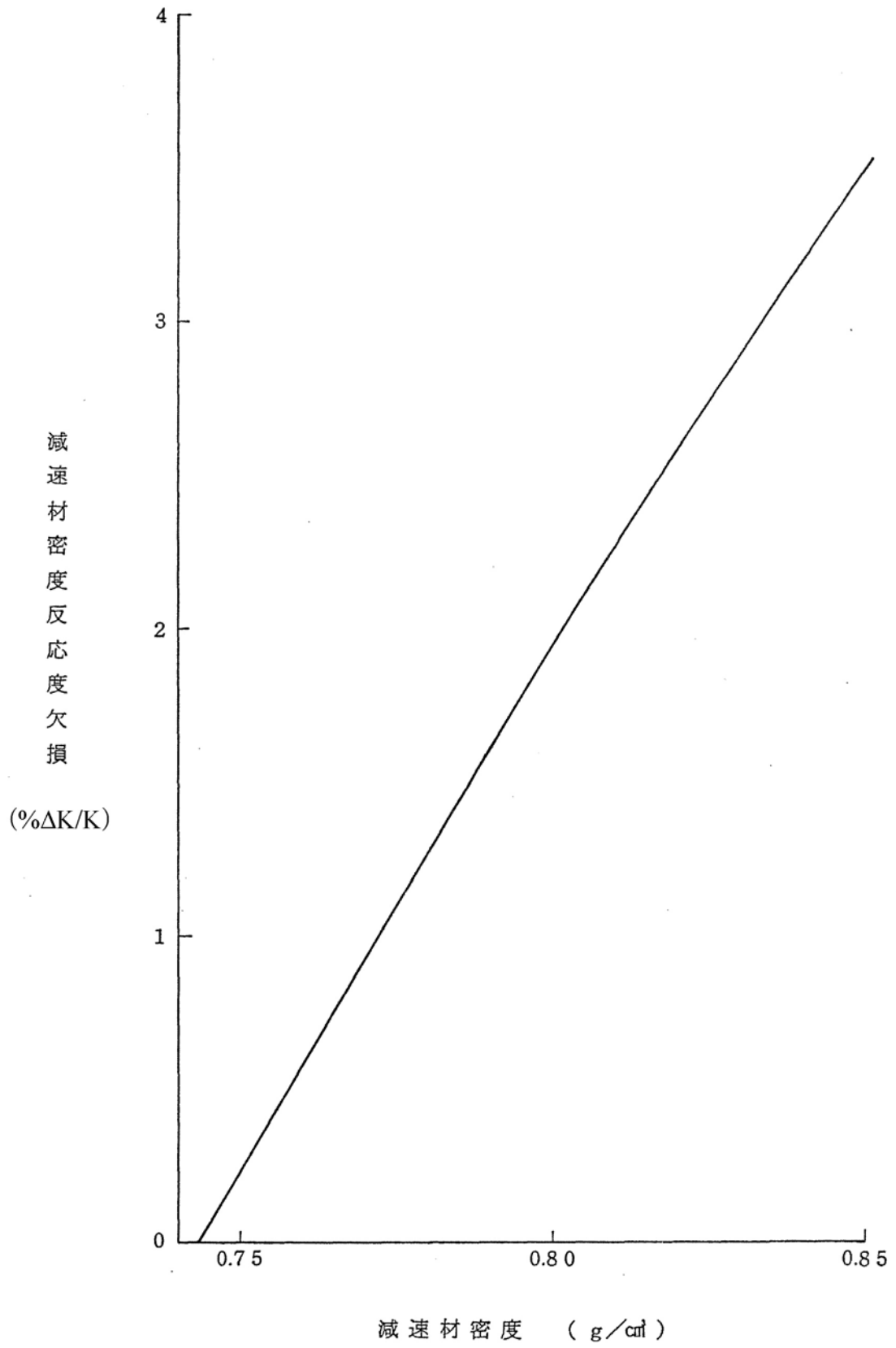
第1.15-82図 炉心平均評価用崩壊熱(ウラン燃料炉心) (1/2)



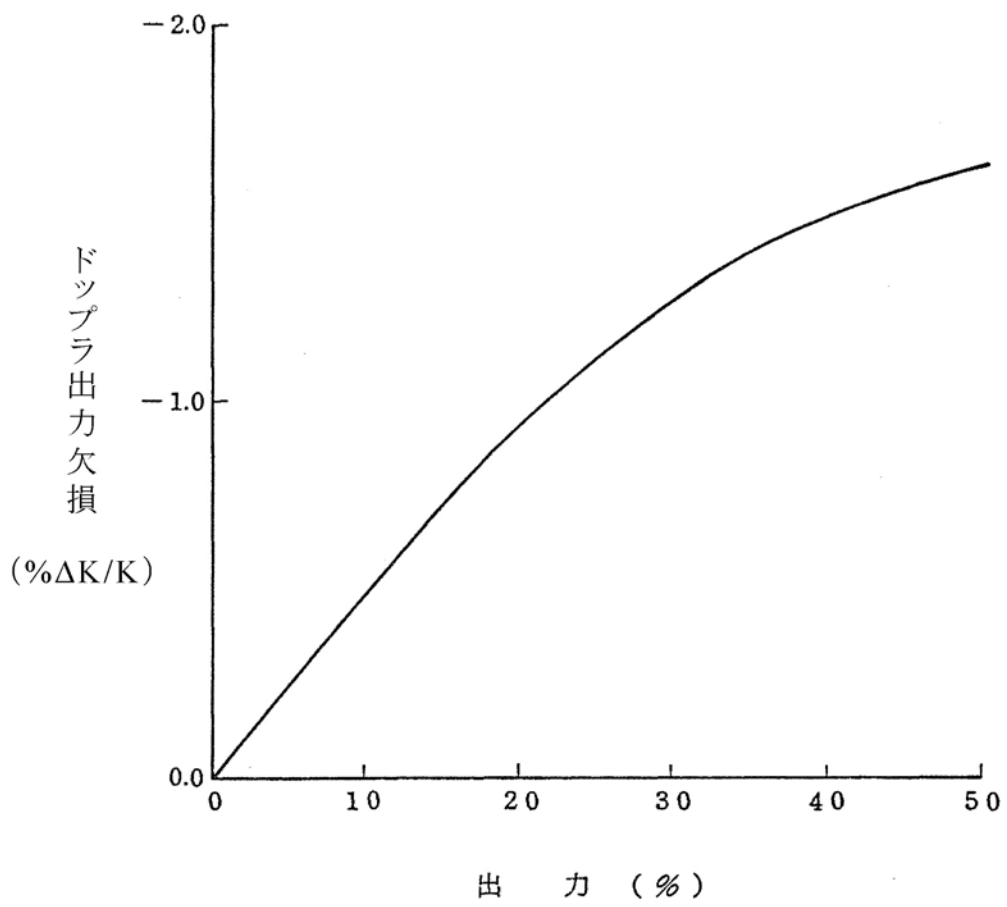
第1.15-82図 炉心平均評価用崩壊熱(ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料炉心) (2/2)



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

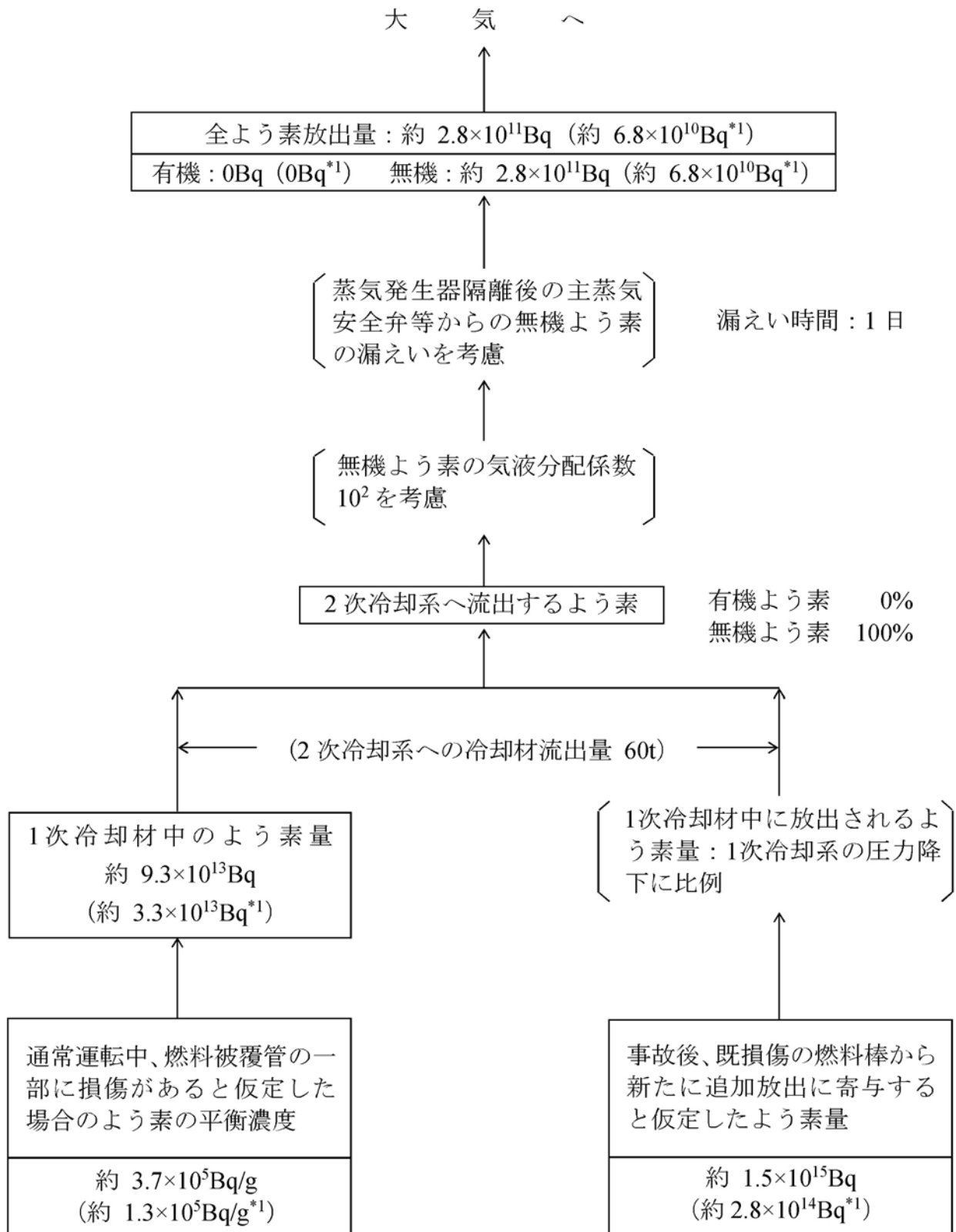


第1.15-84図 解析に使用した減速材密度反応度欠損



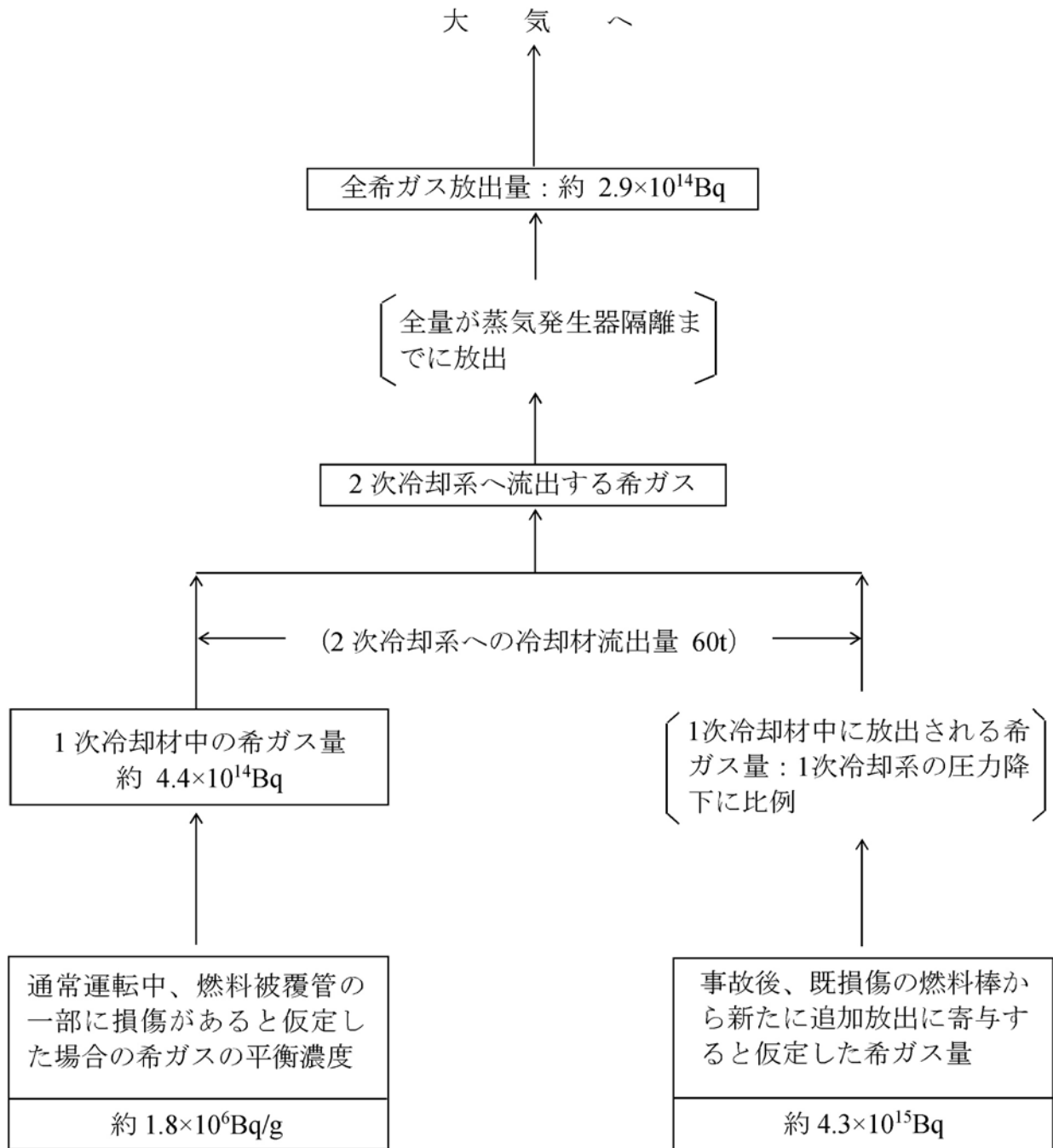
第1.15-85図 解析に使用したドップラ出力欠損

単位：Bq （*1 I-131 等価量－
小児実効線量係数換算）

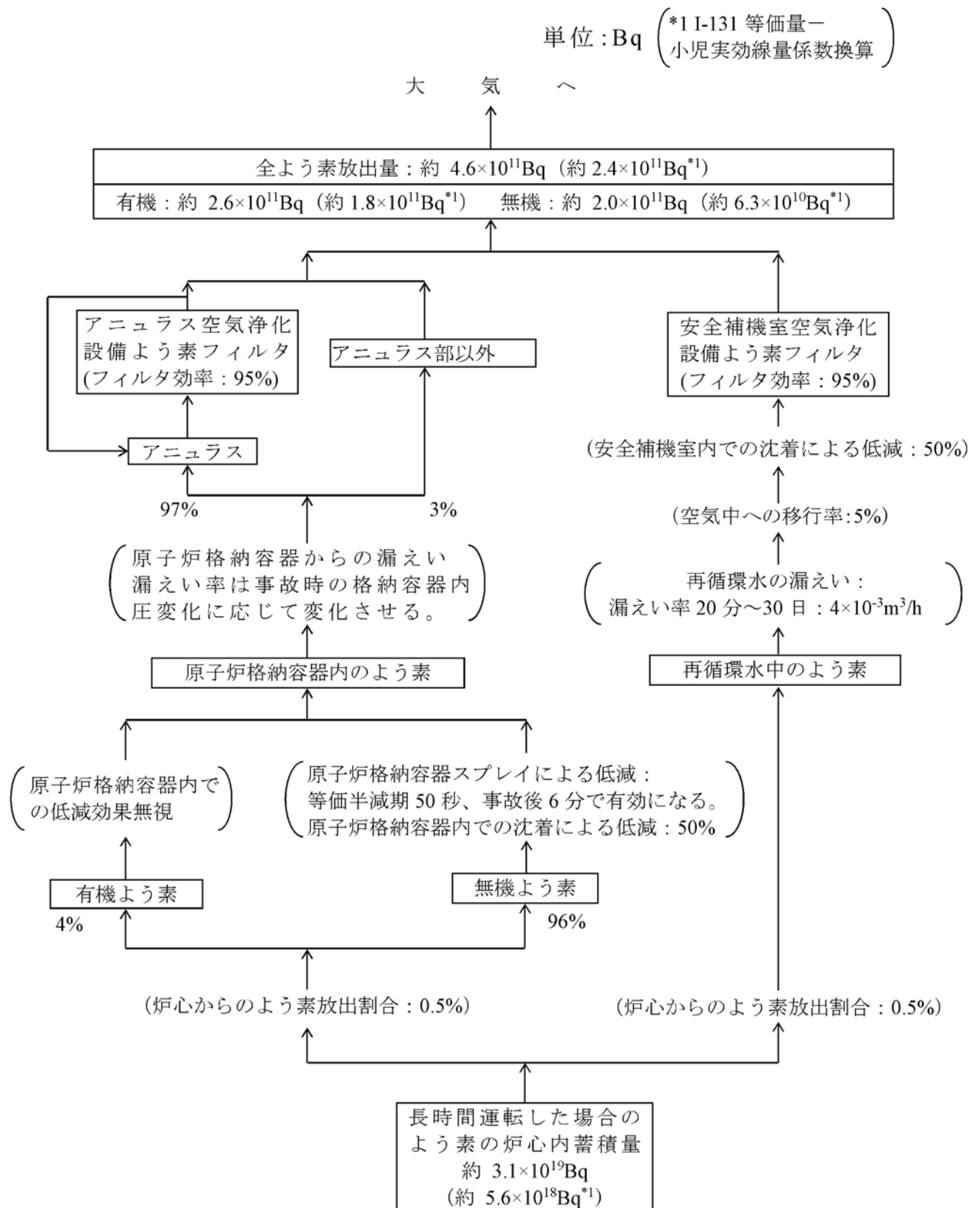


第1.15-86図 蒸気発生器伝熱管破損時のよう素の大気放出過程

単位：Bq (γ線エネルギー)
0.5MeV換算)

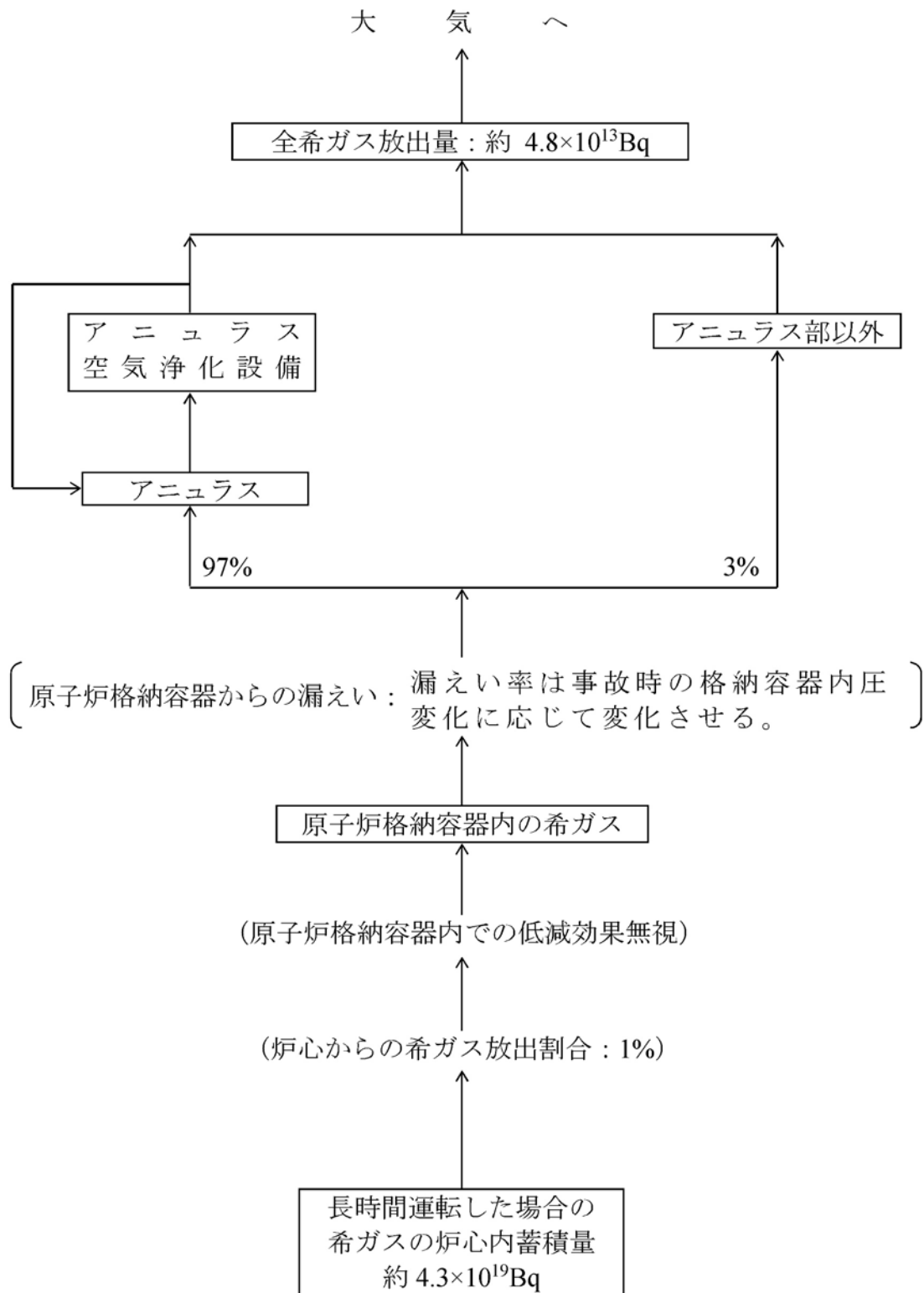


第1.15-87図 蒸気発生器伝熱管破損時の希ガスの大気放出過程

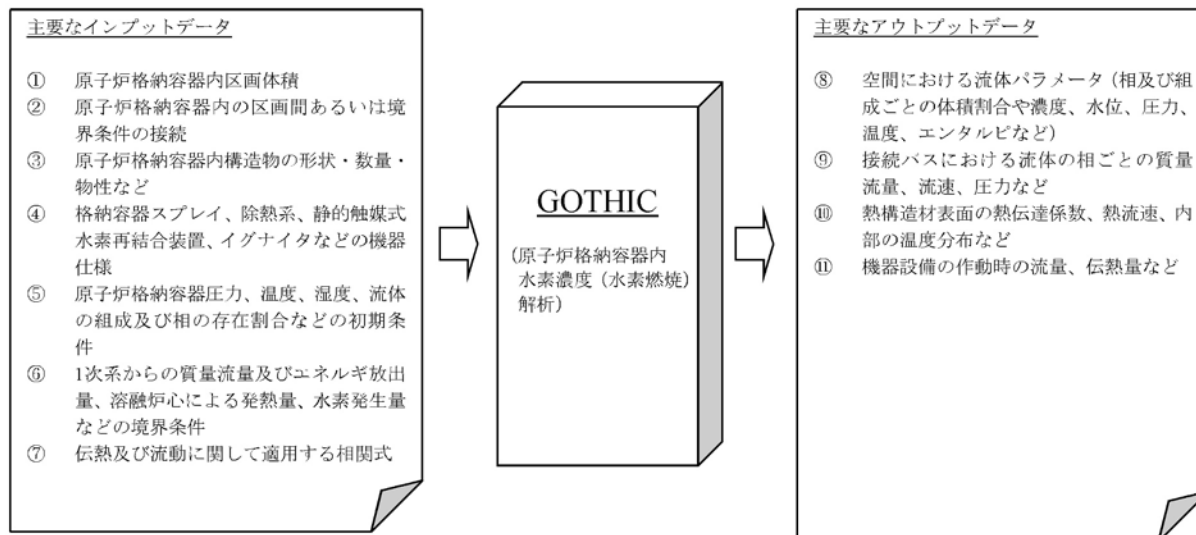
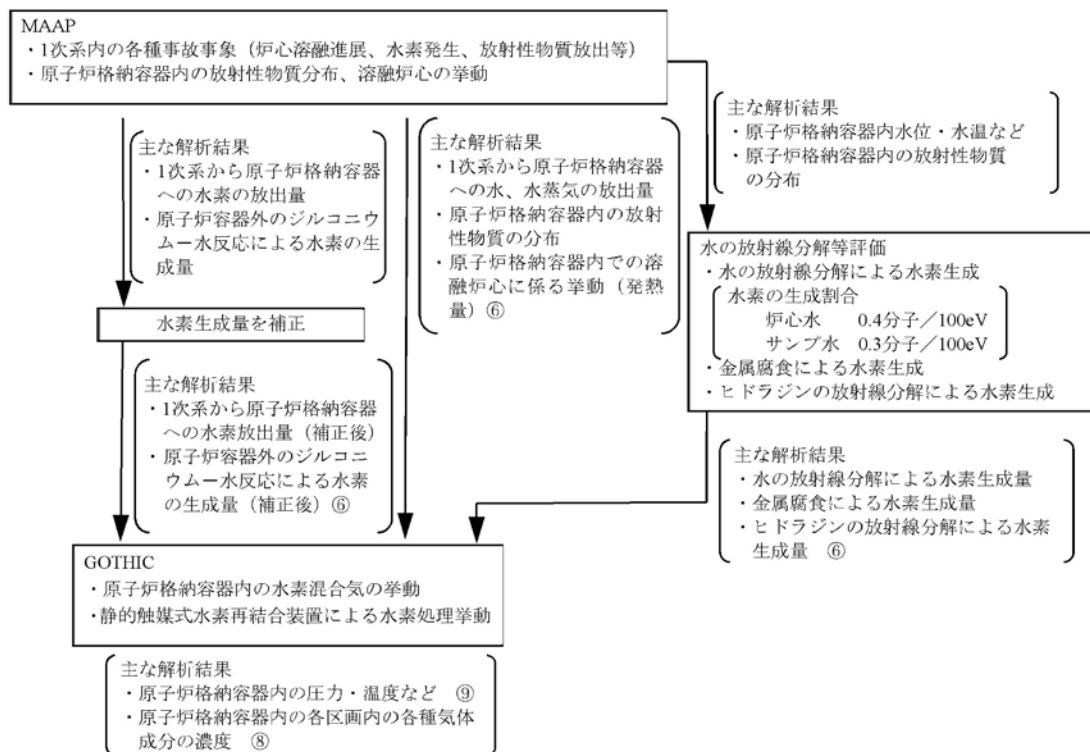


第1.15-88図 原子炉冷却材喪失時のよう素の大気放出過程

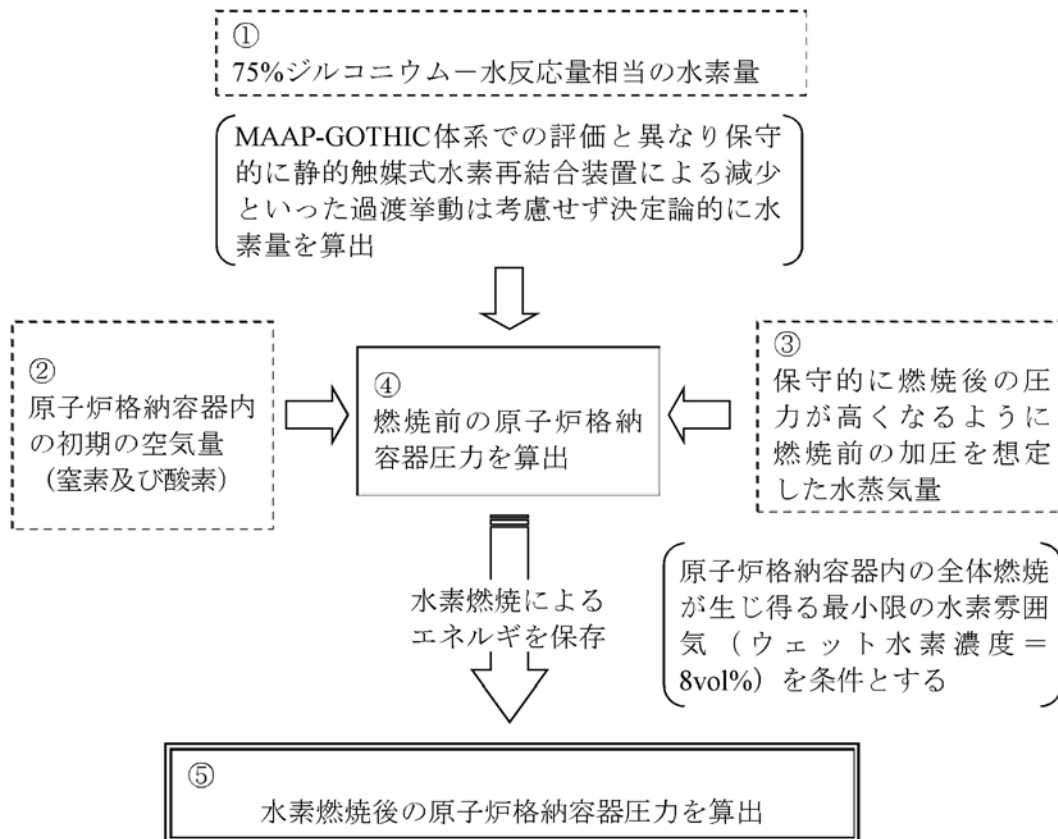
単位：Bq (γ線エネルギー)
(0.5MeV換算)



