

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉

復水補給系を用いた代替循環冷却の
成立性について

平成27年5月

東京電力株式会社

1. 代替循環冷却による原子炉格納容器除熱機能の確保について

代替循環冷却は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」の第50条（原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備）のうち、①原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備であり、②格納容器ベントを実施する場合においても、ベント時間を遅延させることが可能な設備である。さらに「viii）格納容器圧力逃がし装置は、長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない場所に接続されていること。」に対し、③ウェットウェルベントの長期的な継続性をより確実にするための対策となる。

重大事故等においては、サプレッション・プールを水源とした残留熱除去系が使用できないため、外部水源からの炉心冷却及び格納容器スプレイを継続し、サプレッション・プール水位がウェットウェルベントラインに到達するまでに格納容器スプレイを停止し、格納容器ベント操作を実施し、フィード・アンド・ブリード冷却を継続することとなる。

上記に対し、重大事故等において、サプレッション・プールを水源とし、格納容器除熱機能を有する代替循環冷却を用いることにより、以下について可能となる。

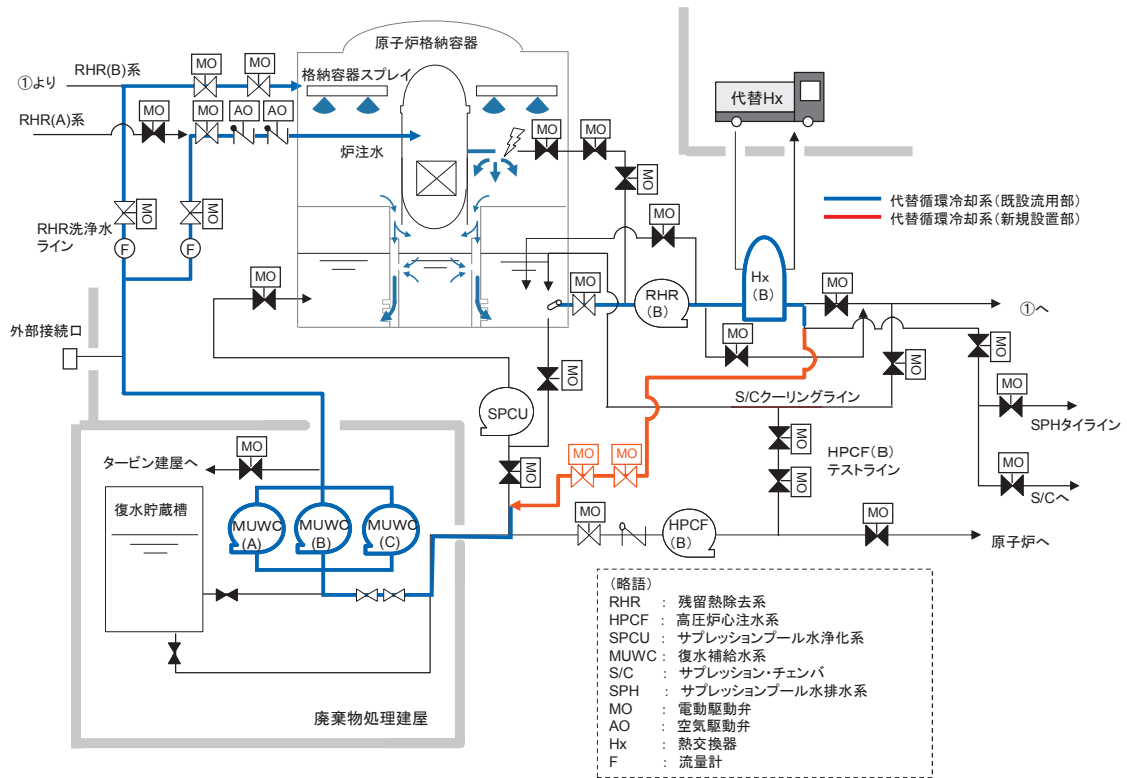
- ① 代替循環冷却の格納容器除熱機能により、格納容器圧力の上昇を抑制でき、かつ、サプレッション・プールが水源であり、その水位上昇を抑制できることから、有効性評価の範囲においてはベント回避が可能となる
- ② 格納容器ベントを実施する場合においても、格納容器除熱機能により格納容器圧力の上昇を低減でき、ベント時間を遅延させることができる
- ③ ベント後もサプレッション・チェンバ水位の上昇は抑制され、スクラビング効果が継続的に得られることから、ウェットウェルベントの継続性がより確実なものとなる。また、格納容器圧力逃がし装置が使用できない場合においても、耐圧強化ベント系及び代替循環冷却を用いることにより、ウェットウェルベントの信頼性が向上する

2. 代替循環冷却の設備概要について

(1) 系統構成

代替循環冷却系の系統概要は以下のとおりである。

- ・本系統は、サブプレッション・プール水を水源とし、復水移送ポンプによる原子炉および格納容器の循環冷却を行うことができる系統である。
- ・系統水は、サブプレッション・プールから、残留熱除去系の配管および熱交換器を通り、高圧炉心注水系の配管を経て、復水移送ポンプに供給される。復水移送ポンプにより昇圧された系統水は、復水補給水系配管、残留熱除去系配管を通り、原子炉への注水および格納容器スプレイに使用される。
- ・原子炉および格納容器内に注水された系統水は、原子炉本体や格納容器内配管の破断口等から、ダイヤフラムフロア、ペDESTALを経て、連通孔からサブプレッション・プールに流出することにより、循環冷却ラインを形成する。
- ・なお、重大事故等における想定として、非常用炉心冷却系等の設計基準事故対処設備に属する動的機器は、機能を喪失していることが前提条件となっていることから、本系統は、全交流動力電源喪失した場合でも、発電所構内の高台に配備した代替交流電源設備からの給電が可能な設計としている。
- ・前述の通り、本系統はサブプレッション・プールを水源として、再び原子炉注水及び格納容器スプレイとして使用する系統であるが、重大事故時におけるサブプレッション・プール水の温度は約 100℃を超える状況が想定され、高温水を用いて原子炉圧力容器又は原子炉格納容器へ注水を行った場合、格納容器に対して更なる過圧の要因となり得る。このため、代替循環冷却を行うには、代替原子炉補機冷却系からの冷却水の供給により、残留熱除去系熱交換器を介した冷却機能を確保する。
- ・代替循環冷却機能を確保する際に使用する系統からの核分裂生成物の放出を防止するため、代替循環冷却による循環ラインは閉ループにて構成する。



*上図は大 LOCA を想定しているため原子炉へ注水した水は破断口から溢れ出しサプレッション・プールに落ちる。LOCA 以外の場合は逃がし安全弁の排気管を通してサプレッション・プールに落ちることになる。

図 2-1 代替循環冷却の設備概要 (7号炉の例)

(2) 循環流量の確保について

代替循環冷却系の必要容量は、後述の「3. 代替循環冷却の運用及び有効性について」で有効性が確認できている循環流量 190m³/h（原子炉注水：90m³/h、格納容器スプレー：100m³/h）以上とする。よって、代替循環冷却系が循環流量 190m³/h 以上を確保可能であることを示す。評価にあたっては「①ポンプの NPSH (Net Positive Suction Head) 評価」で MUWC ポンプの必要 NPSH が系統圧力損失を考慮した有効 NPSH を満足することを確認する。次に、「②循環流量評価」で系統圧力損失を考慮して、循環流量 190m³/h が確保可能であることを確認する。また、代替循環冷却系運転時の系統閉塞による性能低下を防止するために「③系統の閉塞防止対策」で閉塞防止対策を示す。

① ポンプの NPSH 評価

ポンプがキャビテーションを起こさず正常に動作するためには、流体圧力や吸込配管圧力損失等により求められる「有効 NPSH」が、ポンプの「必要 NPSH」と同等かそれ以上であること(有効 NPSH ≥ 必要 NPSH)を満足する必要がある、有効 NPSH と必要 NPSH を比較する NPSH 評価により確認を行う。ここでは、代替循環冷却系において MUWC ポンプが正常に動作することを NPSH 評価により確認する。本評価では、図 2-1 の系統構成を想定し、サブプレッション・チェンバ圧力、サブプレッション・プール水位と MUWC ポンプ軸レベル間の水頭差、吸込配管圧力損失（残留熱除去系ストレーナ、残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系熱交換器の圧力損失を含む）により求められる有効 NPSH と、MUWC ポンプの必要 NPSH を比較することで評価する。

代替循環冷却系においては、サブプレッション・チェンバ圧力が変動することが想定され、これに伴い有効 NPSH が変動することとなるため、ここでは、有効 NPSH を満足できるサブプレッション・チェンバ圧力の下限を示す。評価条件を図 2-2、表 2-1 に示す。

