

この他，評価項目となるパラメータに対して，対策の有効性が確認できる範囲内において，操作時間には時間余裕がある。

7.1.6.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「ECCS注水機能喪失」において，重大事故等対策時における必要な要員は，「7.1.6.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり10名である。「7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している中央制御室の運転員，災害対策本部要員，災害対策要員及び災害対策要員（支援）の36名で対処可能である。

(2) 必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「ECCS注水機能喪失」において，必要な水源，燃料及び電源は，「7.5.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。

a. 水源

燃料取替用水ピット（1,700m³：有効水量）を水源とする余熱除去ポンプによる炉心注水については，燃料取替用水ピット水位が再循環切替水位（16.5%）に到達後，低圧再循環へ切り替え，以降は格納容器再循環サンプを水源とするため，燃料取替用水ピットへの補給は不要である。

b. 燃料

ディーゼル発電機による電源供給については，事象発生後7日間最大負荷で運転した場合，約527.1kLの軽油が必要となる。

緊急時対策所への電源供給については，保守的に事象発生直

後からの緊急時対策所用発電機の運転を想定すると、7日間の運転継続に約19.2kLの軽油が必要となる。

ディーゼル発電機燃料油貯油槽（約540kL）及び燃料タンク（SA）（約50kL）にて合計約590kLの軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、ディーゼル発電機による電源供給及び緊急時対策所への電源供給について、7日間の継続が可能である（合計使用量約546.3kL）。

c. 電源

外部電源は使用できないものと仮定し、ディーゼル発電機によって給電を行うものとする。重大事故等対策時に必要な負荷は、設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備作動信号により作動する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

また、緊急時対策所への電源供給を行う緊急時対策所用発電機についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。

7.1.6.5 結論

事故シーケンスグループ「ECCS注水機能喪失」では、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の中小破断の発生後、高圧注入機能が喪失し、破断箇所から1次冷却材が流出し、原子炉容器内水位の低下により炉心が露出して炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「ECCS注水機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、初期の対策として補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系強制冷却並びに余熱除去ポンプによる低圧注入、安定状態に向けた対策として余熱除去ポンプによる低圧再循環を

整備している。

事故シーケンスグループ「ECCS注水機能喪失」の重要事故シーケンス「中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故」について有効性評価を行った。

上記の場合においても、補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水及び主蒸気逃がし弁の開操作による2次冷却系強制冷却を実施することにより、蓄圧注入及び低圧注入を促進させることで、炉心損傷することはない。

その結果、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。

解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策時に必要な要員は、運転員、災害対策本部要員、災害対策要員及び災害対策要員（支援）にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。

以上のことから、補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系強制冷却、余熱除去ポンプによる低圧注入等の炉心損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「ECCS注水機能喪失」に対して有効である。

第7.1.6.1表 「ECCS注水機能喪失」の重大事故等対策について（1／3）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
a. プラントトリップの確認	<ul style="list-style-type: none"> ・事象の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。 ・非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を判断する。 	-	-	出力領域中性子束* 中間領域中性子束* 中性子源領域中性子束*
b. 安全注入シーケンス作動状況の確認	<ul style="list-style-type: none"> ・「ECCS作動」警報により非常用炉心冷却設備作動信号が発信し、安全注入シーケンスが作動していることを確認する。 	【燃料取替用水ピット】* 【高圧注入ポンプ】* 【余熱除去ポンプ】*	-	【高圧注入流量】* 【低圧注入流量】* 燃料取替用水ピット水位* 1次冷却材圧力（広域）*
c. 1次冷却材の漏えいの判断	<ul style="list-style-type: none"> ・加圧器圧力及び水位の低下、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇、格納容器サンプ及び格納容器再循環サンプ水位の上昇、格納容器内エリアモニタの上昇等により1次冷却材の漏えいの判断を行う。 	-	-	加圧器水位* 1次冷却材圧力（広域）* 原子炉格納容器圧力* 格納容器内温度* 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）* 格納容器内低レンジエリアモニタ（低レンジ）* 格納容器再循環サンプ水位（広域）* 格納容器再循環サンプ水位（狭域）*
d. 高圧注入系の機能喪失の判断	<ul style="list-style-type: none"> ・高圧注入ポンプトリップ等による運転不能又は高圧注入流量が確認できない場合は、高圧注入系の機能喪失と判断する。 ・非常用炉心冷却設備作動を伴う1次冷却系漏えい時に、すべての高圧注入系が動作しない場合は、2次冷却系強制冷却を行う。 	-	-	【高圧注入流量】* 燃料取替用水ピット水位*
e. 高圧注入系の機能喪失時の対応	<ul style="list-style-type: none"> ・高圧注入系の機能喪失時の対応操作として、高圧注入系回復操作、充てん系による注水操作及び格納容器水素イグナイタの起動を行う。 	-	-	-

*：既許可の対象となっていない設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの
【 】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）
□：有効性評価上考慮しない操作

第7.1.6.1表 「ECCS注水機能喪失」の重大事故等対策について（2/3）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
f. 格納容器水素イグナイトの動作状況確認	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器水素イグナイトの運転状態を、格納容器水素イグナイト温度の温度指示の上昇により確認する。 1次冷却系からの漏えい量低減、蓄圧注入の促進及び余熱除去ポンプによる低圧注入開始を期待して、中央制御室にて主蒸気逃がし弁を開操作にし、蒸気発生器2次側による1次冷却系の減温、減圧を行う。 	格納容器水素イグナイト 格納容器水素イグナイト温度監視装置 【主蒸気逃がし弁】* 【電動補助給水ポンプ】* 【タービン動補助給水ポンプ】* 【蒸気発生器】* 【補助給水ピット】* 【ディーゼル発電機】* ディーゼル発電機燃料油貯油槽*	-	-
g. 蒸気発生器2次側による炉心冷却	<ul style="list-style-type: none"> 1次冷却材圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が動作することを確認する。 蓄圧注入開始後、1次冷却材圧力（広域）指示が0.6MPa[gage]となれば蓄圧タンクから1次冷却系への窒素流入防止のため、蓄圧タンク出口弁を閉操作する。 1次冷却材圧力の低下に伴い、余熱除去ポンプによる低圧注入が開始されることを確認する。 	【蓄圧タンク】* 【蓄圧タンク出口弁】*	-	1次冷却材温度（広域-高温側）* 1次冷却材温度（広域-低温側）* 1次冷却材圧力（広域）* 【補助給水流量】* 【主蒸気ライン圧力】* 【蒸気発生器水位（狭域）】* 【蒸気発生器水位（広域）】* 【補助給水ピット水位】*
h. 蓄圧注入系動作の確認及び蓄圧タンク出口弁閉操作	<ul style="list-style-type: none"> 1次冷却材圧力の低下に伴い、余熱除去ポンプによる低圧注入が開始されることを確認する。 	【余熱除去ポンプ】* 【燃料取替用水ピット】* 【ディーゼル発電機】* ディーゼル発電機燃料油貯油槽*	-	【低圧注入流量】* 燃料取替用水ピット水位* 1次冷却材圧力（広域）* 1次冷却材温度（広域-高温側）* 1次冷却材温度（広域-低温側）* 加圧器水位* 原子炉容器水位*
i. 炉心注水開始の確認	<ul style="list-style-type: none"> 低圧注入の開始により、燃料取替用水ピットの水位が低下し補給が必要であれば、燃料取替用水ピットの補給操作を行う。 	【燃料取替用水ピット】*	-	燃料取替用水ピット水位*

*：既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの
 【】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）
 □：有効性評価上考慮しない操作

第7.1.1.6.1表 「ECCS注水機能喪失」の重大事故等対策について（3／3）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
k. 再循環運転への切替え	<ul style="list-style-type: none"> 燃料取替用水ピット水位指示16.5%到達及び格納容器再循環サンプ水位（広域）指示71%以上を確認し、低圧再循環運転へ切り替え、格納容器再循環サンプから余熱除去ポンプを経て余熱除去冷却器で冷却した水を炉心へ注水する低圧再循環運転へ移行する。 	<ul style="list-style-type: none"> 【燃料取替用水ピット】* 【格納容器再循環サンプ】* 【格納容器再循環サンプスクリーン】* 【余熱除去ポンプ】* 【余熱除去冷却器】* 【ディーゼル発電機】* ディーゼル発電機燃料油貯槽* 	—	<ul style="list-style-type: none"> 燃料取替用水ピット水位* 格納容器再循環サンプ水位（広域）* 格納容器再循環サンプ水位（狭域）* 1次冷却材温度（広域-高温側）* 1次冷却材温度（広域-低温側）* 1次冷却材圧力（広域）* 【低圧注入流量】*

*：既許可の対象となっていない設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの
 【】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

第7.1.6.2表 「ECCS注水機能喪失」の主要解析条件（中破断LOCA時に高压注入機能が喪失する事故）（1/3）

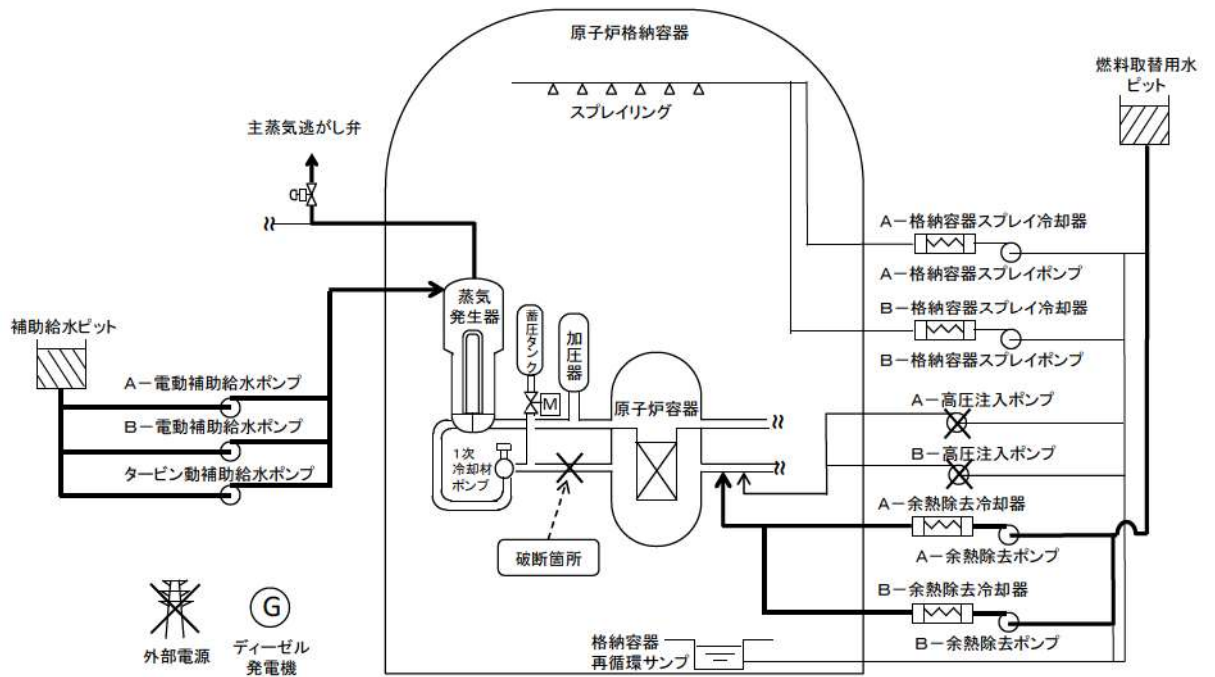
項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	M-RELAP5	本重要事故シナケンスの重要現象である炉心における燃料棒表面熱伝達，沸騰・ポイド率変化等を適切に評価することが可能であるコード。
炉心熱出力 (初期)	100% (2,652MWt) × 1.02	評価結果を厳しくするようにより，定常誤差を考慮した上限値として設定。
1次冷却材圧力 (初期)	15.41 + 0.21MPa [gage]	炉心熱出力が大きいと崩壊熱が大きくなり，1次冷却材の蒸発量及び燃料被覆管の温度評価の観点から厳しい設定。
1次冷却材平均温度 (初期)	306.6 + 2.2°C	評価結果を厳しくするようにより，定常誤差を考慮した上限値として設定。 1次冷却材圧力が高いと2次系強制冷却による減温，減圧が遅くなるとともに，蓄圧注入のタイミングが遅くなり，比較的低温の冷却材が注水されるタイミングも遅くなることから，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)	評価結果を厳しくするようにより，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（1次冷却系保有エネルギー）が高いと2次系強制冷却による減温，減圧が遅くなるとともに，蓄圧注入のタイミングが遅くなり，比較的低温の冷却材が注水されることから，厳しい設定。
蒸気発生器 2次側保有水量 (初期)	50t (1基当たり)	17×17型燃料集合体を装荷した3ルーブプラントを包絡する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，使用する崩壊熱はウラン・プルトニウム混合酸化燃料の装荷を考慮している。
起因事象	中破断LOCA 破断口径：約0.15m (6インチ) 破断口径：約0.15m (6インチ) 約0.1m (4インチ) 約0.05m (2インチ)	設計値として設定。 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，原子炉容器と非常用炉心冷却設備の注入配管との間において破断するものとして設定する。破断口径は，高压注入系が機能喪失した際に低圧注入を行うための1次冷却系の減圧又は高压注入系による炉心冷却に必要な範囲として設定。

第7.1.6.2表 「ECCS注水機能喪失」の主要解析条件（中破断LOCA時に高压注入機能が喪失する事故）（2/3）

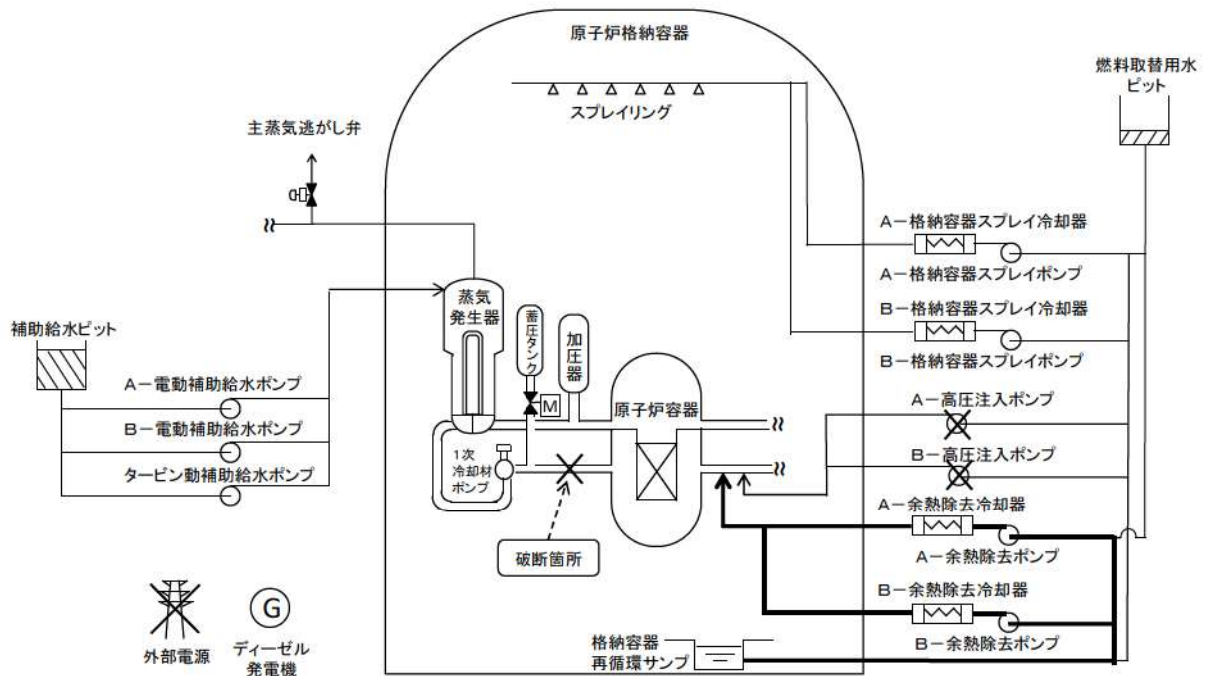
項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
事故条件	安全機能の喪失に対する仮定	高压注入機能として高压注入系の機能が喪失するものとして設定。	
	外部電源	外部電源なしの場合、常用系機器の機能喪失及び工学的安全施設の作動遅れの観点から炉心冷却上厳しくなることから、外部電源なしを設定。	
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉トリップ信号	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低い値として、トリップ限界値を設定。検出遅れや信号発信遅れ時間等を考慮して、応答時間を設定。	
	非常用炉心冷却設備作動信号	非常用炉心冷却設備作動設定値に計装誤差を考慮した低い値として、非常用炉心冷却設備作動限界値を設定。検出遅れや信号発信遅れ時間等を考慮して、応答時間を設定。	
	余熱除去ポンプ	余熱除去ポンプ注入特性の設計値として設定。 炉心冷却性が厳しくなる観点から、炉心への注水量が少なくなる最小注入特性を設定。	
	補助給水ポンプ	非常用炉心冷却設備作動限界値到達の60秒後に注水開始	補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
		150m ³ /h (蒸気発生器3基合計)	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）を仮定）に3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7.1.6.2表 「ECCS注水機能喪失」の主要解析条件（中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故）（3/3）

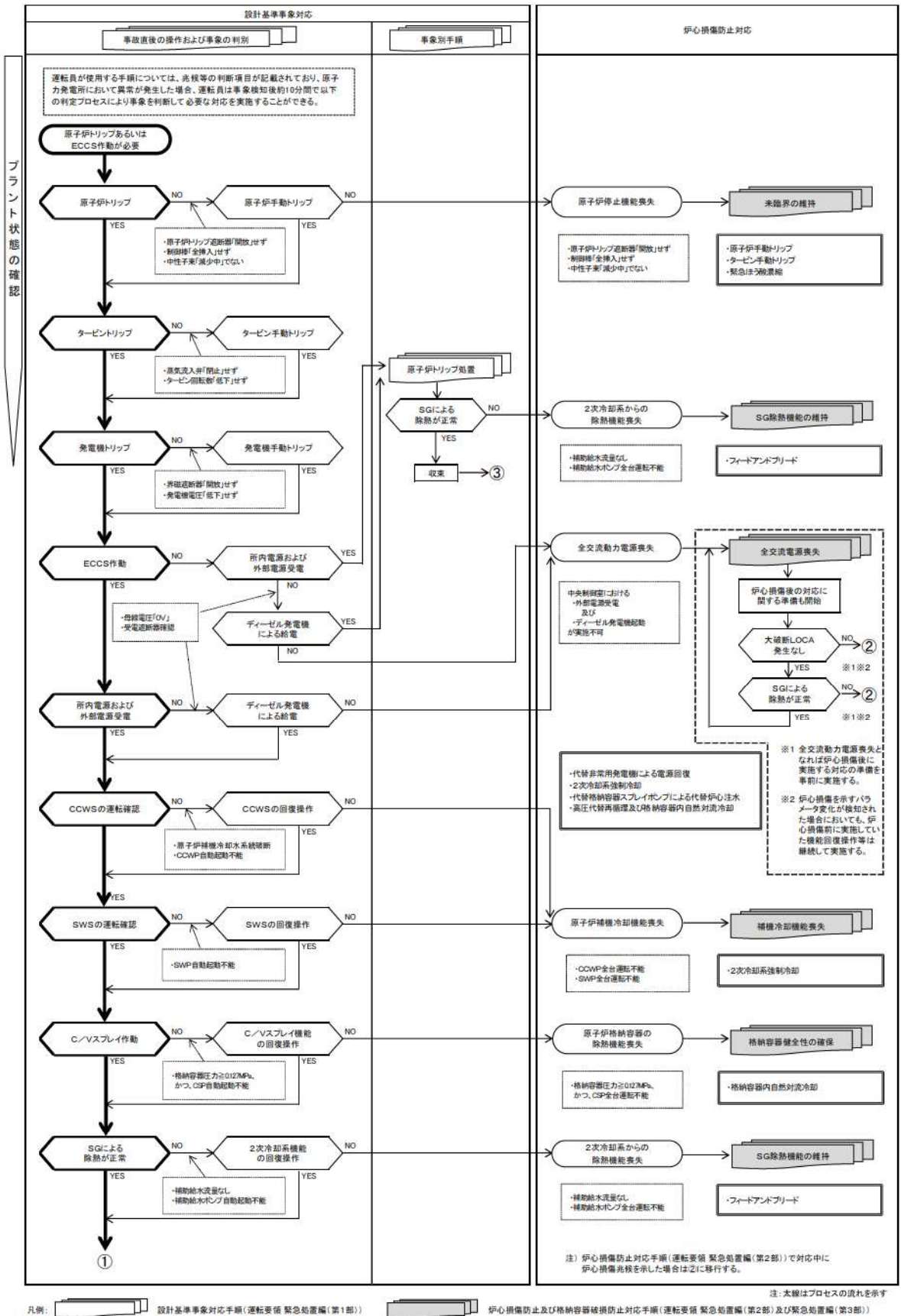
項 目	主要解析条件	条件設定の考え方	
重大事故等対策に 関連する機器条件	主蒸気逃がし弁 （1個当たり）	定格主蒸気流量の10% （1個当たり）	主蒸気逃がし弁1個当たり設計値である定格主蒸気流量（ループ当たり）の10%を処理できる流量として設定。
	蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa [gage] （最低保持圧力）	炉心への注水のタイミングを遅くする最低の圧力として設定。
	蓄圧タンク保有水量	29.0m ³ （1基当たり） （最低保有水量）	最低の保有水量を設定。
重大事故等対策に 関連する操作条件	2次冷却系強制冷却 開始 （主蒸気逃がし弁 開）	非常用炉心冷却設備作動信号発信 の10分後に開始し1分で完了	運転員等操作時間として、事象発生 of 検知・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。



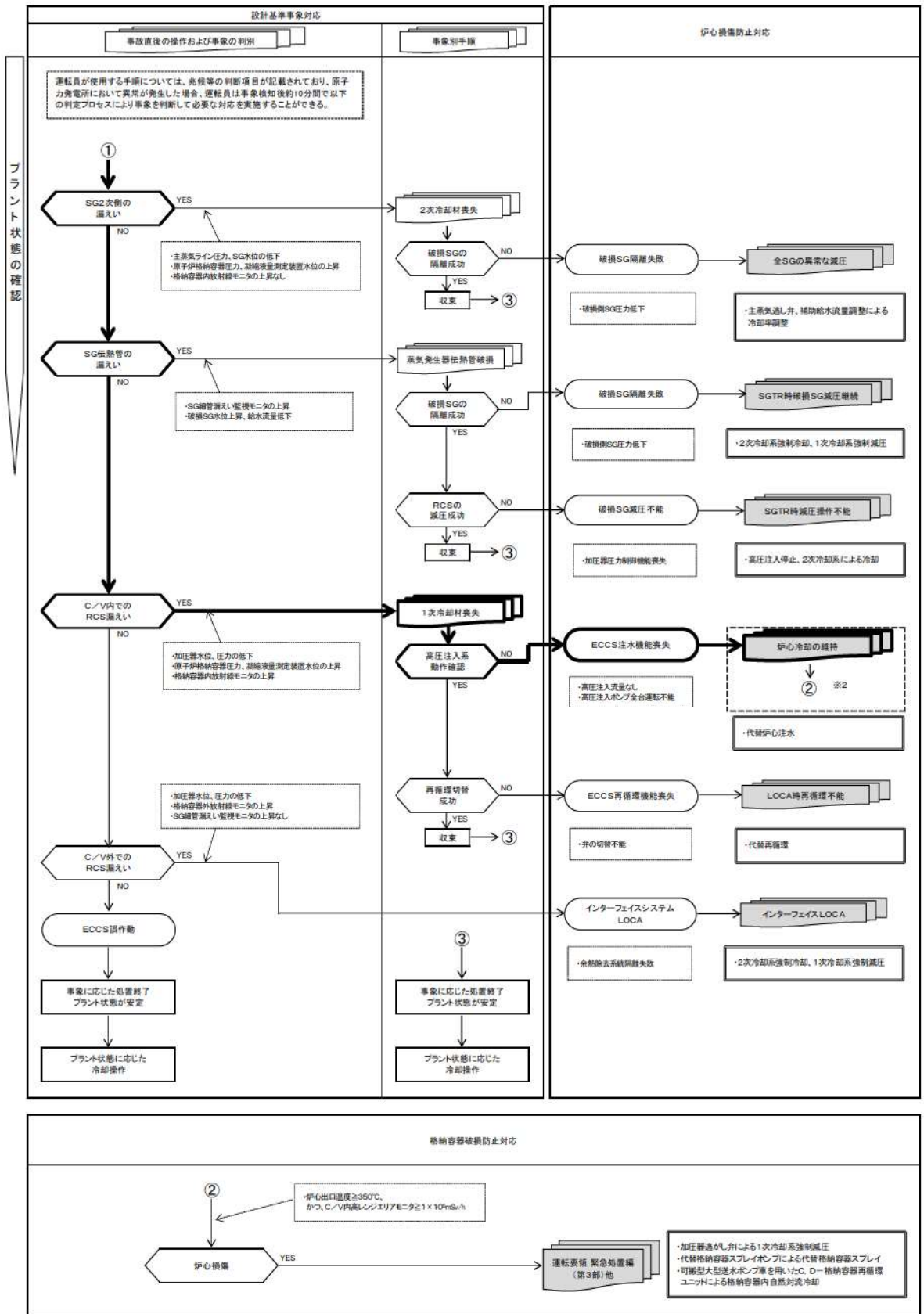
第7.1.6.1図 「ECCS注水機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図（1／2）
（2次冷却系強制冷却及び低圧注入）



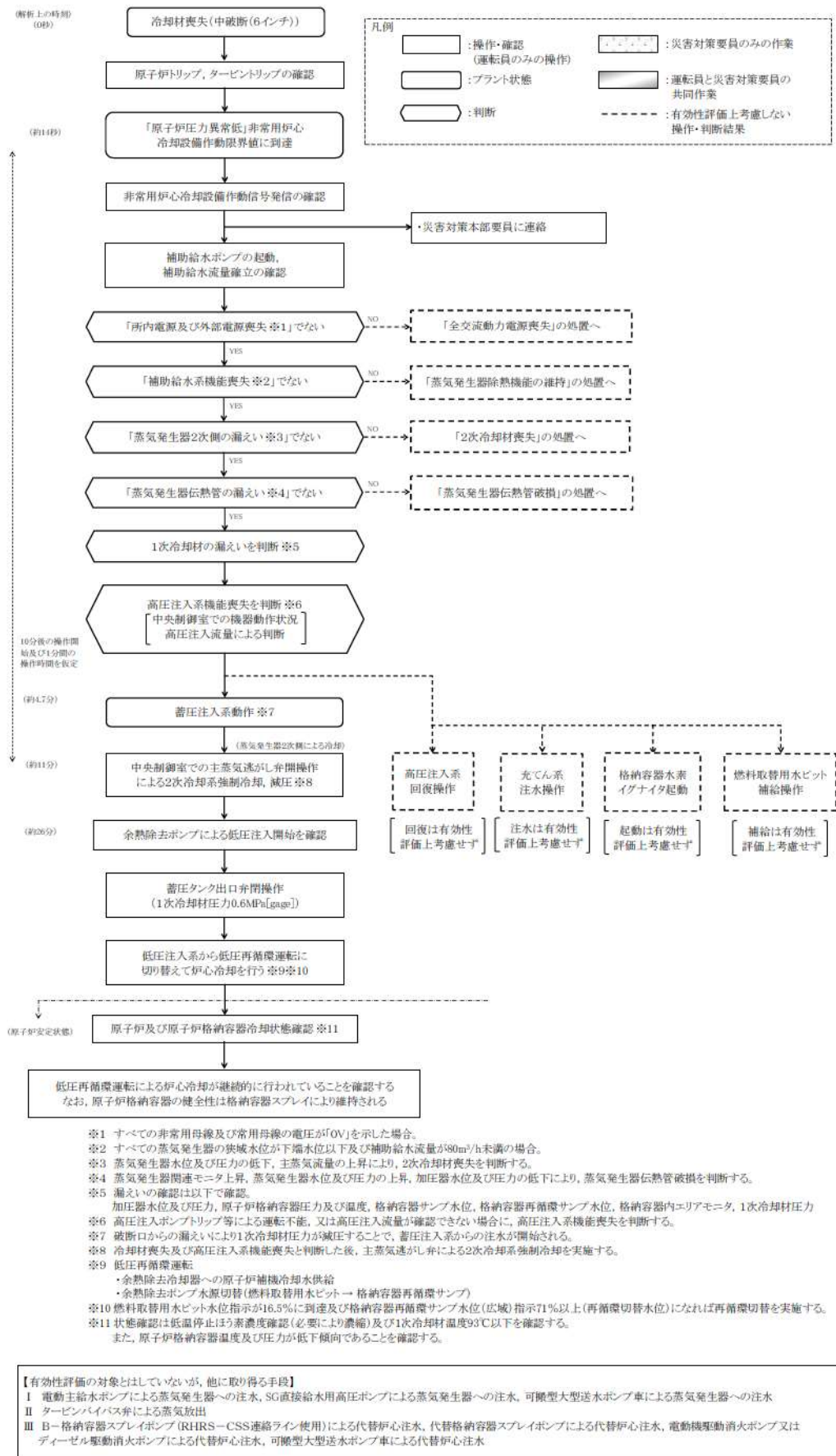
第7.1.6.1図 「ECCS注水機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図（2／2）
（低圧再循環）



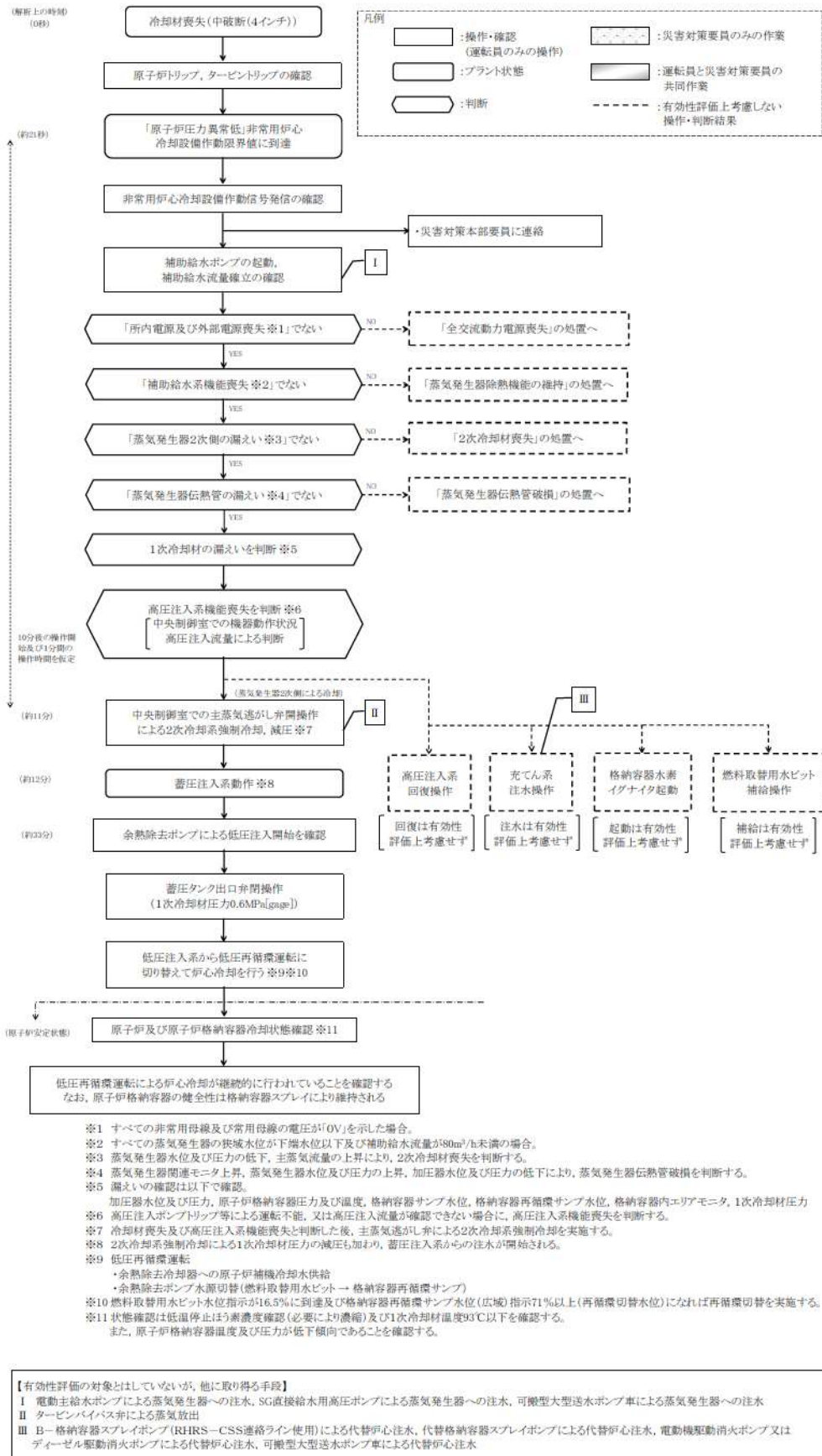
第7.1.6.2図 「ECCS注水機能喪失」の対応手順の概要
(判定プロセス) (1/2)



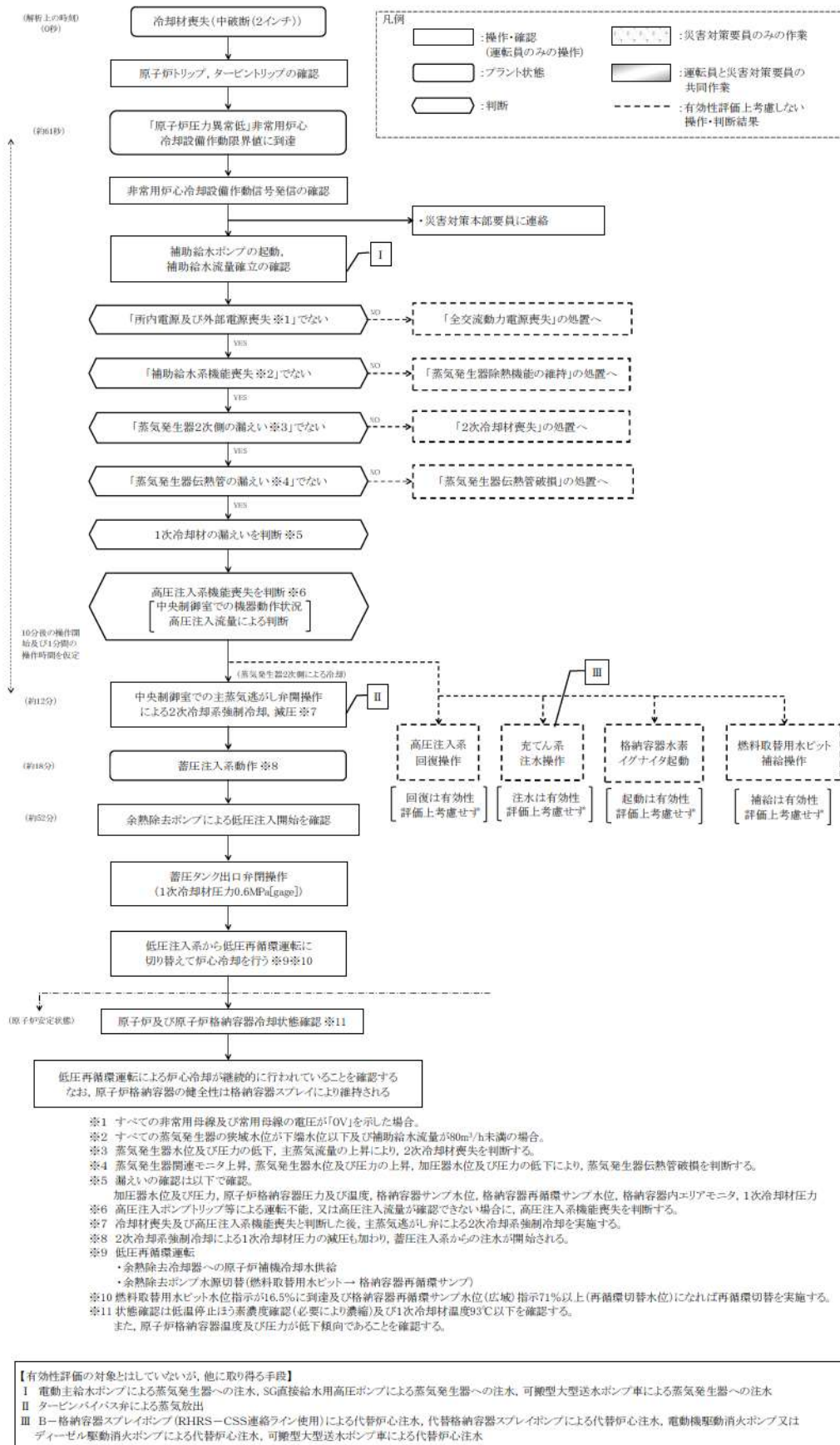
第7.1.6.2図 「ECCS注水機能喪失」の対応手順の概要
(判定プロセス) (2/2)



第7.1.6.3図 「ECCS注水機能喪失」の対応手順の概要
 (「中破断LOCA(6インチ破断)時に高圧注入機能が喪失する事故」の事象進展)



第7.1.6.4図 「ECCS注水機能喪失」の対応手順の概要
 (「中破断LOCA (4インチ破断)時に高圧注入機能が喪失する事故」の事象進展)



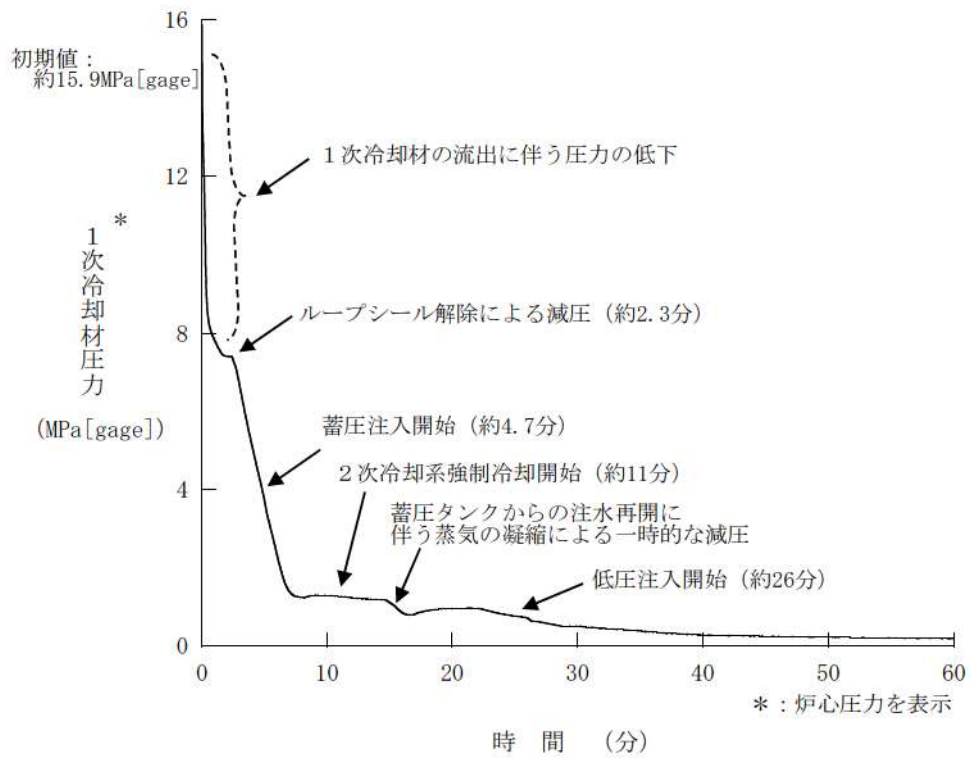
第7.1.6.5図 「ECCS注水機能喪失」の対応手順の概要
 (「中破断LOCA(2インチ破断)時に高圧注入機能が喪失する事故」の事象進展)

作業項目	必要の要員と作業項目				経過時間(秒)										経過時間(分)					備考							
	責任者	補佐	通報連絡等	運転員 (中央制御室)	30s	40s	50s	60s	70s	80s	90s	100s	110s	120s	130s	140s	150s	160s	170s		180s	190s	200s				
作業内容	中央監視 運転操作指揮 発電所計算主任連絡	1人																									
	副長	1人																									
作業内容	初動での指揮 中央制御室連絡 発電所外部連絡			4人																							
	運転員 (発電所)			4人																							
状況判断	2人 A,B																										
2次冷卻系強制冷却開始	1人 【0】																										
高圧注入系回復操作 (有効性評価上考慮せず)	1人 【A】																										
水素濃度監視操作 (有効性評価上考慮せず)	1人 【A】																										
低圧注入系確認	1人 【A】																										
高圧タンク出口弁操作	1人 【0】																										
充てんポンプ起動操作 (有効性評価上考慮せず)	1人 【0】																										
燃料取扱室水レベル維持操作 (有効性評価上考慮せず)	1人 【A】																										
必要員数 合計				4人 A~D																							

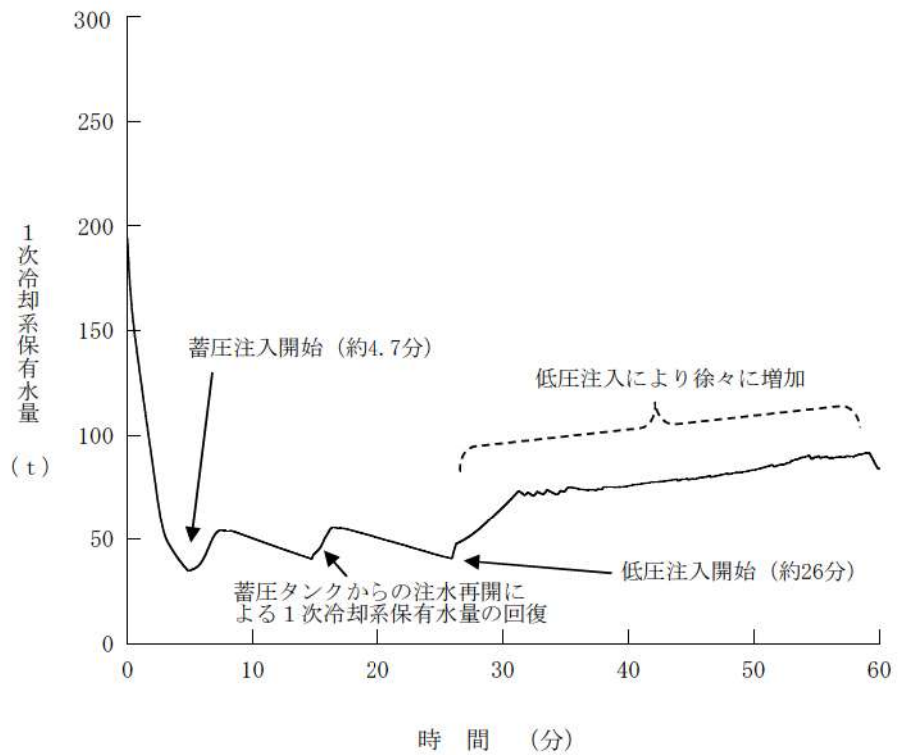
必要員数	6
災害対策要員	0
災害対策要員(支援)	0
災害対策本部要員	4
災害対策本部要員	10
合計	20

初動時の要員数	36
(運転員6名, 災害対策要員11名, 災害対策要員(支援)15名, 災害対策本部要員4名の合計)	

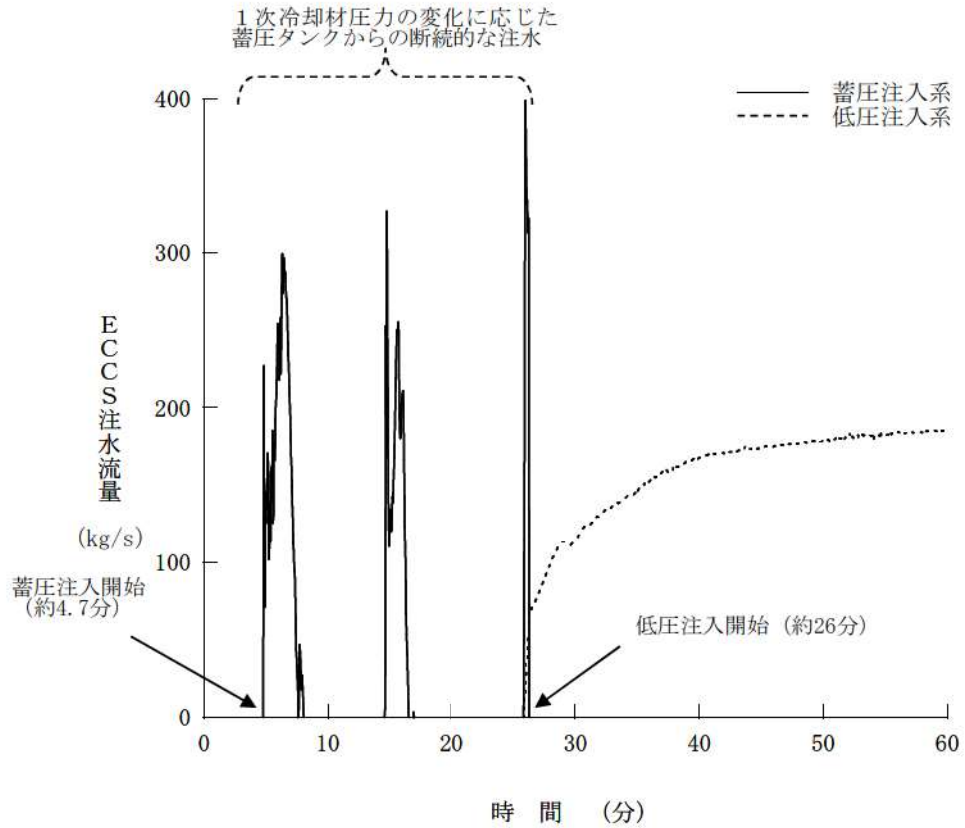
第7.1.6.8図 「ECCS注水機能喪失」の作業と所要時間
(中破断LOCA(2インチ破断)時に高圧注入機能が喪失する事故)



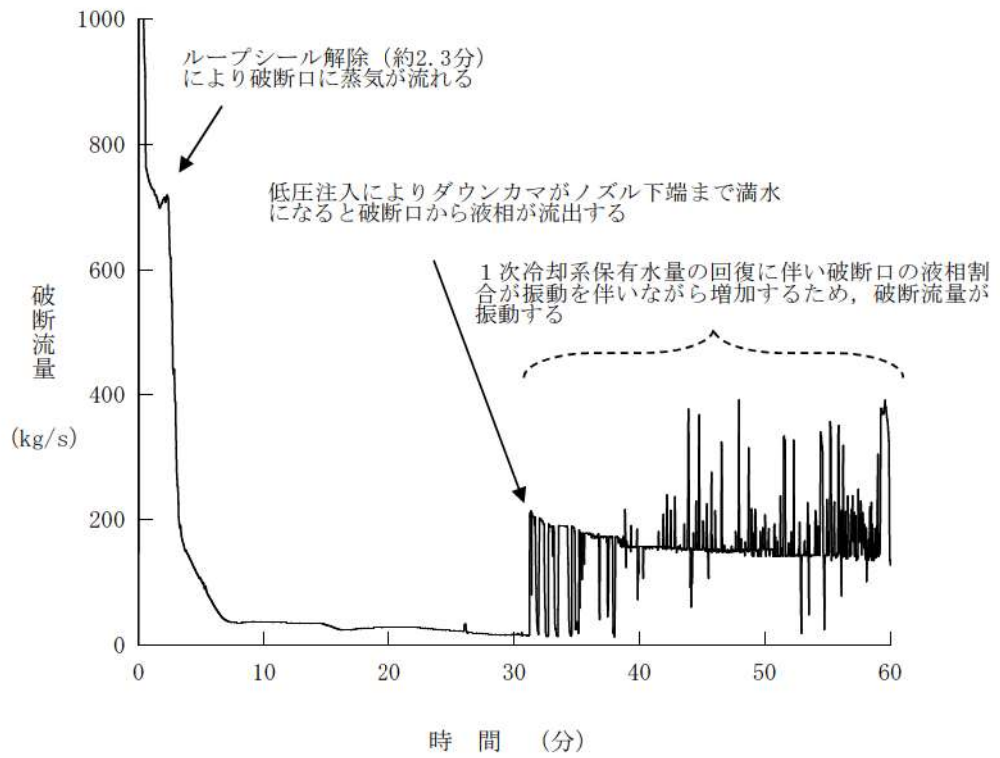
第7.1.6.9図 1次冷却材圧力の推移 (6インチ破断)



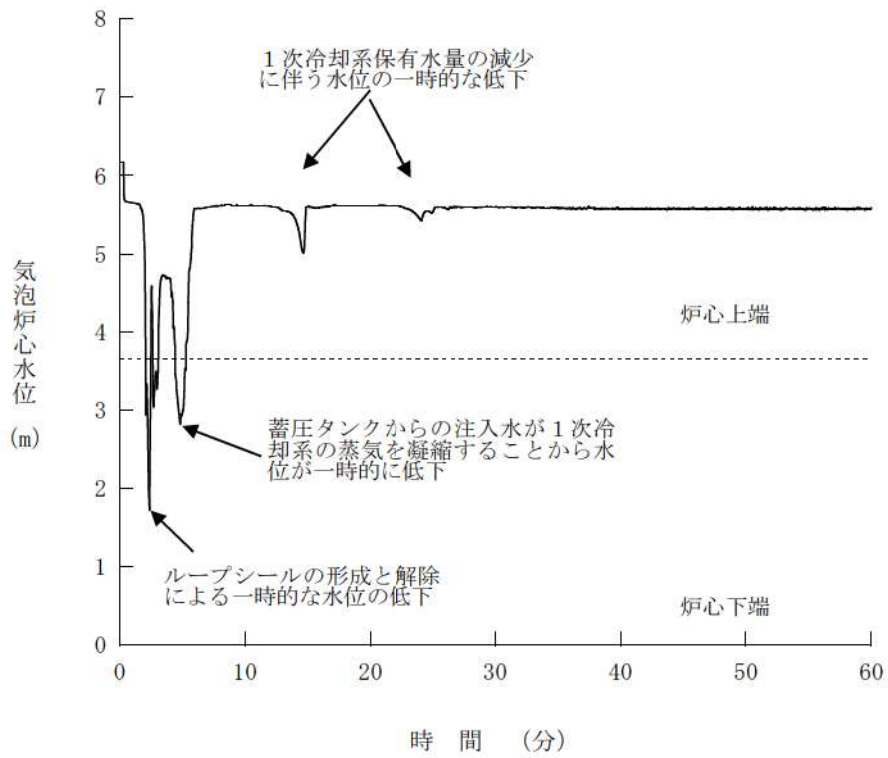
第7.1.6.10図 1次冷却系保有水量の推移 (6インチ破断)



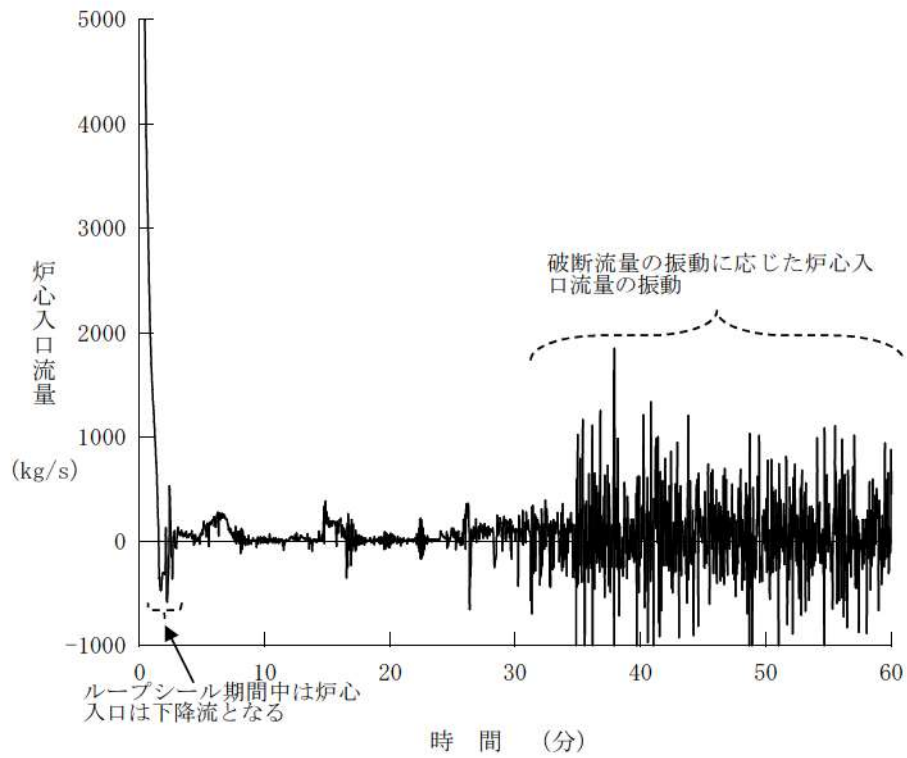
第7.1.6.11図 ECCS注水流量の推移（6インチ破断）



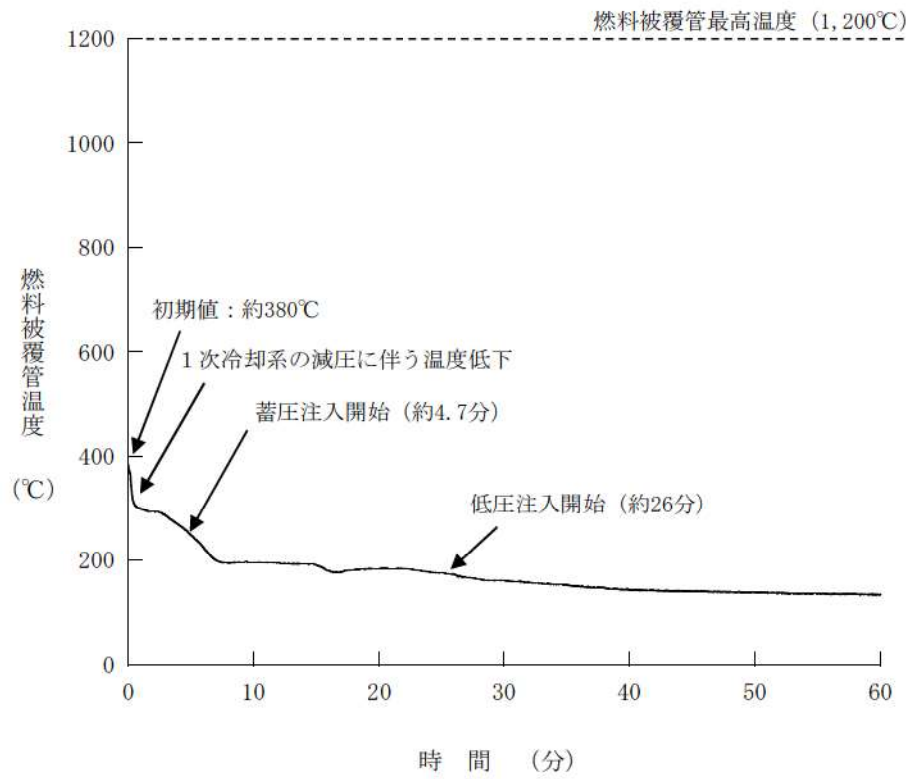
第7.1.6.12図 破断流量の推移（6インチ破断）



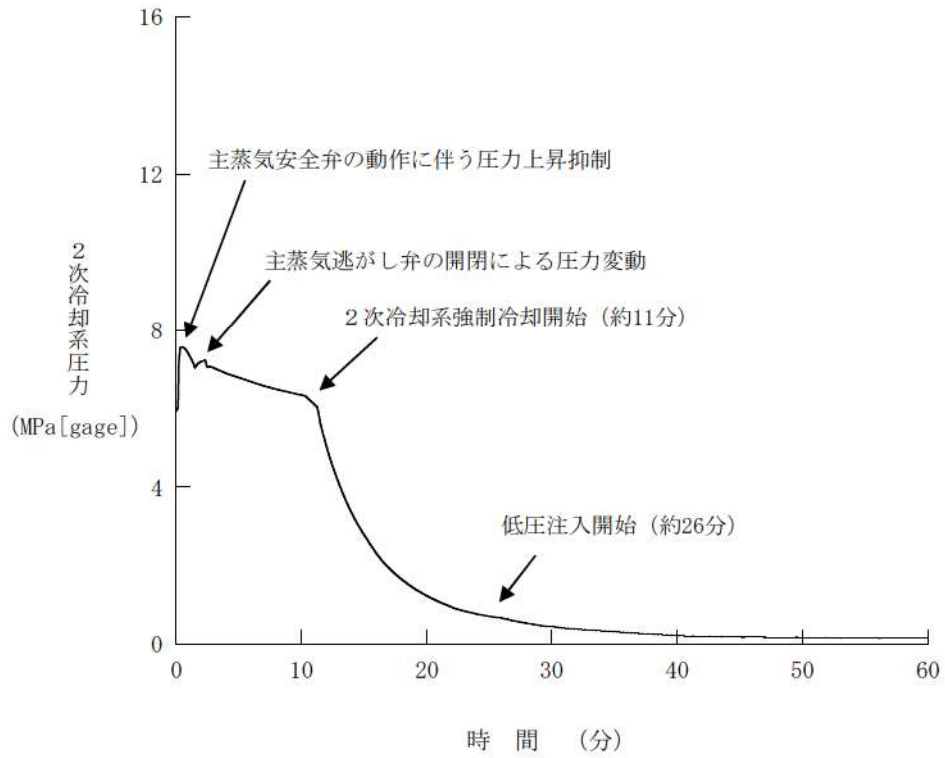
第7.1.6.13図 気泡炉心水位の推移（6インチ破断）



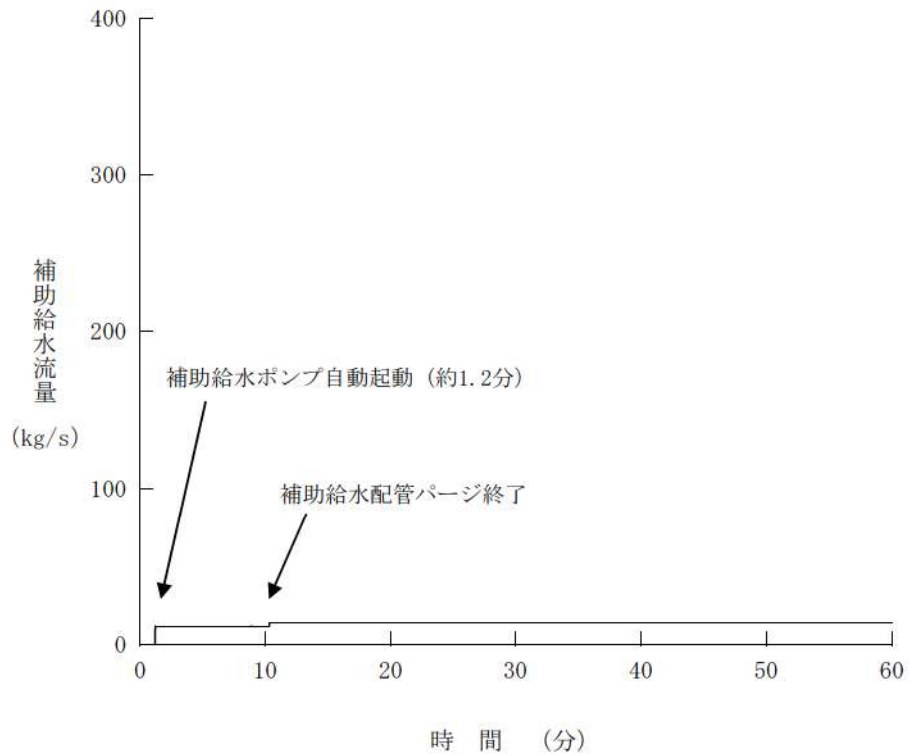
第7.1.6.14図 炉心入口流量の推移（6インチ破断）



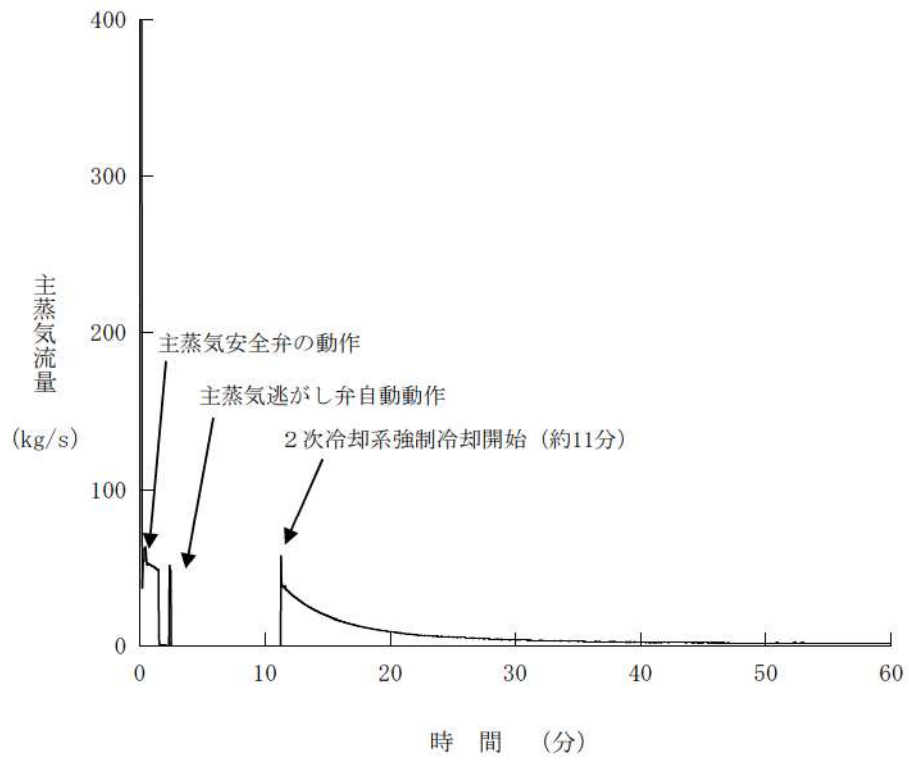
第7.1.6.15図 燃料被覆管温度の推移 (6インチ破断)