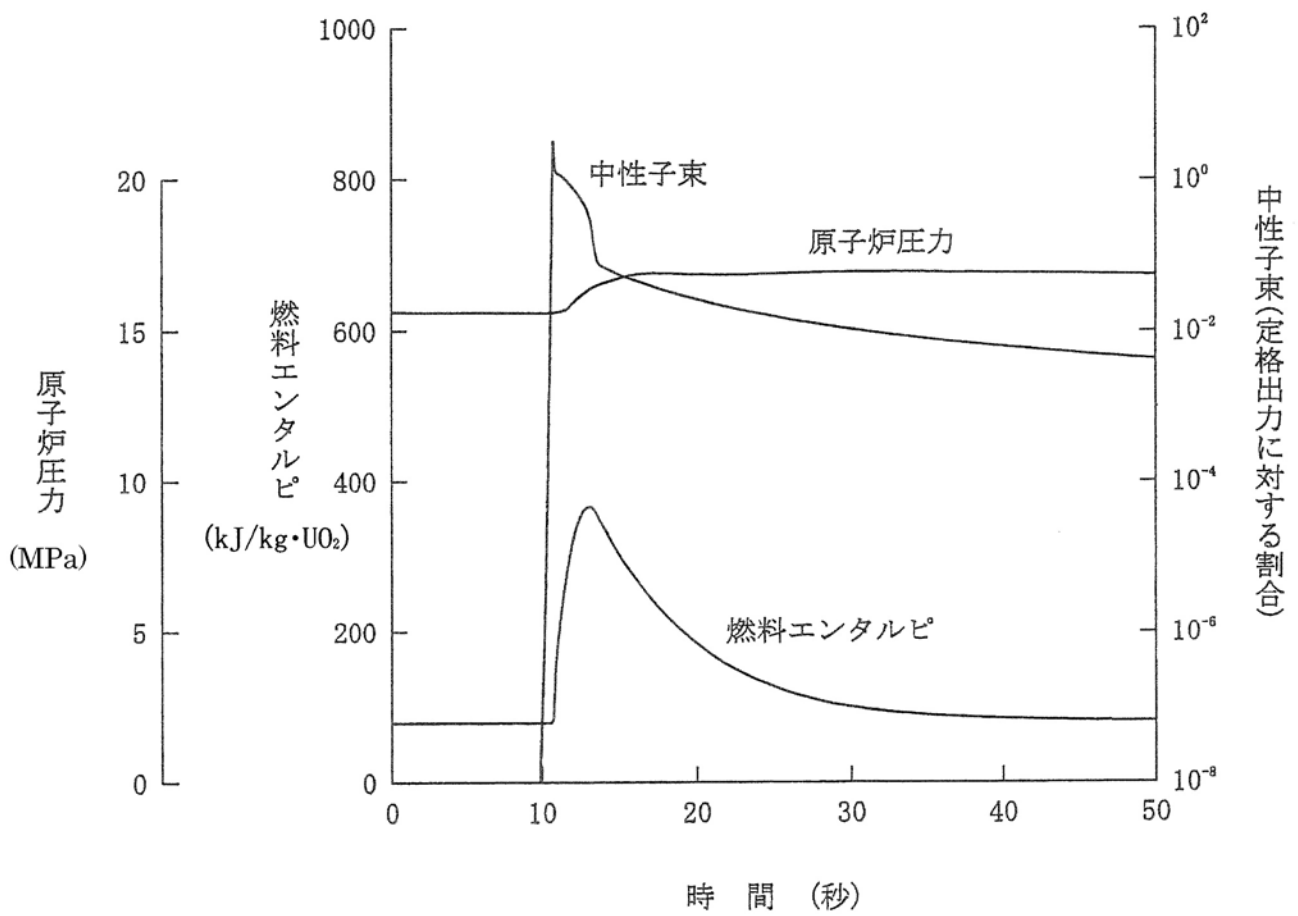
第1.15-89図 原子炉冷却材喪失時の希ガスの大気放出過程



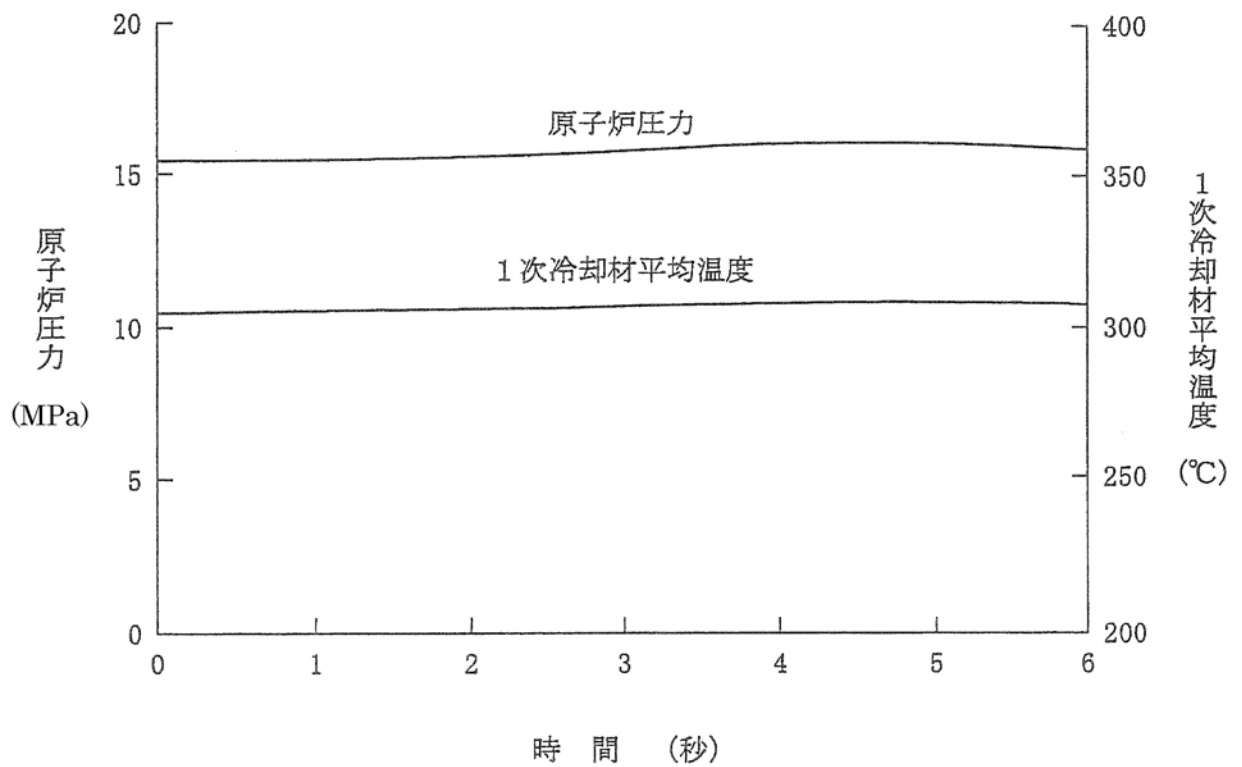
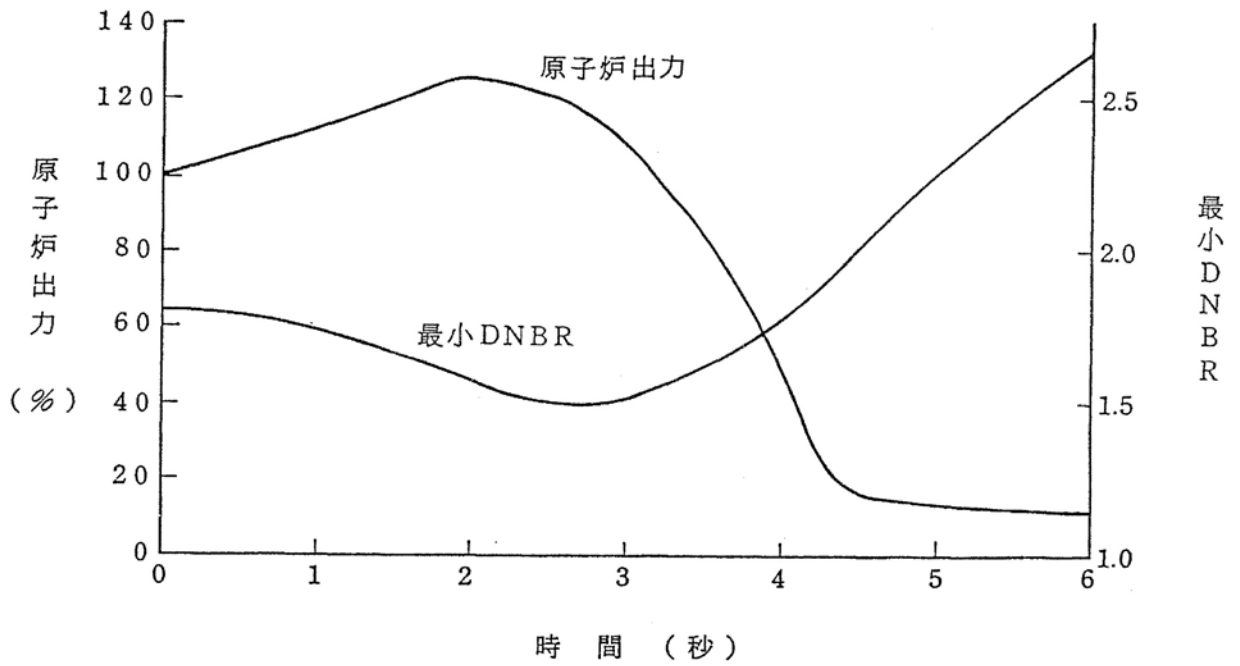
第1.15-90図 水素濃度評価の概要



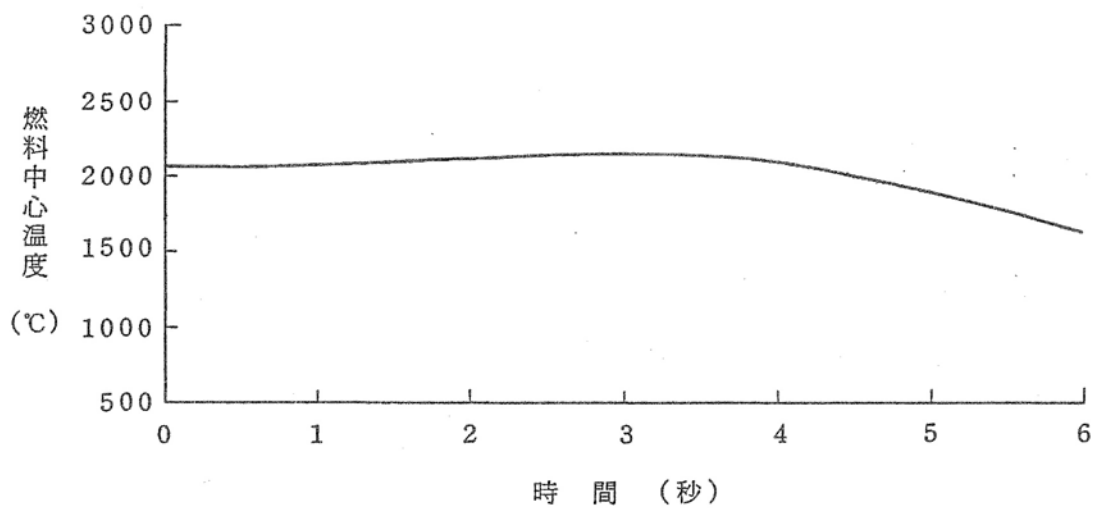
第1.15-91図 水素燃焼後の原子炉格納容器圧力評価の流れ



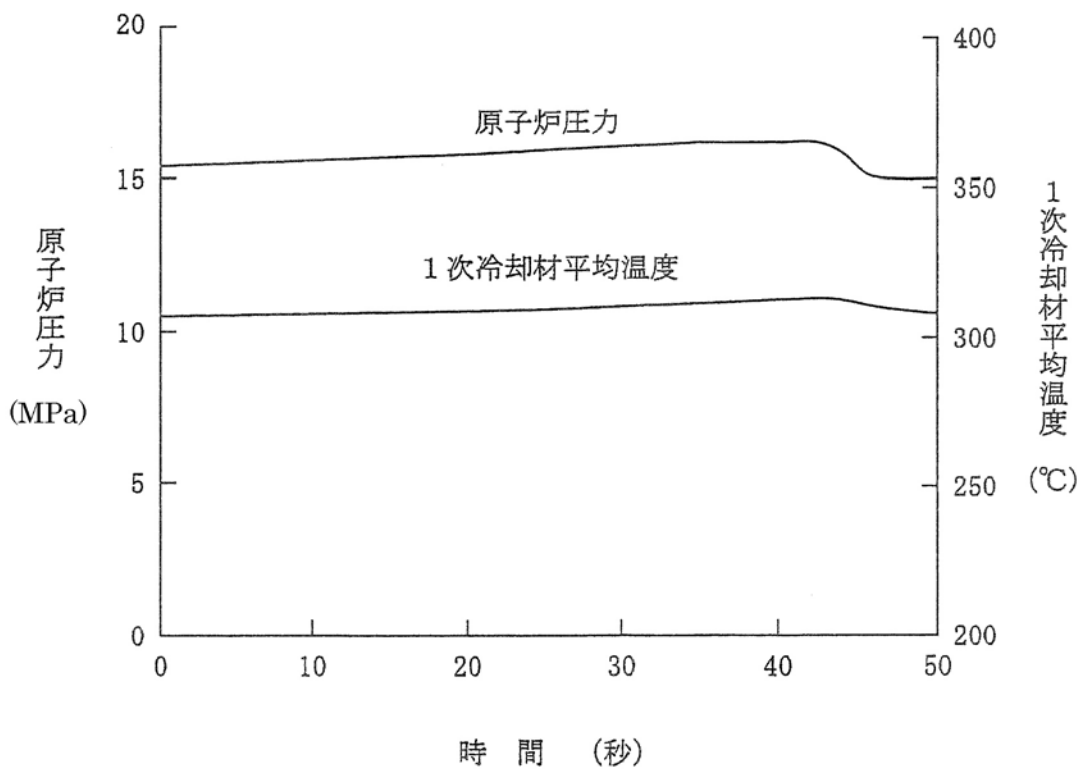
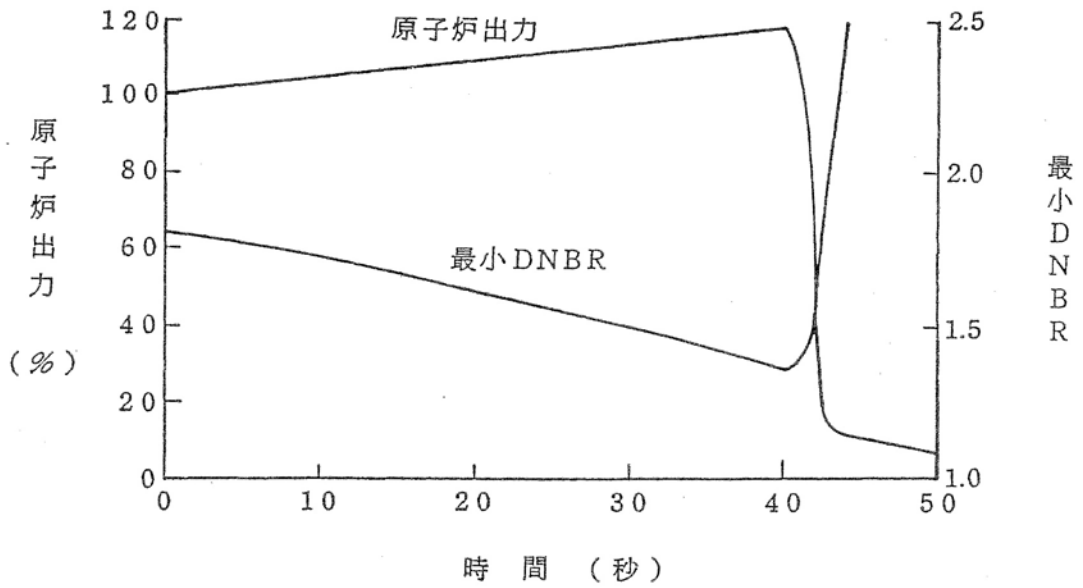
第1.15-92図 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き



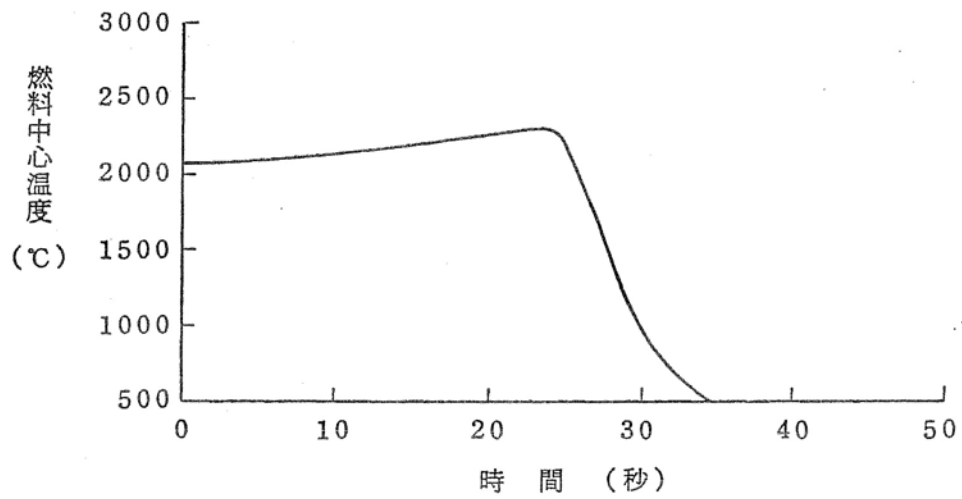
第1.15-93図 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き
一速い引き抜きの場合(1)



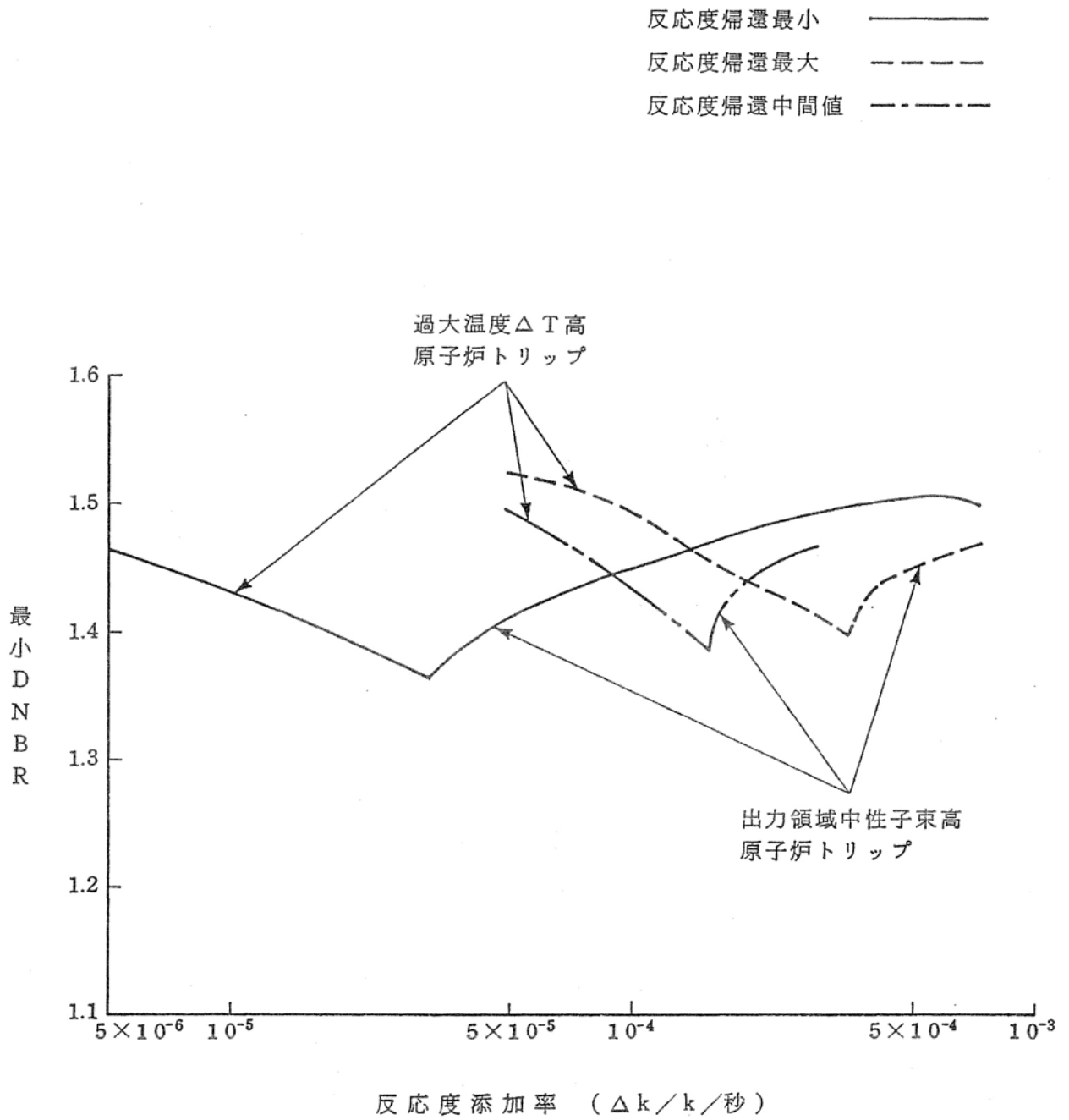
第1.15-94図 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き
一速い引き抜きの場合(2)



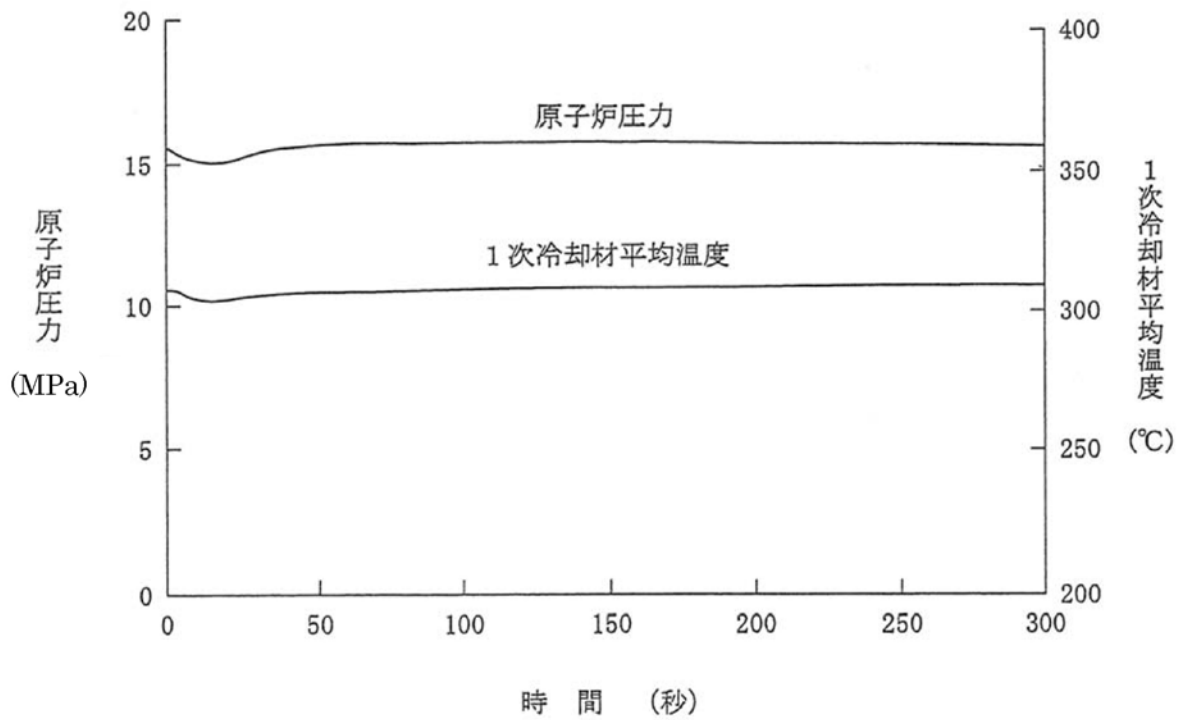
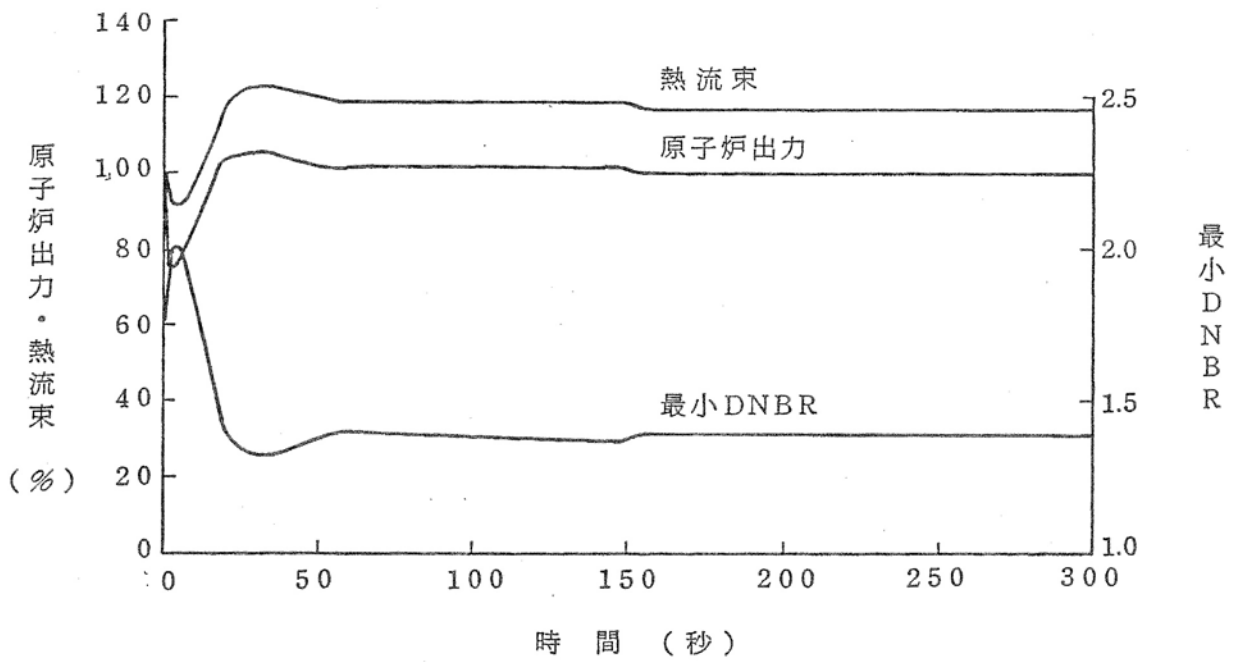
第1.15-95図 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き
—遅い引き抜きの場合(1)



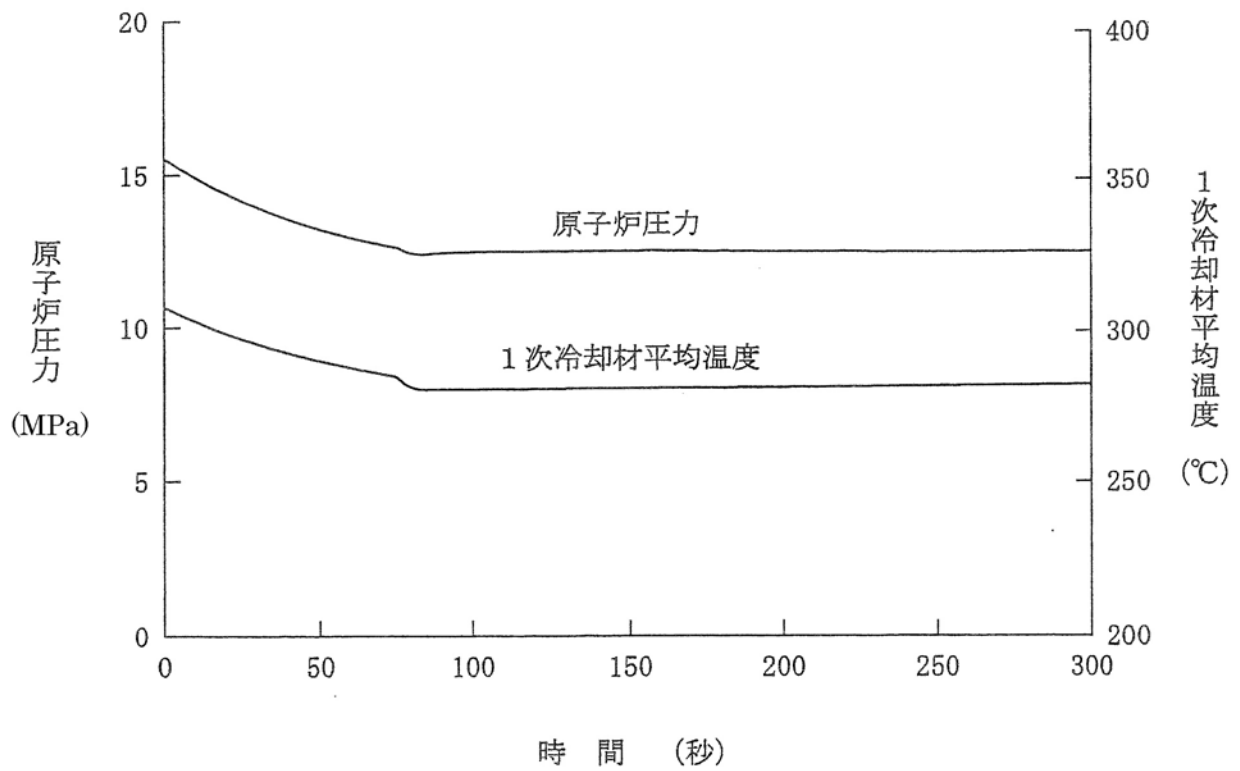
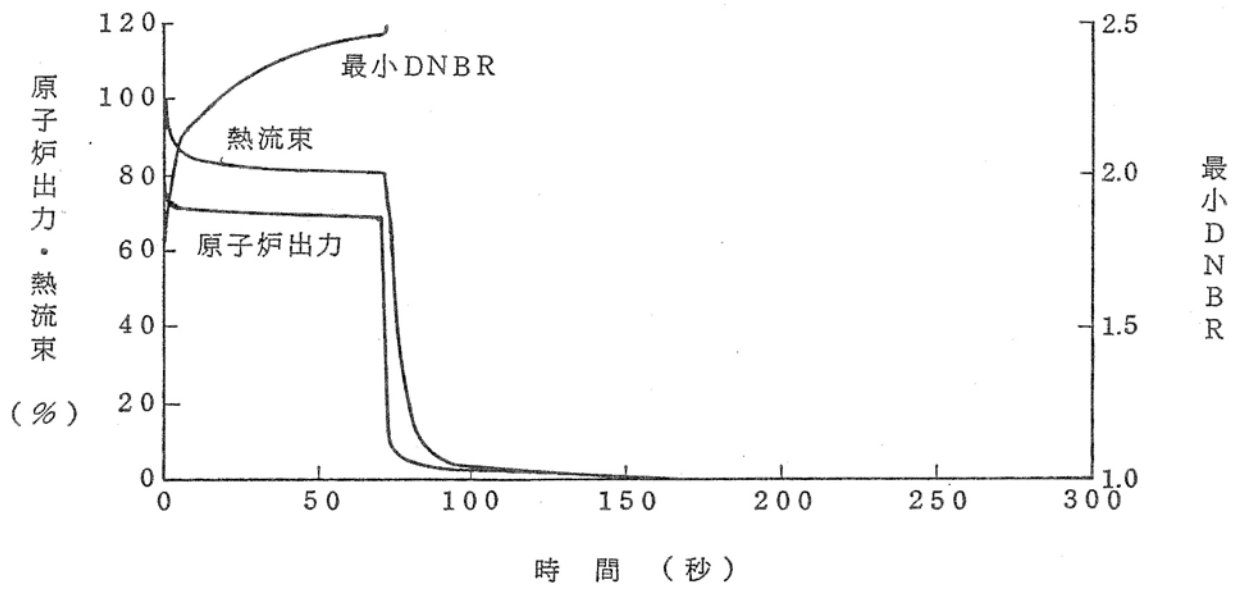
第1.15-96図 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き
—遅い引き抜きの場合(2)



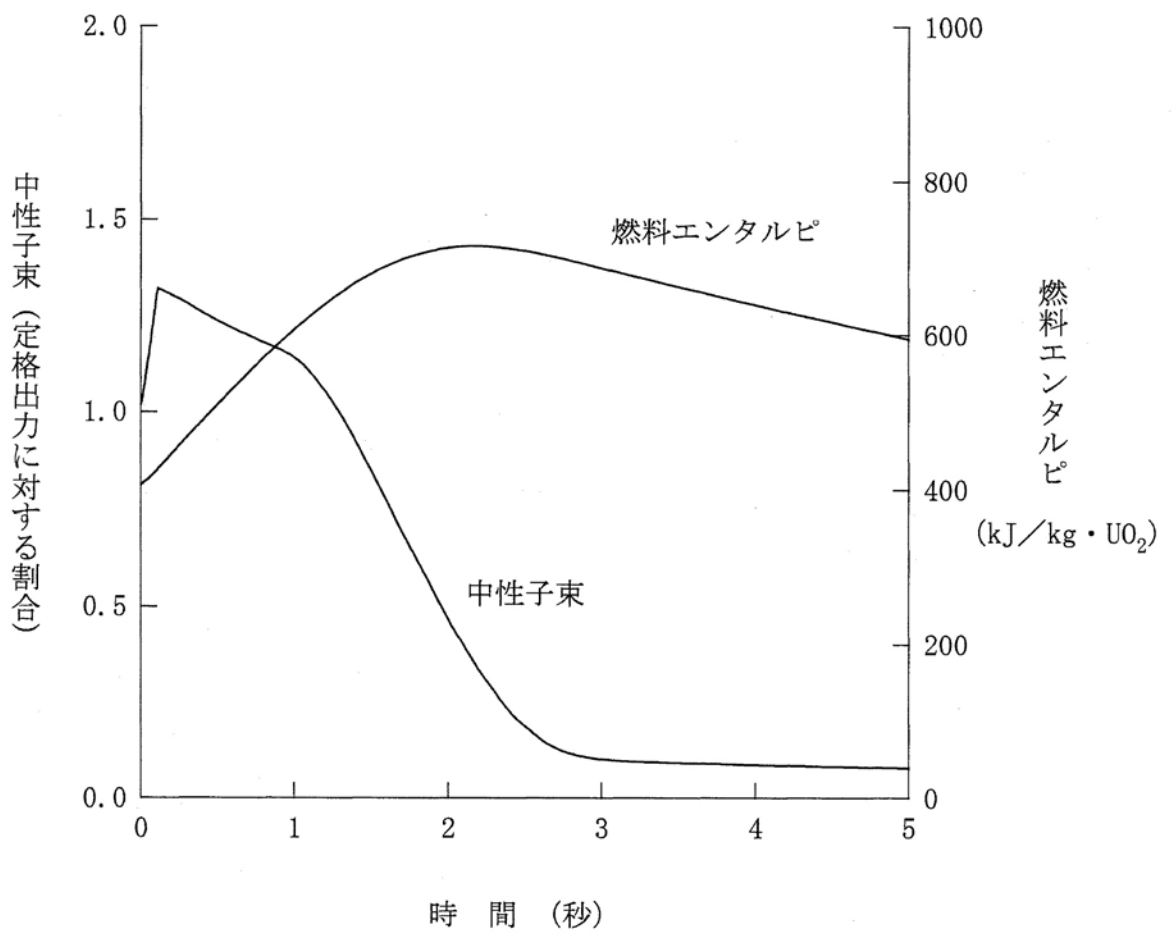
第1.15-97図 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き