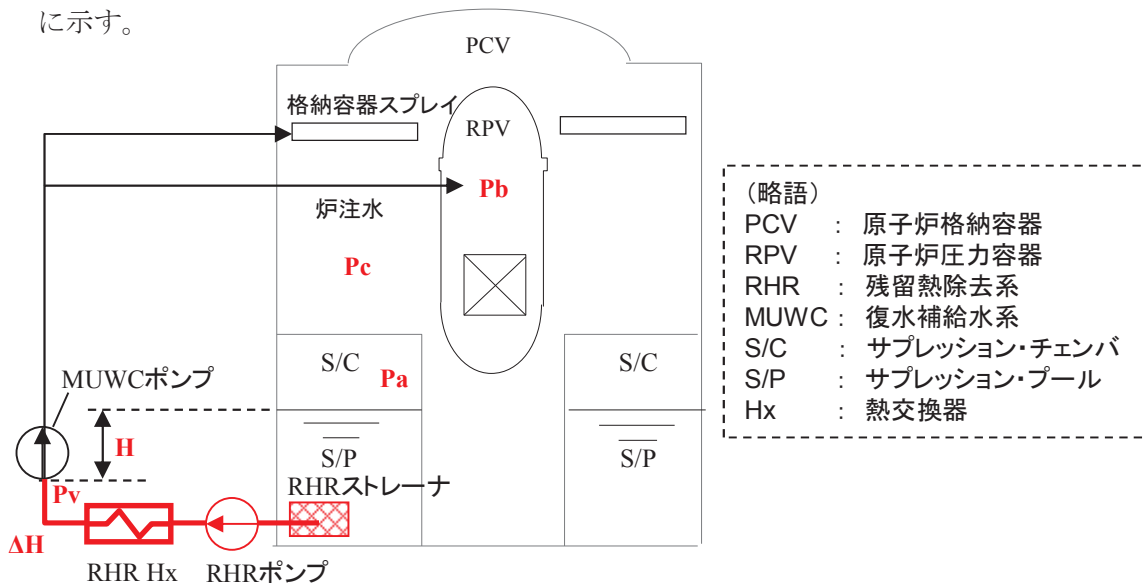


図 2-2 NPSH 評価条件図

表 2-1 NPSH 評価条件

項目		6号炉	7号炉	設定根拠
Pa	S/C 圧力	—	—	— (本評価では、NPSH 評価を成立させる S/C 圧力の下限を求めるものである)
Pv	MUWC ポンプ入口温度での飽和蒸気圧 (水頭換算値)	—	—	S/C 限界圧力 0.62MPa に対する S/P 水飽和温度 166℃を想定した場合の、代替循環冷却系統運転時の冷却を考慮した MUWC ポンプ入口温度 (□℃と設定*)での飽和蒸気圧とする
H	S/P 水位と MUWC ポンプ軸レベル間の水頭差			S/P 水位は通常最低水位 (T. M. S. L. -1200)とし、MUWC ポンプ軸レベルは T. M. S. L. □とする。
ΔH	吸込配管圧損			□m ³ /h (本系統循環流量 190m ³ /h に余裕を見込んだ値)時の RHR ストレーナ～MUWC ポンプ入口までの配管の圧損
	RHR ストレーナ圧損			工認記載値に、RHR 定格流量 954m ³ /h と □m ³ /h (本系統循環流量 190m ³ /h に余裕を見込んだ値)の二乗比を掛けて算出した圧損約 □m に余裕を見込み □m とする
	RHR ポンプ圧損			RHR ポンプの構造を模擬して算出した圧損に余裕を見込み □m とする
	RHR 熱交換器圧損	RHR ポンプ定格流量時の許容圧損値に RHR 定格流量 954m ³ /h と □m ³ /h (本系統循環流量 190m ³ /h に余裕を見込んだ値)の二乗比を掛けて算出した値		
—	MUWC ポンプの必要 NPSH			ポンプ定格流量時の必要 NPSH

(略語) T. M. S. L. : 東京湾平均海面

※代替原子炉補機冷却系により残留熱除去系熱交換器を介して除熱 (約 24MW) した場合の、MUWC ポンプ入口温度評価結果に余裕を見た値としている。なお、MUWC ポンプ入口温度評価にあたっては 6号炉を代表とし、循環流量は代替循環冷却系必要流量 (190m³/h) に余裕を考慮した □m³/h として保守的に評価している。

表 2-1 の条件を元に、(有効 NPSH) \geq (必要 NPSH) の式より、有効 NPSH を満足できるサプレッション・チェンバ圧力の下限を求める。

【6 号炉】

$$(\text{有効 NPSH}) = P_a - P_v + H - \Delta H \geq (\text{必要 NPSH})$$

$$P_a \geq \boxed{} \text{ MPa [gage]}$$

以上の評価結果より、6 号炉ではサプレッション・チェンバ圧力が「 $\boxed{}$ MPa [gage] 以上」の条件において有効 NPSH を満足できることを確認した。

【7 号炉】

$$(\text{有効 NPSH}) = P_a - P_v + H - \Delta H \geq (\text{必要 NPSH})$$

$$P_a \geq \boxed{} \text{ MPa [gage]}$$

以上の評価結果より、7 号炉ではサプレッション・チェンバ圧力が「 $\boxed{}$ MPa [gage] 以上」の条件において有効 NPSH を満足できることを確認した。

上記の結果を踏まえ、サプレッション・チェンバ圧力が 6 号炉では $\boxed{}$ MPa 以上、7 号炉では $\boxed{}$ MPa 以上の状態であれば MUWC ポンプの必要 NPSH を満足することから、重大事故時において代替循環冷却は成立する。

<代替循環冷却の運転成立条件を拡張する方法について>

上記の評価結果にもある通り、代替循環冷却系の運転を長期継続し、事故後サプレッション・チェンバ圧力が低下し、6 号炉では $\boxed{}$ MPa 以下、7 号炉では $\boxed{}$ MPa 以下程度になると MUWC ポンプの必要 NPSH が満足できなくなる。しかしながら上記評価は、代替循環冷却系起動初期の系統温度、系統必要流量における評価結果であり、事故後長期の条件と比べ、系統温度、流量上は保守的な評価である。これら系統の温度や流量について、事故後長期を想定すると成立条件は緩和されるとともに、運転操作によって調整することも可能なパラメータでもあるため、不必要なポンプの起動停止を繰り返さないためにも、代替循環冷却系の成立条件を極力逸脱しないように運転操作を行う。

運転操作における具体的な調整パラメータを次に示す。NPSH 評価の式から、「 $P_a \geq P_v - H + \Delta H + (\text{必要 NPSH})$ 」となることから、「 $P_v - H + \Delta H + (\text{必要 NPSH})$ 」の項が小さくなると、それに伴い P_a (サプレッション・チェンバ圧力) も小さくなる。つまり、 P_v (復水移送ポンプ入口温度での飽和蒸気圧) が低下すること、 ΔH (圧力損失) が低下することにより、代替循環冷却系成立に必要なサプレッション・チェンバ圧力 P_a の下限値は低下するため、より運転範囲が広がる。

したがって、次の観点から、運転パラメータ監視、運転操作を行うことで、ポンプの起動停止操作を極力繰り返すことのない、長期的な運転が可能である。

1) 復水移送ポンプ入口温度での飽和蒸気圧 (P_v) の低下

継続的な冷却によりサブプレッション・プール水温度が低下する。これに伴い、復水移送ポンプ入口温度での飽和蒸気圧が低下し、サブプレッション・チェンバ圧力の下限值は低下することとなる。また、事故後の崩壊熱減少に伴い代替循環冷却系統流量を低下させることも可能であり、それによって復水移送ポンプ入口温度を低下させることも可能である。従って、系統温度を監視し、系統流量調整を行うことで、代替循環冷却系統の成立条件を極力逸脱しないような運転操作が可能となる。

2) 圧力損失 (ΔH) の低下

継続的な冷却により格納容器圧力・温度が低下するため、格納容器スプレイ流量を絞ることが可能となる。流量を絞った場合、圧力損失が低下し、サブプレッション・チェンバ圧力の下限值が低下することとなる。従って、格納容器圧力・温度を監視し、格納容器圧力・温度の時間変化に合わせて格納容器スプレイの流量調整弁により流量を調整することで、代替循環冷却系統の成立条件を極力逸脱しないような運転操作が可能となる。

加えて、継続的な冷却により崩壊熱量は低下することから、格納容器圧力・温度を監視した上で代替原子炉補機冷却系の流量を調整することにより、サブプレッション・チェンバ圧力の低下を抑えることも可能であり、この操作を行うことで代替循環冷却系統の成立条件を極力逸脱しないような運転操作が可能となる。