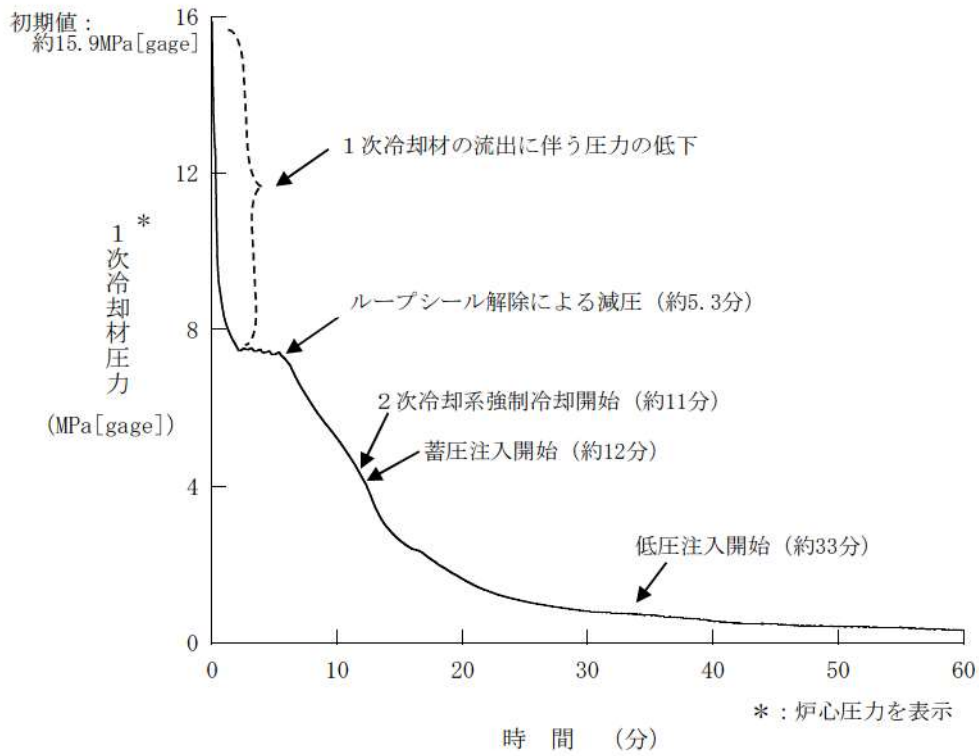
第7.1.6.16図 2次冷却系圧力の推移（6インチ破断）



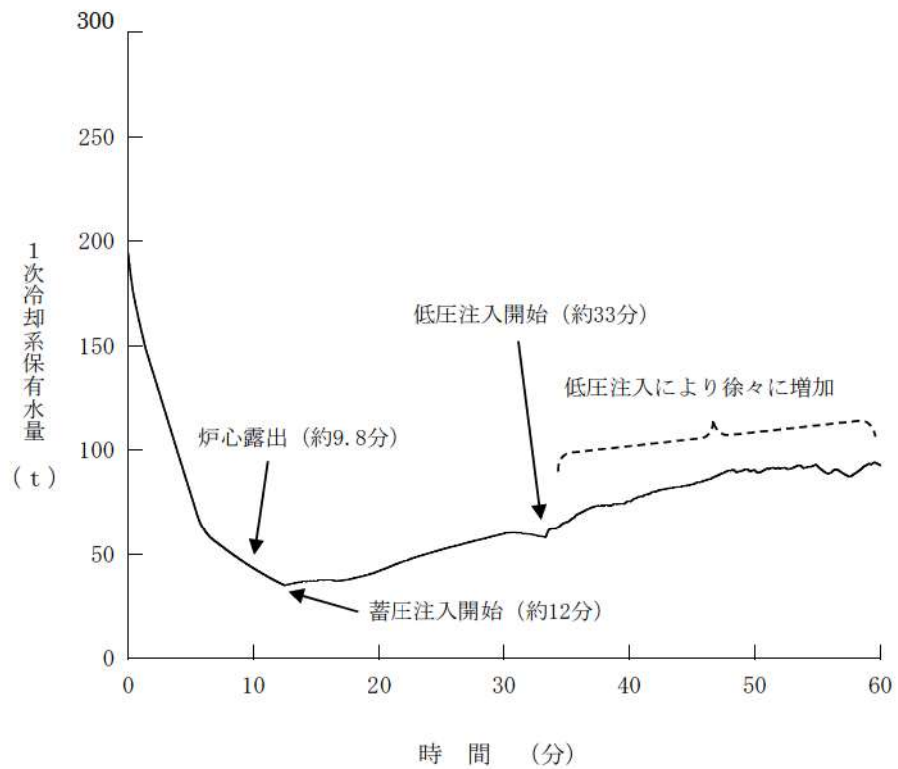
第7.1.6.17図 補助給水流量の推移（6インチ破断）



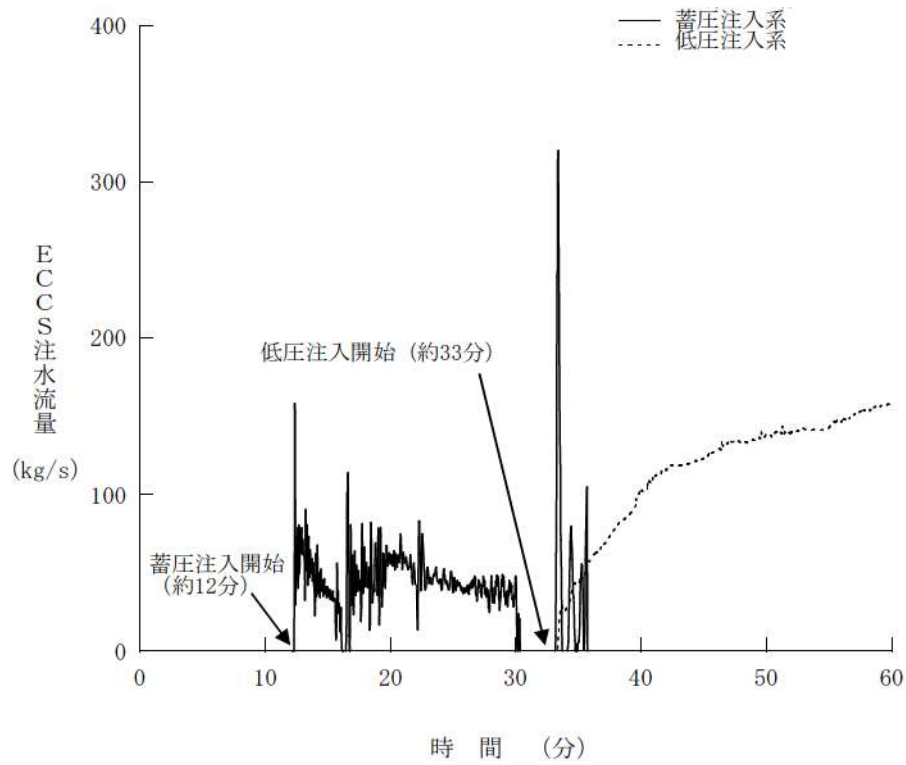
第7.1.6.18図 主蒸気流量の推移（6インチ破断）



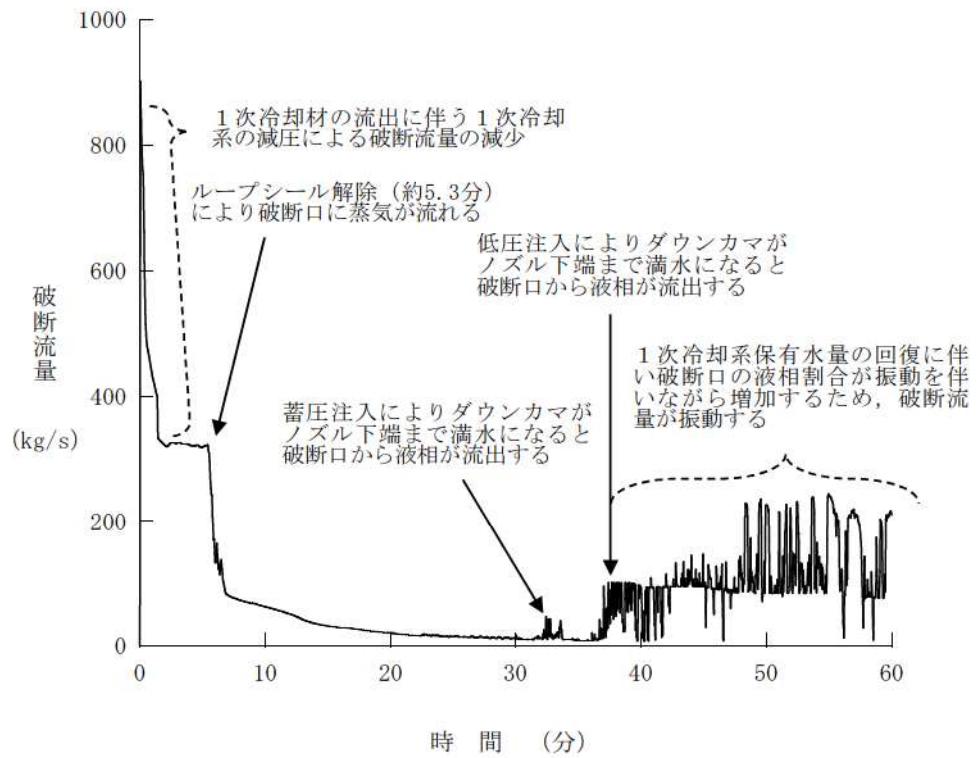
第7.1.6.19図 1次冷却材圧力の推移 (4インチ破断)



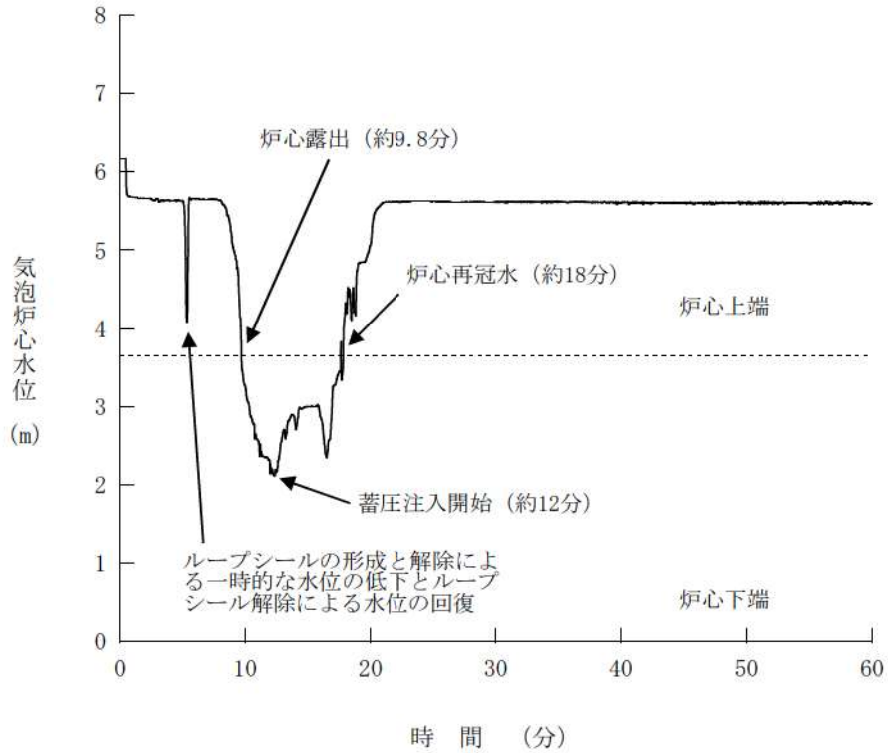
第7.1.6.20図 1次冷却系保有水量の推移 (4インチ破断)



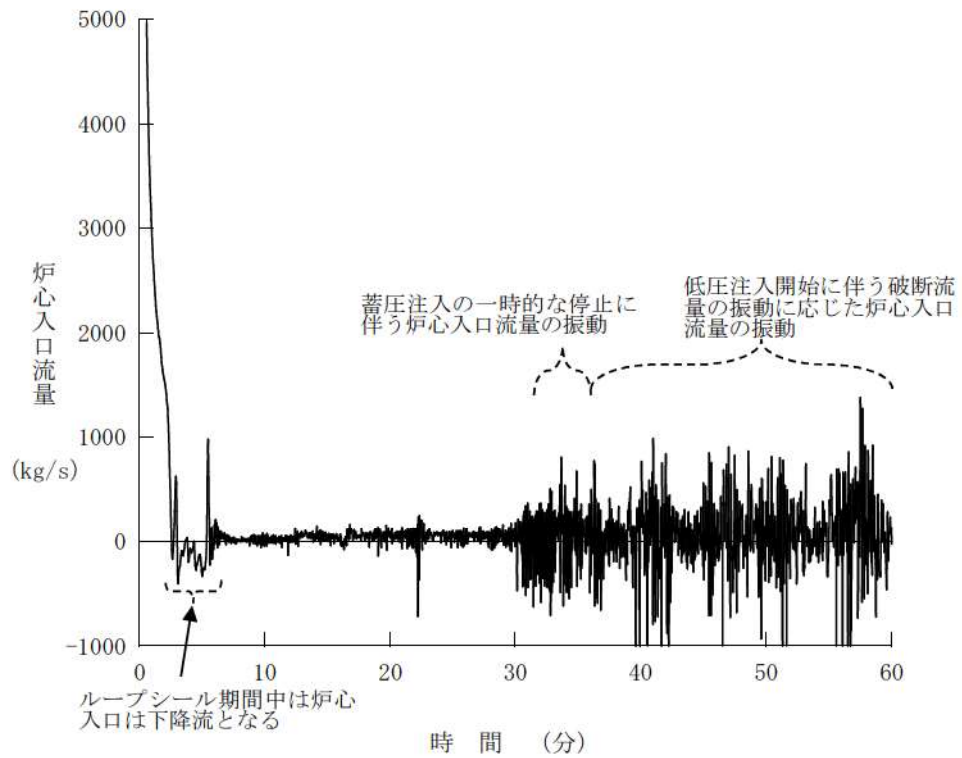
第7.1.6.21図 ECCS注水流量の推移（4インチ破断）



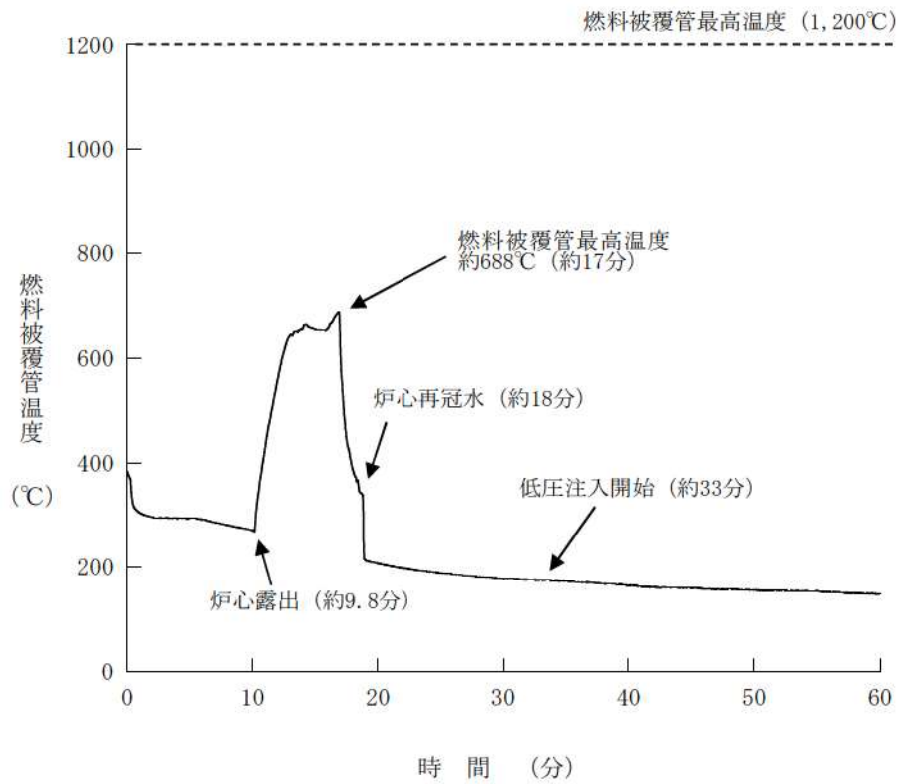
第7.1.6.22図 破断流量の推移（4インチ破断）



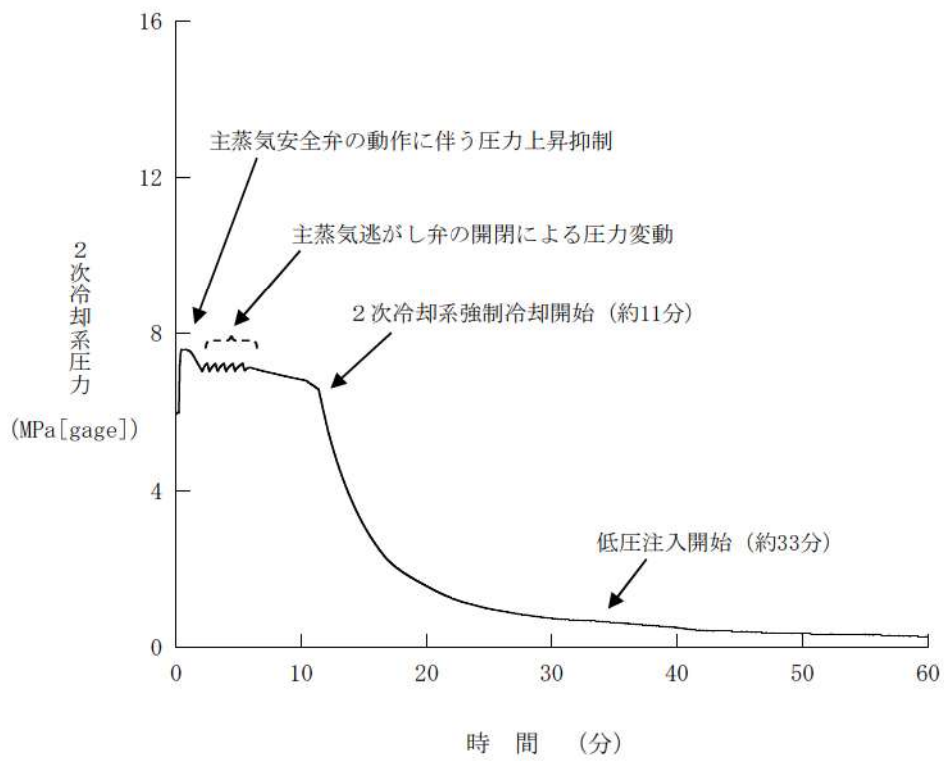
第7.1.6.23図 気泡炉心水位の推移 (4インチ破断)



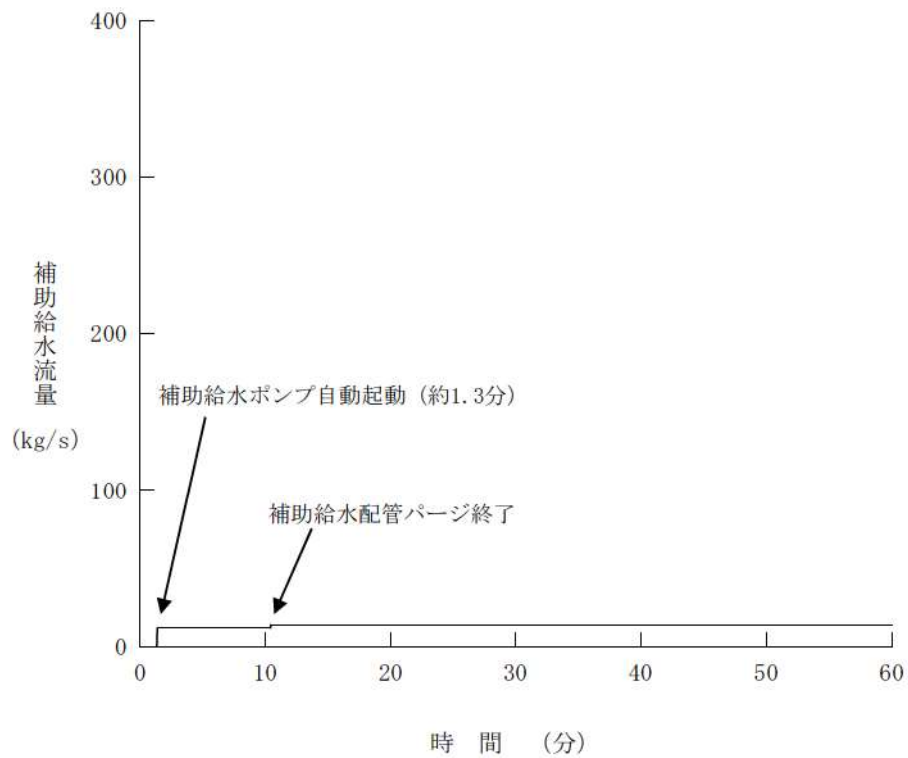
第7.1.6.24図 炉心入口流量の推移 (4インチ破断)



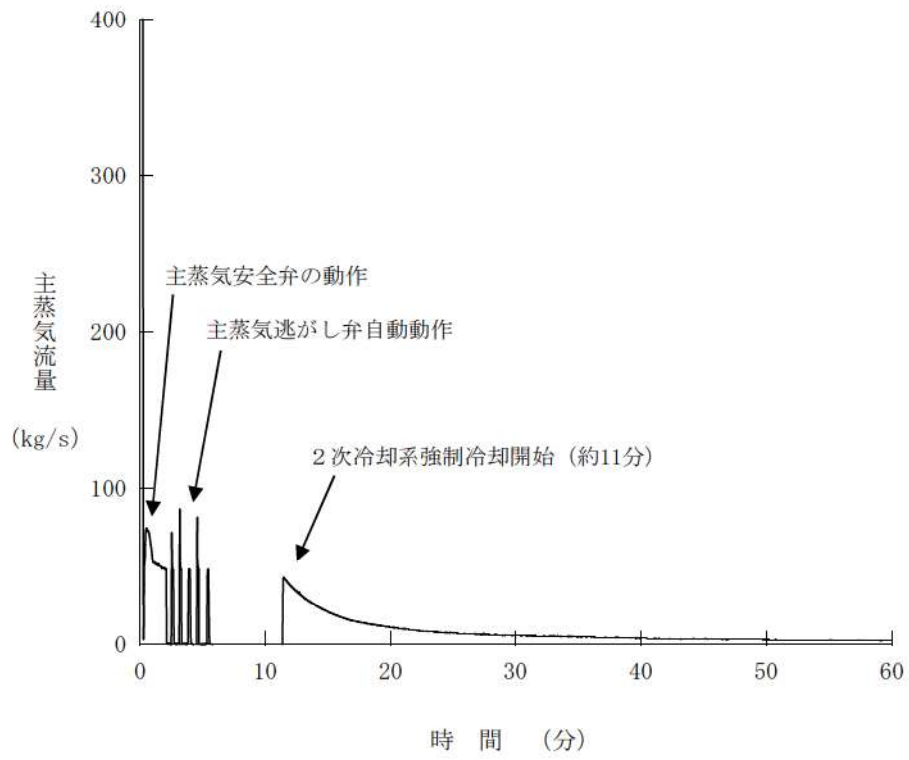
第7.1.6.25図 燃料被覆管温度の推移（4インチ破断）



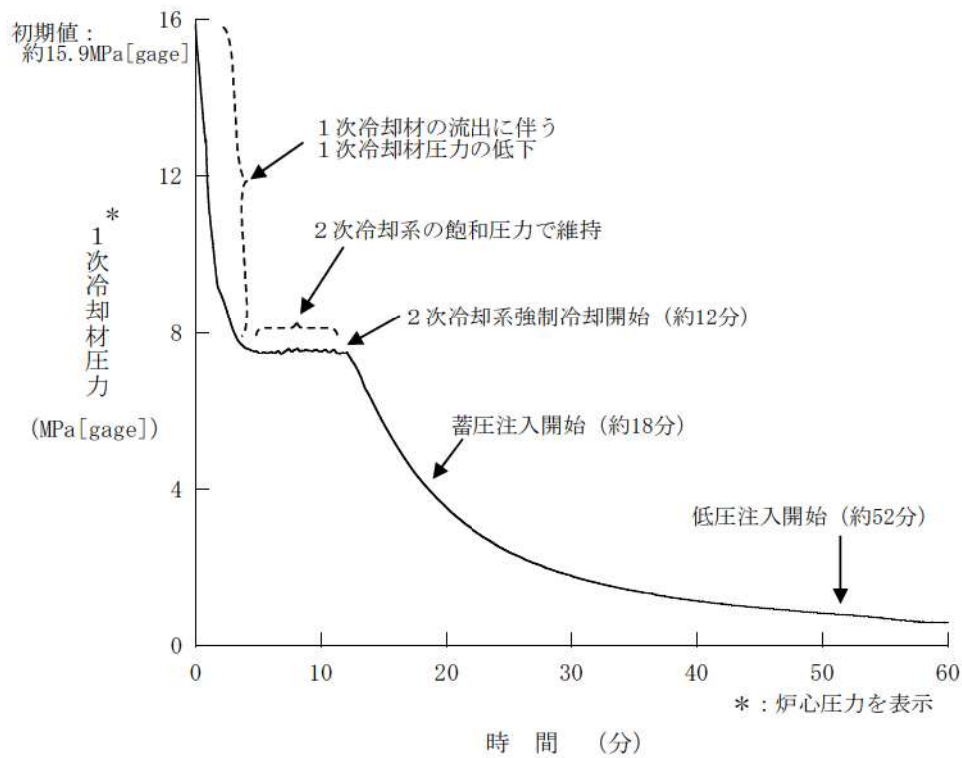
第7.1.6.26図 2次冷却系圧力の推移 (4インチ破断)



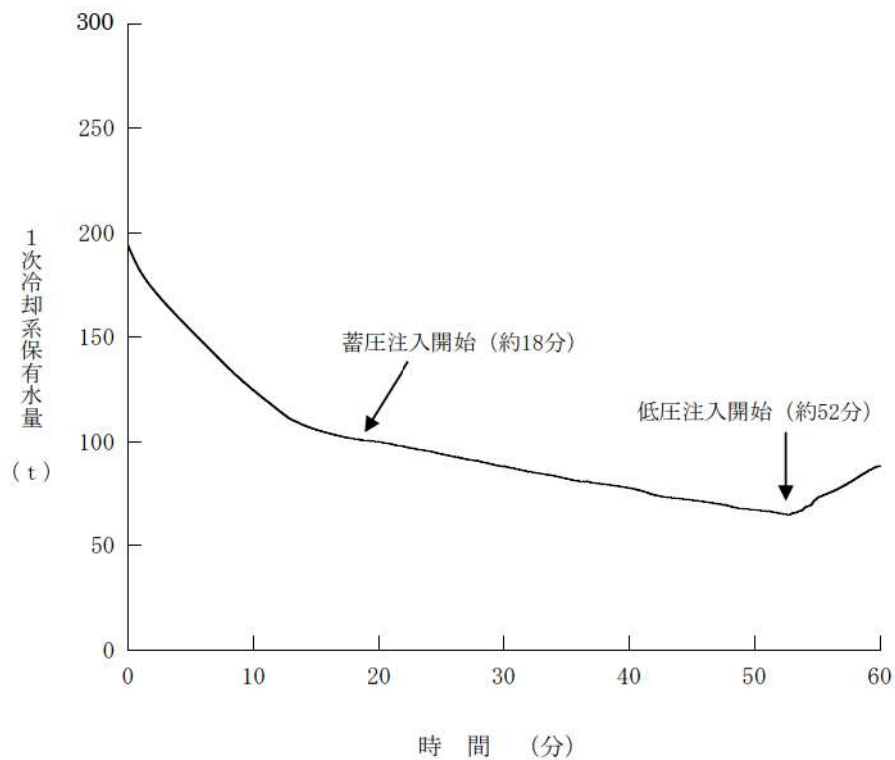
第7.1.6.27図 補助給水流量の推移 (4インチ破断)



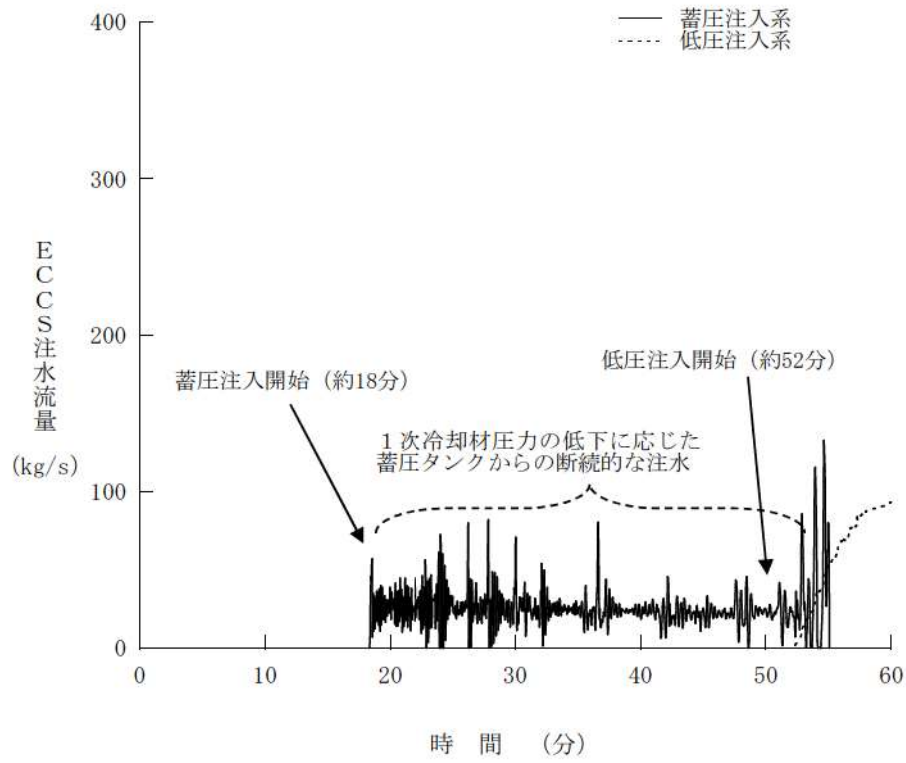
第7.1.6.28図 主蒸気流量の推移 (4インチ破断)



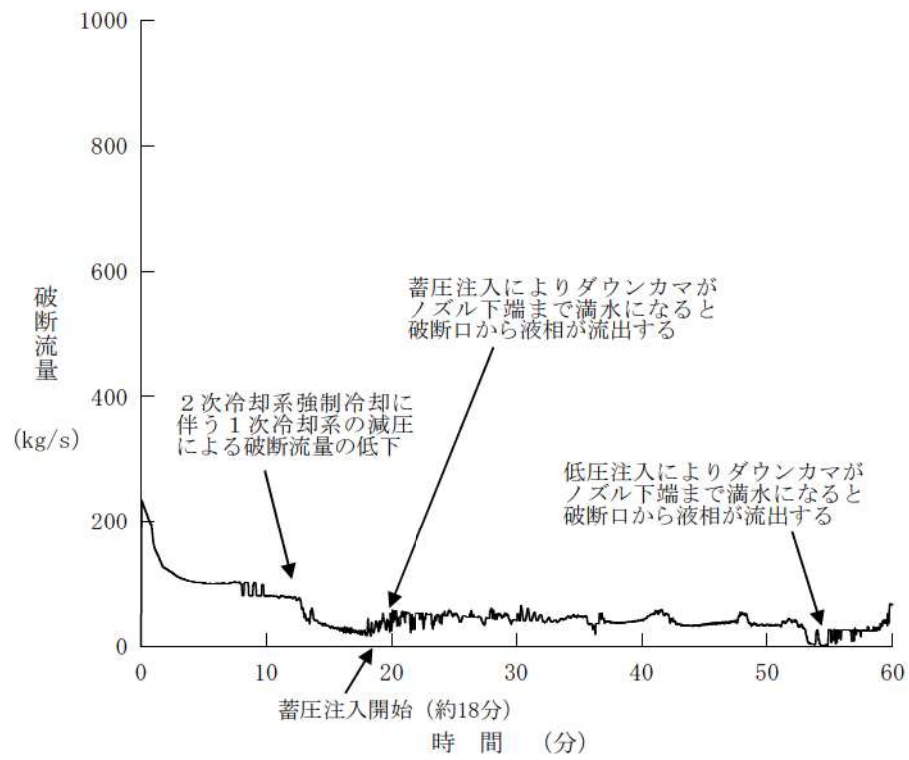
第7.1.6.29図 1次冷却材圧力の推移（2インチ破断）



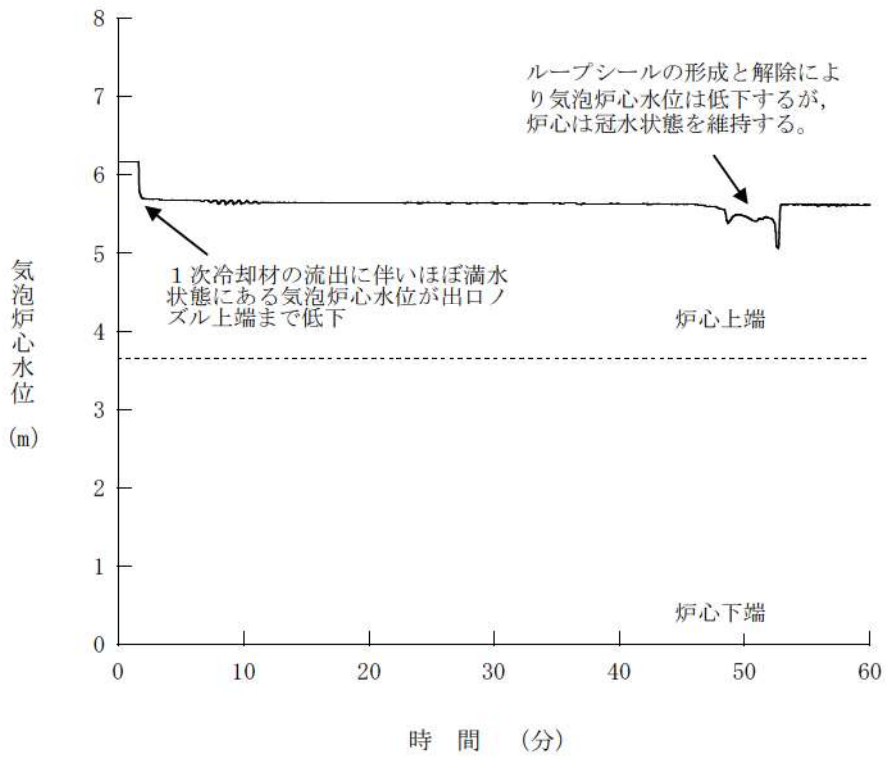
第7.1.6.30図 1次冷却系保有水量の推移（2インチ破断）



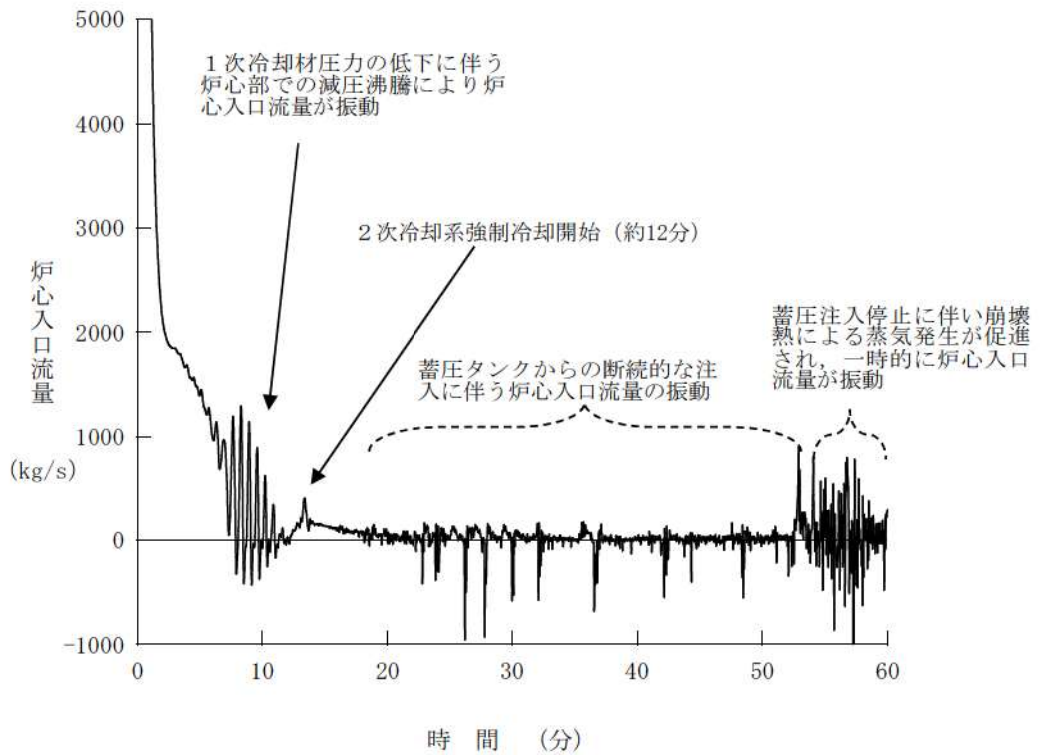
第7.1.6.31図 ECCS注水流量の推移（2インチ破断）



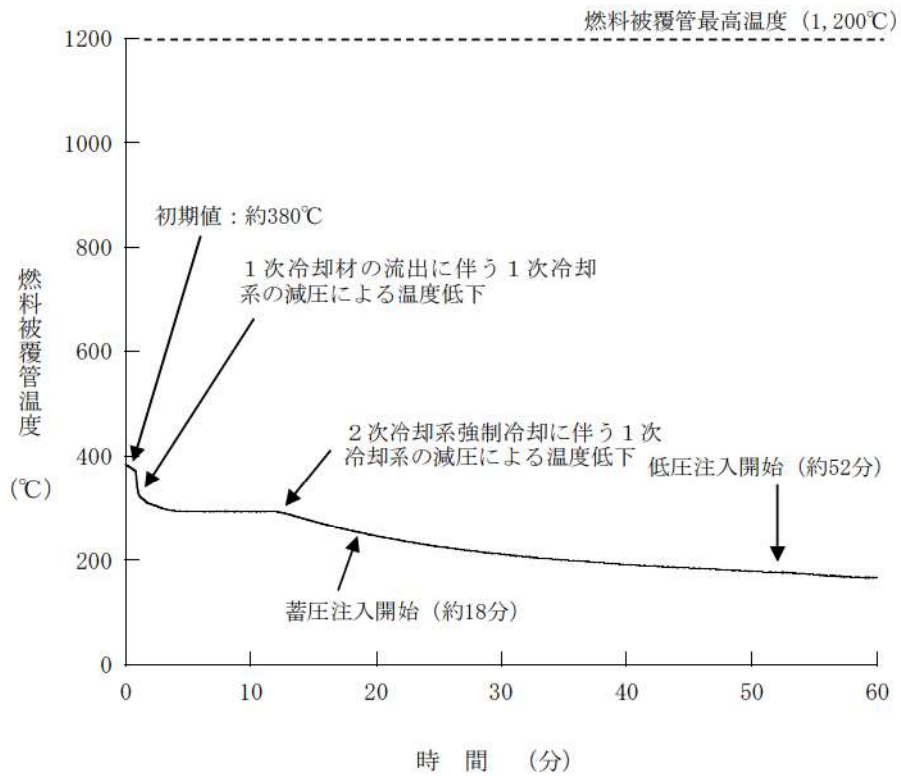
第7.1.6.32図 破断流量の推移（2インチ破断）



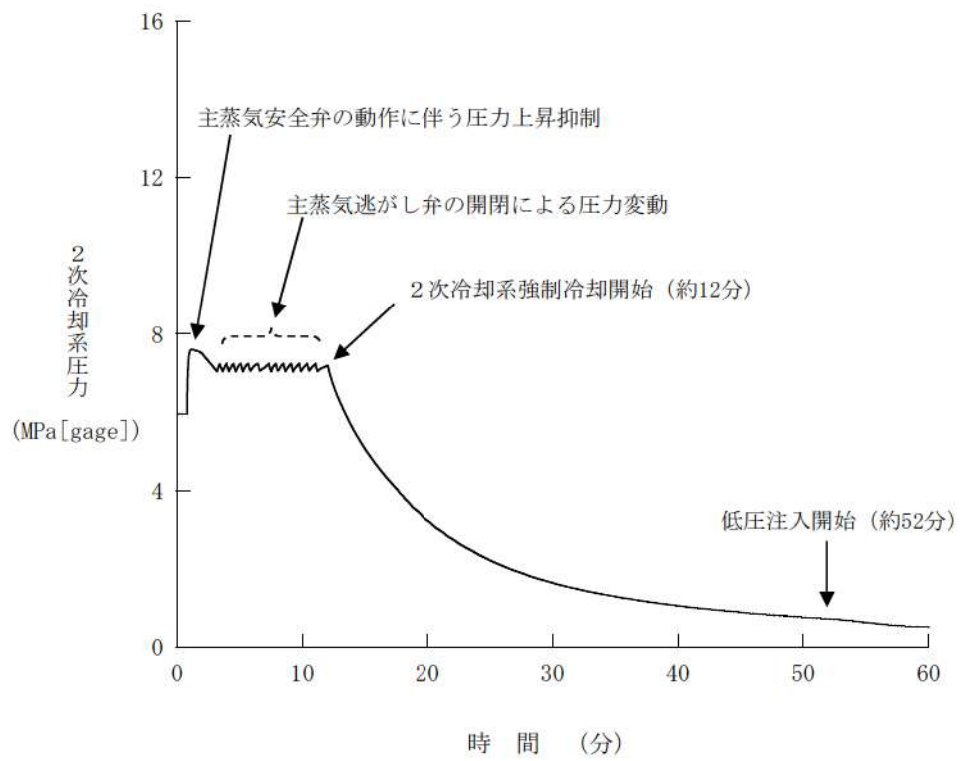
第7.1.6.33図 気泡炉心水位の推移（2インチ破断）



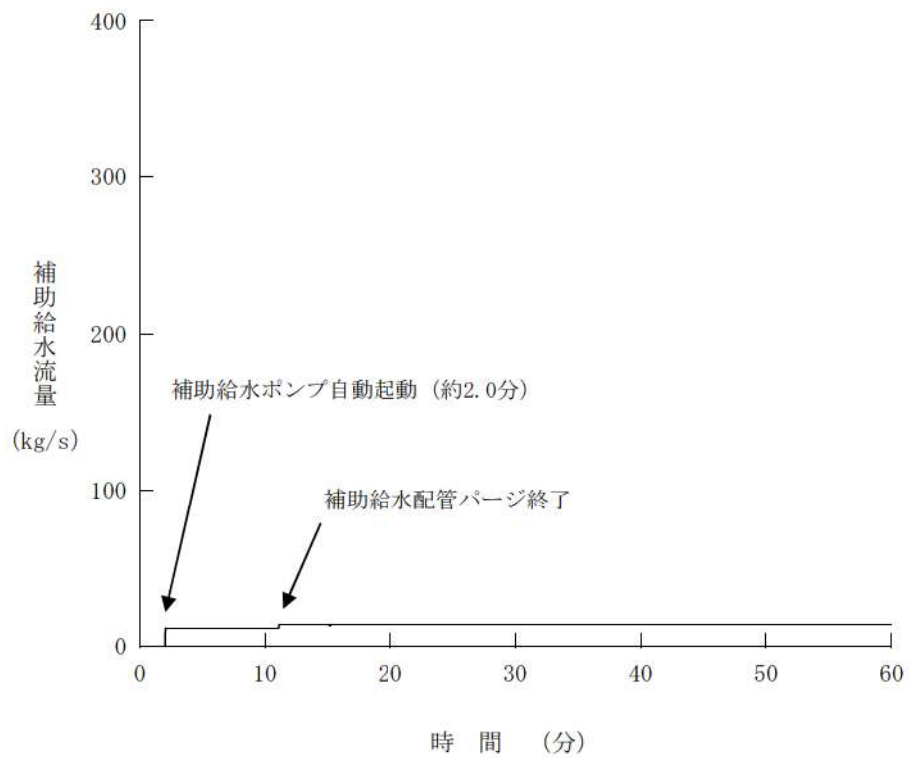
第7.1.6.34図 炉心入口流量の推移（2インチ破断）



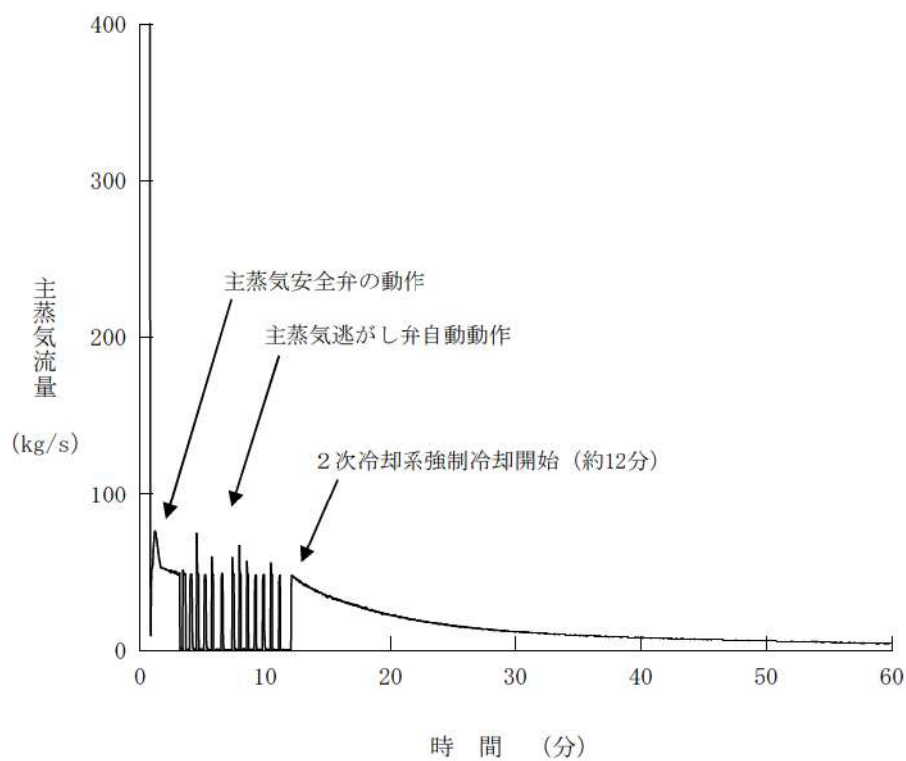
第7.1.6.35図 燃料被覆管温度の推移 (2インチ破断)



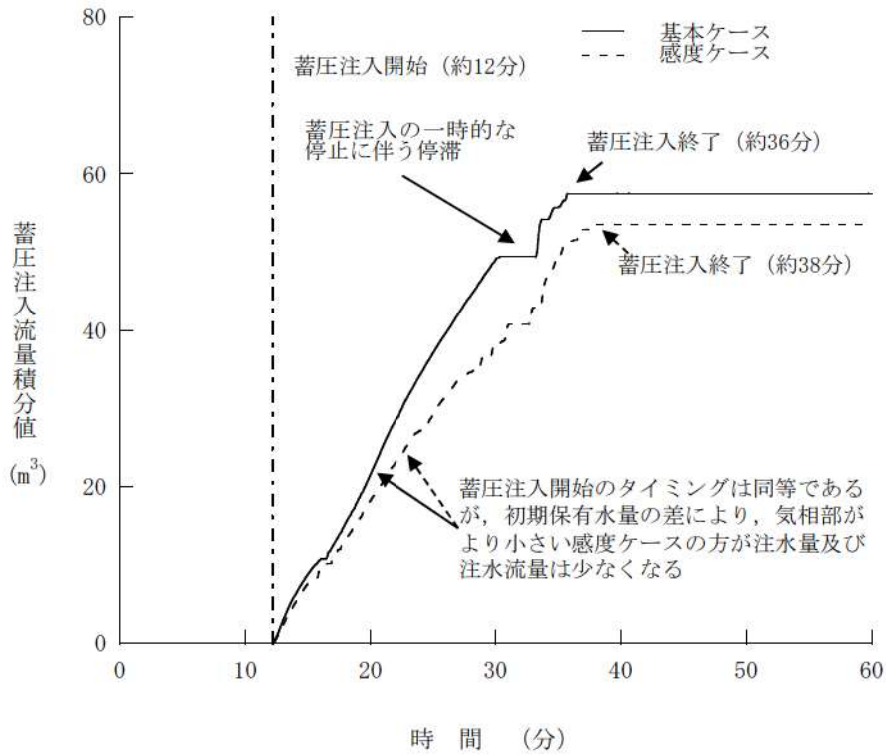
第7.1.6.36図 2次冷却系圧力の推移 (2インチ破断)



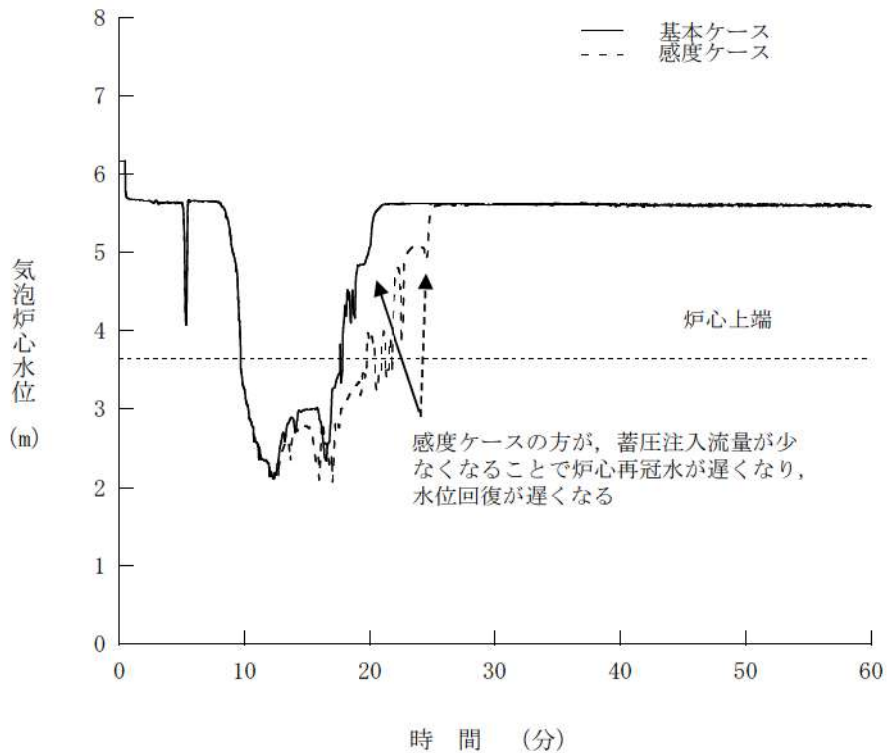
第7.1.6.37図 補助給水流量の推移 (2インチ破断)



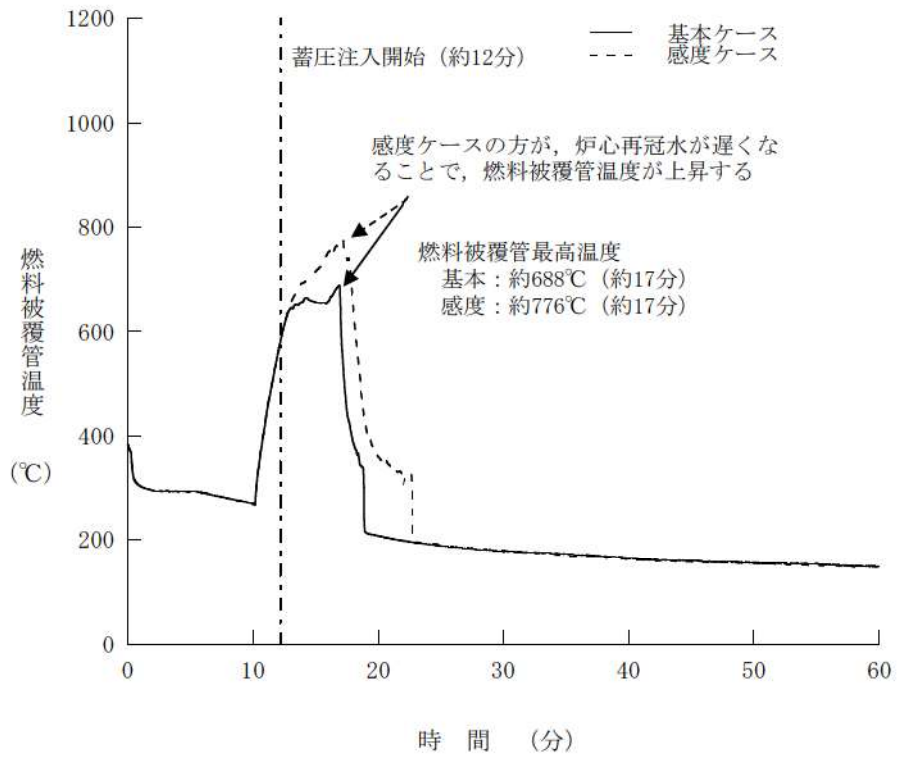
第7.1.6.38図 主蒸気流量の推移 (2インチ破断)



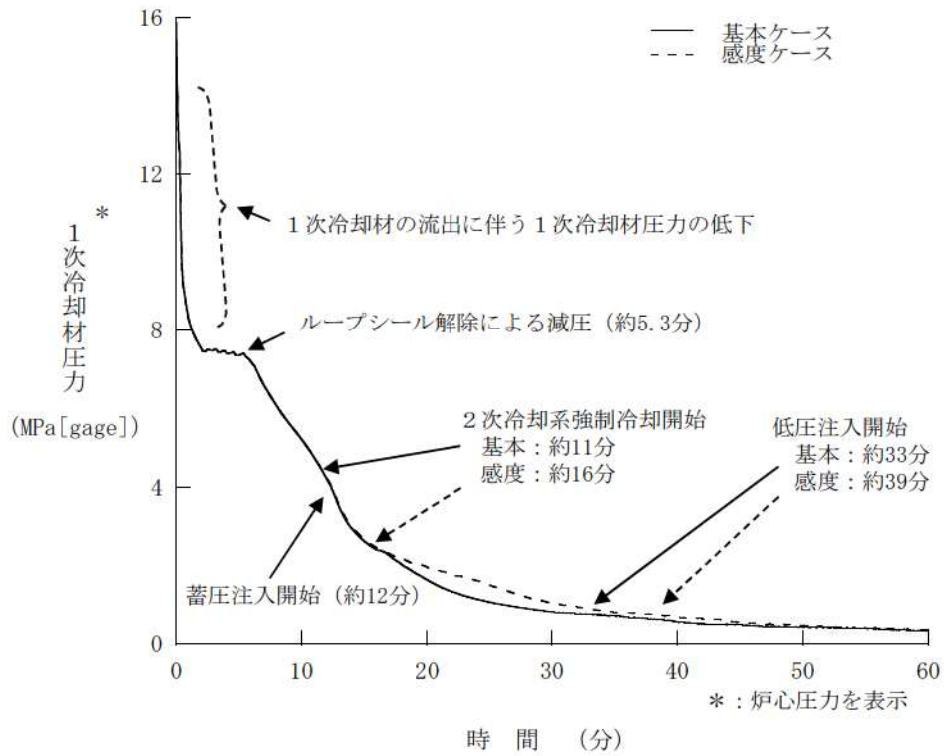
第7.1.6.39図 蓄圧注入流量積分値の推移（4インチ破断）
（蓄圧タンク初期保有水量の影響確認）



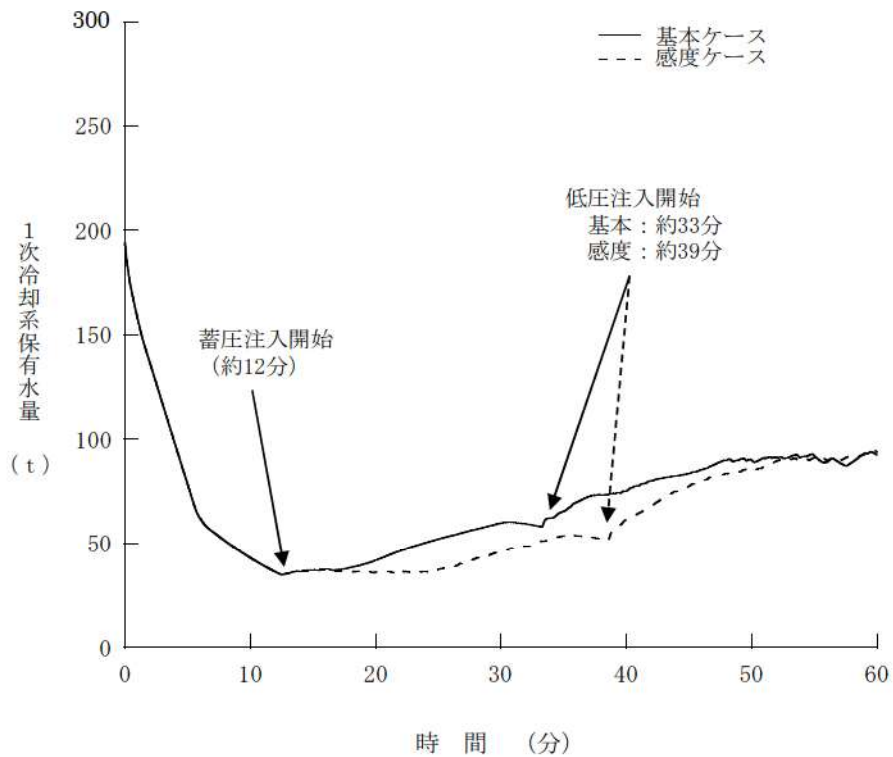
第7.1.6.40図 気泡炉心水位の推移（4インチ破断）
（蓄圧タンク初期保有水量の影響確認）



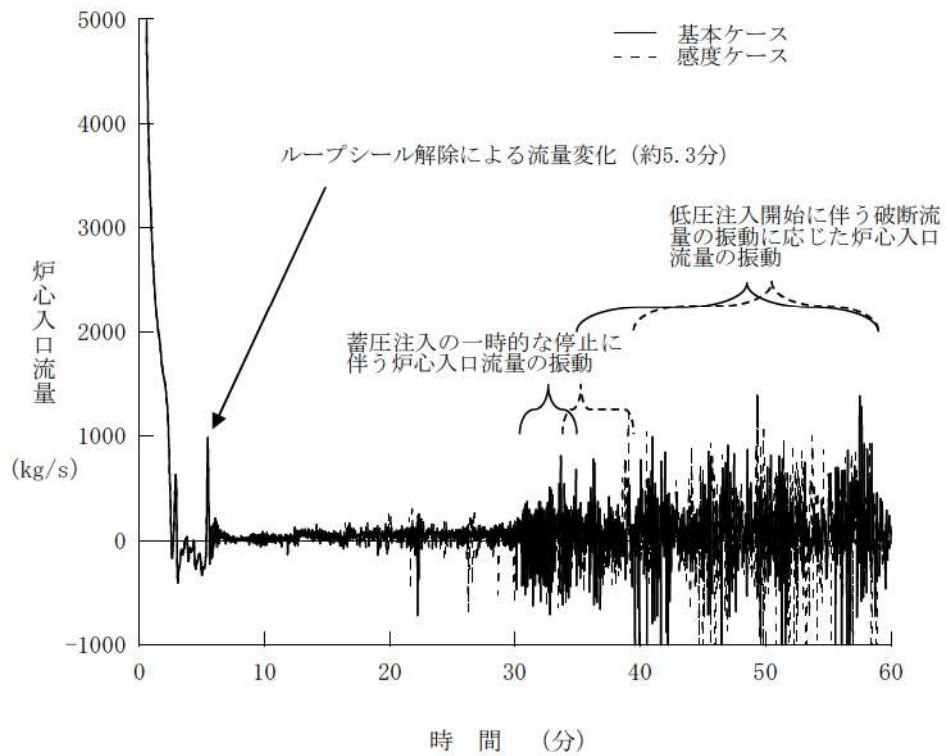
第7.1.6.41図 燃料被覆管温度の推移 (4インチ破断)
(蓄圧タンク初期保有水量の影響確認)



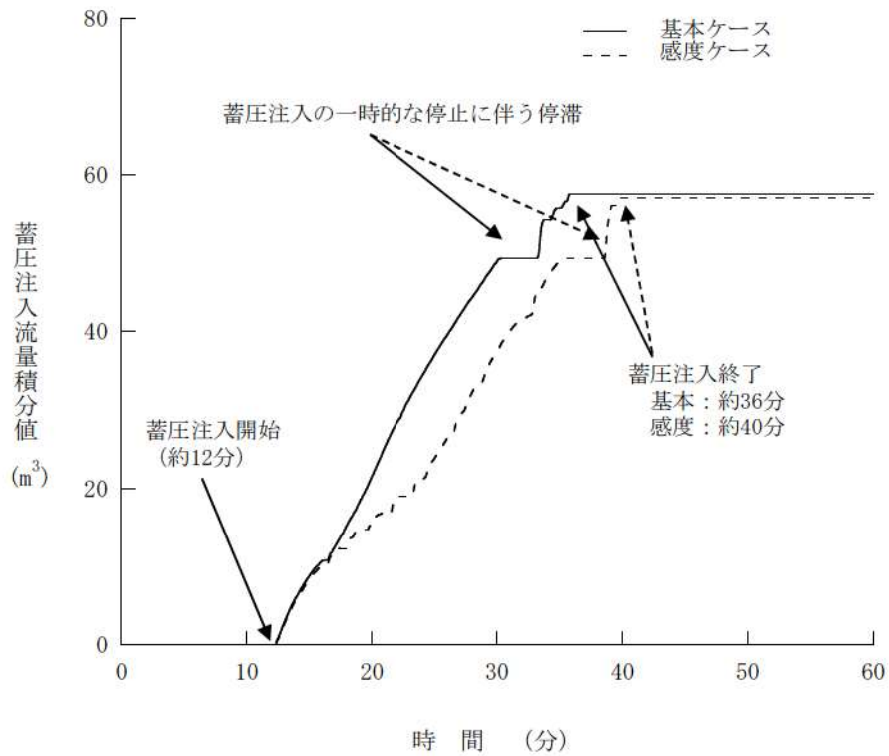
第7.1.6.42図 1次冷却材圧力の推移（4インチ破断）
（2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）



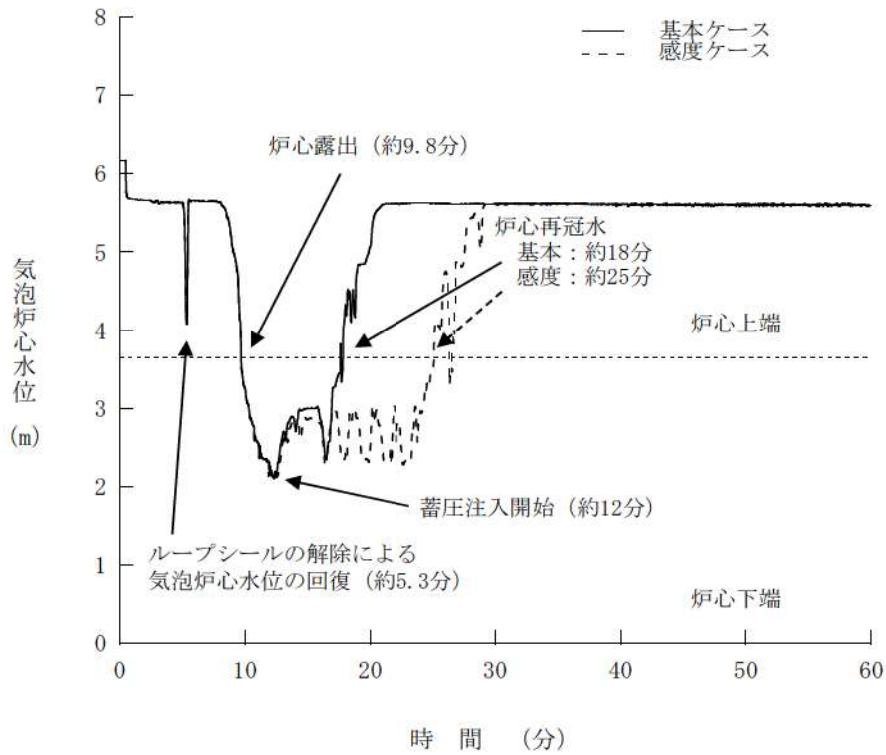
第7.1.6.43図 1次冷却系保有水量の推移（4インチ破断）
（2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）



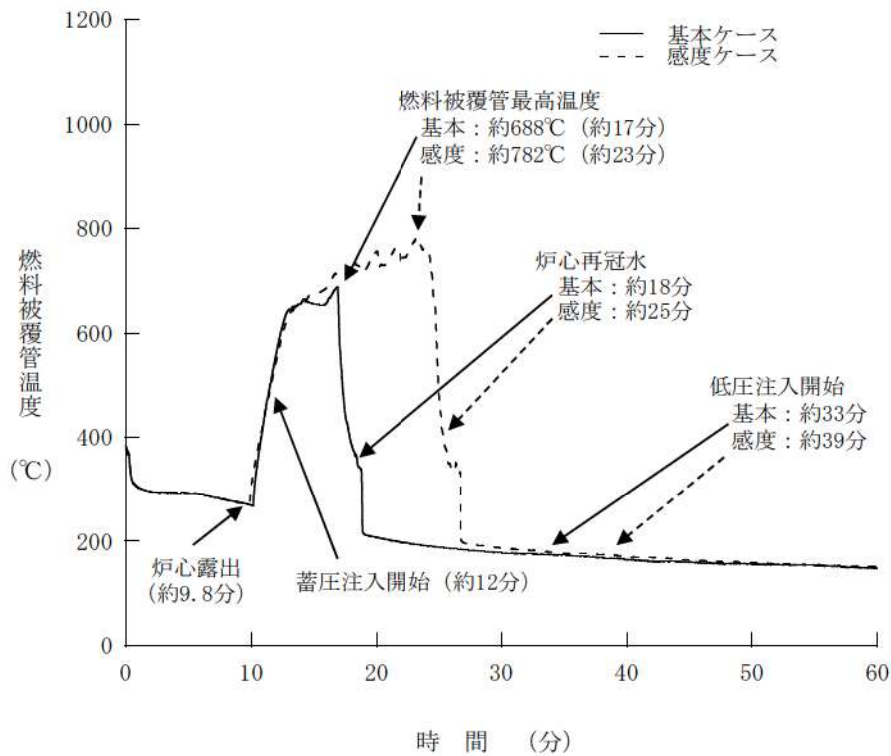
第7.1.6.44図 炉心入口流量の推移（4インチ破断）
（2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）