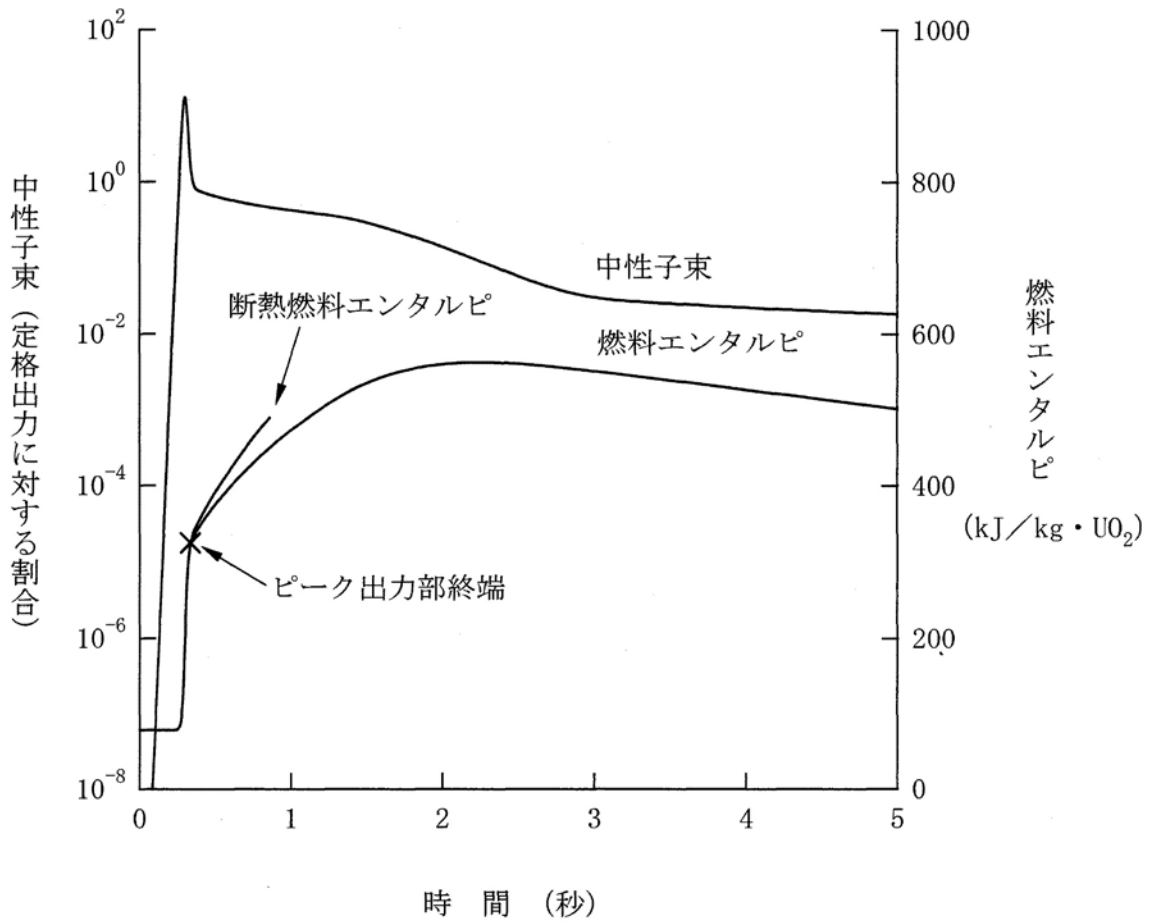
第1.15-98図 制御棒の落下—制御棒クラスタ自動制御運転



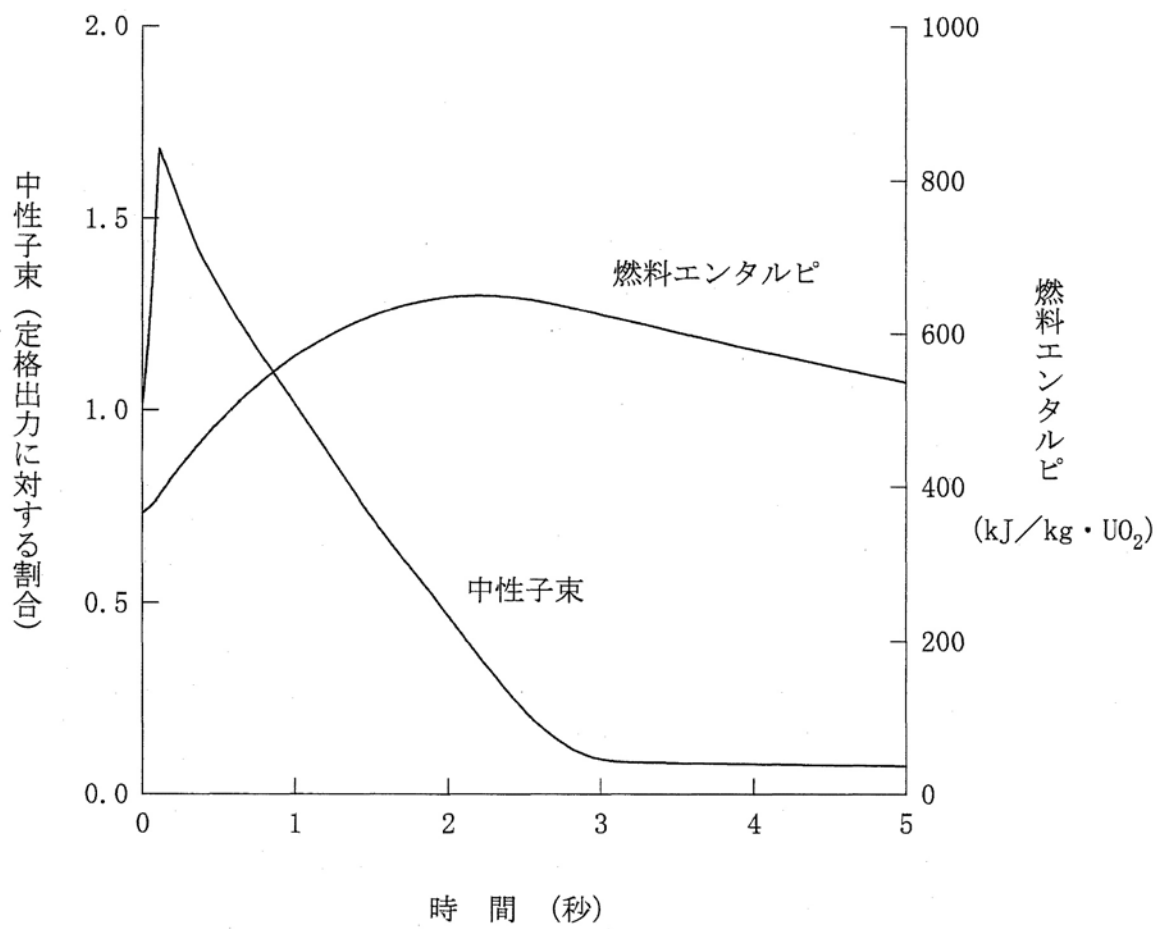
第1.15-99図 制御棒の落下—制御棒クラスタ手動制御運転



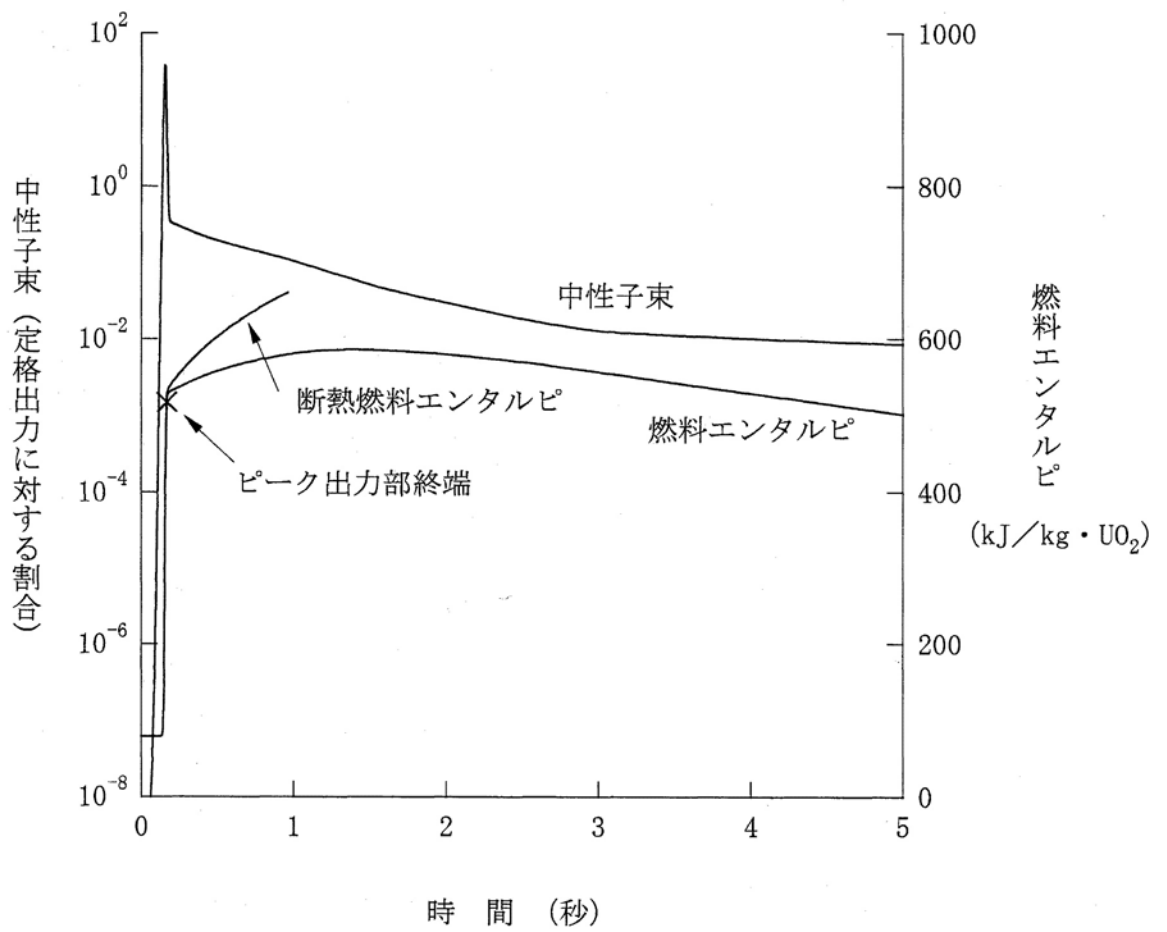
第1.15-100図 制御棒飛び出しーサイクル初期高温全出力ー燃料エンタルピー解析



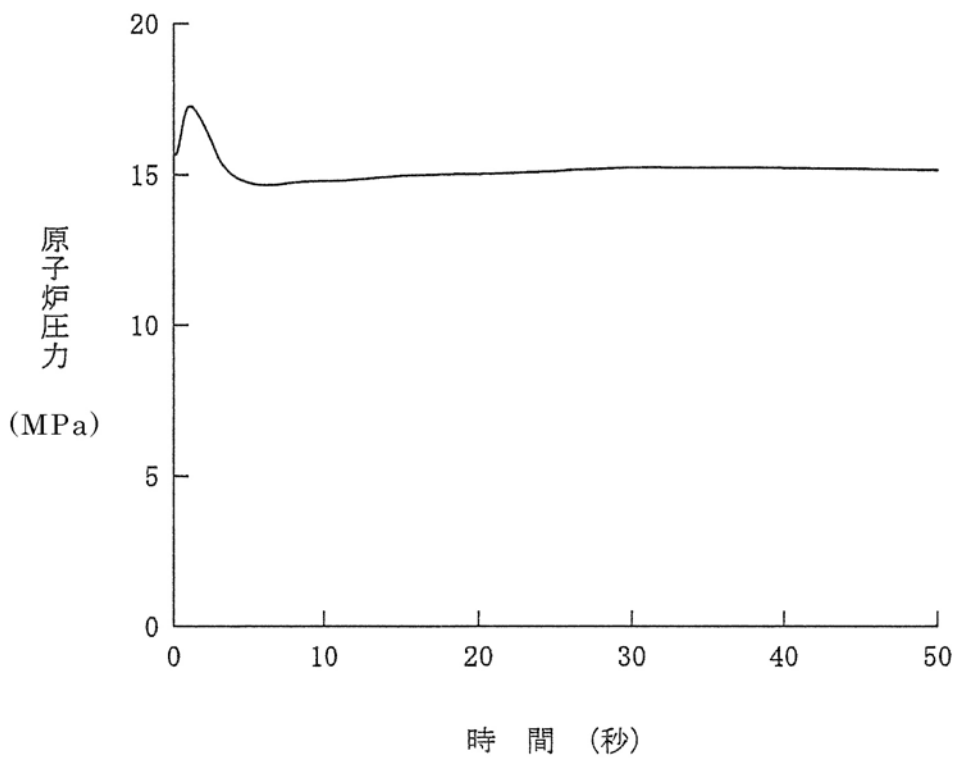
第1.15-101図 制御棒飛び出しサイクル初期高温零出力
—燃料エンタルピー解析



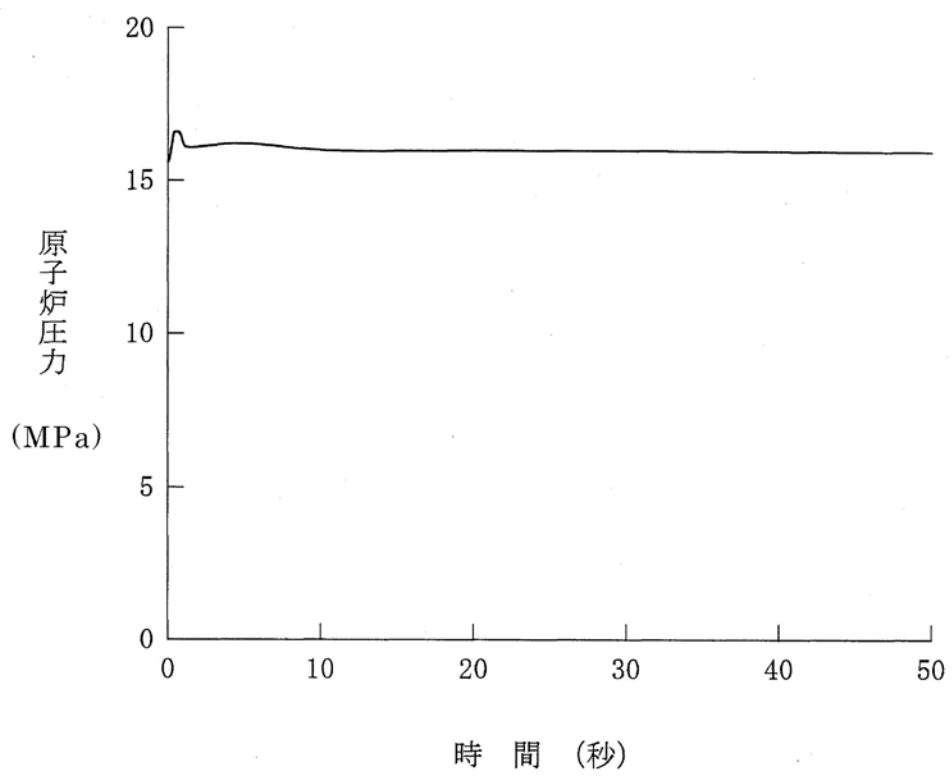
第1.15-102図 制御棒飛び出しーサイクル末期高温全出力ー燃料エンタルピー解析



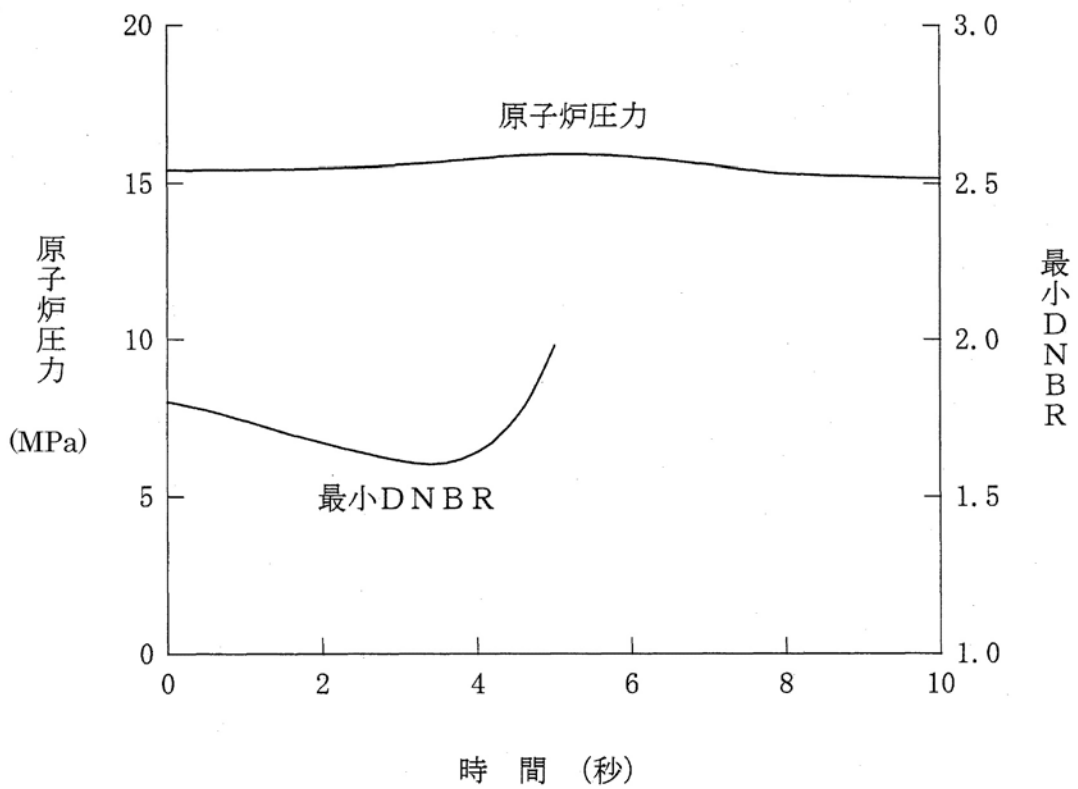
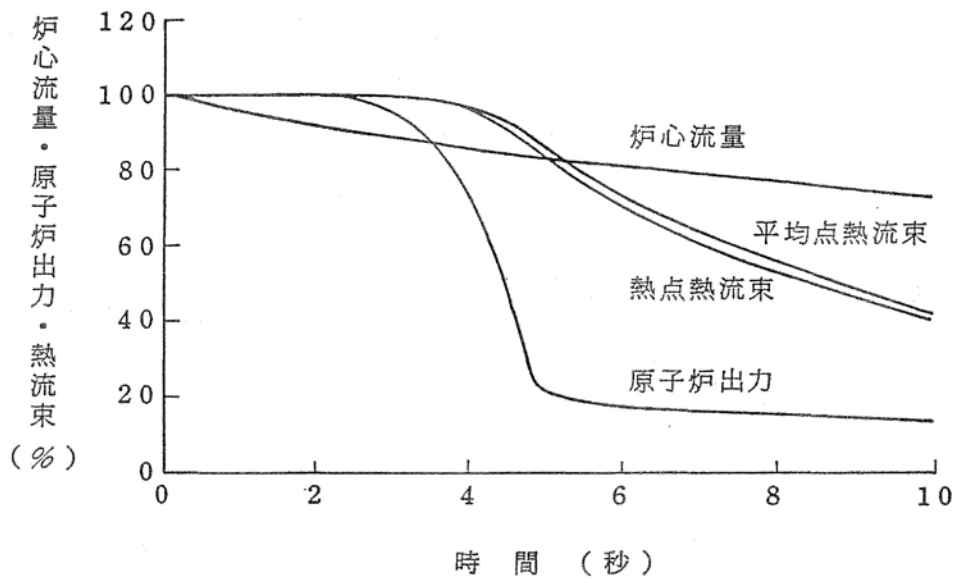
第1.15-103図 制御棒飛び出し—サイクル末期高温零出力—燃料エンタルピ解析



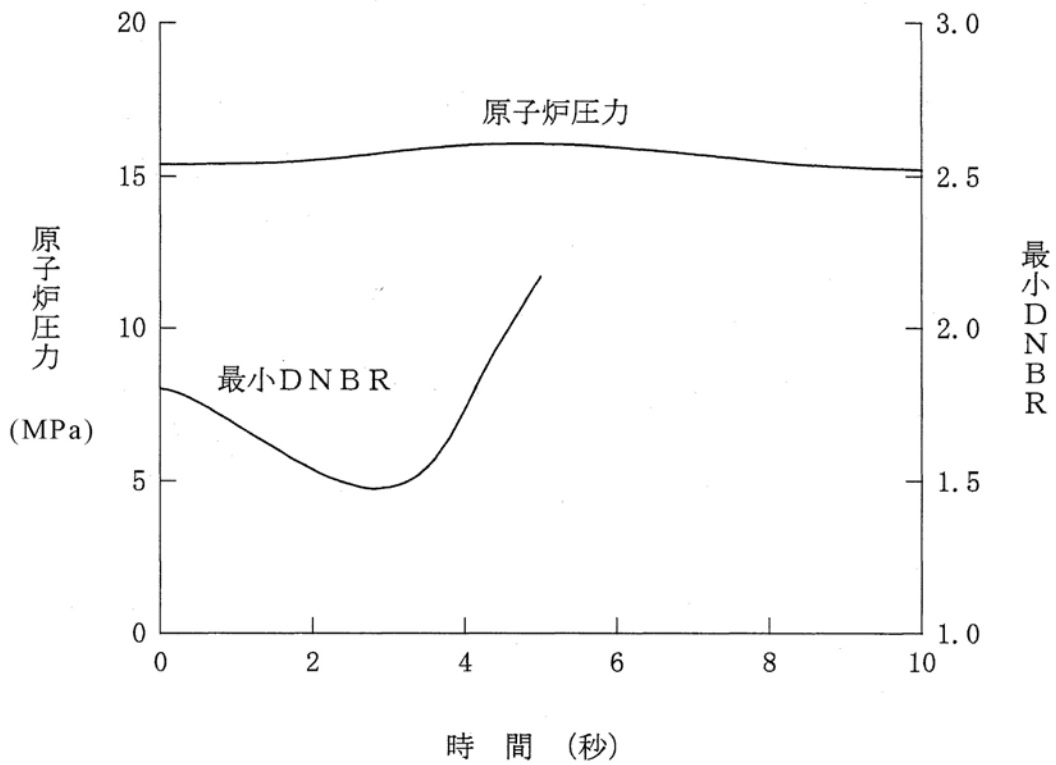
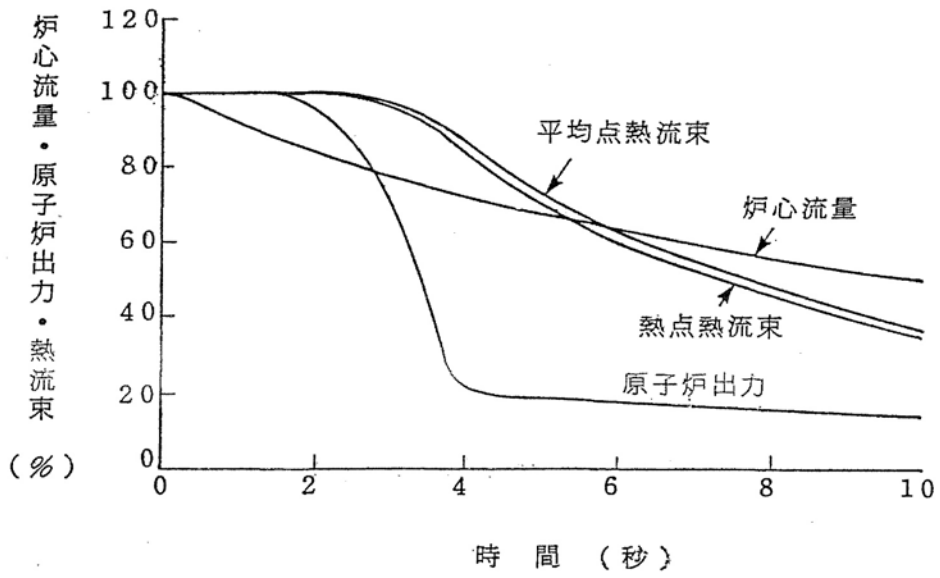
第1.15-104図 制御棒飛び出しーサイクル末期高温全出力ー圧力解析



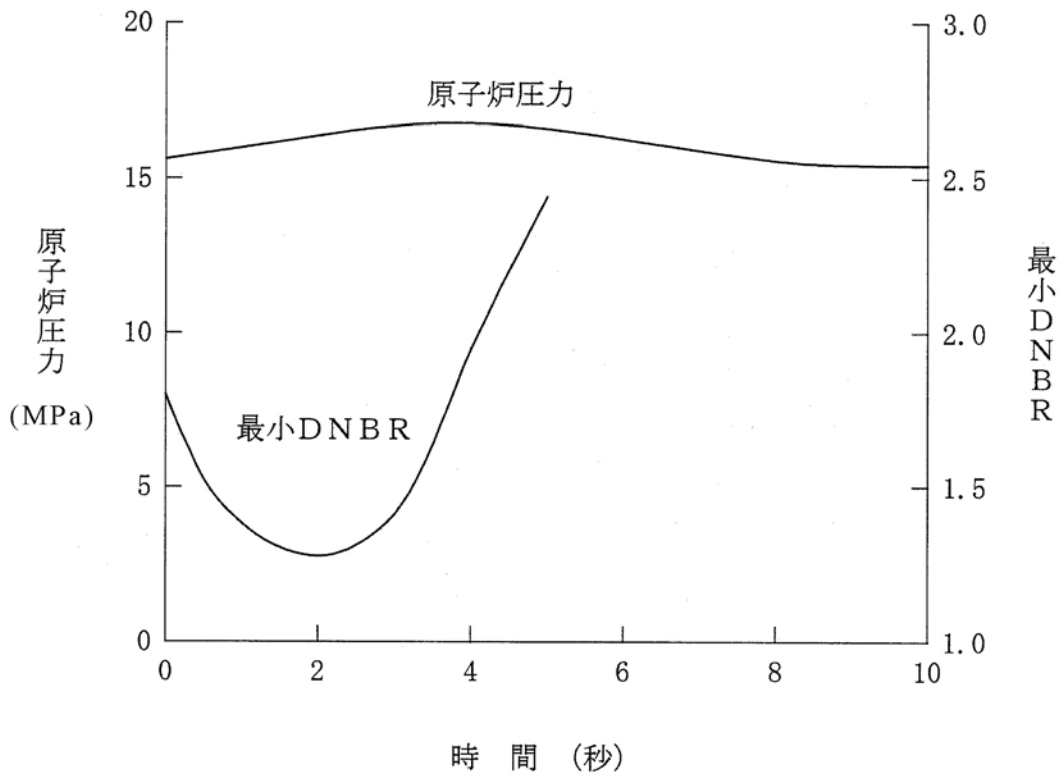
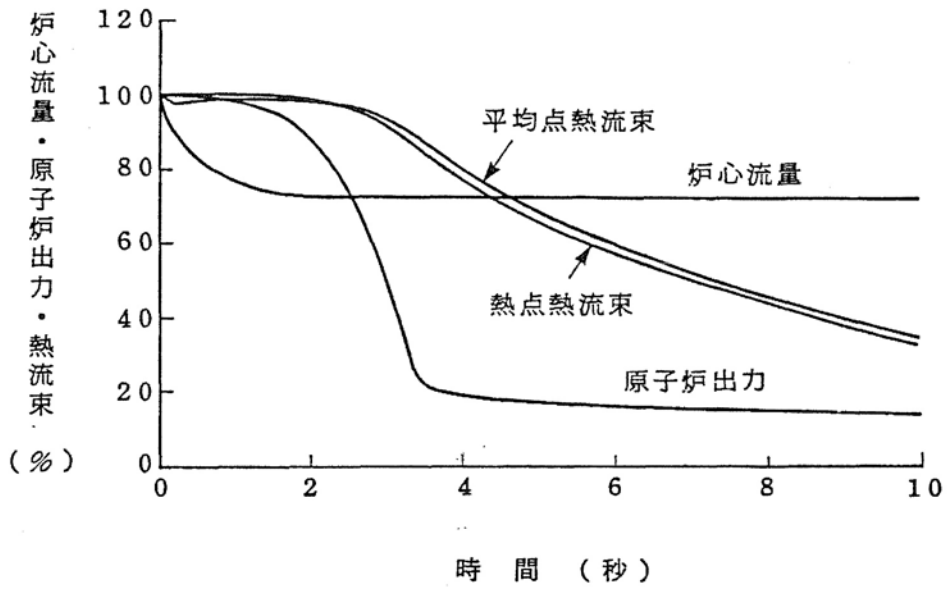
第1.15-105図 制御棒飛び出しーサイクル末期高温零出力ー圧力解析



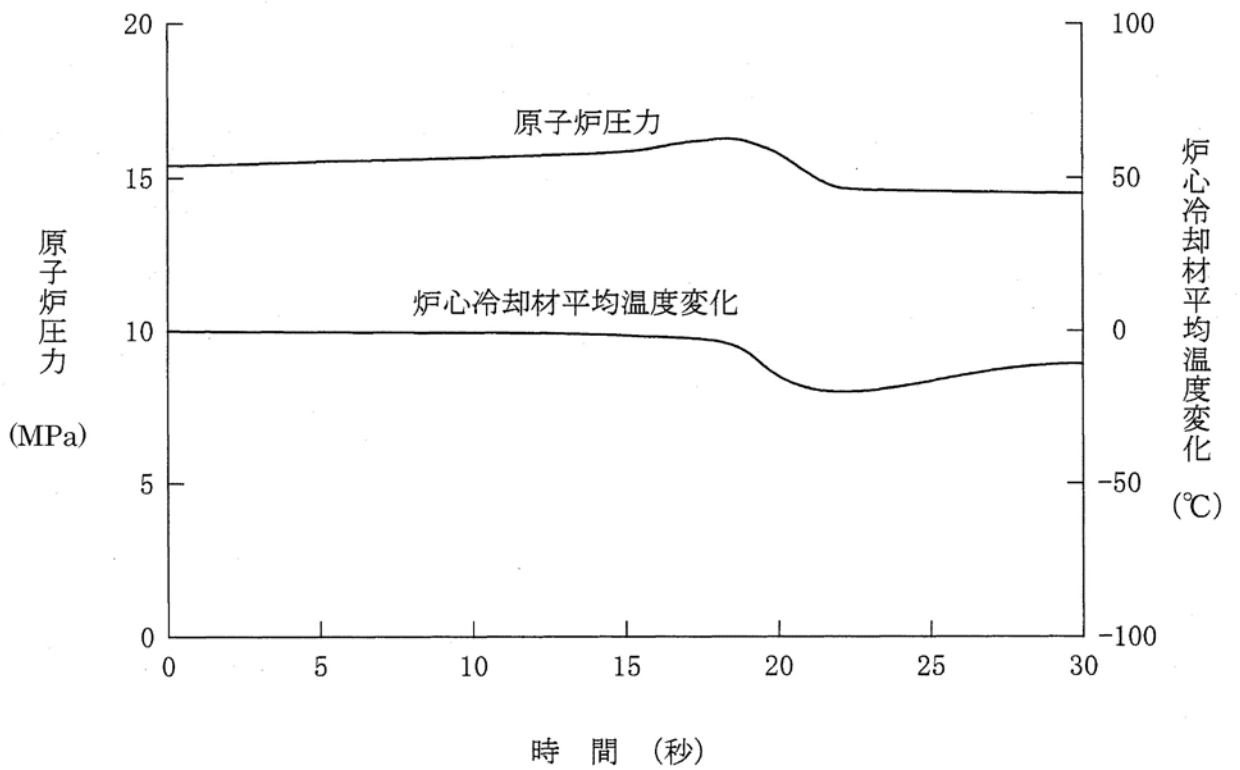
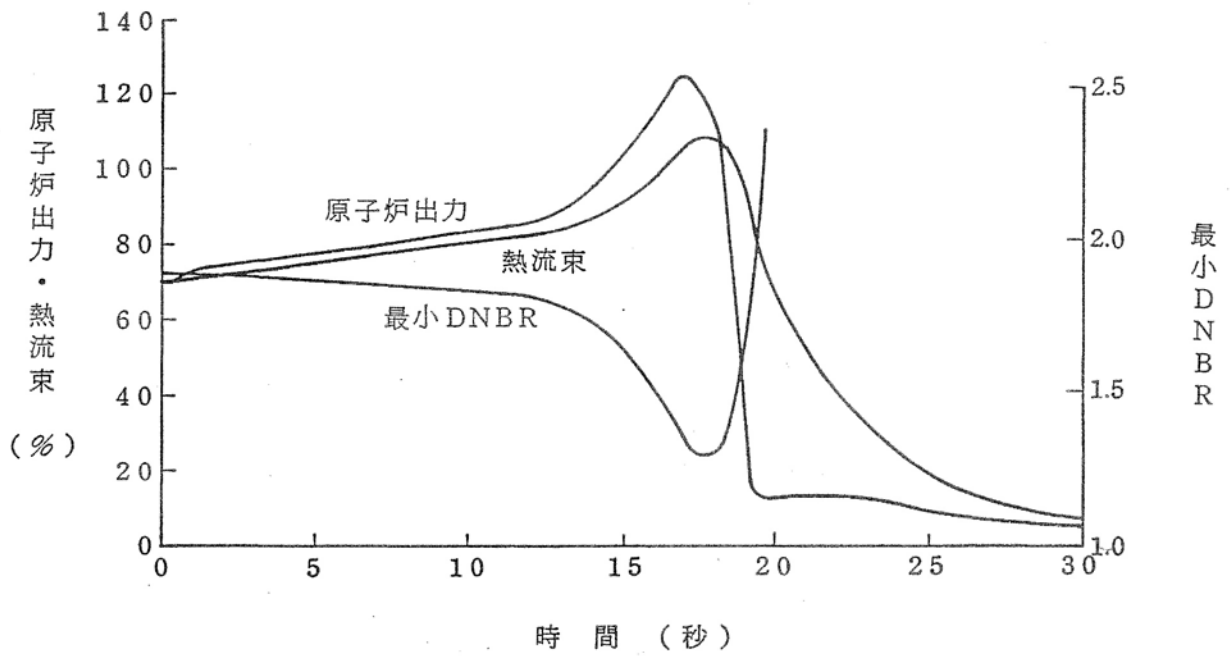
第1.15-106図 原子炉冷却材流量の部分喪失