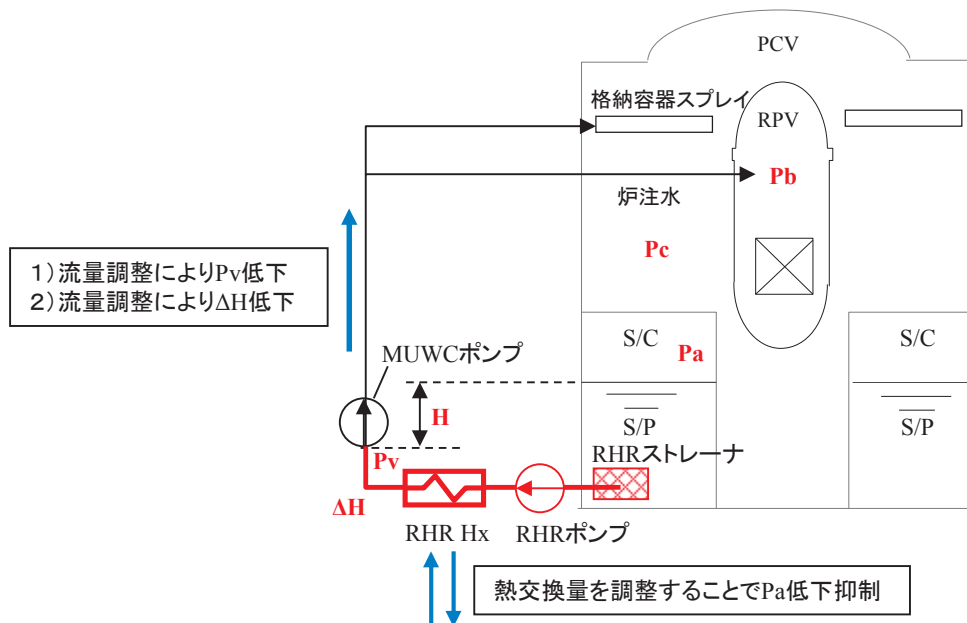


図 2 - 3 運転成立条件の拡張

代替循環冷却系の運転が長期的に継続可能なことの例として、事故後長期の状態を想定した場合の「NPSH 評価の結果（サブプレッション・チェンバ圧力の下限）」及び「代替循環冷却を 30 日間運転継続した場合の評価結果例」を示す。

<NSPH 評価>

事故後長期の状態を想定した場合の NPSH 評価を行い、サブプレッション・チェンバ圧力の下限を示す。条件を図 2-2、表 2-2 に示す。なお、代表として 6 号炉における結果を示す。

表 2-2 NPSH 評価条件（事故後長期を想定したケース）

項目		6 号炉	設定根拠
Pa	S/C 圧力	—	— (本評価では、NPSH 評価を成立させる S/C 圧力の下限を求めるものである)
Pv	MUWC ポンプ入口温度での飽和蒸気圧（水頭換算値）		S/P 水温度 130℃ ^{*1} を想定した場合の、代替循環冷却系運転時の冷却を考慮した MUWC ポンプ入口温度 (□℃ と設定 ^{*2}) での飽和蒸気圧とする
H	S/P 水位と MUWC ポンプ軸レベル間の水頭差		S/P 水位は T.M.S.L. 0 ^{*1} とし、MUWC ポンプ軸レベルは T.M.S.L. □ とする。
ΔH	吸込配管圧損		本系統循環流量 190m ³ /h 時の RHR ストレーナ～MUWC ポンプ入口までの配管の圧損
	RHR ストレーナ圧損		工認記載値に、RHR 定格流量 954m ³ /h と本系統循環流量 190m ³ /h の二乗比を掛けて算出した圧損
	RHR ポンプ圧損		RHR ポンプの構造を模擬して算出した圧損に余裕を見込み □m とする
	RHR 熱交換器圧損	RHR ポンプ定格流量時の許容圧損値に RHR 定格流量 954m ³ /h と本系統循環流量 190m ³ /h の二乗比を掛けて算出した値	
—	MUWC ポンプの必要 NPSH		ポンプ定格流量時の必要 NPSH

※1 後述の「3. 代替循環冷却の運用及び有効性について」における事故後 7 日後を想定

※2 代替原子炉補機冷却系により残留熱除去系熱交換器を介して除熱した場合の、MUWC ポンプ入口温度評価結果に余裕を見た値としている。なお、MUWC ポンプ入口温度評価にあたっては、代替循環冷却系必要流量 190m³/h を用いて評価している。

表 2-2 の条件を元に、(有効 NPSH) \geq (必要 NPSH) の式より、有効 NPSH を満足できるサプレッション・チェンバ圧力の下限を求める。

【6 号炉】

$$(\text{有効 NPSH}) = P_a - P_v + H - \Delta H \geq (\text{必要 NPSH})$$

$$P_a \geq \square \text{ MPa [gage]}$$

以上の評価結果より、6 号炉ではサプレッション・チェンバ圧力が「 \square MPa [gage] 以上」の条件において有効 NPSH を満足できることを確認した。

以上より、事故後長期の条件を想定した場合において、サプレッション・チェンバ圧力が \square MPa 以上の状態であれば MUWC ポンプの必要 NPSH を満足する。この値からも、代替循環冷却系の運転は長期的に継続可能と考えられる。

<代替循環冷却を 30 日間運転継続した場合の評価結果例>

後述の「3. 代替循環冷却の運用及び有効性について」の「大 LOCA + ECCS 機能喪失 + SBO」シナリオにおいて、循環流量 190 m³/h にて代替循環冷却を 30 日間運転継続した場合の格納容器圧力の推移の評価結果例を図 2-4 に示す。

図 2-4 より、事故後 30 日後のサプレッション・チェンバ圧力は 0.14 MPa [gage] であるため、上記 NPSH 評価結果の \square MPa 以上であり、代替循環冷却の運転は継続可能である。

さらに 図 2-5 に示すとおり、事故後 7 日以降にサプレッション・プール水位のみで必要 NPSH が確保可能な循環流量 (150 m³/h) に変更した場合においても、事象を収束させることができることから、代替循環冷却系の運転は長期的に継続可能である。

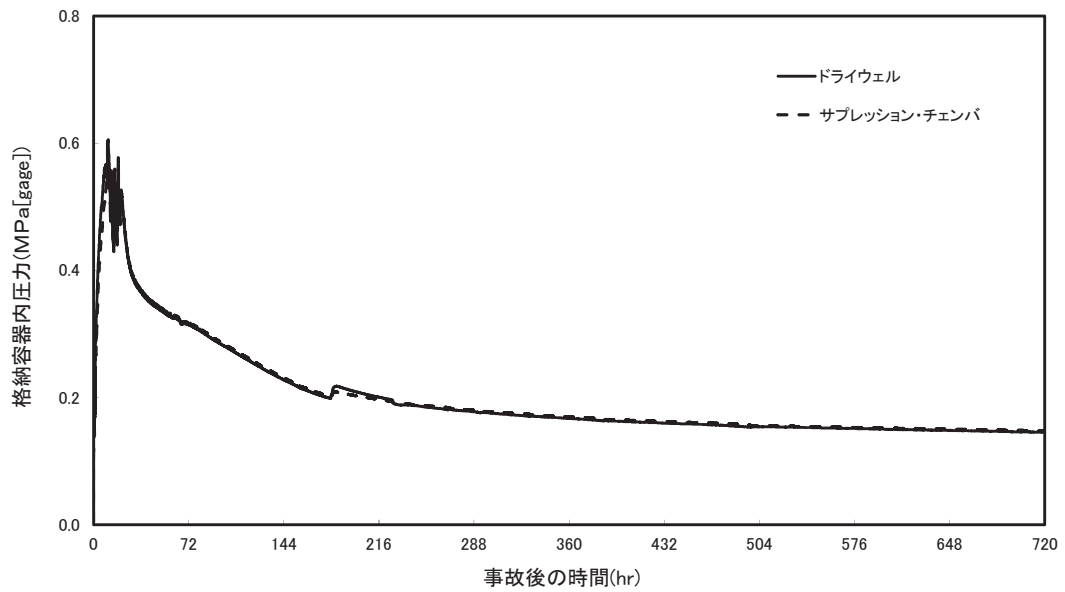


図 2-4 格納容器圧力の推移
(循環流量 190 m³/h にて代替循環冷却を 30 日間運転継続した場合)

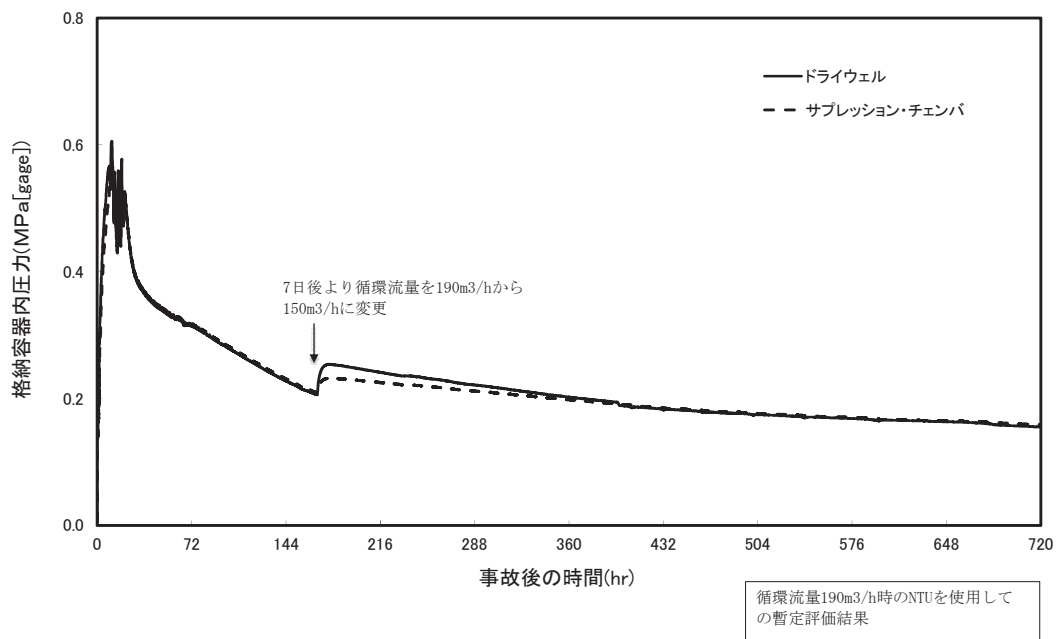


図 2-5 格納容器圧力の推移
(7 日後より循環流量を 150 m³/h に変更し、代替循環冷却を 30 日間運転継続した場合)