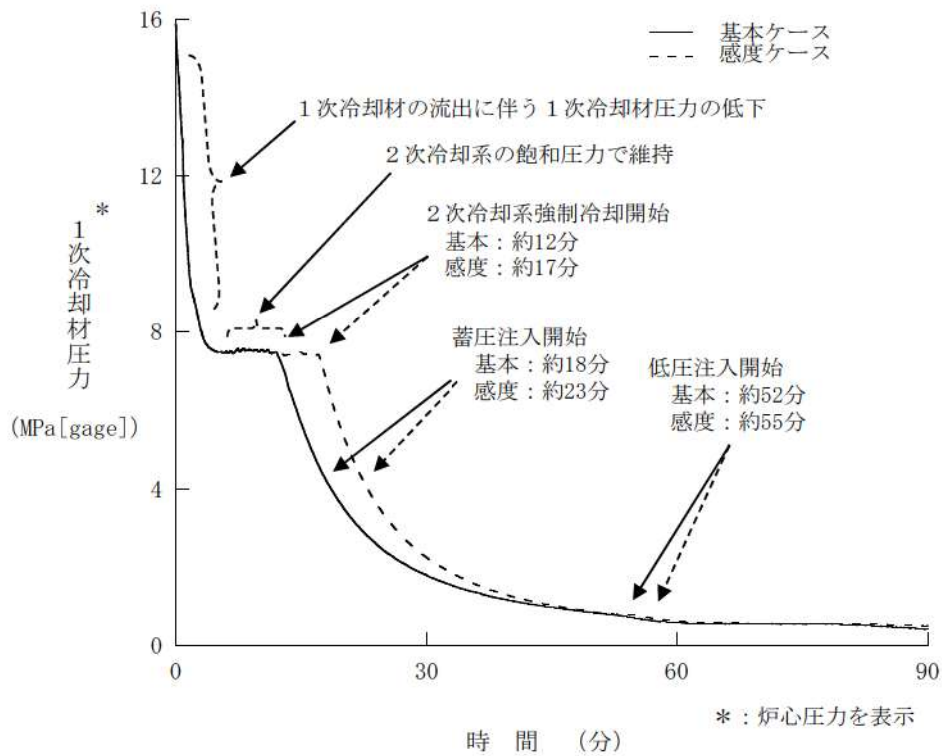
第7.1.6.45図 蓄圧注入流量積分値の推移（4インチ破断）
（2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）



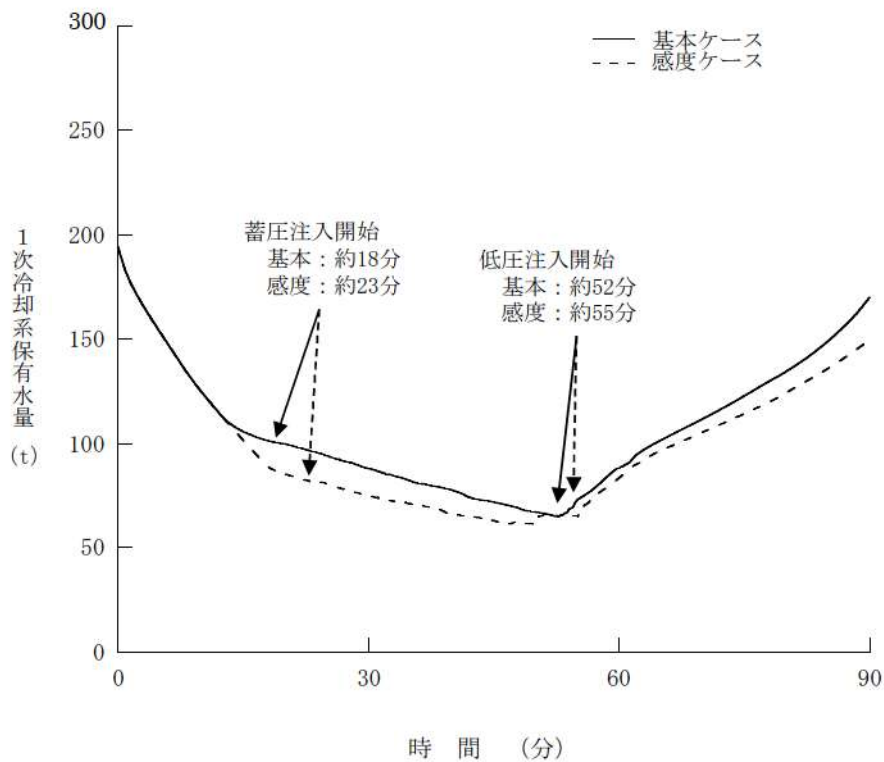
第7.1.6.46図 気泡炉心水位の推移（4インチ破断）
（2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）



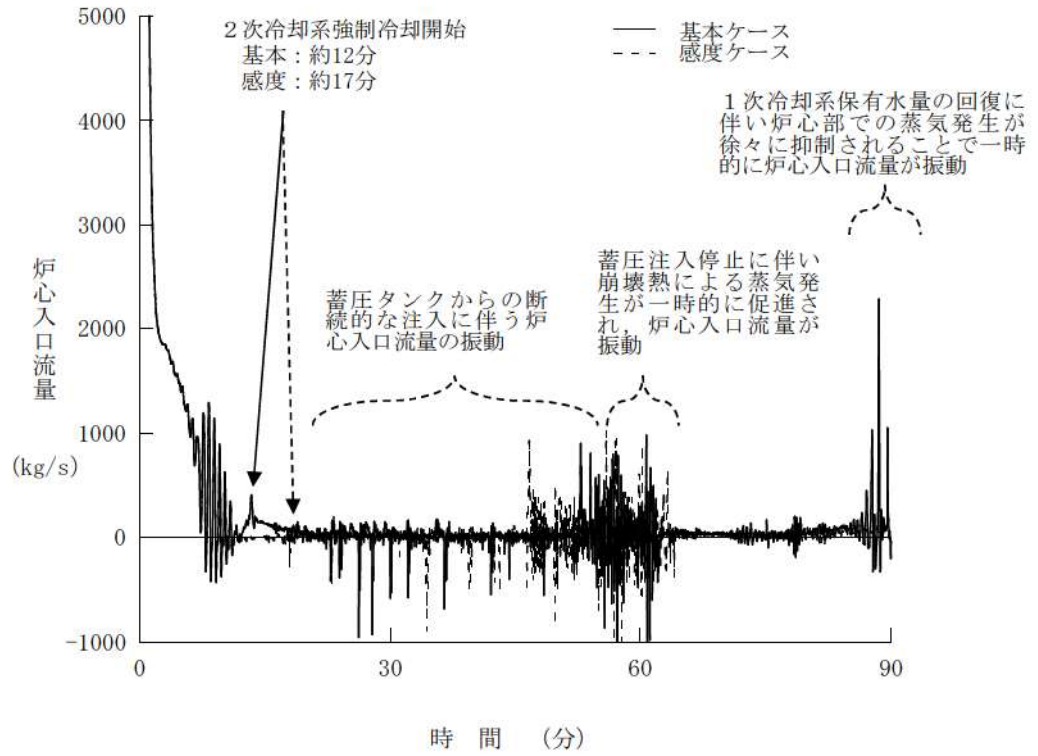
第7.1.6.47図 燃料被覆管温度の推移（4インチ破断）
（2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）



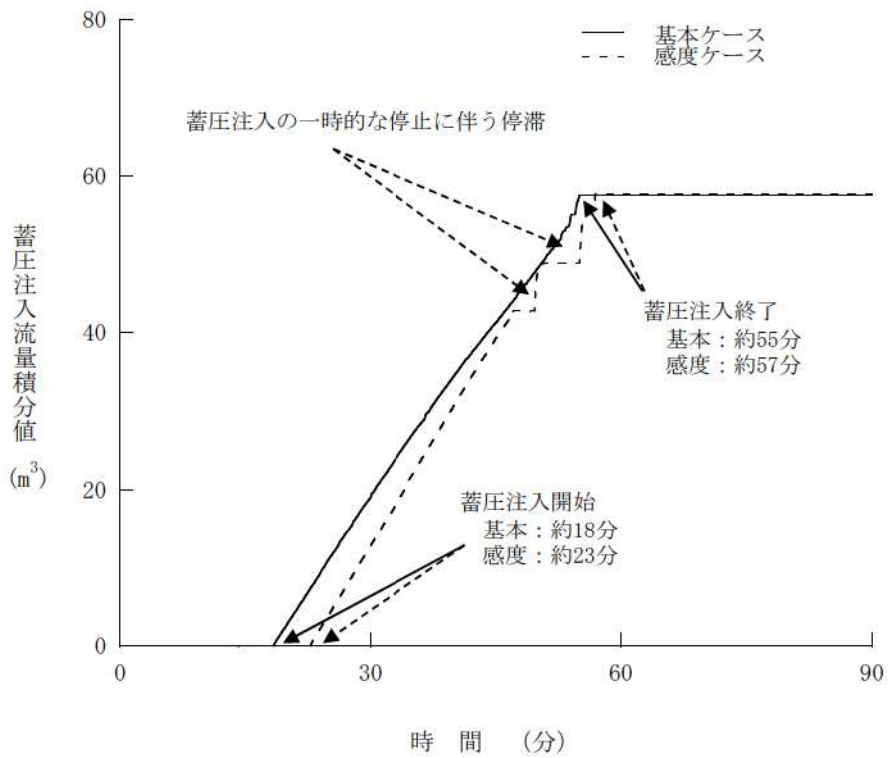
第7.1.6.48図 1次冷却材圧力の推移（2インチ破断）
（2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）



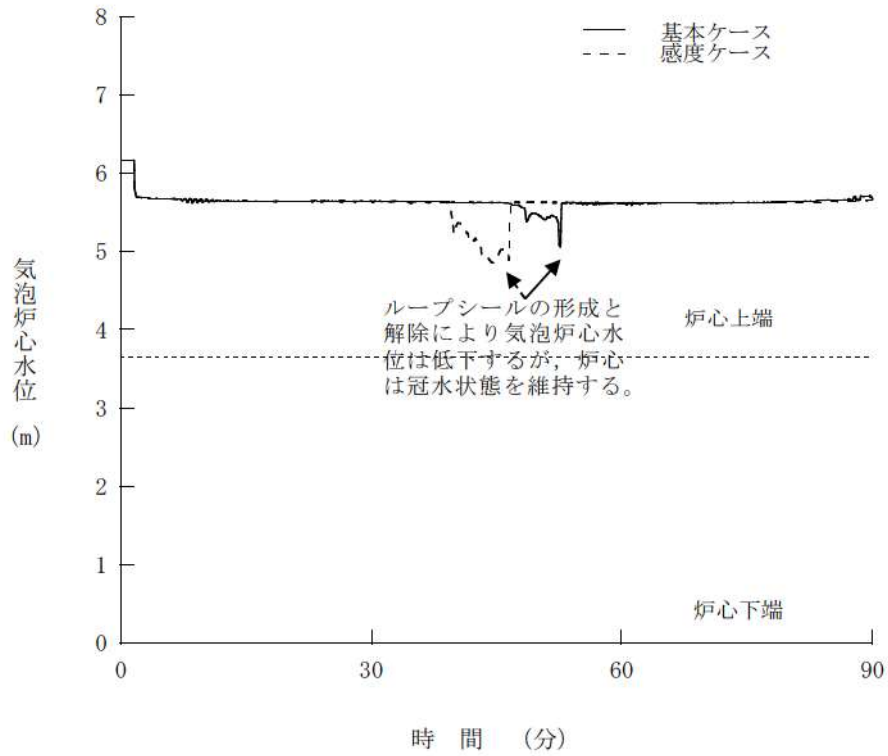
第7.1.6.49図 1次冷却系保有水量の推移（2インチ破断）
（2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）



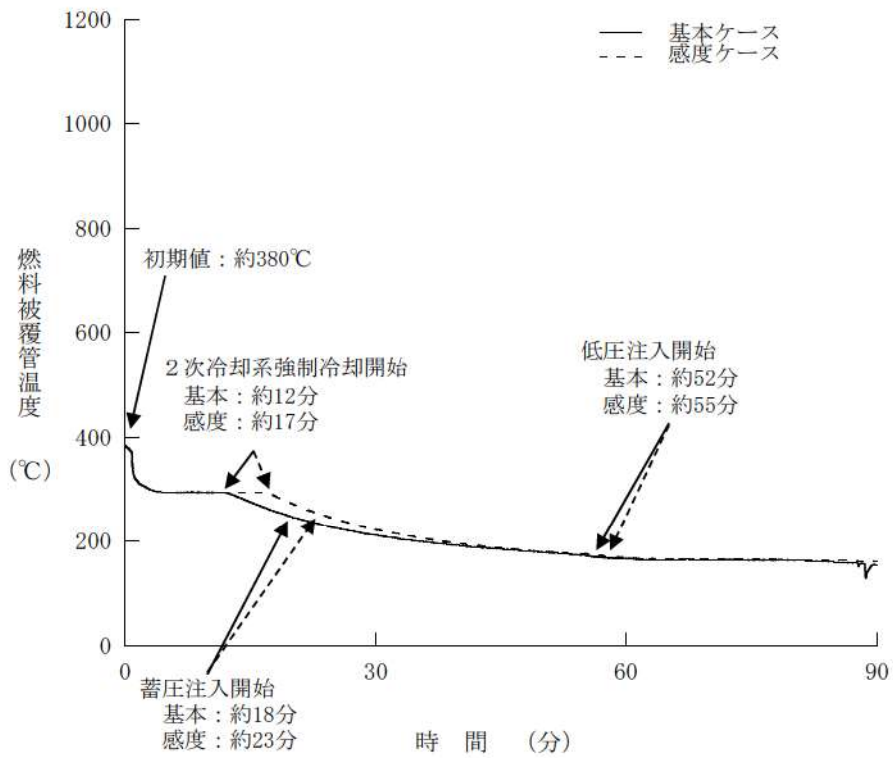
第7.1.6.50図 炉心入口流量の推移（2インチ破断）
（2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）



第7.1.6.51図 蓄圧注入流量積分値の推移（2インチ破断）
（2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）



第7.1.6.52図 気泡炉心水位の推移（2インチ破断）
（2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）



第7.1.6.53図 燃料被覆管温度の推移（2インチ破断）
（2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）

7.1.7 ECCS再循環機能喪失

7.1.7.1 事故シーケンスグループの特徴，炉心損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「ECCS再循環機能喪失」に含まれる事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「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」，「中破断LOCA時に高圧再循環機能が喪失する事故」及び「小破断LOCA時に高圧再循環機能が喪失する事故」である。

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「ECCS再循環機能喪失」では，原子炉の出力運転中に，原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断が発生し，燃料取替用水ピットを水源とした非常用炉心冷却設備による炉心への注水後に，格納容器再循環サンプを水源とする非常用炉心冷却設備の再循環機能（ECCS再循環機能）が喪失することを想定する。このため，緩和措置がとられない場合には，1次冷却系保有水量が減少することで炉心が露出し，炉心損傷に至る。

本事故シーケンスグループは，ECCS再循環機能を喪失したことによって最終的に炉心損傷に至る事故シーケンスグループである。このため，重大事故等対策の有効性評価には，ECCS再循環機能に対する重大事故等対処設備に期待することが考えられる。

したがって，本事故シーケンスグループでは，格納容器スプレイポンプを用いた代替再循環により炉心を冷却することによって炉心損傷の防止を図る。また，原子炉格納容器スプレイ設備によ

る原子炉格納容器除熱を実施する。

(3) 炉心損傷防止対策

事故シーケンスグループ「ECCS再循環機能喪失」における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、初期の対策としてB-格納容器スプレイポンプによる代替再循環を整備し、安定状態に向けた対策として、代替再循環による炉心冷却を継続する。また、原子炉格納容器の健全性を維持するため、安定状態に向けた対策としてA-格納容器スプレイポンプを用いた格納容器スプレイ再循環による原子炉格納容器除熱手段を整備する。

これらの対策の概略系統図を第7.1.7.1図に、手順の概要を第7.1.7.2図及び第7.1.7.3図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と操作手順の関係を第7.1.7.1表に示す。

本事故シーケンスグループの重要事故シーケンスにおいて、重大事故等対策に必要な要員は、中央制御室の運転員及び災害対策本部要員で構成され、合計10名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、中央監視及び指示を行う発電課長(当直)及び副長の2名、運転操作対応を行う運転員4名である。発電所構内に常駐している要員のうち、関係各所に通報連絡等を行う災害対策本部要員が4名である。必要な要員と作業項目について第7.1.7.4図に示す。

なお、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、10名で対処可能である。

a. プラントトリップの確認

事象の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。

また、非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を判断する。

プラントトリップを確認するために必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。

b. 安全注入シーケンス作動状況の確認

「ECCS作動」警報により非常用炉心冷却設備作動信号が発信し、安全注入シーケンスが作動していることを確認する。

安全注入シーケンスの作動状況を確認するために必要な計装設備は、高圧注入流量等である。

c. 蓄圧注入系動作の確認

1次冷却材圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が動作することを確認する。

蓄圧注入系の動作を確認するために必要な計装設備は、1次冷却材圧力（広域）である。

d. 格納容器スプレイ作動状況の確認

「C/Vスプレイ作動」警報により原子炉格納容器スプレイ作動信号が発信し、格納容器スプレイが作動していることを確認する。

格納容器スプレイの作動状況を確認するために必要な計装設備は、原子炉格納容器圧力等である。

e. 1次冷却材漏えいの判断

加圧器圧力及び水位の低下、原子炉格納容器圧力及び温度の

上昇，格納容器サンプ及び格納容器再循環サンプ水位の上昇，格納容器内エリアモニタの上昇等により 1 次冷却材の漏えいの判断を行う。

1 次冷却材漏えいの判断に必要な計装設備は，加圧器水位等である。

f. 再循環運転への切替え

燃料取替用水ピット水位指示16.5%到達及び格納容器再循環サンプ水位（広域）指示71%以上を確認し，再循環運転へ切り替え，再循環運転へ移行する。

再循環運転への切替えに必要な計装設備は，燃料取替用水ピット水位等である。

g. 再循環運転への切替失敗の判断

再循環弁等の動作不調により再循環運転への切替失敗と判断する。

再循環運転への切替失敗の判断に必要な計装設備は，高圧再循環運転は高圧注入流量等であり，低圧再循環運転は低圧注入流量等である。

h. 再循環運転への切替失敗時の対応

再循環運転への切替失敗時の対応操作として，再循環機能回復操作，代替再循環運転の準備，蒸気発生器 2 次側による炉心冷却及び燃料取替用水ピットの補給操作を行う。

再循環運転への切替失敗時の対応に必要な計装設備は，格納容器再循環サンプ水位（広域）等である。

i. 代替再循環運転による炉心冷却

代替再循環運転の準備が完了すれば，B－格納容器スプレイ

ポンプによる代替再循環配管（B－格納容器スプレイポンプ出口～B－余熱除去ポンプ出口連絡ライン）を使用した代替再循環運転による炉心冷却を開始する。

代替再循環運転による炉心冷却に必要な計装設備は、低圧注入流量等である。

j. 原子炉格納容器の健全性維持

A－格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ再循環運転により原子炉格納容器の健全性維持を継続的に行う。

原子炉格納容器の健全性維持に必要な計装設備は、原子炉格納容器圧力等である。

以降、炉心冷却は、代替再循環運転による注水により継続的に行い、また、原子炉格納容器除熱は、格納容器スプレイ再循環運転により継続的に行う。

7.1.7.2 炉心損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、破断による1次冷却材の流出量が多くなるとともに、再循環切替までの時間が短いことで、再循環切替が失敗する時点での炉心崩壊熱が大きく、炉心冷却時に要求される設備容量及び運転員等操作の観点で厳しくなる「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」である。

本事故シーケンスグループにおける中破断LOCA又は小破断LOCAを起因とする事故の炉心損傷防止対策として、2次冷却系強制冷

却により1次冷却系を減圧させた後、低圧再循環により長期の炉心冷却を確保する手段があるが、この対策の有効性については、「7.1.6 ECCS注水機能喪失」において確認している。さらに、その手段に失敗した場合においても、格納容器スプレイポンプによる代替再循環に期待できる。したがって、「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」の対策を評価することで、中破断LOCA又は小破断LOCAを起因とする事故を包絡することができる。

本重要事故シーケンスでは、事象初期のブローダウン期間及びリフィル／再冠水期間を除いた炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流、並びに1次冷却系における気液分離・対向流及びECCS強制注入が重要現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能であるシビアアクシデント総合解析コードMAAPにより1次冷却材圧力、燃料被覆管温度等の過渡応答を求める。

なお、MAAPについては、事象初期の炉心水位、燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器雰囲気温度の適用性が低いことから、1次冷却系を多数のノードに区分し、質量、運動量及びエネルギー保存則を解くことで、事象初期のブローダウン期間及びリフィル／再冠水期間をより詳細に評価しており、事象初期においては有効性評価よりも厳しい単一故障を想定した条件で評価を実施している「3.2.1原子炉冷却材喪失」及び事象初期においては有効性評価と同様の事象進展となる「3.5.1 原子炉冷却材喪失」における評価結果を参照する。

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、

本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響，評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

また，MAAPの炉心水位の予測の不確かさに関し，「7.1.7.3(3)感度解析」において，MAAPとプラント過渡解析コードM-RELAP5との比較による評価を実施する。

(2) 有効性評価の条件

本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第7.1.7.2表に示す。また，主要な解析条件について，本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

a. 事故条件

(a) 起回事象

起回事象として，大破断LOCAが発生するものとする。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，原子炉容器と非常用炉心冷却設備の注入配管との間において破断するものとする。また，破断口径は，1次冷却材配管（約0.70m（27.5インチ））の完全両端破断とする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

ECCS再循環機能として再循環切替時に低圧注入系及び高圧注入系の機能が喪失するものとする。

(c) 外部電源

外部電源は使用できるものとする。

外部電源がある場合，非常用炉心冷却設備の作動が早くなり，ECCS再循環切替失敗の時期が早くなる。このため，ECCS再循環切替失敗時点での炉心崩壊熱が高くなり，炉心水位の低下

が早く、格納容器スプレイポンプによる代替再循環への切替操作時間の観点で事象進展が厳しくなる。

(d) 再循環切替

再循環切替は、燃料取替用水ピット水位16.5%到達時とする。また、同時にECCS再循環切替に失敗するものとする。

b. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 原子炉トリップ信号

原子炉トリップは、「原子炉圧力低」信号によるものとする。

(b) 非常用炉心冷却設備作動信号

非常用炉心冷却設備作動信号は「原子炉圧力異常低」信号により発信するものとする。また、11.36MPa[gage]を作動限界値とし、応答時間は0秒とする。

(c) 原子炉格納容器スプレイ作動信号

原子炉格納容器スプレイ作動信号は「原子炉格納容器圧力異常高」信号により発信するものとする。また、0.136MPa[gage]を作動限界値とし、応答時間は0秒とする。

(d) 高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプ

炉心への注水は、再循環切替前は高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプはそれぞれ2台動作し、再循環切替時点でECCS再循環機能が喪失するものとする。また、設計値に注入配管の流路抵抗等を考慮した最大注入特性（高圧注入特性（0 m³/h～約350m³/h，0 MPa[gage]～約15.7MPa[gage]）、低圧注入特性（0 m³/h～約1,820m³/h，0 MPa[gage]～約1.3MPa[gage]））で炉心へ注水するものとする。

最大注入特性とすることにより、燃料取替用水ピットの水位

低下が早くなる。このため、ECCS再循環切替失敗時点での炉心崩壊熱が高くなり、炉心水位の低下が早く、格納容器スプレイポンプによる代替再循環への切替操作時間の観点で厳しくなる。

(e) 格納容器スプレイポンプ

再循環切替前は、格納容器スプレイとして格納容器スプレイポンプ2台を最大流量で使用するものとする。再循環切替後は、1台を代替再循環による炉心注水として一定流量で使用し、もう1台を格納容器スプレイとして最大流量で使用するものとする。

最大流量とすることにより、燃料取替用水ピットの水位低下が早くなる。このため、ECCS再循環切替失敗時点での炉心崩壊熱が高くなり、炉心水位の低下が早く、格納容器スプレイポンプによる代替再循環への切替操作時間の観点で厳しくなる。

(f) 補助給水ポンプ

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台が自動起動し、非常用炉心冷却設備作動限界値到達の60秒後に3基の蒸気発生器に合計150m³/hの流量で注水するものとする。

(g) 蓄圧タンク

蓄圧注入系のパラメータとして初期保持圧力については、炉心への注水を遅くするために最低保持圧力とする。また、初期保有水量については、炉心への注水量を少なくするために最低保有水量とする。

蓄圧タンクの保持圧力（最低保持圧力） 4.04MPa [gage]

蓄圧タンクの保有水量（最低保有水量）

29.0m³（1基当たり）

(h) 代替再循環

格納容器スプレイポンプ1台動作による代替再循環時の炉心への注水流量は、ECCS再循環切替失敗時点での炉心崩壊熱に相当する蒸発量を上回る流量として、200m³/hを設定する。

c. 重大事故等対策に関連する操作条件

運転員等操作に関する条件として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。

(a) 格納容器スプレイポンプによる代替再循環は、現場及び中央制御室での代替再循環開始操作等に余裕を考慮して、ECCS再循環切替失敗から30分後に開始する。なお、運用上は「7.1.7.3(3) 感度解析」に示すとおり、MAAPの炉心水位の予測の不確かさを考慮し、格納容器スプレイポンプによる代替再循環を実際に見込まれる操作時間であるECCS再循環切替失敗から15分後（訓練実績：13分）までに開始する。

(3) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスの事象進展を第7.1.7.3図に、原子炉容器内水位、燃料被覆管温度等の1次冷却系パラメータの推移を第7.1.7.5図から第7.1.7.12図に、原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器雰囲気温度等の原子炉格納容器パラメータの推移を第7.1.7.13図から第7.1.7.16図に示す。

a. 事象進展

事象発生後、破断口からの1次冷却材の流出により、1次冷

却材圧力が低下することで、「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止するとともに、「原子炉圧力異常低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に到達した後、非常用炉心冷却設備が動作する。このため、炉心は一時的に露出するが、炉心注水が開始されることにより再び冠水状態となる。

燃料取替用水ピット水位が低下し、事象発生の約19分後に格納容器再循環サンプル側への水源切替えを行うが、ECCS再循環への切替えに失敗することで原子炉容器内水位は低下する。しかし、ECCS再循環切替失敗の30分後に、格納容器スプレイポンプを用いた代替再循環による炉心への注水を実施することで炉心水位は回復する。

原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材により、原子炉格納容器圧力及び温度は上昇する。そのため、原子炉格納容器スプレイ設備による原子炉格納容器除熱を行う。

b. 評価項目等

燃料被覆管の最高温度は破断直後の炉心露出により一時的に上昇するが、第7.1.7.12図に示すとおり、非常用炉心冷却設備による炉心注水により低下する。非常用炉心冷却設備の性能は、「3.2.1 原子炉冷却材喪失」における1次冷却材管の完全両端破断を仮定した解析で評価しており、この場合でも燃料被覆管の最高温度は約1,044℃であり、燃料被覆管の酸化量は約4.6%である。このため、本事象においても燃料被覆管最高温度1,200℃、燃料被覆管の酸化量15%以下である。

1次冷却材圧力は第7.1.7.5図に示すとおり、初期値（約15.6MPa[gage]）以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウ

ンダリにかかる圧力は、1次冷却材圧力と1次冷却材ポンプ吐出部との差（高々約0.6MPa）を考慮しても、約16.2MPa[gage]以下であり、最高使用圧力の1.2倍（20.592MPa[gage]）を十分下回る。

原子炉格納容器圧力及び温度は、第7.1.7.15図及び第7.1.7.16図に示すとおり、事象発生直後からの格納容器スプレイにより抑制できる。原子炉格納容器スプレイ設備の性能は、「3.5.1 原子炉冷却材喪失」における1次冷却材管の完全両端破断を仮定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度の最高値はそれぞれ約0.241MPa[gage]及び約124℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、原子炉格納容器最高使用圧力（0.283MPa[gage]）及び最高使用温度（132℃）を下回る。

第7.1.7.14図に示すように、格納容器再循環サンプル水温度は低下傾向を示し、炉心は安定して冷却されており、事象発生の約4.9時間後に低温停止状態に到達し、安定停止状態に至る。その後も格納容器スプレイポンプによる代替再循環を継続することで安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。

本評価では、「6.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(4)の評価項目について、対策の有効性を確認した。

7.1.7.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転

員等操作時間に与える影響，評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。

ECCS再循環機能喪失では，原子炉の出力運転中に，原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断が発生し，燃料取替用水ピットを水源とした非常用炉心冷却設備による炉心への注水後に，格納容器再循環サンプを水源とする非常用炉心冷却設備の再循環機能（ECCS再循環機能）が喪失することが特徴である。また，不確かさの影響を確認する運転員等操作は，事象発生から12時間程度までの短期間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として，ECCS再循環切替失敗の30分後を起点とする格納容器スプレイポンプによる代替再循環とする。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは，「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり，それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。

a. 運転員等操作時間に与える影響

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流に係るボイドモデル及び流動様式の解析モデル，並びに1次冷却系における気液分離・対向流に係る流動様式の解析モデルの不確かさについては，「7.1.7.3(3) 感度解析」にて評価している。

b. 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流に係るボイドモデル及び流動様式の解析モデル，並びに1次冷却系における気液分離・対向流に係る流動様式の解析モデルの不確

かさについては、「7.1.7.3(3) 感度解析」にて評価している。

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件，事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件，事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は，第7.1.7.2表に示すとおりであり，それらの条件設定を設計値等，最確条件とした場合の影響を評価する。また，解析条件の設定に当たっては，評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから，その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱及び破断口径に関する影響評価の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

初期条件の原子炉停止後の炉心崩壊熱を最確条件とした場合，解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため，1次冷却材温度及び圧力の低下が早くなり，炉心注水流量が多くなることで，再循環切替水位に到達する時間が早くなる。しかし，事象発生後の1次冷却材圧力は原子炉格納容器圧力に支配され，炉心崩壊熱の変動による炉心注水流量への影響は小さいことから，運転員等操作時間に与える影響は小さい。

事故条件の破断口径の変動を考慮した場合，解析条件で設定している破断口径より小さくなるため，破断口からの1次冷却材の流出流量が少なくなり，炉心注水流量が減少する。このため，再循環切替水位に到達する時間が遅くなるため，その後生じるECCS再循環切替失敗を起点とする格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転の開始が遅くなるが，操作手順（ECCS再循環切替失敗を判断後に代替再循環運転の準備

開始)に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

初期条件の原子炉停止後の炉心崩壊熱を最確条件とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材の蒸発率が低下し、1次冷却系保有水量の減少が抑制される。このため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

事故条件の破断口径の変動を考慮した場合、解析条件で設定している破断口径より小さくなるため、1次冷却材の流出流量が少なくなり、1次冷却系保有水量の減少が抑制される。このため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

操作条件の格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転開始は、解析上の操作開始時間として、再循環切替失敗の30分後に開始する設定としている。運転員等操作時間に与える影響として、格納容器スプレイ再循環切替成功確認並びに高圧

及び低圧再循環切替失敗確認，高圧及び低圧再循環機能回復操作，格納容器スプレイポンプによる代替再循環切替操作時間は，時間余裕を含めて設定されており，代替再循環開始時間も早まる可能性があることから運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。

なお，この操作を行う運転員等は，他の操作との重複がないことから，操作開始時間が早まっても，他の運転員等の操作時間に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

操作条件の格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転開始は，運転員等操作時間に与える影響として，実態の操作開始時間は解析上の設定よりも早まる可能性があり，その場合代替再循環開始時の炉心崩壊熱は高くなるため1次冷却系保有水の低下が早まるが，代替再循環運転により1次冷却系保有水量は回復することから，評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。一方，破断口径等の不確かさにより，破断口からの1次冷却材の流出量が少なくなるとともに，燃料取替用水ピットの水位低下が遅くなるため，再循環切替水位への到達が遅くなり，ECCS再循環切替失敗時点における炉心崩壊熱が小さくなる。このため，1次冷却系保有水量の減少が抑制されることから，評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流，並びに1次冷却系における気液分離・対向流の不確かさについては，「7.1.7.3(3) 感度解析」にて評価しており，評価項目

に与える影響は小さい。

(3) 感度解析

MAAPにおける重要現象の不確かさのうち、炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流，並びに1次冷却系における気液分離・対向流による炉心水位の予測に関する不確かさを確認するため，本重要事故シーケンスにおいてM-RELAP5による感度解析を実施した。

その結果，第7.1.7.17図に示すとおり，MAAPはM-RELAP5より約15分炉心露出を遅めに予測する傾向を確認した。また，M-RELAP5によりECCS再循環切替失敗から15分後に代替再循環を開始した場合の感度解析を実施した。その結果，第7.1.7.18図に示すとおり，ECCS再循環切替失敗後において，炉心は露出せず，燃料被覆管温度は上昇しない結果となった。よって，本重要事故シーケンスにおいては，炉心露出の予測に対する不確かさとして，15分を考慮するものとする。なお，本評価では，MAAPによって算出された原子炉格納容器圧力等を境界条件として用いているが，両コードの計算結果から得られる原子炉格納容器内へ放出されるエネルギーの差から見積もられる原子炉格納容器圧力の差はわずかであることから，M-RELAP5の炉心露出の予測に与える影響は軽微である。

MAAPにおける重要現象の不確かさのうち，炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流，並びに1次冷却系における気液分離・対向流の不確かさとして，炉心露出を約15分遅く評価する可能性があることから，実際の炉心露出に対する余裕が小さくなり，評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる。これを踏まえて，格納容器スプレイポンプによる代替再循環の開

始操作については、解析上の操作開始時間に対して、運用上実際に見込まれる操作開始時間を15分早くしている。このため、炉心露出することはなく、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(4) 操作時間余裕の把握

操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。

操作条件の格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転開始について、格納容器スプレイポンプによる代替再循環操作の開始時間に対する時間余裕を確認するため、燃料被覆管温度評価の観点から、運用上実際に見込まれる操作開始時間であるECCS再循環切替失敗から15分後に実施する格納容器スプレイポンプによる代替再循環操作に対して、開始を5分遅くした場合の感度解析を実施した。その結果、第7.1.7.19図及び第7.1.7.20図に示すとおり、燃料被覆管の最高温度は約480℃となり1,200℃以下となることから、炉心の著しい損傷は発生せず、評価項目を満足することから時間余裕がある。

(5) まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。感度解析結果から、MAAPの炉心水位の予測の不確かさとして15分を考慮することとし、運用上実際に見込まれる操作開始時間を15分早くした。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える

影響等を考慮した場合においても、運転員等による格納容器スプレイポンプによる代替再循環を行うことにより、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。

7.1.7.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「ECCS再循環機能喪失」において、重大事故等対策時における必要な要員は、「7.1.7.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり10名である。「7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している中央制御室の運転員、災害対策本部要員、災害対策要員及び災害対策要員（支援）の36名で対処可能である。

(2) 必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「ECCS再循環機能喪失」において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.5.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。

a. 水源

燃料取替用水ピット（1,700m³：有効水量）を水源とする高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプによる炉心注水については、燃料取替用水ピット水位が再循環切替水位（16.5%）に到達後（約19分後）、高圧再循環運転及び低圧再循環運転への切替えに失敗するが、その後、2系列の格納容器スプレイ再循環運転への切替えに成功したことを確認した後、B-格納容器スプレイ

ポンプによる代替再循環運転に切り替える（約49分後）。以降は、格納容器再循環サンプを水源とし、代替再循環運転による炉心冷却を継続する。

燃料取替用水ピット（1,700m³：有効水量）を水源とする格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ注水については、燃料取替用水ピット水位が再循環切替水位（16.5%）に到達後（約19分後）にA-格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ再循環運転に切り替え、以降は、格納容器再循環サンプを水源とし、格納容器スプレイ再循環運転を継続する。

以上より、燃料取替用水ピットへの補給は不要である。

なお、外部電源喪失を想定した場合でも同様の対応である。

b. 燃料

本重要事故シーケンスの評価では外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機による電源供給を想定し、事象発生後7日間最大負荷で運転した場合、約527.1kLの軽油が必要となる。

緊急時対策所への電源供給については、保守的に事象発生直後からの緊急時対策所用発電機の運転を想定すると、7日間の運転継続に約19.2kLの軽油が必要となる。

ディーゼル発電機燃料油貯油槽（約540kL）及び燃料タンク（SA）（約50kL）にて合計約590kLの軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、ディーゼル発電機による電源供給及び緊急時対策所への電源供給について、7日間の継続が可能である（合計使用量約546.3kL）。

c. 電源

本重要事故シーケンスの評価では外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機による電源供給を想定した場合においても、重大事故等対策時に必要な負荷は、設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備作動信号により動作する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

また、緊急時対策所への電源供給を行う緊急時対策所用発電機についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。

7.1.7.5 結論

事故シーケンスグループ「ECCS再循環機能喪失」では、燃料取替用水ピットを水源とした非常用炉心冷却設備による炉心への注水後に、格納容器再循環サンプを水源とする非常用炉心冷却設備の再循環運転ができなくなることで、1次冷却系保有水量が減少し、炉心が露出して炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「ECCS再循環機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、初期の対策としてB-格納容器スプレイポンプによる代替再循環、安定状態に向けた対策としてB-格納容器スプレイポンプによる代替再循環及びA-格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ再循環を整備している。

事故シーケンスグループ「ECCS再循環機能喪失」の重要事故シーケンス「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」について有効性評価を行った。

上記の場合においても、格納容器スプレイポンプによる代替再循環を実施することにより、ECCS再循環切替失敗後に炉心損傷することは

ない。

その結果，燃料被覆管温度及び酸化量，原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力，原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は，評価項目を満足している。また，安定状態を維持できる。

解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果，運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また，対策の有効性が確認できる範囲内において，操作時間余裕について確認した結果，操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

なお，解析条件の不確かさ等を考慮して感度解析を実施しており，評価項目を満足することを確認している。

重大事故等対策時に必要な要員は，運転員，災害対策本部要員，災害対策要員及び災害対策要員（支援）にて確保可能である。また，必要な水源，燃料及び電源を供給可能である。

以上のことから，B－格納容器スプレイポンプによる代替再循環，A－格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ再循環等の炉心損傷防止対策は，選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき，事故シーケンスグループ「ECCS再循環機能喪失」に対して有効である。

第 7.1.7.1 表 「ECCS再循環機能喪失」の重大事故等対策について (1 / 2)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備	
		常設設備	可搬型設備
a. プラントトリップの確認	<ul style="list-style-type: none"> ・ 事象の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。 ・ 非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を判断する。 	-	出力領域中性子束* 中間領域中性子束* 中性子源領域中性子束*
b. 安全注入シークエンス作動状況の確認	<ul style="list-style-type: none"> ・ 「ECCS作動」警報により非常用炉心冷却設備作動信号が発信し、安全注入シークエンスが作動していることを確認する。 	【燃料取替用水ピット】* 【余熱除去ポンプ】* 【高圧注入ポンプ】*	【高圧注入流量】* 【低圧注入流量】* 燃料取替用水ピット水位* 1次冷却材圧力 (広域)*
c. 蓄圧注入系動作の確認	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が動作することを確認する。 	【蓄圧タンク】*	1次冷却材圧力 (広域)*
d. 格納容器スプレイ作動状況の確認	<ul style="list-style-type: none"> ・ 「CV/Sスプレイ作動」警報により原子炉格納容器スプレイ作動信号が発信し、格納容器スプレイが作動していることを確認する。 	【燃料取替用水ピット】* 【格納容器スプレイポンプ】*	原子炉格納容器圧力* 格納容器圧力 (AM用) 格納容器内温度* 燃料取替用水ピット水位* 格納容器再循環サンプ水位 (広域)* 格納容器再循環サンプ水位 (狭域)* B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)
e. 1次冷却材漏えいの判断	<ul style="list-style-type: none"> ・ 加圧器圧力及び水位の低下、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇、格納容器サンプ及び格納容器再循環サンプ水位の上昇、格納容器内エリアモニタの上昇等により1次冷却材の漏えいの判断を行う。 	-	加圧器水位* 1次冷却材圧力 (広域)* 原子炉格納容器圧力* 格納容器内温度* 格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)* 格納容器内低レンジエリアモニタ (低レンジ)* 格納容器再循環サンプ水位 (広域)* 格納容器再循環サンプ水位 (狭域)*
f. 再循環運転への切替え	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料取替用水ピット水位指示16.5%到達及び格納容器再循環サンプ水位 (広域) 指示71%以上を確認し、再循環運転へ切り替え、再循環運転へ移行する。 	【燃料取替用水ピット】* 【格納容器再循環サンプ】* 【格納容器再循環サンプスクリーン】* 【高圧注入ポンプ】* 【余熱除去ポンプ】* 【格納容器スプレイポンプ】*	燃料取替用水ピット水位* 格納容器再循環サンプ水位 (広域)* 格納容器再循環サンプ水位 (狭域)* 1次冷却材温度 (広域-高温側)* 1次冷却材温度 (広域-低温側)* 1次冷却材圧力 (広域)* 【高圧注入流量】* 【低圧注入流量】* B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)

* : 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの
 【 】 : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

第 7.1.7.1 表 「ECCS再循環機能喪失」の重大事故等対策について (2 / 2)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備	
		常設設備	可搬型設備
g. 再循環運転への切替失敗の判断	<ul style="list-style-type: none"> 再循環弁等の動作不調により再循環運転への切替失敗と判断する。 	-	-
h. 再循環運転への切替失敗時の対応	<ul style="list-style-type: none"> 再循環運転への切替失敗時の対応操作として、再循環機能回復操作、代替再循環運転の準備、蒸気発生器2次側による炉心冷却及び燃料取替用水ピットの補給操作を行う。 	<ul style="list-style-type: none"> 【主蒸気逃がし弁】* 【タービン駆動補助給水ポンプ】* 【電動補助給水ポンプ】* 【蒸気発生器】* 【補助給水ピット】* 【燃料取替用水ピット】* 	<ul style="list-style-type: none"> 【高圧注入流量】* 【低圧注入流量】* 格納容器再循環サンプ水位 (広域) * 格納容器再循環サンプ水位 (狭域) * 1次冷却材温度 (広域-高温側) * 1次冷却材温度 (広域-低温側) * 1次冷却材圧力 (広域) * 【低圧注入流量】* 加圧器水位* 【補助給水流量】* 【主蒸気ライン圧力】* 【蒸気発生器水位 (広域)】* 【蒸気発生器水位 (狭域)】* 【補助給水ピット水位】* 燃料取替用水ピット水位*
i. 代替再循環運転による炉心冷却	<ul style="list-style-type: none"> 代替再循環運転の準備が完了すれば、B-格納容器スプレイポンプによる代替再循環配管 (B-格納容器スプレイポンプ出口～B-余熱除去ポンプ出口連絡ライン) を使用した代替再循環運転による炉心冷却を開始する。 代替再循環運転による炉心冷却を継続的に行う。 	<ul style="list-style-type: none"> B-格納容器スプレイポンプ* B-格納容器スプレイ冷却器* 格納容器再循環サンプ* 格納容器再循環サンプスクリーン* 	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器再循環サンプ水位 (広域) * 格納容器再循環サンプ水位 (狭域) * 1次冷却材温度 (広域-高温側) * 1次冷却材温度 (広域-低温側) * 1次冷却材圧力 (広域) * 【低圧注入流量】* 加圧器水位*
j. 原子炉格納容器の健全性維持	<ul style="list-style-type: none"> A-格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ再循環運転により原子炉格納容器の健全性維持を継続的に行う。 	<ul style="list-style-type: none"> 【A-格納容器スプレイポンプ】* 【A-格納容器スプレイ冷却器】* 【格納容器再循環サンプ】* 【格納容器再循環サンプスクリーン】* 	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器再循環サンプ水位 (広域) * 格納容器再循環サンプ水位 (狭域) * 原子炉格納容器圧力* 格納容器圧力 (AM用) 格納容器内温度*

* : 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの
 【 】 : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)
 □ : 有効性評価上考慮しない操作

第 7.1.7.2表 「ECCS再循環機能喪失」の主要解析条件
(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) (1/3)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAAP	本重要事故シナリオ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。
炉心熱出力 (初期)	100% (2,652MWt) × 1.02	評価結果を厳しくするよう、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次冷却材の蒸発量が大きくなることから、炉心水位を確保しにくく、燃料被覆管温度が高くなり厳しい設定。
1次冷却材圧力 (初期)	15.41 + 0.21MPa [gage]	評価結果を厳しくするよう、定常誤差を考慮した上限値として設定。 1次冷却材圧力が高いと、非常用炉心冷却設備による注水流量が少なくなり、かつ、蓄圧注入の圧力も遅くなることから、炉心水位を確保しにくくなるという設定。
1次冷却材平均温度 (初期)	306.6 + 2.2°C	評価結果を厳しくするよう、定常誤差を考慮した上限値として設定。 1次冷却材温度が高いと、非常用炉心冷却設備による注水流量が少なくなり、かつ、蓄圧注入の圧力も遅くなることから、炉心水位を確保しにくくなるという設定。
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)	17×17型燃料集合体を装荷した3ルーブリックを包絡する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、使用する崩壊熱はウラン・プルトニウム混合酸化燃料の装荷を考慮している。
2次側保有水量(初期) 原子炉格納容器 自由体積	50t (1基当たり) 65,500m ³	設計値として設定。 設計値に余裕を考慮した小さい値として設定。
起因事象	大破断LOCA 破断位置：低温側配管 破断口径：完全両端破断	破断位置は、炉心冠水遅れや炉心冷却能力低下の観点から低温側配管とし、原子炉容器と非常用炉心冷却設備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、1次冷却材配管(約0.70m (27.5インチ))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	ECCS再循環機能喪失	ECCS再循環機能として再循環切替時に低圧注入系及び高圧注入系の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、非常用炉心冷却設備の作動が早くなり、再循環切替失敗の時期が早くなる。このため、再循環切替失敗時点での炉心崩壊熱が高くなり、炉心水位の低下が早く、代替再循環への切替操作時間の観点で事象進展が厳しくなる。
再循環切替	燃料取替用水ピット水位低 (16.5%)到達時。同時にECCS 再循環切替に失敗。	再循環切替を行う燃料取替用水ピット水位として設定。 燃料取替用水ピット水量については設計値に基づき小さい値を設定。

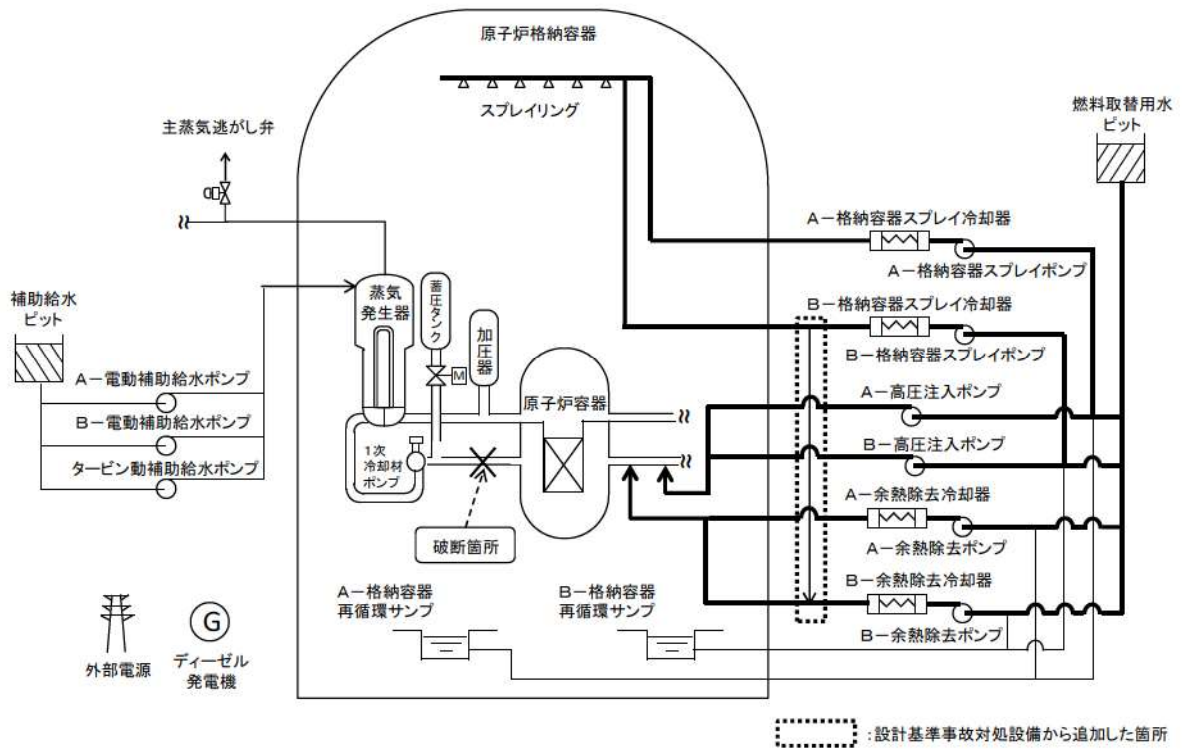
第 7.1.7.2表 「ECCS再循環機能喪失」の主要解析条件
(大破断LOCA時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故) (2/3)

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 [gage]) (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い値として、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て、応答時間を設定。
非常用炉心冷却設備 作動信号		原子炉圧力異常低 (11.36MPa [gage]) (応答時間0秒)	非常用炉心冷却設備作動設定値に計装誤差を考慮した低い値として、非常用炉心冷却設備作動限界値を設定。
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 (0.136MPa [gage]) (応答時間0秒)	原子炉格納容器スプレイ作動限界値を設定。 原子炉格納容器作動が早くなることで再循環切替失敗の時期が早くなる。 このため、再循環切替失敗時点での炉心崩壊熱が高くなり、炉心水位の低下が早くなる。代替再循環への切替操作時間の観点で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) (0 m ³ /h ~ 約350 m ³ /h, 0 MPa [gage] ~ 約15.7 MPa [gage])	高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプ注入特性の設計値として設定。 再循環切替時間が早くなると水源である燃料取替用水ピペットの水位低下が早くなるため、再循環切替失敗時点での炉心崩壊熱が高くなり、代替再循環への切替操作時間の観点で厳しい設定。
余熱除去ポンプ		最大注入特性 (2台) (0 m ³ /h ~ 約1,820 m ³ /h, 0 MPa [gage] ~ 約1.3 MPa [gage])	再循環切替時間が早くなるように、設計値に余裕を考慮した最大流量として設定。 原子炉格納容器へのスプレイ量が多いと水源である燃料取替用水ピペットの水位低下が早くなるため、再循環切替失敗時点での炉心崩壊熱が高くなり、代替再循環への切替操作時間の観点で厳しい設定。
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)	再循環切替時間が早くなるように、設計値に余裕を考慮した最大流量として設定。 原子炉格納容器へのスプレイ量が多いと水源である燃料取替用水ピペットの水位低下が早くなるため、再循環切替失敗時点での炉心崩壊熱が高くなり、代替再循環への切替操作時間の観点で厳しい設定。
補助給水ポンプ		非常用炉心冷却設備作動限界値 到達の60秒後に注水開始 150 m ³ /h (蒸気発生器3基合計)	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。 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(ミニロー流量除く)を想定)に3基の蒸気発生器へ注水される場合の注水流量から設定。

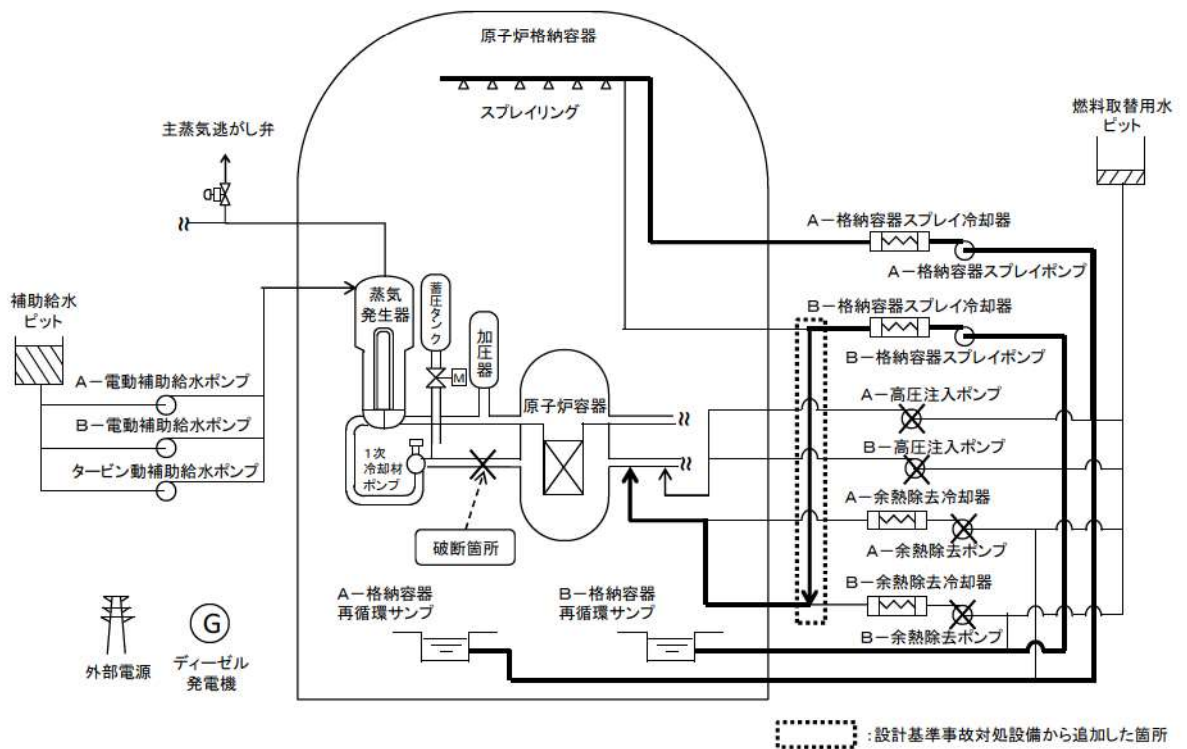
重大事故等対策に関する機器条件

第 7.1.7.2表 「ECCS再循環機能喪失」の主要解析条件
 (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) (3/3)

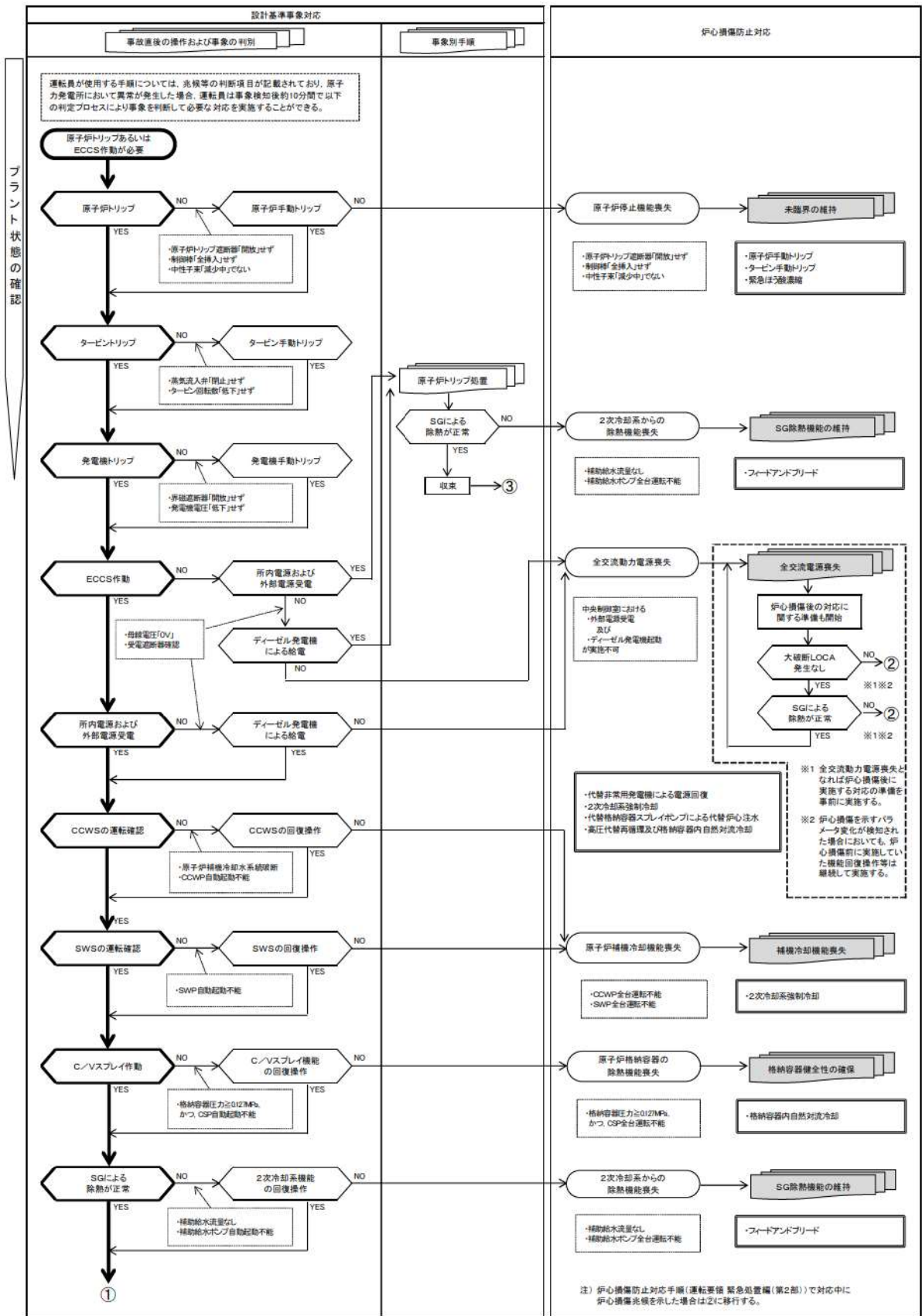
項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
重大事故等対策に 関連する機器条件	蓄圧タンク保持圧力	4.0MPa [gauge] (最低保持圧力)	炉心への注水のタイミングを遅くする最低の圧力として設定。
	蓄圧タンク保有水量	29.0m ³ (1基当たり) (最低保有水量)	炉心への注水量を少なくする最低の保有水量を設定。
	代替再循環流量	200m ³ /h	再循環切替時間約19分時点での崩壊熱に相当する蒸発量 (約112m ³ /h) を上回る流量として設定。
重大事故等対策に 関連する操作条件	代替再循環開始	再循環切替時間約19分時点での崩壊熱に相当する蒸発量 (約112m ³ /h) を上回る流量として設定。 運転員等操作時間として、格納容器サブレイボンプによる代替再循環の現場での系統構成や中央制御室での代替再循環開始操作等に余裕を考慮して、代替再循環の開始操作に30分を想定して設定。なお、運用上はMAAPの炉心水位の予測の不確かさを考慮し、格納容器サブレイボンプによる代替再循環を実際に見込まれる操作時間であるECCS再循環切替失敗から15分後 (訓練実績：13分) までに開始する。	



第7.1.7.1図 「ECCS再循環機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図
(1 / 2) (高圧注入, 低圧注入及び格納容器スプレイ)

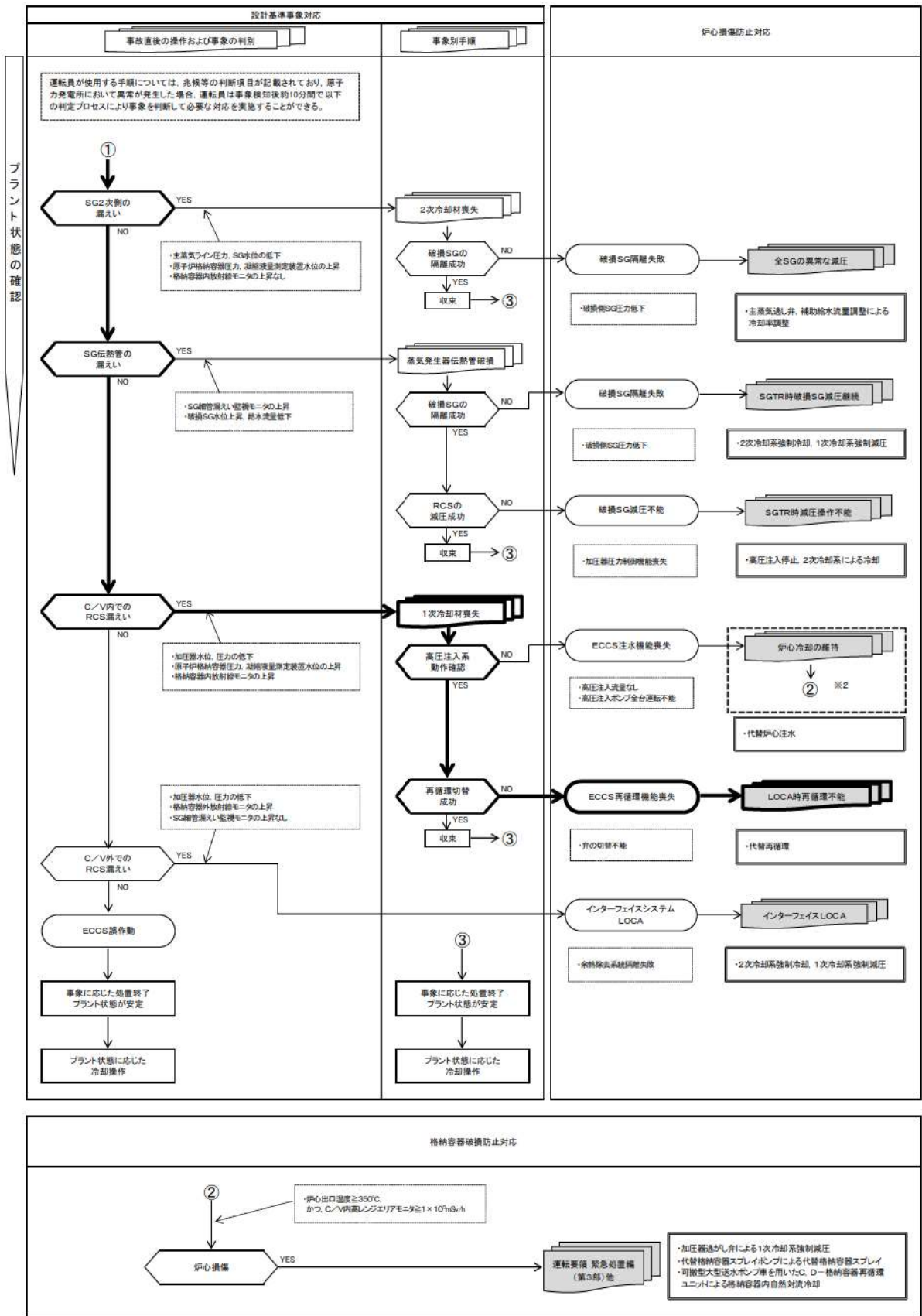


第7.1.7.1図 「ECCS再循環機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図
(2 / 2) (代替再循環及び格納容器スプレイ再循環)



凡例: [] 設計基準事象対応手順(運転要領 緊急処置編(第1部)) [] 炉心損傷防止及び格納容器破損防止対応手順(運転要領 緊急処置編(第2部))及び緊急処置編(第3部)