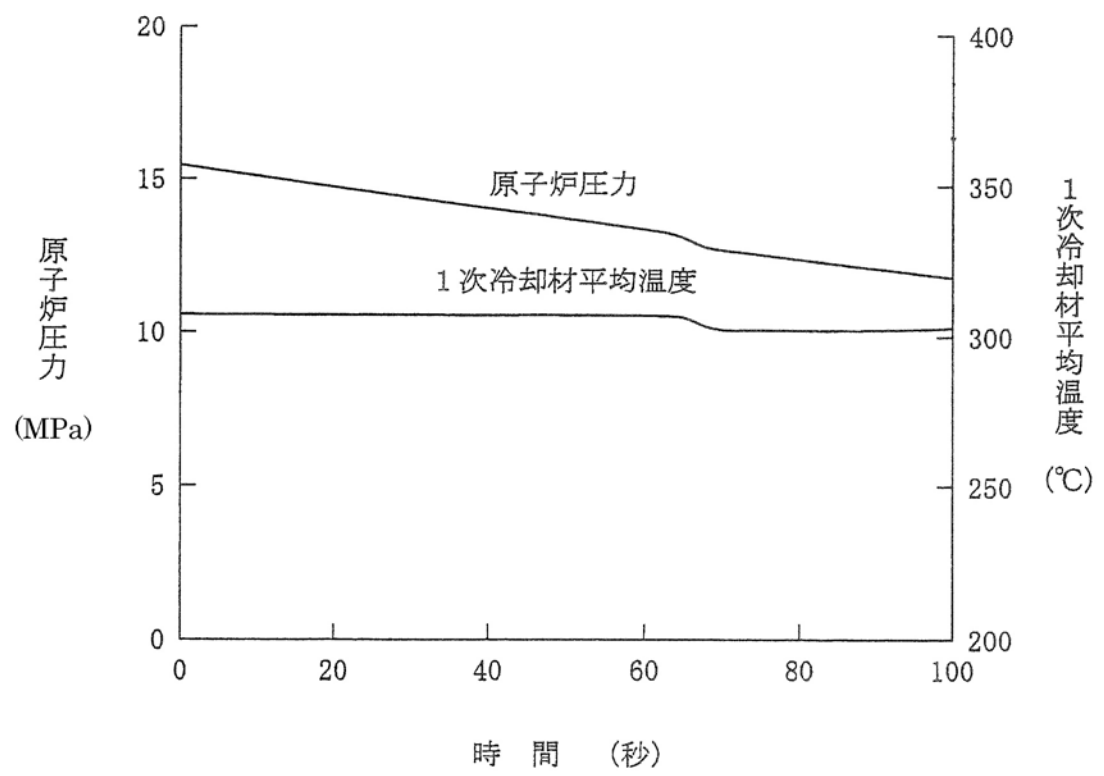
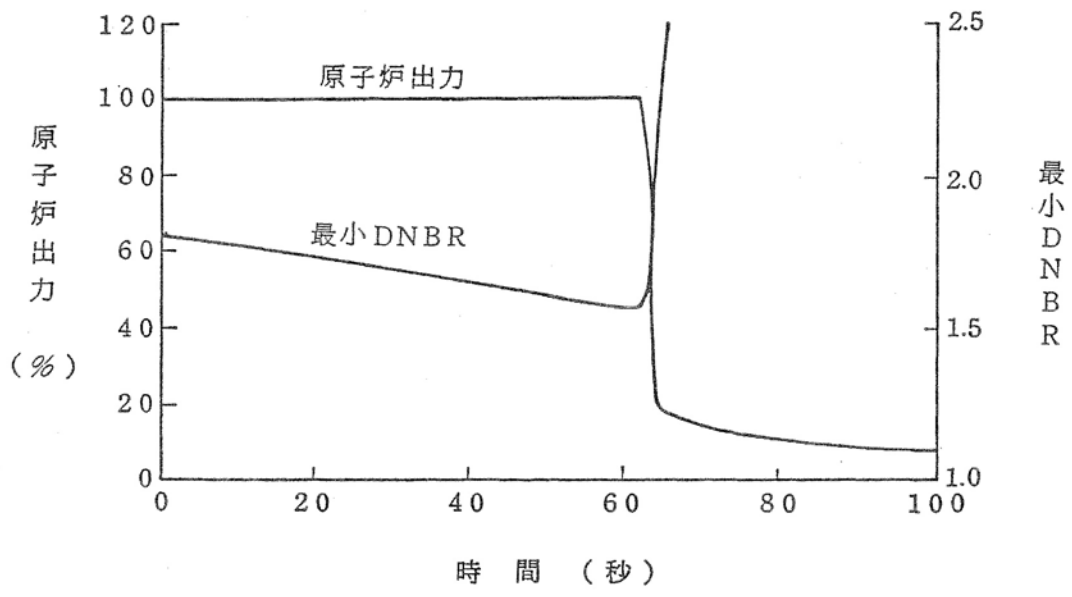
第1.15-107図 原子炉冷却材流量の喪失



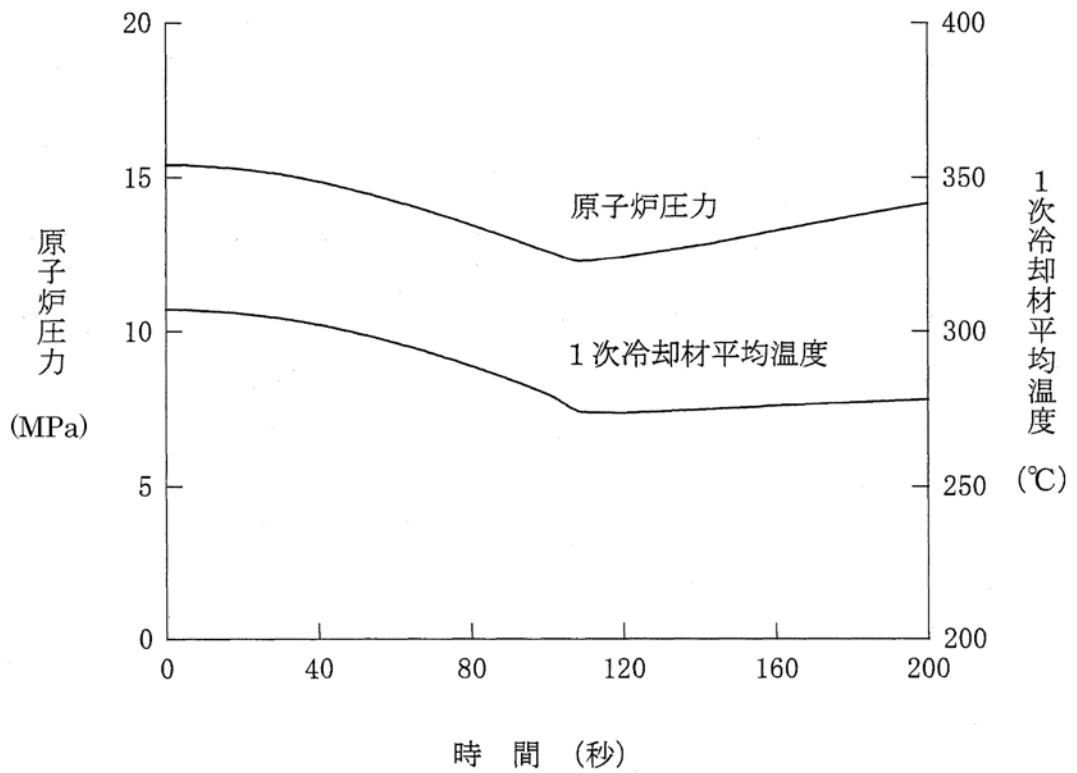
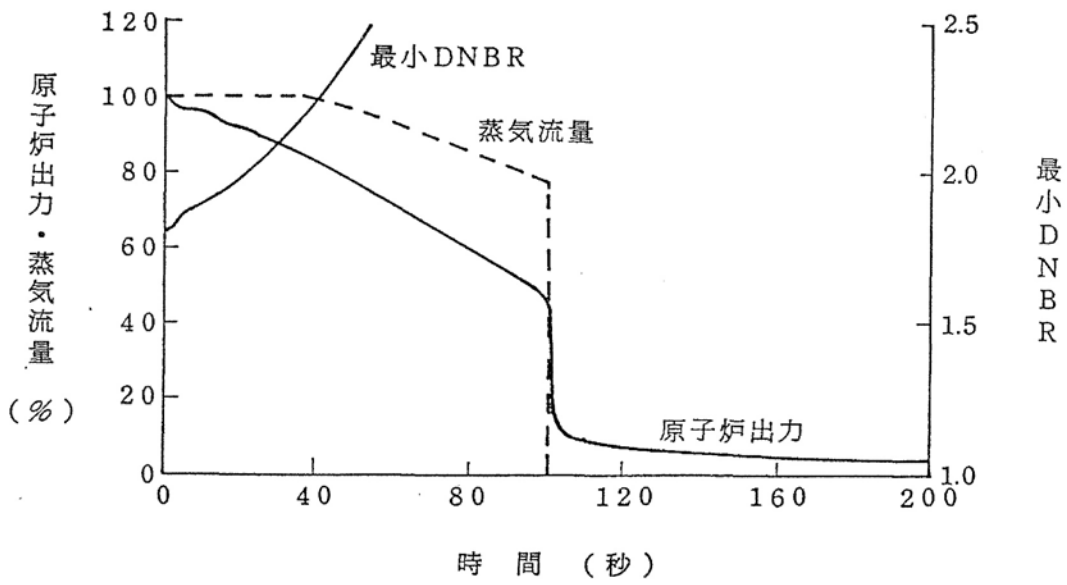
第1.15-108図 原子炉冷却材ポンプの軸固着



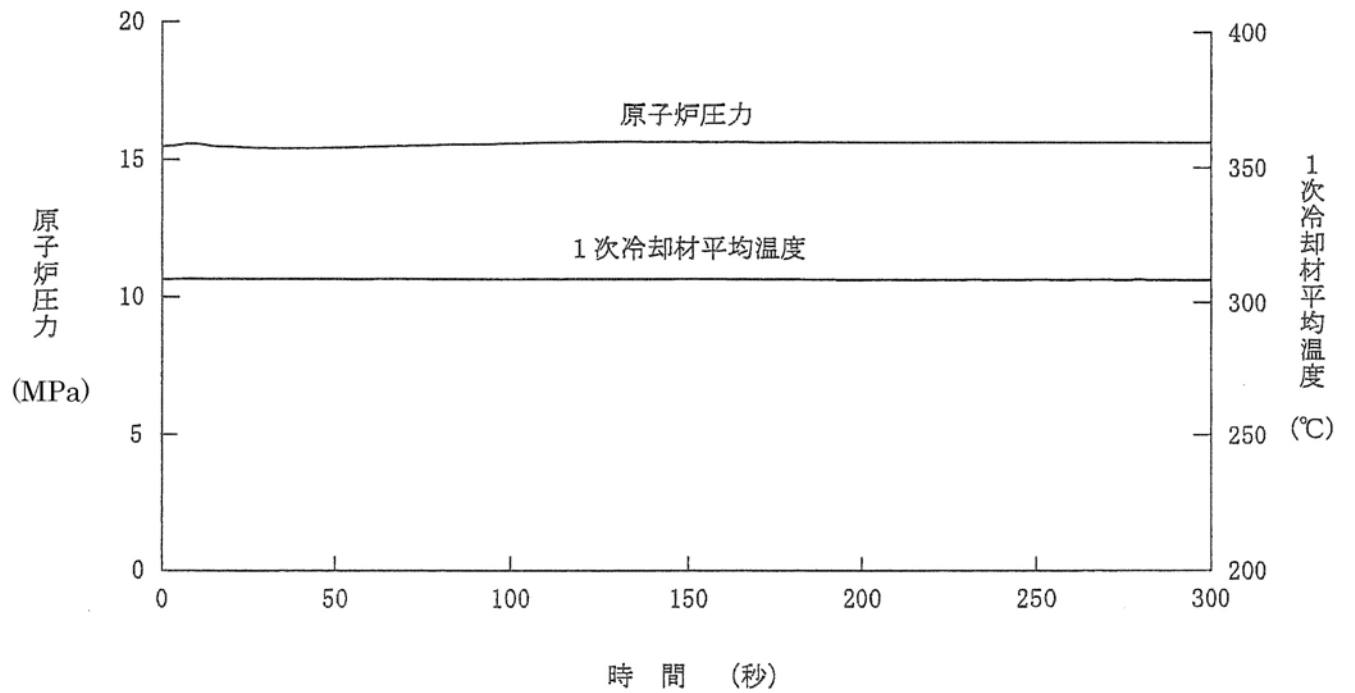
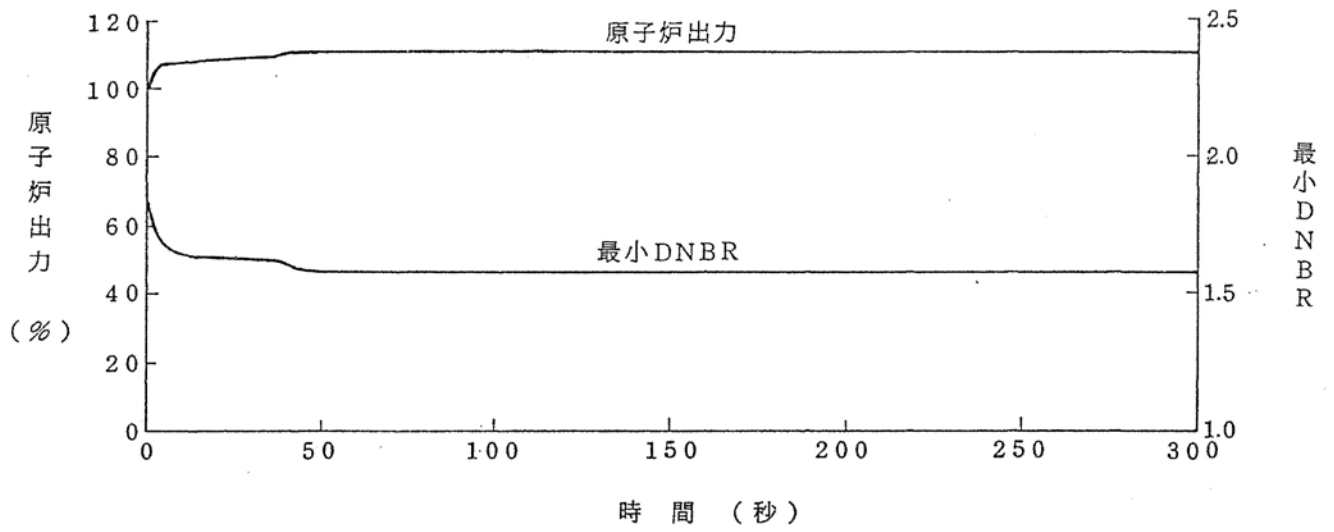
第1.15-109図 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動



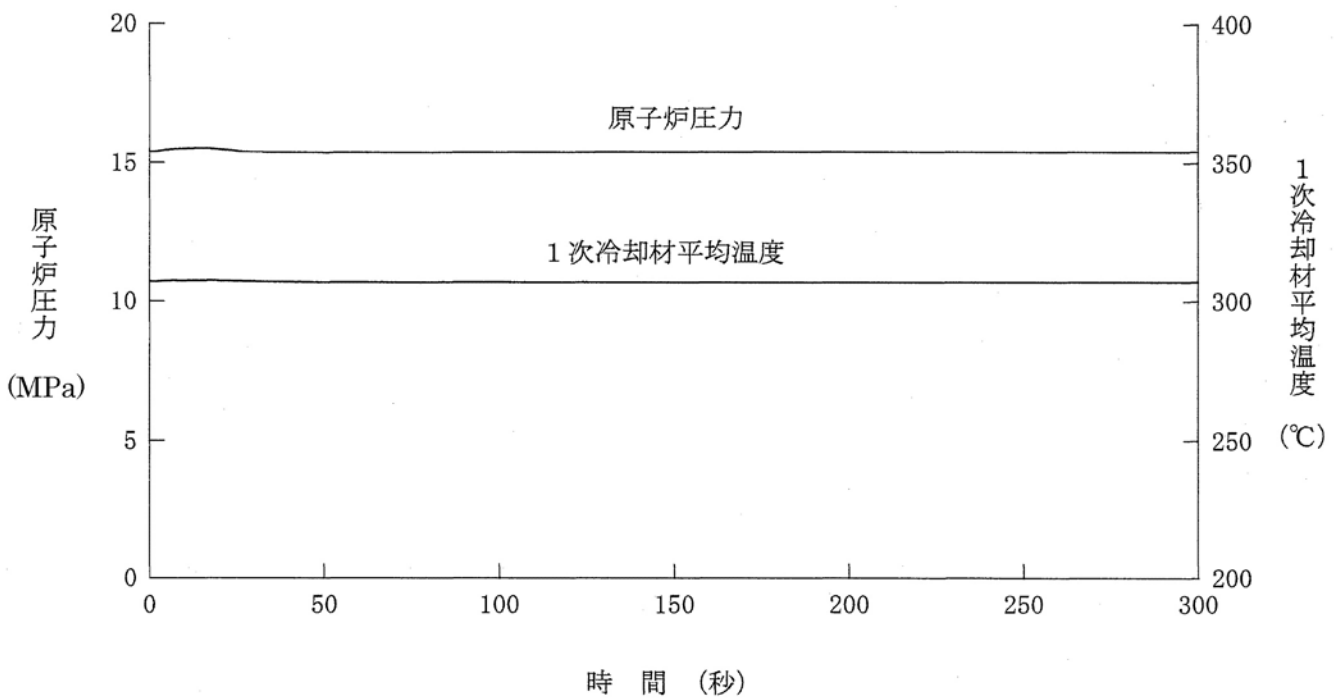
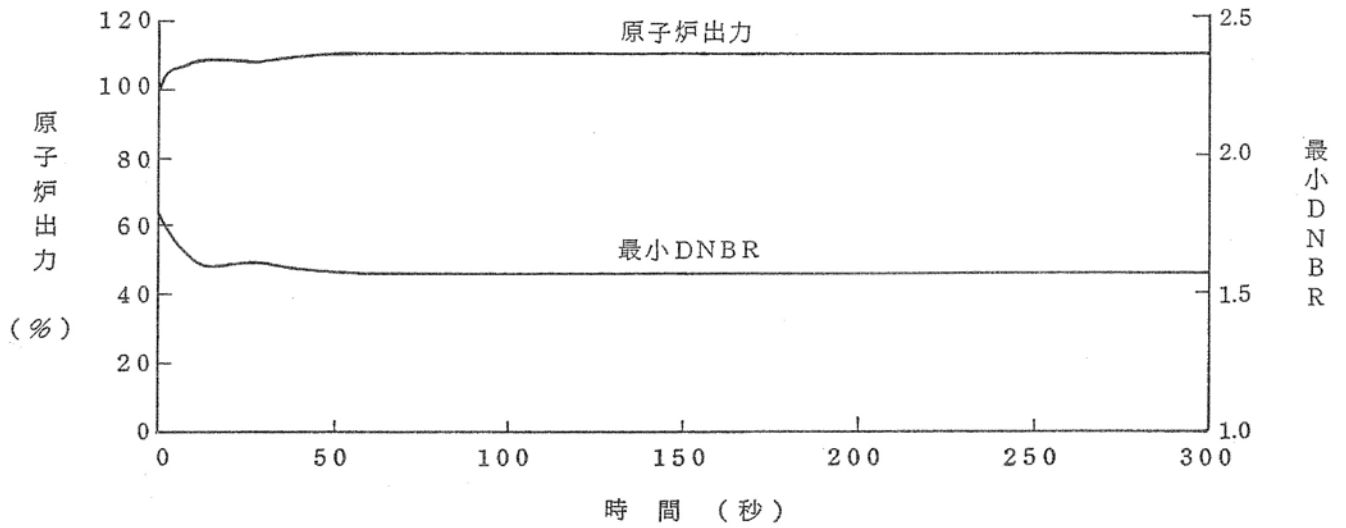
第1.15-110図 原子炉冷却材系の異常な減圧



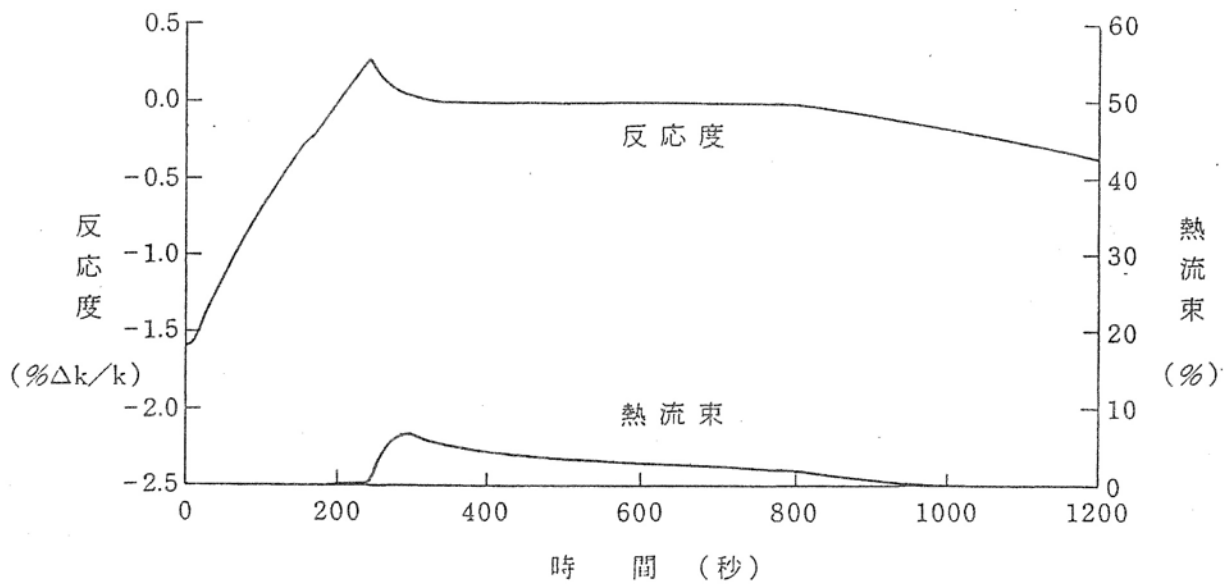
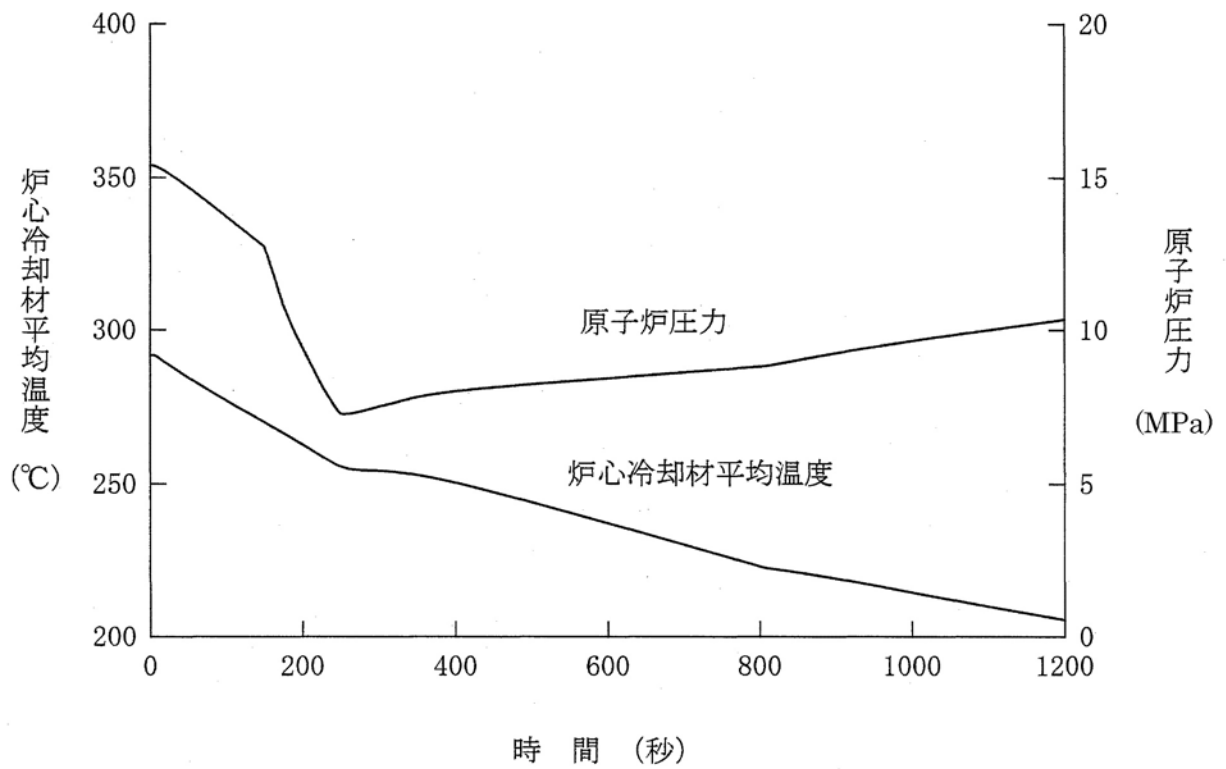
第1.15-111図 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動



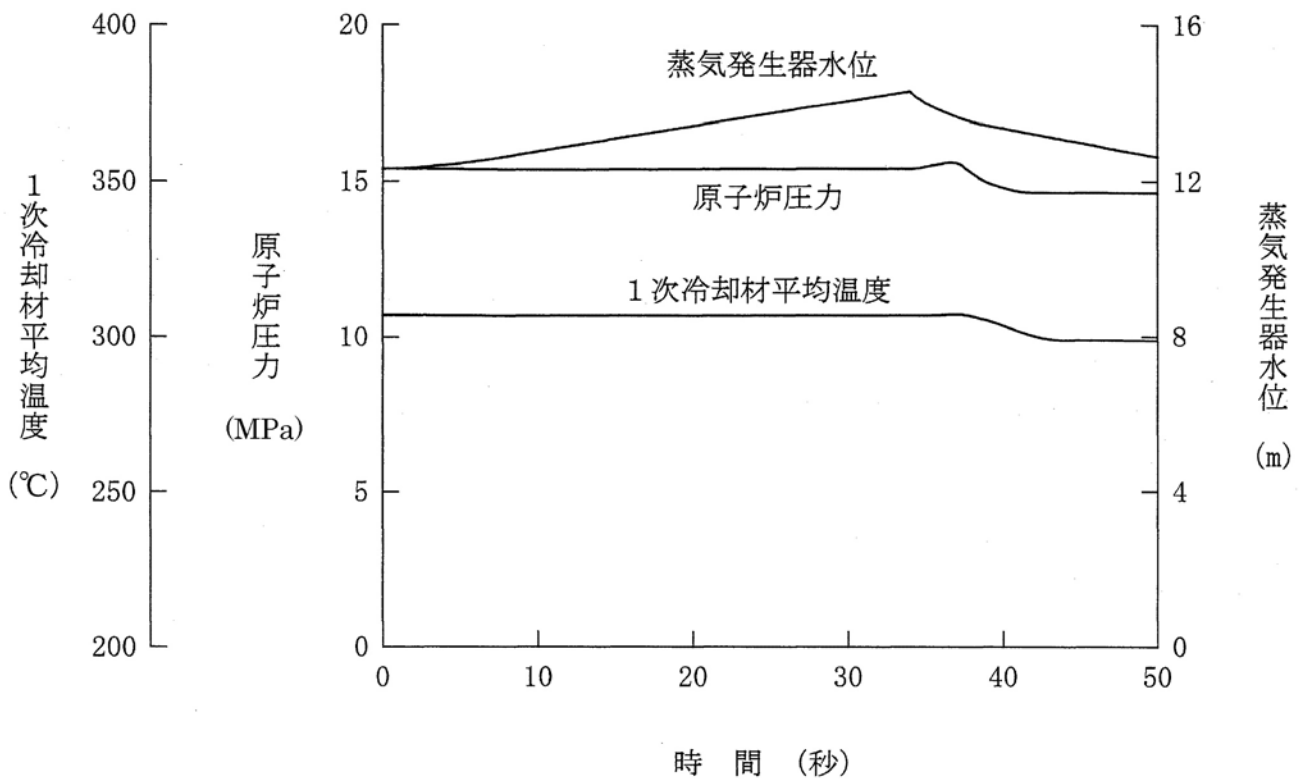
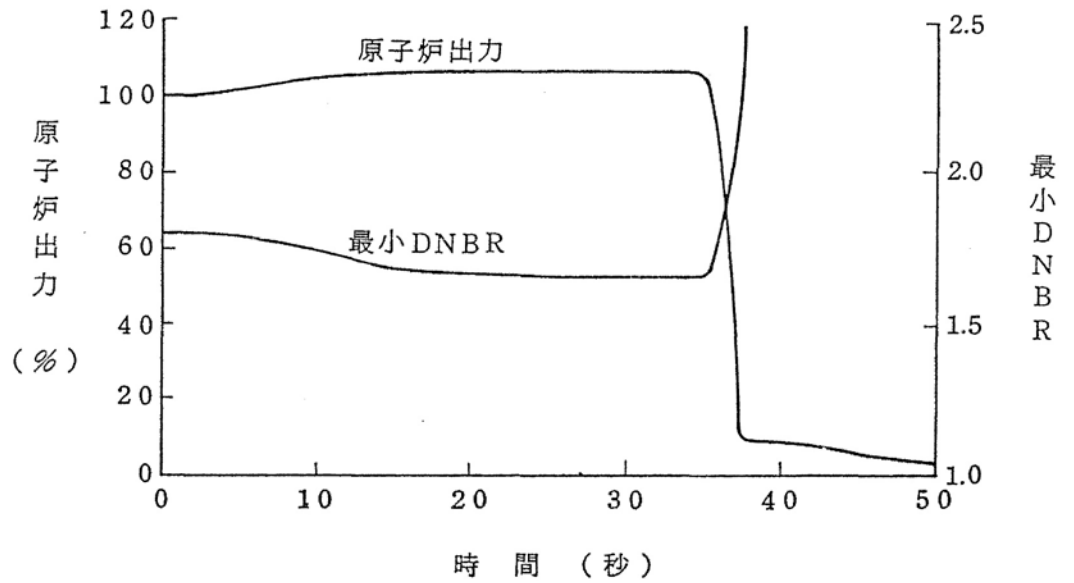
第1.15-112図 蒸気負荷の異常な増加ーケースC
(自動運転・サイクル初期)