② 循環流量評価

代替循環冷却系において循環流量 190m³/h 以上確保できることを確認する。

確認方法は、MUWC ポンプの「性能曲線」(揚程と流量の関係図)と図 2-1 の系統構成を想定した場合の「システム抵抗曲線」との交点(ポンプの動作点)が 190m³/h 以上であることを確認する。ここで想定するシナリオとして、後述の「3. 代替循環冷却の運用及び有効性について」の想定シナリオである①「大 LOCA+ECCS 機能喪失+SBO」、②「TQUV+ECCS 機能喪失+SBO」の 2 シナリオのうち、②は①に比べ原子炉圧力が高いため、流量評価としては保守側となることから、ここでは②「TQUV+ECCS 機能喪失+SBO」のシナリオを前提とした評価を行う。

評価条件は、図 2-2 及び表 2-1 の条件に、表 2-3 の条件を加えたものとする。

表 2-3 循環流量評価条件 (図 2-2 及び表 2-1 の追加条件)

項目		6号炉	7号炉	設定根拠
Pb	RPV 圧力	□ MPa[gage]	□ MPa[gage]	S/C 限界圧力 0.62MPa+SRV 開圧力 □ MPa*とする
—	RPV 水位	MS ノズル (T. M. S. L. □)	MS ノズル (T. M. S. L. □)	RPV 水位は、RPV 満水の状態を想定し、MS ノズルまで (T. M. S. L. □) とする
Pc	PCV 圧力	0.62 MPa[gage]	0.62 MPa[gage]	PCV 限界圧力 0.62MPa とする

(略語) SRV : 主蒸気逃がし安全弁、 MS : 主蒸気

※SRV 弁体の自重を押し上げるために必要な圧力

【6号炉】

6号炉のMUWCポンプ性能曲線及びシステムのシステム抵抗曲線を用いて、循環流量 $190\text{m}^3/\text{h}$ 以上（原子炉注水 $90\text{m}^3/\text{h}$ 以上かつ格納容器スプレイ $100\text{m}^3/\text{h}$ 以上）を達成できることを確認する。本評価にあたっては、原子炉注水流量が $90\text{m}^3/\text{h}$ 以上であることを仮定し、格納容器スプレイが $100\text{m}^3/\text{h}$ 以上並びに、原子炉注水流量と格納容器スプレイの合計流量が $190\text{m}^3/\text{h}$ 以上が達成できることを確認する。なお、原子炉注水流量の仮定値については、MUWCポンプ性能曲線と、仮定値の原子炉注水流量から評価されるシステム抵抗曲線に交点があることを以て、妥当性を確認する。

上記の考えを踏まえ、6号炉におけるMUWCポンプの「性能曲線」と「システム抵抗曲線」の関係図を図2-6に示す。

図2-6より、原子炉注水の必要流量約 $90\text{m}^3/\text{h}$ ～約 $100\text{m}^3/\text{h}$ の範囲において、性能曲線とシステム抵抗曲線の交点は約 $\square\text{m}^3/\text{h}$ ～約 $\square\text{m}^3/\text{h}$ となり、 $190\text{m}^3/\text{h}$ 以上を示していることから、6号炉において、必要循環流量 $190\text{m}^3/\text{h}$ が確保可能であることを確認した。また、この範囲において格納容器スプレイ流量は約 $\square\text{m}^3/\text{h}$ ～約 $\square\text{m}^3/\text{h}$ となり、必要流量 $100\text{m}^3/\text{h}$ 以上を満足している。

よって、6号炉の代替循環冷却系は原子炉注水 $90\text{m}^3/\text{h}$ 以上、格納容器スプレイ $100\text{m}^3/\text{h}$ 以上を同時に達成することが可能である。

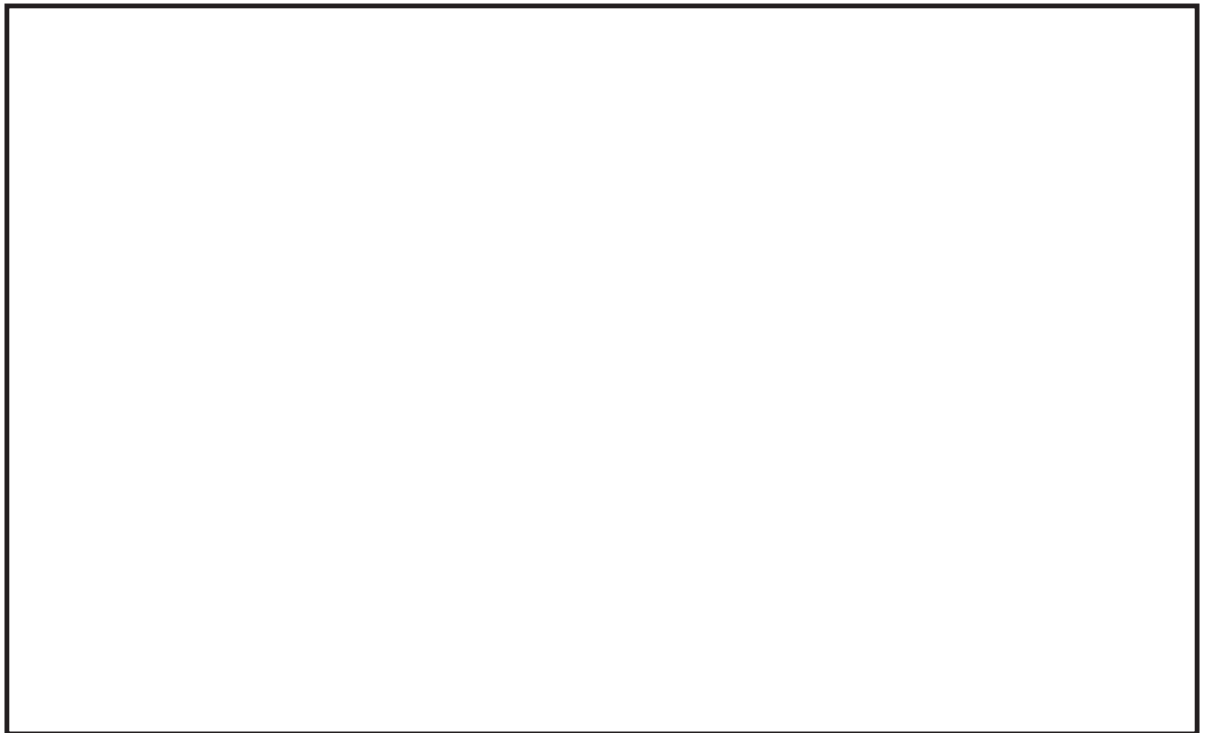


図2-6 ポンプ性能曲線とシステム抵抗曲線の関係図（6号炉）

【7号炉】

7号炉のMUWCポンプ性能曲線及びシステムのシステム抵抗曲線を用いて、循環流量 $190\text{m}^3/\text{h}$ 以上（原子炉注水 $90\text{m}^3/\text{h}$ 以上かつ格納容器スプレイ $100\text{m}^3/\text{h}$ 以上）を達成できることを確認する。本評価にあたっては、原子炉注水流量が $90\text{m}^3/\text{h}$ 以上であることを仮定し、格納容器スプレイが $100\text{m}^3/\text{h}$ 以上並びに、原子炉注水流量と格納容器スプレイの合計流量が $190\text{m}^3/\text{h}$ 以上が達成できることを確認する。なお、原子炉注水流量の仮定値については、MUWCポンプ性能曲線と、仮定値の原子炉注水流量から評価されるシステム抵抗曲線に交点があることを以て、妥当性を確認する。

上記の考えを踏まえ7号炉におけるMUWCポンプの「性能曲線」と「システム抵抗曲線」の関係図を図2-7に示す。

図2-7より、原子炉注水の必要流量約 $90\text{m}^3/\text{h}$ ～約 $100\text{m}^3/\text{h}$ の範囲において、性能曲線とシステム抵抗曲線の交点は約 $\square\text{m}^3/\text{h}$ ～約 $\square\text{m}^3/\text{h}$ となり、 $190\text{m}^3/\text{h}$ 以上を示していることから、7号炉において、必要循環流量 $190\text{m}^3/\text{h}$ が確保可能であることを確認した。また、この範囲において格納容器スプレイ流量は約 $\square\text{m}^3/\text{h}$ ～約 $\square\text{m}^3/\text{h}$ となり、必要流量 $100\text{m}^3/\text{h}$ 以上を満足している。

よって、7号炉の代替循環冷却系は原子炉注水 $90\text{m}^3/\text{h}$ 以上、格納容器スプレイ $100\text{m}^3/\text{h}$ 以上を同時に達成することが可能である。