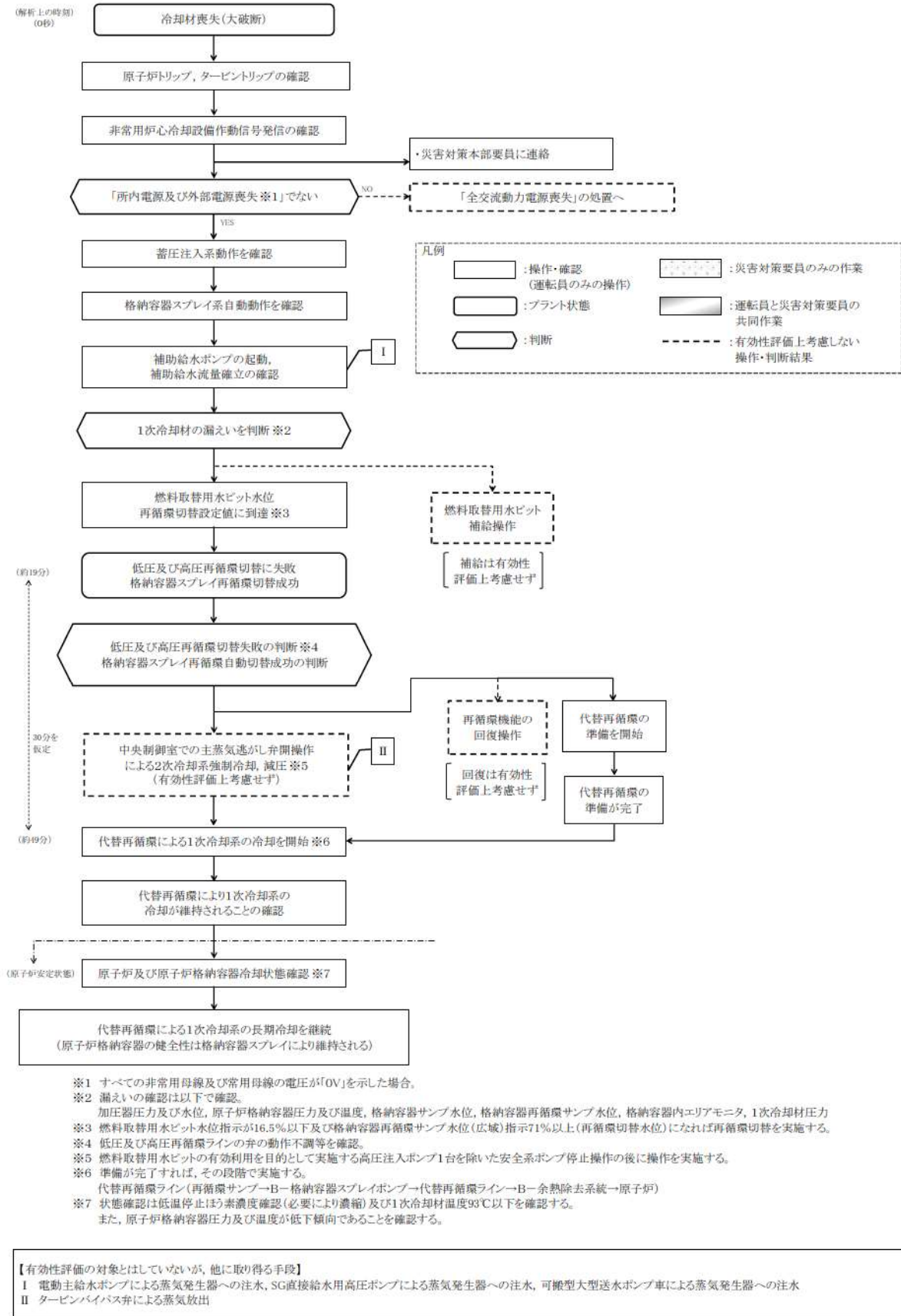
第7.1.7.2図 「ECCS再循環機能喪失」の対応手順の概要 (判定プロセス) (1/2)



凡例: [] 設計基準事象対応手順 (運転要領 緊急処置編 (第1部))

[] 炉心損傷防止及び格納容器破損防止対応手順 (運転要領 緊急処置編 (第2部) 及び緊急処置編 (第3部))

第7.1.7.2図 「ECCS再循環機能喪失」の対応手順の概要 (判定プロセス) (2/2)



第7.1.7.3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)

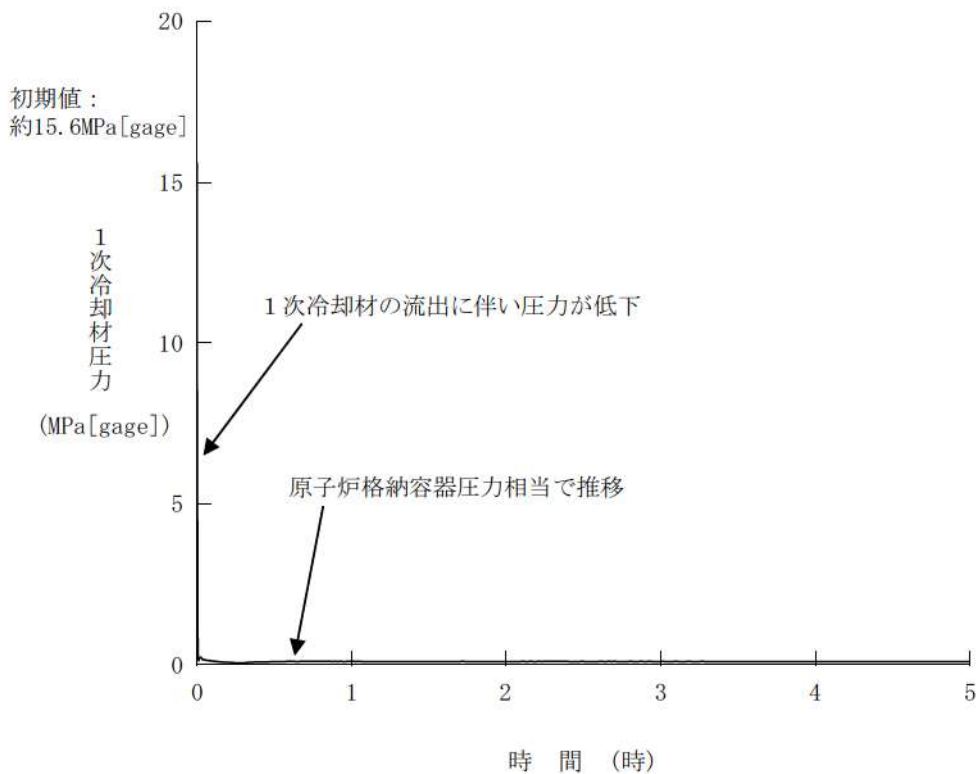
作業項目	必要な要員と作業項目				経過時間(分)											備考
	責任者	補佐	通報連絡等	運転員 (中央制御室)	10m	20m	30m	40m	50m	60m	70m	80m	90m	100m	110m	
検査判断	実地箇所、必要人員数	1人	1人	1人	1人											
	運転員	2人 A,B	-	-	-											
	運転員	1人 A	-	-	-											
	運転員	1人 B	-	-	-											
再循環切替操作、回復操作	必要人員数 合計	4人 A~D	-	-	-											
2次冷却系強制循環操作 (有効性評価上考慮せず)	必要人員数 合計	4人 A~D	-	-	-											
格納容器スプレッドシートによる 代替再循環操作	必要人員数 合計	4人 A~D	-	-	-											
燃料取替用ホット補給操作 (有効性評価上考慮せず)	必要人員数 合計	4人 A~D	-	-	-											

【1】は、出庫車後移動してきた要員
【2】は、出庫車後移動してきた要員以外、上記要員以外の災害対策要員も準備を行う。

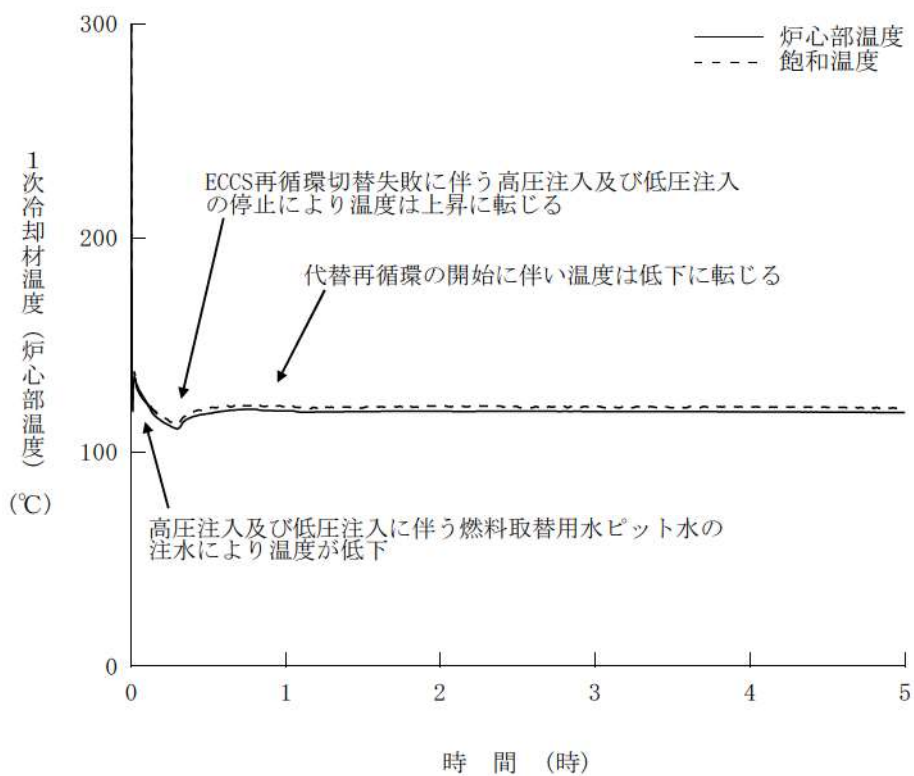
運転員	6
運転員(当班)	0
運転員(支援)	0
災害対策要員(当班)	4
災害対策要員(支援)	0
合計	10

初動段階の要員数	36
(運転員6名、災害対策要員11名、災害対策要員(空機)15名、災害対策本部要員4名の合計)	

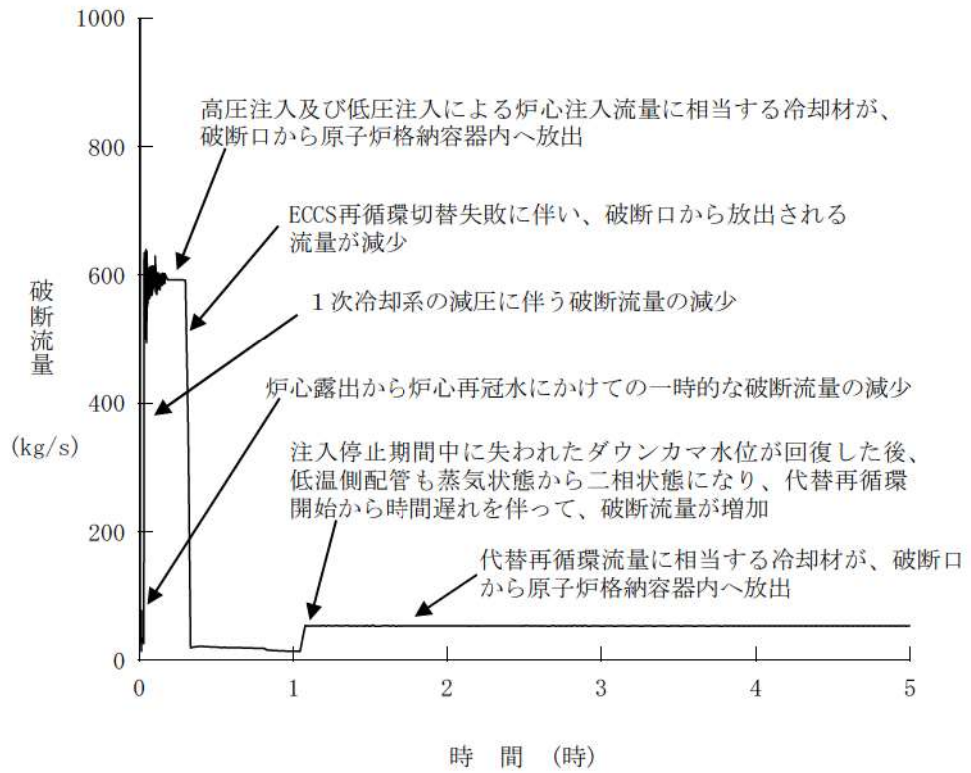
第7.1.7.4図 「ECCS再循環機能喪失」の作業と所要時間 (大破断LOCA時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故)



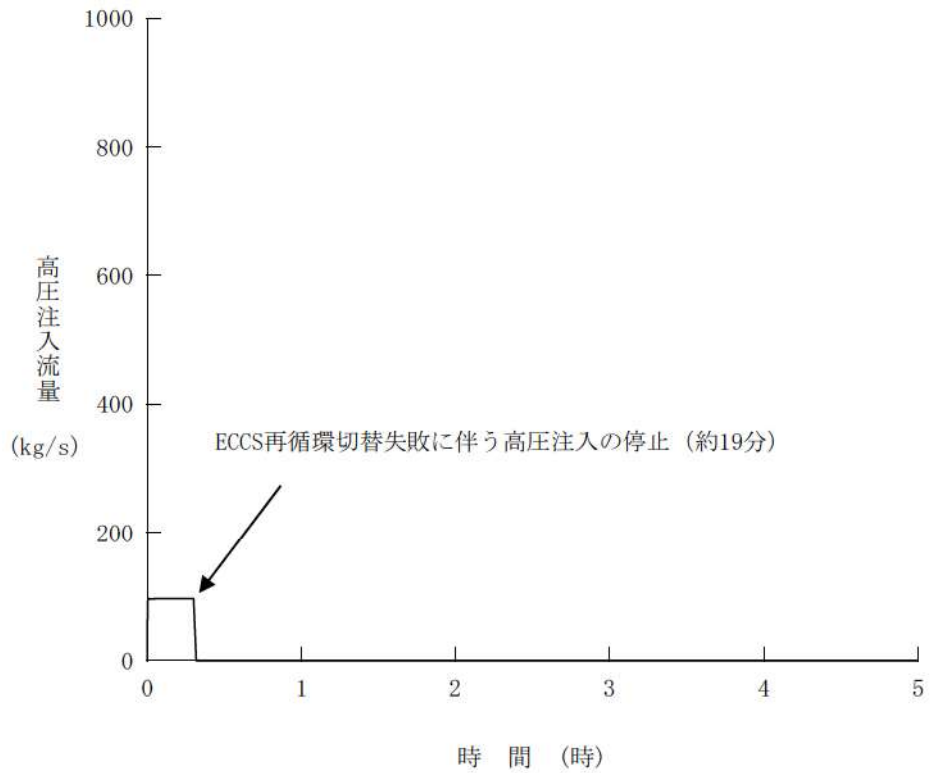
第7.1.7.5図 1次冷却材圧力の推移



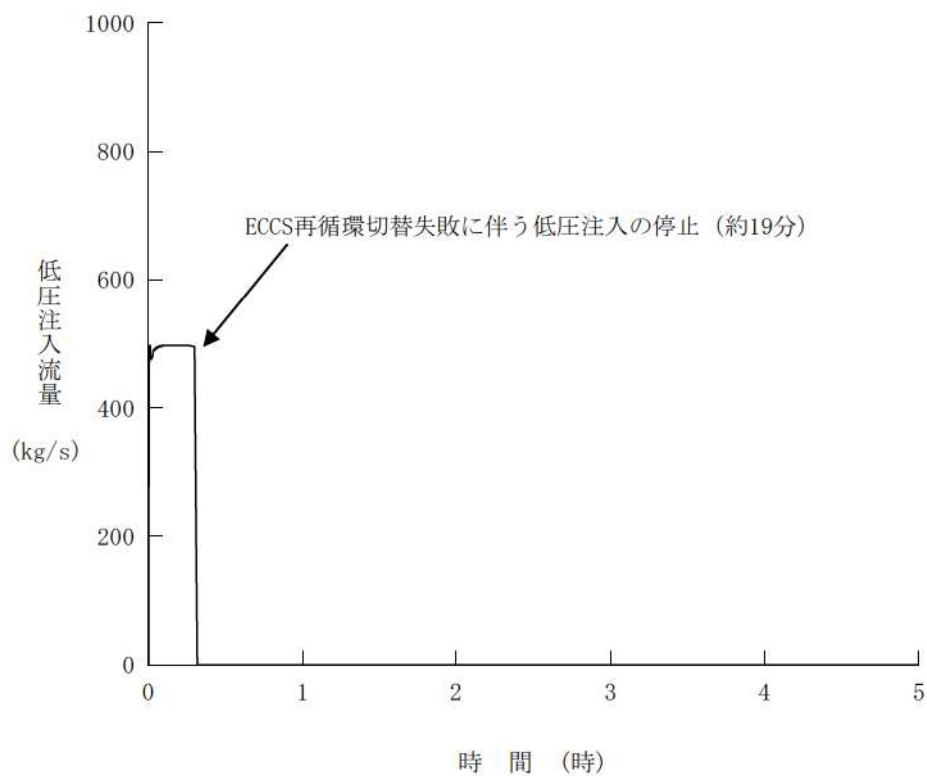
第7.1.7.6図 1次冷却材温度 (炉心部温度) の推移



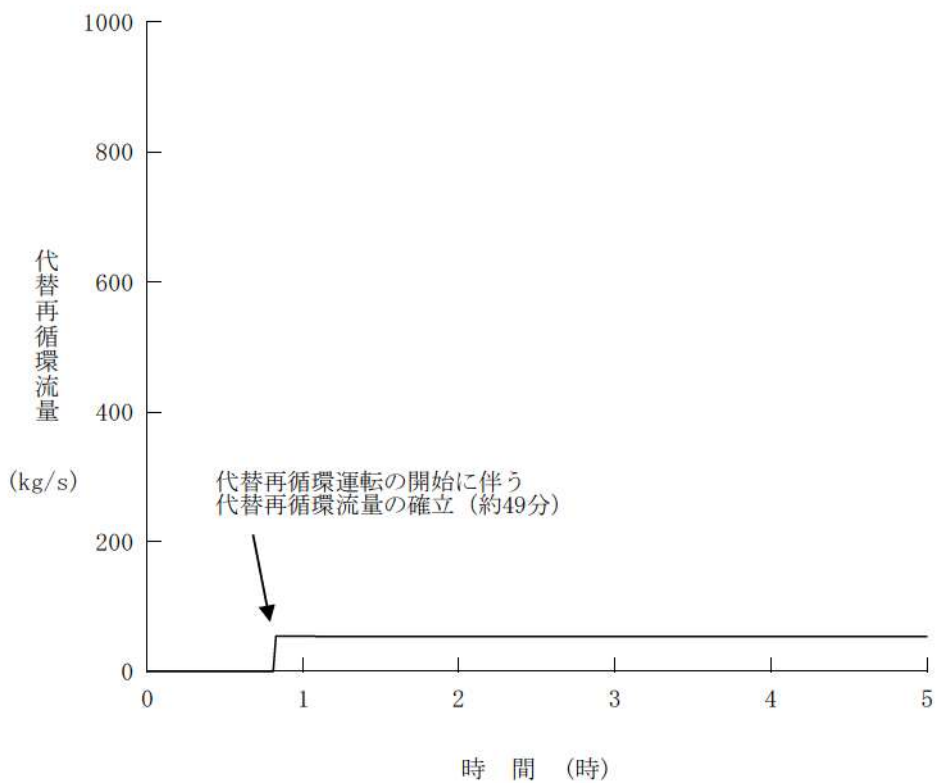
第7.1.7.7図 破断流量の推移



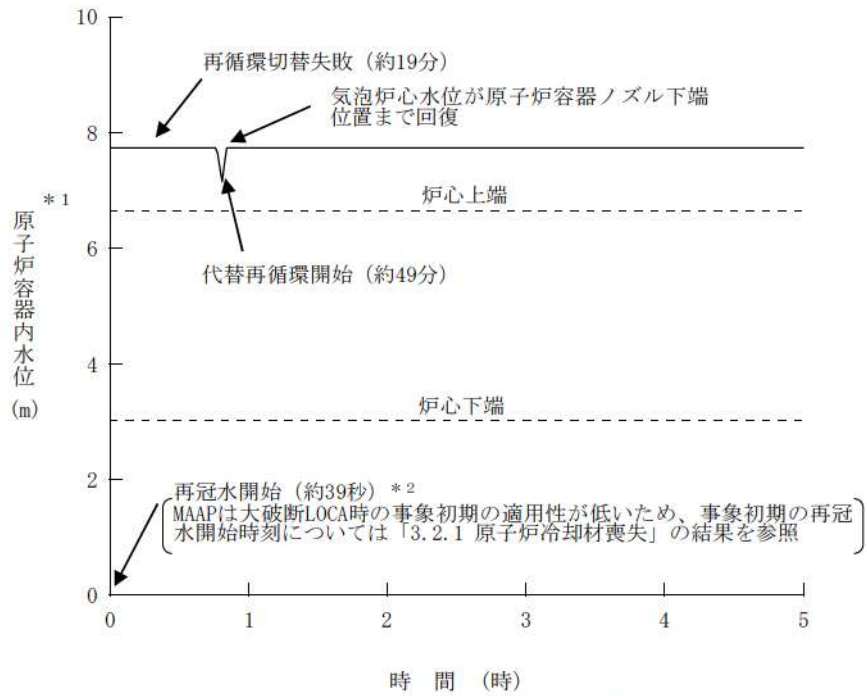
第7.1.7.8図 高圧注入流量の推移



第7.1.7.9図 低圧注入流量の推移

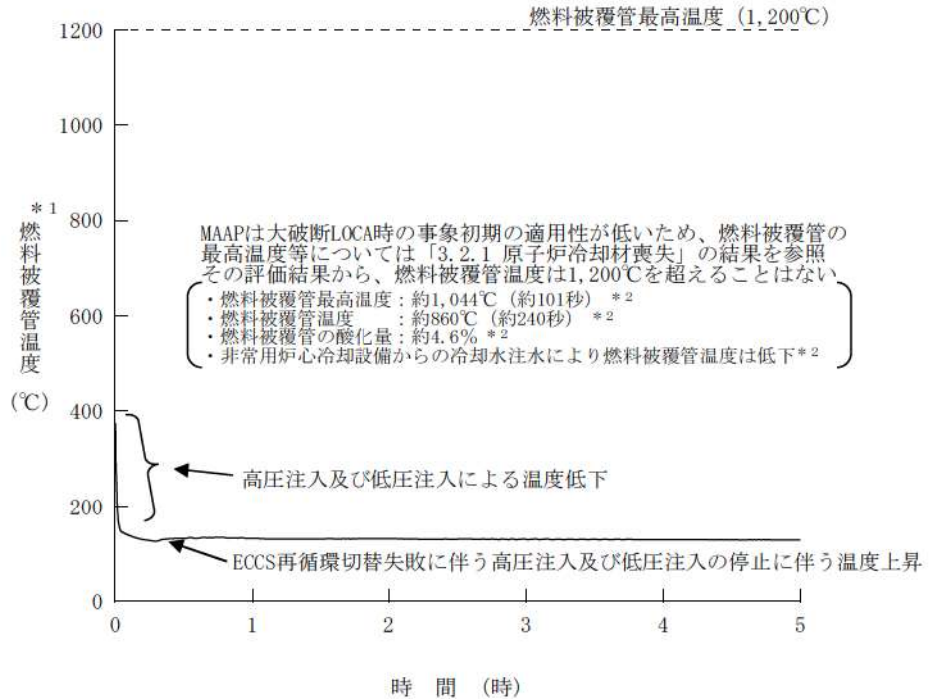


第7.1.7.10図 代替再循環流量の推移



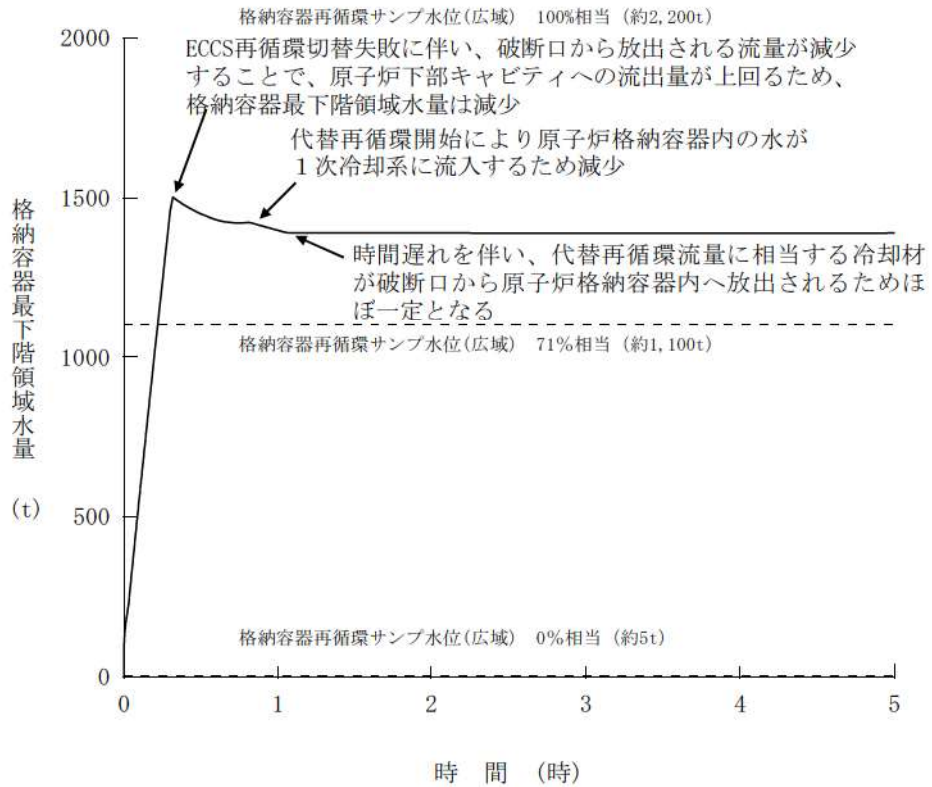
* 1 : 原子炉容器内水位の推移はMAAPによる解析結果を示しており、
 入口ノズル下端を上限とした気泡炉心水位を表示
 * 2 : 「3.2.1 原子炉冷却材喪失」の結果

第7.1.7.11図 原子炉容器内水位の推移

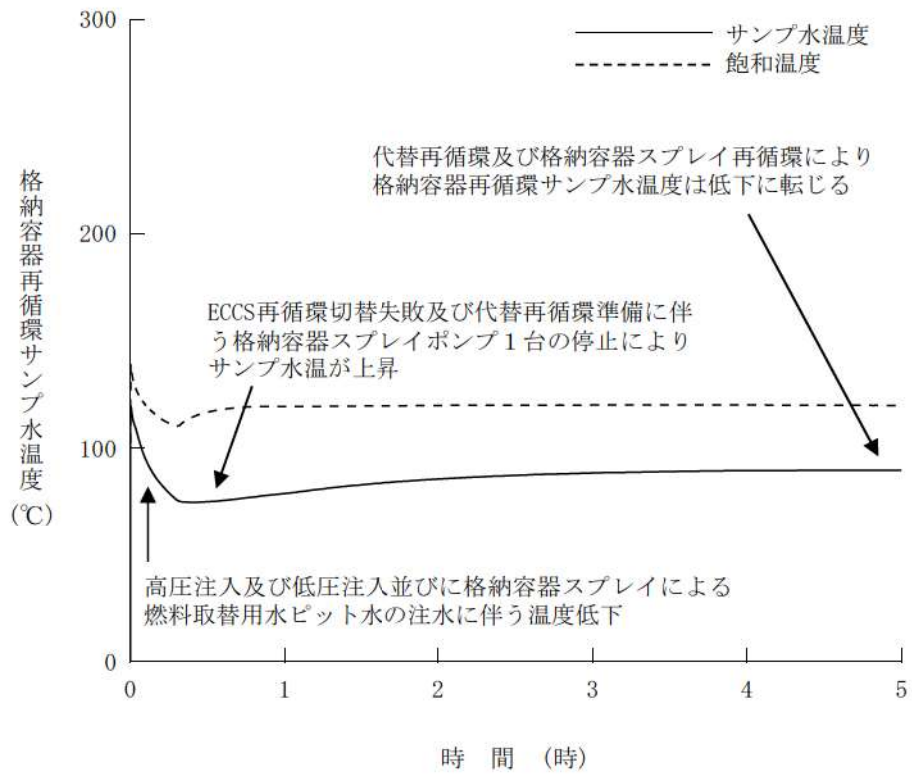


* 1 : 燃料被覆管温度の推移はMAAPによる解析結果を示している
 * 2 : 「3.2.1 原子炉冷却材喪失」の結果

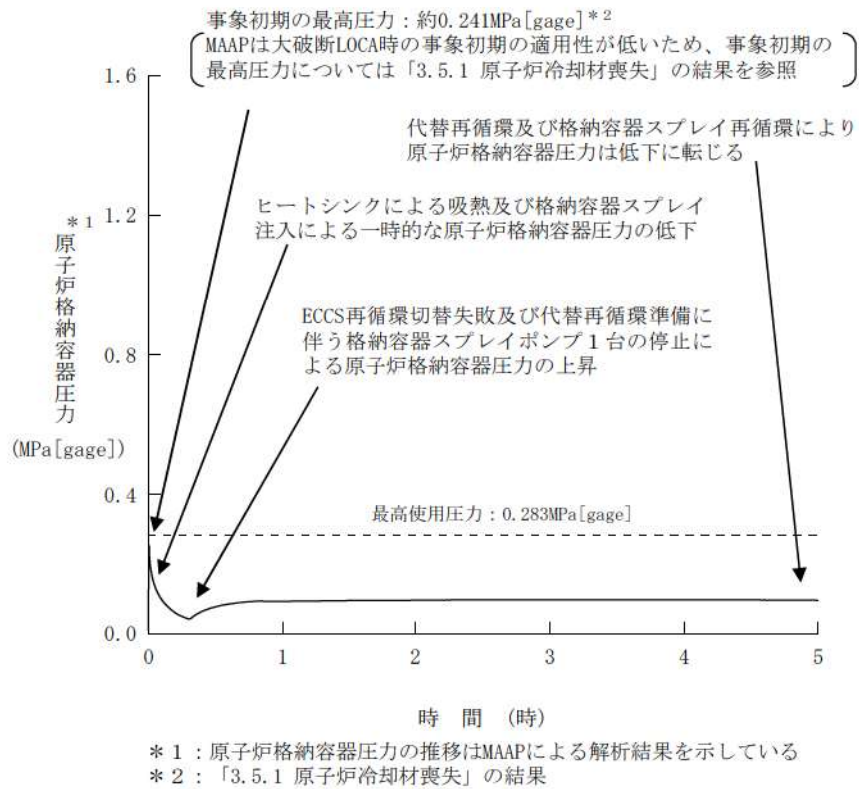
第7.1.7.12図 燃料被覆管温度の推移



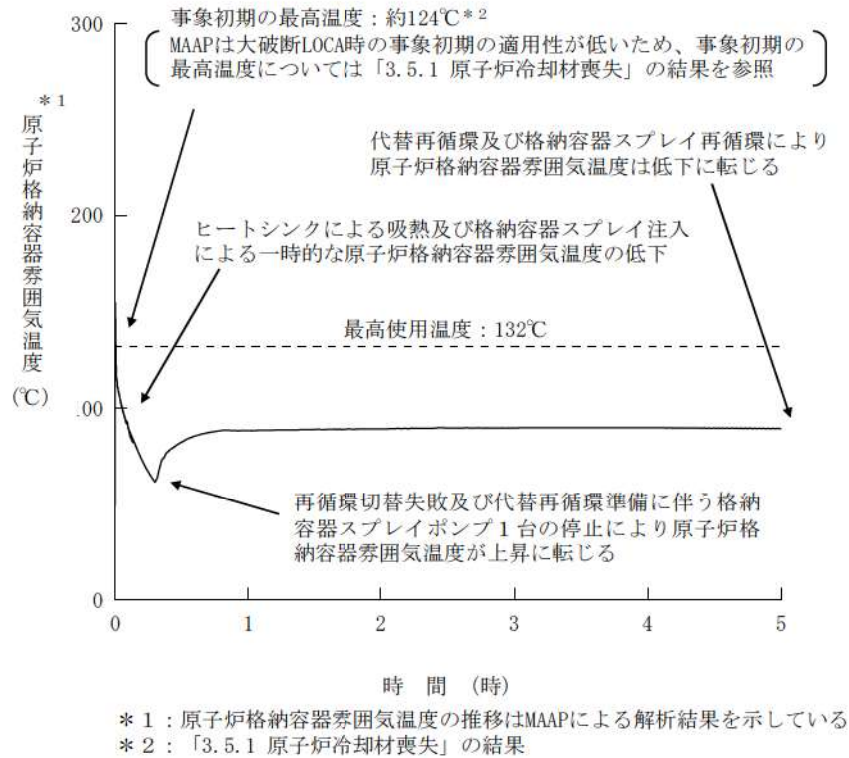
第7.1.7.13図 格納容器最下階領域水量の推移



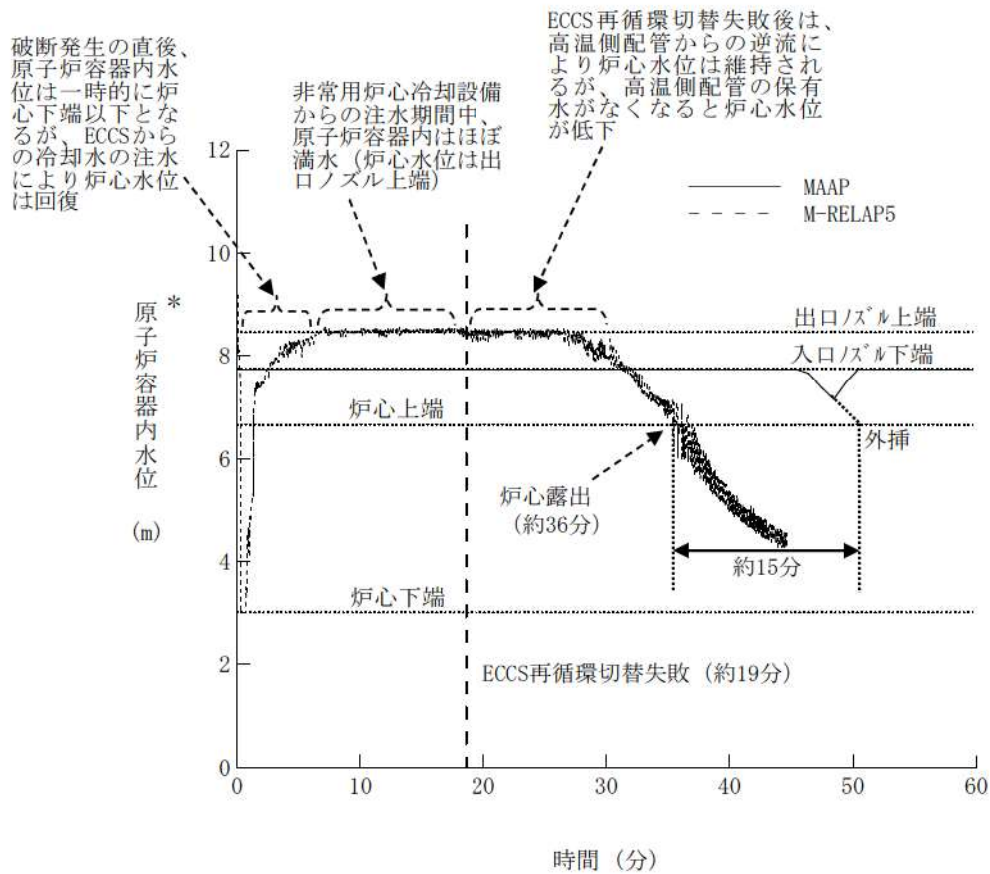
第7.1.7.14図 格納容器再循環サンプル水温度の推移



第7.1.7.15図 原子炉格納容器圧力の推移

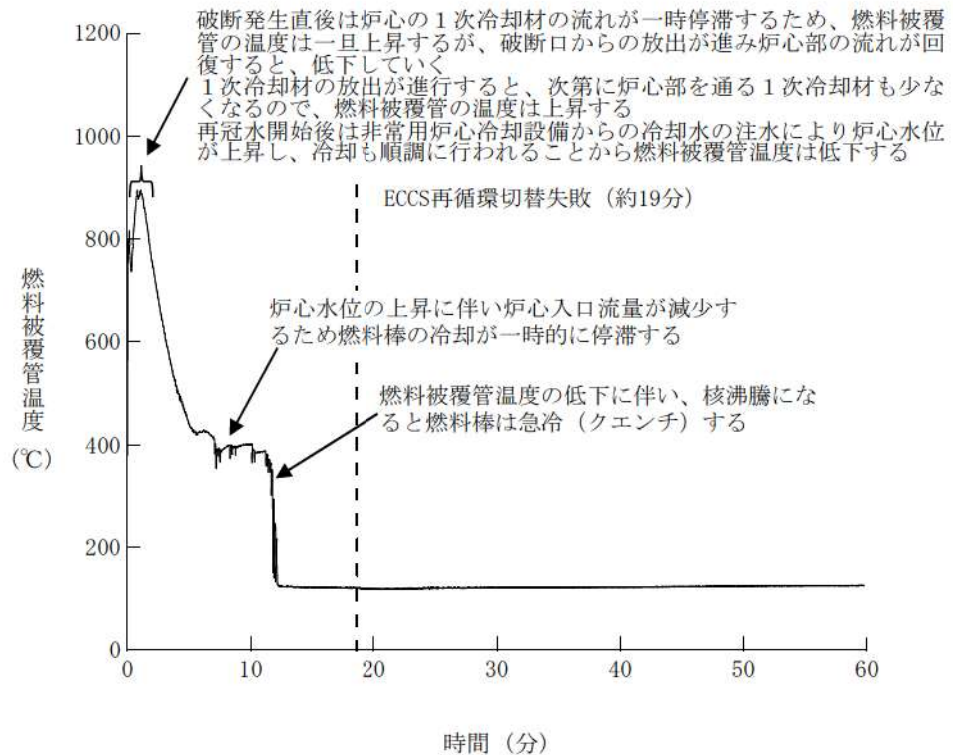


第7.1.7.16図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移

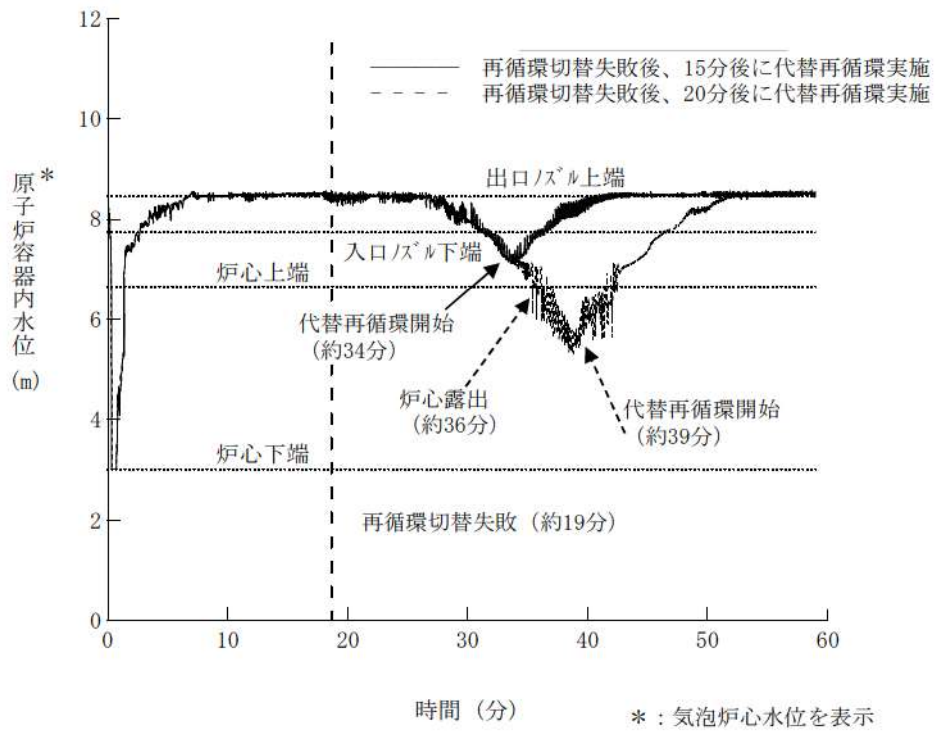


* : MAAPによる原子炉容器内水位は入口ノズル下端を上限とした気泡炉心水位を表示

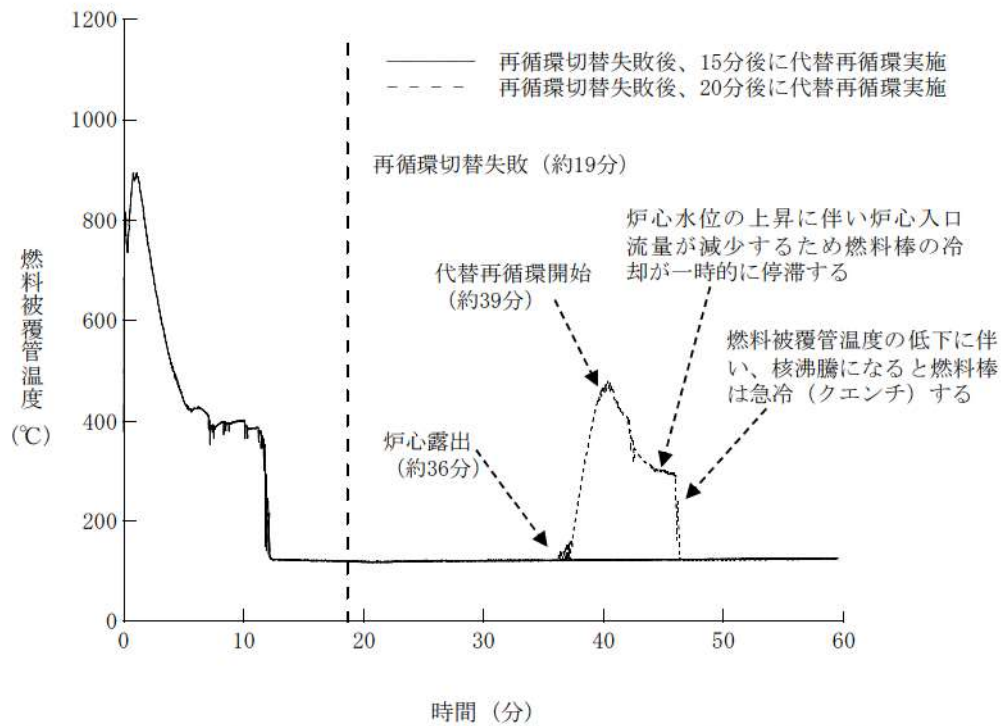
第7.1.7.17図 原子炉容器内水位の推移 (コード間比較)



第7.1.7.18図 燃料被覆管温度の推移 (M-RELAP5)



第7.1.7.19図 原子炉容器内水位の推移 (代替再循環操作時間余裕確認) (M-RELAP5)



第7.1.7.20図 燃料被覆管温度の推移 (代替再循環操作時間余裕確認) (M-RELAP5)

7.1.8 格納容器バイパス

7.1.8.1 事故シーケンスグループの特徴，炉心損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」に含まれる事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「インターフェイスシステムLOCA」及び「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」である。

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」では，原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器が破損し，さらに1次冷却材が原子炉格納容器外へ漏えいすることを想定する。このため，破損箇所から1次冷却材が流出し，原子炉容器内水位が低下することから，緩和措置がとられない場合には，原子炉容器内水位の低下により炉心が露出し，炉心損傷に至る。

本事故シーケンスグループは，格納容器バイパスが発生したことによって，最終的に炉心損傷に至る事故シーケンスグループである。このため，重大事故等対策の有効性評価には，格納容器バイパスに対する重大事故等対処設備及び格納容器バイパスの発生箇所の隔離に期待することが考えられる。

したがって，本事故シーケンスグループでは，高圧注入系及び充てん系により炉心を冷却することによって炉心損傷の防止を図り，また，加圧器逃がし弁及び主蒸気逃がし弁によって1次冷却系を減温，減圧することによる1次冷却材の漏えいの抑制及び格納容器バイパスの発生箇所の隔離によって，原子炉格納容器外へ

の1次冷却材の流出の防止を図る。また、原子炉格納容器の圧力が上昇した場合は原子炉格納容器スプレイ作動信号により、原子炉格納容器スプレイ設備による原子炉格納容器除熱を実施する。

(3) 炉心損傷防止対策

事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、初期の対策として蒸気発生器2次側への注水と主蒸気逃がし弁の開操作による2次冷却系強制冷却、加圧器逃がし弁の開操作による1次冷却系の減温、減圧及び高圧注入ポンプ等による炉心注水を整備し、安定状態に向けた対策として、余熱除去系による炉心冷却を整備する。さらに、余熱除去系の接続に失敗する場合を想定して、充てんポンプ及び加圧器逃がし弁を用いたフィードアンドブリード、主蒸気逃がし弁を用いた蒸気発生器による除熱及び格納容器スプレイポンプによる代替再循環を整備する。また、原子炉格納容器の健全性を維持するため、安定状態に向けた対策として原子炉格納容器スプレイ設備による原子炉格納容器除熱手段を整備する。

これらの対策の概略系統図を第7.1.8.1図及び第7.1.8.2図に、手順の概要を第7.1.8.3図から第7.1.8.6図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と操作手順の関係を第7.1.8.1表及び第7.1.8.2表に示す。

a. インターフェイスシステムLOCA

事故シーケンスグループのうち、「インターフェイスシステムLOCA」において、重大事故等対策に必要な要員は、中央制御室の運転員及び災害対策本部要員で構成され、合計12名である。

その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、中央監視及び指示を行う発電課長（当直）及び副長の2名、運転操作対応を行う運転員4名である。発電所構内に常駐している要員のうち、災害対策要員が2名、関係各所に通報連絡等を行う災害対策本部要員は4名である。必要な要員と作業項目について第7.1.8.7図に示す。

(a) プラントトリップの確認

事象の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。

また、非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を判断する。

プラントトリップを確認するために必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。

(b) 安全注入シーケンス作動状況の確認

「ECCS作動」警報により非常用炉心冷却設備作動信号が発信し、安全注入シーケンスが作動していることを確認する。

安全注入シーケンスの作動状況を確認するために必要な計装設備は、高圧注入流量等である。

(c) 蓄圧注入系動作の確認

1次冷却材圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が動作することを確認する。

蓄圧注入系の動作を確認するために必要な計装設備は、1次冷却材圧力（広域）である。

(d) 余熱除去系統からの漏えいの判断

余熱除去系統からの漏えいの兆候があり加圧器水位及び圧力

の低下，排気筒ガスモニタの指示上昇，蒸気発生器関連モニタ指示正常等によりインターフェイスシステムLOCAの発生を判断する。

余熱除去システムからの漏えいの判断に必要な計装設備は，加圧器水位等である。

(e) 余熱除去システム隔離

中央制御室での操作にて余熱除去ポンプを全台停止するとともに，燃料取替用水ピット水の流出を抑制するために，燃料取替用水ピットと余熱除去システムの隔離を行う。

また，1次冷却系保有水量の減少を抑制するために1次冷却系の減圧操作を開始する前に，1次冷却システムと余熱除去システムの隔離操作を行う。

なお，隔離操作については漏えい側システム及び健全側システムともに行う。

余熱除去システム隔離を確認するために必要な計装設備は，低圧注入流量等である。

(f) 余熱除去システムの隔離失敗の判断及び対応操作

1次冷却材圧力の低下が継続することで余熱除去システムの隔離失敗と判断し，燃料取替用水ピット補給操作を行う。

余熱除去システムの隔離失敗の判断に必要な計装設備は，1次冷却材圧力（広域）等である。

(g) 蒸気発生器2次側による炉心冷却

中央制御室にて主蒸気逃がし弁を開操作し，蒸気発生器2次側による1次冷却系の減温，減圧を行う。

蒸気発生器への注水は補助給水ポンプにて行う。

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却に必要な計装設備は、1 次冷却材温度（広域－高温側）等である。

(h) 加圧器逃がし弁開操作による 1 次冷却系強制減圧

非常用炉心冷却設備停止条件確立及び 1 次冷却系からの漏えい量を抑制するため、加圧器逃がし弁を手動で開操作し、1 次冷却系の強制減圧を行う。

加圧器逃がし弁操作の際は、1 次冷却系のサブクール度を確保した段階で実施する。

加圧器逃がし弁開操作による 1 次冷却系強制減圧に必要な計装設備は、1 次冷却材圧力（広域）等である。

(i) 蓄圧タンク出口弁閉操作

非常用炉心冷却設備停止条件の満足又は 1 次冷却材圧力（広域）指示が 0.6MPa[gage] になれば、蓄圧タンク出口弁を閉操作する。

蓄圧タンク出口弁閉操作に必要な計装設備は、1 次冷却材圧力（広域）等である。

(j) 高圧注入から充てん注入への切替え

非常用炉心冷却設備停止条件を満足していることを確認し、高圧注入から充てん注入へ切り替える。

高圧注入から充てん注入への切替えに必要な計装設備は、高圧注入流量等である。

(k) 健全側余熱除去系による炉心冷却への切替え

1 次冷却材圧力（広域）指示が 2.7MPa[gage] 以下、1 次冷却材温度（広域－高温側）指示が 177℃ 未満となり余熱除去系が使用可能となれば、健全側の余熱除去系による冷却を開始し、

余熱除去系の運転状態を確認する。

健全側余熱除去系による炉心冷却を判断するために必要な計装設備は、1次冷却材温度（広域－高温側）等であり、余熱除去系の運転状態を確認するために必要な計装設備は低圧注入流量等である。

(1) 現場での余熱除去系統の隔離及び余熱除去系統からの漏えい停止確認

漏えい側余熱除去ポンプの入口弁（ツインパワー弁）を閉操作することにより隔離を行い、余熱除去系統からの漏えい停止を確認する。なお、早期の流出停止を目的として、1次冷却材圧力を監視しつつ準備が整い次第、操作を実施する。

現場での余熱除去系統の隔離及び余熱除去系統からの漏えい停止を確認するために必要な計装設備は、1次冷却材圧力（広域）等である。

以降、炉心冷却は余熱除去系により継続的に行い、また、原子炉格納容器除熱は、原子炉格納容器雰囲気の状態に応じて格納容器再循環ファンを運転し継続的に行う。原子炉格納容器の圧力が上昇した場合でも、原子炉格納容器スプレイ作動信号により原子炉格納容器スプレイ設備が起動することで、原子炉格納容器除熱を継続的に行う。

b. 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

事故シーケンスグループのうち、「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」において、重大事故等対策に必要な要員は、中央制御室の運転員及び災害対策本

部要員で構成され、合計10名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、中央監視及び指示を行う発電課長（当直）及び副長の2名、運転操作対応を行う運転員4名である。発電所構内に常駐している要員のうち、関係各所に通報連絡等を行う災害対策本部要員は4名である。必要な要員と作業項目について第7.1.8.8図に示す。

(a) プラントトリップの確認

事象の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。

また、非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を判断する。

プラントトリップを確認するために必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。

(b) 安全注入シーケンス作動状況の確認

「ECCS作動」警報により非常用炉心冷却設備作動信号が発信し、安全注入シーケンスが作動していることを確認する。

安全注入シーケンスの作動状況を確認するために必要な計装設備は、高圧注入流量等である。

(c) 蒸気発生器伝熱管の漏えいの判断

蒸気発生器伝熱管漏えい監視モニタ指示上昇、蒸気発生器水位及び圧力の上昇、加圧器水位及び圧力の低下により、蒸気発生器伝熱管破損発生の判断及び破損側蒸気発生器の判定を行う。

蒸気発生器伝熱管の漏えいの判断に必要な計装設備は、主蒸気ライン圧力等である。

(d) 補助給水ポンプ起動及び補助給水流量確立の確認

安全注入シーケンス作動等による補助給水ポンプの自動起動及び補助給水流量が確立していることを確認する。

補助給水ポンプの起動及び補助給水流量の確立を確認するために必要な計装設備は、補助給水流量等である。

(e) 破損側蒸気発生器の隔離

破損側蒸気発生器の隔離操作として、破損側蒸気発生器への補助給水停止、主蒸気隔離弁の閉操作、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気元弁の閉操作等を行う。

(f) 破損側蒸気発生器圧力の減圧継続判断

破損側蒸気発生器の隔離操作完了後に、破損側蒸気発生器圧力が無負荷圧力（6.93MPa[gage]）より低下し、減圧が継続すれば、破損側蒸気発生器圧力の減圧継続を判断する。

破損側蒸気発生器圧力の減圧継続判断に必要な計装設備は、主蒸気ライン圧力等である。

(g) 破損側蒸気発生器圧力の減圧継続時の対応

破損側蒸気発生器圧力の減圧継続時の対応操作として、健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁による2次冷却系強制冷却及び燃料取替用水ピット補給操作を行う。

健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁による2次冷却系強制冷却に必要な計装設備は、1次冷却材温度（広域－高温側）等である。

(h) 加圧器逃がし弁開操作による1次冷却系強制減圧

非常用炉心冷却設備停止条件確立及び1次冷却系からの漏えい量を抑制するため、加圧器逃がし弁を手動で開操作するこ

とで1次冷却系の強制減圧を行う。

加圧器逃がし弁操作の際は、1次冷却系サブクール度を確保した段階で実施する。

加圧器逃がし弁開操作による1次冷却系強制減圧に必要な計装設備は、1次冷却材圧力（広域）等である。

(i) 蓄圧タンク出口弁閉操作

蓄圧注入による破損側蒸気発生器2次側への漏えい量を抑制するため、1次冷却材圧力が蓄圧タンクの保持圧力（4.04MPa[gage]）になる前に蓄圧タンク出口弁を閉操作する。

蓄圧タンク出口弁閉操作に必要な計装設備は、1次冷却材圧力（広域）等である。

(j) 高圧注入から充てん注入への切替え

非常用炉心冷却設備停止条件を満足していることを確認し、高圧注入から充てん注入へ切り替える。

高圧注入から充てん注入への切替えに必要な計装設備は、高圧注入流量等である。

(k) 余熱除去系による炉心冷却

1次冷却材圧力（広域）指示2.7MPa[gage]以下及び1次冷却材温度（広域－高温側）指示177℃未満となり余熱除去系統が使用可能になれば、1次冷却材高温側配管から取水することで余熱除去系による炉心冷却を開始する。

余熱除去系による炉心冷却に必要な計装設備は、1次冷却材温度（広域－高温側）等である。

(l) 1次冷却系と破損側蒸気発生器均圧操作による破損側蒸気発生器からの漏えい停止

余熱除去系による冷却継続により，1次冷却系と破損側蒸気発生器を均圧させ，破損側蒸気発生器からの漏えいを停止する。

破損側蒸気発生器からの漏えい停止に必要な計装設備は，1次冷却材圧力（広域）等である。

(m) 1次冷却系のフィードアンドブリード

余熱除去系が使用不能の場合には，すべての加圧器逃がし弁を手動で開操作し，充てん系によるフィードアンドブリードを行う。

1次冷却系のフィードアンドブリードに必要な計装設備は，1次冷却材温度（広域－高温側）等である。

(n) 代替再循環運転への切替え

余熱除去系が使用不能の場合，格納容器再循環サンプル水位（広域）指示が再循環運転可能水位（71%）に再循環運転開始後の水位低下の可能性を考慮した水位76%以上となれば，代替再循環運転に切り替える。代替再循環運転に切替え後は，格納容器再循環サンプルからB－格納容器スプレイポンプを経てB－格納容器スプレイ冷却器で冷却した水をB－余熱除去系統及びB－格納容器スプレイ系統に整備している連絡ラインより炉心注水することで，継続的な炉心冷却を行う。

代替再循環運転への切替えに必要な計装設備は，低圧注入流量等である。

以降，炉心冷却は余熱除去系により継続的に行い，また，原子炉格納容器除熱は，原子炉格納容器雰囲気の状態に応じて格納容器再循環ファンを運転し継続的に行う。原子炉格納容器の

圧力が上昇した場合でも、原子炉格納容器スプレイ作動信号により原子炉格納容器スプレイ設備が起動することで、原子炉格納容器除熱を継続的に行う。

7.1.8.2 炉心損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、格納容器バイパス時の漏えい経路の違いを考慮した「インターフェイスシステムLOCA」及び「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」である。

本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流、1次冷却系における冷却材流量変化、冷却材放出、沸騰・凝縮・ボイド率変化、気液分離・対向流、圧力損失、ECCS強制注入及びECCS蓄圧タンク注入、加圧器における冷却材放出、並びに蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出及び2次側給水が重要現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能であるプラント過渡解析コードM-RELAP5により1次冷却材圧力、燃料被覆管温度等の過渡応答を求める。

また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

(2) 有効性評価の条件

本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第7.1.8.3表及び第7.1.8.4表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

a. インターフェイスシステムLOCA

(a) 事故条件

i. 起因事象

起因事象として、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統の圧力上昇により、余熱除去系統からの漏えいが発生するものとする。1次冷却材の漏えい箇所として、余熱除去系逃がし弁、余熱除去系機器等からの漏えいが発生するものとする。余熱除去ポンプ入口逃がし弁及び余熱除去冷却器出口逃がし弁の破断口径については、実機における口径を基に設定し、余熱除去系機器等については、実機における破断面積に係る評価値に余裕を考慮した値を設定する。また、余熱除去系機器等の破断面積の評価においては、余熱除去系統の圧力挙動の評価結果を踏まえ、配管破断は生じることとはなく、余熱除去系統の低圧側に静的に1次冷却系統の圧力及び温度相当まで加圧及び加温されるものとしている。

(i) 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 (1インチ) 相当, 1個)

(ii) 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7.6cm (3インチ) 相当, 1個)

(iii) 原子炉格納容器外の余熱除去系機器等

(等価直径約2.9cm (1.15インチ) 相当)

ii. 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系が機能喪失するものとする。

iii. 外部電源

外部電源なしの場合は、常用系機器の機能喪失及び工学的安全施設の作動遅れの観点で炉心冷却上厳しくなることから、外部電源は使用できないものと仮定し、ディーゼル発電機によって給電を行うものとする。

(b) 重大事故等対策に関連する機器条件

i. 原子炉トリップ信号

原子炉トリップは、「原子炉圧力低」信号によるものとする。

ii. 高圧注入ポンプ

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、設計値に注入配管の流路抵抗等を考慮した最大注入特性（高圧注入特性：0 m³/h～約350m³/h，0 MPa[gage]～約15.7MPa[gage]）を用いるものとする。

iii. 補助給水ポンプ

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台が自動起動し、非常用炉心冷却設備作動限界値到達60秒後に3基の蒸気発生器に合計150m³/hの流量で注水するものとする。

iv. 蓄圧タンク

蓄圧注入系のパラメータとして初期保持圧力については、蓄圧注入のタイミングを遅くすることで1次冷却系保有水量

の回復が遅れることから最低保持圧力を用いるものとする。
また、初期保有水量については、最低保有水量を用いるものとする。なお、本事象は事象発生後の事象進展が比較的早く、蓄圧タンクの初期条件の不確かさによる漏えい量に与える影響は小さいことから、他の事象と同様に以下の取扱いとする。

蓄圧タンクの保持圧力（最低保持圧力） 4.04MPa [gage]

蓄圧タンクの保有水量（最低保有水量）

29.0m³（1基当たり）

v. 主蒸気逃がし弁

2次冷却系強制冷却として主蒸気逃がし弁3個を使用するものとし、容量は設計値として、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%を処理するものとする。

vi. 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は、設計値にて閉止するものとする。

(c) 重大事故等対策に関連する操作条件

運転員等操作に関する条件として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。

i. 主蒸気逃がし弁の開操作による2次冷却系強制冷却は、事象の判断、余熱除去系統の隔離操作、主蒸気逃がし弁の開操作時間等を考慮して、非常用炉心冷却設備作動信号発信から25分後に開始するものとする。

ii. 補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水流量を調整す

ることで、蒸気発生器水位を狭域水位内に維持するものとする。

iii. 加圧器逃がし弁の開閉操作に係る以下の条件が成立すれば、1個の加圧器逃がし弁を開閉するものとする。

(i) 非常用炉心冷却設備停止条件成立前

イ. サブクール度 60°C 以上で開操作

ロ. サブクール度 40°C 以下又は加圧器水位50%以上で閉操作

(ii) 非常用炉心冷却設備停止条件成立後

イ. サブクール度 20°C 以上で開操作

ロ. サブクール度 10°C 以下で閉操作

iv. 以下に示す非常用炉心冷却設備停止条件が成立、又は原子炉トリップ後1時間経過すれば、蓄圧タンクを隔離し、炉心注水を高圧注入から充てん注入に同時に切り替えるものとして、4分の操作時間を考慮するものとする。

(i) サブクール度 40°C 以上

(ii) 加圧器水位50%以上で安定又は上昇中

(iii) 1次冷却材圧力が安定又は上昇、かつ蓄圧タンク不動作又は隔離中

(iv) 蒸気発生器狭域水位下端以上又は電動補助給水ポンプ1台の設計流量以上で注水中

v. 充てんポンプによる充てん流量を調整することで、加圧器水位を計測範囲内に維持する。

vi. 以下に示す余熱除去運転条件が成立すれば、健全側余熱除去設備による炉心冷却を開始するものとする。

(i) 1次冷却材温度177°C未満

(ii) 1次冷却材圧力2.7MPa[gage]以下

b. 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

(a) 事故条件

i. 起回事象

起回事象として、1基の蒸気発生器の伝熱管1本が瞬時に両端破断を起こすものとする。

ii. 安全機能の喪失に対する仮定

破損側蒸気発生器隔離失敗の想定として、原子炉トリップ後に主蒸気逃がし弁が動作した時点で、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する。

iii. 外部電源

外部電源なしの場合は、常用系機器の機能喪失及び工学的安全施設の作動遅れの観点で炉心冷却上厳しくなることから、外部電源は使用できないものと仮定し、ディーゼル発電機によって給電を行うものとする。

(b) 重大事故等対策に関連する機器条件

i. 原子炉トリップ信号

原子炉トリップは、「原子炉圧力低」信号あるいは「過大温度 ΔT 高」信号によるものとする。

ii. 高圧注入ポンプ

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、設計値に注入配管の流路抵抗等を考慮した最大注入特性（高圧注入特性：0 m³/h～約

350m³/h, 0 MPa[gage]～約15.7MPa[gage]) を用いるものとする。

iii. 補助給水ポンプ

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 台が自動起動し, 非常用炉心冷却設備作動限界値到達60秒後に 3 基の蒸気発生器に合計150m³/hの流量で注水するものとする。

iv. 主蒸気逃がし弁

2 次冷却系強制冷却のため, 健全側蒸気発生器につながる主蒸気逃がし弁 2 個を使用するものとし, 容量は設計値として, 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%を処理するものとする。

(c) 重大事故等対策に関連する操作条件

運転員等操作に関する条件として, 「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。

- i. 破損側蒸気発生器の隔離操作として, 原子炉トリップから10分後に, 破損側蒸気発生器につながるタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気元弁の閉操作, 破損側蒸気発生器への補助給水の停止操作及び破損側蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁の閉操作を開始し, 操作完了に約 2 分を要するものとする。
- ii. 健全側蒸気発生器につながる主蒸気逃がし弁の開操作は, 破損側蒸気発生器隔離操作の完了時点で開始し, 操作完了に 1 分を要するものとする。
- iii. 補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水流量を調整す

ることで、蒸気発生器水位を狭域水位内に維持するものとする。

iv. 加圧器逃がし弁の開閉操作に係る以下の条件が成立すれば、1個の加圧器逃がし弁を開閉するものとする。

(i) 非常用炉心冷却設備停止条件成立前

イ. サブクール度 60°C 以上で開操作

ロ. サブクール度 40°C 以下又は加圧器水位 50% 以上で閉操作

(ii) 非常用炉心冷却設備停止条件成立後

イ. サブクール度 20°C 以上で開操作

ロ. サブクール度 10°C 以下で閉操作

v. 以下に示す非常用炉心冷却設備停止条件が成立すれば、炉心注水を高圧注入から充てん注入に切り替えるものとし、切替えに2分の操作時間を考慮するものとする。

(i) サブクール度 40°C 以上

(ii) 加圧器水位 50% 以上で安定又は上昇中

(iii) 1次冷却材圧力が安定又は上昇、かつ蓄圧タンク不動作又は隔離中

(iv) 健全側蒸気発生器の蒸気発生器狭域水位下端以上又は健全側蒸気発生器への電動補助給水ポンプ1台の設計流量以上で注水中

vi. 充てんポンプによる充てん流量を調整することで、加圧器水位を計測範囲内に維持するものとする。

vii. 以下に示す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ものとする。

(i) 1次冷却材温度177°C未満

(ii) 1次冷却材圧力2.7MPa[gage]以下

(3) 有効性評価の結果

a. インターフェイスシステムLOCA

インターフェイスシステムLOCAの事象進展を第7.1.8.4図に、1次冷却材圧力、1次冷却材温度、1次冷却系保有水量、燃料被覆管温度等の1次冷却系パラメータの推移を第7.1.8.9図から第7.1.8.20図に、給水流量及び蒸気流量の2次冷却系パラメータの推移を第7.1.8.21図及び第7.1.8.22図に示す。