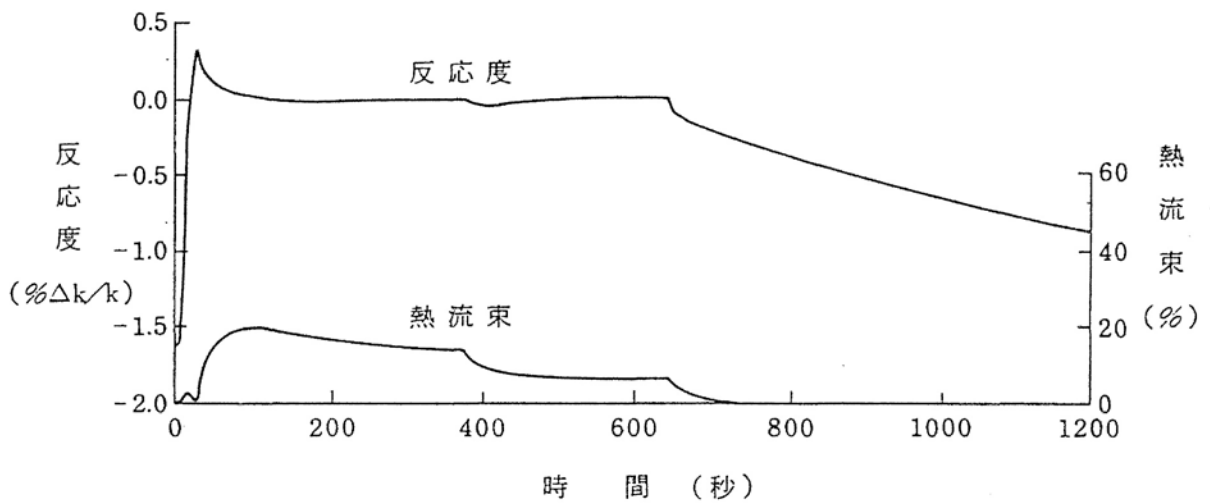
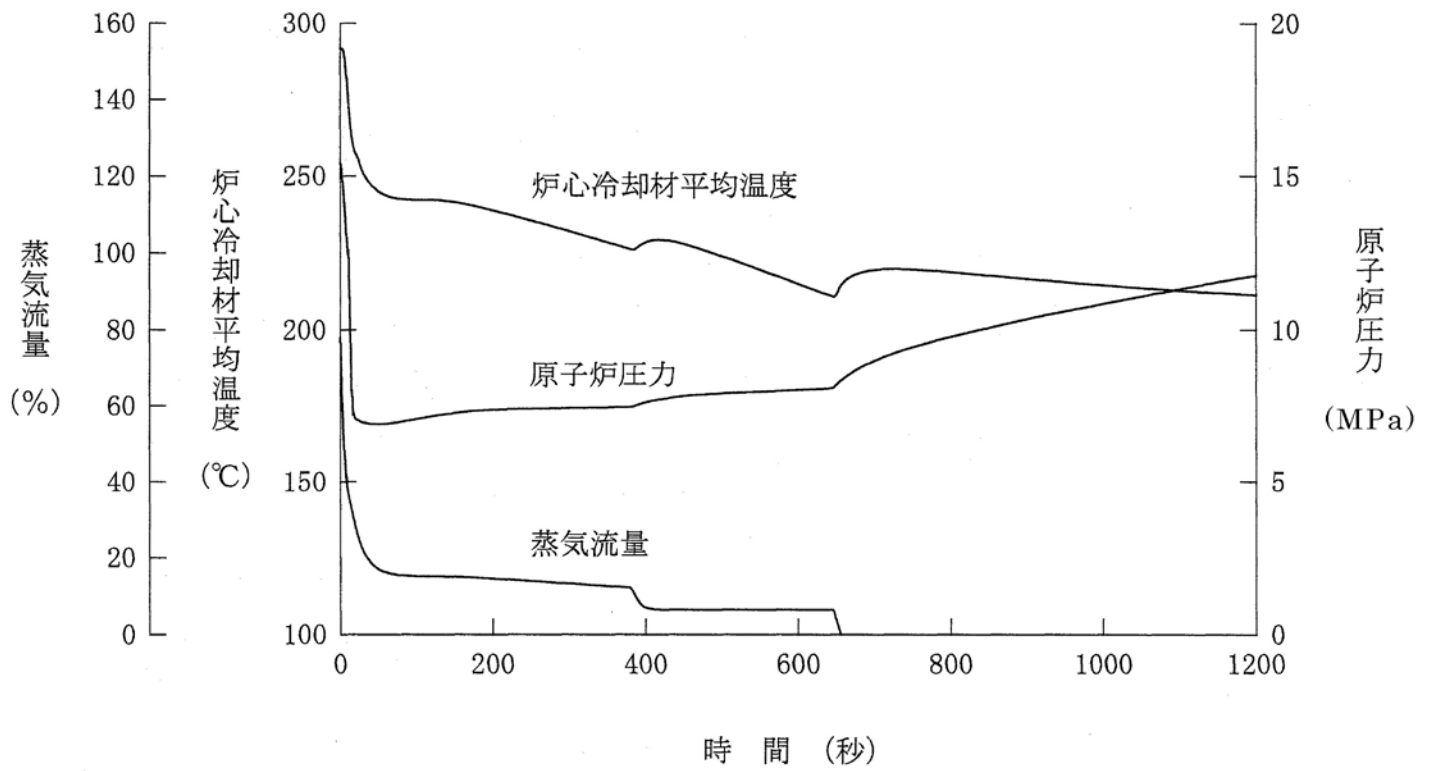
第1.15-113図 蒸気負荷の異常な増加ーケースD
(自動運転・サイクル末期)



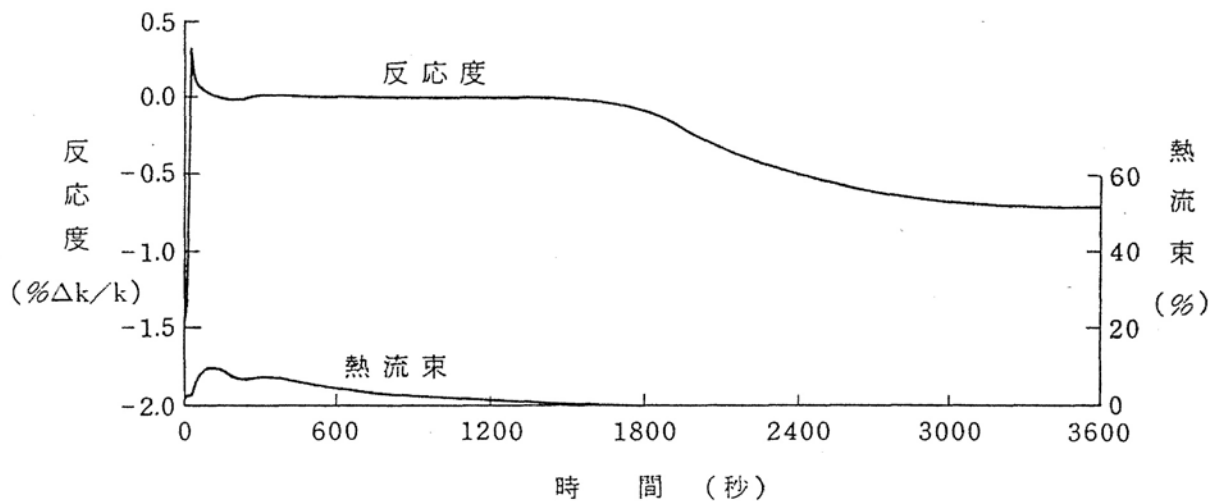
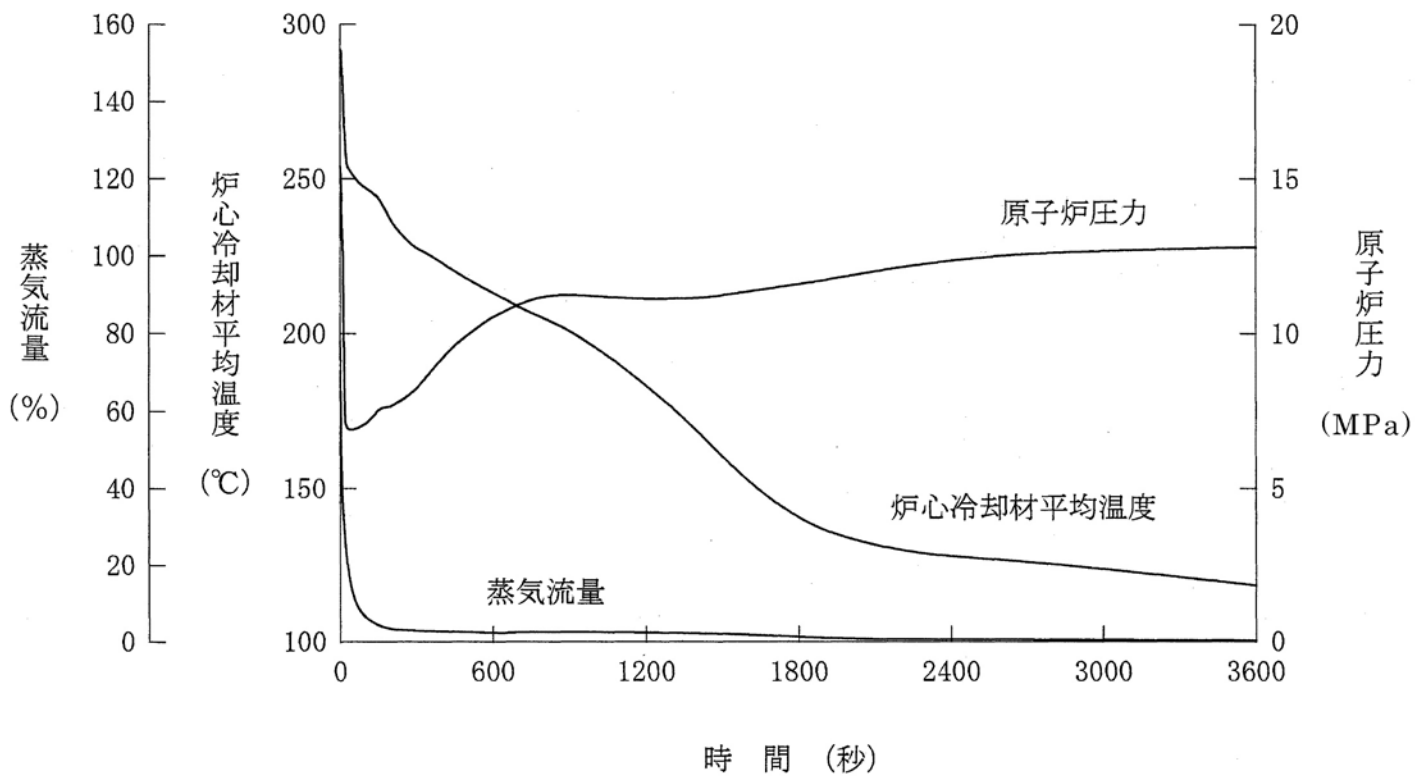
第1.15-114図 2次冷却系の異常な減圧



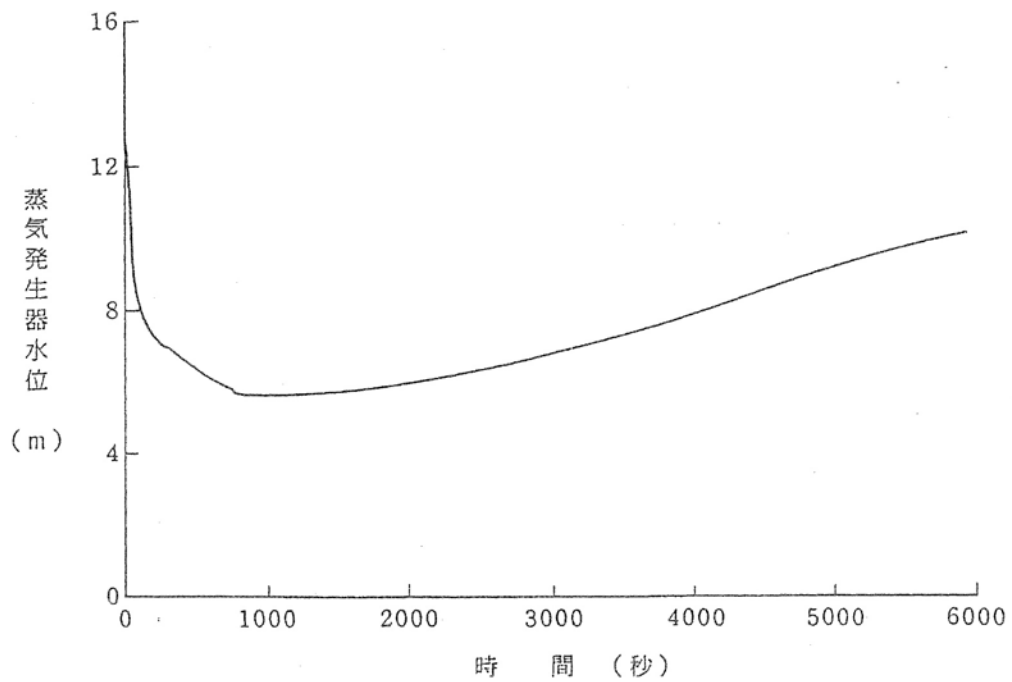
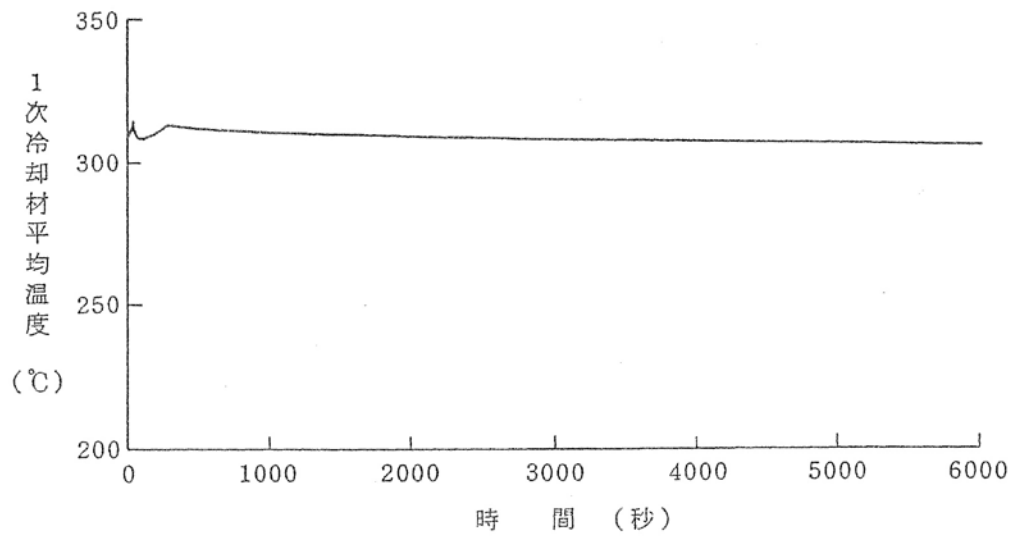
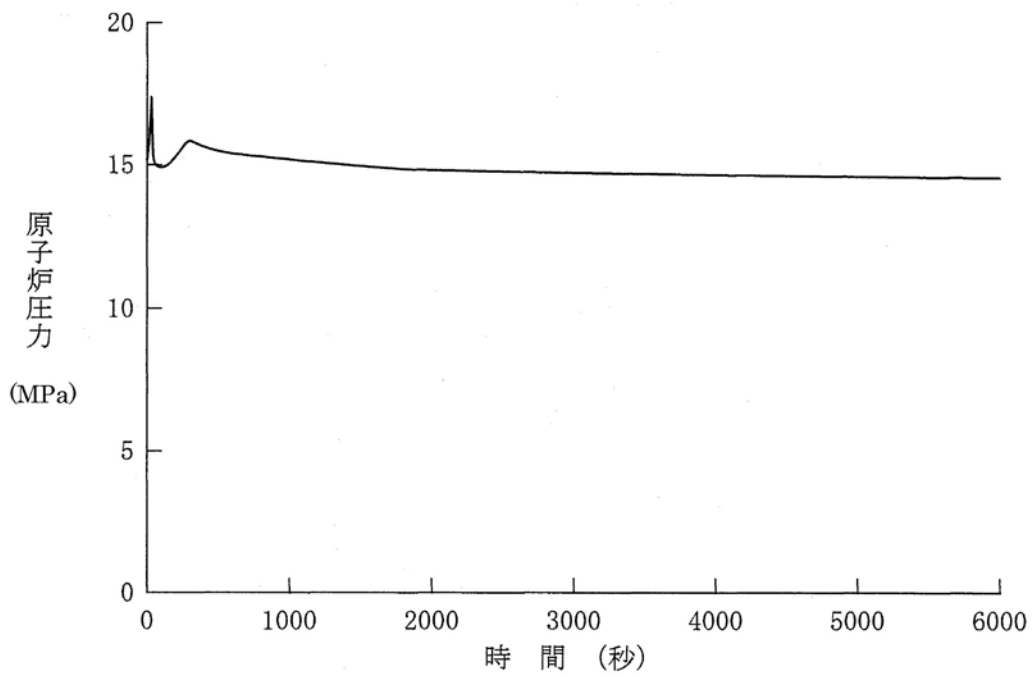
第1.15-115図 蒸気発生器への過剰給水



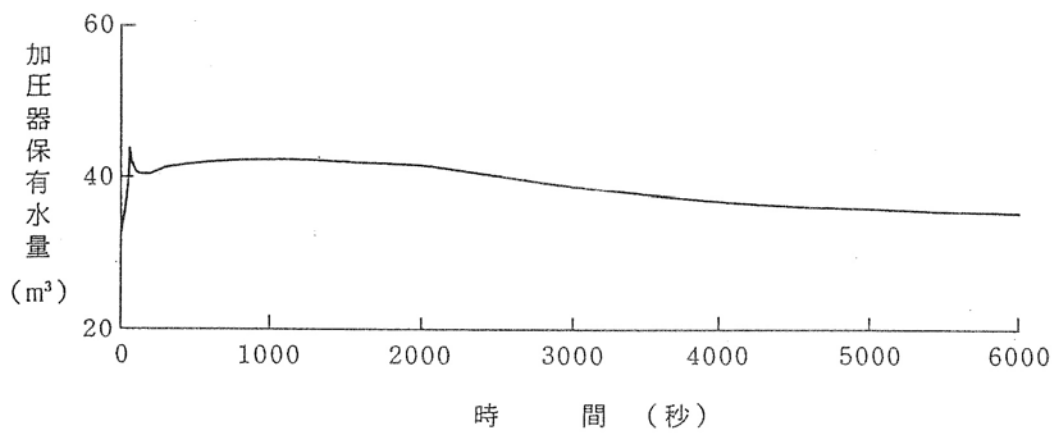
第1.15-116図 主蒸気管破断一ケースA(外部電源あり)



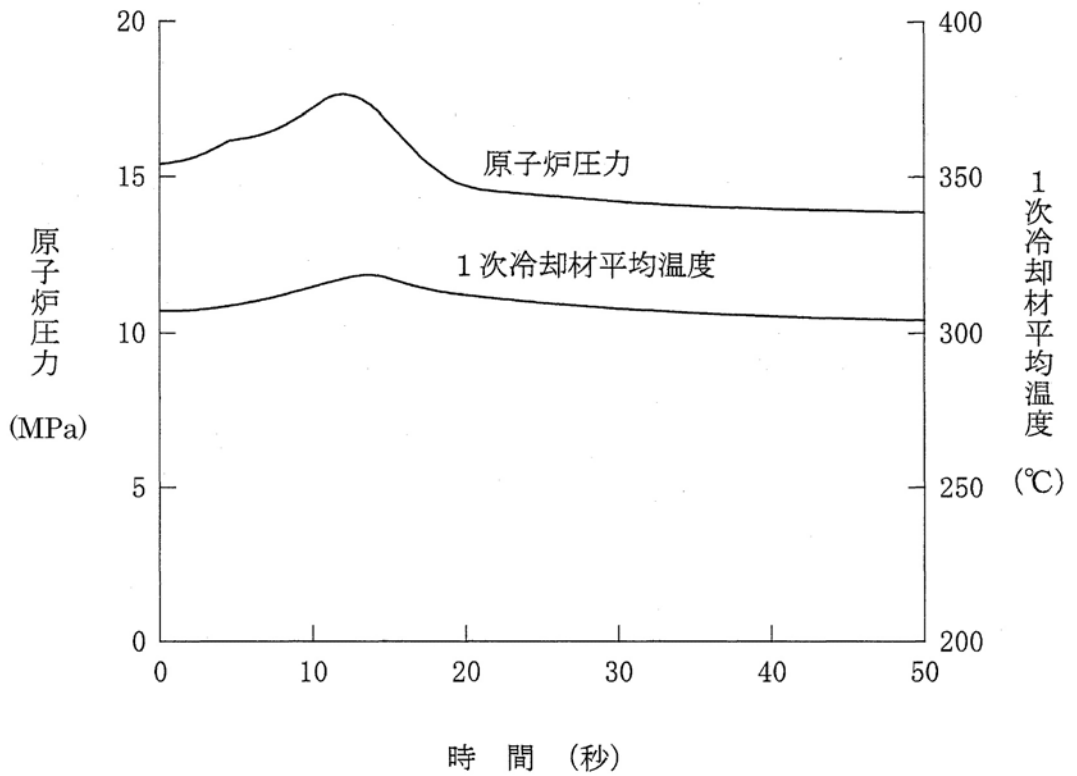
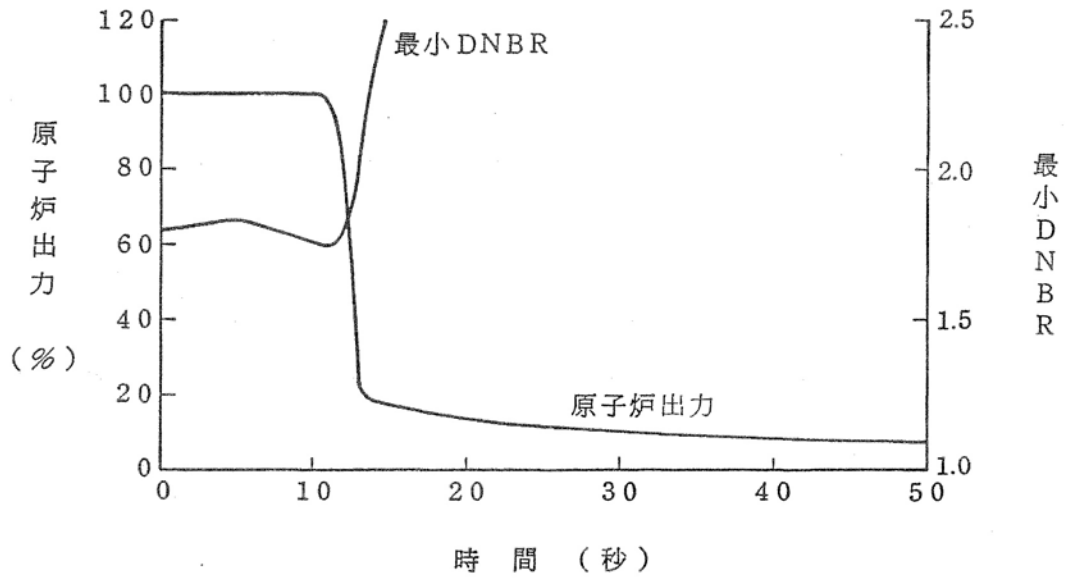
第1.15-117図 主蒸気管破断一ケースB(外部電源なし)



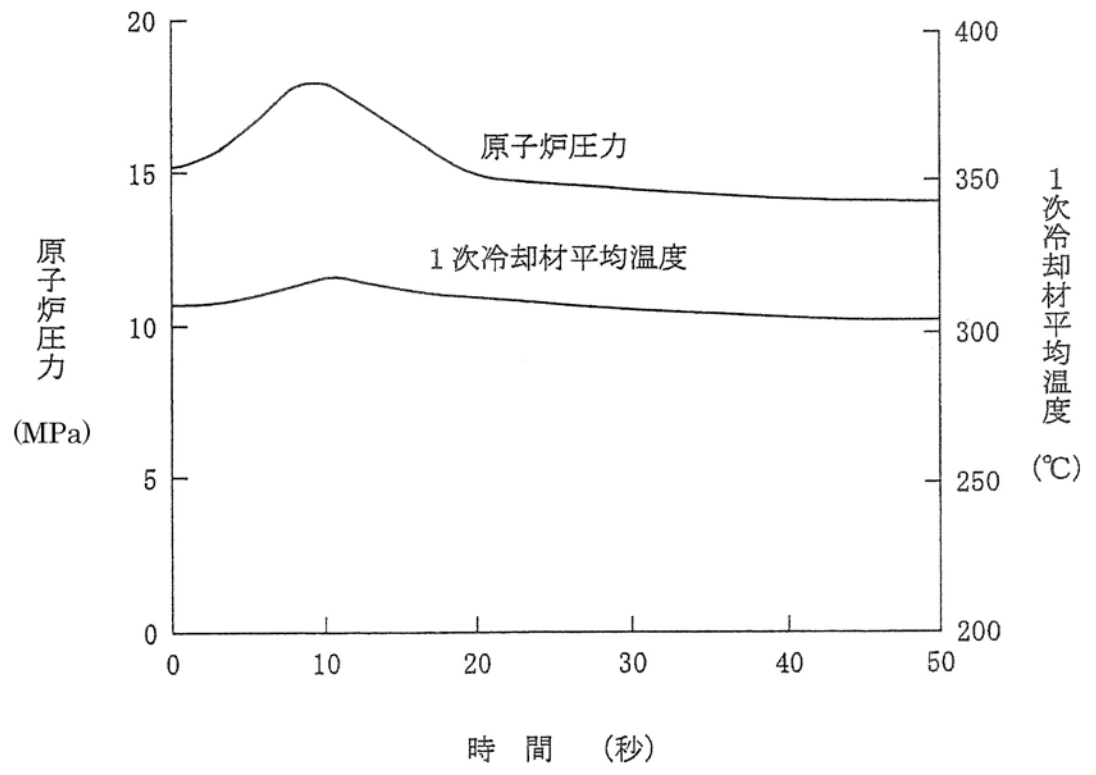
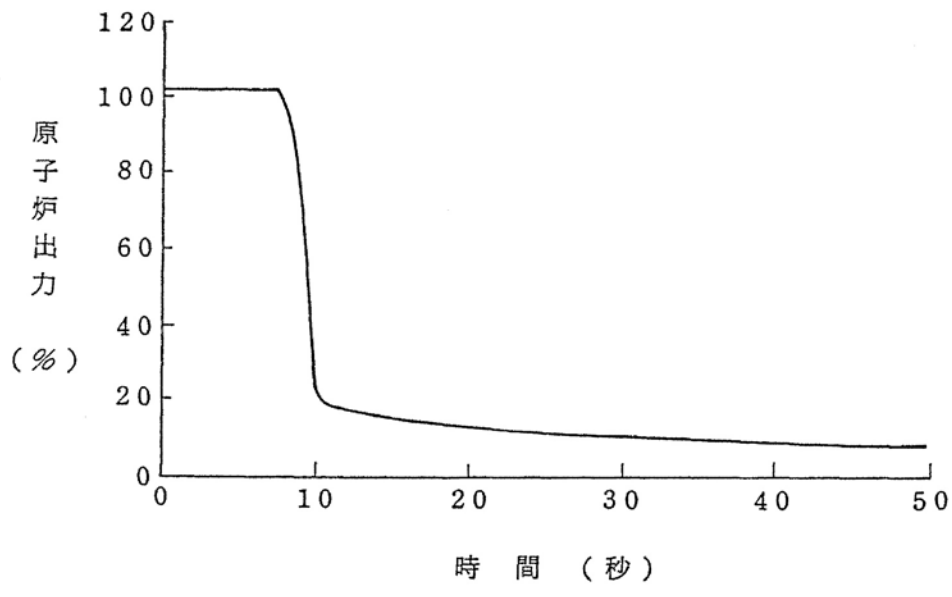
第1.15-118図 主給水流量喪失(1)



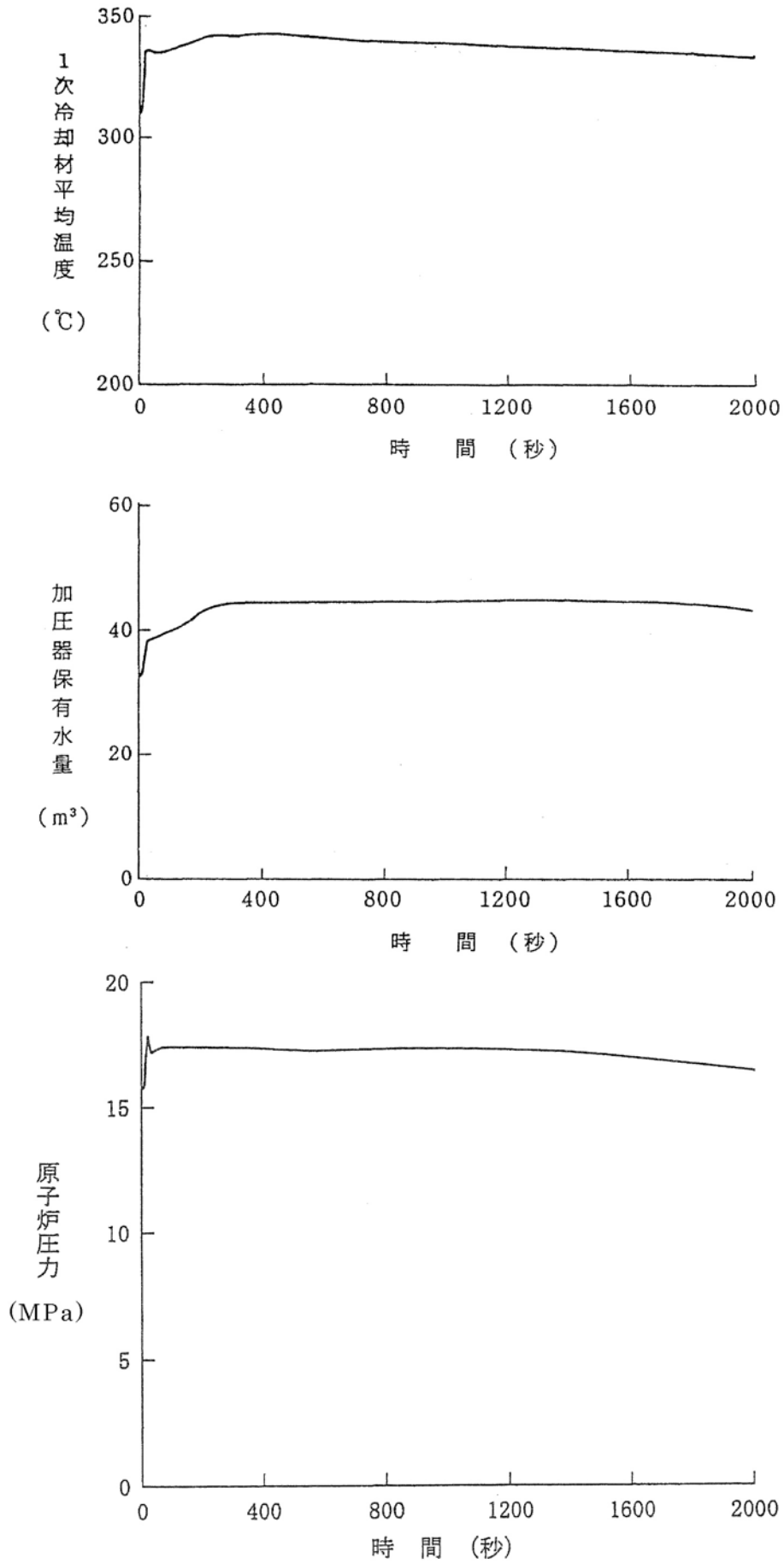
第1.15-119図 主給水流量喪失(2)