図2-7 ポンプ性能曲線とシステム抵抗曲線の関係図（7号炉）

③ 系統の閉塞防止対策

代替循環冷却系において系統機能喪失に繋がる閉塞事象が懸念される箇所は、流路面積が小さくなる残留熱除去系吸込ストレーナ、格納容器スプレイノズル部が考えられる。格納容器スプレイノズル部については、最小流路面積部に異物が詰まることを防止するために、残留熱除去系吸込ストレーナ孔径が最小流路面積以下になるように設計している（表 2-4 参照）。

表 2-4 残留熱除去系ストレーナについて

プラント	PCV スプレイ最小流路サイズ	残留熱除去系ストレーナ孔径
6 号炉		
7 号炉		

よって、代替循環冷却系の閉塞防止に関する説明は、残留熱除去系吸込ストレーナの閉塞防止対策について纏めている。

(a) 残留熱除去系吸込ストレーナの閉塞防止対策について

柏崎刈羽 6 号および 7 号炉では、残留熱除去系ストレーナの閉塞防止対策として、多孔プレートを組み合わせた大型ストレーナを採用するとともに、格納容器内で使用する保温材には、繊維質のものを使用していないことから、薄膜効果^{*1}による異物の捕捉が生じることはない。事故時に格納容器内において発生する可能性のある異物としては保温材（ケイ酸カルシウム等）、塗装片、スラッジが想定されるが、LOCA 時のブローダウン過程等のサプレッション・プール水の流動により粉碎され粉々になった状態でストレーナに流れ着いたとしても、繊維質の保温材がなく、薄膜効果による異物の捕捉が生じる可能性がないことから、これら粉状の異物がそれ自体によってストレーナを閉塞させることはない。また、代替循環冷却を使用開始する時点では S/P 内の流況は十分に静定している状態であり、ストレーナメッシュの通過を阻害する程度の粒径を有する異物は S/P 底部に沈着している状態であると考えられる^{*2}。

苛酷事故環境下では、損傷炉心を含むデブリが生じるが、仮に RPV 外に落下した場合でも、原子炉圧力容器下部のペDESTAL に蓄積することからサプレッション・プールへの流入の可能性は低い。万が一、ペDESTAL からのオーバフローや、ベント管を通じてサプレッション・プールに流入する場合であっても、金属を含むデブリが流動により巻き上がることは考えにくく^{*3}、ストレーナを閉塞させる要因になることはないと考えられる。このため、苛酷事故環境下においても残留熱除去系ストレーナが閉塞する可能性を考慮する必要はないと考えている。

さらに仮にストレーナ表面にデブリが付着した場合においても、ポンプの起動・

停止を実施することによりデブリは落下するものと考えられ^{※4}、加えて、長期冷却に対するさらなる信頼性の確保を目的に、次項にて示すストレーナの逆洗操作が可能となるよう設計上の考慮を行っている。

※1：薄膜形成による粒子状デブリの捕捉効果について

「薄膜形成による粒子状デブリの捕捉効果」とは、ストレーナの表面のメッシュ（約1～2mm）を通過するような細かな粒子状のデブリ（スラッジ等）が、繊維質デブリによる形成した膜により捕捉され圧損を上昇させるという効果を言う。よって繊維質保温材の堆積がない場合、微細なデブリは全てストレーナを通過することとなり、圧損上昇には寄与しない。

また、GSI-191において議論されているサンプスクリーン表面における化学的相互作用による圧損上昇の知見に関して、上述のとおり繊維質保温材は使用されておらず、ストレーナ表面におけるデブリベット形成の可能性がないことから、化学的相互作用による圧損上昇の影響はないと考えられ、代替循環冷却による長期的な冷却の信頼性に対して影響を与えることはないと考えられる。

表 2-5 NUREG/CR-6224 において参照されるスラッジ粒径の例

Table B-4 BWROG-Provided Size Distribution of the Suppression Pool Sludge		
Size Range μm	Average Size μm	% by weight
0-5	2.5	81%
5-10	7.5	14%
10-75	42.5	5%

※2：代替循環冷却の使用開始は事故後約20時間後であり、LOCA後のブローダウン等の事故発生直後のサプレッション・プール内の攪拌は十分に静定しており、大部分の粒子状異物は底部に沈着している状態であると考えられる。また、粒子径が100μm程度である場合に浮遊するために必要な流体速度は、理想的な球形状において0.1m/s程度必要であり（原子力安全基盤機（H21.3）、PWRプラントのLOCA時長期炉心冷却性に係る検討）、仮にストレーナメッシュを閉塞させる程度の粒子径を有する異物がプール内に存在していた場合においても、ストレーナ表面流速は約0.03m/s（7号炉の例、250m³/hの時）程度であり、底部に沈降したデブリがストレーナの吸い込みによって生じる流況によって再浮遊するとは考えられない。

※3：ABWRはRPV破損後の溶融炉心の落下先は下部ペDESTALであり、代替循環冷却の水源となるサプレッション・プールへ直接落下することはない。RPVへ注水された冷却水は下部ペDESTALへ落下し、下部ペDESTAL床面から約7mの位置にあるリターンラインを通じてサプレッション・プールへ流入することとなる（図2-8参照）。粒子化した溶融炉心等が下部ペDESTAL内に存在している場合にストレーナメッシュを閉塞させる程度の粒子径を有する異物が流動によって下部ペDESTALから巻き上げられ、さらにベント管からストレーナまで到達するとは考えにくく、溶融した炉心等によるストレーナ閉塞の可能性は極めて小さいと考えられる。

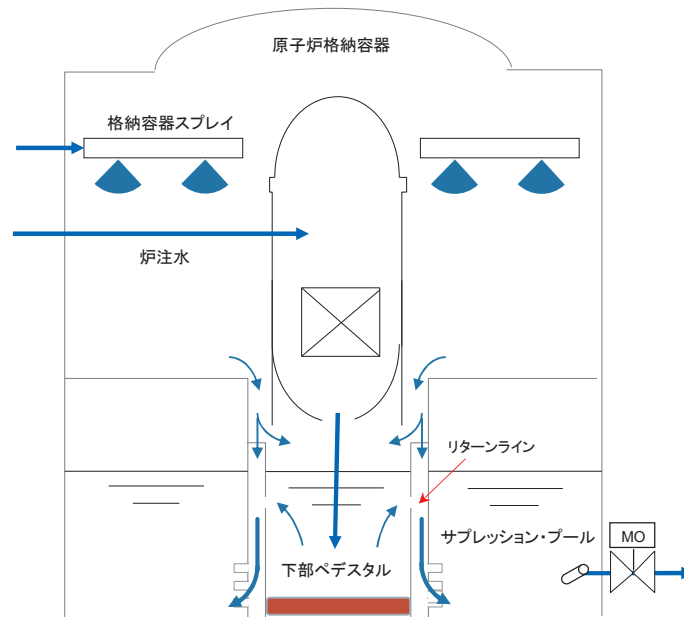


図2-8 RPV破損後の循環冷却による冷却の流れ

※4：GSI-191における検討において、サンプルスクリーンを想定した試験においてポンプを停止させた際に付着したデブリは剥がれ落ちるとの結果が示されている（図2-9参照）。当該試験はPWRサンプルスクリーン形状を想定しているものであるが、BWRのストレーナ形状は円筒形であり（図2-10参照）、ポンプの起動・停止によるデブリ落下の効果はさらに大きくなるものと考えられ、注水流量の低下を検知した後、ポンプの起動・停止を実施することでデブリが落下し、速やかに冷却を再開することが可能である。

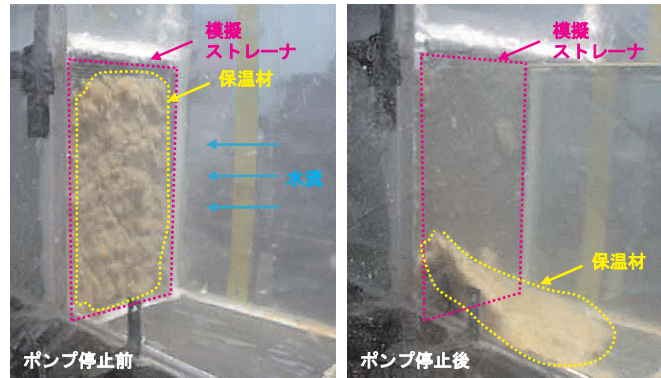


図 2-9 ポンプ停止により模擬ストレーナから試験体が剥がれ落ちた試験

(April 2004, LANL, GSI-191: Experimental Studies of Loss-of-Coolant-Accident-Generated Debris Accumulation and Head Loss with Emphasis on the Effects of Calcium Silicate Insulation)



6号機残留熱除去系ストレーナ図

7号機残留熱除去系ストレーナ図

図 2-10 ABWRにおいて設置されているストレーナ

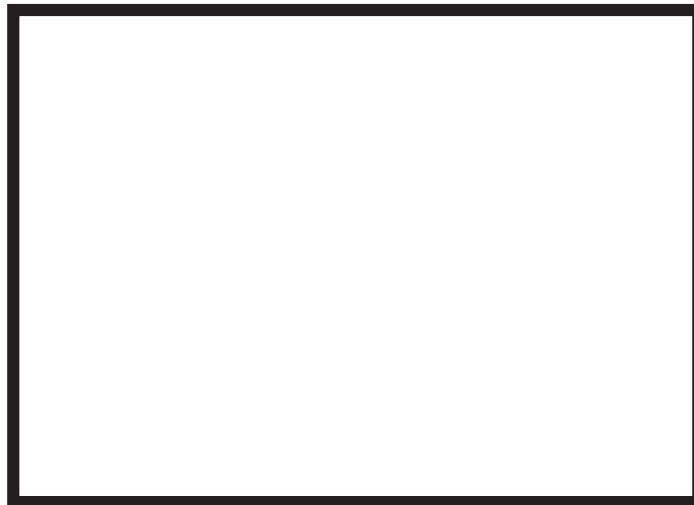


図 2-11 6号機残留熱除去系 (B) ストレーナ (据付状態)