(a) 事象進展

事象発生後、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系逃がし弁及び余熱除去系機器等からの漏えいにより1次冷却材圧力が低下することで、「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。

事象発生約26秒後に「原子炉圧力異常低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に到達した後、非常用炉心冷却設備が作動することにより、ほう酸水が炉心に注水される。また、補助給水ポンプが自動起動し、蒸気発生器への注水が開始される。

事象発生約16分後に1次冷却材圧力が余熱除去冷却器出口逃がし弁の吹止まり圧力まで低下するため、逃がし弁が閉止することで1次冷却系保有水量が回復する。

事象発生約25分後に主蒸気逃がし弁の開操作による2次冷却系強制冷却を開始するとともに、1次冷却系からの漏えい量抑制のため、事象発生約60分後に炉心注水を高圧注入か

ら充てん注入へ切替えを実施する。また、事象発生の約64分後に健全側余熱除去系による炉心冷却を開始する。

その後、漏えい側の余熱除去ポンプの入口弁（ツインパワー弁）を閉止することで漏えいは停止する。

原子炉格納容器内の余熱除去ポンプ入口逃がし弁の動作により、加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇はわずかであるが、原子炉格納容器の圧力が上昇した場合は原子炉格納容器スプレイ作動信号により、原子炉格納容器スプレイ設備による原子炉格納容器除熱を行う。

(b) 評価項目等

燃料被覆管の最高温度は第7.1.8.20図に示すとおり、炉心は冠水状態にあることから初期値（約380℃）を上回ることなく、1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの1%以下であり、15%以下となる。

1次冷却材圧力は第7.1.8.9図に示すとおり、初期値（約15.9MPa[gage]）以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、1次冷却材圧力と1次冷却材ポンプ吐出部との差（高々約0.3MPa）を考慮しても、約16.2MPa[gage]以下であり、最高使用圧力の1.2倍（20.592MPa[gage]）を十分下回る。

また、原子炉格納容器内の余熱除去ポンプ入口逃がし弁の動作により、加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇

はわずかである。なお、原子炉格納容器スプレイ設備の作動に至った場合、原子炉格納容器スプレイ設備の性能は、「3.5.1原子炉冷却材喪失」における1次冷却材管の完全両端破断を仮定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度の最高値はそれぞれ約0.241MPa[gage]及び約124℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、原子炉格納容器最高使用圧力（0.283MPa[gage]）及び最高使用温度（132℃）を下回る。

第7.1.8.9図及び第7.1.8.10図に示すように、事象発生後の120分時点においても1次冷却材圧力及び温度は低下傾向を示していることから、炉心は安定して冷却されている。その後は、余熱除去系による炉心冷却を継続することにより、事象発生後の約20時間後に低温停止状態に到達し、安定停止状態に至る。その後も健全側余熱除去系による除熱を継続することで安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。

本評価では、「6.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(4)の評価項目について、対策の有効性を確認した。

b. 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

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を第7.1.8.6図に、1次冷却材圧力、1次冷却材温度、1次冷却系保有水量、燃料被覆管温度等の1次冷却系パラメータの推移を第7.1.8.23図から第7.1.8.32図に、蒸気発

生器水位，蒸気流量等の2次冷却系パラメータの推移を第7.1.8.33図から第7.1.8.35図に示す。

(a) 事象進展

事象発生後，破断した伝熱管を通じて1次冷却材が蒸気発生器2次側に流出することで1次冷却材圧力が低下し，事象発生約10分後に「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に到達し，原子炉は自動停止する。

事象発生約10分後の主蒸気逃がし弁作動と同時に破損側蒸気発生器につながる主蒸気安全弁開固着を仮定しているため，1次冷却材温度及び圧力が低下することで，事象発生約10分後に「原子炉圧力低と加圧器水位低の一致」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に到達した後，非常用炉心冷却設備が作動することにより，ほう酸水が炉心に注水されることで1次冷却系保有水量が増加に転じる。また，補助給水ポンプが自動起動し，蒸気発生器への注水が開始される。

原子炉トリップの10分後に破損側蒸気発生器の隔離操作を開始し，その約2分後に隔離操作を完了する。さらに，破損側蒸気発生器の隔離操作を完了した時点から健全側蒸気発生器につながる主蒸気逃がし弁の開操作を開始し，1分後に完了する。

加圧器水位の回復と1次冷却系からの漏えい量低減のため，事象発生約30分後に加圧器逃がし弁による1次冷却系の減圧を実施し，事象発生約37分後に炉心注水を高圧注入から充てん注入へ切替えを実施する。その後，事象発生約2.0時間後に余熱除去系による冷却を開始することにより，1次冷

却材圧力は低下し、1次冷却材圧力と破損側蒸気発生器の2次側圧力が平衡になった時点で、1次冷却材の2次冷却系への漏えいは停止する。

加圧器逃がし弁の開閉操作により、加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇はわずかであるが、原子炉格納容器の圧力が上昇した場合は原子炉格納容器スプレイ作動信号により、原子炉格納容器スプレイ設備による原子炉格納容器除熱を行う。

(b) 評価項目等

燃料被覆管の最高温度は第7.1.8.32図に示すとおり、炉心は冠水状態にあることから初期値（約350℃）を上回ることなく、1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの1%以下であり、15%以下となる。

1次冷却材圧力は第7.1.8.23図に示すとおり、初期値（約15.7MPa[gage]）以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、1次冷却材圧力と1次冷却材ポンプ吐出部との差（高々約0.5MPa）を考慮しても、約16.2MPa[gage]以下であり、最高使用圧力の1.2倍（20.592MPa[gage]）を十分下回る。

また、加圧器逃がし弁の開閉操作により、加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇はわずかである。なお、原子炉格納容器スプレイ設備の作動に至った場合、原子炉格納容

器スプレイ設備の性能は、「3.5.1原子炉冷却材喪失」における1次冷却材管の完全両端破断を仮定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度の最高値はそれぞれ約0.241MPa[gage]、約124℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、原子炉格納容器最高使用圧力(0.283MPa[gage])及び最高使用温度(132℃)を下回る。

第7.1.8.23図及び第7.1.8.24図に示すように、事象発生の約5時間後においても1次冷却材圧力及び温度は低下傾向を示していることから、炉心は安定して冷却されている。その後は、余熱除去系の運転を継続することにより、事象発生の約14.5時間後に低温停止状態に到達し、安定停止状態に至る。さらに、余熱除去系の運転を継続することにより、安定停止状態を維持できる。また、余熱除去系が使用不能の場合においても、充てんポンプ及び加圧器逃がし弁を用いた充てん系によるフィードアンドブリード及び格納容器スプレイポンプによる代替再循環を行うことにより、事象発生の約32.9時間後に低温停止状態に到達し、安定停止状態に至る。その後も格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転を継続することで安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。

本評価では、「6.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(4)の評価項目について、対策の有効性を確認した。

7.1.8.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。

格納容器バイパスでは、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器が破損し、原子炉格納容器外へ1次冷却材が流出することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生から12時間程度までの短期間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、原子炉トリップ又は非常用炉心冷却設備作動信号の発信を起点とする2次冷却系強制冷却、並びに1次冷却材温度及び圧力（サブクール条件）等を起点とする加圧器逃がし弁の開閉操作及び高圧注入から充てん注入への切替操作とする。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。

a. 運転員等操作時間に与える影響

炉心における燃料棒表面熱伝達に係る燃料棒表面熱伝達モデルは、ORNL/THTF試験解析の結果から、燃料棒表面熱伝達について最大で40%程度小さく評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の燃料棒表面熱伝達は解析結果に比べて大きくなり、燃料被覆管温度は低くなるが、燃料被覆管温度を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流に係るボイドモデル及び流動様式の解析モデルは、ORNL/THTF試験解析等の結果から、炉心水位について最大で0.3m低く評価する不確かさを持つことを確認している。しかし、炉心水位を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

1次冷却系における冷却材放出に係る破断流モデルは、Marviken試験解析の結果から、サブクール領域での漏えい量について±10%の不確かさを持つことを確認している。しかし、インターフェイスシステムLOCAでは、主配管につながる枝管の下流側にある弁等からの流出を仮定するため枝管の形状圧損及び摩擦圧損が模擬されず、破断流量を実際よりも多く評価することから、漏えい量を少なく評価する不確かさについて考慮する必要はない。よって、漏えい量を多く評価する不確かさを考慮すると、実際の漏えい量は解析結果に比べて少なくなり、1次冷却系の減圧が遅くなるため、非常用炉心冷却設備作動信号の発信を起点とする2次冷却系強制冷却の開始が遅くなるが、操作手順（非常用炉心冷却設備作動信号の発信を起点として操作開始）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。また、1次冷却系の減圧が遅くなることで1次冷却材の飽和温度の低下が遅くなり、1次冷却材温度及び圧力（サブクール条件）を起点とする加圧器逃がし弁の開閉操作及び高圧注入から充てん注入への切替操作の開始が早くなるが、操作手順（1次冷却材温度及び圧力（サブクール条件）を起点として操作開始）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与

える影響はない。一方、破断流モデルは二相臨界流での漏えい量について-10%~50%の不確かさを持つが、ほとんどの質量流束領域で多く評価することを確認している。よって、漏えい量を多く評価する不確かさを考慮すると、実際の漏えい量は解析結果に比べて少なくなり、1次冷却系の減圧が遅くなるため、非常用炉心冷却設備作動信号の発信を起点とする2次冷却系強制冷却の開始が遅くなるが、操作手順（非常用炉心冷却設備作動信号の発信を起点として操作開始）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。また、1次冷却系の減圧が遅くなることで1次冷却材の飽和温度の低下が遅くなり、1次冷却材温度及び圧力（サブクール条件）を起点とする加圧器逃がし弁の開閉操作及び高圧注入から充てん注入への切替操作の開始が早くなるが、操作手順（1次冷却材温度及び圧力（サブクール条件）を起点として操作開始）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

1次冷却系における沸騰・凝縮・ボイド率変化に係る2流体モデル及び壁面熱伝達モデルは、ROSA/LSTF試験解析等の結果から、インターフェイスシステムLOCAにおいて、2次冷却系強制冷却等による減圧時に1次冷却材圧力について最大で0.5MPa高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の1次冷却材温度は解析結果に比べて低くなることから、1次冷却材温度及び圧力（サブクール条件）を起点とする加圧器逃がし弁の開閉操作及び高圧注入から充てん注入への切替操作の開始が早くなるが、操作手順（1次冷却材温度及び圧力（サブクール条件）を起点として操作開始）に

変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

1次冷却系における気液分離・対向流に係る流動様式の解析モデルは、ROSA/LSTF試験解析等の結果から、インターフェイスシステムLOCAにおいて、リフラックス凝縮時の蒸気発生器での伝熱・凝縮量を小さく評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の蒸気発生器での伝熱・凝縮量は解析結果に比べて大きくなり、1次冷却材温度が低くなることから、1次冷却材温度及び圧力（サブクール条件）を起点とする加圧器逃がし弁の開閉操作及び高圧注入から充てん注入への切替操作の開始が早くなるが、操作手順（1次冷却材温度及び圧力（サブクール条件）を起点として操作開始）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達に係る壁面熱伝達モデルは、ROSA/LSTF試験解析等の結果から、2次冷却系強制冷却による減圧時に1次側・2次側の熱伝達を小さく評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の1次側・2次側の熱伝達は解析結果に比べて大きくなり、1次冷却材温度が低くなることから、1次冷却材温度及び圧力（サブクール条件）を起点とする加圧器逃がし弁の開閉操作及び高圧注入から充てん注入への切替操作の開始が早くなるが、操作手順（1次冷却材温度及び圧力（サブクール条件）を起点として操作開始）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

b. 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における燃料棒表面熱伝達に係る燃料棒表面熱伝達モデルは、ORNL/THTF試験解析の結果から、燃料棒表面熱伝達について最大で40%程度小さく評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の燃料棒表面熱伝達は解析結果に比べて大きくなり、燃料被覆管温度は低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流に係るボイドモデル及び流動様式の解析モデルは、ORNL/THTF試験解析等の結果から、炉心水位について最大で0.3m低く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の炉心水位は解析結果に比べて高くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

1次冷却系における冷却材放出に係る破断流モデルは、Marviken試験解析の結果から、サブクール領域での漏えい量について±10%の不確かさを持つことを確認している。しかし、インターフェイスシステムLOCAでは、主配管につながる枝管の下流側にある弁等からの流出を仮定するため枝管の形状圧損及び摩擦圧損が模擬されず、破断流量を実際よりも多く評価することから、漏えい量を少なく評価する不確かさについて考慮する必要はない。よって、漏えい量を多く評価する不確かさを考慮すると、実際の漏えい量は解析結果に比べて少なくなり、1次冷却系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。一方、破断流モデルは二相臨界流での漏えい量について-10%~50%の不確かさを持つ

つが、ほとんどの質量流束領域で多く評価することを確認している。よって、漏えい量を多く評価する不確かさを考慮すると、実際の漏えい量は解析結果に比べて少なくなり、1次冷却系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

1次冷却系における沸騰・凝縮・ボイド率変化に係る2流体モデル及び壁面熱伝達モデルは、ROSA/LSTF試験解析等の結果から、インターフェイスシステムLOCAにおいて、2次冷却系強制冷却等による減圧時に1次冷却材圧力について最大で0.5MPa高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の1次冷却材圧力は解析結果に比べて低くなり、1次冷却系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

1次冷却系における気液分離・対向流に係る流動様式の解析モデルは、ROSA/LSTF試験解析等の結果から、インターフェイスシステムLOCAにおいて、リフラックス凝縮時の蒸気発生器での伝熱・凝縮量を小さく評価することにより、1次冷却材圧力について最大で0.5MPa高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の1次冷却材圧力は解析結果に比べて低くなることにより、漏えい量が少なくなり、1次冷却系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達に係る壁面熱伝達モデルは、ROSA/LSTF試験解析等の結果から、2次冷却系強制冷却による減圧時における1次冷却材圧力について最大で

0.5MPa高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の1次冷却材圧力は解析結果に比べて低くなり、漏えい量が少なくなることで1次冷却系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件，事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件，事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第7.1.8.3表及び第7.1.8.4表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えられとされる炉心崩壊熱及びインターフェイスシステムLOCA時の破断口径、並びに評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる蓄圧タンク初期保有水量に関する影響評価の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

初期条件の原子炉停止後の炉心崩壊熱を最確条件とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材温度及び圧力の低下が早くなる。よって、非常用炉心冷却設備作動信号の発信を起点とする2次冷却系強制冷却操作及び1次冷却材温度及び圧力（サブクール条件）を起点とする加圧器逃がし弁の開閉操作及び高圧注入から充てん注入への切替操作の開始が早くなるが、操作手順（非常用炉心冷却設備作動信号の発信及び1次冷却材温度及び圧力（サブ

クール条件)を起点として操作開始)に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

事故条件のインターフェイスシステムLOCA時の破断口径を最確条件とした場合、解析条件で設定している破断口径より小さくなるため、破断箇所からの漏えい量が少なくなる。このため、1次冷却材圧力の低下が遅くなり、非常用炉心冷却設備作動信号の発信を起点とする2次冷却系強制冷却の開始が遅くなる。一方、1次冷却材圧力の低下が遅くなることで1次冷却材の飽和温度の低下も遅くなり、1次冷却材温度及び圧力(サブクール条件)を起点とする加圧器逃がし弁の開閉操作及び高圧注入から充てん注入への切替操作の開始が早くなるが、操作手順(非常用炉心冷却設備作動信号の発信及び1次冷却材温度及び圧力(サブクール条件)を起点として操作開始)に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

初期条件の原子炉停止後の炉心崩壊熱を最確条件とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材の蒸発率が低下し、1次冷却系保有水量の減少が抑制される。このため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

事故条件のインターフェイスシステムLOCA時の破断口径を最確条件とした場合、解析条件で設定している破断口径より小さくなるため、1次冷却材の流出量が少なくなり、1次冷却系保有水量の減少が抑制される。このため、評価項目となる

パラメータに対する余裕は大きくなる。

機器条件の蓄圧タンクの初期保有水量を最確条件とした場合、解析条件で設定している保有水量より多くなる。蓄圧タンクの初期保有水量が多い方が蓄圧タンク気相部の初期体積が小さくなり、注水に伴う気相部圧力の低下が大きくなることから、1次冷却系への注水量の観点から厳しくなる。その影響を事象推移から確認した結果、蓄圧タンクによる炉心注水より前に高圧注入ポンプによる炉心注水により1次冷却系保有水量は回復に転じていることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

操作条件のインターフェイスシステムLOCAにおける2次冷却系強制冷却操作は、解析上の操作開始時間として非常用炉心冷却設備作動信号発信から25分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く。）の不

確かさにより操作開始時間は早まる若しくは遅れる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。

操作条件のインターフェイスシステムLOCAにおける加圧器逃がし弁の開閉操作は、解析上の操作開始時間として非常用炉心冷却設備停止条件成立から4分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く。）の不確かさにより操作開始時間は早まる若しくは遅れる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。

操作条件のインターフェイスシステムLOCAにおける高圧注入から充てん注入への切替操作は、解析上の操作開始時間として加圧器逃がし弁開閉操作に係る条件成立後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く。）の不確かさにより操作開始時間は早まる若しくは遅れる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。

また、余熱除去系統の隔離操作として実施する余熱除去ポンプの入口弁（ツインパワー弁）の閉操作は、第7.1.8.7図に示

すとおりに、現場の操作であるが、この操作を行う運転員等は、他の操作との重複がないことから、他の運転員等の操作時間に与える影響はない。なお、余熱除去ポンプの入口弁（ツインパワー弁）の操作位置は漏えいの影響を受けにくい場所にあるため、破断口径の不確かさにより漏えい量の変動しても、余熱除去ポンプの入口弁（ツインパワー弁）の閉操作の成立性に影響を与えない。

操作条件の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における健全側蒸気発生器による2次冷却系強制冷却は、解析上の操作開始時間として破損側蒸気発生器隔離操作完了後1分で開始を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く。）の不確かさにより操作開始時間は早まる若しくは遅れる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。

操作条件の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における加圧器逃がし弁の開閉操作は、解析上の操作開始時間として加圧器逃がし弁開閉操作に係る条件成立後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、解析コード及び解

析条件（操作条件を除く。）の不確かさにより操作開始時間は早まる若しくは遅れる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。

操作条件の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における高圧注入から充てん注入への切替操作は、解析上の操作開始時間として非常用炉心冷却設備停止条件成立から2分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く。）の不確かさにより操作開始時間は早まる若しくは遅れる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

操作条件の2次冷却系強制冷却は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は炉心崩壊熱等の不確かさにより1次冷却材温度及び圧力の低下が早くなることで、非常用炉心冷却設備作動信号の発信が早くなり、これに伴い操作開始が早くなる。また、操作条件の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における健全側蒸気発生器による2次冷却系強制冷却は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の開始時間と運用として実際に見込まれる開始時間の差異等により

操作開始が早くなる。これらのように操作開始が早くなる場合には、1次冷却系からの漏えい量が少なくなり、1次冷却系保有水量の減少が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。一方、操作条件のインターフェイスシステムLOCAにおける2次冷却系強制冷却は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は冷却材放出における臨界流モデル等の不確かさにより、1次冷却系からの漏えい量が少なくなり、1次冷却材圧力の低下が遅くなることで、非常用炉心冷却設備作動信号の発信が遅くなり、これに伴い操作開始が遅くなる。このように操作開始が遅くなる場合は、1次冷却系からの漏えい量と操作遅れ時間の程度により燃料被覆管温度上昇に対する余裕は小さくなることが考えられるが、高圧注入ポンプによる炉心注水により1次冷却系保有水量は確保されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

操作条件の加圧器逃がし弁の開閉操作及び高圧注入から充てん注入への切替操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は炉心崩壊熱等の不確かさにより1次冷却材温度及び圧力の低下が早くなることで、操作開始が早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、1次冷却系からの漏えい量が少なくなり、1次冷却系保有水量の減少が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

(3) 操作時間余裕の把握

操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から、評

価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。

インターフェイスシステムLOCA時において、操作条件の2次冷却系強制冷却の時間余裕としては、水源となる燃料取替用水ピット枯渇までの時間として、第7.1.8.36図に示す2次冷却系強制冷却開始までの最大注水流量が継続するものとして概算した。その結果、約3時間の時間余裕がある。

操作条件の加圧器逃がし弁の開操作及び高圧注入から充てん注入への切替操作の時間余裕としては、水源となる燃料取替用水ピット枯渇までの時間として、第7.1.8.36図に示す主蒸気逃がし弁開による1次冷却系の減温、減圧操作を考慮し、大気圧時点での高圧注入流量が継続するものとして概算した。その結果、約3時間の時間余裕がある。

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時において、操作条件の破損側蒸気発生器の隔離操作及び2次冷却系強制冷却の時間余裕としては、水源となる燃料取替用水ピット枯渇までの時間として、第7.1.8.37図に示す2次冷却系強制冷却操作開始までの最大注水流量が継続するものとして概算した。その結果、約5時間の時間余裕がある。

操作条件の加圧器逃がし弁開操作及び高圧注入から充てん注入への切替操作の時間余裕としては、水源となる燃料取替用水ピット枯渇までの時間として、第7.1.8.37図に示す主蒸気逃がし弁開による1次冷却系の減温、減圧操作を考慮し、大気圧時点の高圧注入流量が継続するものとして概算した。その結果、約3時間の時間余裕がある。

(4) まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。

7.1.8.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」において、重大事故等対策時における必要な要員は、「7.1.8.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり12名である。「7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している中央制御室の運転員、災害対策本部要員、災害対策要員及び災害対策要員（支援）の36名で対処可能である。

(2) 必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.5.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。

なお、重要事故シーケンス「インターフェイスシステムLOCA」及び、「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」において、燃料及び電源の評価結果は同じであり、水

源の評価結果は各々について以下に示す。

a. 水源

重要事故シーケンス「インターフェイスシステムLOCA」において、補助給水ピット（ 570m^3 ：有効水量）を水源とする補助給水ポンプを用いた蒸気発生器への注水による2次冷却系冷却については、補助給水ピットが枯渇するまでの約7.4時間の注水継続が可能であるが、それまでに余熱除去系による炉心冷却が可能となる。余熱除去系に切替えた以降は、余熱除去系による炉心冷却を継続することにより、炉心冷却のための蒸気発生器への注水継続は不要である。また、燃料取替用水ピット（ $1,700\text{m}^3$ ：有効水量）を水源とする高圧注入ポンプによる炉心注水については、事象発生後約60分後に充てんポンプに切り替えて炉心注水を継続する。その後、余熱除去システムからの漏えい停止確認以降は、事象収束のための注水継続は不要である。

重要事故シーケンス「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」において、補助給水ピット（ 570m^3 ：有効水量）を水源とする補助給水ポンプを用いた蒸気発生器への注水による2次冷却系の冷却については、補助給水ピットが枯渇するまでの約7.4時間の注水継続が可能であり、事象発生後約2.0時間後に余熱除去系による冷却に切り替えた以降は、炉心冷却のための蒸気発生器への注水継続は不要である。また、燃料取替用水ピット（ $1,700\text{m}^3$ ：有効水量）を水源とする高圧注入ポンプによる炉心注水については、事象発生後約37分後に充てんポンプに切り替えて炉心注水を継続する。その後、1次冷却系の減圧操作により、蒸気発生器2次側圧力と均圧し、

破損側蒸気発生器からの漏えいが停止した以降は、事象収束のための注水継続は不要である。なお、余熱除去系の接続に失敗した場合においては、充てんポンプ及び加圧器逃がし弁を用いた充てん系によるフィードアンドブリード運転を実施するとともに、代替再循環運転へ切り替えることにより長期冷却が可能である。

b. 燃料

ディーゼル発電機による電源供給については、事象発生後7日間最大負荷で運転した場合、約527.1kLの軽油が必要となる。

緊急時対策所への電源供給については、保守的に事象発生直後からの緊急時対策所用発電機の運転を想定すると、7日間の運転継続に約19.2kLの軽油が必要となる。

ディーゼル発電機燃料油貯油槽（約540kL）及び燃料タンク（SA）（約50kL）にて合計約590kLの軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、ディーゼル発電機による電源供給及び緊急時対策所への電源供給について、7日間の継続が可能である（合計使用量約546.3kL）。

c. 電源

外部電源は使用できないものと仮定し、ディーゼル発電機によって給電を行うものとする。重大事故等対策時に必要な負荷は、設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備作動信号により作動する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

また、緊急時対策所への電源供給を行う緊急時対策所用発電機についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。

7.1.8.5 結論

事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」では、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器が破損し、原子炉格納容器外へ1次冷却材が流出することで、原子炉容器内水位の低下により炉心が露出して炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」に対する炉心損傷防止対策としては、初期の対策として蒸気発生器2次側への注水と主蒸気逃がし弁の開操作による2次冷却系強制冷却、加圧器逃がし弁の開操作による1次冷却系の減温、減圧並びに高圧注入ポンプ及び充てんポンプによる炉心注水、安定状態に向けた対策として余熱除去系による炉心冷却を整備している。さらに、余熱除去系の接続に失敗する場合を想定して、充てんポンプ及び加圧器逃がし弁を用いた充てん系によるフィードアンドブリード、主蒸気逃がし弁を用いた蒸気発生器による除熱及び格納容器スプレイポンプによる代替再循環を整備している。

事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」の重要事故シーケンス「インターフェイスシステムLOCA」及び「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」について有効性評価を行った。

上記の場合においても、蒸気発生器2次側への注水と主蒸気逃がし弁の開操作による2次冷却系強制冷却、加圧器逃がし弁の開操作による1次冷却系の減温、減圧並びに高圧注入ポンプ及び充てんポンプによる炉心注水を実施することにより、炉心損傷することはない。

その結果、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、

評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。

解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策時に必要な要員は、運転員、災害対策本部要員、災害対策要員及び災害対策要員（支援）にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。

以上のことから、蒸気発生器 2 次側への注水と主蒸気逃がし弁の開操作による 2 次冷却系強制冷却、加圧器逃がし弁の開操作による 1 次冷却系の減温、減圧並びに高圧注入ポンプ及び充てんポンプによる炉心注水等の炉心損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」に対して有効である。

第7.1.8.1表 「格納容器バイパス」の重大事故等対策について
(インターフェイスシステムLOCA)(1/3)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
a. プラントトリップの確認	<ul style="list-style-type: none"> ・ 事象の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。 ・ 非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を判断する。 	-	-	出力領域中性子束* 中間領域中性子束* 中性子源領域中性子束*
b. 安全注入シーケンス作動状況の確認	<ul style="list-style-type: none"> ・ 「ECCS作動」警報により非常用炉心冷却設備作動信号が発信し、安全注入シーケンスが作動していることを確認する。 	<ul style="list-style-type: none"> 【燃料取替用水ピット】* 【高圧注入ポンプ】* 【余熱除去ポンプ】* 	-	<ul style="list-style-type: none"> 【高圧注入流量】* 【低圧注入流量】* 燃料取替用水ピット水位* 1次冷却材圧力(広域)*
c. 蓄圧注入系動作の確認	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が動作することを確認する。 	【蓄圧タンク】*	-	1次冷却材圧力(広域)*
d. 余熱除去系統からの漏えいの判断	<ul style="list-style-type: none"> ・ 余熱除去系統からの漏えいの兆候があり加圧器水位及び圧力の低下、排気筒ガスモニタの指示上昇、蒸気発生器関連モニタ指示正常等によりインターフェイスシステムLOCAの発生を判断する。 	-	-	1次冷却材圧力(広域)* 加圧器水位*

*：既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの
【 】：重大事故等対処設備(設計基準拡張)

第7.1.8.1表 「格納容器バイパス」の重大事故等対策について
(インターフェースシステムLOCA)(2/3)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
e. 余熱除去系統隔離	<ul style="list-style-type: none"> 中央制御室での操作にて余熱除去ポンプを全台停止するとともに、燃料取替用水ピット水の流出を抑制するために、燃料取替用水ピットと余熱除去系統の隔離を行う。 1次冷却系保有水量の減少を抑制するために1次冷却系の減圧操作を開始する前に、1次冷却系統と余熱除去系統の隔離操作を行う。 隔離操作については漏えい側系統及び健全側系統ともに行う。 	—	—	【低圧注入流量】* 燃料取替用水ピット水位*
f. 余熱除去系統の隔離失敗の判断及び対応操作	<ul style="list-style-type: none"> 1次冷却材圧力の低下が継続することで余熱除去系統の隔離失敗と判断し、燃料取替用水ピット補給操作を行う。 	【燃料取替用水ピット】*	—	1次冷却材圧力(広域)* 加圧器水位* 燃料取替用水ピット水位*
g. 蒸気発生器2次側による炉心冷却	<ul style="list-style-type: none"> 中央制御室にて主蒸気逃がし弁を開操作し、蒸気発生器2次側による1次冷却系の減温、減圧を行う。 蒸気発生器への注水は補助給水ポンプにて行う。 	主蒸気逃がし弁* 【タービン駆動補助給水ポンプ】* 【電動補助給水ポンプ】* 【蒸気発生器】* 【補助給水ピット】* 【ディーゼル発電機】* ディーゼル発電機燃料油貯油槽*	—	1次冷却材温度(広域-高温側)* 1次冷却材温度(広域-低温側)* 1次冷却材圧力(広域)* 【補助給水流量】* 【主蒸気ライン圧力】* 【蒸気発生器水位(狭域)】* 【蒸気発生器水位(広域)】* 【補助給水ピット水位】*
h. 加圧器逃がし弁開操作による1次冷却系統強制減圧	<ul style="list-style-type: none"> 非常用炉心冷却設備停止条件確立及び1次冷却系から漏えい量を抑制するため、加圧器逃がし弁を手動で開操作し、1次冷却系の強制減圧を行う。 加圧器逃がし弁操作の際は、1次冷却系のサブクール度を確認した段階で実施する。 	加圧器逃がし弁* 【ディーゼル発電機】* ディーゼル発電機燃料油貯油槽*	—	1次冷却材圧力(広域)* 1次冷却材温度(広域-高温側)* 1次冷却材温度(広域-低温側)*

*：既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの
【 】：重大事故等対処設備(設計基準拡張)
□：有効性評価上考慮しない操作

第7.1.8.1表 「格納容器バイパス」の重大事故等対策について
(インターフェースシステムLOCA)(3/3)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
i. 蓄圧タンク出口弁閉操作	<ul style="list-style-type: none"> 非常用炉心冷却設備停止条件の満足又は1次冷却材圧力(広域)指示が0.6MPa[gage]になれば、蓄圧タンク出口弁を閉操作する。 	【蓄圧タンク出口弁】*	—	1次冷却材圧力(広域)* 1次冷却材温度(広域-高温側)* 1次冷却材温度(広域-低温側)*
j. 高圧注入から充てん注入への切替え	<ul style="list-style-type: none"> 非常用炉心冷却設備停止条件を満足していることを確認し、高圧注入から充てん注入による注水へ切り替える。 	<ul style="list-style-type: none"> 【高圧注入ポンプ】* 充てんポンプ* 燃料取替用水ピット* 【ディーゼル発電機】* ディーゼル発電機燃料油貯槽* 	—	【高圧注入流量】* 加圧器水位* 燃料取替用水ピット水位*
k. 健全側余熱除去系による炉心冷却への切替え	<ul style="list-style-type: none"> 1次冷却材圧力(広域)指示が2.7MPa[gage]以下、1次冷却材温度(広域-高温側)指示が177℃未満となり余熱除去系が使用可能となれば、健全側の余熱除去系による冷却を開始し、余熱除去系の運転状態を確認する。 	<ul style="list-style-type: none"> 【余熱除去ポンプ】* 【余熱除去冷却器】* 【ディーゼル発電機】* ディーゼル発電機燃料油貯槽* 	—	1次冷却材圧力(広域)* 1次冷却材温度(広域-高温側)* 1次冷却材温度(広域-低温側)* 【低圧注入流量】*
l. 現場での余熱除去系の隔離及び余熱除去系からの漏えい停止確認	<ul style="list-style-type: none"> 漏えい側余熱除去ポンプの入口弁(ツインパワー弁)を閉操作することにより隔離を確認する。 漏えい停止を目的として、1次冷却材圧力を監視しつつ準備が整い次第、操作を実施する。 	余熱除去ポンプ入口弁*	余熱除去ポンプ入口弁操作可能 搬型空気ポンベ	1次冷却材圧力(広域)* 加圧器水位* 原子炉格納容器圧力* 格納容器圧力(AM用) 格納容器内温度*

*：既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの
【】：重大事故等対処設備(設計基準拡張)

第7.1.8.2表 「格納容器バイパス」の重大事故等対策について
(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)(1/4)

判断及び操作	手順	重大事故等対応設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
a. プラントトリップの確認	<ul style="list-style-type: none"> ・事象の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。 ・非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を判断する。 	—	—	出力領域中性子束* 中間領域中性子束* 中性子源領域中性子束*
b. 安全注入シケンス作動状況の確認	<ul style="list-style-type: none"> ・「ECCS作動」警報により非常用炉心冷却設備作動信号が発信し、安全注入シケンスが作動していることを確認する。 	<ul style="list-style-type: none"> 【燃料取替用水ピット】* 【高圧注入ポンプ】* 【余熱除去ポンプ】* 	—	<ul style="list-style-type: none"> 【高圧注入流量】* 【低圧注入流量】* 燃料取替用水ピット水位* 1次冷却材圧力(広域)*
c. 蒸気発生器伝熱管の漏えいの判断	<ul style="list-style-type: none"> ・蒸気発生器伝熱管漏えい監視モニタ指示上昇、蒸気発生器水位及び圧力の上昇、加圧器水位及び圧力の低下により、蒸気発生器伝熱管破損発生を判断及び破損側蒸気発生器の判定を行う。 	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 【主蒸気ライン圧力】* 【蒸気発生器水位(狭域)】* 【蒸気発生器水位(広域)】* 加圧器水位* 1次冷却材圧力(広域)*
d. 補助給水ポンプ起動及び補助給水流量確立の確認	<ul style="list-style-type: none"> ・安全注入シケンス作動等による補助給水ポンプの自動起動及び補助給水流量が確立していることを確認する。 	<ul style="list-style-type: none"> 【タービン動補助給水ポンプ】* 【電動補助給水ポンプ】* 蒸気発生器* 【補助給水ピット】* 【ディーゼル発電機】* ディーゼル発電機燃料油貯油槽* 	—	<ul style="list-style-type: none"> 【補助給水流量】* 【蒸気発生器水位(広域)】* 【蒸気発生器水位(狭域)】* 【補助給水ピット水位】*
e. 破損側蒸気発生器の隔離	<ul style="list-style-type: none"> ・破損側蒸気発生器の隔離操作として、破損側蒸気発生器への補助給水停止、主蒸気隔離弁の閉操作、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気弁の閉操作等を行う。 	主蒸気隔離弁*	—	—

*：既許可の対象となっている設備を重大事故等対応設備に位置付けるもの
【】：重大事故等対応設備(設計基準拡張)

第7.1.8.2表 「格納容器バイパス」の重大事故等対策について
(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)(2/4)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
f. 破損側蒸気発生器圧力の減圧継続判断	<ul style="list-style-type: none"> 破損側蒸気発生器の隔離操作完了後に、破損側蒸気発生器圧力が無負荷圧力(6.9MPa[gage])より低下し、減圧が継続すれば、破損側蒸気発生器圧力の減圧継続を判断する。 	—	—	主蒸気ライン圧力* 1次冷却材圧力(広域)* 蒸気発生器水位(狭域)* 蒸気発生器水位(広域)* 加圧器水位*
g. 破損側蒸気発生器圧力の減圧継続時の対応	<ul style="list-style-type: none"> 破損側蒸気発生器圧力の減圧継続時の対応操作として、健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁による2次冷却系強制冷却を行う。 	【タービン動補助給水ポンプ】* 【電動補助給水ポンプ】* 【蒸気発生器】* 【補助給水ピット】* 主蒸気逃がし弁* 【ディーゼル発電機】* ディーゼル発電機燃料油貯油槽*	—	【主蒸気ライン圧力】* 【蒸気発生器水位(広域)】* 【蒸気発生器水位(狭域)】* 【補助給水流量】* 【補助給水ピット水位】* 1次冷却材温度(広域-高温側)* 1次冷却材温度(広域-低温側)* 1次冷却材圧力(広域)*
h. 加圧器逃がし弁開操作による1次冷却系強制減圧	<ul style="list-style-type: none"> 燃料取替用水ピット補給操作を行う。 非常用炉心冷却設備停止条件確立及び1次冷却系からの漏えい量を抑制するため、加圧器逃がし弁を手動で開操作することで1次冷却系の強制減圧を行う。 加圧器逃がし弁操作の際は、1次冷却系サブクール度を確保した段階で実施する。 	【燃料取替用水ピット】* 加圧器逃がし弁* 【ディーゼル発電機】* ディーゼル発電機燃料油貯油槽*	—	燃料取替用水ピット水位* 1次冷却材圧力(広域)* 1次冷却材温度(広域-高温側)* 1次冷却材温度(広域-低温側)*
i. 蓄圧タンク出口弁閉操作	<ul style="list-style-type: none"> 蓄圧注入による破損側蒸気発生器2次側への漏えい量を抑制するため、1次冷却材圧力が蓄圧タンクの保持圧力(4.0MPa[gage])になる前に蓄圧タンク出口弁を閉操作する。 	【蓄圧タンク出口弁】*	—	1次冷却材圧力(広域)* 1次冷却材温度(広域-高温側)* 1次冷却材温度(広域-低温側)*

*：既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの
 【】：重大事故等対処設備(設計基準拡張)
 □：有効性評価上考慮しない操作

第7.1.8.2表 「格納容器バイパス」の重大事故等対策について
(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)(3/4)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
j. 高圧注入から充てん注入への切替え	<ul style="list-style-type: none"> ・非常用炉心冷却設備停止条件を満足していることを確認し、高圧注入から充てん注入へ切り替える。 	<ul style="list-style-type: none"> 【高圧注入ポンプ】* 充てんポンプ* 燃料取替用水ピット* 【ディーゼル発電機】* 【ディーゼル発電機燃料油貯油槽】* 	—	<ul style="list-style-type: none"> 【高圧注入流量】* 加圧器水位* 燃料取替用水ピット水位*
k. 余熱除去系による炉心冷却	<ul style="list-style-type: none"> ・1次冷却材圧力(広域)指示2.7MPa [gage]以下及び1次冷却材温度(広域-高温側)指示177℃未満となり余熱除去系が使用可能になれば、余熱除去系による炉心冷却を開始する。 	<ul style="list-style-type: none"> 【余熱除去ポンプ】* 【余熱除去冷却器】* 【ディーゼル発電機】* ディーゼル発電機燃料油貯油槽* 	—	<ul style="list-style-type: none"> 1次冷却材圧力(広域)* 【低圧注入流量】* 加圧器水位* 1次冷却材温度(広域-高温側)* 1次冷却材温度(広域-低温側)*
l. 1次冷却系と破損側蒸気発生器均圧操作による破損側蒸気発生器からの漏えい停止	<ul style="list-style-type: none"> ・余熱除去系による冷却継続により、1次冷却系と破損側蒸気発生器を均圧させ、破損側蒸気発生器からの漏えいを停止する。 ・以降、余熱除去系による炉心冷却を継続的に行う。 	<ul style="list-style-type: none"> 加圧器逃がし弁* 【余熱除去ポンプ】* 【余熱除去冷却器】* 【ディーゼル発電機】* ディーゼル発電機燃料油貯油槽* 	—	<ul style="list-style-type: none"> 1次冷却材圧力(広域)* 加圧器水位* 【主蒸気ライン圧力】* 【蒸気発生器水位(狭域)】* 【蒸気発生器水位(広域)】* 1次冷却材温度(広域-高温側)* 1次冷却材温度(広域-低温側)* 【低圧注入流量】*
m. 1次冷却系のフィードアンドブリード	<ul style="list-style-type: none"> ・余熱除去系が使用不能の場合には、すべての加圧器逃がし弁を手動で開操作し、充てん系によるフィードアンドブリードを行う。 	<ul style="list-style-type: none"> 充てんポンプ* 加圧器逃がし弁* 燃料取替用水ピット* 【ディーゼル発電機】* ディーゼル発電機燃料油貯油槽* 	—	<ul style="list-style-type: none"> 1次冷却材温度(広域-高温側)* 1次冷却材温度(広域-低温側)* 1次冷却材圧力(広域)* 加圧器水位* 燃料取替用水ピット水位*

*：既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

【】：重大事故等対処設備(設計基準拡張)

第7.1.8.2表 「格納容器バイパス」の重大事故等対策について
 (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)(4/4)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
n. 代替再循環運転への切替え	<ul style="list-style-type: none"> 余熱除去系統が使用不能の場合、格納容器再循環サンプ水位(広域)指示が再循環運転可能水位(71%)に再循環運転開始後の水位低下の可能性を考慮した水位76%以上となれば、代替再循環運転に切り替える。 代替再循環運転に切替え後は、格納容器再循環サンプからB-格納容器スプレイポンプを経てB-格納容器スプレイ冷却器で冷却した水をB-余熱除去系統及びB-格納容器スプレイ系統に整備している連絡ラインより炉心注水することとで、継続的な炉心冷却を行う。 	B-格納容器スプレイポンプ* B-格納容器スプレイ冷却器* 格納容器再循環サンプ* 格納容器再循環サンプスクリーン* 【ディーゼル発電機】* ディーゼル発電機燃料油貯油槽*	—	格納容器再循環サンプ水位(広域)* 格納容器再循環サンプ水位(狭域)* 1次冷却材温度(広域-高温側)* 1次冷却材温度(広域-低温側)* 1次冷却材圧力(広域)* 【低圧注入流量】* 加圧器水位*

*：既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの
 【】：重大事故等対処設備(設計基準拡張)

第7.1.8.3表 「格納容器バイパス」の主要解析条件
(インターフェースシステム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	本重要事象シナシケンの重要現象である炉心における沸騰・ポイド率変化、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。
炉心熱出力 (初期)	100% (2,652MWt) × 1.02	評価結果を厳しくするようになり、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が大きくなり、1次冷却材の蒸発量及び燃料被覆管温度評価の観点から厳しい設定。
1次冷却材圧力 (初期)	15.41 + 0.21MPa [gage]	評価結果を厳しくするようになり、定常誤差を考慮した上限値として設定。 1次冷却材圧力が高いと2次冷却材系強制冷却による1次冷却材の減温、減圧が遅くなり、非常用炉心冷却設備注水が遅くなることに伴い、比較的低温の冷却材が注水される。
1次冷却材平均温度 (初期)	306.6 + 2.2°C	評価結果を厳しくするようになり、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次冷却材系強制冷却による1次冷却材の減温、減圧が遅くなり、非常用炉心冷却設備注水が遅くなることに伴い、比較的低温の冷却材が注水される。
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)	17×17型燃料集合体を装荷した3ループプラントを包絡する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、使用する崩壊熱はウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮している。
2次側保水量 (初期)	50t (1基当たり)	設計値として設定。
起因事象	余熱除去系入口隔離弁の誤開又は破損	余熱除去系入口隔離弁の誤開又は破損による余熱除去系系統の圧力上昇により、余熱除去系系統からの漏えいが発生するものとして設定。
	破断箇所	破断口径
	原子炉格納容器外の余熱除去冷却器出口逃がし弁	約2.5cm (1インチ)
	原子炉格納容器内の余熱除去ポンプ入口逃がし弁	約7.6cm (3インチ)
原子炉格納容器外の余熱除去系機器等	約2.9cm (1.15インチ)	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2台については、実際に開ける口径を基準に設定。 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を上回る値として、NUPEC報告書の値を基準に設定。 また、余熱除去系機器等の破断面積の評価においては、余熱除去系統の圧力挙動の評価結果を踏まえ、配管破断は発生しないことにはなく、余熱除去系統の低圧側に静的に1次冷却材の圧力、温度相当まで加圧及び加温されるものとして設定。
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系機器喪失	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系が機能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の作動遅れの観点で炉心冷却上厳しい設定。

第7.1.8.3表 「格納容器バイパス」の主要解析条件
(インターフェースシステムLOCA) (2/3)

項 目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉トリップ信号	原子炉圧力低 (12.73MPa [gage]) (応答時間2.0秒)	トリップ設定値に計器誤差を考慮した低い値として、トリップ限界値を設定。検出遅れ、信号発信遅れ時間を考慮して応答時間を設定。
非常用炉心冷却設備 作動信号	原子炉圧力異常低 (11.36MPa [gage]) (応答時間2.0秒)	非常用炉心冷却設備作動設定値に計器誤差を考慮した低い値として、非常用炉心冷却設備作動限界値を設定。検出遅れ、信号発信遅れ時間を考慮して、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 m ³ /h～約350m ³ /h, 0 MPa [gage]～約 15.7MPa [gage])	設計値に注入配管の流路抵抗等を考慮した最大注入特性を設定。 原子炉冷却材圧力パウンダリ外への1次冷却材の漏えい量が多く推移するため、設備環境等に与える影響の観点から厳しい設定。
補助給水ポンプ	非常用炉心冷却設備作動限界値 到達から 60秒後に注水開始 150m ³ /h (蒸気発生器3基合計)	補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。 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3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 [gage] (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	29.0m ³ (1基当たり) (最低保有水量)	最低の保有水量を設定。
主蒸気逃がし弁容量	定格主蒸気流量 (ループ当たり)の10% (1個当たり)	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。
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は設計値にて閉止するものとして設定。

重大事故等対策に関連する機器条件

第7.1.8.3表 「格納容器バイパス」の主要解析条件
(インターフェースシステムLOCA) (3/3)

項 目	主要解析条件	条件設定の考え方
2次冷却系 強制冷却開始	非常用炉心冷却設備作動信号 発信から25分後	運転員等操作時間として、事象判断に10分、非常用炉心冷却設備作動信号のリセット操作、余熱除去ポンプ停止操作、余熱除去系統の中央制御室からの隔離操作等に14分、主蒸気逃がし弁開操作に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 開閉操作	加圧器逃がし弁の開閉操作に係る 条件成立後	運転員等操作として、加圧器逃がし弁の開閉操作に係る条件が成立すれば適宜開閉するよう設定。
高圧注入から 充てん注入への 切替操作	非常用炉心冷却設備停止条件 成立から4分後	運転員等操作時間として、蓄圧タンク隔離に2分、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を維持するように設定。

重大事故等対策に関連する操作条件

第7.1.8.4表 「格納容器バイパス」の主要解析条件
(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	本重要事故シナ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。
炉心熱出力 (初期)	100% (2,652MWt) × 1.02	評価結果を厳しくするよう、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が大きくなり、1次冷却材の蒸発量及び燃料被覆管温度評価の観点から厳しい設定。
1次冷却材圧力 (初期)	15.41 + 0.21MPa [gage]	評価結果を厳しくするよう、定常誤差を考慮した上限値として設定。 1次冷却材圧力が高いと2次冷却系強制冷却による1次冷却系の減温, 減圧が遅くなり, 非常用炉心冷却設備注水のタイミニングが遅くなることになり, 比較的低温の冷却材が注水されるタイミニングも遅くなることから厳しい設定。
1次冷却材平均温度 (初期)	306.6 + 2.2°C	評価結果を厳しくするよう、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次冷却系強制冷却による1次冷却系の減温, 減圧が遅くなり, 非常用炉心冷却設備注水のタイミニングが遅くなることになり, 比較的低温の冷却材が注水されるタイミニングも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)	17×17型燃料集合体を装備した3ルーブプラントを包絡する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、使用する崩壊熱はウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮している。
蒸気発生器 2次側保有水量(初期)	50t (1基当たり)	設計値として設定。
起因事象	1基の蒸気発生器の 伝熱管1本の両端破断	起因事象として、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	破損側蒸気発生器隔離失敗の想定として、原子炉トリップ後に主蒸気逃がし弁が動作した時点で、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の作動遅れの観点で炉心冷却上厳しい設定。
初期条件		
事故条件		

第7.1.8.4表 「格納容器バイパス」の主要解析条件
 (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)

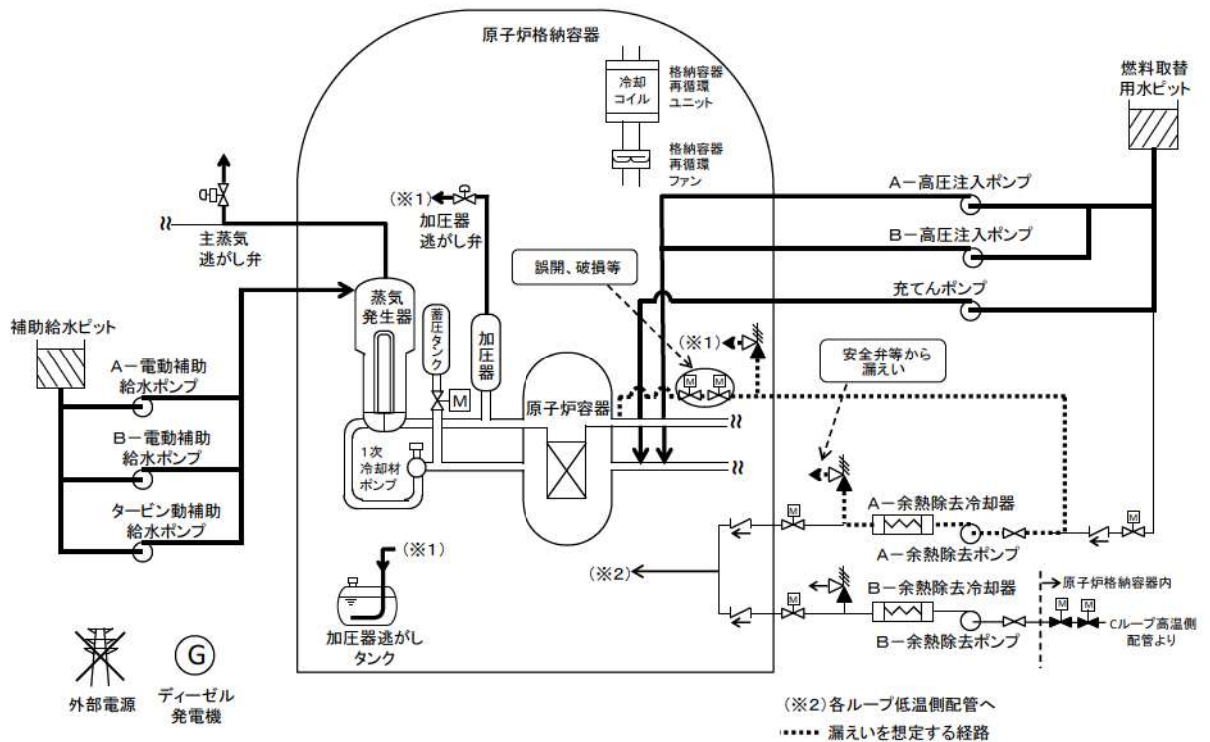
項 目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉トリップ信号	原子炉圧力低 (12.73MPa[gage]) (応答時間2.0秒) あるいは 過大温度ΔT高 過冷却材温度等の関数) (1次冷却材温度等の関数) (応答時間6.0秒)	トリップ設定値に計器誤差を考慮した低めの値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。検出遅れや信号発遅れ時間等を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。
非常用炉心冷却設備 作動信号	原子炉圧力低と加圧器水位低の一致 (12.04MPa[gage], 水位検出器下端) (応答時間2.0秒)	非常用炉心冷却設備作動設定値に計器誤差を考慮した低めの値として、解析に用いる非常用炉心冷却設備作動限界値を設定。検出遅れや信号発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: $0\text{ m}^3/\text{h} \sim \text{約}350\text{ m}^3/\text{h}$, $0\text{ MPa [gage]} \sim \text{約}15.7\text{ MPa [gage]}$)	設計値に注入配管の流路抵抗等を考慮した最大注入特性を設定。 原子炉冷却材圧力パワンドリ外への1次冷却材の漏えい量が多く推移するた め、設備環境等に与える影響の観点から厳しい設定。
補助給水ポンプ	非常用炉心冷却設備作動限界値到達から 60秒後に注水開始 150m ³ /h (蒸気発生器3基合計)	補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。 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3基の蒸気発生 器へ注水される場合の注水流量から設定。
主蒸気逃がし弁容量	定格主蒸気流量(ループ当たり)の10% (1個当たり)	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。

重大事故等対策に関連する機器条件

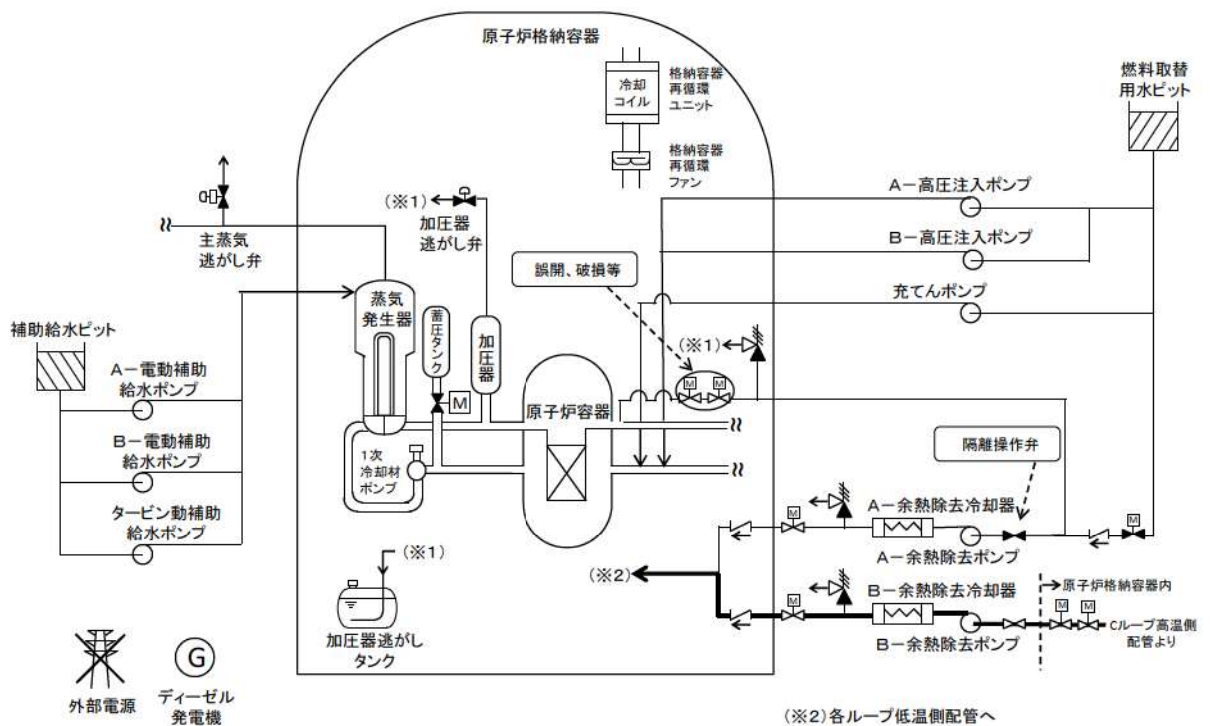
第7.1.8.4表 「格納容器バイパス」の主要解析条件
 (蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故) (3/3)

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破損側蒸気発生器につながるタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気元弁閉操作 ・主蒸気隔離弁閉操作 健全側蒸気発生器につながる主蒸気逃がし弁開操作	原子炉トリップ後10分で開始し、約2分で完了 破損側蒸気発生器隔離操作完了後1分で開始	運転員等操作時間として、事象発生を検知・判断に10分、①及び②の操作に約2分を想定し、必要な時間を積み上げて設定。 運転員等操作時間として、破損側蒸気発生器隔離操作完了後、主蒸気逃がし弁の中央開操作に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操作	加圧器逃がし弁の開閉操作に係る条件成立後	運転員等操作として、加圧器逃がし弁の開閉操作に係る条件が成立すれば適宜開閉するよう設定。
高圧注入から充てん注入への切替操作	非常用炉心冷却設備停止条件成立から2分後	運転員等操作時間として、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を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設定。

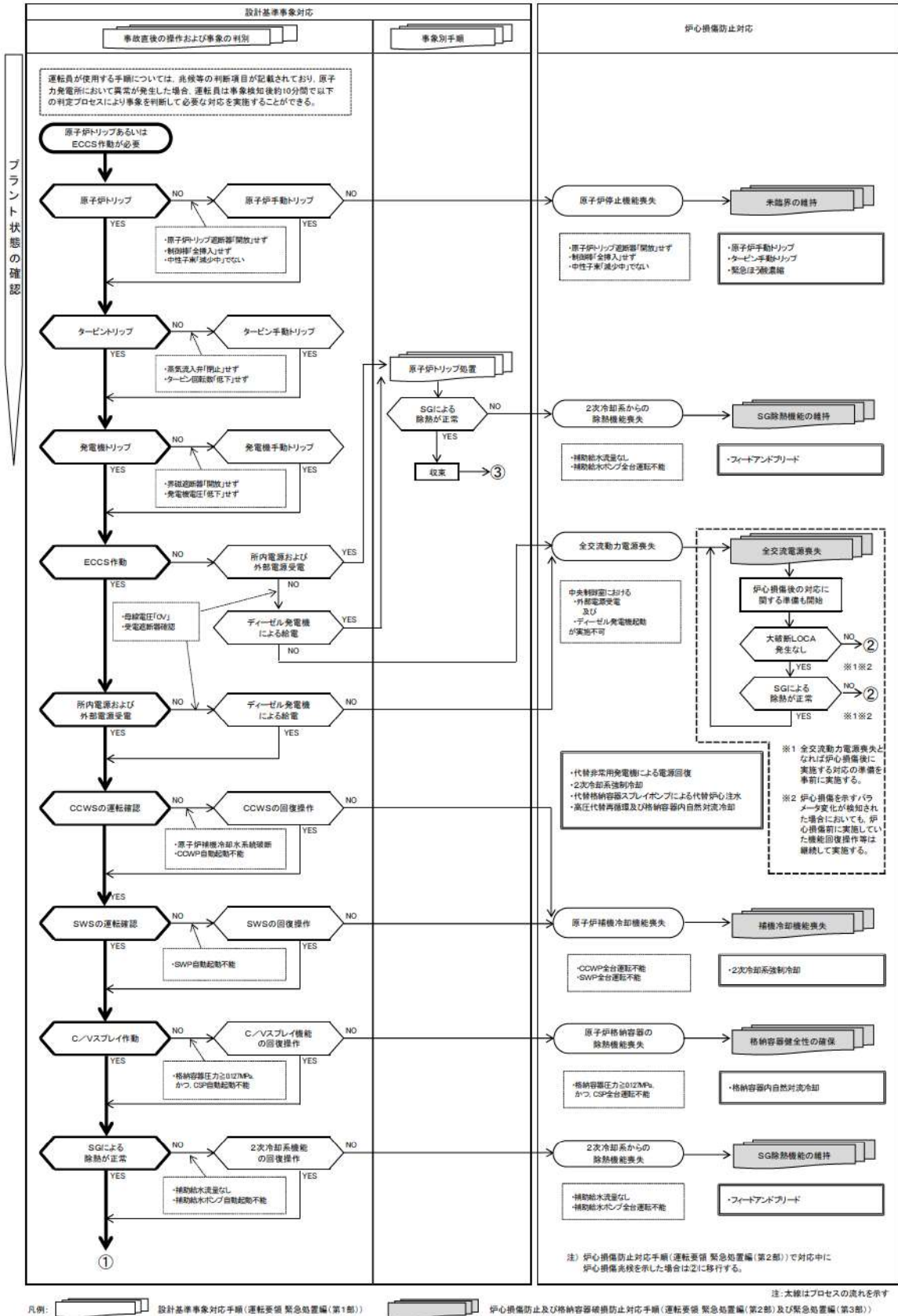
重大事故等対策に関連する操作条件



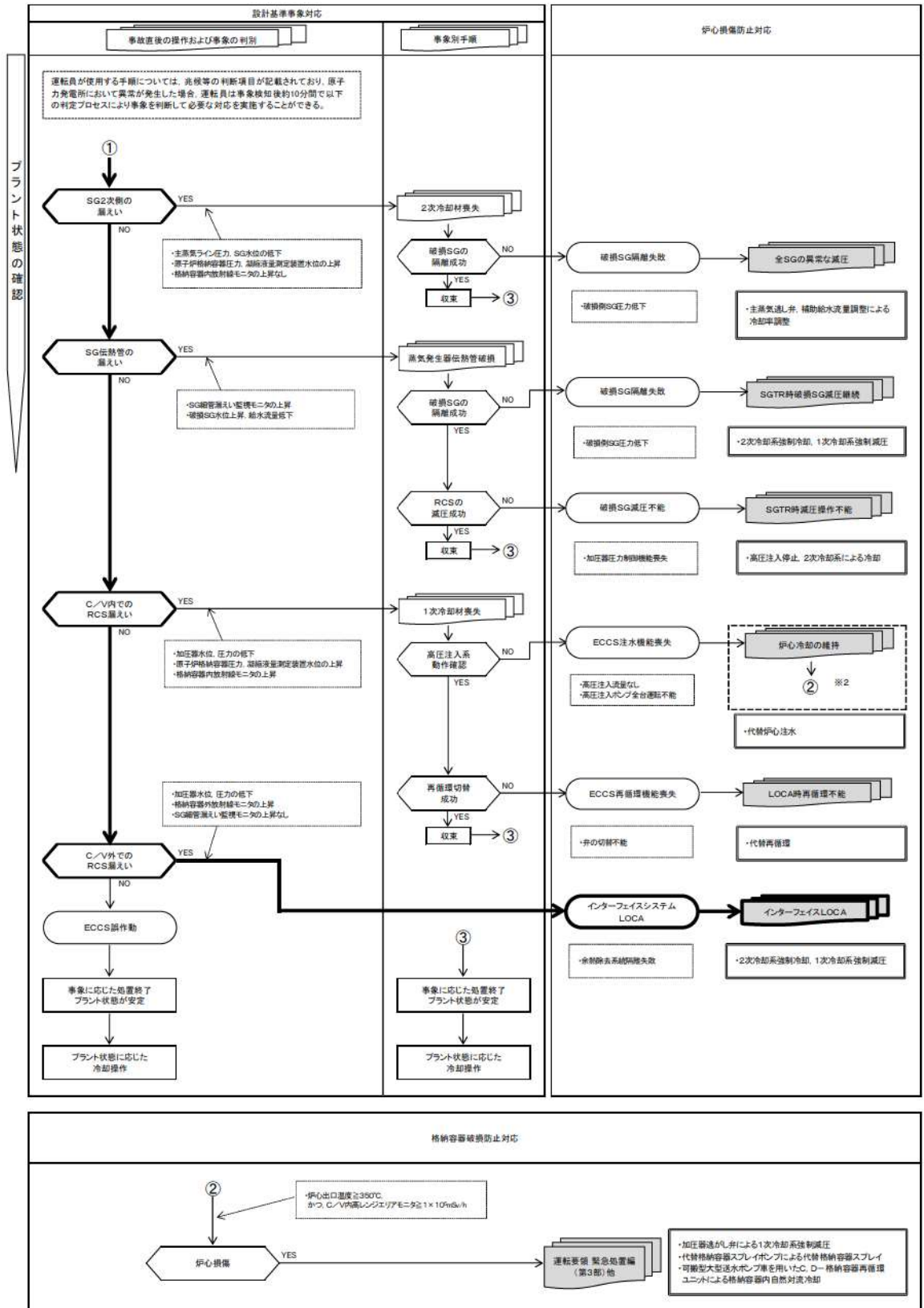
第7.1.8.1図 「格納容器バイパス」の重大事故等対策の概略系統図
 (インターフェイスシステムLOCA) (1 / 2)
 (2次冷却系強制冷却, 1次冷却系強制減圧及び炉心注水)