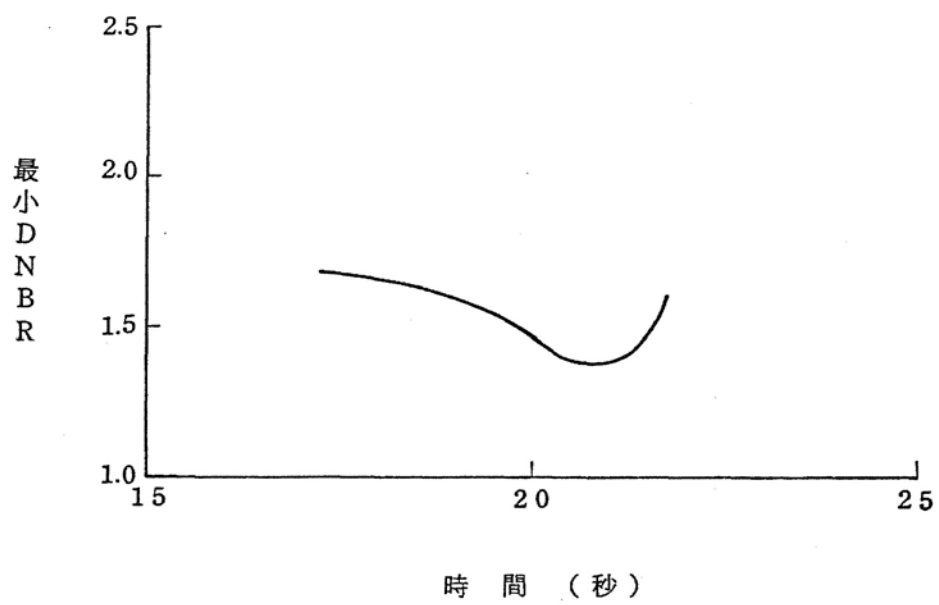
第1.15-120図 負荷の喪失—加圧器圧力制御系作動



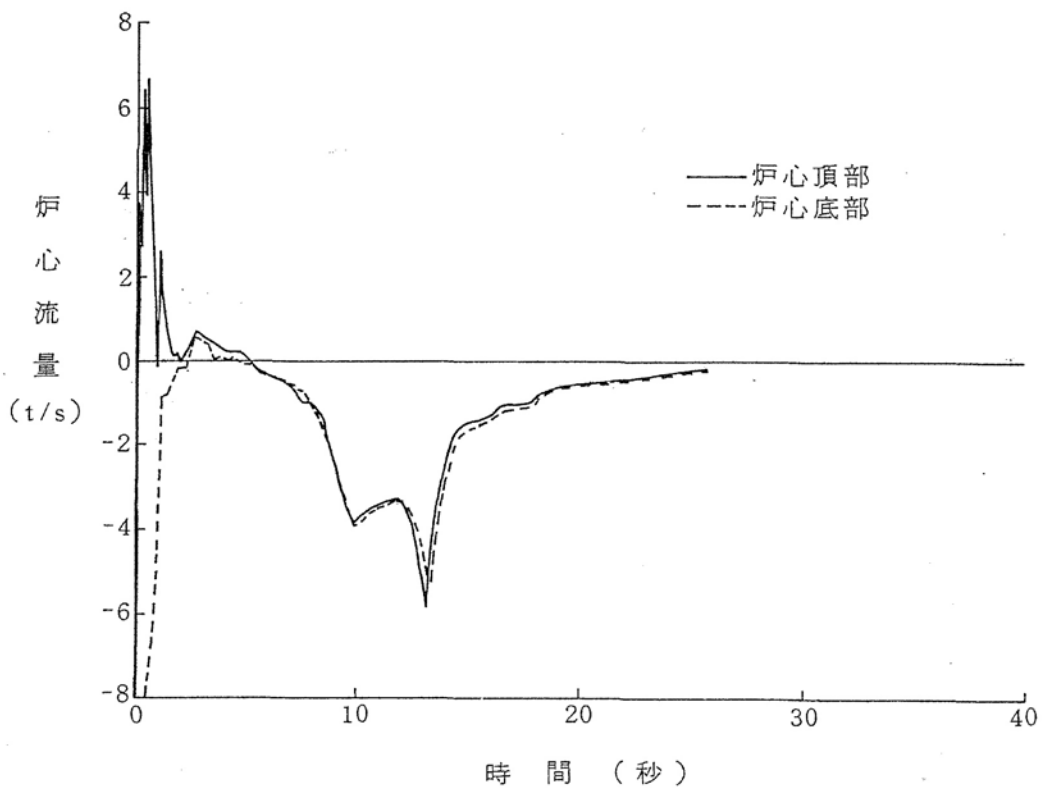
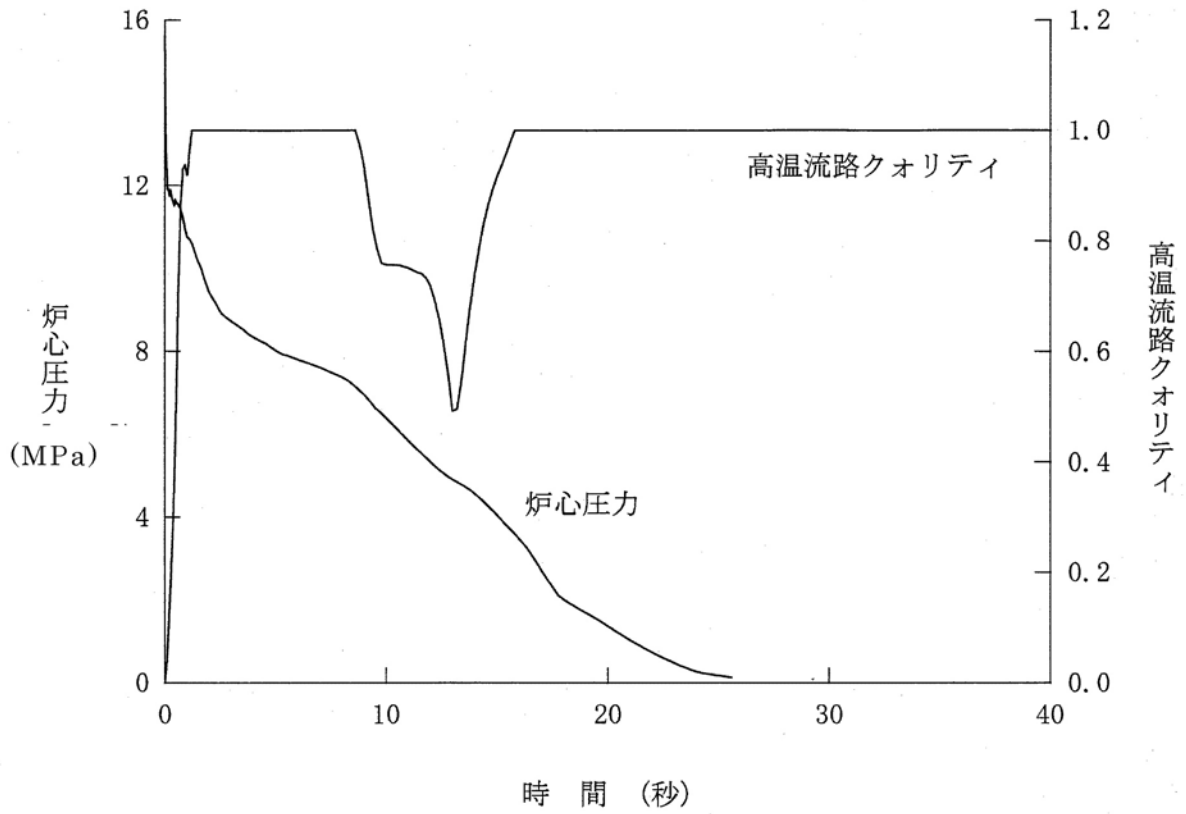
第1.15-121図 負荷の喪失—加圧器圧力制御系不作動



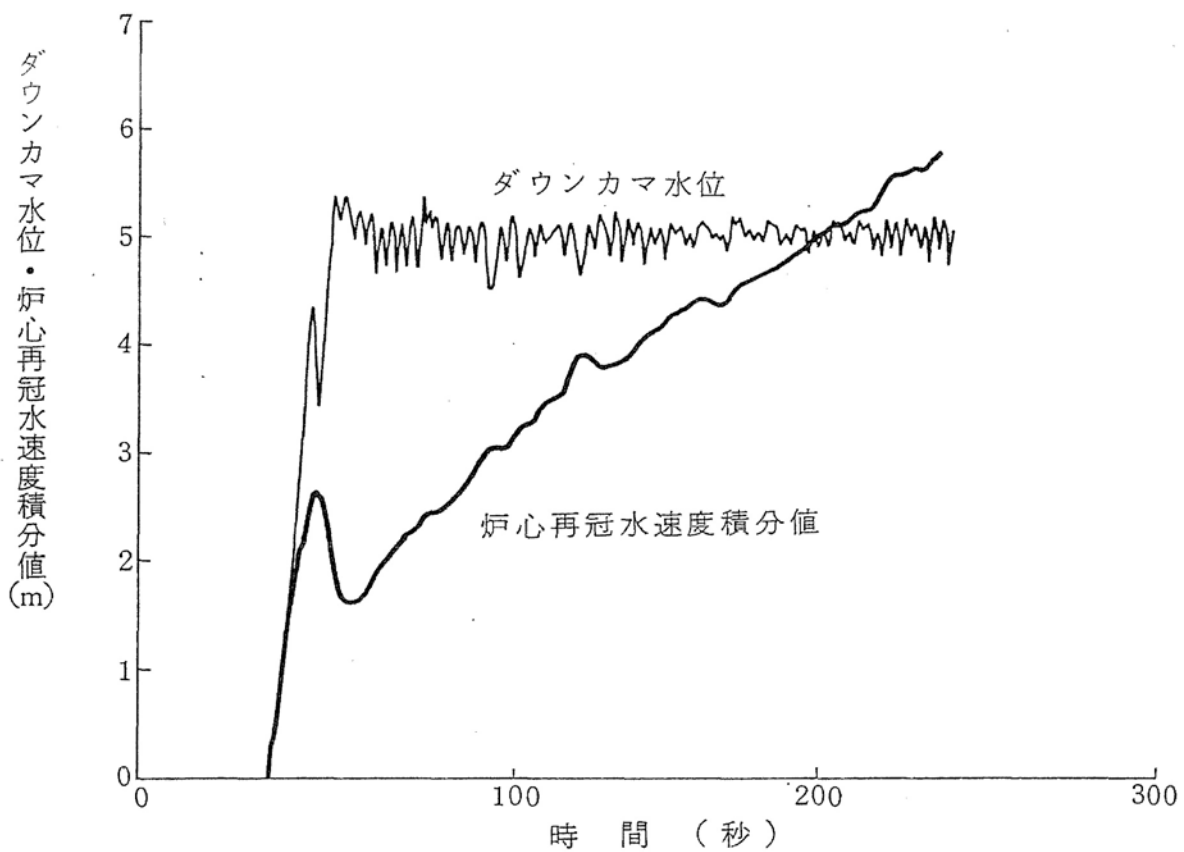
第1.15-122図 主給水管破断(1)



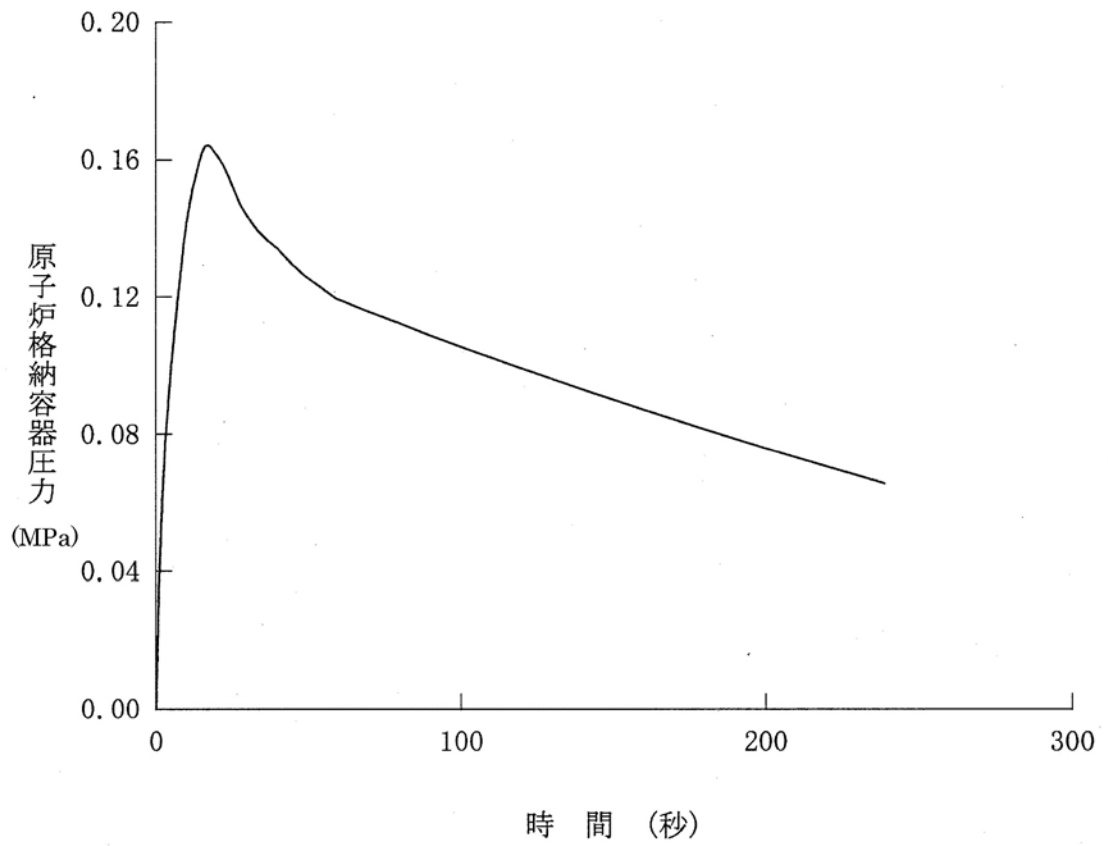
第1.15-123図 主給水管破断(2)



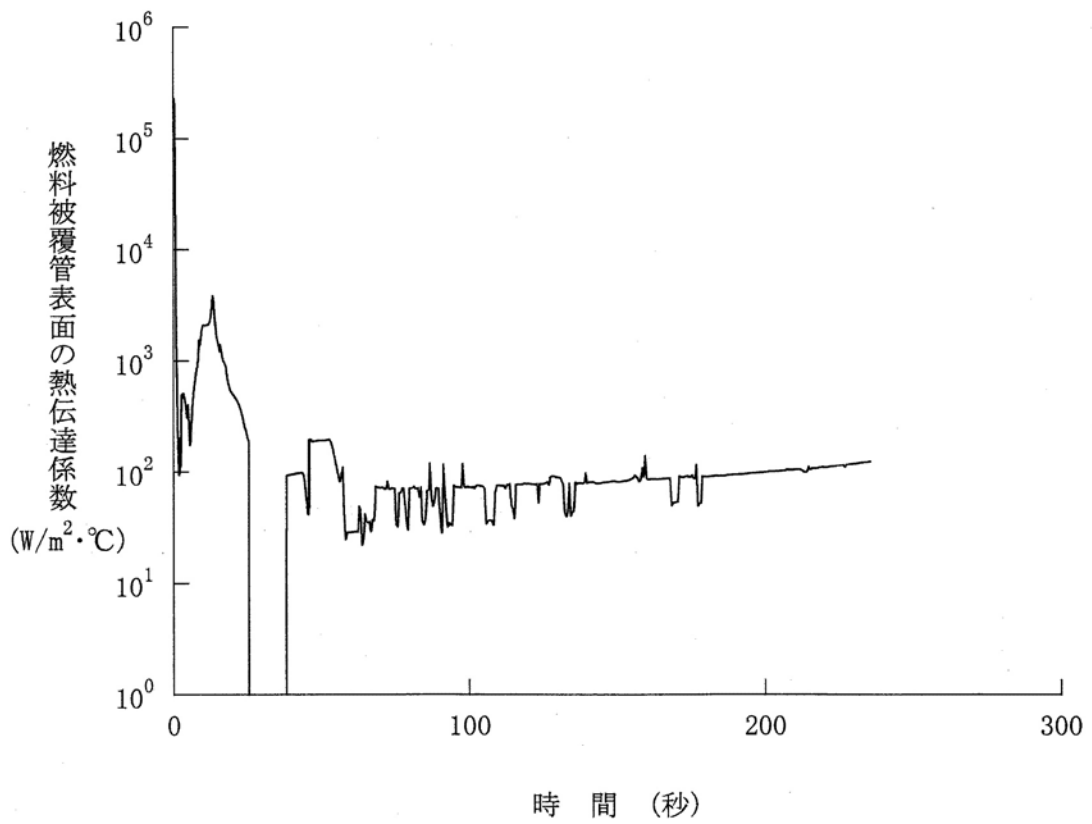
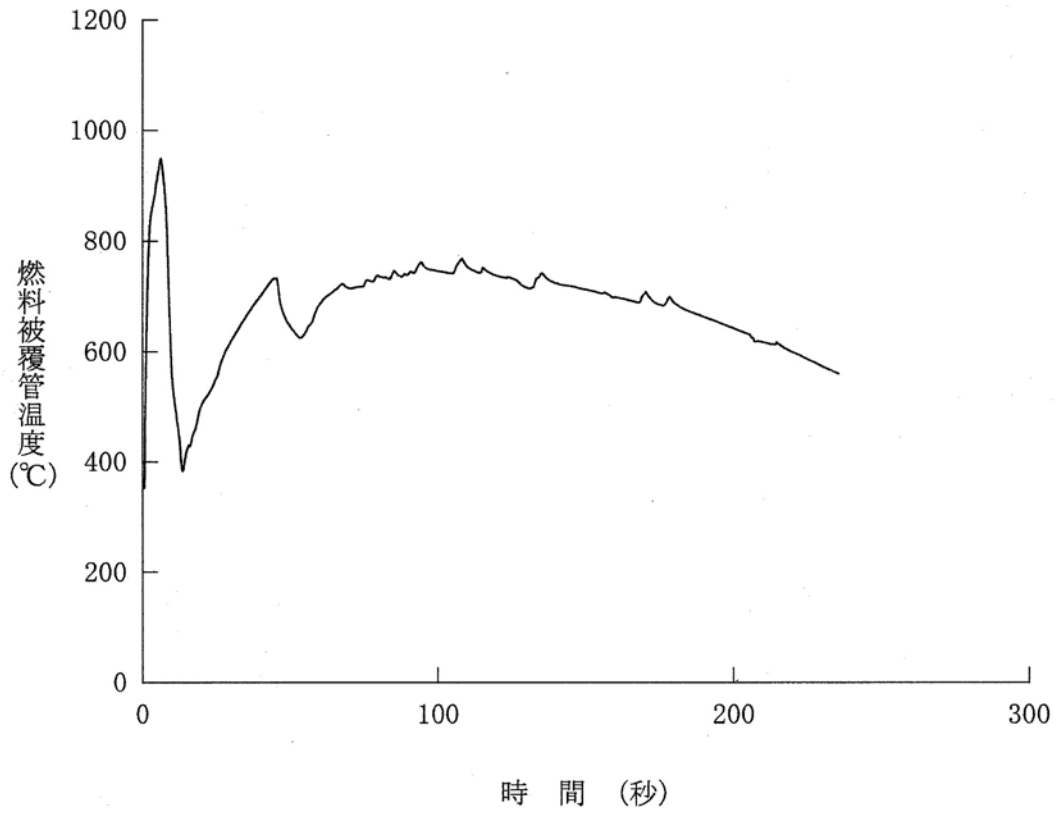
第1.15-124図 原子炉冷却材喪失—非常用炉心冷却系性能評価解析—大破断(1)



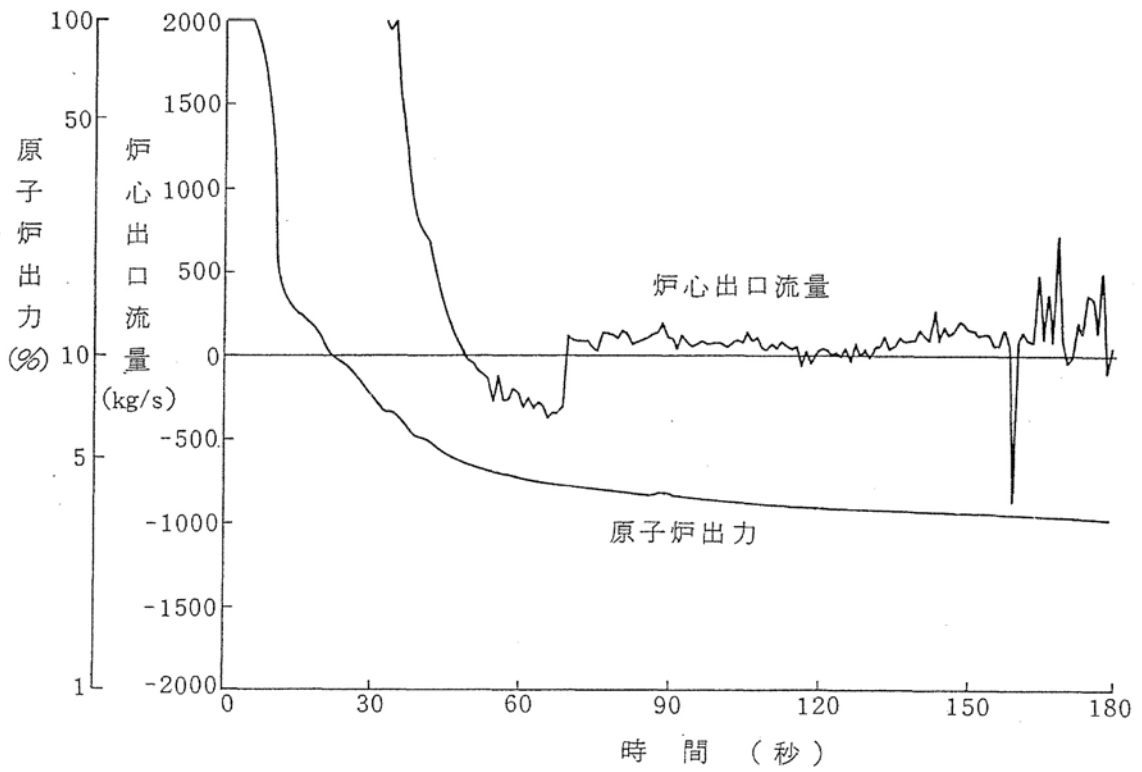
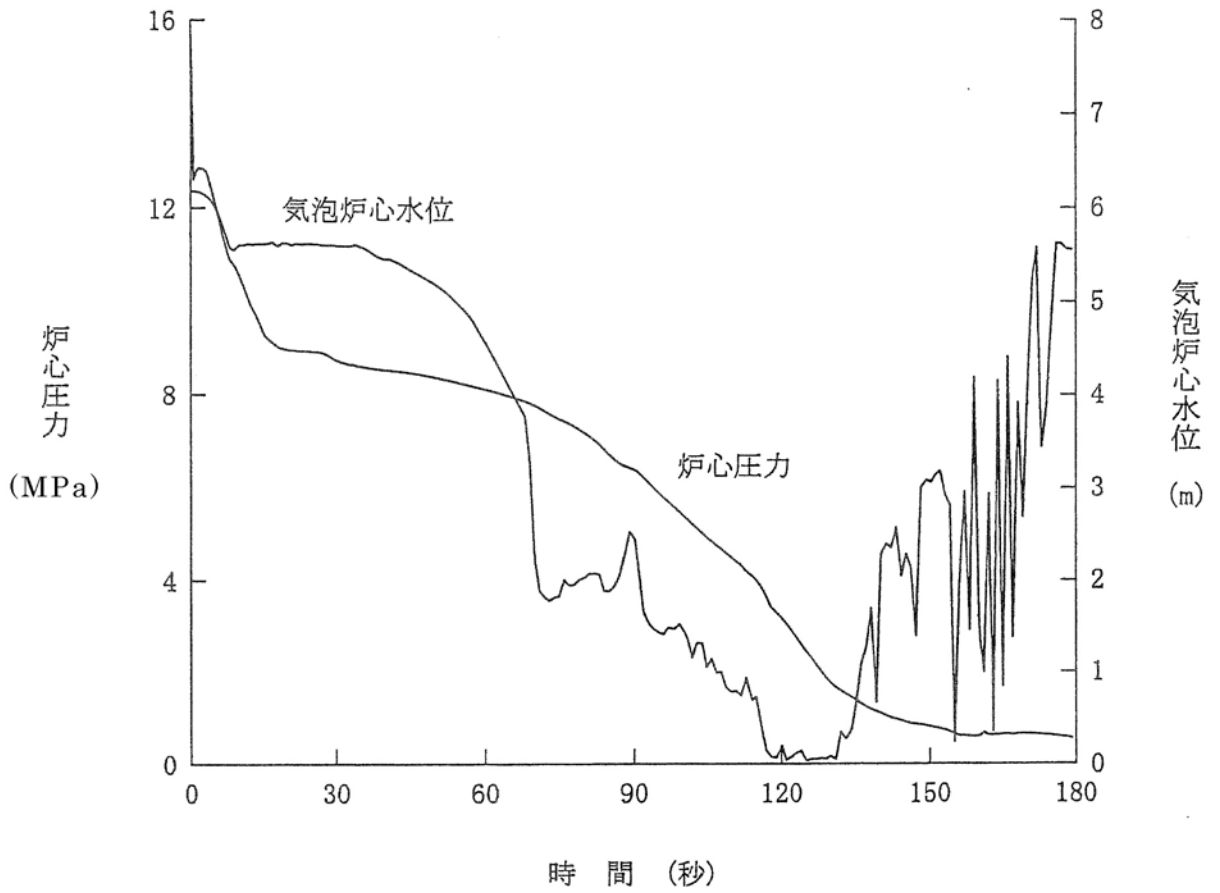
第1.15-125図 原子炉冷却材喪失—非常用炉心冷却系性能評価解析—大破断(2)



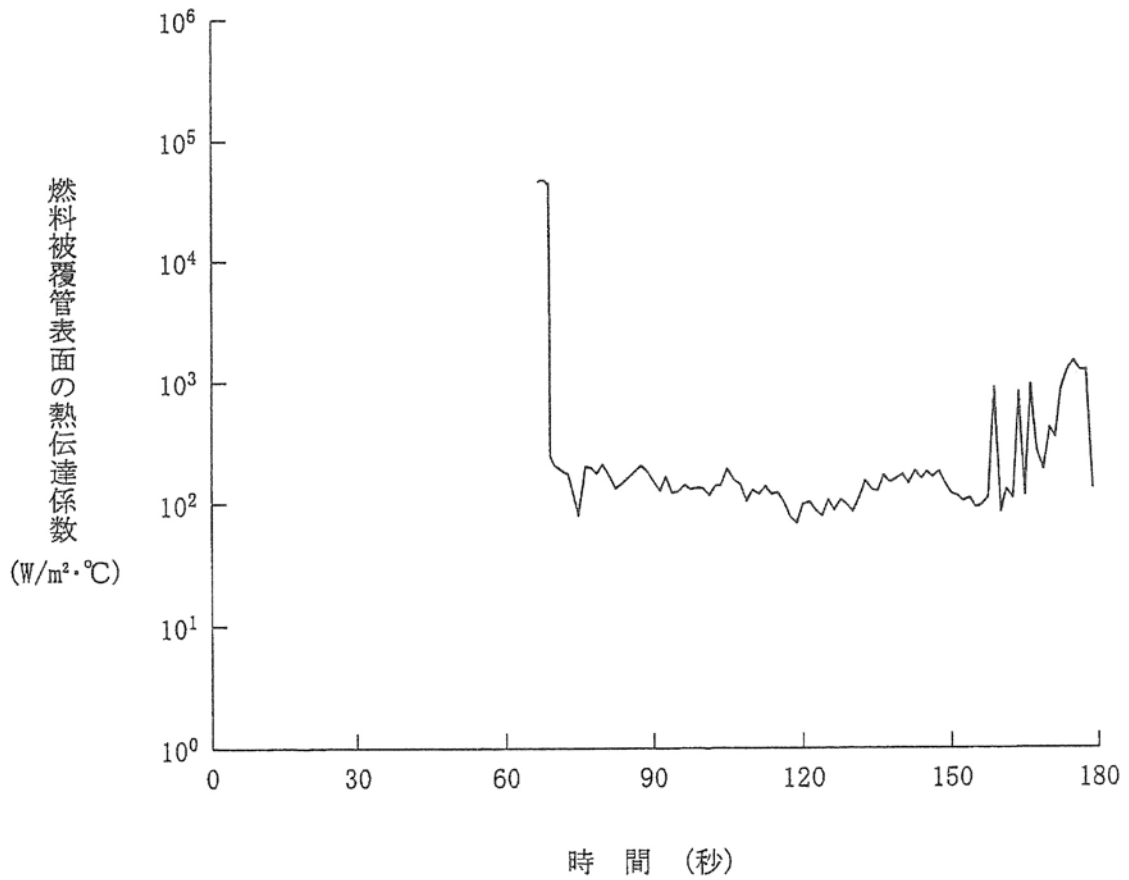
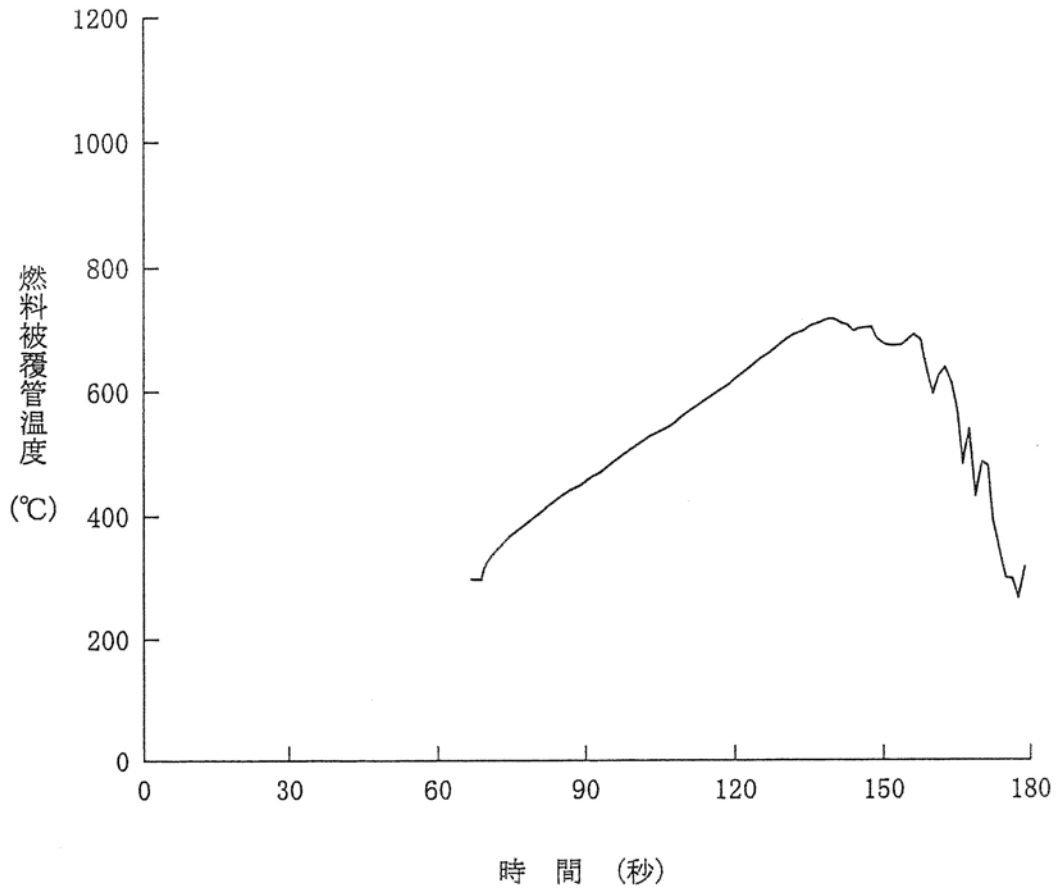
第1.15-126図 原子炉冷却材喪失—非常用炉心冷却系性能評価解析—大破断(3)