(b) 閉塞時の逆洗操作について

前述(a)の閉塞防止対策に加えて、代替循環冷却系運転中に、仮に何らかの異物により残留熱除去系吸込ストレーナが閉塞したことを想定し、残留熱除去系吸込ストレーナを逆洗操作できる系統構成にしている。系統構成の例を図2-12に示しているが、MUWC 外部接続口から構成される逆洗ラインの系統構成操作を行い、可搬型代替注水ポンプを起動することで逆洗操作が可能な設計にしている。従って、代替循環冷却系運転継続中に流量監視し、流量傾向が異常に低下した場合はMUWCポンプを停止し、逆洗操作を実施する。

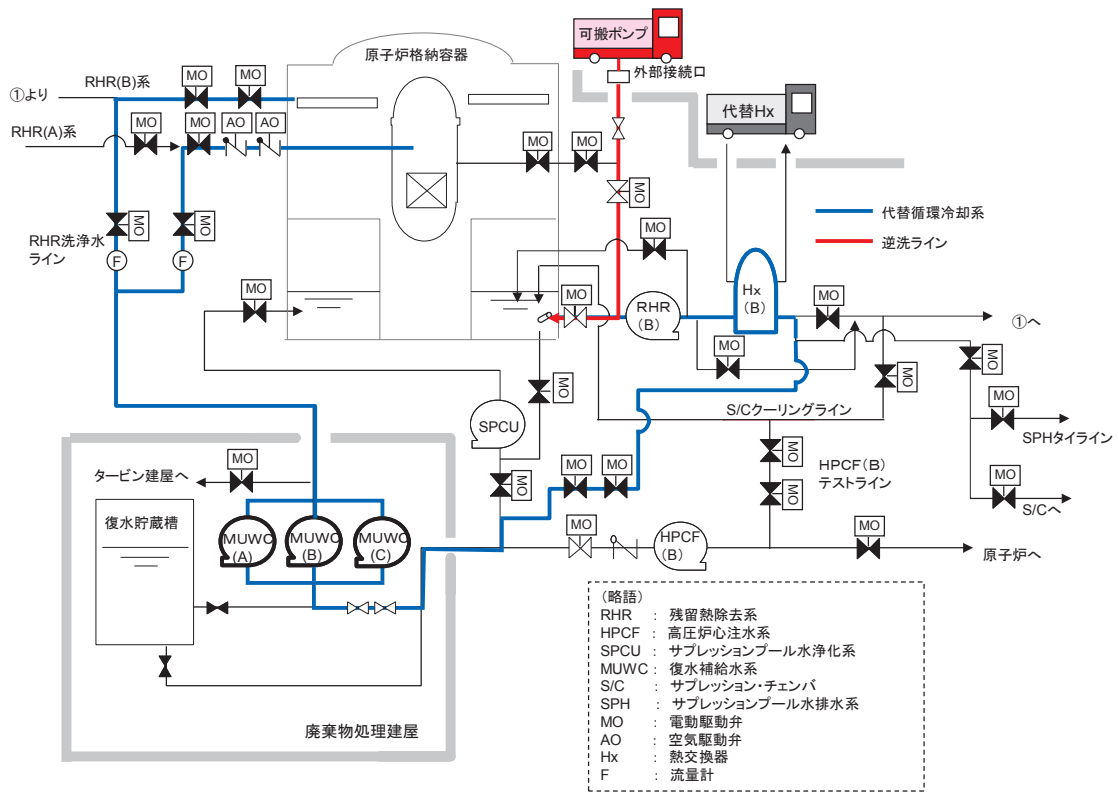


図2-12 残留熱除去系吸込ストレーナ逆洗操作の系統構成について

(3) 放射線による影響について

① 耐放射線に関する設計考慮について

代替循環冷却系は、重大事故時に炉心損傷した場合の放射線影響を考慮して設計を行う。具体的には、放射線による劣化影響が懸念される有機材（シール材等）が使用されている機器について、代替循環冷却系を運転する環境における放射線影響を考慮して設計する。

代替循環冷却系を運転する際の放射線量については、簡易解析評価の結果、運転時間 90 日とした場合に、代表的な配管表面部において積算放射線量は約 Gy であることが目安としてある。よって、代替循環冷却ラインの運転操作に必要な機器で、放射線による劣化影響が懸念される機器（電動機、ケーブル、シール材等）については、運転環境下における当該部位の放射線量を考慮して機能確保可能な設計とする。

② 水の放射線分解による水素影響について

炉心損傷後の冷却水には、放射性物質が含まれていることにより、水の放射線分解による水素等の可燃性ガスの発生が想定されるが、代替循環冷却運転中は配管内に流れがあり、又、冷却水が滞留する箇所がないことから、配管内に水素が大量に蓄積されることは考えにくい。

代替循環冷却運転を停止した後は、可燃性ガスの爆発防止等の対策として、系統水を入れ替えるためにフラッシングを実施することとしており、水の放射線分解による水素発生を防止することが可能となる。具体的には残留熱除去系ポンプのサブプレッション・プール吸込弁を閉じ、復水補給水系からの洗浄水弁を開き、復水補給水系に可搬型代替注水系から外部水源を供給することにより、系統のフラッシングを実施する。

③ アクセス性について

代替循環冷却運転時あるいは運転後において、以下の操作ならびに作業が確実に実施できることが必要である。

- (1) 代替循環冷却運転継続に必要な操作、監視ができること
- (2) 可搬型代替注水系による原子炉注水、格納容器ベント操作ができること
- (3) 残留熱除去系の復旧作業ができること

これらの実施の際には人のアクセスが必要となるため、アクセス性への放射線の影響について確認を行った（後述の「4. 代替循環冷却運転における設備操作」に記載）。

(4) 代替循環冷却系の電源設備について

① 概要

代替循環冷却系の使用時に必要な電動機，計測制御設備，電動駆動弁を作動させるため，代替交流電源設備から非常用電気設備を経由して必要な電力を供給する設計としている。また，既設非常用電気設備が使用不能の場合においても，代替所内電気設備を用いて必要な電力を供給できる設計としている。