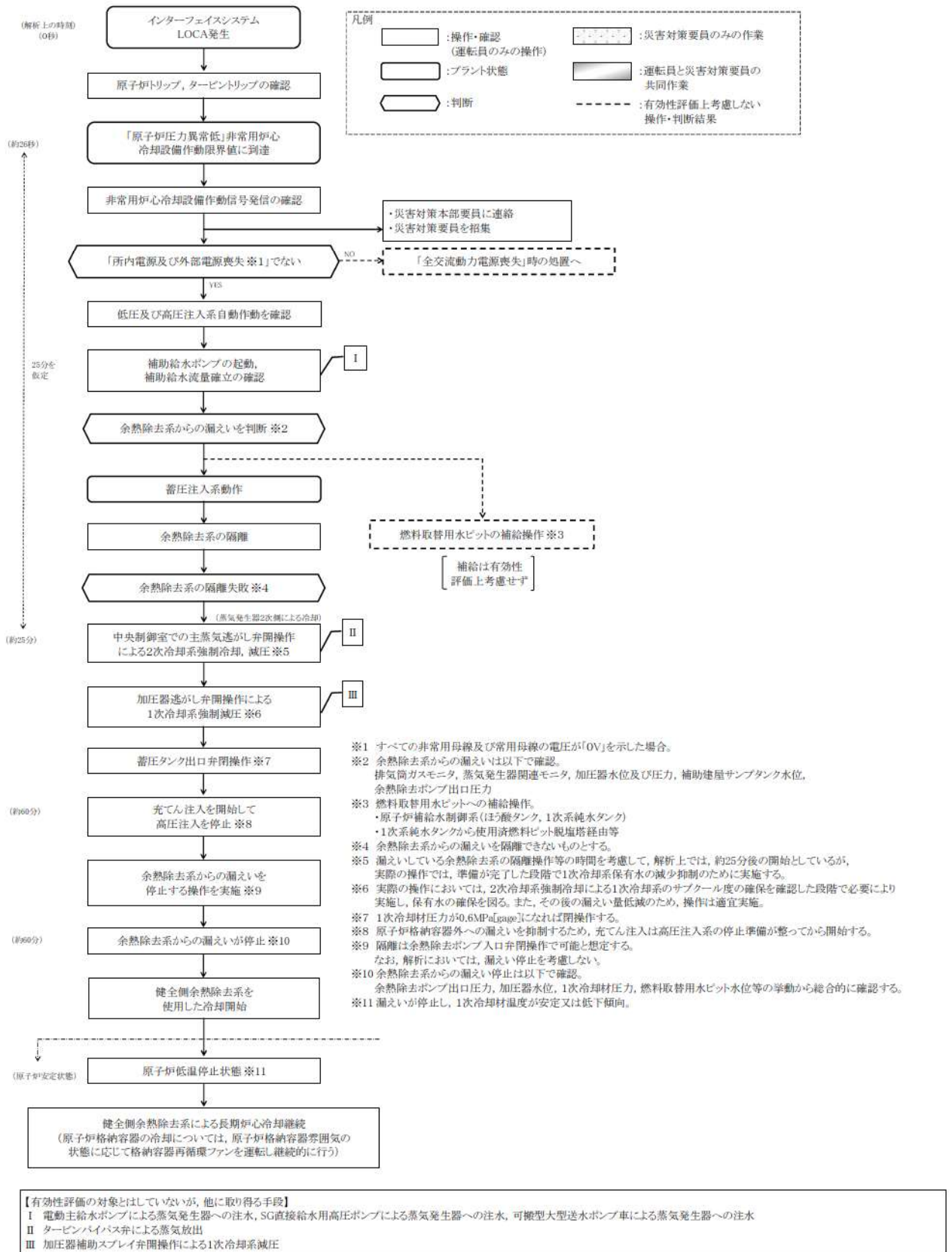
第7.1.8.1図 「格納容器バイパス」の重大事故等対策の概略系統図
 (インターフェイスシステムLOCA) (2 / 2)
 (健全側余熱除去系による炉心冷却)



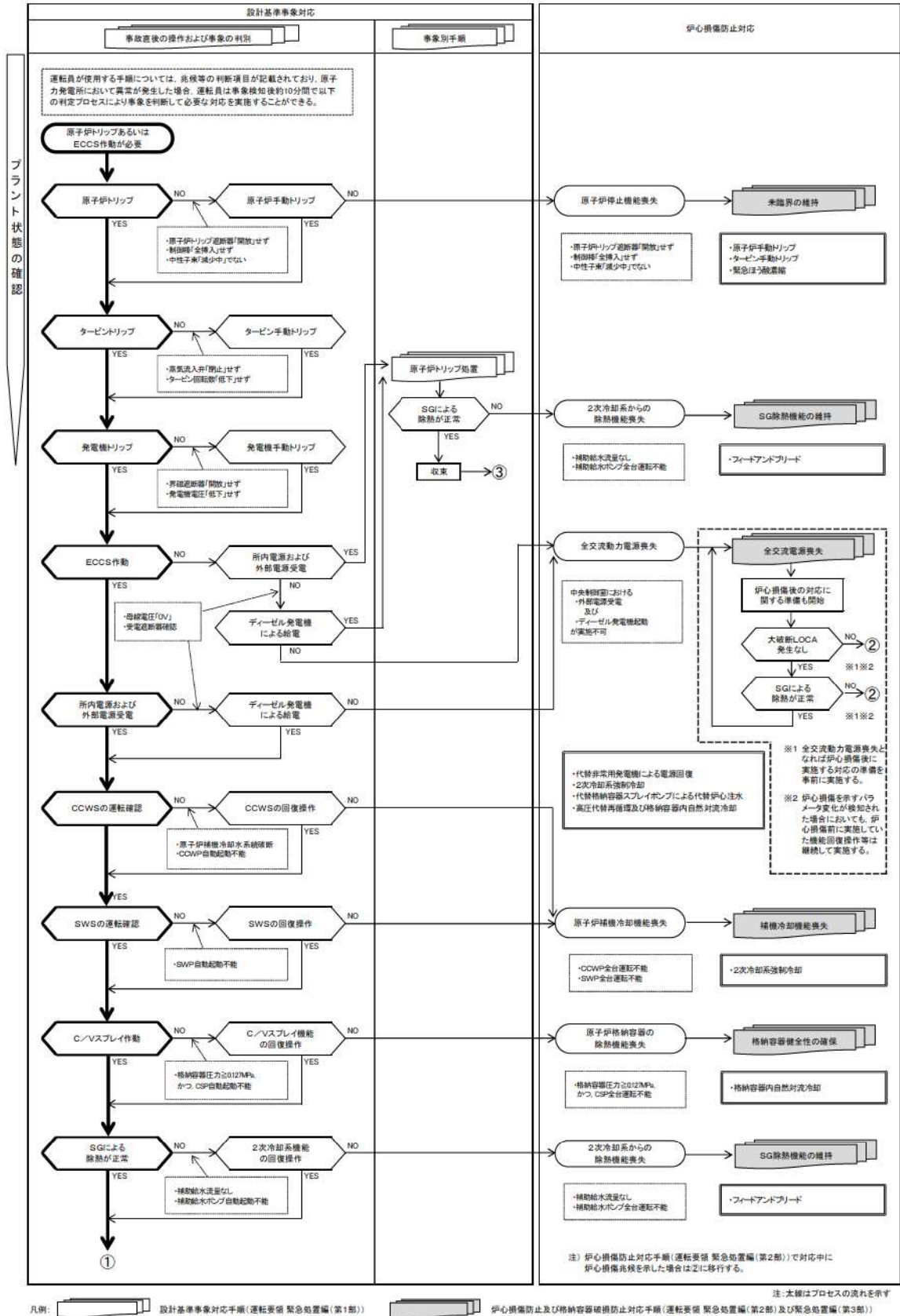
第7.1.8.3図 「格納容器バイパス」の対応手順の概要
(判定プロセス) (インターフェイスシステムLOCA) (1 / 2)



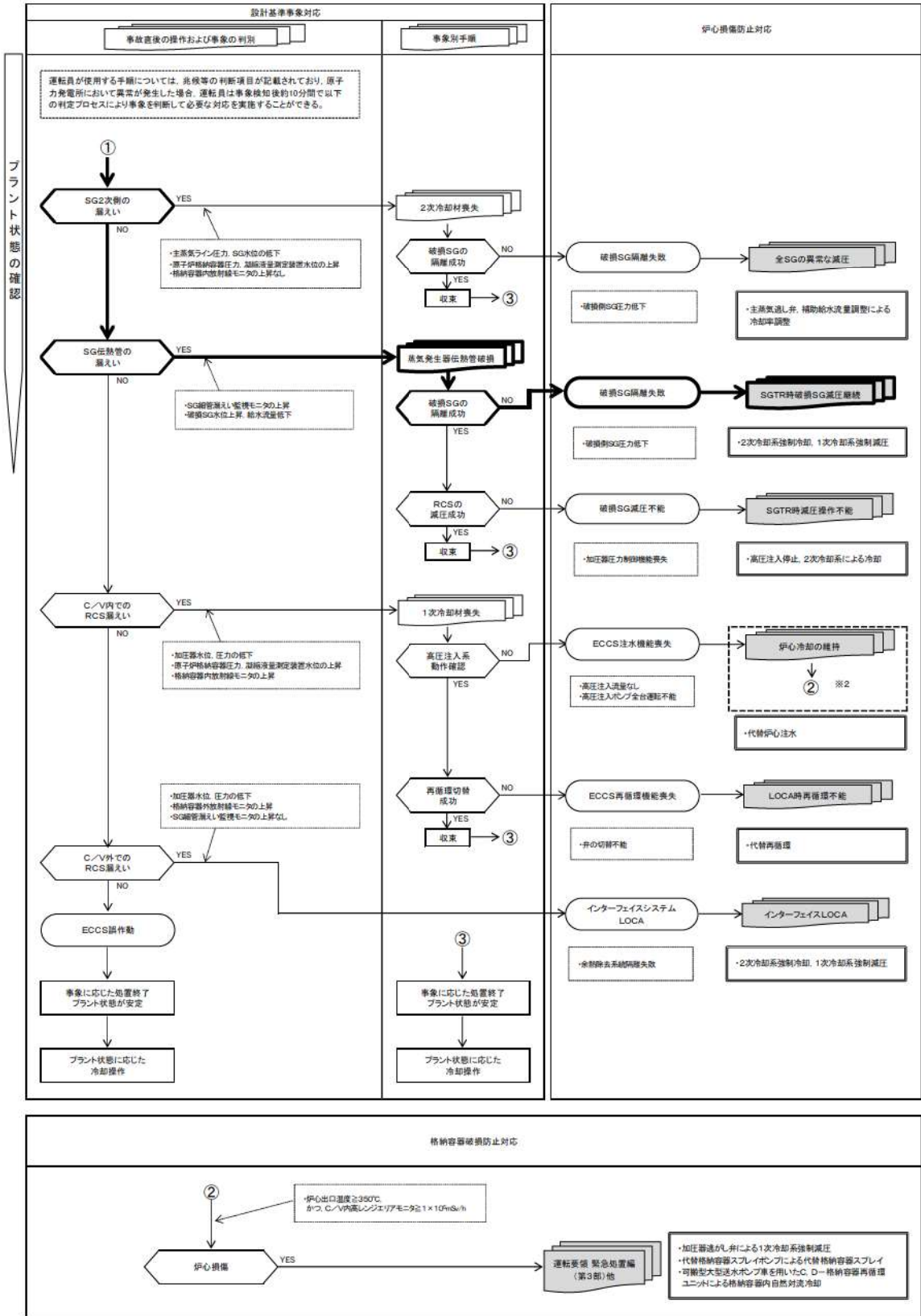
第7.1.8.3図 「格納容器バイパス」の対応手順の概要
(判定プロセス) (インターフェイスシステムLOCA) (2 / 2)



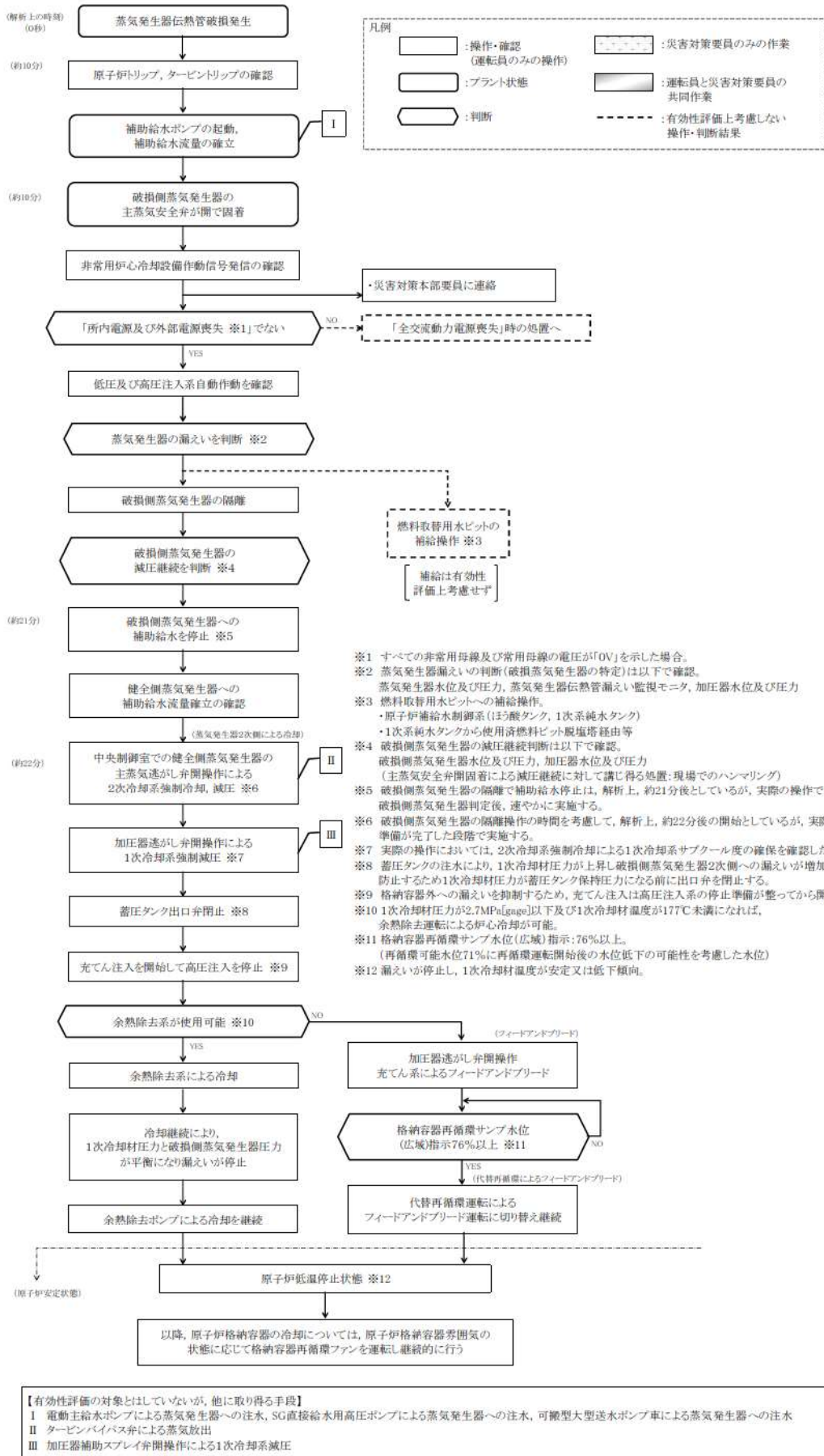
第7.1.8.4図 「格納容器バイパス」の対応手順の概要
(「インターフェイスシステムLOCA」の事象進展)



第7.1.8.5図 「格納容器バイパス」の対応手順の概要
(判定プロセス) (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) (1/2)



第7.1.8.5図 「格納容器バイパス」の対応手順の概要 (判定プロセス) (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) (2/2)



第7.1.8.6図 「格納容器バイパス」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)

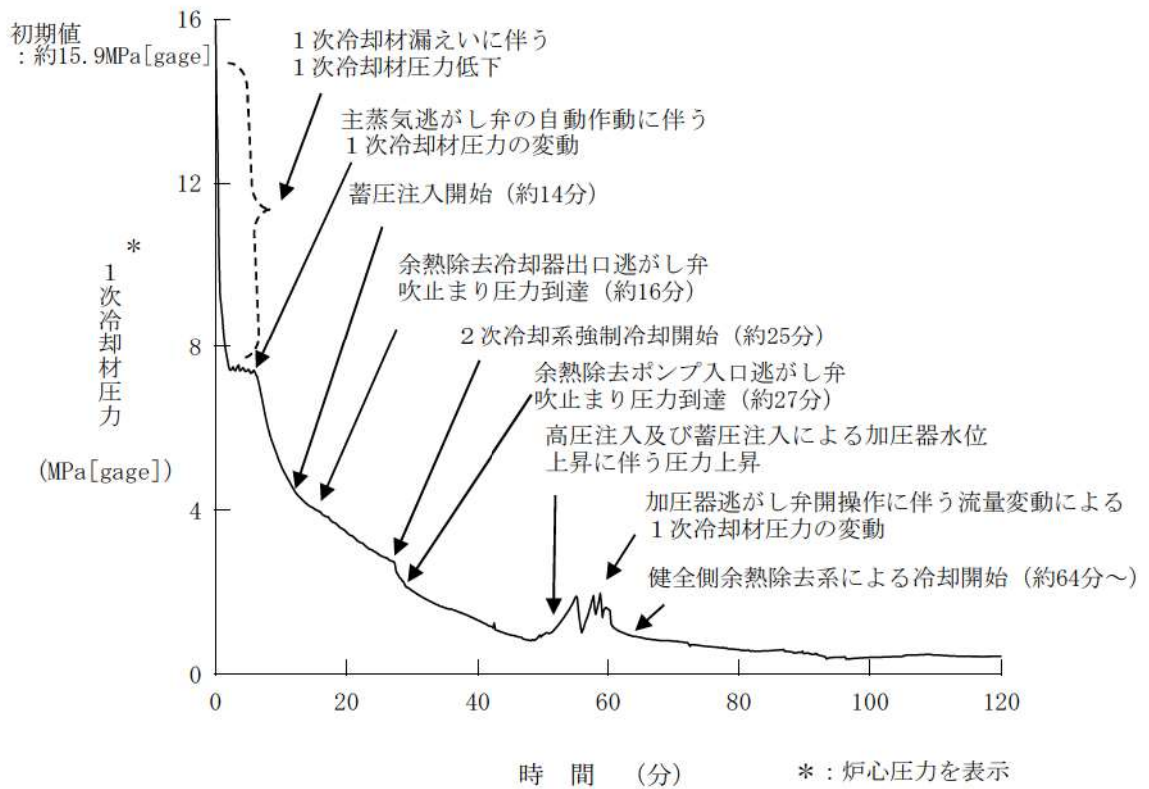
作業項目	必要の要員と作業項目		経過時間(分)										備考
	英電箇所、必要人員数	作業内容	10m	20m	30m	40m	50m	60m	70m	100m	120m	130m	
状況判断	責任者	1人 運転長(当直)	事故発生 蒸気発生部伝熱管破損発生										破損側蒸気発生器の隔離操作が、原子炉リフアップ後10分間で開始できる。
	補佐	1人 副班	約10分 原子炉リフアップ、破損側蒸気発生器主蒸気安全弁閉鎖前、非常用中心冷却設備作動										
	運転連絡等	4人 当直班長、当直班員、当直班員、当直班員	約21分 破損側蒸気発生器隔離、破損側蒸気発生器への補助給水停止完了 約22分 2次冷却系強制冷却開始										
	運転員(中核制御室)	2人 A、B	約30分 加圧器通がし弁閉鎖作による1次冷却系減圧 約37分 充てみ注入開始、安全注入停止 ブランク状況判断										
破損側蒸気発生器隔離操作	1人 【0】	-	2分										相互監視
1次冷却系強制冷却操作	1人 【A】	-	13分										
2次冷却系強制冷却操作	1人 【A】	-	5分										
充てみ開始、安全注入停止操作	1人 【0】	-	5分										
副班タンク出口弁操作	1人 【0】	-	1分										
燃料取扱用ボンプの操作(有効性評価上考慮せず)	1人 【0】	-	5分										
余熱除去系による1次冷却系冷却	1人 【0】	-	10分										
加圧器通がし弁閉鎖作によるフィードアンドブロー運転	1人 【A】	-	継続操作 相互監視										
必要人員数 合計	4人 A-D												

【1】は他作業後移動して来た要員
進行要員は破損側蒸気発生器の隔離に必要な要員に追加し、上記要員以外は当直班員も準備を行な

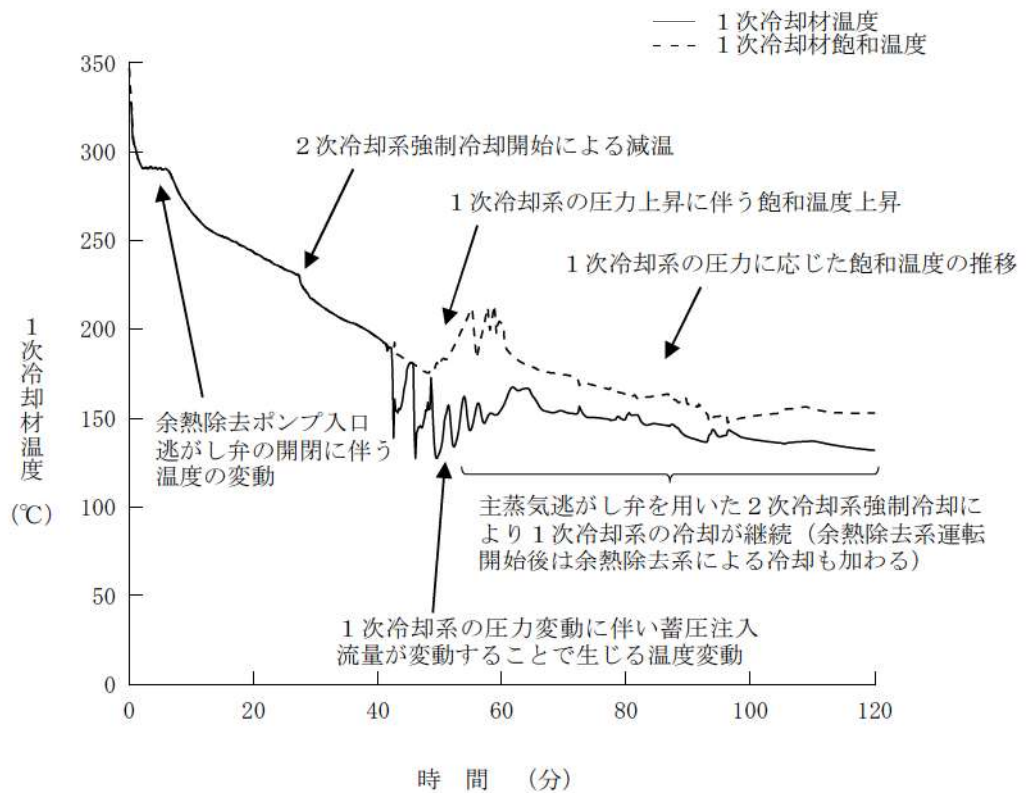
運転員	6
当直班員	0
当直班員(支障)	0
当直班員(支障)	4
合計	10

初期決断の要員数	36
(運転員6名、当直班員11名、当直班員(支障)15名、当直班員(支障)5名の合計)	

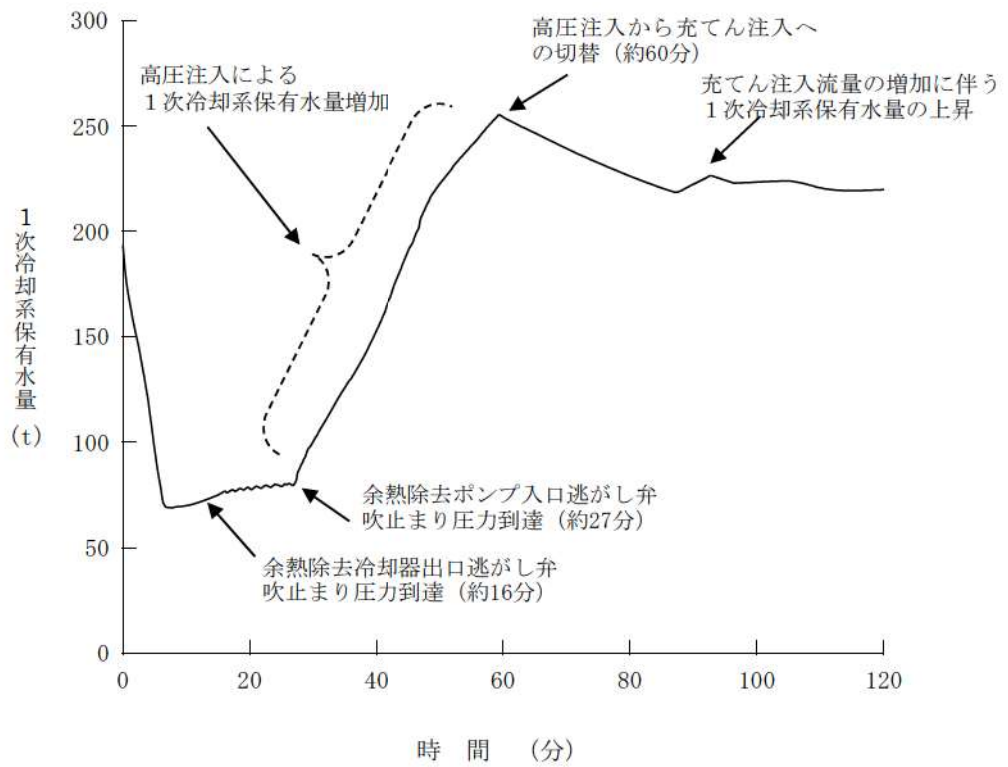
第7.1.8.8図 「格納容器バイパス」の作業と所要時間
(蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故)



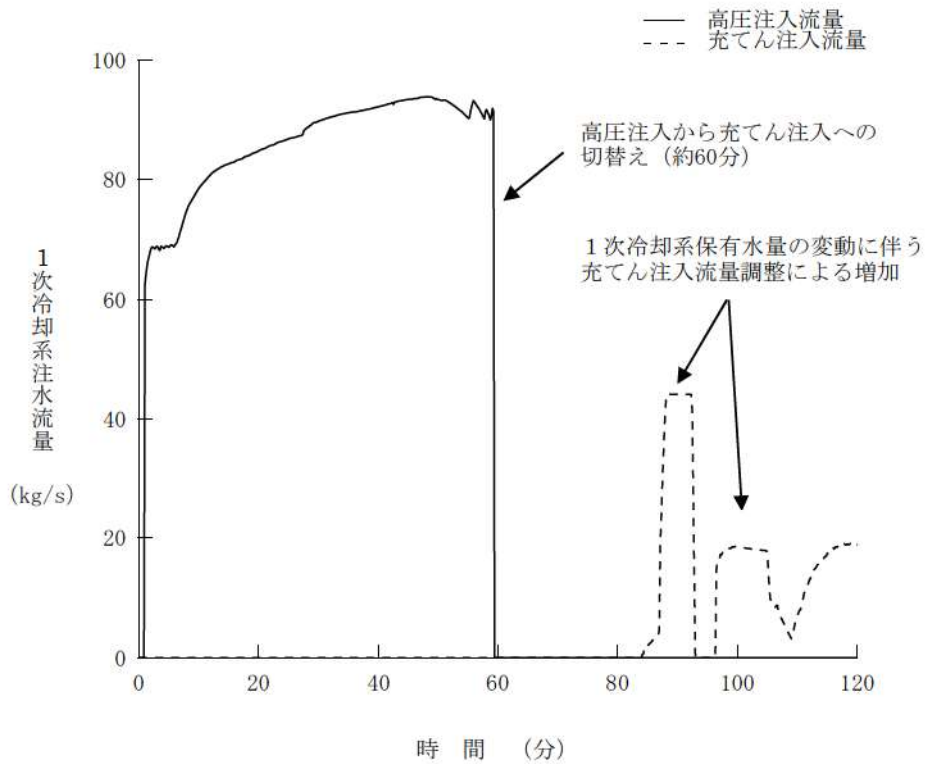
第7.1.8.9図 1次冷却材圧力の推移 (インターフェイスシステムLOCA)



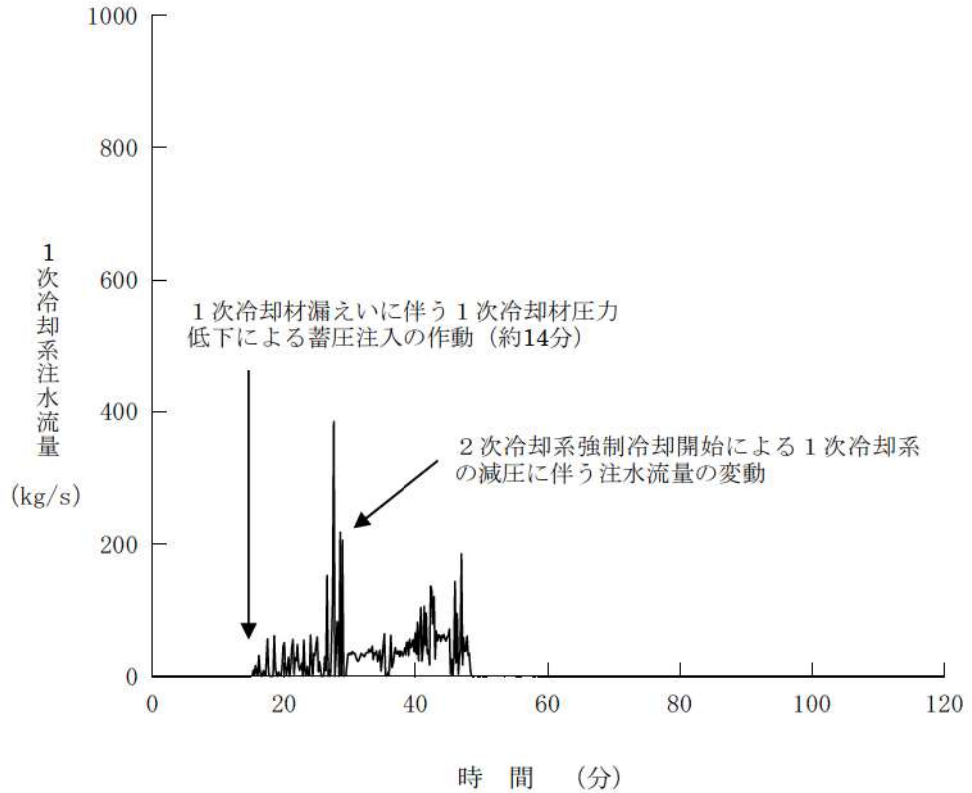
第7.1.8.10図 1次冷却材温度の推移 (インターフェイスシステムLOCA)



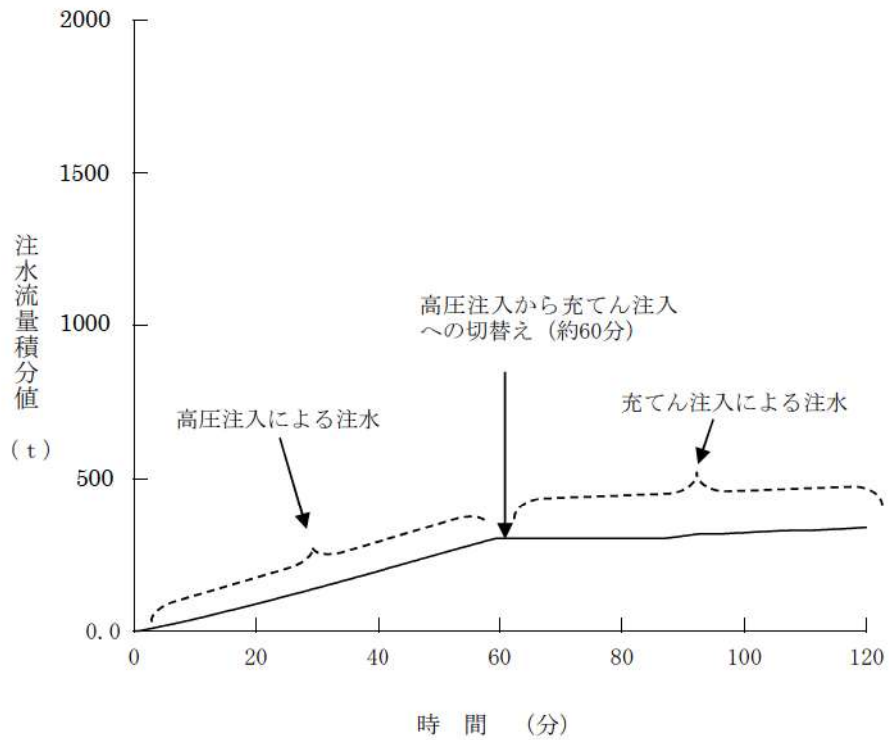
第7.1.8.11図 1次冷却系保有水量の推移 (インターフェイスシステムLOCA)



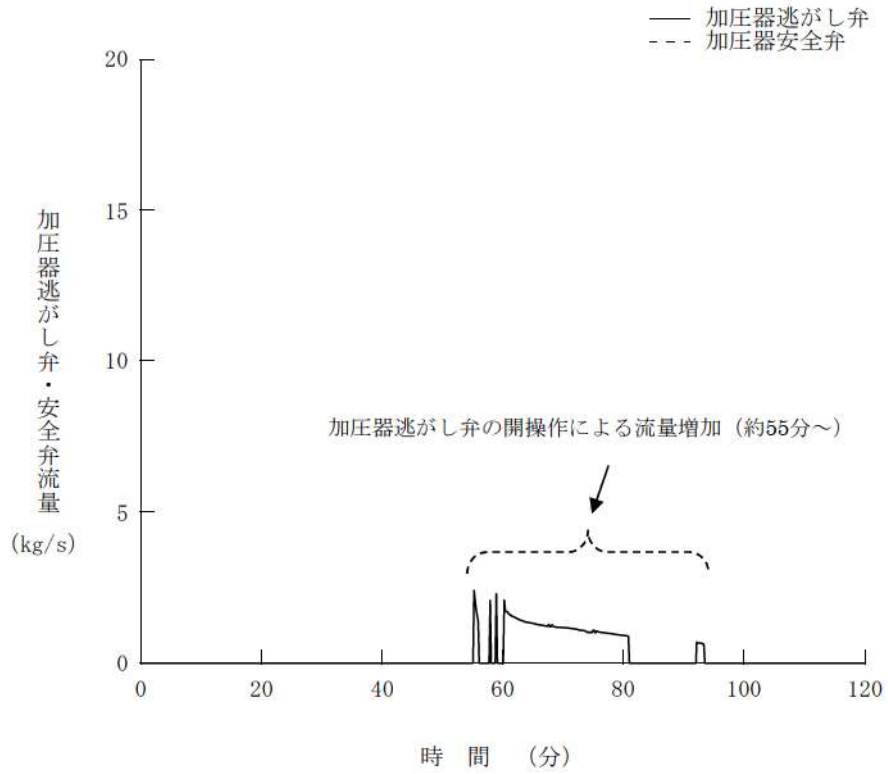
第7.1.8.12図 1次冷却系注水流量 (高圧及び充てん) の推移 (インターフェイスシステムLOCA)



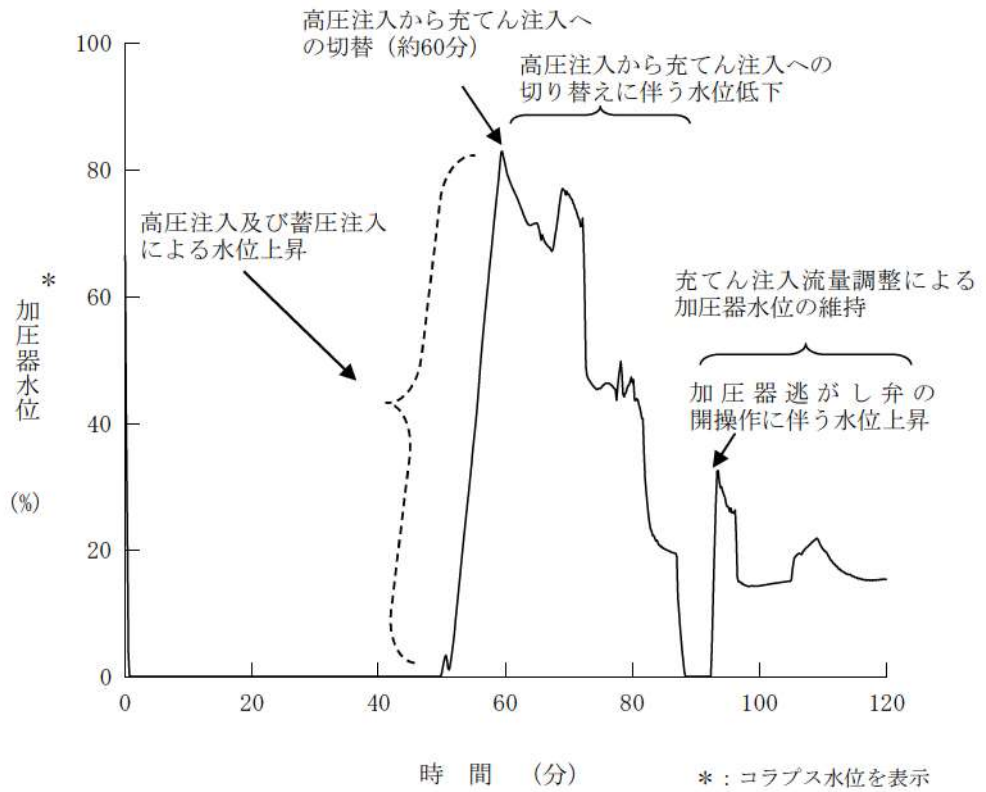
第7.1.8.13図 1次冷却系注水流量 (蓄圧注入) の推移 (インターフェイスシステムLOCA)



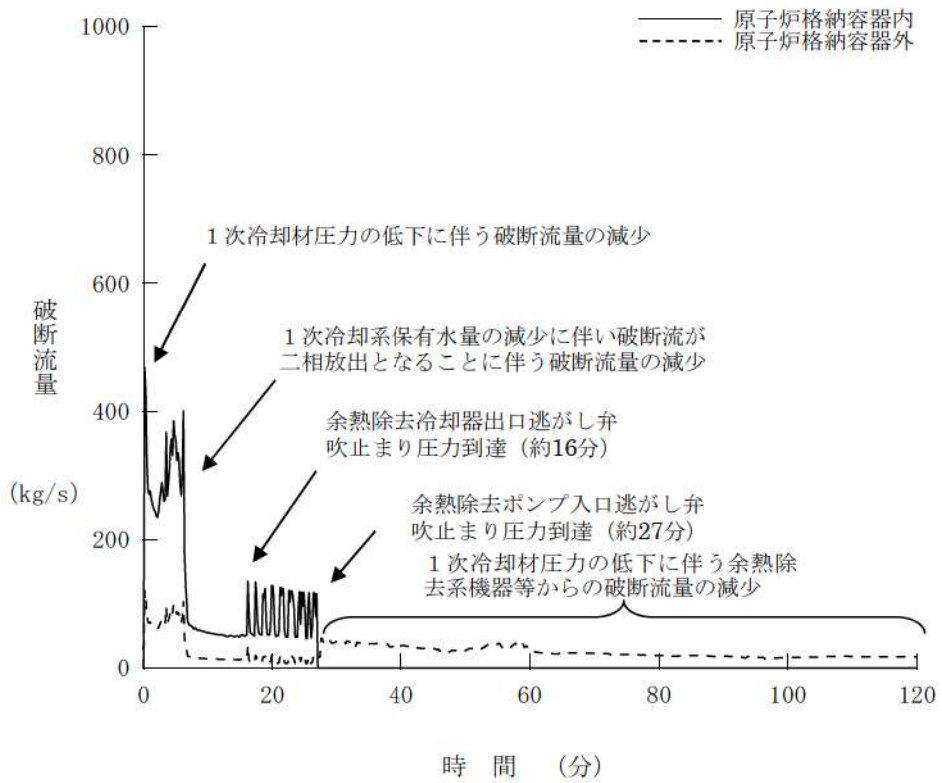
第7.1.8.14図 注水流量積分値の推移 (インターフェイスシステムLOCA)



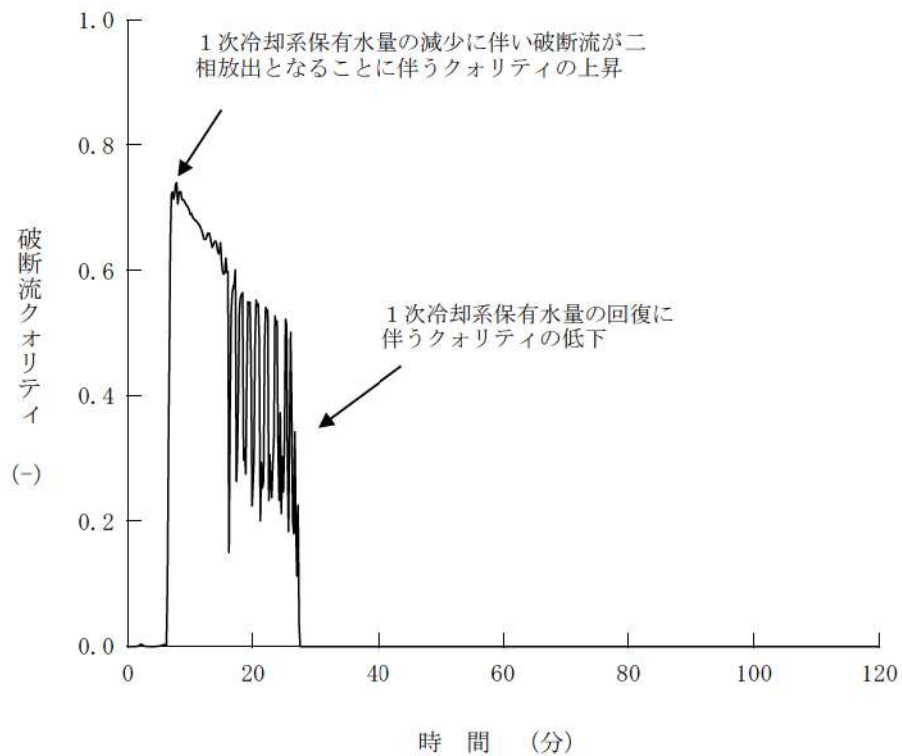
第7.1.8.15図 加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移
(インターフェイスシステムLOCA)



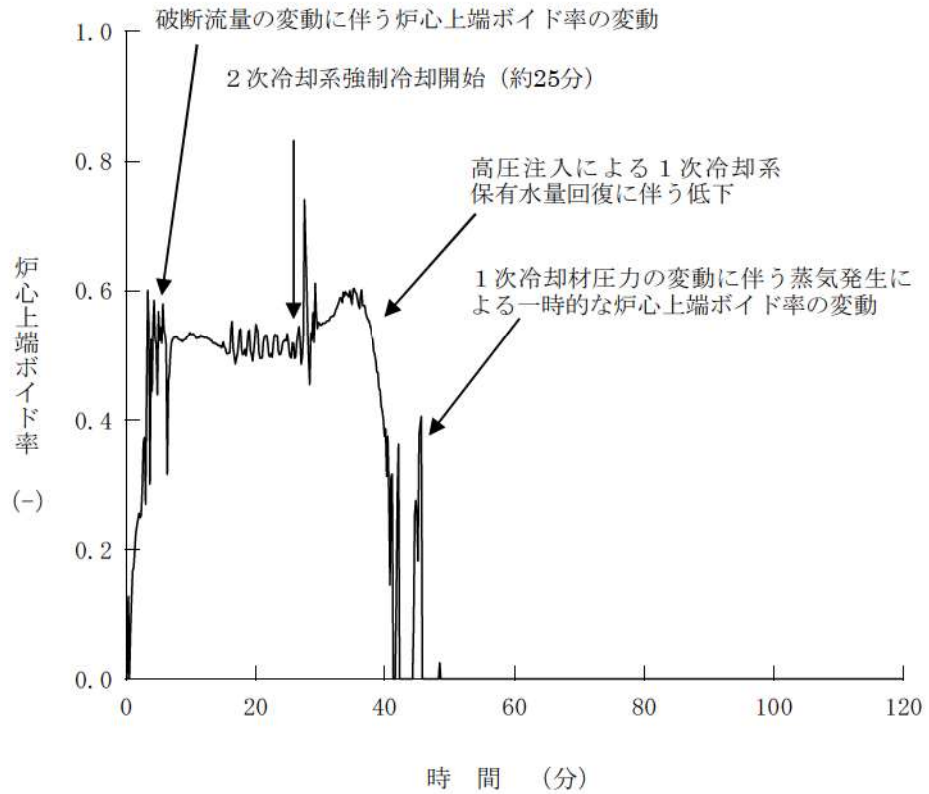
第7.1.8.16図 加圧器水位の推移 (インターフェイスシステムLOCA)



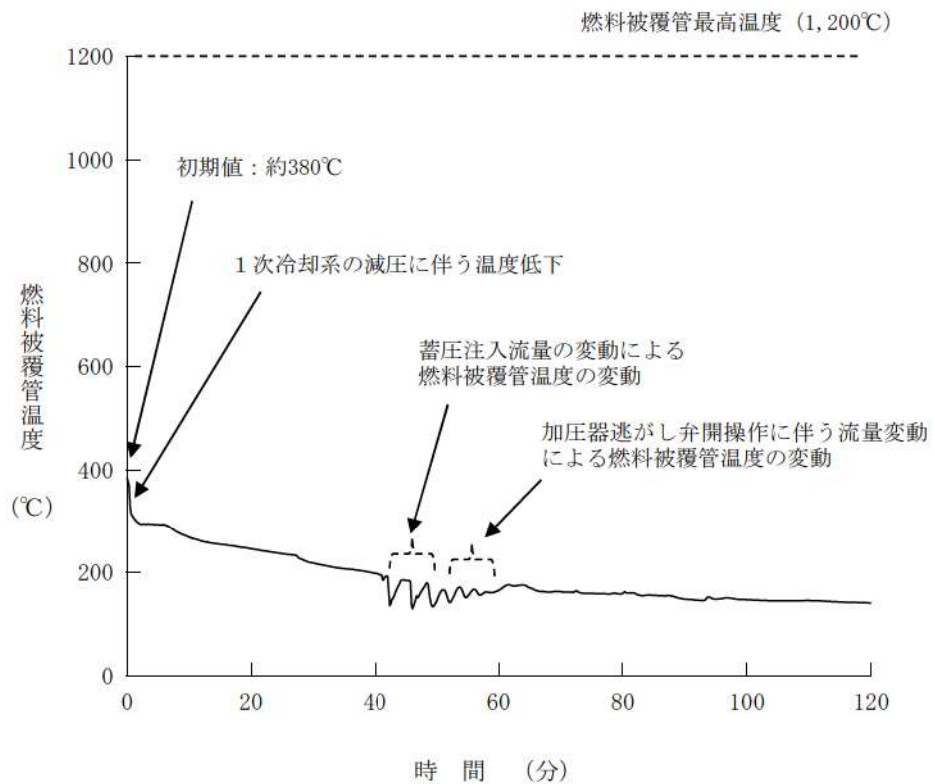
第7.1.8.17図 破断流量の推移 (インターフェイスシステムLOCA)



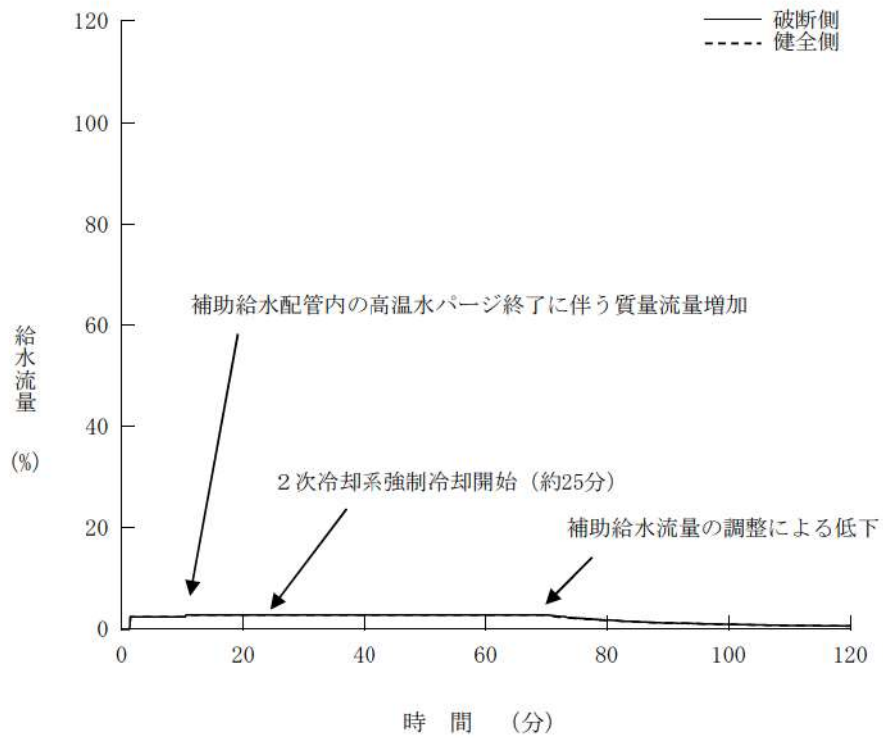
第7.1.8.18図 破断流クオリティの推移 (インターフェイスシステムLOCA)



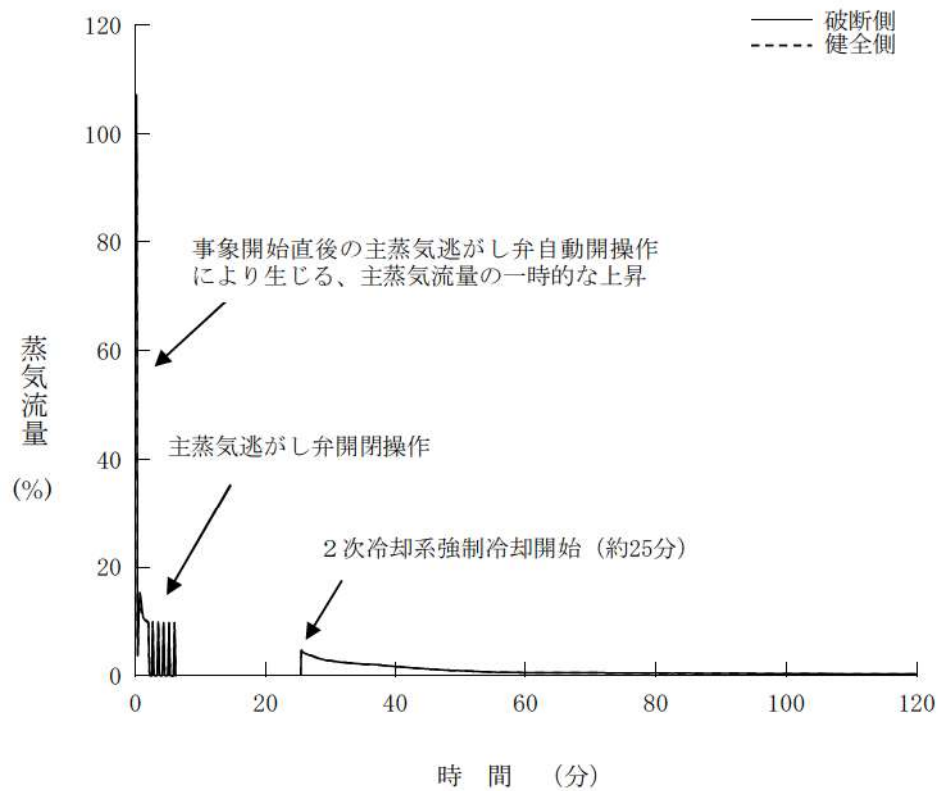
第7.1.8.19図 炉心上端ボイド率の推移 (インターフェイスシステムLOCA)



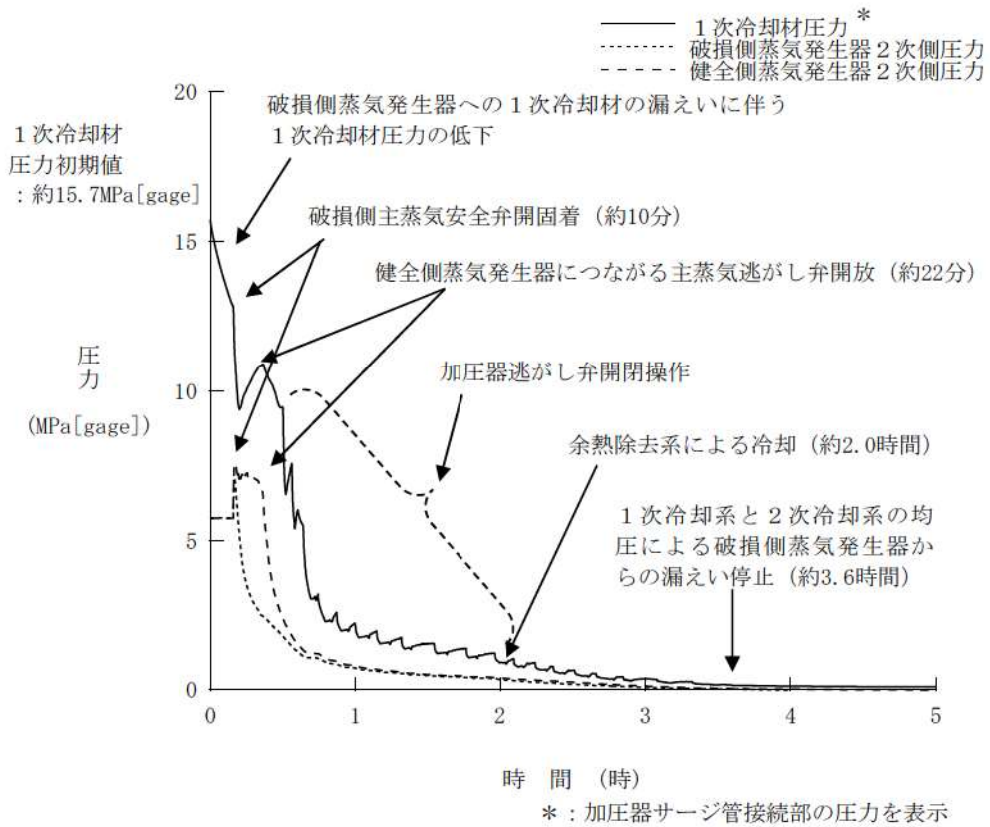
第7.1.8.20図 燃料被覆管温度の推移 (インターフェイスシステムLOCA)



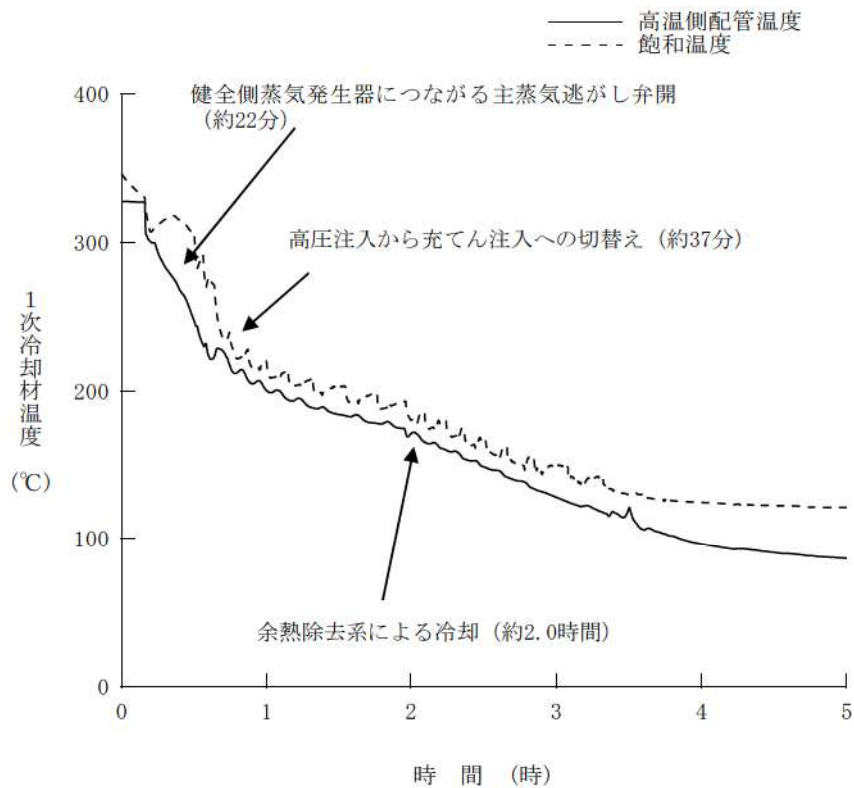
第7.1.8.21図 給水流量の推移 (インターフェイスシステムLOCA)



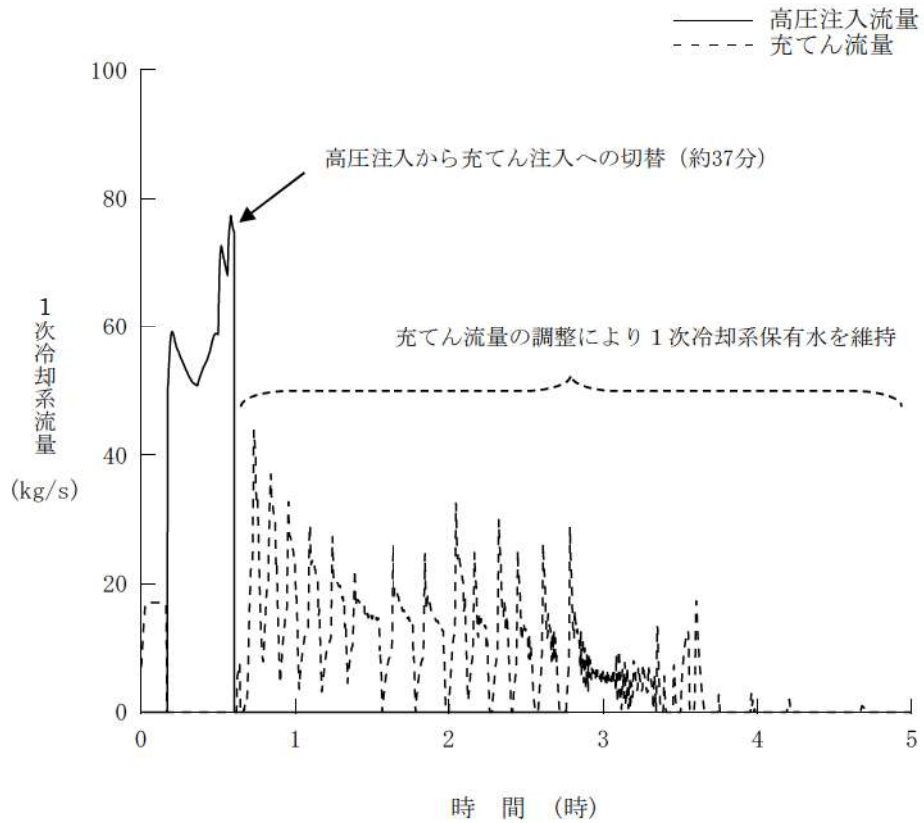
第7.1.8.22図 蒸気流量の推移 (インターフェイスシステムLOCA)



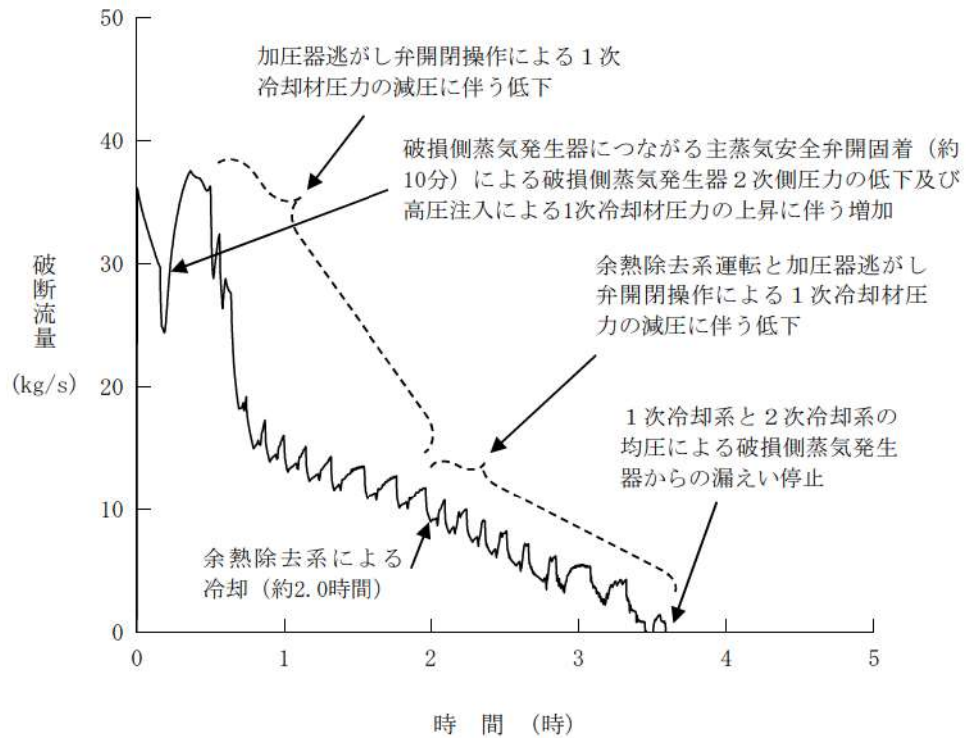
第7.1.8.23図 1, 2次冷却系圧力の推移
(蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故)



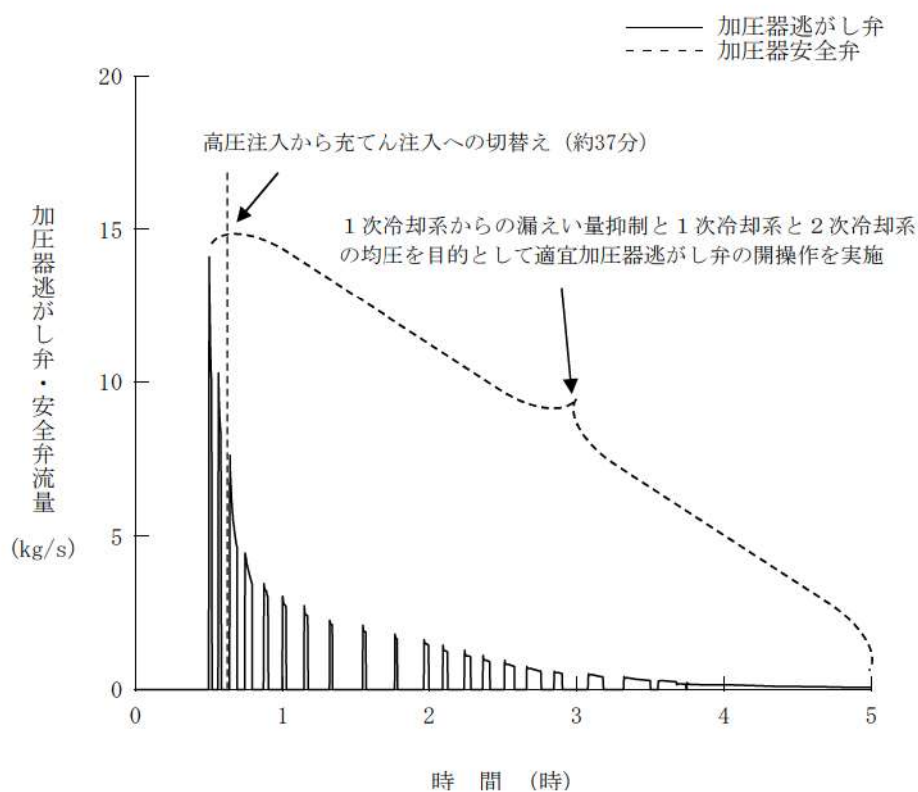
第7.1.8.24図 1次冷却材温度の推移
(蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故)



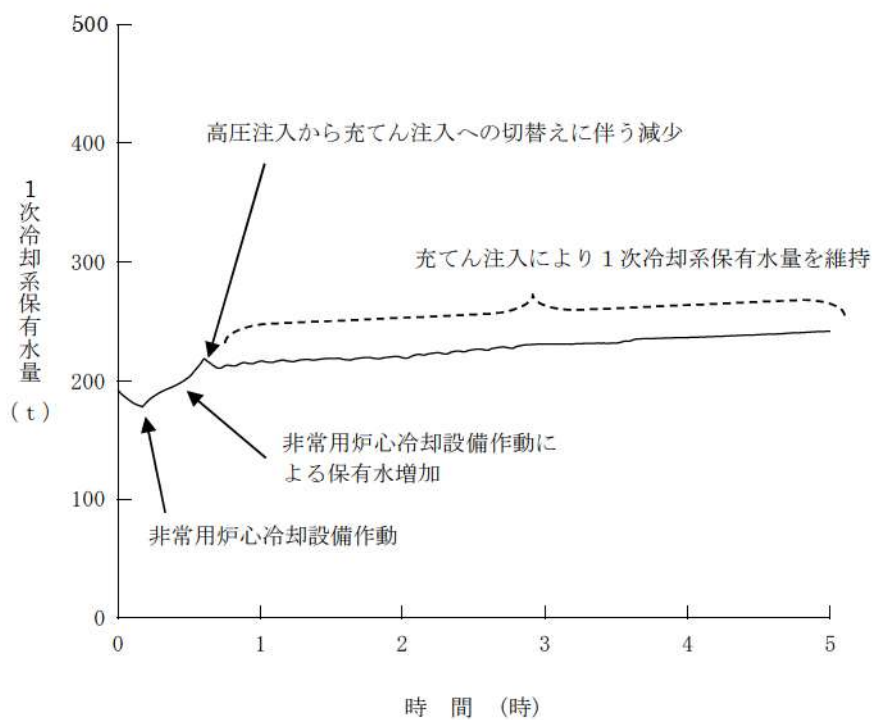
第7.1.8.25図 1次冷却系注水流量の推移
(蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故)