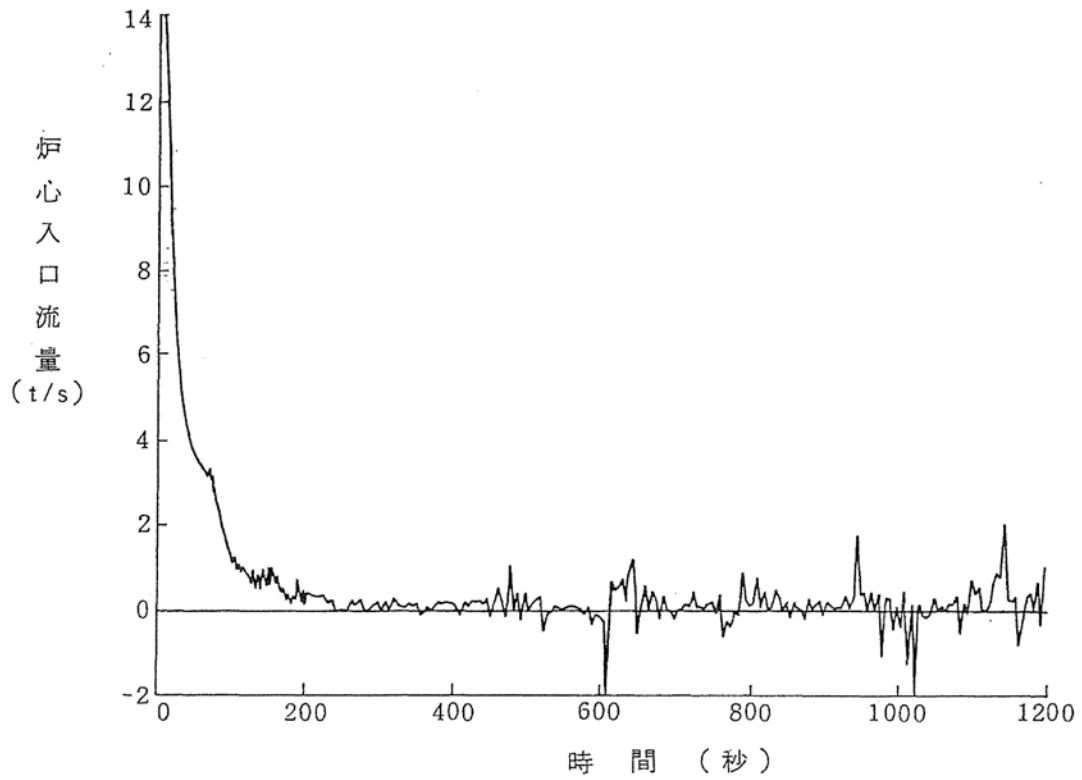
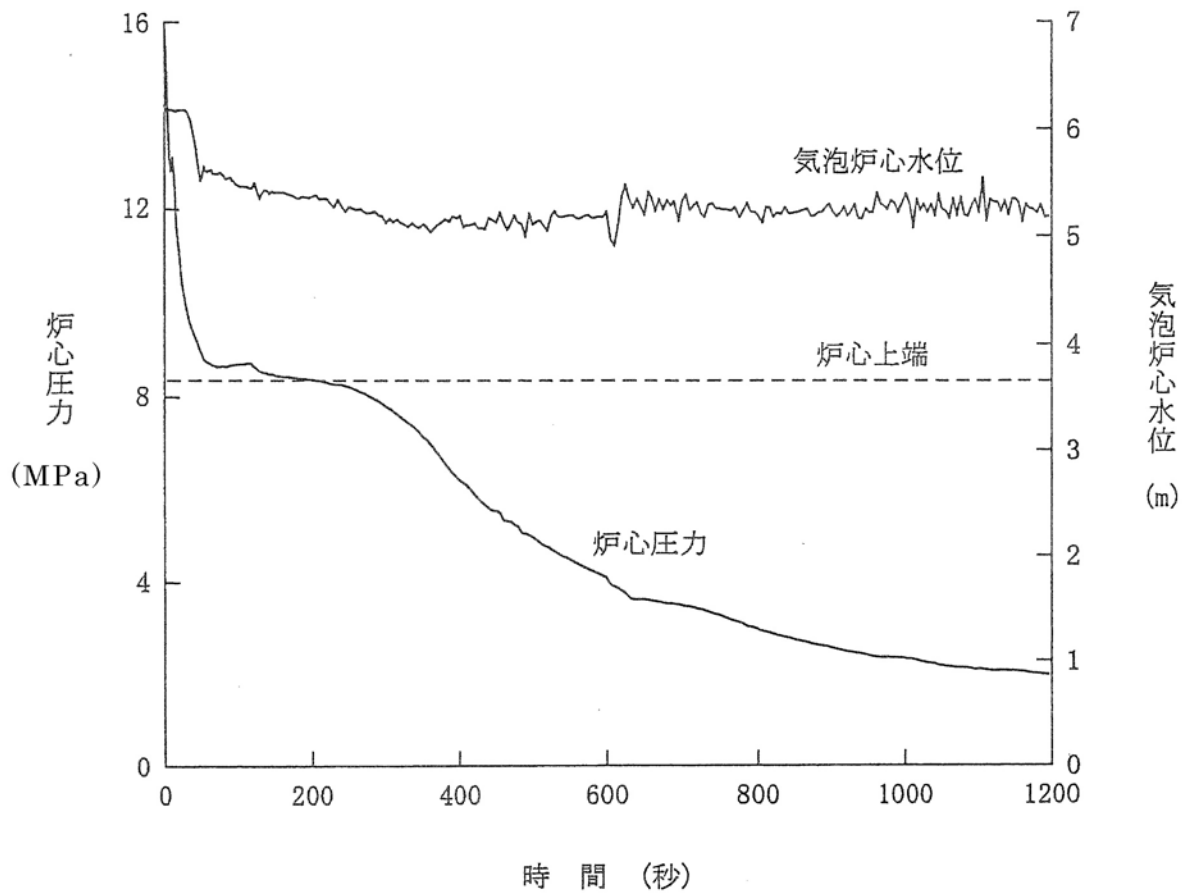
第1.15-127図 原子炉冷却材喪失—非常用炉心冷却系性能評価解析—大破断(4)



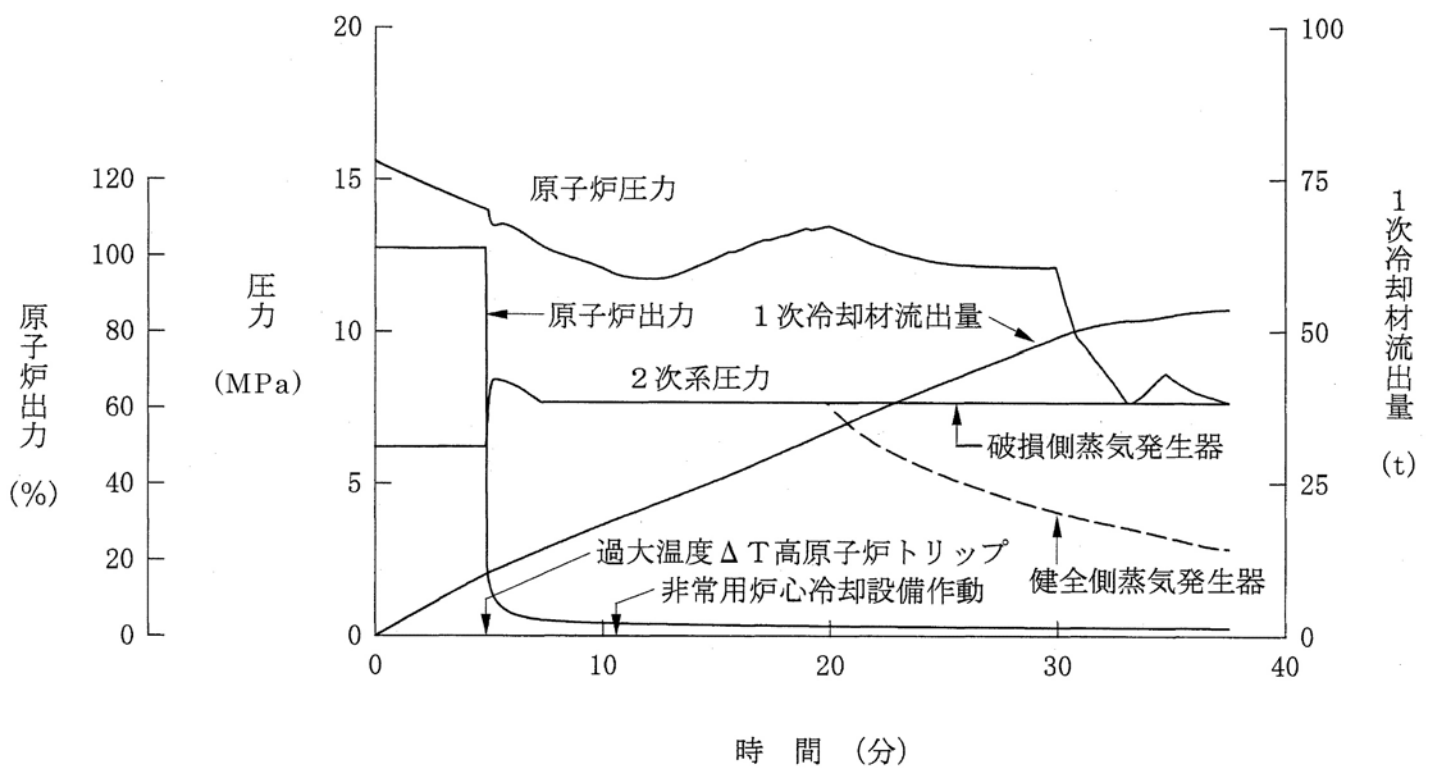
第1.15-128図 原子炉冷却材喪失—非常用炉心冷却系性能評価解析—小破断(1)—液相部破断



第1.15-129図 原子炉冷却材喪失—非常用炉心冷却系性能評価解析—小破断(2)—液相部破断

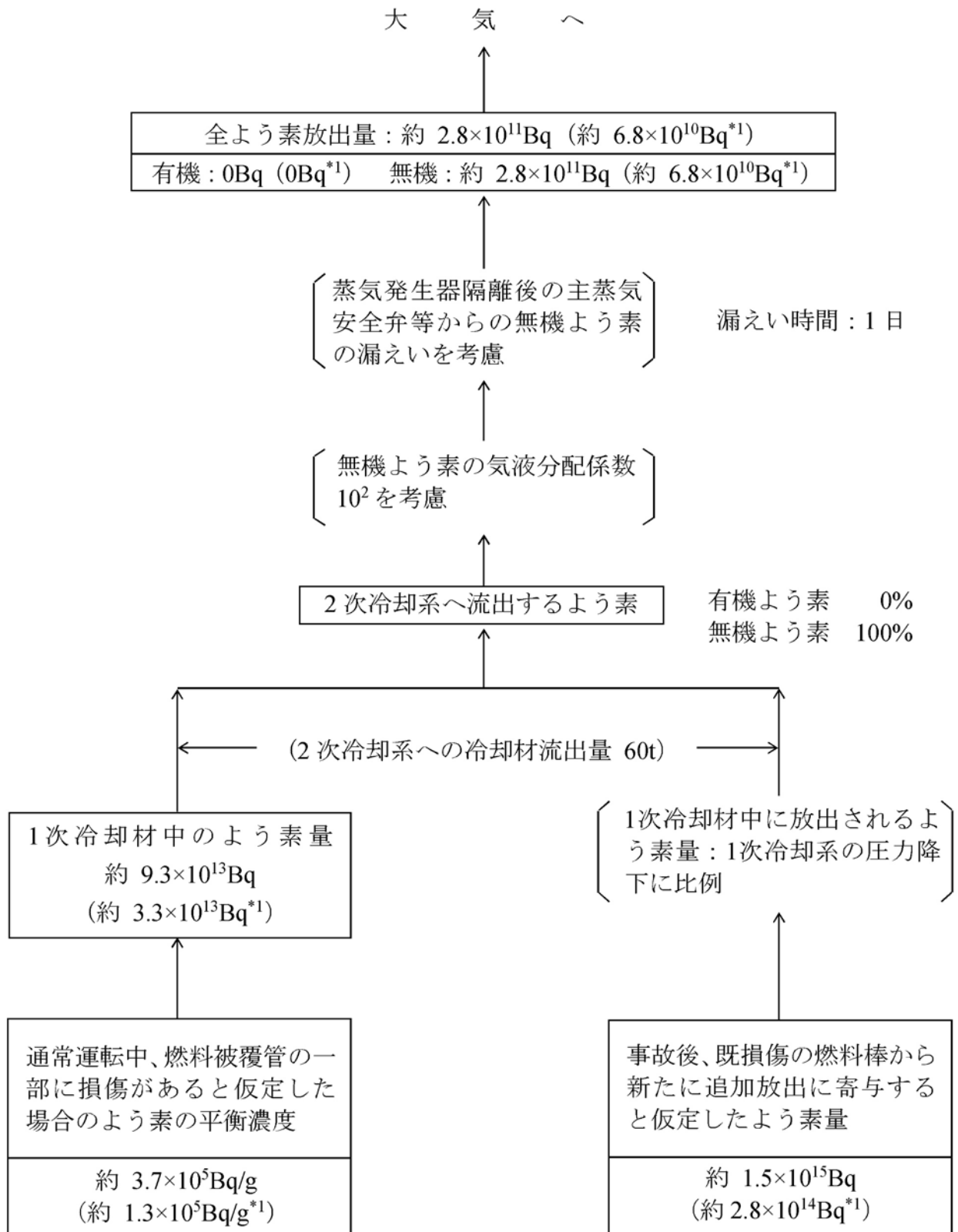


第1.15-130図 原子炉冷却材喪失—非常用炉心冷却系性能評価解析—小破断(3)—気相部破断



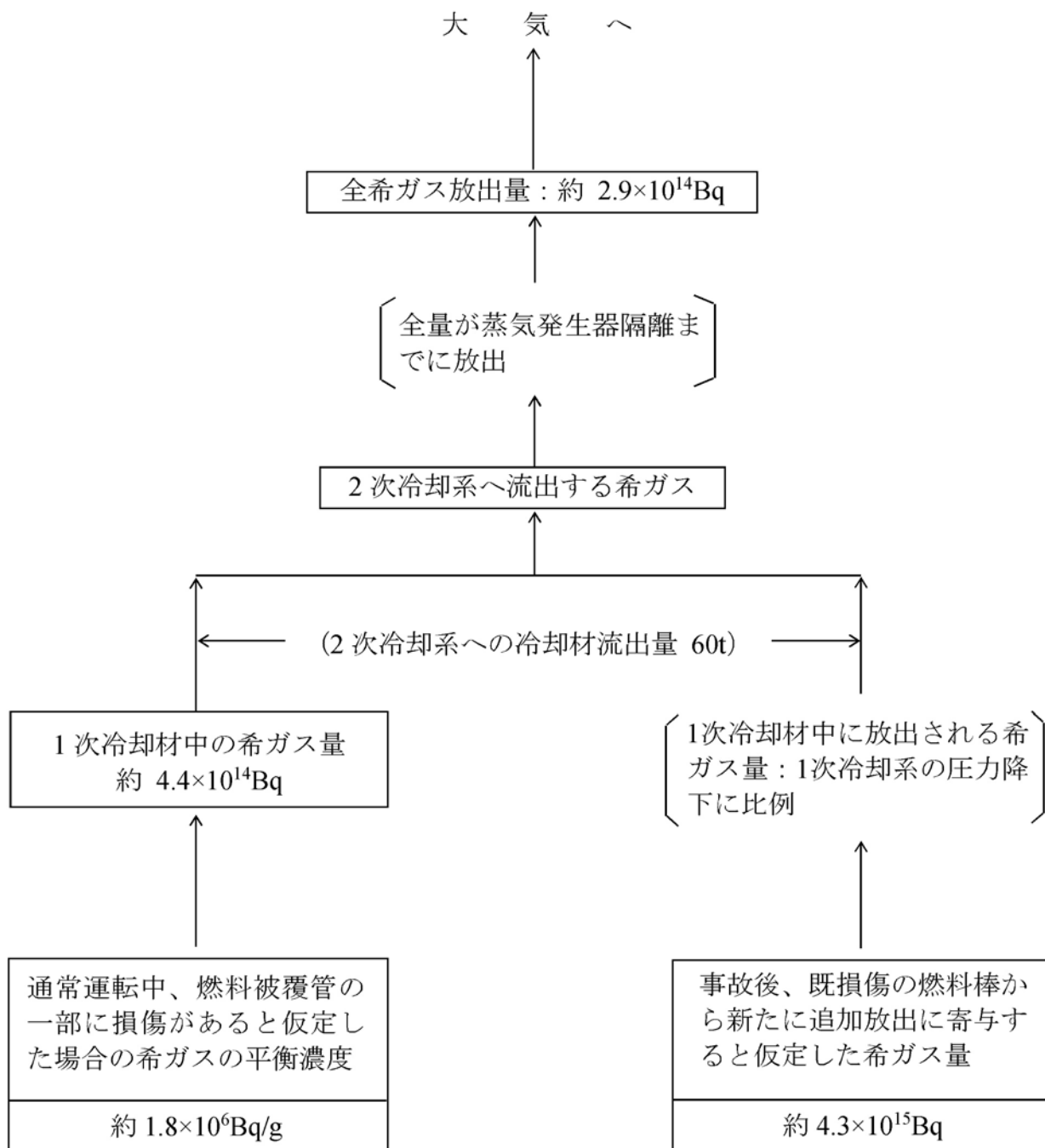
第1.15-131図 蒸気発生器伝熱管破損

単位：Bq (*1 I-131 等価量－
小児実効線量係数換算)

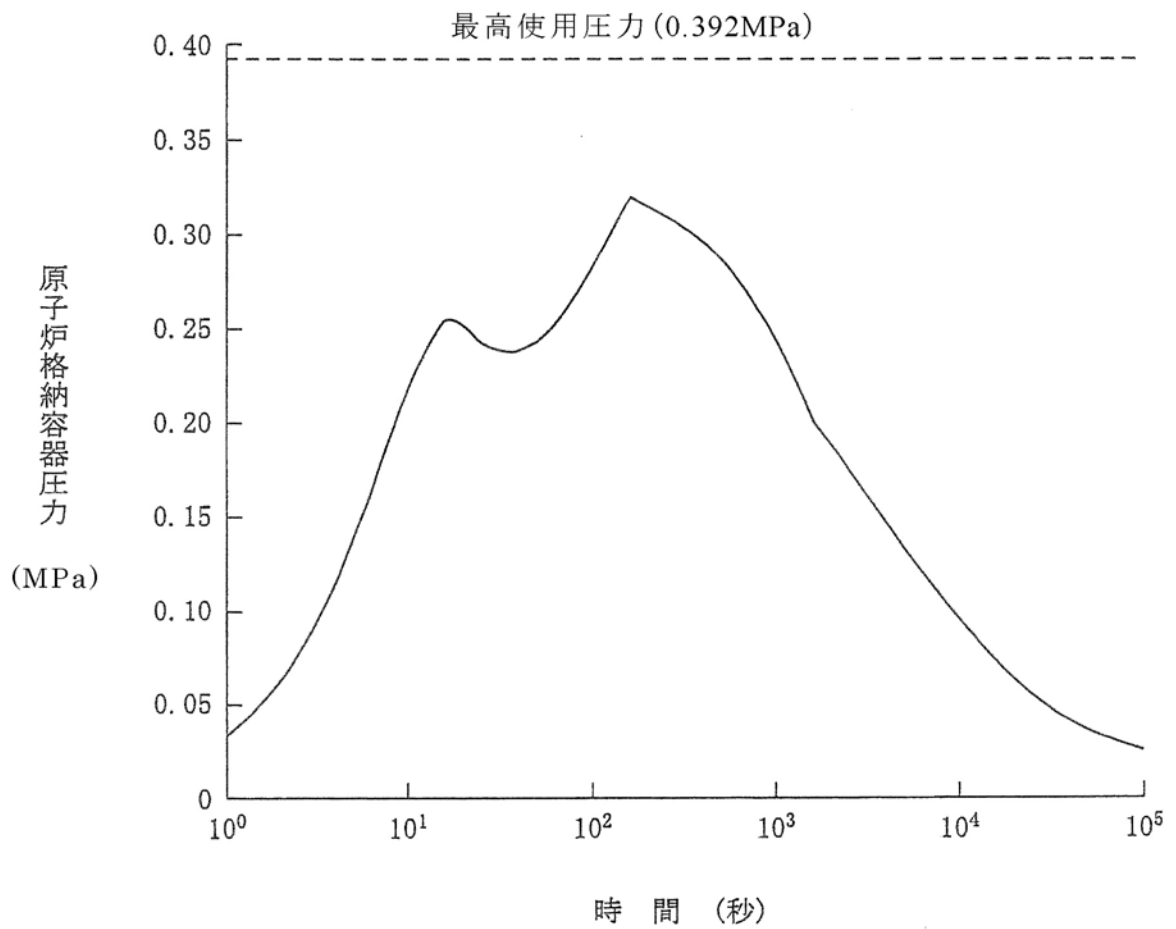


第1.15-132図 蒸気発生器伝熱管破損時のよう素の大気放出過程

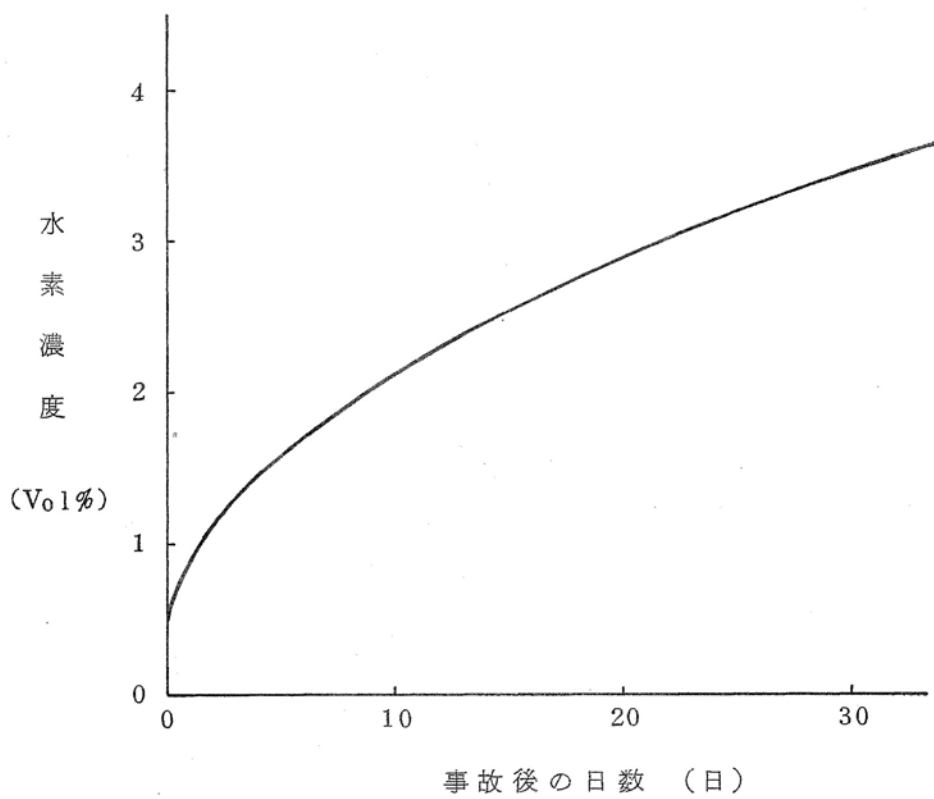
単位：Bq (γ線エネルギー)
0.5MeV換算)



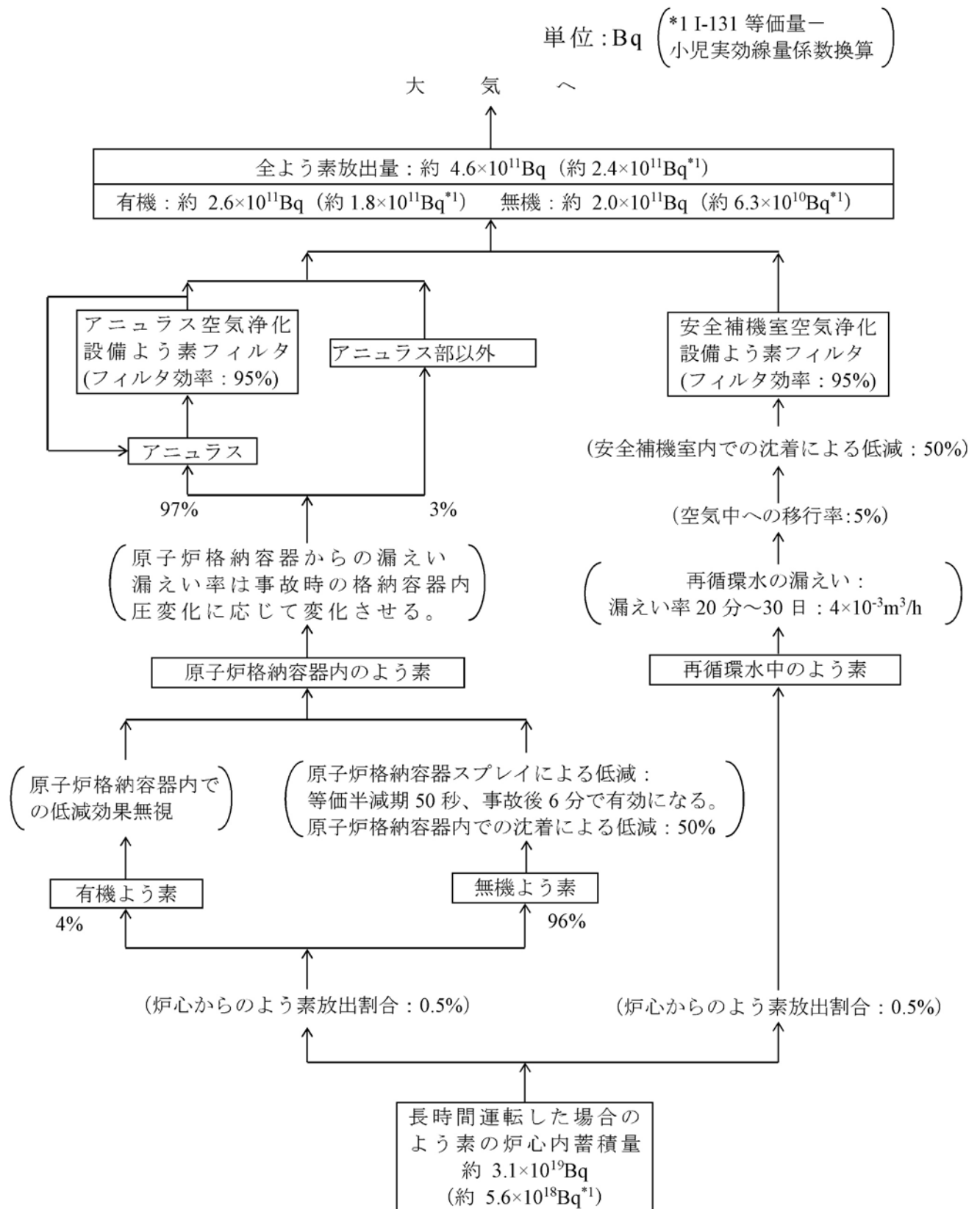
第1.15-133図 蒸気発生器伝熱管破損時の希ガスの大気放出過程



第1.15-134図 原子炉冷却材喪失—原子炉格納容器健全性評価用内圧解析

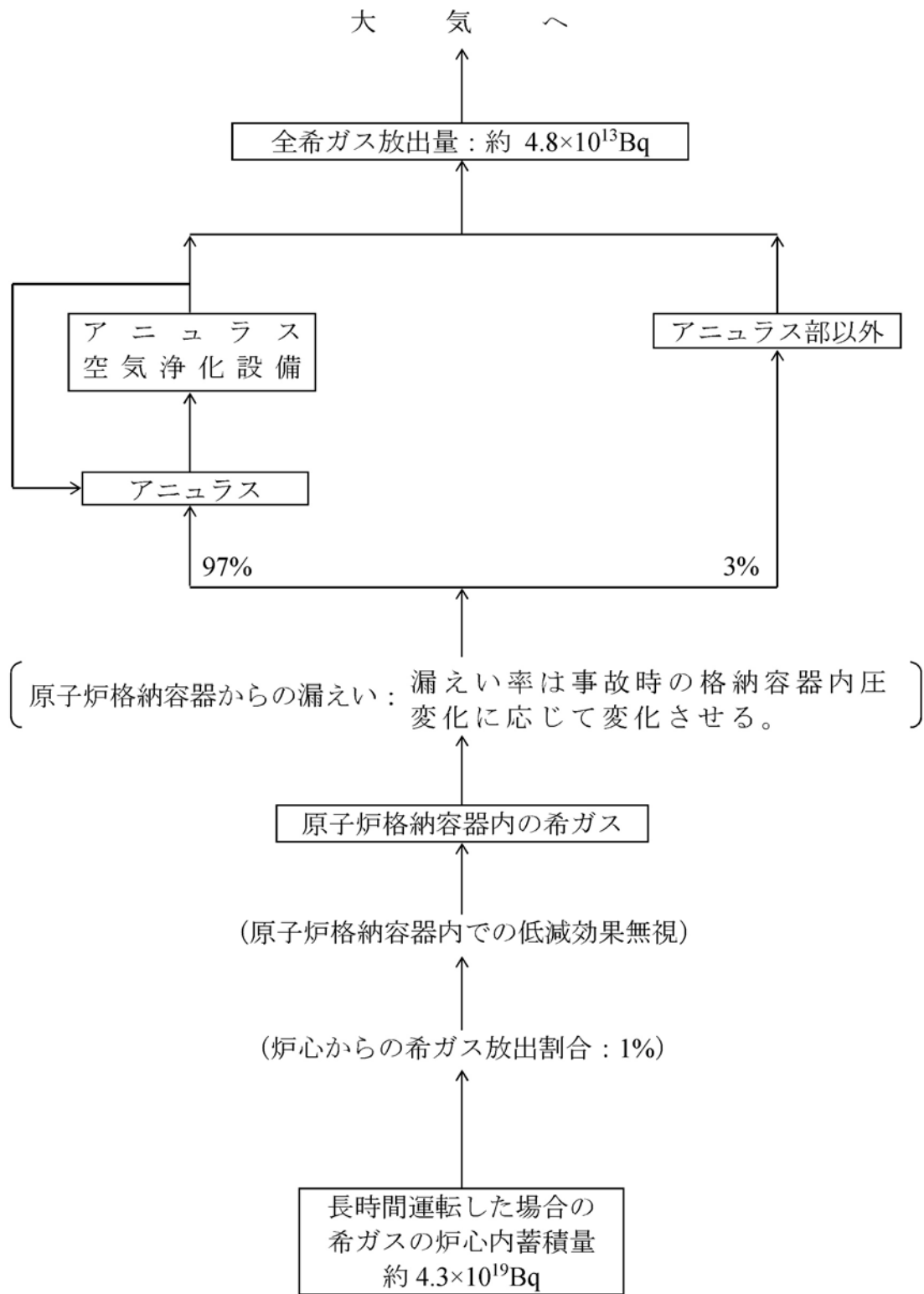


第1.15-135図 原子炉冷却材喪失—原子炉格納容器内の水素濃度評価



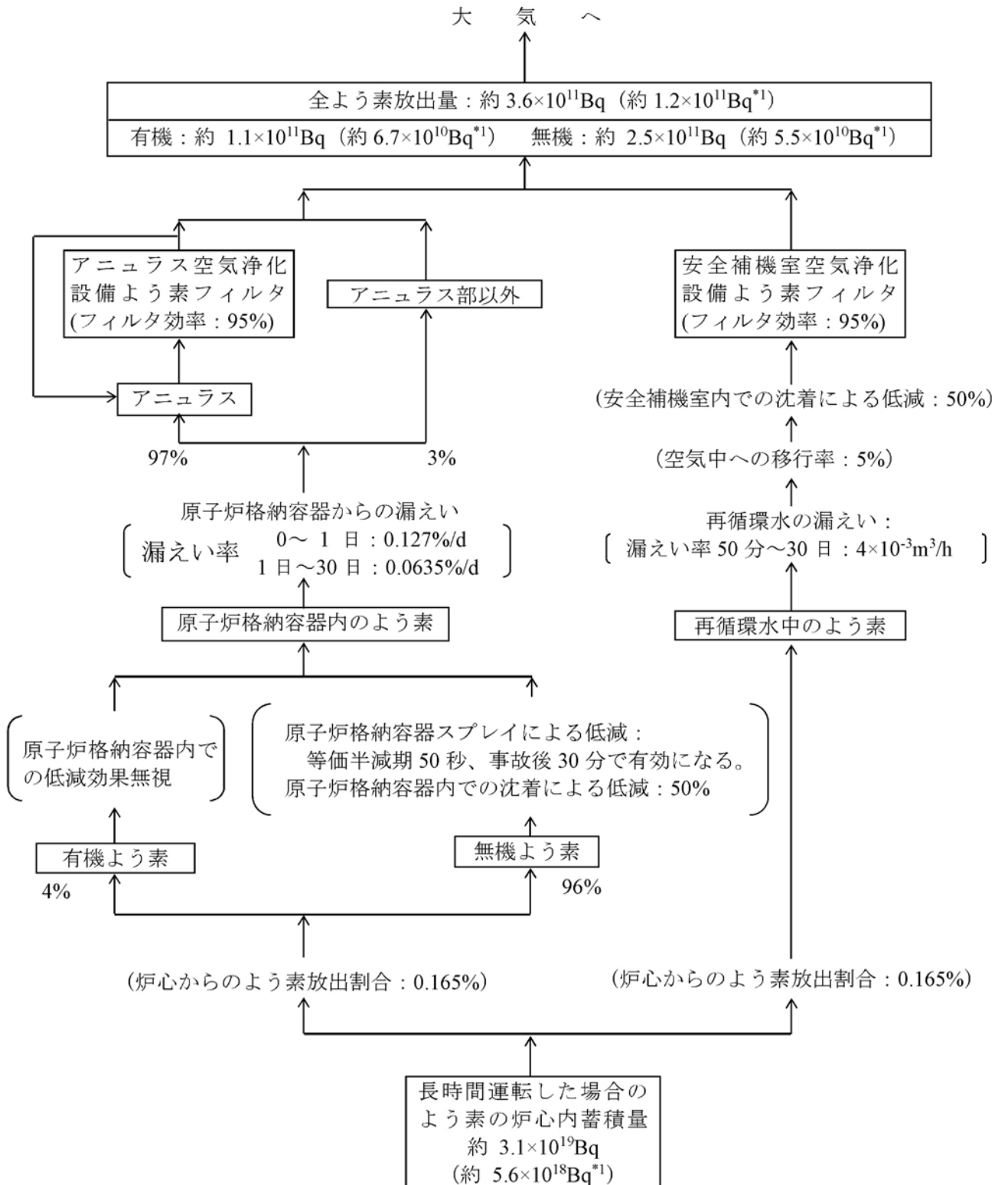
第1.15-136図 原子炉冷却材喪失時のよう素の大気放出過程

単位：Bq (γ線エネルギー)
0.5MeV換算)