② 電源供給負荷

代替循環冷却系の使用時に必要な負荷は図2-13及び表2-6に示すとおりである。

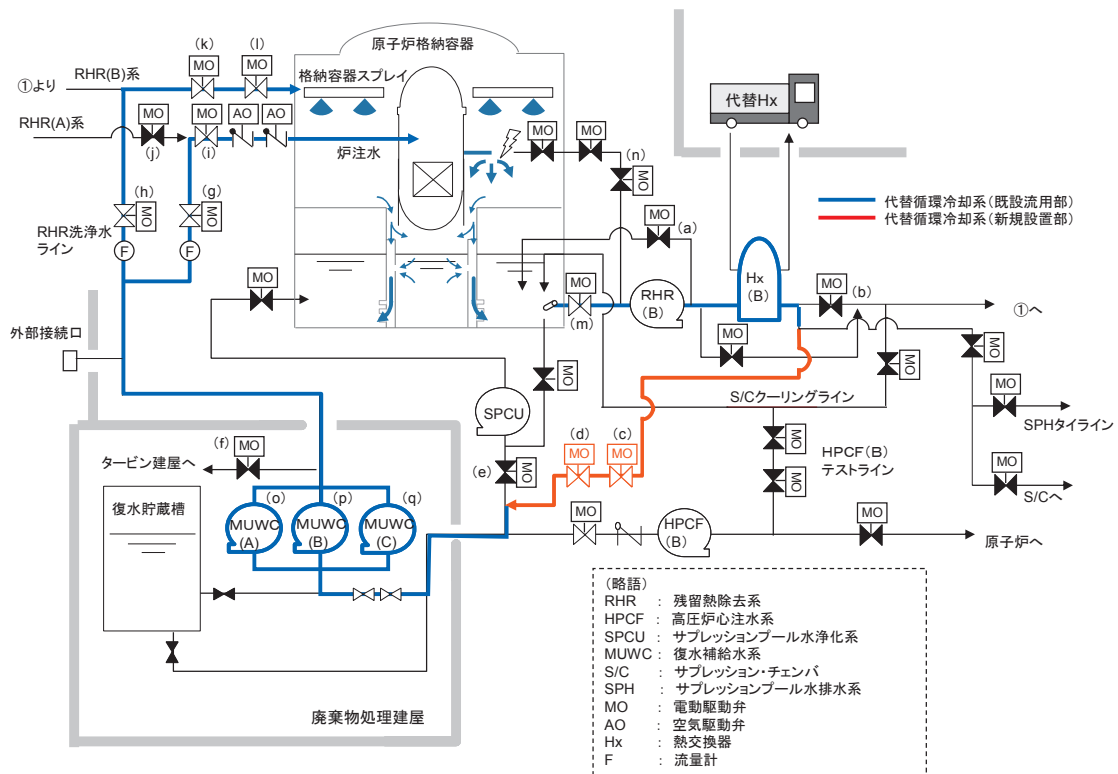


図2-13 代替循環冷却系概略図

表 2-6 代替循環冷却系の電源供給負荷

図番	負荷	通常時の 電源供給元	代替所内電気設備 使用時の電源供給元
(a)	RHR 最小流量バイパス弁(B)	MCC 7D-1-1	AM用 MCC 7B ※2
(b)	RHR 熱交換器出口弁(B)	MCC 7D-1-1	AM用 MCC 7B ※2
(c)	新設弁(タイライン弁)	MCC 7D-1-1	AM用 MCC 7B ※2
(d)	新設弁(タイライン弁)	MCC 7D-1-1	AM用 MCC 7B ※2
(e)	SPCU CSP 側吸込弁	MCC 7C-1-1	AM用 MCC 7B ※2
(f)	MUWC T/B 負荷遮断弁	AM用 MCC 7B ※1	AM用 MCC 7B ※2
(g)	RHR 注入ライン洗浄水止め弁(A)	MCC 7C-1-1	AM用 MCC 7B ※2
(h)	RHR 注入ライン洗浄水止め弁(B)	AM用 MCC 7B ※1	AM用 MCC 7B ※2
(i)	RHR 注入弁(A)	MCC 7C-1-1	AM用 MCC 7B ※2
(j)	RHR 熱交換器出口弁(A)	MCC 7C-1-1	AM用 MCC 7B ※2
(k)	RHR 格納容器冷却流量調節弁(B)	MCC 7D-1-1	AM用 MCC 7B ※2
(l)	RHR 格納容器冷却ライン隔離弁(B)	MCC 7D-1-1	AM用 MCC 7B ※2
(m)	RHR ポンプ S/P 水吸込隔離弁(B)	MCC 7D-1-1	AM用 MCC 7B ※2
(n)	RHR ポンプ炉水吸込弁(B)	MCC 7D-1-1	AM用 MCC 7B ※2
(o)	復水移送ポンプ(A)	MCC 7C-1-1	AM用 MCC 7B ※2
(p)	復水移送ポンプ(B)	AM用 MCC 7B ※1	AM用 MCC 7B ※2
(q)	復水移送ポンプ(C)	AM用 MCC 7B ※1	AM用 MCC 7B ※2
—	計測制御設備※3	MCC7C-1-4	AM用 MCC 7B ※2

(略語) T/B：タービン建屋

※1：P/C 7D-1 より AM用 MCC 7B を受電する。

※2：AM用動力変圧器より AM用 MCC 7B を受電する。

※3：AM用直流 125V 充電器を經由して以下のパラメータを確認する。

- ・復水補給水系流量
- ・原子炉水位
- ・格納容器圧力
- ・格納容器温度
- ・サブプレッション・プール水位

③ 単線結線図

代替循環冷却系の単線結線図は、図 2-14 及び図 2-15 に示す通りである。

外部電源喪失時における代替循環冷却系の電源供給元は、次の通りとして、a から b の順に優先順位を定めることとする。

- a. ガスタービン発電機から非常用電気設備 (M/C, P/C, MCC) を経由して、代替循環冷却系の運転に必要な設備に電源供給を行う。(図 2-14)
- b. ガスタービン発電機から代替所内電気設備 (動力変圧器, MCC) を経由して、代替循環冷却系の運転に必要な設備に電源供給を行う。(図 2-15)

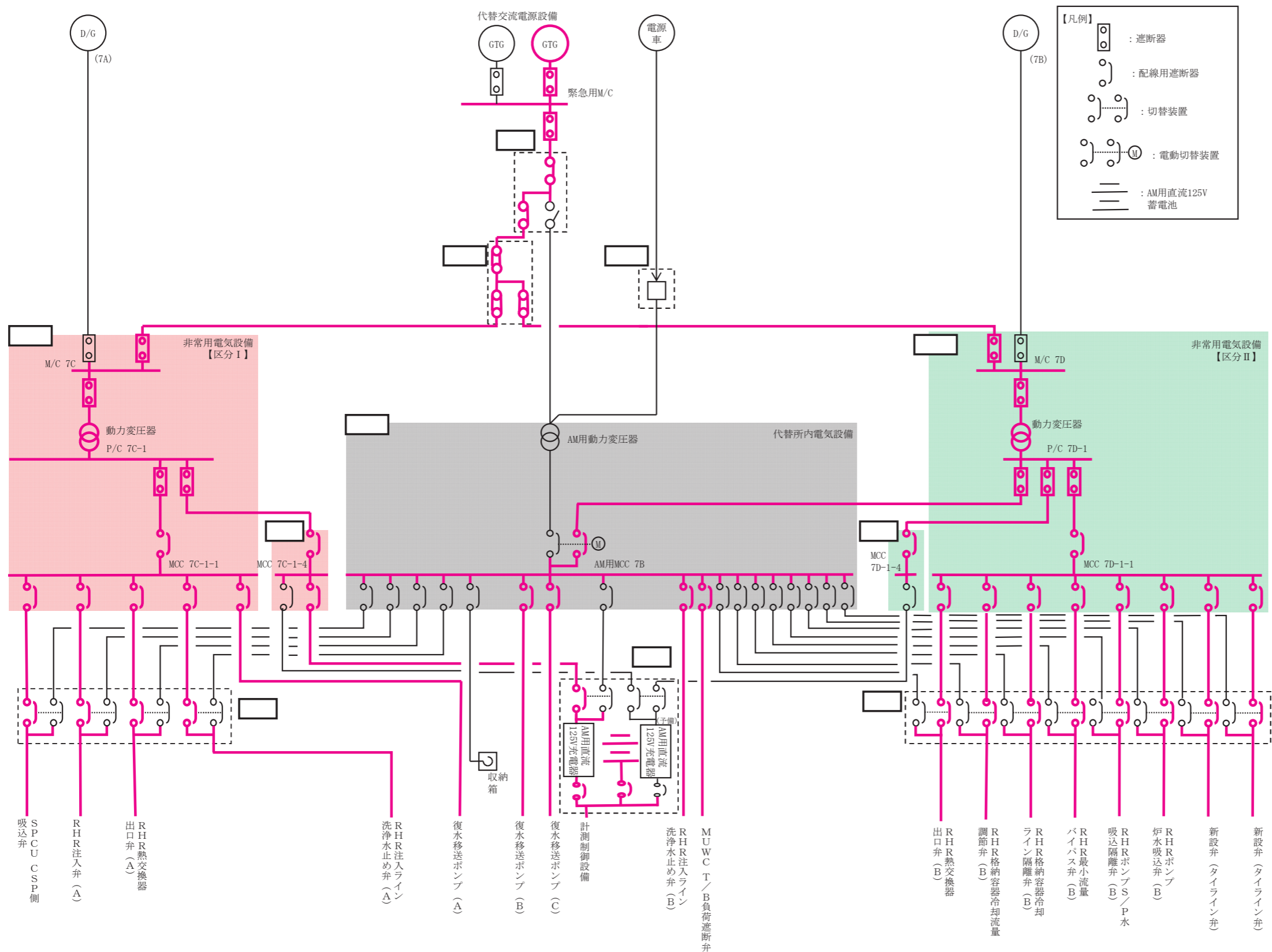


図 2 - 1 4 代替循環冷却系の単線結線図 (代替交流電源設備から非常用電気設備経由で電源供給時)