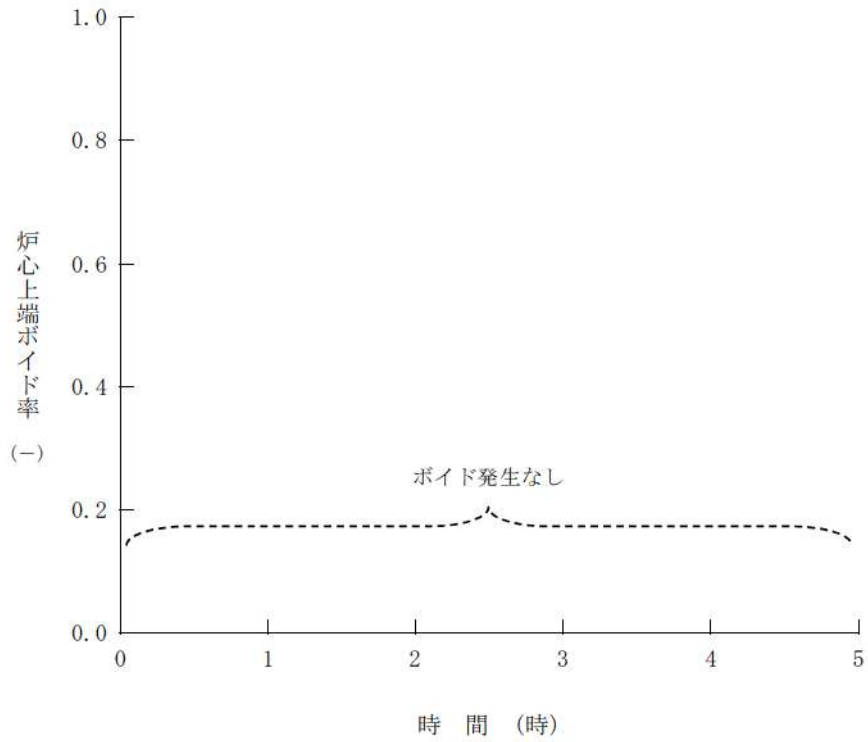
第7.1.8.26図 破断流量の推移
(蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故)



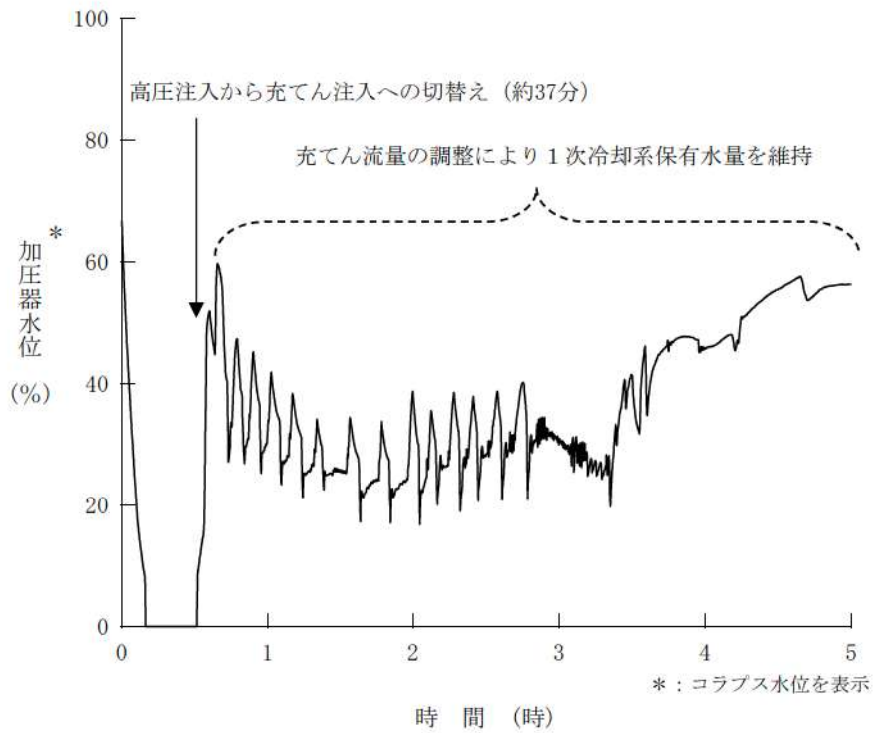
第7.1.8.27図 加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移
(蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故)



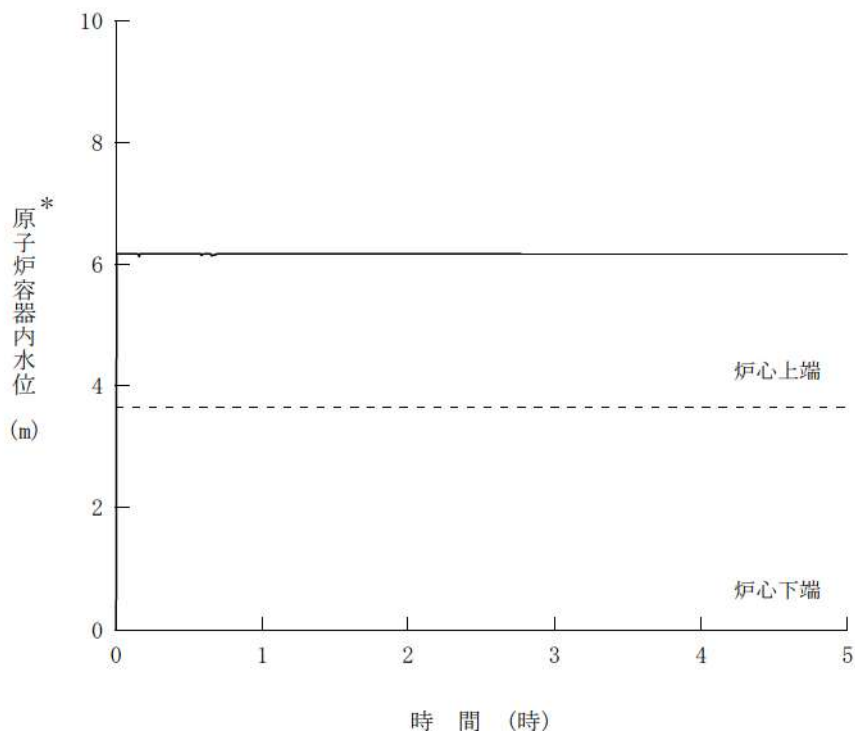
第7.1.8.28図 1次冷却系保有水量の推移
(蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故)



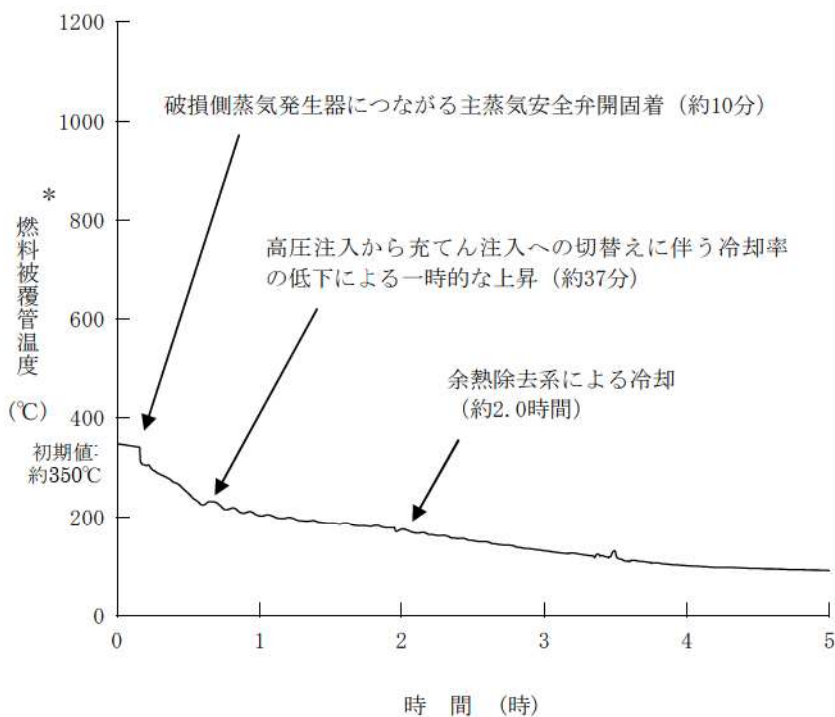
第7.1.8.29図 炉心上端ボイド率の推移
(蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故)



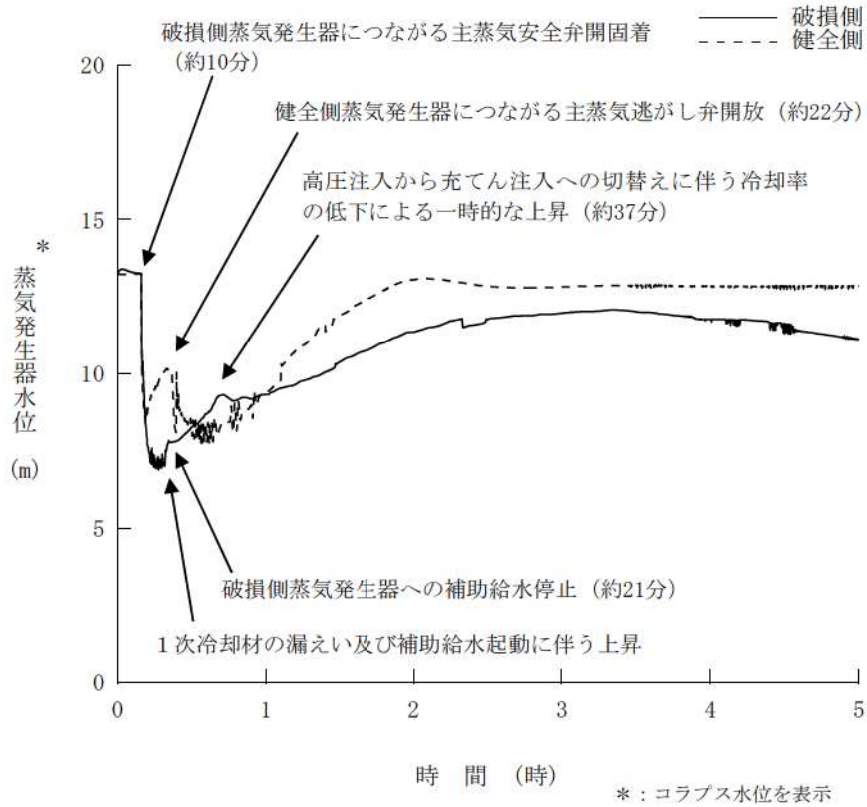
第7.1.8.30図 加圧器水位の推移
(蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故)



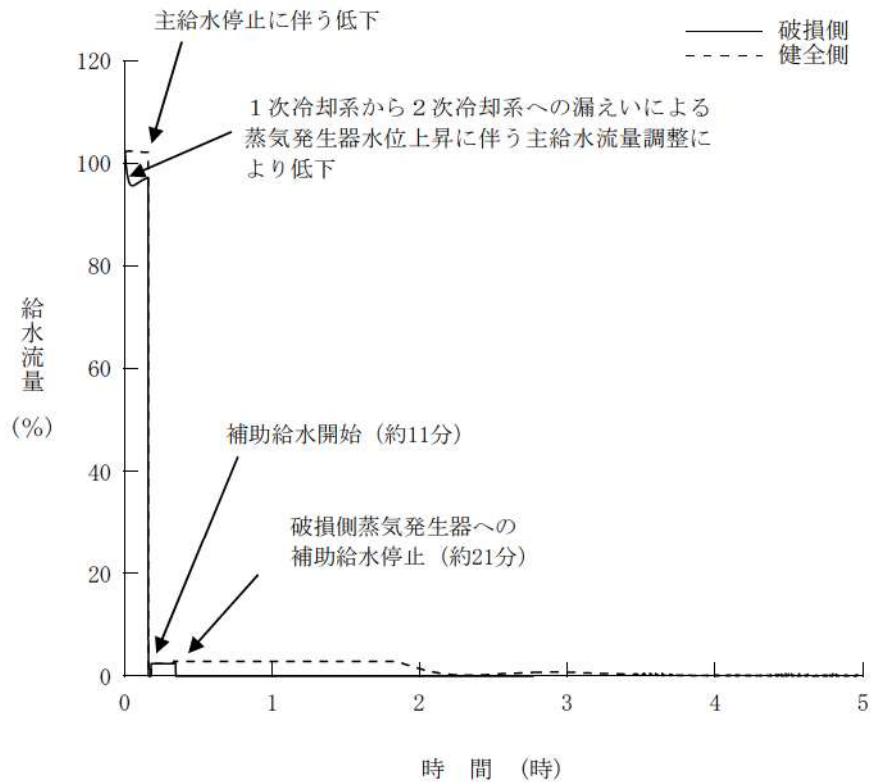
第7.1.8.31図 原子炉容器内水位の推移
(蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故)



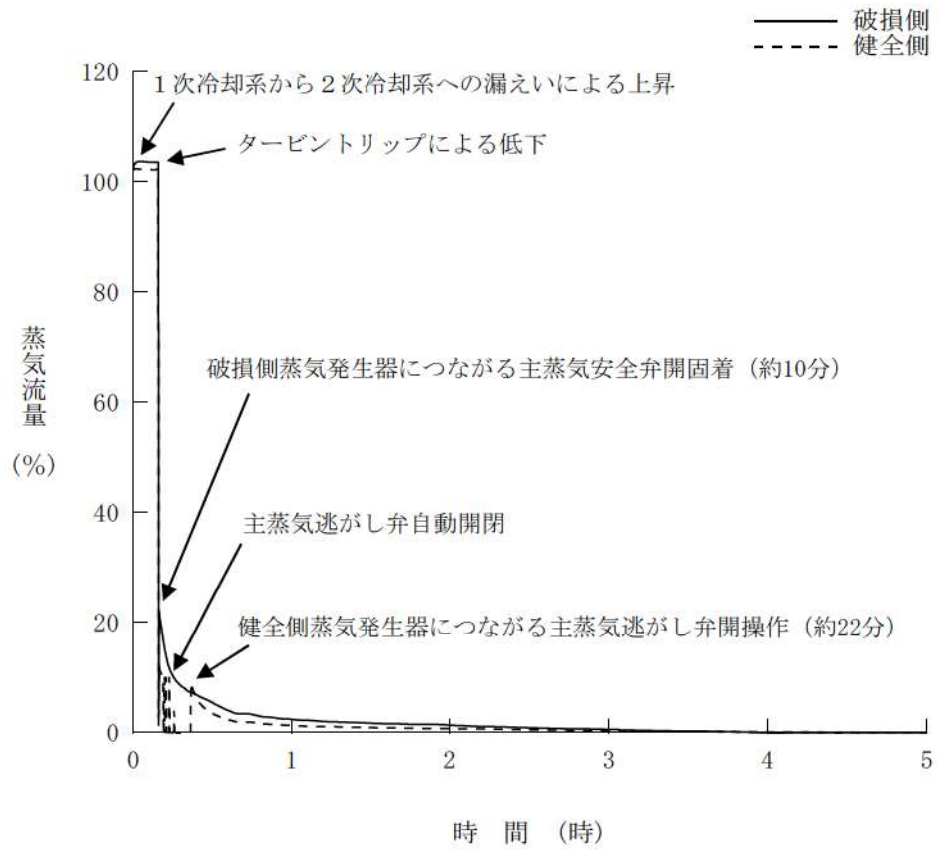
第7.1.8.32図 燃料被覆管温度の推移
(蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故)



第7.1.8.33図 蒸気発生器水位の推移
 (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)

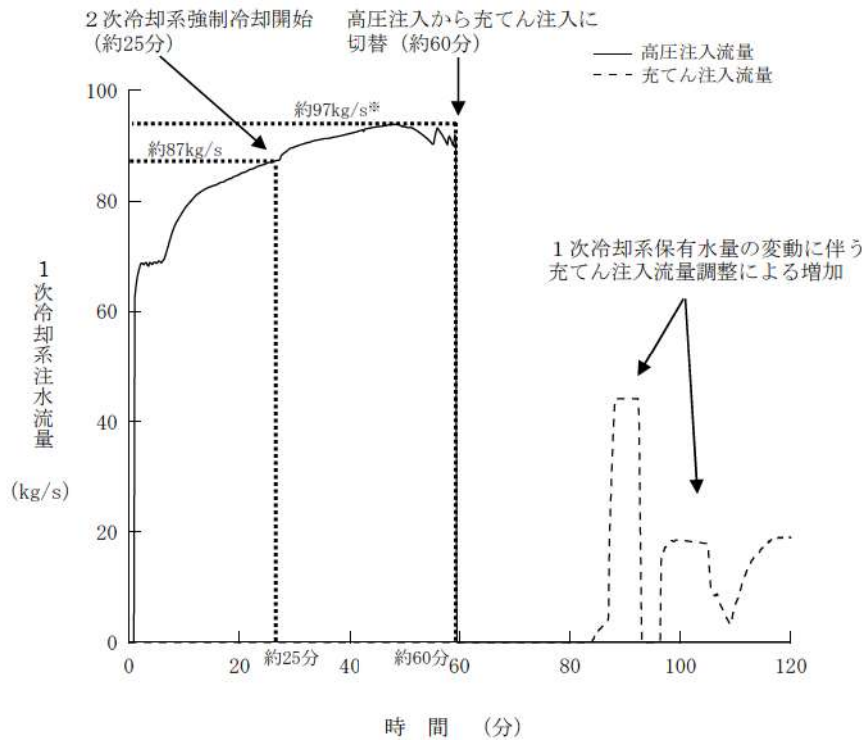


第7.1.8.34図 給水流量の推移
 (蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故)



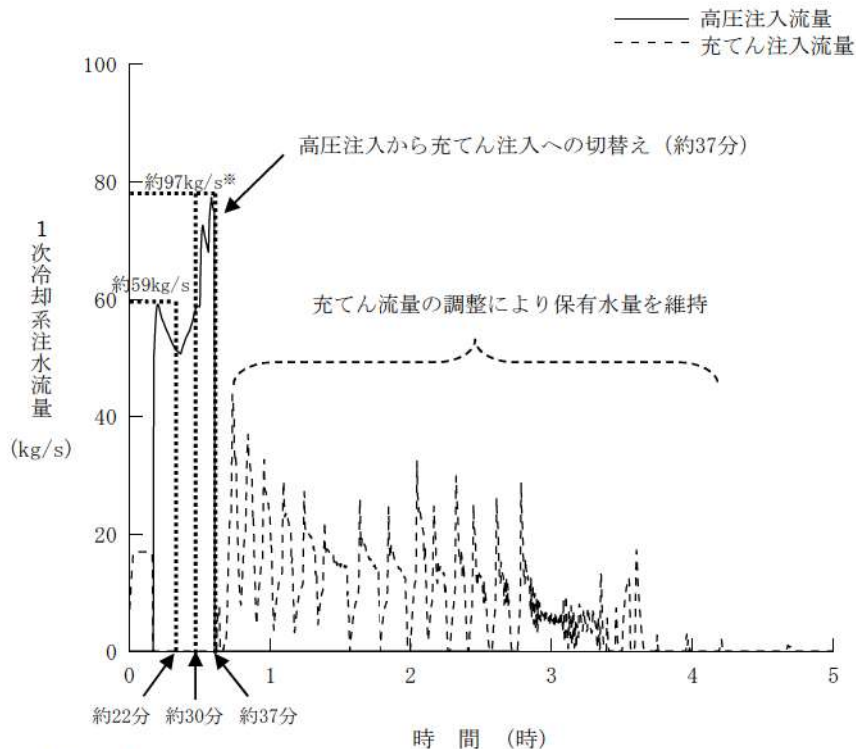
第7.1.8.35図 蒸気流量の推移

(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)



※：主蒸気逃がし弁開による1次冷却系の減温・減圧を考慮し、1次冷却系が大気圧時点の注水流量を想定

第7.1.8.36図 1次冷却系注水流量の推移
(インターフェイスシステムLOCA) (操作時間余裕確認)



※：主蒸気逃がし弁開による1次冷却系の減温・減圧を考慮し、1次冷却系が大気圧時点の注水流量を想定

第7.1.8.37図 1次冷却系注水流量の推移
(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)
(操作時間余裕確認)

7.2 運転中の原子炉における重大事故

本発電用原子炉施設において選定された格納容器破損モードごとに選定した評価事故シーケンスについて、その発生要因と、当該事故に対処するために必要な対策について説明し、格納容器破損防止対策の有効性評価を行い、その結果について説明する。

7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

7.2.1.1 格納容器過圧破損

7.2.1.1.1 格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策

(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、SED、TED、SLW、AEW、TEW、AED及びSEWがある。

(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」では、発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、ECCS等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、原子炉格納容器内へ流出した高温の1次冷却材や溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、ジルコニウム-水反応等によって発生した非凝縮性ガス等の蓄積によって、原子炉格納容器内の雰囲気圧力が徐々に上昇し、原子炉格納容器の過圧により原子炉格納容器の破損に至る。

したがって、本格納容器破損モードでは、代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器冷却、また、格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器除熱によって原子炉格納容器の破損及び放射性物質の異常な水準での敷地外への放出を防止する。また、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこ

れに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制するため、代替格納容器スプレイポンプによって原子炉下部キャビティへ注水し原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心を冷却することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。さらに、原子炉格納容器内水素処理装置によって継続的に発生する水素を処理、低減させるとともに最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより原子炉格納容器雰囲気除熱を行う。

(3) 格納容器破損防止対策

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」で想定される事故シーケンスに対して、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、初期の対策として代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイを整備する。また、安定状態に向けた対策としてC、D－格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を整備する。

また、熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティへ注水する対策を整備する。

さらに、継続的に発生する水素を処理するため、原子炉格納容器内水素処理装置を設置するとともに、より一層の水素濃度低減を図るための設備として格納容器水素イグナイタを設置する。

本格納容器破損モードの重大事故等対策の概略系統図を第7.2.1.1.1図に、対応手順の概要を第7.2.1.1.2図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策にお

ける設備と手順の関係を第7.2.1.1.1表に示す。

本格納容器破損モードにおける評価事故シーケンスにおいて、重大事故等対策に必要な要員は、中央制御室の運転員、災害対策要員、災害対策要員（支援）及び災害対策本部要員で構成され、合計21名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、中央監視及び指示を行う発電課長（当直）及び副長の2名、運転操作対応を行う運転員4名である。発電所構内に常駐している要員のうち、災害対策要員が9名、災害対策要員（支援）が2名、関係各所に通報連絡等を行う災害対策本部要員が4名である。必要な要員と作業項目について第7.2.1.1.3図に示す。

なお、評価事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を評価事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、21名で対処可能である。また、本評価事故シーケンスにおいては、全交流動力電源喪失を想定しており、その手順については「7.1.2 全交流動力電源喪失」の「7.1.2.1(3) 炉心損傷防止対策」による。

a. 事象の発生及び対応処置

LOCA、過渡事象、全交流動力電源喪失等が発生し、原子炉自動停止、非常用炉心冷却設備作動信号、格納容器スプレイ信号の自動発信等を確認すれば、原子炉トリップ、安全注入及び格納容器スプレイの作動状況を確認する。その後、低圧注入系及び高圧注入系の動作不能、補助給水系の機能喪失等の安全機能喪失が発生すれば、事象進展に従い喪失した安全機能に対応する手順に移行する。

事象の発生及び対応処置に必要な計装設備は、出力領域中性

子束等である。

b. 全交流動力電源喪失の判断

外部電源が喪失し、ディーゼル発電機が起動失敗することにより、すべての非常用母線及び常用母線の電圧が「0 V」を示したことを確認し、全交流動力電源喪失の判断を行う。また、蓄電池（非常用）による非常用直流母線への給電を確認する。

c. 早期の電源回復不能判断及び対応

中央制御室からの非常用母線の電源回復操作に失敗し、早期の電源回復不能と判断した場合には、全交流動力電源喪失を起因とする各種事象への対応も想定して代替非常用発電機、代替格納容器スプレイポンプ、B-充てんポンプ（自己冷却）、加圧器逃がし弁及びアニュラス空気浄化系の空気作動弁及びダンパへの代替空気供給、格納容器内自然対流冷却、中央制御室非常用循環系ダンパの開処置並びに可搬型大型送水ポンプ車の準備を開始する。

また、安全系補機の非常用母線からの切離しを実施し、その後、代替非常用発電機を起動する。代替非常用発電機の起動が完了すれば、代替非常用発電機から非常用母線への給電操作を実施することにより、代替非常用発電機から非常用母線への給電を開始する。

d. 1次冷却材漏えいの判断

加圧器水位及び圧力の低下、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇、格納容器サンプル及び格納容器再循環サンプル水位の上昇、格納容器内エリアモニタの上昇等により、1次冷却材漏えいの判断を行う。

1次冷却材漏えいの判断に必要な計装設備は、加圧器水位等である。

e. 補助給水系の機能喪失の判断

すべての補助給水流量指示の合計が $80\text{m}^3/\text{h}$ 未満であれば、補助給水系の機能喪失の判断を行う。

補助給水系の機能喪失の判断に必要な計装設備は、補助給水流量等である。

f. 低圧注入系、高圧注入系の動作不能及び格納容器スプレイ自動作動の確認

1次冷却材漏えい時において、非常用炉心冷却設備作動信号の発信、低圧注入流量、高圧注入流量等の指示により、低圧注入系及び高圧注入系の動作不能を確認し、格納容器スプレイ信号の発信と格納容器スプレイ流量等の指示により格納容器スプレイ自動作動を確認する。

低圧注入系及び高圧注入系の動作不能を確認するために必要な計装設備は、高圧注入流量等であり、格納容器スプレイの自動作動を確認するために必要な計装設備は、B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）等である。

g. 格納容器水素イグナイタの起動

炉心出口温度指示が 350°C 到達又は非常用炉心冷却設備作動信号の発信を伴う1次冷却材喪失時にすべての高圧注入系が機能喪失すれば、格納容器水素イグナイタを起動する。また、全交流動力電源喪失時においては、代替非常用発電機より受電すれば、速やかに格納容器水素イグナイタを起動する。

格納容器水素イグナイタの起動に必要な計装設備は、1次冷

却材温度（広域－高温側）等である。

h. 可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット及び可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットの準備

炉心出口温度 350°C 以上又は格納容器内高レンジエリアモニタ $1 \times 10^5 \text{mSv/h}$ 以上となれば，可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット及び可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットの準備を開始する。

可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット及び可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットの準備に必要な計装設備は，1次冷却材温度（広域－高温側）等である。

i. 炉心損傷の判断

炉心出口温度 350°C 以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ $1 \times 10^5 \text{mSv/h}$ 以上により，炉心損傷と判断する。

炉心損傷の判断に必要な計装設備は，1次冷却材温度（広域－高温側）等である。

j. 格納容器水素イグナイタ及び原子炉格納容器内水素処理装置作動状況の確認

格納容器水素イグナイタ及び原子炉格納容器内水素処理装置によって原子炉格納容器内の水素が処理されていることを，格納容器水素イグナイタ温度及び原子炉格納容器内水素処理装置温度の指示の上昇により確認する。

k. 水素濃度監視

炉心損傷が発生すれば，ジルコニウム－水反応等により水素が発生することから，原子炉格納容器内及びアニュラス部の水素濃度の状況を確認するために，可搬型格納容器内水素濃度計

測ユニット及び可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットの準備が整い次第運転し、原子炉格納容器内水素濃度及びアニュラス内水素濃度の測定を開始する。

1. 1次冷却系強制減圧

炉心損傷判断後、補助給水系の機能喪失により、1次冷却材圧力（広域）指示が2.0MPa[gage]以上であれば、加圧器逃がし弁操作可搬型窒素ガスボンベによる駆動用空気の供給準備が完了次第、加圧器逃がし弁開操作による1次冷却系強制減圧操作を開始する。なお、加圧器逃がし弁使用準備において、直流電源が喪失している場合には、加圧器逃がし弁操作用バッテリーも準備する。

1次冷却系強制減圧操作に必要な計装設備は、1次冷却材圧力（広域）である。

m. 代替格納容器スプレイ

格納容器スプレイ系が機能喪失している場合は、原子炉格納容器圧力上昇の抑制及び炉心損傷後の溶融炉心・コンクリート相互作用の防止のため、代替格納容器スプレイポンプ等の準備が完了し炉心損傷を判断し次第、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイを開始する。なお、炉心の冷却については、B-充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水を行う。また、代替格納容器スプレイについては溶融炉心を冠水するために十分な水位（格納容器再循環サンプ水位（広域）指示が71%）を確保し、格納容器再循環サンプ水位（広域）指示が71%から81%の間で代替格納容器スプレイを停止する。なお、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力となれば代替格納容器

スプレイを再開し、代替格納容器スプレイポンプの水源である燃料取替用水ピット水が枯渇するまでに、可搬型大型送水ポンプ車により海水の補給を行い、代替格納容器スプレイを継続する。

代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイに必要な計装設備は、原子炉格納容器圧力等である。

なお、格納容器スプレイ系が作動している場合は、再循環切替の条件に達すれば、格納容器スプレイ系を再循環運転に切り替え、以降、原子炉格納容器内の除熱が継続的に行われていることを確認する。

格納容器スプレイ系再循環切替に必要な計装設備は、燃料取替用水ピット水位等である。

n. アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動

全交流動力電源喪失時、アニュラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策として、現場でアニュラス空気浄化系の空気作動弁及びダンパへの代替空気供給（窒素ボンベ接続）を行い、B-アニュラス空気浄化ファンを起動する。また、中央制御室の作業環境確保のため、現場で中央制御室非常用循環系ダンパの開処置を行い、中央制御室非常用循環系を起動する。

o. 格納容器内自然対流冷却

C, D-格納容器再循環ユニットへ原子炉補機冷却水を通水し、格納容器内自然対流冷却を行う。

また、全交流動力電源喪失等の原因により原子炉補機冷却水系が使用できない場合は、可搬型大型送水ポンプ車を用いたC, D-格納容器再循環ユニットへの海水通水により、格納容器内

自然対流冷却を行う。

格納容器内自然対流冷却に必要な計装設備は、格納容器内温度等である。

7.2.1.1.2 格納容器破損防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

プラント損傷状態の選定結果については、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、本格納容器破損モードに含まれるプラント損傷状態のうち、破断規模の大きい「A**」が、原子炉格納容器への1次冷却材放出量が大きく圧力上昇の観点で厳しく、また、ECCS又は格納容器スプレイにより原子炉格納容器内へ注水されない「**D」が、圧力上昇が抑制されないという観点からより厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいプラント損傷状態は、破断規模が大きく、ECCS注水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する「AED」である。

このプラント損傷状態には、以下の事故シーケンスが想定される。

- ・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
- ・中破断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

上記事故シーケンスのうち、評価事故シーケンスは中破断LOCAに比べ破断口径が大きく原子炉格納容器圧力上昇の観点で厳しくなる大破断LOCAを起因とした「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」であ

る。

なお、本評価事故シーケンスにおいては、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

さらに、本評価事故シーケンスは、炉心溶融が早く、事象進展中は原子炉格納容器圧力が高く推移することから、環境に放出される放射性物質が多くなる。したがって、本評価事故シーケンスにおいて、Cs-137の放出量評価を実施し、環境への影響をできるだけ小さく留めるものであることを確認する。

本評価事故シーケンスにおいて、格納容器過圧破損に係る重要現象は以下のとおりである。

a. 炉心における重要現象

- ・崩壊熱
- ・燃料棒内温度変化
- ・燃料棒表面熱伝達
- ・燃料被覆管酸化
- ・燃料被覆管変形
- ・沸騰・ボイド率変化
- ・気液分離・対向流

b. 原子炉容器，1次冷却系，加圧器及び蒸気発生器における重要現象

- ・炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーション
- ・炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉

心の熱伝達

- ・ 炉心損傷後の原子炉容器破損，溶融
- ・ 炉心損傷後の原子炉容器における1次系内FP挙動

c. 原子炉格納容器における重要現象

- ・ 区画間・区画内の流動
- ・ 構造材との熱伝達及び内部熱伝導
- ・ スpray冷却
- ・ 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
- ・ 水素濃度変化
- ・ 炉心損傷後の原子炉容器外FCI
- ・ 炉心損傷後の溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱
- ・ 炉心損傷後の溶融炉心とコンクリートの伝熱
- ・ 炉心損傷後のコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生
- ・ 炉心損傷後の原子炉格納容器内FP挙動

本評価事故シーケンスにおける有効性評価は，炉心損傷後のプラント挙動を適切に模擬することが目的であることから，これらの現象を適切に評価することが可能であり，原子炉系及び原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え，かつ，炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コードMAAPにより原子炉容器内水位，燃料最高温度，原子炉格納容器圧力，原子炉格納容器雰囲気温度等の過渡応答を求める。

なお，MAAPは，大破断LOCA事象初期の原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器雰囲気温度評価への適用性が低いことから，事象初期においては有効性評価と同様の事象進展となる「3.5.1 原子

炉冷却材喪失」における評価結果を参照する。

また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

(2) 有効性評価の条件

本評価事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第7.2.1.1.2表に示す。また、主要な解析条件について、本評価事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

a. 事故条件

(a) 起回事象

起回事象として、大破断LOCAが発生するものとする。原子炉冷却材圧力バウンダリの配管破断位置は高温側配管とし、また、破断口径は、1次冷却材配管（約0.74m（29インチ））の完全両端破断が発生するものとする。

(b) 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が喪失するものとし、さらに全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮するものとする。

(c) 外部電源

外部電源は使用できないものと仮定する。

送電系統又は所内主発電設備の故障等によって、外部電源が喪失するとともに、ディーゼル発電機の機能喪失を想定する。

(d) 水素の発生

水素の発生についてはジルコニウム－水反応を考慮するものとする。

なお、MAAPの評価結果では水の放射線分解等による水素発生は考慮していないため、「7.2.1.1.2(4) 有効性評価の結果」にてその影響を評価する。

b. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 原子炉トリップ信号

原子炉トリップは、「1次冷却材ポンプ電源電圧低」信号によるものとする。

(b) タービン動補助給水ポンプ

タービン動補助給水ポンプ1台が自動起動し、解析上は事象発生60秒後に3基の蒸気発生器に合計80m³/hの流量で注水するものとする。

(c) 蓄圧タンク

蓄圧注入系のパラメータとして初期保持圧力については、炉心への注水を遅くするために最低保持圧力とする。また、初期保有水量については、炉心への注水量を少なくするために最低保有水量とする。

蓄圧タンクの保持圧力（最低保持圧力） 4.04MPa[gage]

蓄圧タンクの保有水量（最低保有水量）

29.0m³（1基当たり）

(d) 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ流量

原子炉格納容器内に放出される放射性物質の除去、並びに原子炉格納容器圧力及び温度上昇の抑制に必要なスプレイ流

量を考慮し、設計上期待できる値として $140\text{m}^3/\text{h}$ とする。

(e) 原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタ

原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように、原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタの効果については期待しないが、原子炉格納容器内水素処理装置による水素処理の発熱反応の原子炉格納容器圧力及び温度への寄与を「7.2.1.1.2(4) 有効性評価の結果」にて考慮する。

c. 重大事故等対策に関連する操作条件

運転員等操作に関する条件として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。

(a) 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイは、現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して、炉心溶融開始の30分後に開始する。また、格納容器内自然対流冷却開始に伴い、事象発生後の24時間後に停止する。

(b) 可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却は、現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して、事象発生後の24時間後に開始する。

(3) 有効性評価（Cs-137の放出量評価）の条件

a. 事象発生直前まで、ウラン炉心にて定格出力の102%で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を1/4ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考え、最高40,000時間とする。

b. 原子炉格納容器内に放出されるCs-137の量は、炉心損傷に至

る事故シーケンスを基にした代表的なソースタームである NUREG-1465に示された原子炉格納容器内への放出割合に基づき、炉心全体の内蔵量に対して75%の割合で放出されるものとする。本評価においては、下記 c. 項の原子炉格納容器内での除去効果も含めて、MAAPによる解析結果に比べて、Cs-137の大気への放出量の観点で保守的となる条件設定としている。

- c. 原子炉格納容器内に放出されたCs-137については、実験等から得られた適切なモデルに基づき、原子炉格納容器等への沈着効果及びスプレイ水による除去効果を考慮する。
- d. 時間経過とともにCs-137の大気への放出率は減少していくことを踏まえ、評価期間は7日間とする。

なお、事故後7日以降の影響についても確認する。

- e. 原子炉格納容器からの漏えい率は、MAAPの解析結果である原子炉格納容器圧力に応じた漏えい率に余裕を見込んだ値として、評価期間中一定の0.16%/dとする。また、事故後7日以降の漏えい率は、原子炉格納容器圧力に応じた漏えい率に余裕を見込んだ値として、0.135%/dとする。

なお、原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集の効果（除染係数は10）を考慮する。

- f. 原子炉格納容器からの漏えいは、配管等が貫通しているアニュラス部に集中すると考えられるが、評価上はその97%が配管等の貫通するアニュラス部に生じ、残り3%はアニュラス部以外で生じるものとする。
- g. アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタの効率、設計上期待できる値として99%とする。

h. アニュラス部の負圧達成時間は、事象発生後、全交流動力電源喪失を想定したアニュラス空気浄化設備の起動遅れ時間及び起動後の負圧達成までの時間を考慮し、評価上78分とする。その間原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきたCs-137はそのまま全量大気中へ放出されるものとし、アニュラス空気浄化設備のフィルタ効果は無視する。

(4) 有効性評価の結果

本評価事故シーケンスの事象進展を第7.2.1.1.4図及び第7.2.1.1.5図に、1次冷却材圧力、原子炉容器内水位等の1次冷却系パラメータの推移を第7.2.1.1.6図から第7.2.1.1.8図に、原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器雰囲気温度等の原子炉格納容器パラメータの推移を第7.2.1.1.9図から第7.2.1.1.13図に示す。

a. 事象進展

事象発生後、全交流動力電源喪失に伴い1次冷却材ポンプの母線電圧が低下することで「1次冷却材ポンプ電源電圧低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。また、大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失することから1次冷却系保有水量が減少し、事象発生の約19分後に炉心溶融に至る。

さらに、格納容器スプレイ注入機能が喪失していることから炉心溶融開始の30分後、事象発生の約49分後に運転員による代替格納容器スプレイポンプを用いた代替格納容器スプレイを開始することにより、原子炉格納容器内を冷却し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する。

その後、事象発生の約1.6時間後に原子炉容器破損に至り、

約2.8時間後に原子炉容器からの溶融炉心の流出が停止することに伴い、原子炉格納容器圧力の上昇が緩やかになる。

また、事象発生後の24時間後に可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却を開始することで、原子炉格納容器内を冷却し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する。

その結果、原子炉格納容器圧力は事象発生後の約45時間後に、原子炉格納容器雰囲気温度は事象発生後の約49時間後に低下に転じる。

b. 評価項目等

原子炉格納容器圧力は、第7.2.1.1.9図に示すとおり、事象発生後の約45時間後に最大値約0.360MPa[gage]となり、以降は低下傾向となっていることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値は原子炉格納容器の限界圧力0.566MPa[gage]を超えない。

原子炉格納容器雰囲気温度は、第7.2.1.1.10図に示すとおり、事象発生後の約49時間後に最高値約137℃となり、以降は低下傾向となっていることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最高値は、原子炉格納容器の限界温度200℃を超えない。

本評価事故シーケンスは、事象初期から原子炉格納容器内に蒸気が放出されることで事象進展中の原子炉格納容器圧力が高く推移することから、原子炉格納容器から環境に放出される放射性物質が多くなるが、アニュラス空気浄化設備を起動し、フィルタによる除去を行うことで、第7.2.1.1.14図に示すとおり、事象発生から7日後までのCs-137の総放出量は約 5.1×10^{-1}

TBqにとどまり、「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」に示された100TBqを下回る。大気放出過程を第7.2.1.1.15図に示す。

事象発生からの7日間以降、Cs-137の放出が継続した場合の影響評価を行ったところ、事象発生30日後（約 5.5×10^{-1} TBq）及び100日後（約 5.5×10^{-1} TBq）においても総放出量の増加は軽微であり、100TBqを下回る。

1次冷却材圧力は第7.2.1.1.6図に示すとおり、原子炉容器破損に至る事象発生約1.6時間後における1次冷却材圧力は約0.17MPa[gage]であり、原子炉容器破損までに1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]以下を下回る。

原子炉格納容器内の水素分圧（絶対圧）は第7.2.1.1.13図に示すとおり、全圧約0.5MPa[abs]に対して約0.01MPa[abs]である。また、全炉心のジルコニウム量の75%と水の反応により発生する水素と水の放射線分解等により発生する水素発生量を、原子炉格納容器内水素処理装置により処理した場合の発熱量は、炉心崩壊熱の約2%と小さい。したがって、水素の蓄積を考慮しても原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、原子炉格納容器の限界圧力0.566MPa[gage]及び限界温度200°Cを超えない。

本評価では、「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)，(2)，(3)，(4)及び(7)の評価項目について、対策の有効性を確認した。

「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」の(5)

及び(8)に示す評価項目については、本評価事故シーケンスと「7.2.3 原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンスが同一であることから、それぞれにおいて、評価項目を満足することを確認している。

「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」の(6)に示す評価項目については、格納容器スプレイが作動することで本シーケンスよりも水蒸気が凝縮され水素濃度が高くなり、また、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応して水素が発生することを想定した「7.2.4 水素燃焼」において、評価項目を満足することを確認している。

第7.2.1.1.9図及び第7.2.1.1.10図に示すとおり、原子炉格納容器圧力は事象発生の約45時間後に、原子炉格納容器雰囲気温度は事象発生の約49時間後に低下傾向を示し、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心及び原子炉格納容器雰囲気は安定して除熱されていることから、安定状態が確立する。その後も格納容器内自然対流冷却を継続することにより、安定状態を維持できる。

7.2.1.1.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」では、原子炉格納容器内へ流出した高温の1次冷却

材や溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気，ジルコニウム-水反応等によって発生した非凝縮性ガス等が蓄積することが特徴である。

また，不確かさの影響を確認する運転員等操作は，事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として，炉心損傷を起点とする代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作及び解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間に差異がある可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の開始操作並びにアニュラス空気浄化設備の起動操作とする。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは，「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり，それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。

a. 運転員等操作時間に与える影響

炉心における燃料棒内温度変化，燃料棒表面熱伝達，燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは，TMI事故についての再現性が確認されており，炉心ヒートアップに係る感度解析では，炉心溶融時間に対する感度は小さく，また，炉心がヒートアップする状態では炉心出口温度の上昇が急峻であることから，炉心溶融開始の30分後に開始するものとしている代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ操作に与える影響は小さい。

原子炉格納容器における区画間・区画内の流動，並びに構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係る解析コードの熱水力モデルは，HDR実験解析の結果から，原子炉格納容器圧力について1割程度高く，原子炉格納容器雰囲気温度について十数℃高く評価する不確かさを持つことを確認している。また，CSTF実験解析の結果から，自然循環及び強制対流での混合挙動は，ランプトモデルとして一様に扱うモデリングに依存した差異は見られるものの，全般的に良好に模擬できており，温度低下挙動も，構造材への熱伝達をやや過小に評価するものの，全体的に良く一致している。しかし，原子炉格納容器圧力及び温度を起点とする運転員等操作はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは，TMI事故についての再現性が確認されており，炉心崩壊に至る温度の感度解析により，原子炉容器破損がわずかに早まる場合があることが確認されているが，原子炉容器破損を起点に操作開始する運転員等操作はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは，TMI事故についての再現性が確認されており，下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る感度解析により，原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていること，また，原子炉容器破損を起点に操作開始する運転員等操作はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まることが確認されているが、原子炉容器破損を起点に操作開始する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器における1次系内FP挙動に係るFP挙動モデルは、PHEBUS-FP実験解析により、ギャップ放出のタイミングが適切に模擬されていることを確認している。PHEBUS-FP実験解析では、燃料被覆管破裂後のFP放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。炉心損傷後の1次系内FP挙動を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器外FCIに係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧カスパイクに対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用に対する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉格納容器内FP挙動に係るFP挙動モデルは、ABCOVE実験解析により、エアロゾル沈着挙動をほぼ適正に評価できることを確認している。炉心損傷後の原子炉格納容器内FP挙動を操作開始の起点とする運転員等操作はないことから、運

転員等操作時間に与える影響はない。

b. 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における燃料棒内温度変化，燃料棒表面熱伝達，燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは，TMI事故についての再現性が確認されており，炉心ヒートアップに係る感度解析では，下部プレナムへのリロケーション開始時間が30秒程度早まるが，原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分に注水されていることから，解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

原子炉格納容器における区画間・区画内の流動，並びに構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係る解析コードの熱水力モデルは，HDR実験解析の結果から，原子炉格納容器圧力について1割程度高く，原子炉格納容器雰囲気温度について十数℃高く評価する不確かさを持つことを確認している。また，CSTF実験解析の結果から，自然循環及び強制対流での混合挙動は，ランプトモデルとして一様に扱うモデリングに依存した差異は見られるものの，全般的に良好に模擬できており，温度低下挙動も，構造材への熱伝達をやや過小に評価するものの，全体的に良く一致している。よって，不確かさを考慮すると，実際の原子炉格納容器圧力及び温度は解析結果に比べて低くなることから，評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは，TMI事故についての再現性が確認されており，炉心崩壊に至る温度の感度解析により，原子

炉容器破損がわずかに早まる場合があることが確認されているが、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分に注水されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まることが確認されているが、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分に注水されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器における1次系内FP挙動に係るFP挙動モデルは、PHEBUS-FP実験解析により、ギャップ放出のタイミングが適切に模擬されていることを確認している。PHEBUS-FP実験解析では、燃料被覆管破裂後のFP放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。

炉心損傷後の原子炉容器外FCIに係る解析コードの溶融炉心

挙動モデルは、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧カスパイクに対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱、溶融炉心とコンクリートの伝熱、並びにコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルについて、溶融炉心・コンクリート相互作用の不確かさに係るパラメータの組合せを考慮した感度解析を実施した。本感度解析においては約18cmのコンクリート侵食による非凝縮性ガスの発生及び反応熱の増加により、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇幅は大きくなるものの、原子炉下部キャビティ水により溶融炉心が冷却されることでコンクリート侵食は停止し、第7.2.1.1.16図及び第7.2.1.1.17図に示すとおり、これらの要因による原子炉格納容器圧力及び温度上昇は一時的なものである。さらに、コンクリート侵食等に伴う水素発生による原子炉格納容器圧力上昇が考えられるが、水素の追加発生に伴う水素濃度上昇はドライ条件換算で1 vol%程度にとどまる。このため、原子炉格納容器圧力及び温度は、それぞれ原子炉格納容器の限界圧力0.566MPa[gage]及び限界温度200℃に対して十分な余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

Cs-137の放出量評価の観点では、原子炉格納容器からの漏えい率について、MAAPの評価結果の原子炉格納容器圧力から得ら

れる原子炉格納容器漏えい率に余裕を考慮して設定した値を用いている。また、ソースタームについては、MAAPの評価結果ではなく、NUREG-1465に基づき設定しているため、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉格納容器内FP挙動に係るFP挙動モデルは、ABCOVE実験解析により、エアロゾル沈着挙動をほぼ適正に評価できることを確認していることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第7.2.1.1.2表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えられ得る炉心崩壊熱、原子炉格納容器自由体積、ヒートシンク、1次冷却材の流出流量及び格納容器再循環ユニットの除熱特性に関する影響評価の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

初期条件の原子炉停止後の炉心崩壊熱を最確条件とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、炉心損傷開始が遅くなり、炉心損傷を起点とする代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ操作の開始が遅くなるが、操作手順（炉心損傷の判断後、準備が完了した

段階でスプレイ実施) に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

また、炉心崩壊熱を最確条件とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり、また、原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを最確条件とした場合、解析条件で設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクより大きくなるため、原子炉格納容器の圧力上昇が緩和される。しかしながら、原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。

事故条件の起因事象は、解析条件の不確かさとして、地震により Excess LOCA が発生した場合、1 次冷却材の流出流量の増加により、炉心損傷が早まる。その結果、炉心溶融開始の30分後に開始するものとしている代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始は早まるが、解析条件と同様に事象発生の約49分後に代替格納容器スプレイを開始したとしても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを「7.2.1.1.3(2) a. (b) 評価項目となるパラメータに与える影響」における Excess LOCA の感度解析により確認していることから、操作時間を早める必要はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。

機器条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性について、粗フィルタを取り外した場合、解析条件で設定している除熱特性より高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、格納容器内自然対流冷却の開始後に原子炉格

格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合、格納容器再循環ユニットの除熱性能が低下するため、原子炉格納容器圧力はわずかに高く推移するが、格納容器内自然対流冷却の開始後に原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

初期条件の原子炉停止後の炉心崩壊熱を最確条件とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり、また、原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを最確条件とした場合、解析条件で設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクより大きくなるため、原子炉格納容器の圧力及び温度の上昇が緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

事故条件の起因事象は、解析条件の不確かさとして、地震により Excess LOCA が発生した場合、1 次冷却材の流出流量の増加により炉心及び原子炉格納容器への影響が考えられることから、破断規模及び破断箇所について以下のケースの感度解析を実施した。

- ・ 1 次冷却材高温側配管 全ループ破断
- ・ 1 次冷却材低温側配管 全ループ破断
- ・ 原子炉容器下端における破損（開口面積：高温側配管両端破断相当）

いずれの感度ケースも代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ開始時間は基本ケースと同様に事象発生約49分後とした。その結果、第7.2.1.1.18図から第7.2.1.1.23図に示すとおり、各ケースともに原子炉格納容器へ放出されるエネルギーは基本ケースと同じであり、また、溶融燃料と原子炉下部キャビティ水による相互作用に伴う原子炉格納容器圧力の上昇はわずかであり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

機器条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性について、粗フィルタを取り外した場合、解析条件で設定している除熱特性より高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は遅くなる。格納容器再循環ユニットの除熱特性として粗フィルタの取り外しを考慮（1基当たりの除熱特性：100℃～約155℃，約4.4MW～約7.6MW）した場合の感度解析の結果を第7.2.1.1.24図及び第7.2.1.1.25図に示す。その結果、事象発生24時間後に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が開始されることにより、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が緩和され、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合は、格納容器再循環ユニットの除熱性能が低下するため、水素濃度を考慮した場合の感度解析を実施した。その結果、第7.2.1.1.26図及び第7.2.1.1.27図に示すとおり、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇はわずかであり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、
「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作
有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因
が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等
操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影
響を評価し、評価結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

操作条件の代替格納容器スプレイの開始操作は、解析上の
スプレイ開始時間として炉心溶融開始の30分後を設定してい
る。運転員等操作時間に与える影響として、実際の操作にお
いては、炉心損傷の判断後、準備が完了した段階で実施する
こととなっているため、操作開始が早まる可能性があること
から運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。

なお、この操作を行う運転員等は、他の操作との重複がな
いことから、操作開始時間が早まっても、他の運転員等の操
作時間に与える影響はない。

操作条件の格納容器内自然対流冷却の操作は、解析上の操
作開始時間として事象発生の24時間後を設定している。運転
員等操作時間に与える影響として、格納容器内自然対流冷却
の開始操作は、事象発生の24時間後であり、格納容器内自然
対流冷却の準備操作はあらかじめ実施可能である。また、格
納容器内自然対流冷却の操作時間は時間余裕を含めて設定さ
れており、格納容器内自然対流冷却の開始時間も早まる可能
性があることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きく
なる。

なお、この操作を行う運転員等は、他の操作との重複がないことから、操作開始時間が早まっても、他の運転員等の操作時間に与える影響はない。

操作条件のアニュラス空気浄化設備の起動操作は、解析上の操作開始時間として事象発生後の60分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、全交流動力電源喪失の認知時間、Bーアニュラス空気浄化ファンの起動準備は、時間余裕を含めて設定されていることから、その後に行うBーアニュラス空気浄化ファンの起動操作開始時間は解析上の設定よりも早まる可能性がある。そのため運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。

なお、この操作を行う運転員等は、他の操作との重複がないことから、操作開始時間が早まっても、他の運転員等の操作時間に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

操作条件の炉心損傷を起点とする代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作は、運転員等操作時間に与える影響として、炉心崩壊熱を最確条件とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、炉心損傷開始が遅くなることで操作開始が遅くなるが、炉心崩壊熱の減少により原子炉格納容器に放出されるエネルギーも小さくなるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、「7.2.1.1.3(3) 操作時間余裕の把握」において、事象発生後の60分後に代替格納容器スプレイを開始した場合の感度解析により操作時間余裕を確認しており、同程

度の遅れに対して評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

操作条件の代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実際の操作においては、炉心損傷の判断後、準備が完了した段階で実施することとなっているため、操作開始が早まる可能性がある。代替格納容器スプレイ操作の開始が早くなった場合、代替格納容器スプレイの継続時間が長くなることで原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制されることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

操作条件の格納容器内自然対流冷却の操作は、運転員等操作時間に与える影響として、格納容器内自然対流冷却の開始が早くなる場合、原子炉格納容器圧力及び温度の抑制効果の大きい代替格納容器スプレイを早く停止することとなるため、原子炉格納容器圧力は高く推移するが、「7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失」においては、より炉心崩壊熱の高い事象発生約4.0時間後に格納容器内自然対流冷却を実施する場合の成立性を確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

操作条件のアニュラス空気浄化設備の起動操作は、運転員等操作時間に与える影響として、アニュラス空気浄化系の空気作動弁及びダンパへの代替空気供給（窒素ボンベ接続）が早まった場合には、本操作も早まる可能性があり、アニュラス負圧達成までの時間が短くなることから、放出放射エネルギーが減少する。したがって、評価項目となるパラメータに与える

影響は小さい。

(3) 操作時間余裕の把握

操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内の操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。

操作条件の代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始時間に対する時間余裕を確認するため、解析上の開始時間は事象発生の約49分後であるのに対し、事象発生の60分後に開始する場合の感度解析を実施した。その結果、第7.2.1.1.28図及び第7.2.1.1.29図に示すとおり、原子炉格納容器圧力及び温度はそれぞれ原子炉格納容器の限界圧力0.566MPa[gage]及び限界温度200℃に対して十分余裕があるため、事象発生から60分以上の時間余裕がある。

操作条件の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の解析上の開始時間は事象発生の24時間後であり、格納容器内自然対流冷却の開始とともに代替格納容器スプレイを停止することとしている。可搬型大型送水ポンプ車の準備が遅れた場合は、代替格納容器スプレイを継続する必要があるが、格納容器再循環ユニットが水没する水位に到達するまでに停止する必要がある。原子炉格納容器の注水量が6,100m³以下であれば、格納容器再循環ユニットは水没しないことを確認していることから、注水量が6,100m³に到達するまでの時間を評価した。代替格納容器スプレイ開始から連続してスプレイするものとして評価したところ、事象発生の24時間後から17時間以上の時間余裕がある。

操作条件のアニュラス空気浄化設備の起動操作の解析上の開始

時間は事象発生後の60分後であるが、操作が遅くなる場合は、アニュラス負圧達成までの時間が長くなり、放出放射エネルギーが増加するが、「7.2.1.1.2(4) 有効性評価の結果」に示すとおり解析上のCs-137の総放出量は約 5.1×10^{-1} TBqであり、10分～20分の操作遅れに対して放出放射エネルギーは約10%～30%の増加にとどまることから、100TBqに対して余裕を確保できるため、80分以上の時間余裕がある。

(4) まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員等による代替格納容器スプレイポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心を冷却し、原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱を行うことにより、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。

7.2.1.1.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」において、重大事故等対策時における必要な要

員は、「7.2.1.1.1(3) 格納容器破損防止対策」に示すとおり21名である。「7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している中央制御室の運転員，災害対策本部要員，災害対策要員及び災害対策要員（支援）の36名で対処可能である。

(2) 必要な資源の評価

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」において，必要な水源，燃料及び電源は，「7.5.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。

a. 水源

代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ（140m³/h）については，燃料取替用水ピットを水源とし，水量1,700m³の使用が可能であることから，事象発生の約49分後から約12.9時間後までのスプレイ継続が可能である。また，事象発生の10.9時間後より可搬型大型送水ポンプ車による燃料取替用水ピットへの海水補給を開始することが可能となるため，格納容器内自然対流冷却移行までの間の注水継続が可能である。

b. 燃料

代替非常用発電機による電源供給については，保守的に事象発生直後からの運転を想定すると，7日間の運転継続に約138.1kLの軽油が必要となる。

緊急時対策所への電源供給については，保守的に事象発生直後からの緊急時対策所用発電機の運転を想定すると，7日間の運転継続に約19.2kLの軽油が必要となる。

可搬型大型送水ポンプ車による格納容器内自然対流冷却につ

いては、保守的に事象発生直後からの可搬型大型送水ポンプ車の運転を想定すると、7日間の運転継続に約12.5kLの軽油が必要となる。

可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの海水注水及び燃料取替用水ピットへの海水補給については、保守的に事象発生直後からの可搬型大型送水ポンプ車の運転を想定すると、7日間の運転継続に約12.5kLの軽油が必要となる。

ディーゼル発電機燃料油貯油槽（約540kL）及び燃料タンク（SA）（約50kL）にて合計約590kLの軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、代替非常用発電機による電源供給、緊急時対策所への電源供給、可搬型大型送水ポンプ車による燃料取替用水ピット及び使用済燃料ピットへの海水注水並びに格納容器内自然対流冷却について、7日間の継続が可能である（合計使用量約182.3kL）。

c. 電源

代替非常用発電機の電源負荷については、重大事故等対策に必要な負荷として約540kW必要となるが、代替非常用発電機の給電容量2,760kW（3,450kVA）未満となることから、必要負荷に対しての電源供給が可能である。

また、緊急時対策所への電源供給を行う緊急時対策所用発電機についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。

7.2.1.1.5 結論

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」では、原子炉格納容器内へ流出した高温の1次冷却

材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気，ジルコニウム－水反応等によって発生した非凝縮性ガス等が蓄積することによって，原子炉格納容器内の雰囲気圧力が徐々に上昇し，原子炉格納容器の過圧により原子炉格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」に対する格納容器破損防止対策としては，初期の対策として代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ，安定状態に向けた対策としてC，D－格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を整備している。

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の評価事故シーケンス「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」に全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮して有効性評価を行った。

上記の場合においても，運転員等操作である代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を実施することにより，原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱並びに原子炉格納容器圧力の上昇抑制が可能である。

その結果，原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度，放射性物質の総放出量，原子炉容器破損時の1次冷却材圧力，並びに水素の蓄積を想定した場合の原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力については評価項目を満足している。また，安定状態を維持できる。

なお，原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による熱的・機

械的荷重については「7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」，原子炉格納容器内の水素濃度については「7.2.4 水素燃焼」，溶融炉心によるコンクリート侵食については「7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」において，それぞれ確認した。

解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果，運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また，対策の有効性が確認できる範囲内において，操作時間余裕について確認した結果，操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策時に必要な要員は，中央制御室の運転員，災害対策本部要員，災害対策要員及び災害対策要員（支援）にて確保可能である。また，必要な水源，燃料及び電源を供給可能である。

以上のことから，代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及びC，D－格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却等の格納容器破損防止対策は，選定した評価事故シナリオに対して有効であることが確認でき，格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」に対して有効である。

第 7.2.1.1.1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の重大事故等対策について（1/5）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
a. 事象の発生及び対応処置	<ul style="list-style-type: none"> • LOCA, 過渡事象, 全交流動力電源喪失等が発生し, 原子炉自動停止, 非常用炉心冷却設備作動信号, 格納容器スプレッド信号の自動発信等を確認すれば, 原子炉トリップ, 安全注入系及び格納容器スプレッドの作動状況を確認する。その後, 低圧注入系及び高圧注入系の動作不能, 補助給水系の機能喪失等の安全機能喪失が発生すれば, 事象進展に従い喪失した安全機能に対応する手順に移行する。 	—	—	出力領域中性子束* 中間領域中性子束* 中性子源領域中性子束*
b. 全交流動力電源喪失の判断	<ul style="list-style-type: none"> • 外部電源が喪失し, ディーゼル発電機が起動失敗することにより, すべての非常用母線及び非常用母線の電圧が「0V」を示したことを確認し, 全交流動力電源喪失の判断を行う。また, 蓄電池(非常用)による非常用直流母線への給電を確認する。 	蓄電池(非常用)*	—	—
c. 早期の電源回復不能判断及び対応	<ul style="list-style-type: none"> • 中央制御室からの非常用母線の電源回復操作に失敗し, 早期の電源回復不能と判断した場合には, 全交流動力電源喪失を起因とする各種事象への対応も想定して代替非常用発電機, 代替格納容器スプレッドポンプ, B-1 冷却ポンプ(自己冷却), 加圧器逃がし弁及びアニュラス空気浄化系の空気作動弁及びダンパへの代替空気供給, 格納容器内自然対流冷却, 中央制御室非常用循環系ダンパの関連並びに可搬型大型送水ポンプ車の準備を開始する。 • 安全系補機の非常用母線からの切離しを実施し, その後, 代替非常用発電機を起動する。代替非常用発電機の起動が完了すれば, 代替非常用発電機から非常用母線への給電を開始することにより, 代替非常用発電機から非常用母線への給電を開始する。 	代替非常用発電機 ディーゼル発電機燃料油貯油槽* 燃料タンク(SA)	可搬型タンクローリー	—

* : 既許可の対象となつている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

第7.2.1.1.1表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の重大事故等対策について（2/5）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
d. 1次冷却材漏えいの判断	<ul style="list-style-type: none"> 加圧器水位及び圧力の低下、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇、格納容器サンプ及び格納容器再循環サンプ水位の上昇、格納容器内エアモニタの上昇等により、1次冷却材漏えいの判断を行う。 	—	—	加圧器水位* 1次冷却材圧力(広域)* 原子炉格納容器圧力* 格納容器内温度* 格納容器内高レンジエアモニタ(高レンジ)* 格納容器内高レンジエアモニタ(低レンジ)* 格納容器再循環サンプ水位(広域)* 格納容器再循環サンプ水位(狭域)*
e. 補助給水系の機能喪失の判断	<ul style="list-style-type: none"> すべての補助給水流量指示の合計が80m³/h未満であれば、補助給水系の機能喪失の判断を行う。 	【タービン動補助給水ポンプ】* 【蒸気発生器】* 【補助給水ピット】*	—	【補助給水流量】* 【蒸気発生器水位(狭域)】* 【蒸気発生器水位(広域)】* 【補助給水ピット水位】*
f. 低圧注入系、高圧注入系の動作不能及び格納容器スプレイ自動動作の確認	<ul style="list-style-type: none"> 1次冷却材漏えい時において、非常用炉心冷却設備動作信号の発信、低圧注入流量、高圧注入流量等の指示により、低圧注入系及び高圧注入系の動作不能を確認し、格納容器スプレイ信号の発信と格納容器スプレイ流量等の指示により格納容器スプレイ自動動作を確認する。 	—	—	【高圧注入流量】* 【低圧注入流量】* 燃料取替用水ピット水位* B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量(AM用) 格納容器再循環サンプ水位(広域)* 格納容器再循環サンプ水位(狭域)* 原子炉格納容器圧力(AM用) 格納容器内温度*
g. 格納容器水素イグナイタの起動	<ul style="list-style-type: none"> 炉心出口温度指示が350℃到達又は非常用炉心冷却設備動作信号の発信を伴う1次冷却材喪失時にすべての高圧注入系が機能喪失すれば、格納容器水素イグナイタを起動する。また、全交流動力電源喪失時においては、代替非常用発電機より受電すれば、速やかに格納容器水素イグナイタを起動する。 	格納容器水素イグナイタ 格納容器水素イグナイタ温度監視装置 代替非常用発電機 デイジーセル発電機燃料油貯油槽* 燃料タンク(SA)	可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット 可搬型ガスサンプ用冷却器用冷却ポンプ 可搬型代替ガスサンプ用圧縮装置 可搬型大型送水ポンプ車 可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット 可搬型タンクローリー	1次冷却材温度(広域-高温側)* 1次冷却材温度(広域-低温側)*