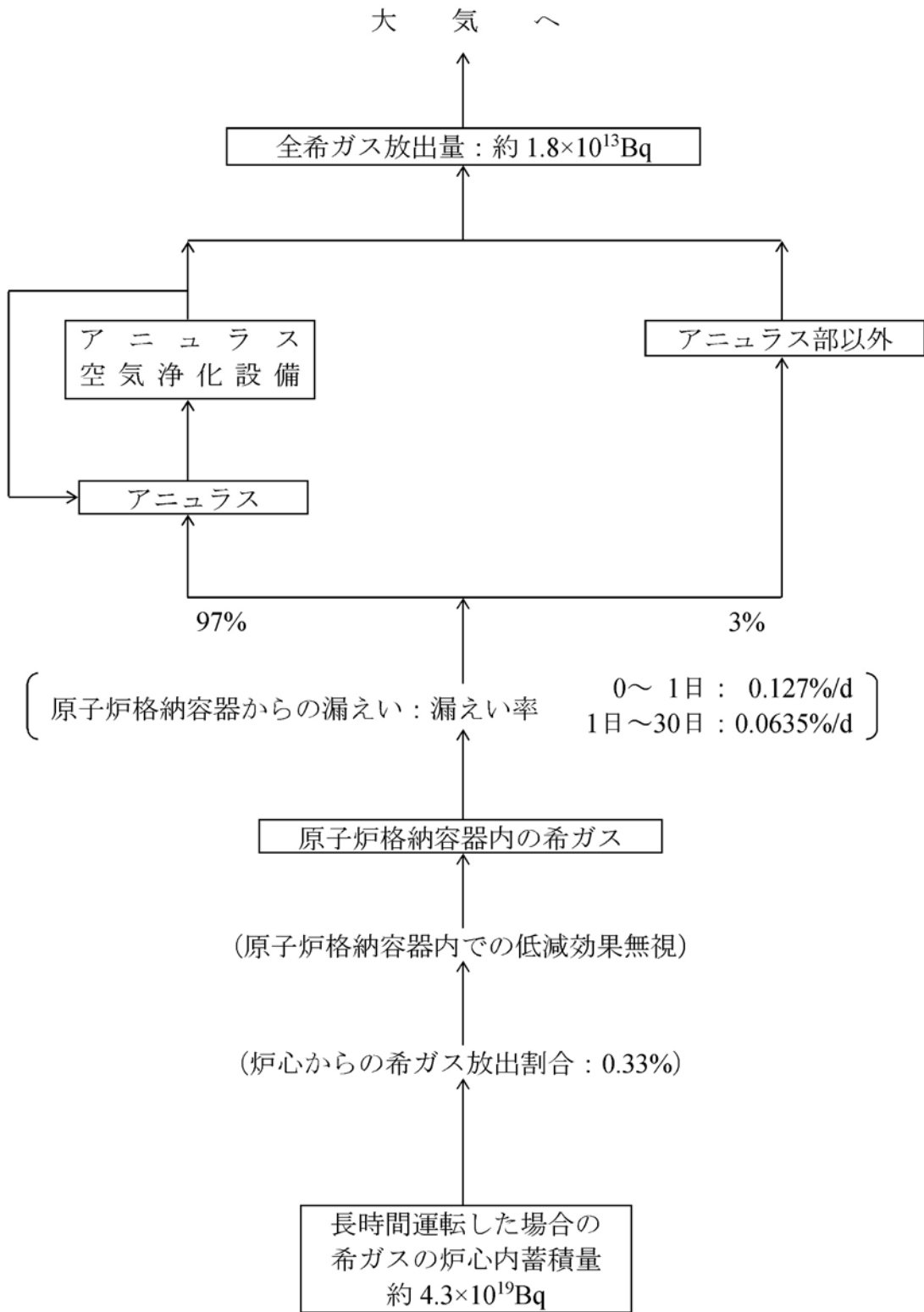
第1.15-137図 原子炉冷却材喪失時の希ガスの大気放出過程

単位：Bq (*1 I-131 等価量 - 小児実効線量係数換算)

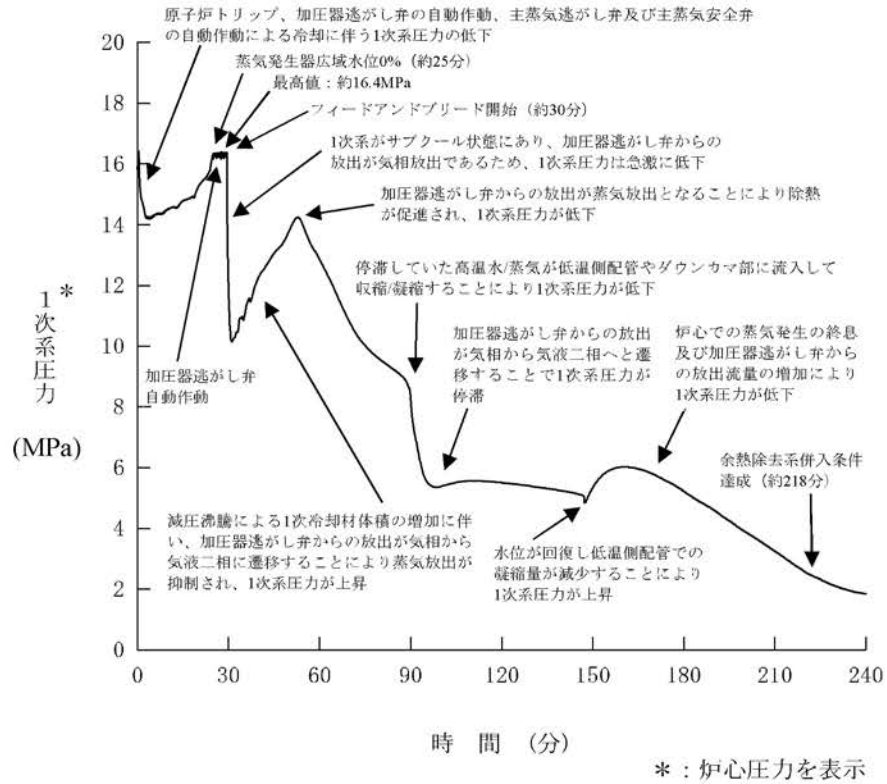


第1.15-138図 制御棒飛び出し時のよう素の大気放出過程

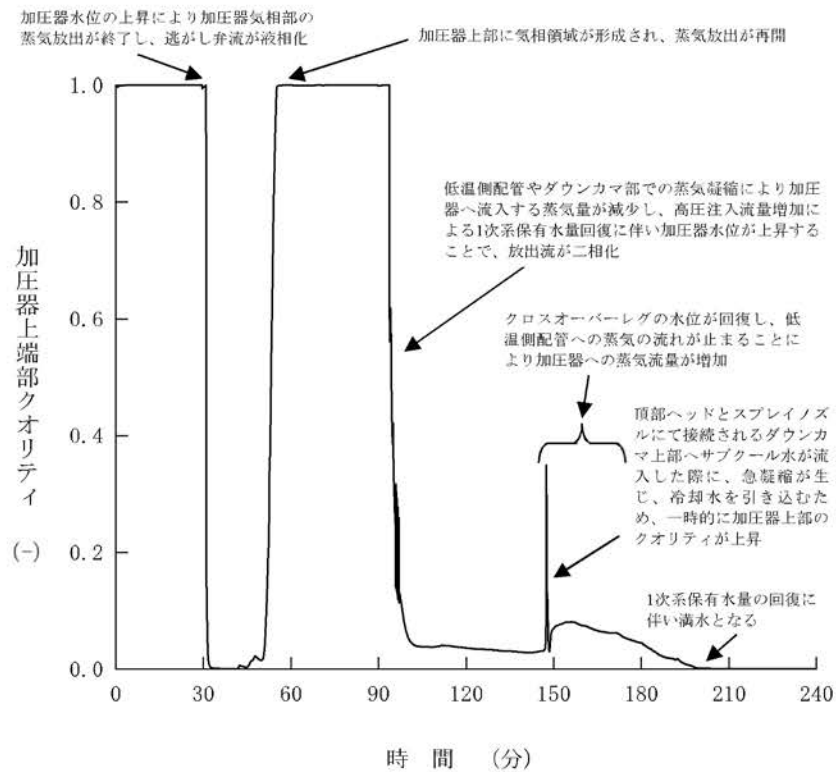
単位：Bq (γ 線エネルギー
0.5MeV換算)



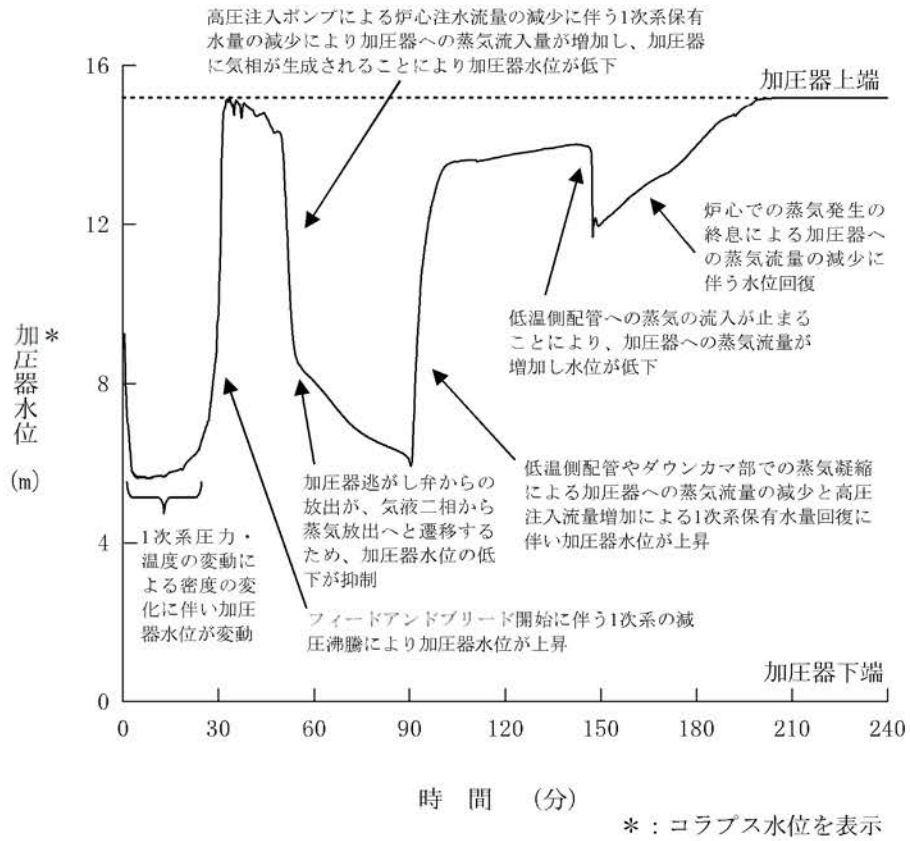
第1.15-139図 制御棒飛び出し時の希ガスの大気放出過程



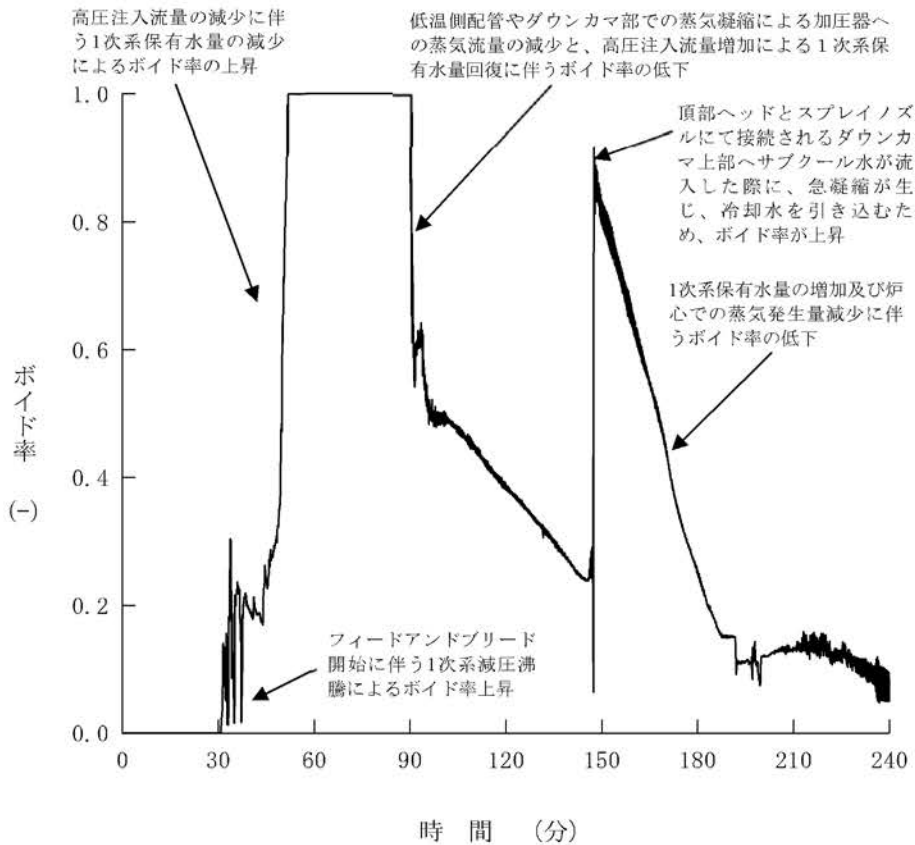
第1.15-140図 1次系圧力の推移



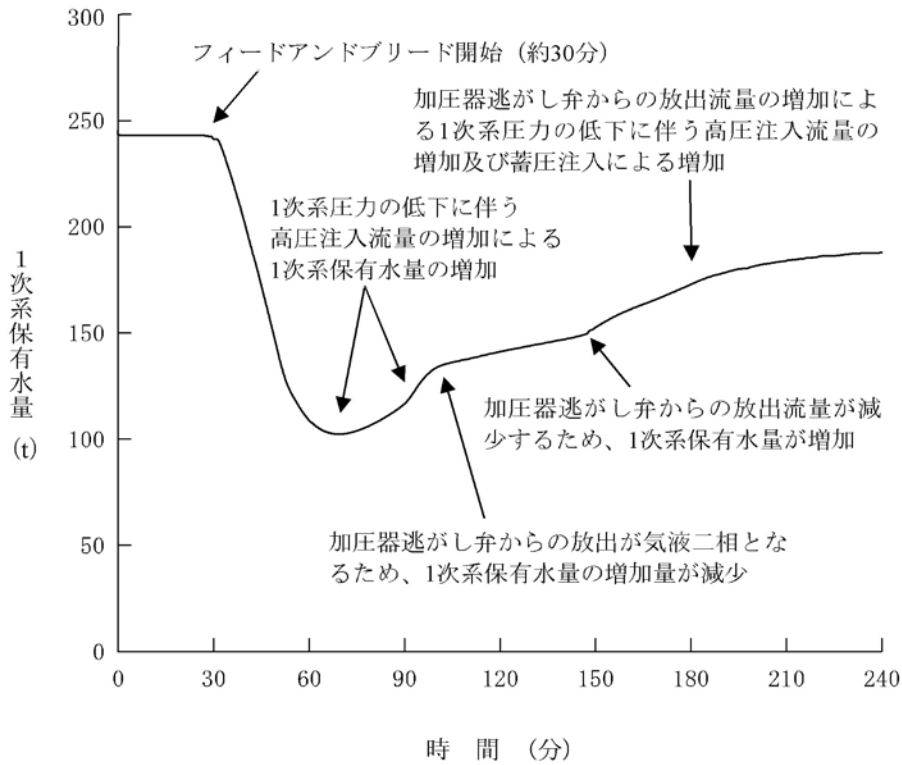
第1.15-141図 加圧器上端部クオリティの推移



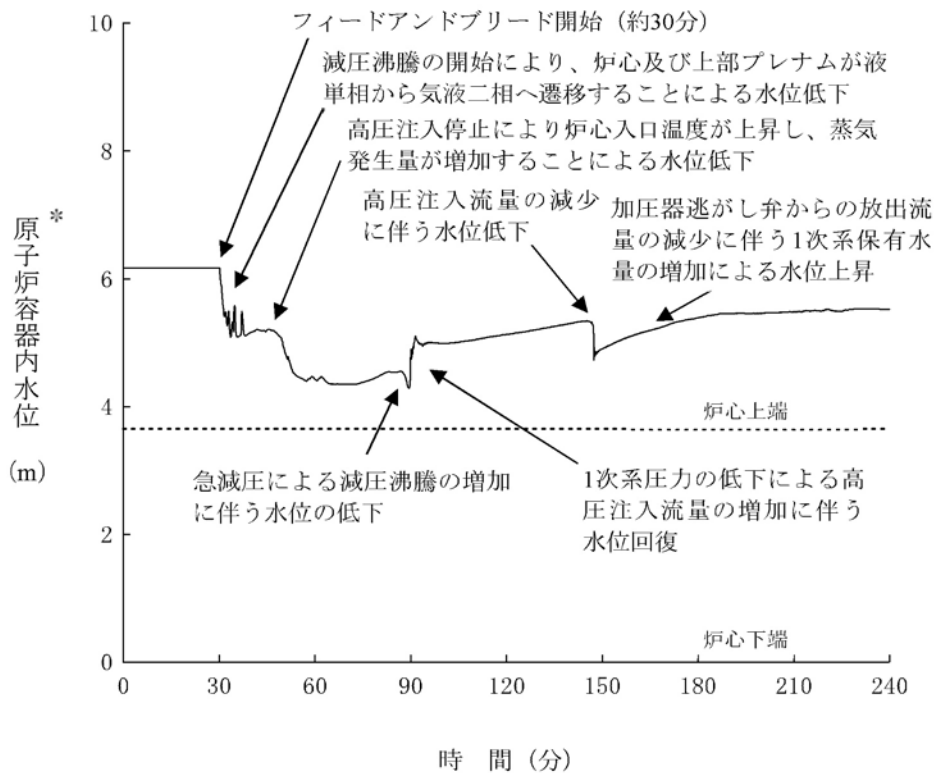
第1.15-142図 加压器水位の推移



第1.15-143図 高温側配管・加压器サージライン接続部ボイド率の推移

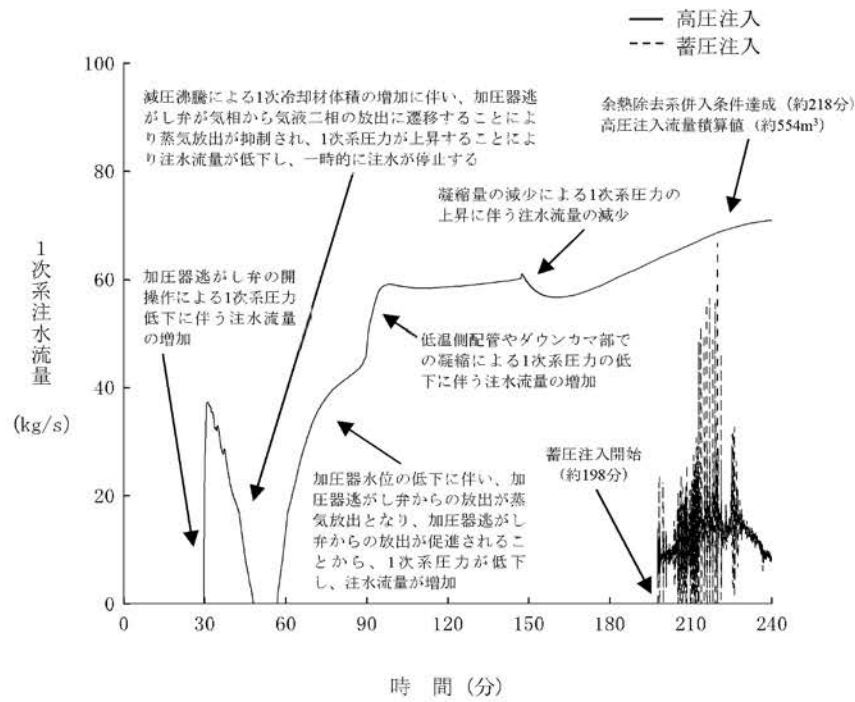


第1.15-144図 1次系保有水量の推移

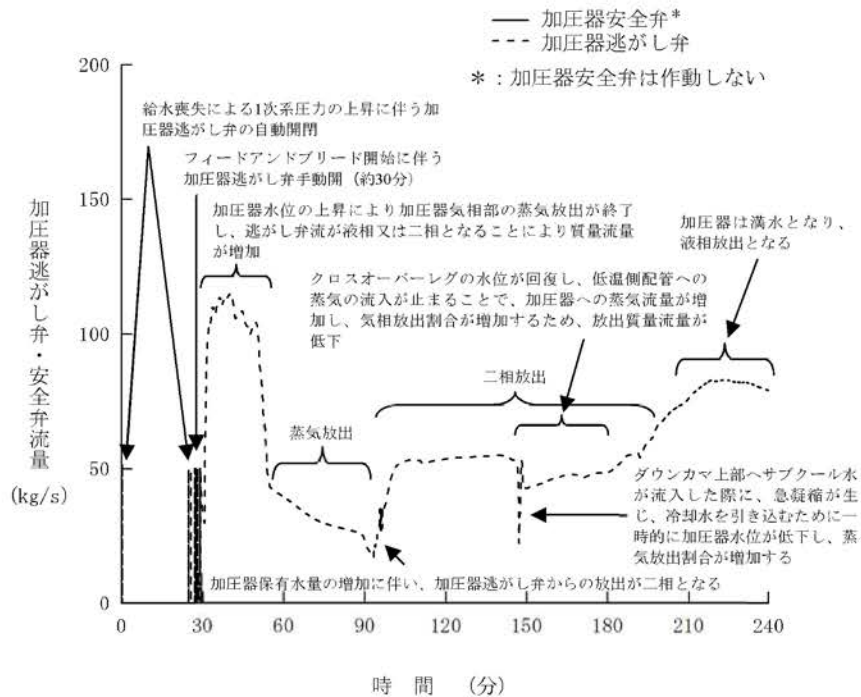


* : コラプス水位を表示

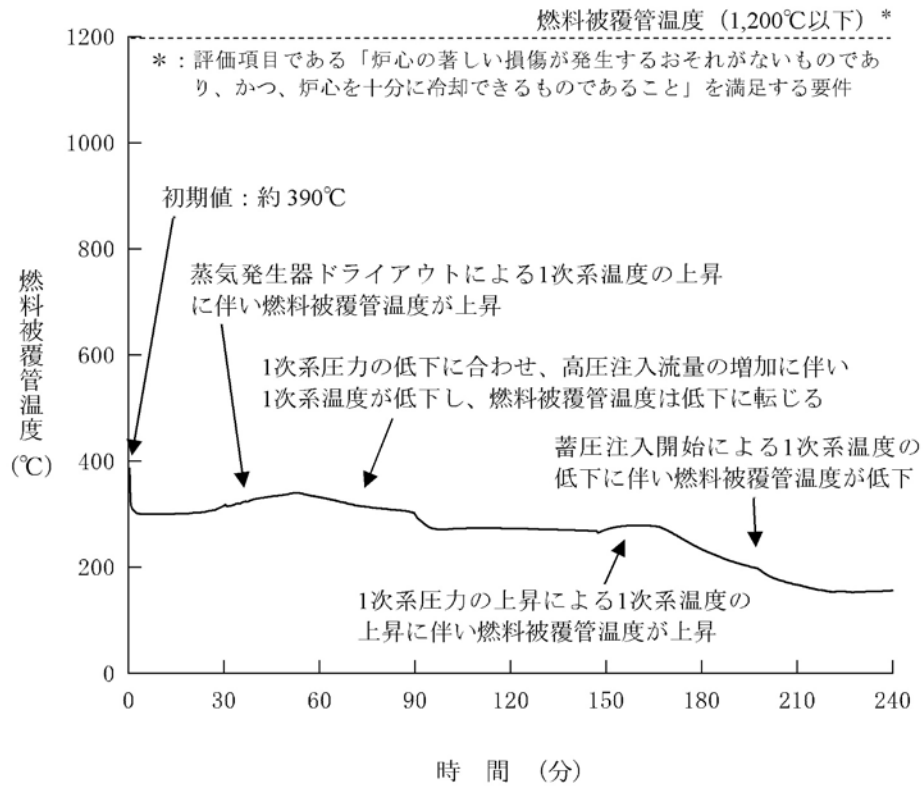
第1.15-145図 原子炉容器内水位の推移



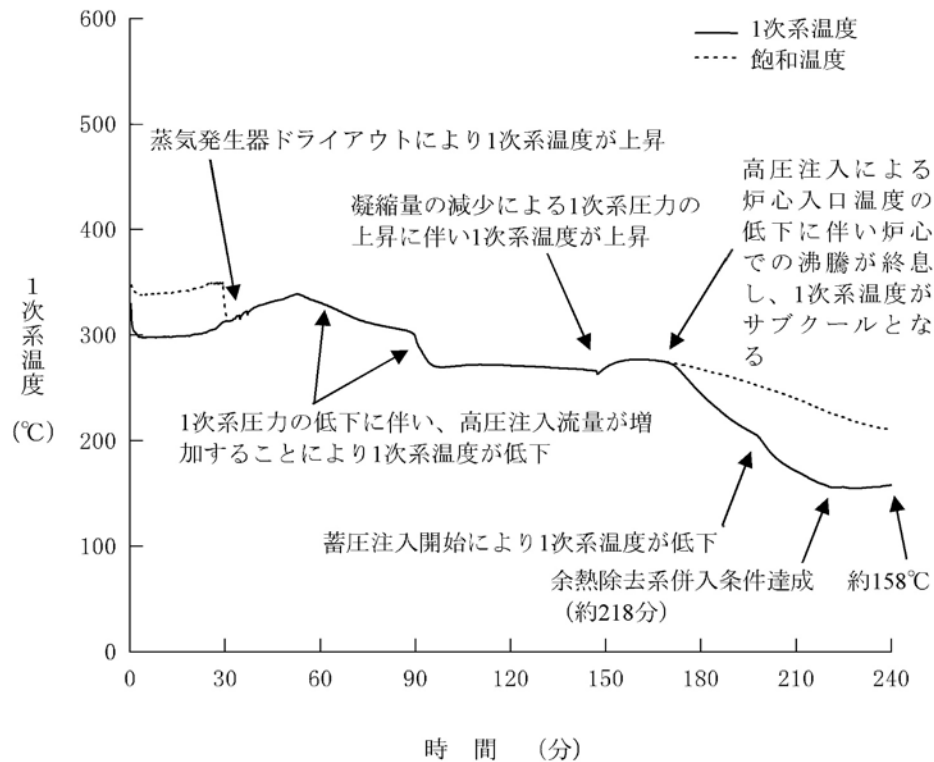
第1.15-146図 1次系注水流量の推移



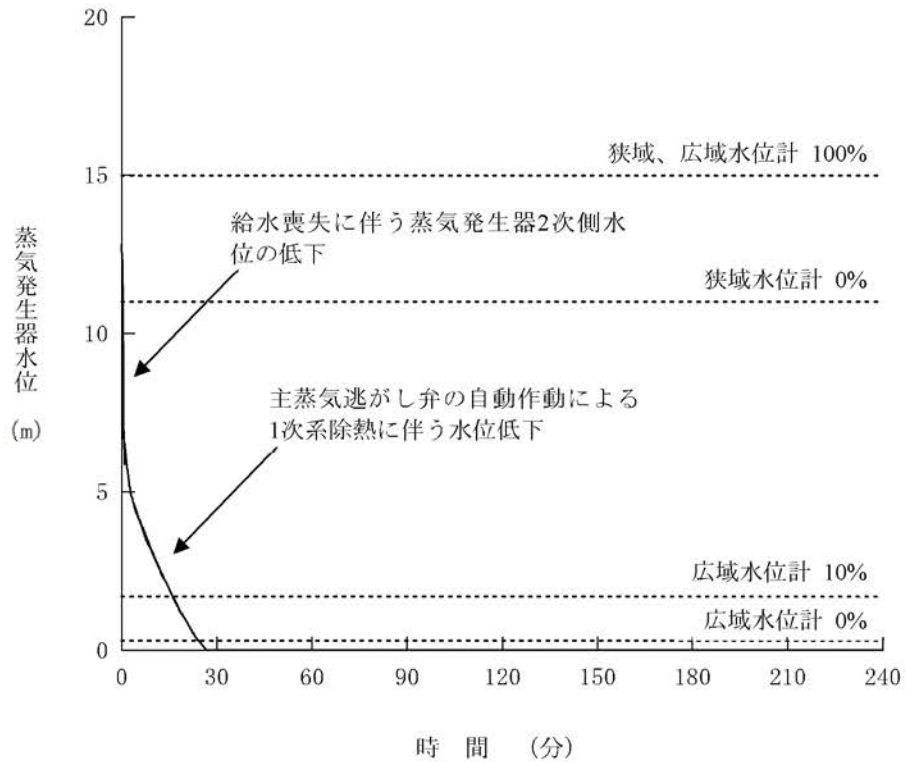
第1.15-147図 加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移



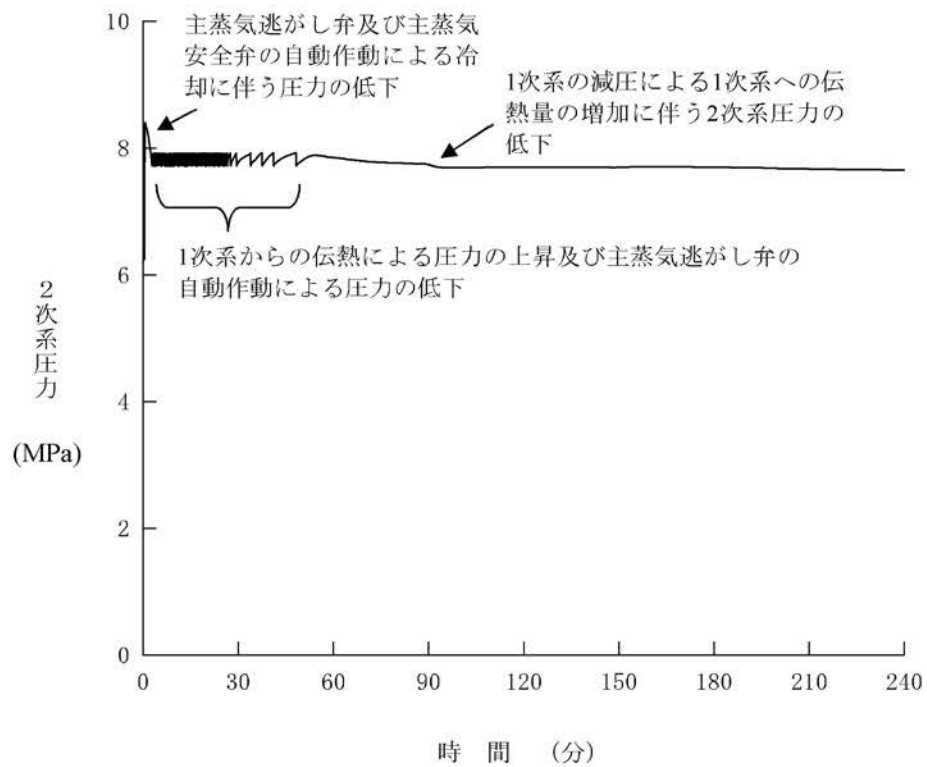
第1.15-148図 燃料被覆管温度の推移



第1.15-149図 1次系温度の推移



第1.15-150図 蒸気発生器水位の推移



第1.15-151図 2次系圧力の推移