*：既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの
 【 】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

□：有効性評価上考慮しない操作

第7.2.1.1.1表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の重大事故等対策について（3/5）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	
h. 可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット及び可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットの準備	<ul style="list-style-type: none"> 炉心出口温度350℃以上又は格納容器内高レンジエリアモニタ1 $\times 10^5 \text{msv/h}$以上となれば、可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット及び可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットの準備を開始する。 	—	<ul style="list-style-type: none"> 1次冷却材温度（広域－高温側）* 1次冷却材温度（広域－低温側）* 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）* 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）* 	
i. 炉心損傷の判断	<ul style="list-style-type: none"> 炉心出口温度350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ1 $\times 10^5 \text{msv/h}$以上により、炉心損傷と判断する。 	—	<ul style="list-style-type: none"> 1次冷却材温度（広域－高温側）* 1次冷却材温度（広域－低温側）* 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）* 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）* 	
j. 格納容器水素イグナイター及び原子炉格納容器内水素処理装置作動状況の確認	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器水素イグナイター及び原子炉格納容器内水素処理装置によって原子炉格納容器内の水素が処理されていることを、格納容器水素イグナイター温度及び原子炉格納容器内水素処理装置温度の指示の上昇により確認する。 	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器水素イグナイター 格納容器水素イグナイター温度監視装置 原子炉格納容器内水素処理装置 原子炉格納容器内水素処理装置温度監視装置 代替非常用発電機 ディーゼル発電機燃料油貯油槽* 燃料タンク（SA） 	可搬型タンクローリー	—
k. 水素濃度監視	<ul style="list-style-type: none"> 炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム－水反応等により水素が発生することから、原子炉格納容器内及びアニュラス部の水素濃度の状況を確認するために、可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット及び可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットの準備が整い次第運転し、原子炉格納容器内水素濃度及びアニュラス内水素濃度の測定を開始する。 	<ul style="list-style-type: none"> 代替非常用発電機 ディーゼル発電機燃料油貯油槽* 燃料タンク（SA） 	<ul style="list-style-type: none"> 可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット 可搬型アニュラス冷却器用冷却ポンプ 可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置 可搬型大型送水ポンプ車 可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット 可搬型タンクローリー 	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器内水素濃度 アニュラス水素濃度（可搬型）

*：既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの
：有効性評価上考慮しない操作

第7.2.1.1.1表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の重大事故等対策について（4/5）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
1.1 1次冷却系強制減圧	<ul style="list-style-type: none"> 炉心損傷判断後、補助給水系の機能喪失により、1次冷却材圧力（広域）指示が2.0MPa (gage)以上であれば、加圧器逃がし弁操作可搬型窒素ガスポンベによる駆動用空気の供給準備が完了次第、加圧器逃がし弁開操作による1次冷却系強制減圧操作を開始する。 なお、加圧器逃がし弁使用準備において、直流電源が喪失している場合には、加圧器逃がし弁操作用バッテリーも準備する。 	加圧器逃がし弁*	加圧器逃がし弁操作用可搬型窒素ガスポンベ	1次冷却材圧力（広域）*
m. 代替格納容器スプレイ	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器スプレイ系が機能喪失している場合は、原子炉格納容器圧力上昇の抑制及び炉心損傷後の溶融炉心・コンクリート相互作用の防止のため、代替格納容器スプレイポンプ等の準備が完了し炉心損傷を判断し次第、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイを開始する。また、代替格納容器スプレイについては溶融炉心を冠水するために十分な水位（格納容器再循環サンプ水位（広域）71%）を確保し、格納容器再循環サンプ水位（広域）指示が71%から81%の間で代替格納容器スプレイを停止する。なお、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力となれば代替格納容器スプレイを再開し、代替格納容器スプレイポンプの水源である燃料取替用水ピット水が枯渇するまでに、可搬型大型送水ポンプ車により海水の補給を行い、代替格納容器スプレイを継続する。 格納容器スプレイ系が作動している場合は、再循環切替の条件に達すれば、格納容器スプレイ系を再循環運転に切り替え、以降、原子炉格納容器内の除熱が継続的に行われていることを確認する。 	代替格納容器スプレイポンプ 燃料取替用水ピット* 代替非常用発電機 ディーゼル発電機燃料油貯槽* 燃料タンク（SA）	可搬型タンクローリー 可搬型大型送水ポンプ車	燃料取替用水ピット水位* 原子炉格納容器圧力* 格納容器圧力（AM用） 格納容器内温度* 格納容器再循環サンプ水位（広域）* 格納容器再循環サンプ水位（狭域）* B-1格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用） 代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量 格納容器水位 原子炉下部キャビリティ水位
	<ul style="list-style-type: none"> なお、炉心の冷却については、B-1充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水を行う。 	燃料取替用水ピット* 代替非常用発電機 ディーゼル発電機燃料油貯槽* B-1充てんポンプ* 燃料タンク（SA）	可搬型タンクローリー 可搬型大型送水ポンプ車	燃料取替用水ピット水位*

*：既許可の対象となつている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの
：有効性評価上考慮しない操作

第 7.2.1.1.1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の重大事故等対策について（5/5）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	
n. アニュララス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動	<ul style="list-style-type: none"> 全交流動力電源喪失時、アニュララス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策として、現場でアニュララス空気浄化系の空気作動弁及びタンクへの代替空気供給（窒素ポンプ接続）を行い、B-エアニュララス空気浄化ファンを起動する。また、中央制御室の作業環境確保のため、現場で中央制御室非常用循環系タンクの閉処置を行い、中央制御室非常用循環系を起動する。 	B-エアニュララス空気浄化ファン* B-エアニュララス空気浄化ファン* フィルタユニット* 中央制御室給気ファン* 中央制御室循環ファン* 中央制御室非常用循環ファン* 中央制御室給気ユニット* 中央制御室非常用循環ファン* 代替非常用発電機 ディーゼル発電機 燃料油貯槽* 燃料タンク (SA)	アニュララス全量非気弁等操作作用 可搬型窒素ガスポンプ 可搬型タンクローリー	計装設備
o. 格納容器内自然対流冷却	<ul style="list-style-type: none"> C、D-格納容器再循環ユニットへ原子炉補機冷却水を通水し、格納容器内自然対流冷却を行う。 格納容器内自然対流冷却により原子炉補機冷却水系が使用できない場合は、可搬型大型送水ポンプ車を用いたC、D-格納容器再循環ユニットへの海水通水により、格納容器内自然対流冷却を行う。 	C、D-格納容器再循環ユニット* ディーゼル発電機 燃料油貯槽* 燃料タンク (SA)	可搬型大型送水ポンプ車 可搬型タンクローリー	格納容器内温度* 原子炉格納容器圧力* 格納容器圧力 (AM用) 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)

*：既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

第7.2.1.1.2表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の主要解析条件
 （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）（1/3）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAAP	本評価事故シナリオの重要な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シビアアクシデント総合解析コード。
炉心熱出力 (初期)	100% (2,652MWt) × 1.02	評価結果を厳しくするようにより、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が大きくなり、炉心冷却の観点から厳しい設定。
1次冷却材圧力 (初期)	15.41 + 0.21MPa [gage]	評価結果を厳しくするようにより、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材圧力が高いと原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。
1次冷却材平均温度 (初期)	306.6 + 2.2°C	評価結果を厳しくするようにより、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材温度が高いと原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなり、原子炉格納容器冷却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)	17×17型燃料集合体を装荷した3ループプラントを包絡する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、使用する崩壊熱はウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮している。
蒸気発生器 2次側保有水量 (初期)	50t (1基当たり)	設計値として設定。
原子炉格納容器 自由体積	65,500m ³	評価結果を厳しくするようにより、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い値を設定。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上昇が大きくなり、原子炉格納容器冷却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 小さい値	評価結果を厳しくするようにより、ヒートシンクの設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。ヒートシンクが小さいと、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。

初期条件

第7.2.1.1.2表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の主要解析条件
 （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）（2/3）

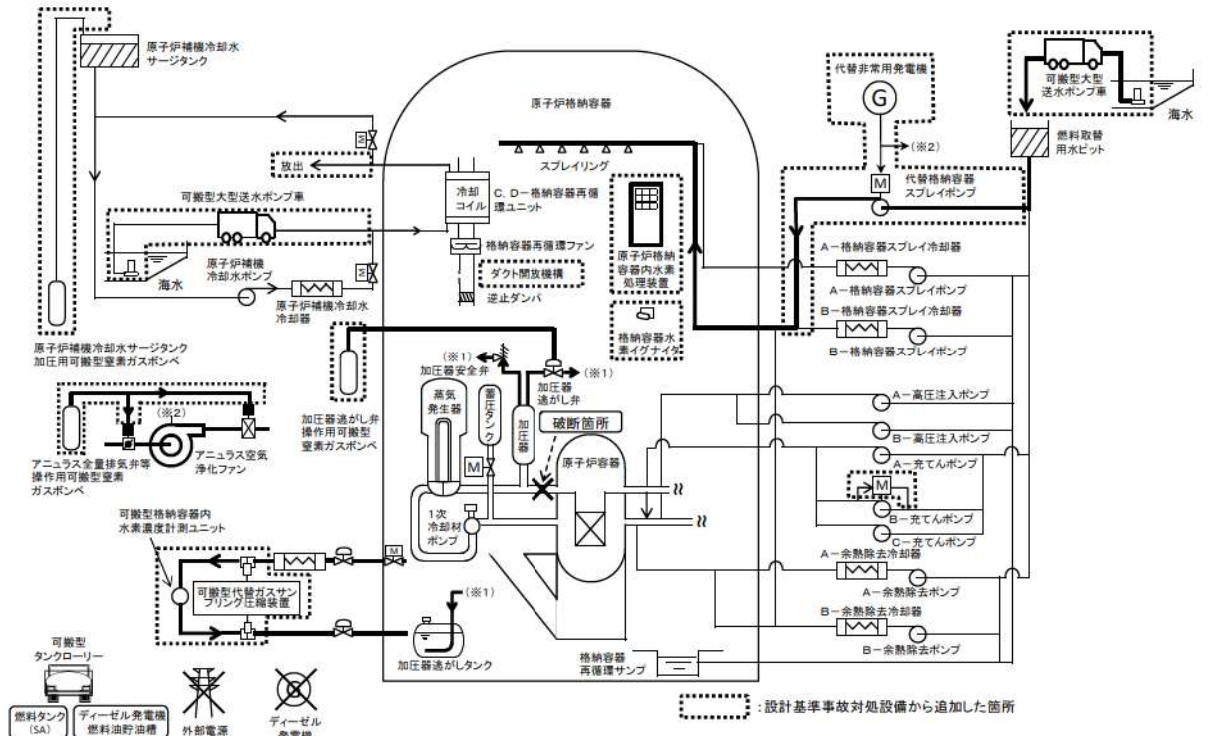
項 目	主要解析条件	条件設定の考え方
起因事象	大破断 LOCA 破断位置：高温側配管 破断口径：完全両端破断	原子炉格納容器内へ早期に炉心からの蒸気が系外に放出されるため、事象進展が早く、炉心溶融、原子炉容器破損などの主要事象の発生時刻が早くなる観点から高温側配管（口径約 0.74m（29 インチ））の完全両端破断を設定。
安全機能の喪失に対する 仮定	低圧注入機能、高圧注入機能 及び 格納容器スプレイ注入機能喪失 ・ 外部電源喪失時に非常用所内交 流電源喪失 ・ 原子炉補機冷却機能喪失	炉心損傷を早め、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ開始までの時間余裕及び要求される設備容量の観点から厳しくなる条件として、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の喪失を設定。 代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から外部電源喪失時における非常用所内交流電源の喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮。
外部電源	外部電源なし	「安全機能の喪失に対する仮定」に示すとおり、外部電源なしを想定。
水素の発生	ジルコニウム-水反応を考慮	水素の発生による原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響を考慮する観点で、水素発生の主要因となるジルコニウム-水反応を考慮。なお、水の放射線分解等による水素発生量は少なく、影響が軽微であることから考慮していない。

第7.2.1.1.2表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の主要解析条件
 （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）（3 / 3）

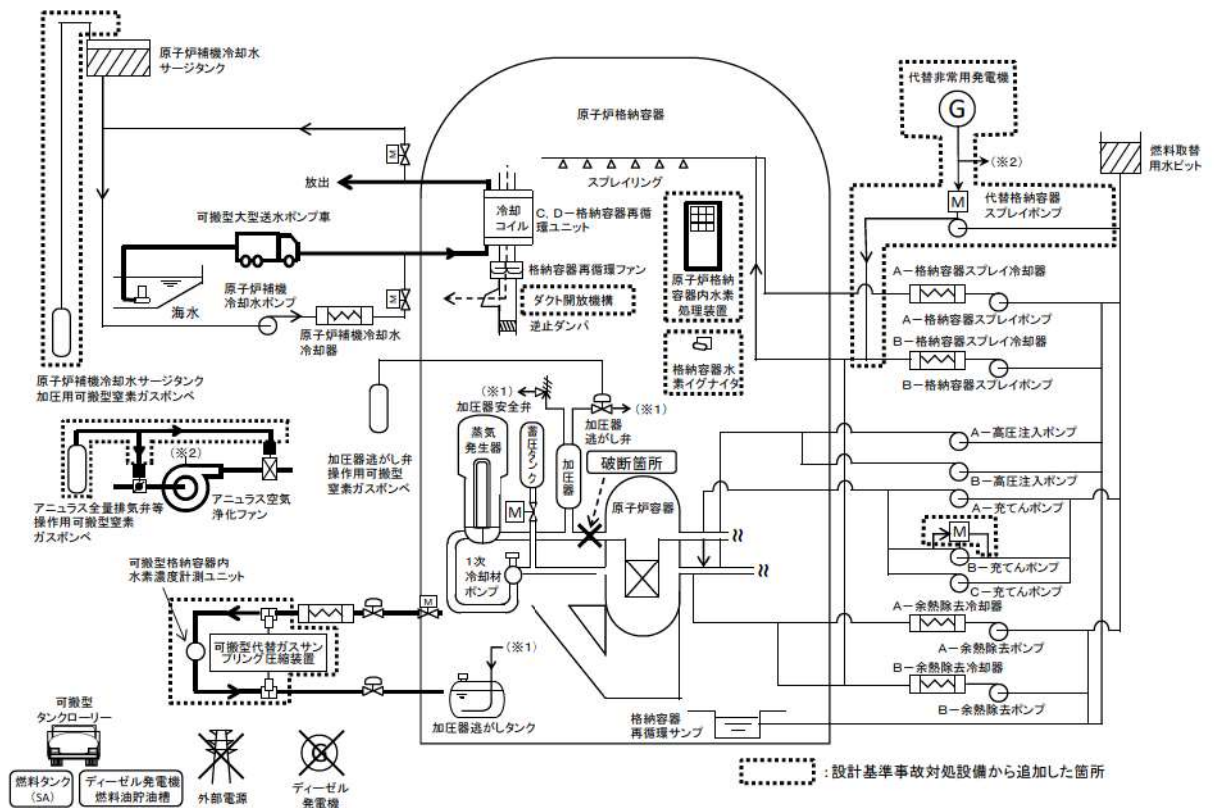
項 目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉トリップ信号	1 次冷却材ポンプ電源電圧低 （定格値の 65%） （応答時間 1.8 秒）	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低い値としてトリップ限界値を設定。 検出遅れ、信号発信遅れ時間等を考慮して応答時間を設定。
タービン動補助給水ポンプ	事象発生 60 秒後に注水開始 80m ³ /h （蒸気発生器 3 基合計）	タービン動補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプ定速達成時間に余裕を考慮して設定。 タービン動補助給水ポンプの設計値115m ³ /hから、ミニフロー流量35m ³ /hを除いた値により設定。
蓄圧タンク保持圧力	4.0MPa[gage] （最低保持圧力）	炉心への注水のタイミミングを遅くし、炉心損傷のタイミミングを早める観点から最低保持圧力を設定。
蓄圧タンク保有水量	29.0m ³ （1 基当たり） （最低保有水量）	炉心への注水量を少なくし、炉心損傷のタイミミングを早める観点から最低保有水量を設定。
代替格納容器スプレイポンプによるスプレイ流量	140m ³ /h	設計上期待できる値として設定。
格納容器再循環ユニット	2 基 1 基当たりの除熱特性 （100℃～約 155℃、 約 3.6MW～約 6.5MW）	粗フィルタがある場合の格納容器再循環ユニット除熱特性の設計値として設定。
原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素スイグナイタ	効果を期待せず	原子炉格納容器圧力の観点が厳しくなるように、原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素スイグナイタの効果については期待しない。
代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始	炉心溶融開始の 30 分後	運転員等操作時間を考慮して設定。
代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの停止	事象発生後の 24 時間後	格納容器内自然対流冷却の開始に伴い停止。
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	事象発生後の 24 時間後	運転員等操作時間を考慮して設定。

重大事故等対策に関連する機器条件

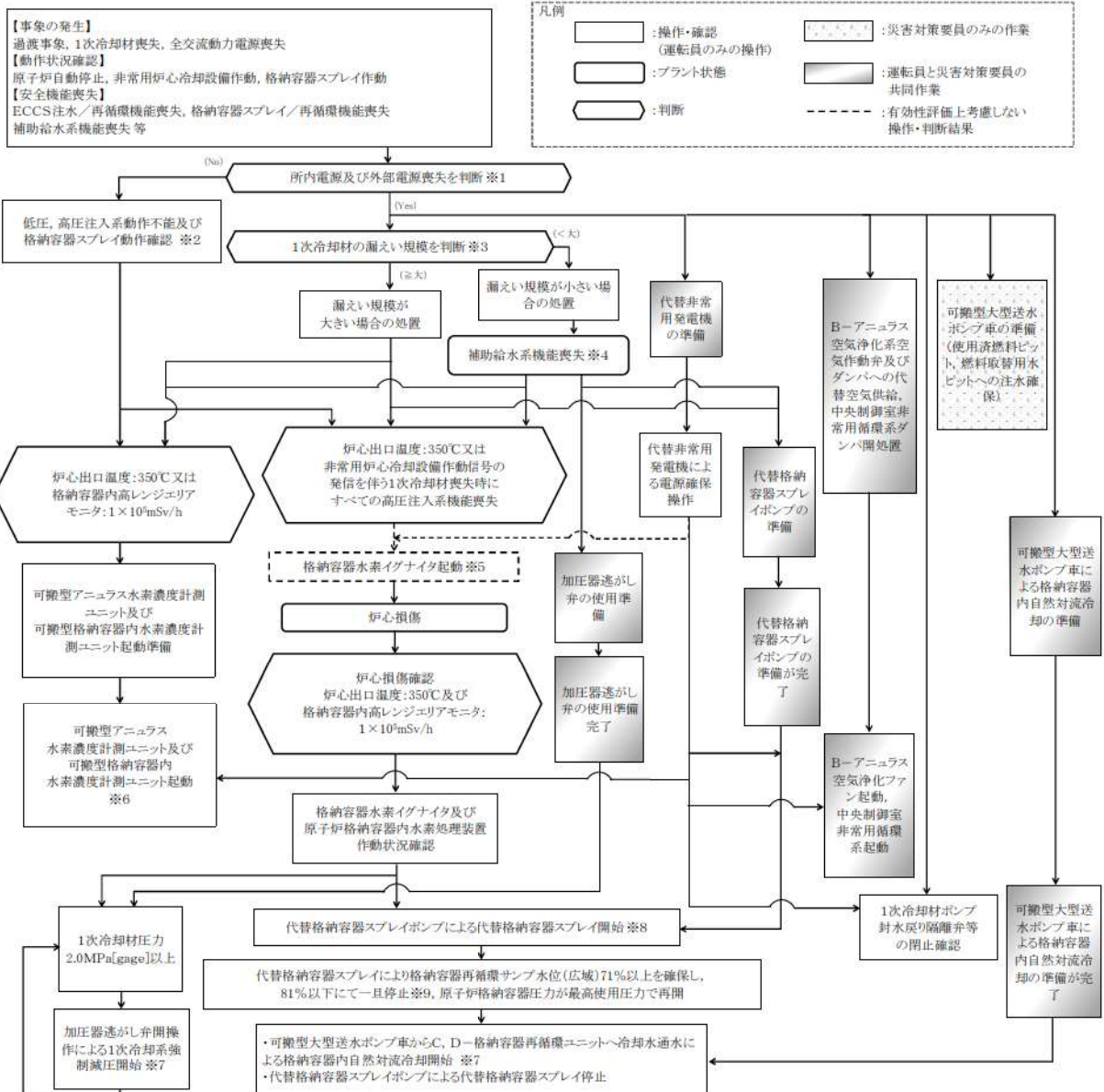
重大事故等対策に関連する操作条件



第 7.2.1.1.1 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（1 / 2）（代替格納容器スプレイ）



第 7.2.1.1.1 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（2 / 2）（格納容器内自然対流冷却）



- ※1 すべての非常用母線及び常用母線の電圧が「0V」を示した場合。
- ※2 水素燃焼事象においては格納容器スプレイ動作を考慮する。
- ※3 漏えい及び漏えい規模は以下で判断。
加圧器圧力及び水位, 原子炉格納容器圧力及び温度, 格納容器サンプ水位, 格納容器再循環サンプ水位, 格納容器内モニタ, 1次冷却材圧力
- ※4 補助給水系機能喪失は以下で確認。
・すべての補助給水流量指示の合計が80m³/h未満
- ※5 代替非常用発電機による電源回復後起動する。
- ※6 可搬型アナリス水素濃度計測ユニット及び可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットを起動し, アナリス及び原子炉格納容器内の水素濃度を確認する。
- ※7 準備が完了すれば, その段階で実施する。
- ※8 代替格納容器スプレイポンプの注水先の考え方としては, 炉心への注水をまず行うこととしているが, 短時間で炉心損傷に至る場合は原子炉格納容器にスプレイすることになる。
実際の操作では, 準備が完了し代替格納容器スプレイが可能となれば, その段階で実施する。
また, 代替格納容器スプレイは140m³/hを下回らない流量で注水する。
なお, 格納容器スプレイが動作している状態において, 燃料取替用水ピット水位指示が16.5%に到達及び格納容器再循環サンプ水位(広域)指示71%以上(再循環切替水位)になれば再循環切替を実施し, 以降, 原子炉格納容器内の除熱が継続的に行われていることを確認する。
- ※9 ただちにポンプを停止するのではなく, 原子炉格納容器圧力の状況を加味し, 決定する。

第 7. 2. 1. 1. 2 図 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)」の対応手順の概要

必要の要員と作業項目		経過時間(分)												備考			
作業項目	実施要員・必要員数				経過時間(分)												備考
	責任者	作業員	監視員	作業員	100	200	300	400	500	600	700	800	900	1000	1100	1200	
作業準備	中央監視室 監視員	1人	1人	1人	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	格納容器内積気圧アップ本点検(広域)指示は37.5%の範囲で、 代替格納容器フレイン作業者 による格納容器内積気圧アップ本点検 が必要。使用圧力は格納容器 容積スレイを考慮する。
	格納容器内積気圧アップ本点検	1人	1人	1人	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	
	代替格納容器フレイン作業者	1人	1人	1人	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	
	格納容器内積気圧アップ本点検	1人	1人	1人	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	
格納容器内積気圧アップ本点検	格納容器内積気圧アップ本点検	1人	1人	1人	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	代替格納容器フレイン作業者 による格納容器内積気圧アップ本点検 が必要。使用圧力は格納容器 容積スレイを考慮する。
	代替格納容器フレイン作業者	1人	1人	1人	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	
	格納容器内積気圧アップ本点検	1人	1人	1人	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	
	代替格納容器フレイン作業者	1人	1人	1人	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	
格納容器内積気圧アップ本点検	格納容器内積気圧アップ本点検	1人	1人	1人	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	代替格納容器フレイン作業者 による格納容器内積気圧アップ本点検 が必要。使用圧力は格納容器 容積スレイを考慮する。
	代替格納容器フレイン作業者	1人	1人	1人	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	
	格納容器内積気圧アップ本点検	1人	1人	1人	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	
	代替格納容器フレイン作業者	1人	1人	1人	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	
格納容器内積気圧アップ本点検	格納容器内積気圧アップ本点検	1人	1人	1人	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	代替格納容器フレイン作業者 による格納容器内積気圧アップ本点検 が必要。使用圧力は格納容器 容積スレイを考慮する。
	代替格納容器フレイン作業者	1人	1人	1人	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	
	格納容器内積気圧アップ本点検	1人	1人	1人	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	
	代替格納容器フレイン作業者	1人	1人	1人	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	
格納容器内積気圧アップ本点検	格納容器内積気圧アップ本点検	1人	1人	1人	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	代替格納容器フレイン作業者 による格納容器内積気圧アップ本点検 が必要。使用圧力は格納容器 容積スレイを考慮する。
	代替格納容器フレイン作業者	1人	1人	1人	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	
	格納容器内積気圧アップ本点検	1人	1人	1人	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	
	代替格納容器フレイン作業者	1人	1人	1人	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	

第 7.2.1.1.3 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 (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) (1/2)

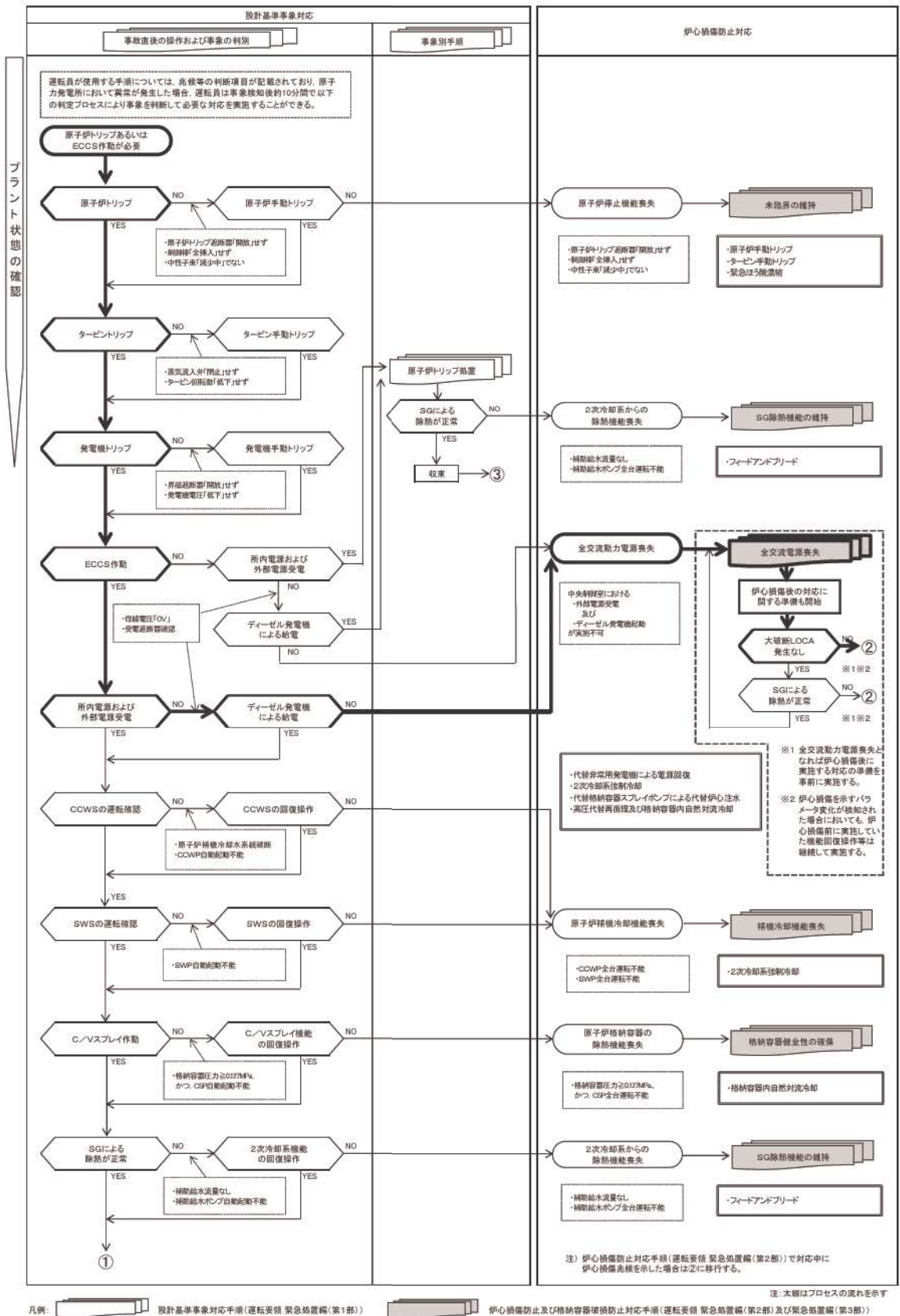
作業項目	必要必要員上作業項目				経路時間(時間)												備考
	責任者	副任者	通訳連絡等	運転員(中央制御室)	2h	4h	6h	8h	10h	12h	14h	16h	18h	20h	22h	24h	
燃料取扱用ホットへの燃料供給(海水)	作業内容	作業内容															
	必要人数・合計	1A, A, B	1A, B, C	1A, B, C	1A, B, C	1A, B, C	1A, B, C	1A, B, C	1A, B, C	1A, B, C	1A, B, C	1A, B, C	1A, B, C	1A, B, C	1A, B, C	1A, B, C	
燃料供給用ホットへの燃料供給(海水)	必要人数・合計	1A, A, B	1A, B, C	1A, B, C	1A, B, C	1A, B, C	1A, B, C	1A, B, C	1A, B, C	1A, B, C	1A, B, C	1A, B, C	1A, B, C	1A, B, C	1A, B, C		
	必要人数・合計	1A, A, B	1A, B, C	1A, B, C	1A, B, C	1A, B, C	1A, B, C	1A, B, C	1A, B, C	1A, B, C	1A, B, C	1A, B, C	1A, B, C	1A, B, C	1A, B, C		
燃料供給用ホットへの燃料供給(海水)	必要人数・合計	1A, A, B	1A, B, C	1A, B, C	1A, B, C	1A, B, C	1A, B, C	1A, B, C	1A, B, C	1A, B, C	1A, B, C	1A, B, C	1A, B, C	1A, B, C	1A, B, C		
	必要人数・合計	1A, A, B	1A, B, C	1A, B, C	1A, B, C	1A, B, C	1A, B, C	1A, B, C	1A, B, C	1A, B, C	1A, B, C	1A, B, C	1A, B, C	1A, B, C	1A, B, C		

※1.燃料取扱用ホットへの燃料供給(海水)の燃料供給用ホットへの注水(海水)の注水(海水)の手順。
 ※2.燃料取扱用ホットへの燃料供給(海水)の燃料供給用ホットへの注水(海水)の手順は共通の手順。

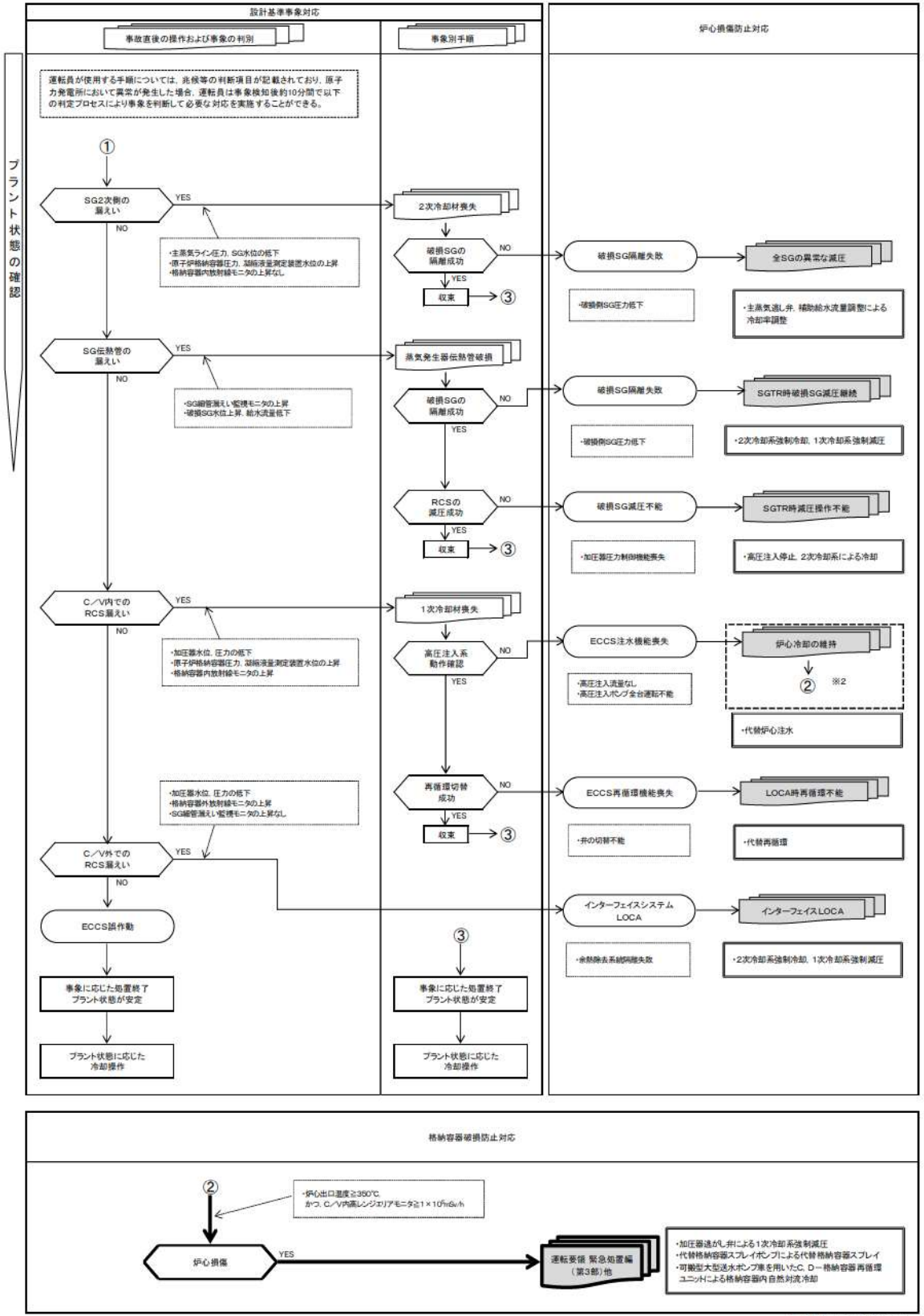
1. 1は燃料取扱用ホットへの燃料供給(海水)の燃料供給用ホットへの注水(海水)の手順は共通の手順。

必要人数・合計	9人
1A	3人
A~D	6人
必要人数・合計	9人
1A	3人
A~D	6人
必要人数・合計	9人
1A	3人
A~D	6人
必要人数・合計	9人
1A	3人
A~D	6人

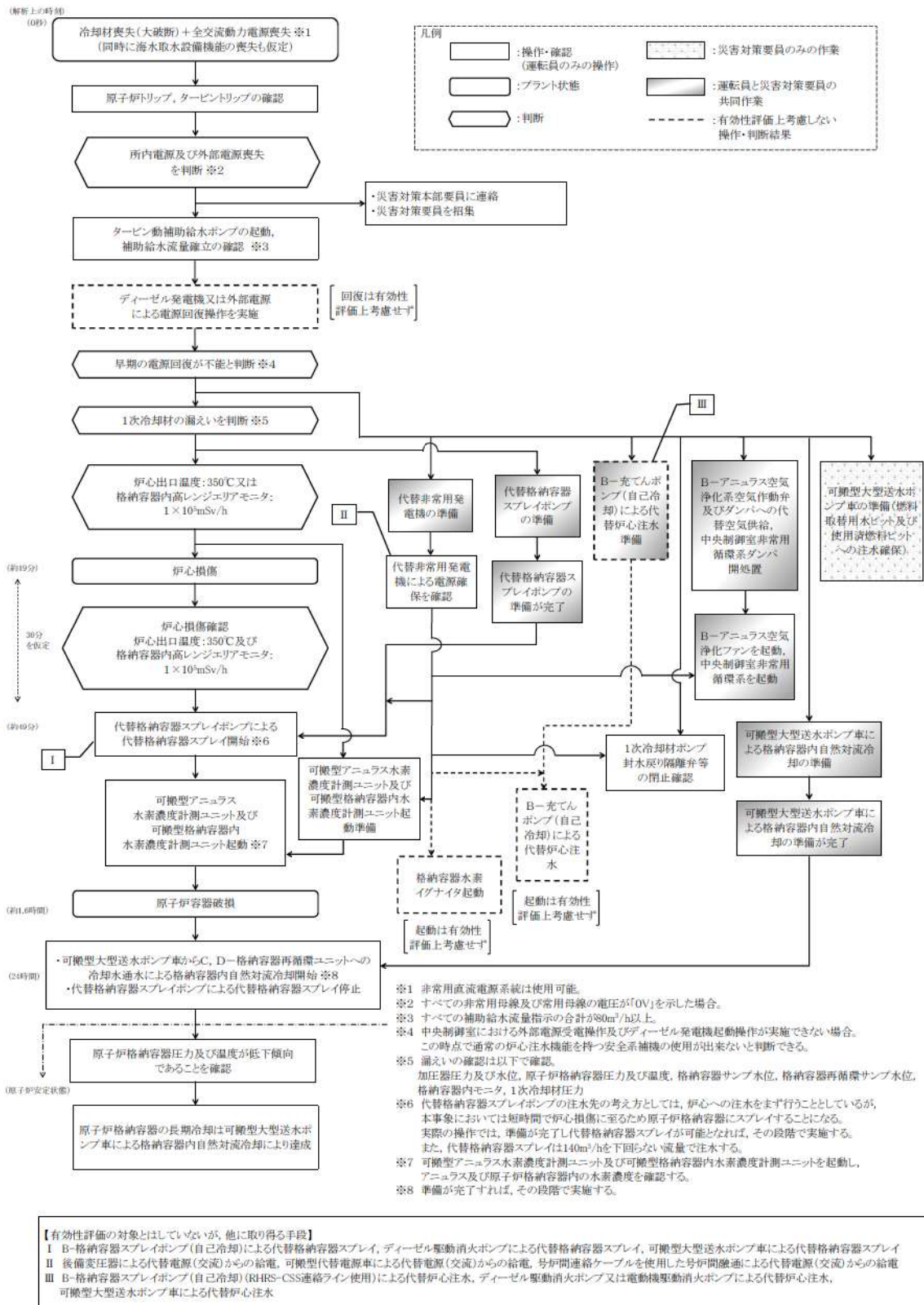
第7.2.1.1.3 図 「零圧気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」の作業と所要時間
 (大破断 LOCA 時に低圧注入機能, 高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故) (2/2)



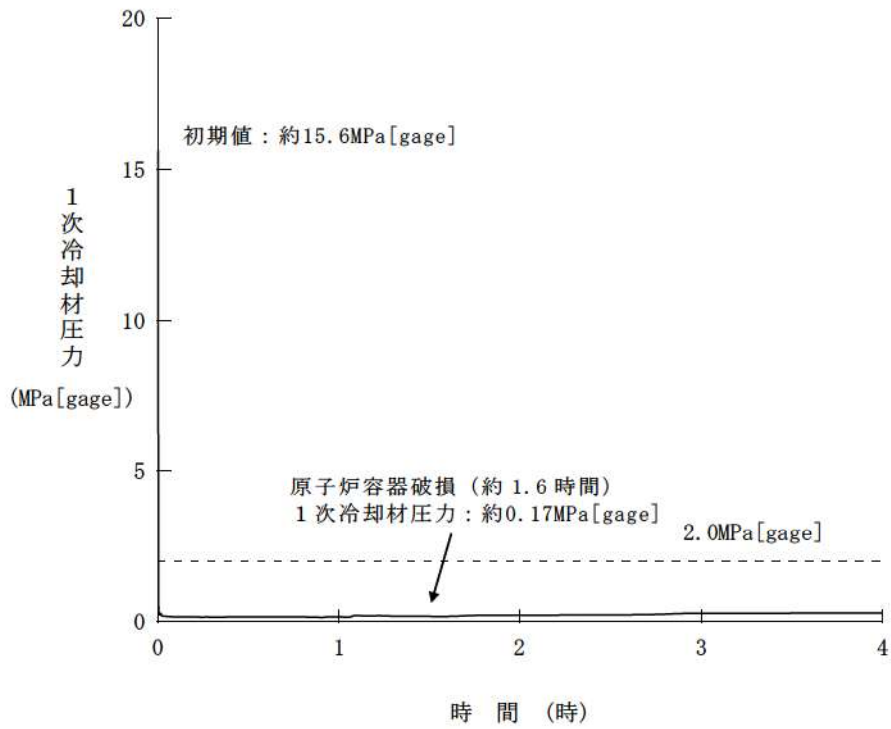
第 7.2.1.1.4 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）の事象進展（判定プロセス）（大破断LOCA時に低圧注入機能，高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）（1/2）



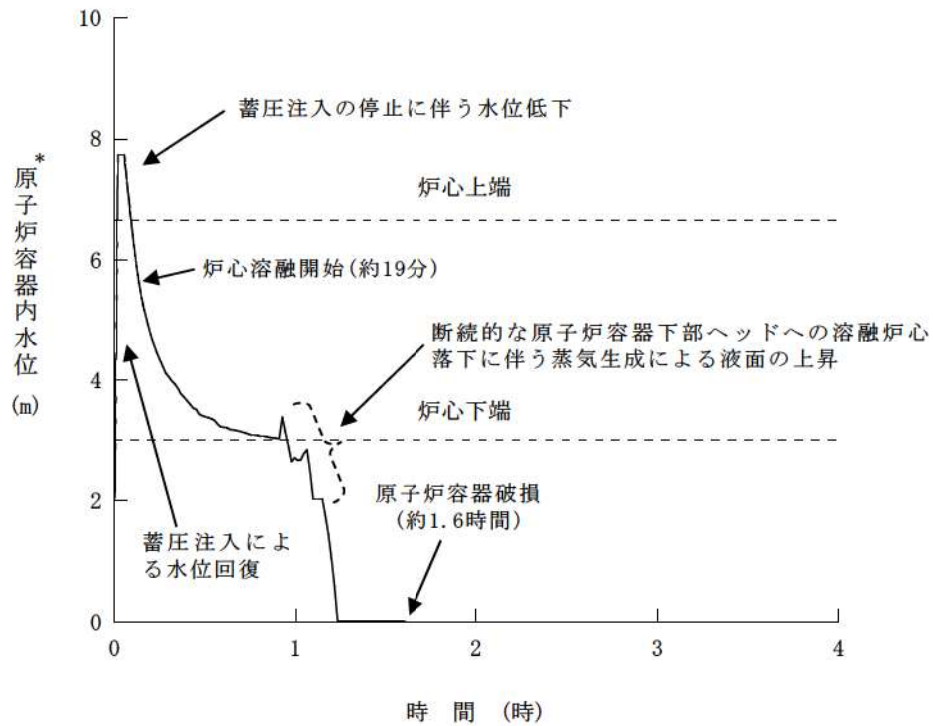
第7.2.1.1.4 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の事象進展（判定プロセス）（大破断 LOCA 時に低圧注入機能，高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）（2 / 2）



第 7.2.1.1.5 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」の事象進展(対応手順の概要)(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)

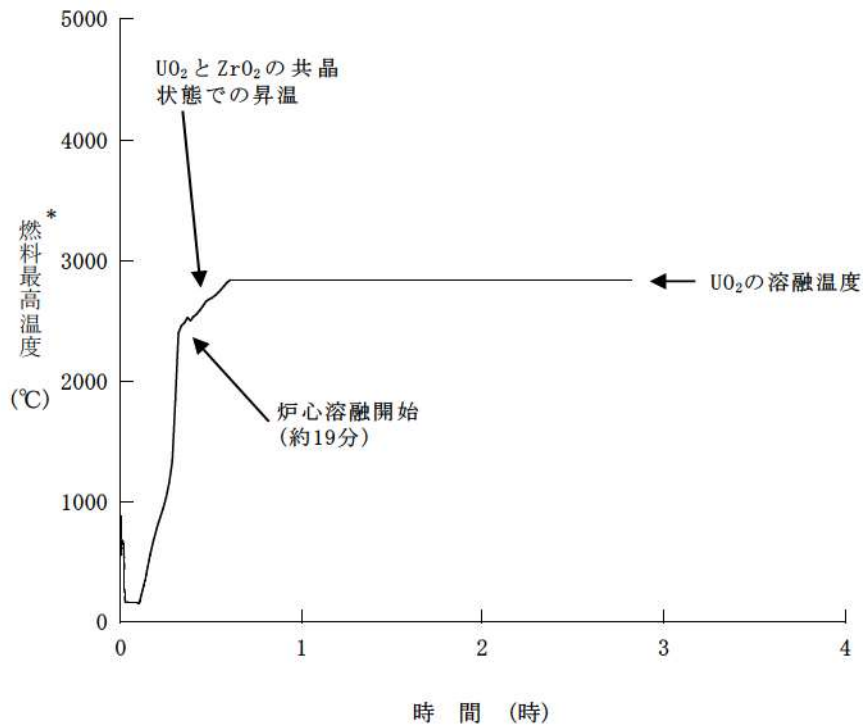


第 7.2.1.1.6 図 1次冷却材圧力の推移



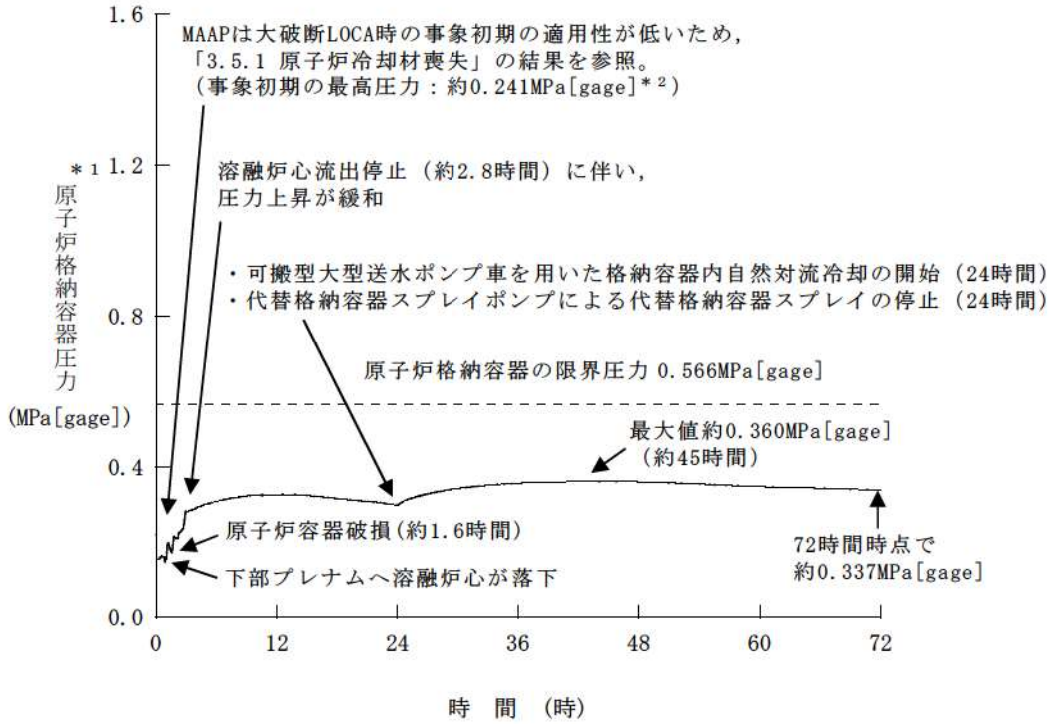
* : 1次冷却材低温側配管下端を上限とした気泡水位を表示

第 7. 2. 1. 1. 7 図 原子炉容器内水位の推移



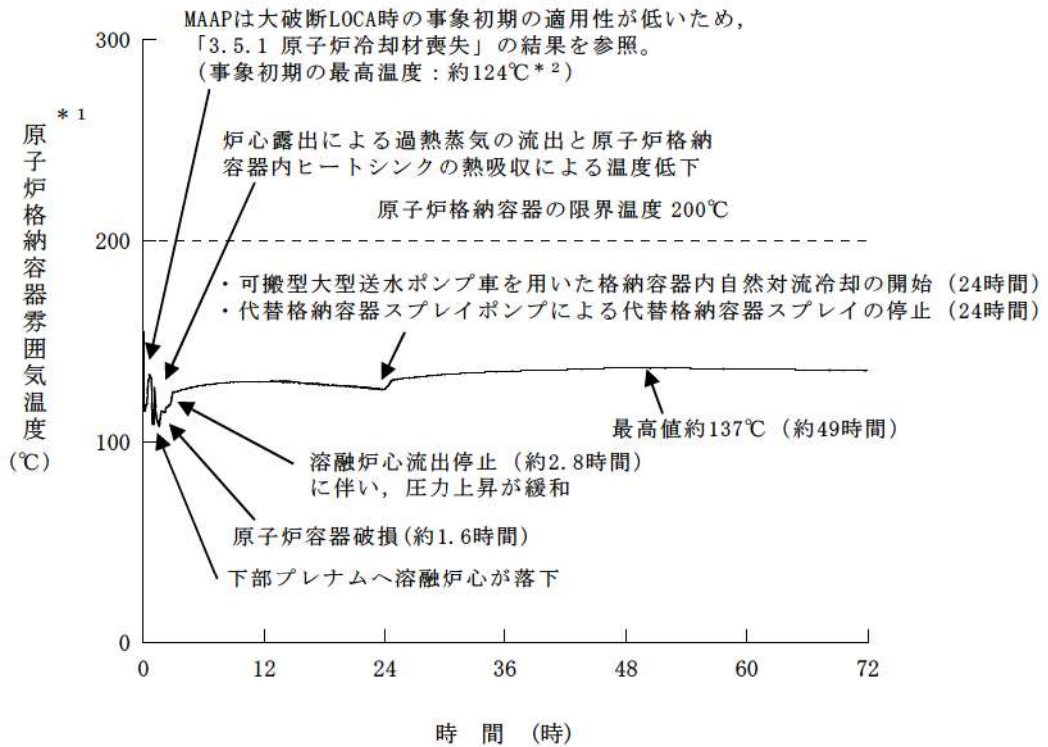
* : 炉心ノードにおける最高の燃料温度

第 7. 2. 1. 1. 8 図 燃料最高温度の推移



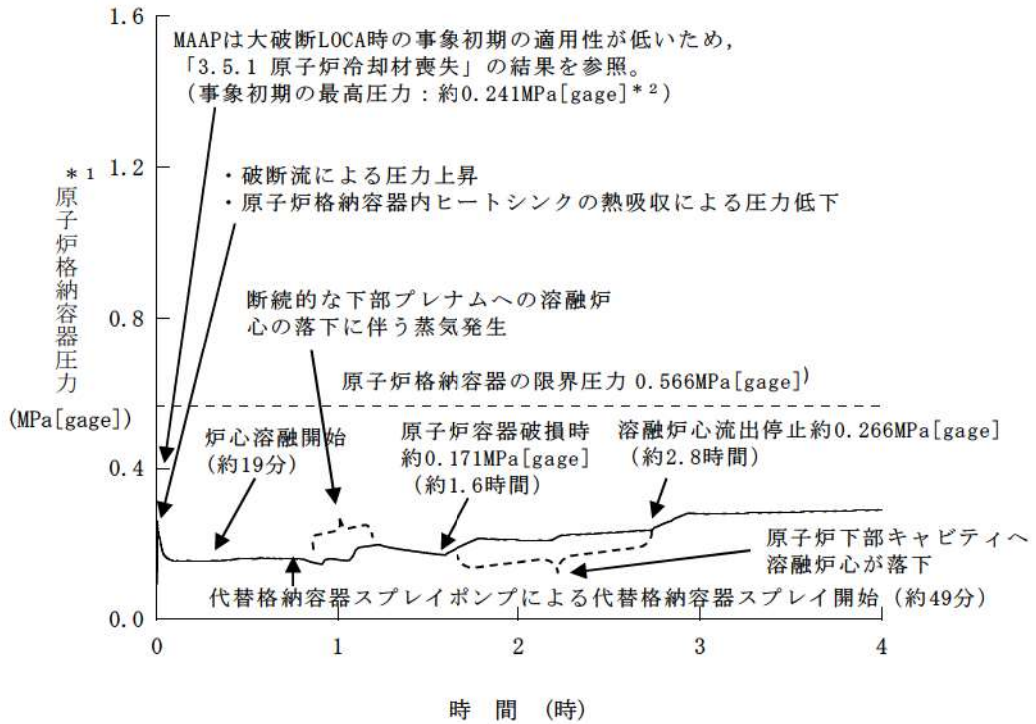
* 1 : 原子炉格納容器圧力の推移はMAAPによる解析結果を示している
 * 2 : 「3.5.1 原子炉冷却材喪失」の結果

第 7.2.1.1.9 図 原子炉格納容器圧力の推移



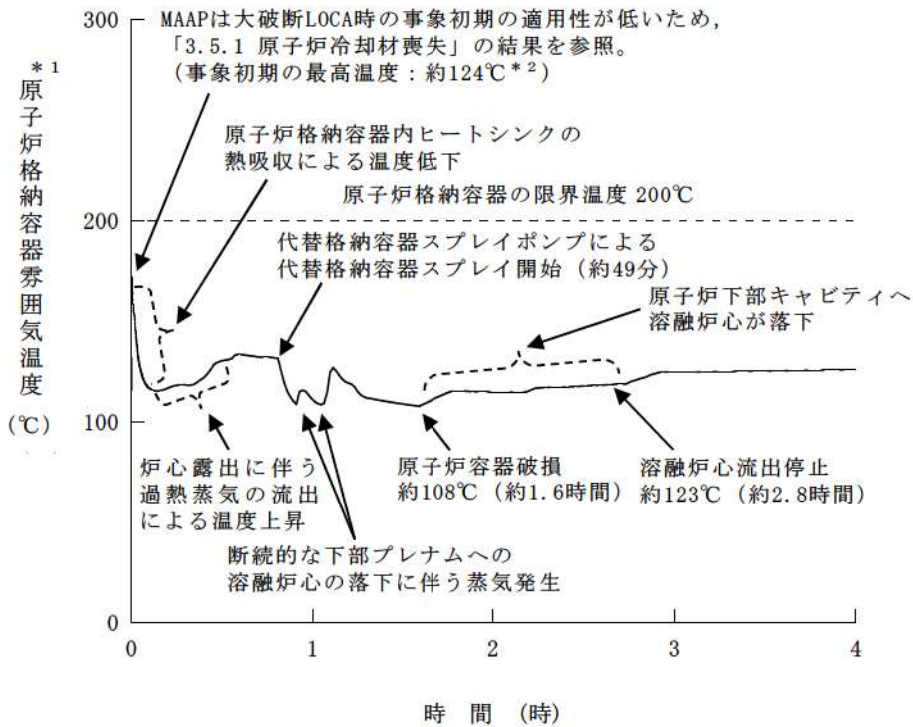
* 1 : 原子炉格納容器雰囲気温度の推移はMAAPによる解析結果を示している
 * 2 : 「3.5.1 原子炉冷却材喪失」の結果

第 7.2.1.1.10 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移



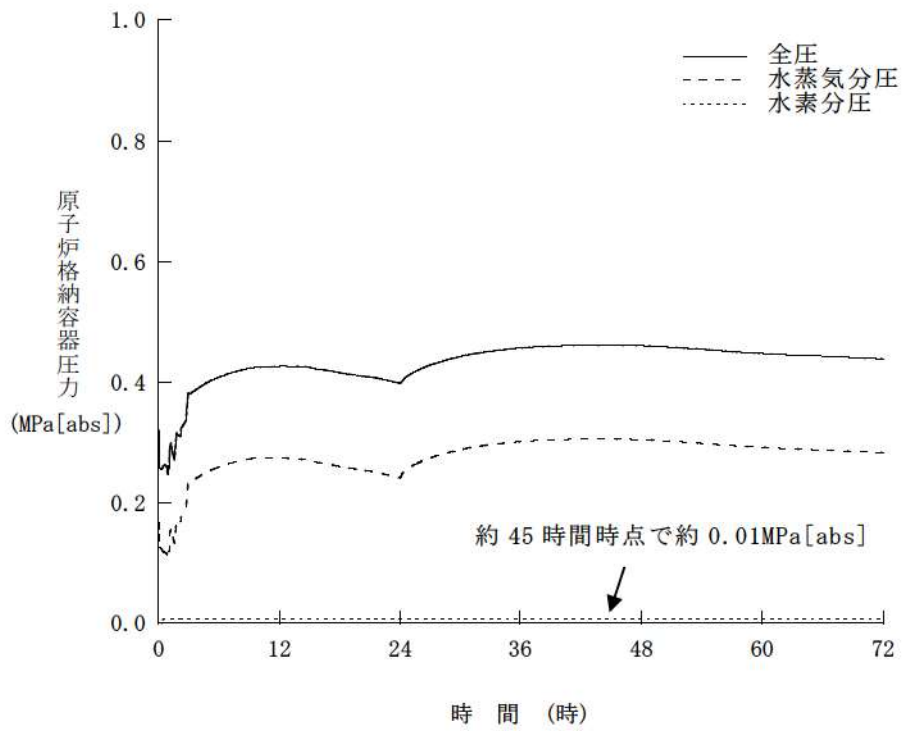
* 1 : 原子炉格納容器圧力の推移はMAAPによる解析結果を示している
* 2 : 「3.5.1 原子炉冷却材喪失」の結果

第7.2.1.1.11 図 原子炉格納容器圧力の推移（～4時間）

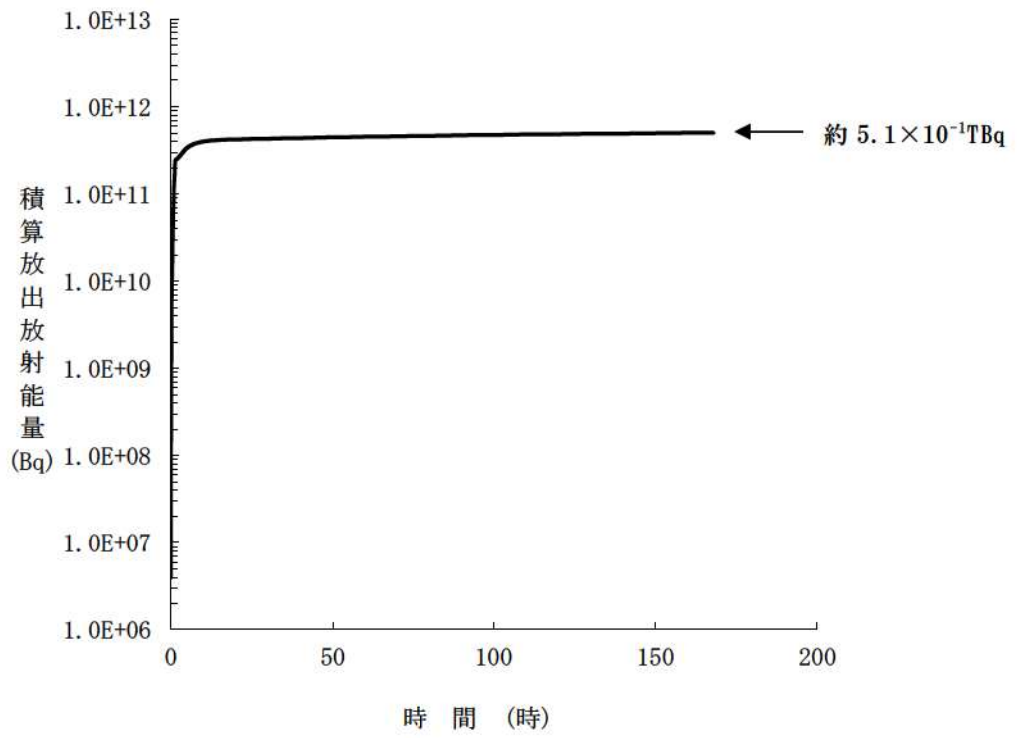


* 1 : 原子炉格納容器雰囲気温度の推移はMAAPによる解析結果を示している
* 2 : 「3.5.1 原子炉冷却材喪失」の結果

第7.2.1.1.12 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移（～4時間）

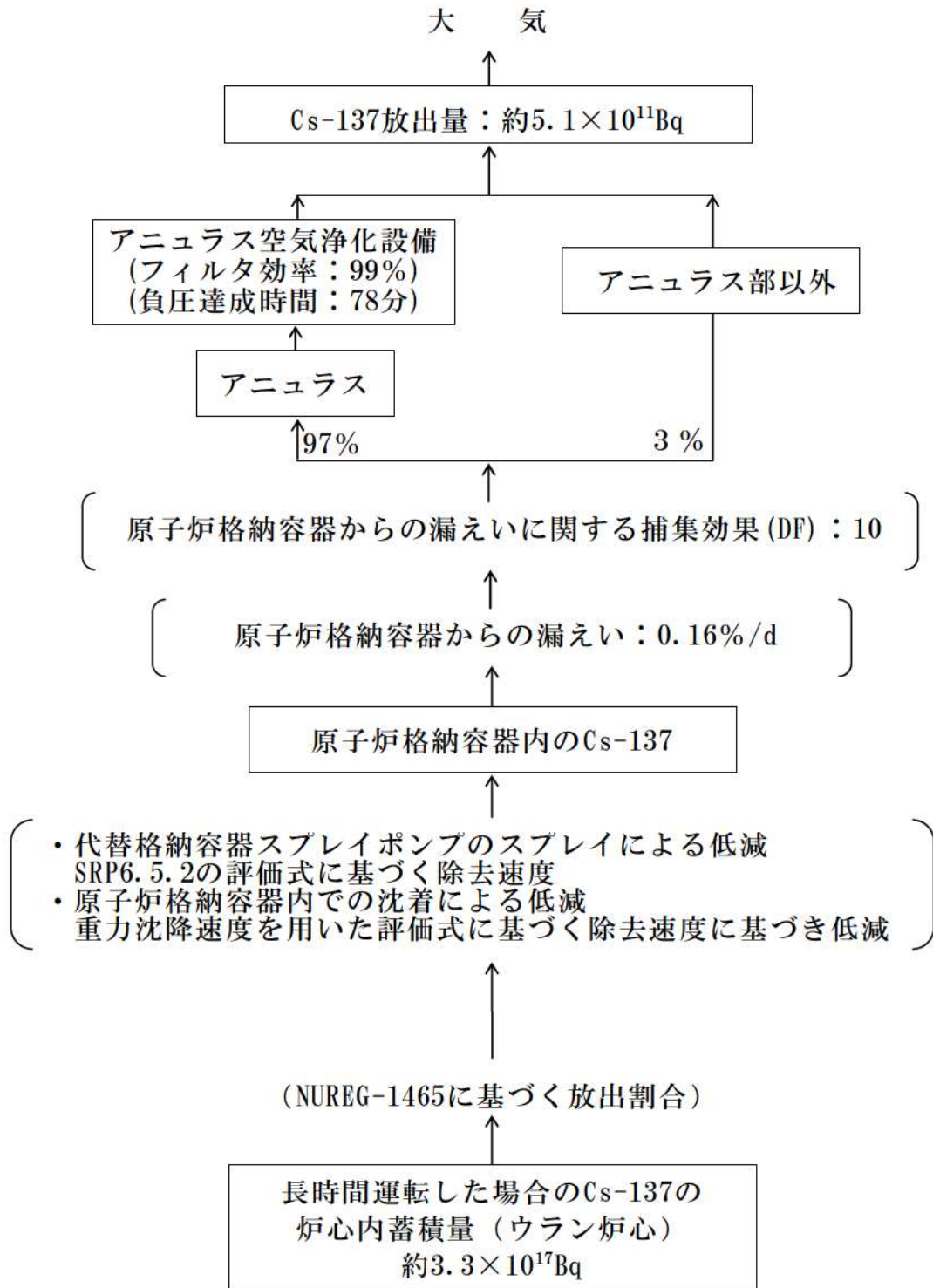


第 7.2.1.1.13 図 原子炉格納容器圧力に占める水蒸気及び水素の分圧 (絶対圧) の推移



第 7. 2. 1. 1. 14 図 Cs-137 積算放出放射能量の推移

単位：Bq (GROSS値)



第7.2.1.1.15図 Cs-137の大気放出過程