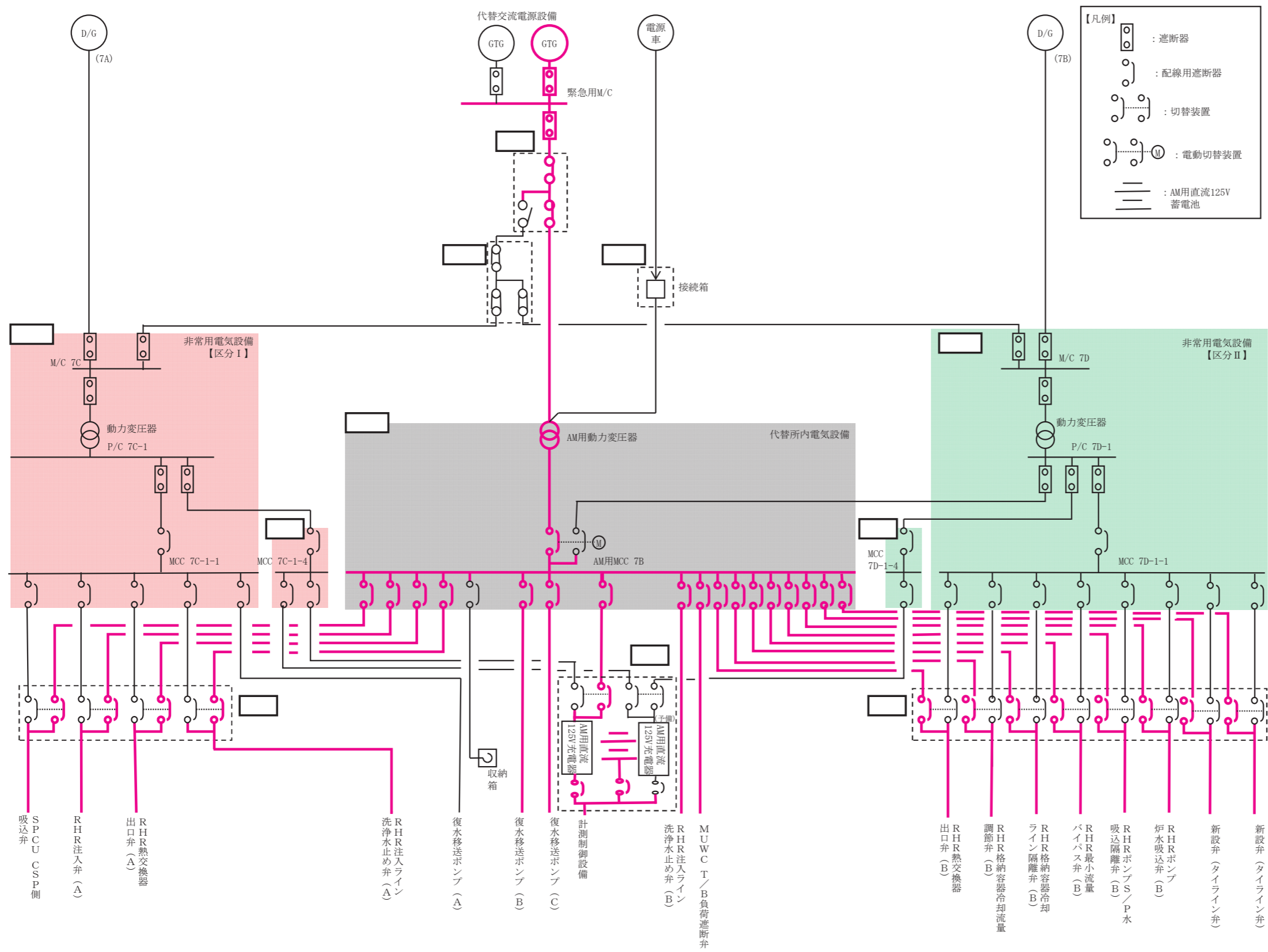


図 2 - 1 5 代替循環冷却系の単線結線図 (代替交流電源設備から代替所内電気設備経由で電源供給時)

- (略語)
- R/B : 原子炉建屋
 - T/B : タービン建屋
 - C/B : コントロール建屋
 - Rw/B : 廃棄物処理建屋
 - D/G : ディーゼル発電機
 - GTG : ガスタービン発電機
 - M/C : メタルクラッド開閉装置
 - P/C : パワーセンタ
 - MCC : モータコントロールセンタ

3. 代替循環冷却の運用及び有効性について

3. 1 代替循環冷却の運用について

代替循環冷却は、代替原子炉補機冷却系の準備時間を考慮し、事故後 20 時間以降の運転開始を想定している。

炉心損傷前の有効性評価においてベントを実施するシナリオは、高圧・低圧注水機能喪失、全交流動力電源喪失、LOCA 時注水機能喪失等があり、20 時間後より以前にベント実施することになるため、ベントまでに代替循環冷却の運転開始をすることはできない。しかしながら、最もベント時の実効線量が高い全交流動力電源喪失の敷地境界外での実効線量の評価結果は、格納容器圧力逃がし装置を用いた場合は約 $4.2 \times 10^{-2} \text{mSv}$ であるが、耐圧強化ベント系を用いた場合でも約 $4.9 \times 10^{-2} \text{mSv}$ であり、敷地境界外での実効線量の 5mSv を大きく下回り、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。なお、ベント後においても、代替循環冷却はサブプレッション・チェンバ水位上昇の抑制を更に確実にするための有効な対策となる。

また、代替循環冷却が使用できる場合には、格納容器圧力逃がし装置よりも優先して使用するものとする。

3. 2 代替循環冷却の有効性について

3. 1 を踏まえ、炉心損傷後の格納容器破損防止シナリオのうち、D/W 側に蒸気が放出され、D/W 側への影響が大きい格納容器過圧・過温防止の有効性評価シナリオ（大 LOCA + ECCS 機能喪失 + SBO）及び十分な注水ができずに炉心損傷が発生する事象のうち、逃がし安全弁を介して蒸気が S/C 側に放出され、S/C 側への影響が大きい高圧・低圧注水機能喪失（TQUV + ECCS 機能喪失 + SBO）に対して、代替循環冷却ラインを用いた除熱を考慮した場合の解析を行い、当該設備による有効性について確認する。

代替循環冷却の有効性を確認するシナリオとして、炉心損傷に至る大 LOCA 及び TQUV を選択している。大 LOCA は、原子炉圧力容器バウンダリが喪失し、D/W 内へ蒸気が放出されるシナリオ（LOCA 時注水機能喪失など）を包絡できること、また、TQUV は逃がし安全弁を介して直接 S/C へ蒸気が放出されるシナリオ（全交流動力電源喪失、崩壊熱除去機能喪失（取水機能喪失、残留熱除去系喪失）など）を包絡できることから、このシナリオを代表としてあげている。

なお、代替循環冷却の使用可能範囲については、今後不確かさ評価において、その影響を確認していく。

3. 2. 1 大 LOCA + ECCS 機能喪失 + SBO における代替循環冷却の有効性について

(1) 評価条件

有効性評価における「大 LOCA + ECCS 機能喪失 + SBO」の評価条件に加えて、事象発生後 20 時間経過した時点で、上記 2. に示した代替循環冷却をインサービスするものとする。

る。20 時間経過後の代替循環冷却ラインの循環流量は、全体で約 190m³/h とし、原子炉注水へ約 90m³/h、格納容器スプレイへ約 100m³/h にて流量分配し、それぞれ連続注水及び連続スプレイするものとする。

(2) 評価結果

本評価事象における原子炉水位(シュラウド内外)、注水流量の推移を図 3-1, 2 に、格納容器圧力、格納容器気相部の温度、サブプレッション・チェンバ水位及びプール水温の推移を図 3-3 から図 3-6 に示す。代替循環冷却を使用した場合の手順の概要を図 3-7, 8 に、必要な要員と作業項目を図 3-9, 10 に示す。

事象進展は、事象開始 20 時間以前は「大 LOCA+ECCS 機能喪失+SBO」の事象進展と同様となり、約 23 分後に炉心損傷に至り、70 分後に原子炉注水を開始し炉心を冠水させる。格納容器圧力は上昇を続けるため、約 2 時間後より格納容器スプレイを開始する。20 時間経過後に代替循環冷却をインサービスした場合には、原子炉側については、原子炉は破断口より溢水状態となり、格納容器側については、除熱効果により格納容器圧力及び格納容器温度の上昇を抑えることが可能である。事象を通じて限界圧力に到達することなく、ベント実施を回避することが可能な結果となった。万が一、注水が遅れ、ベントを実施する場合においても、図 3-5 に示すようにサブプレッション・チェンバ水位の上昇は抑制されるため、ウェットウェルベントの長期的な信頼性を確保することができる。

3. 2. 2 TQUV+ECCS 機能喪失+SBO における代替循環冷却の有効性について

(1) 評価条件

3. 2. 1 の評価条件に対し、本事象では LOCA が発生せず、異常な過渡変化後に高圧・低圧注水機能喪失が発生する。その後、常設代替交流電源設備によって交流電源が供給される 70 分後に原子炉減圧及び原子炉注水、格納容器圧力 1.5Pd(465kPa)到達以降に格納容器スプレイを開始する。事象発生後 20 時間経過した時点で、上記 2. に示した代替循環冷却をインサービスするものとする。20 時間経過後の代替循環冷却ラインの循環流量は、全体で約 190m³/h とし、原子炉注水へ約 90m³/h、格納容器スプレイへ約 100m³/h にて流量分配し、それぞれ連続注水及び連続スプレイするものとする。

(2) 評価結果

本評価事象における原子炉水位(シュラウド内外)、注水流量の推移を図 3-11, 12 に、格納容器圧力、格納容器気相部の温度、サブプレッション・チェンバ水位及びプール水温の推移を図 3-13 から図 3-16 に示す。代替循環冷却を使用した場合の手順の概要を図 3-17 に、必要な要員と作業項目を図 3-18, 19 に示す。

事象進展は、約 60 分後に炉心損傷に至り、70 分後に原子炉減圧及び原子炉注水を開始し炉心を冠水させるが、格納容器圧力は上昇を続けるため、約 18 時間後より格納容器スプレ

イを開始することとなる。事象開始 20 時間経過後に代替循環冷却をインサービスした場合には、原子炉側については、原子炉は満水状態となり、格納容器側については、除熱効果により格納容器圧力及び格納容器温度の上昇を抑えることが可能である。事象を通じて限界圧力に到達することなく、ベント実施を回避することが可能な結果となった。万が一、注水が遅れ、ベントを実施する場合においても、図 3-15 に示すようにサプレッション・チェンバ水位の上昇は抑制されるため、ウェットウェルベントの長期的な信頼性を確保することができる。

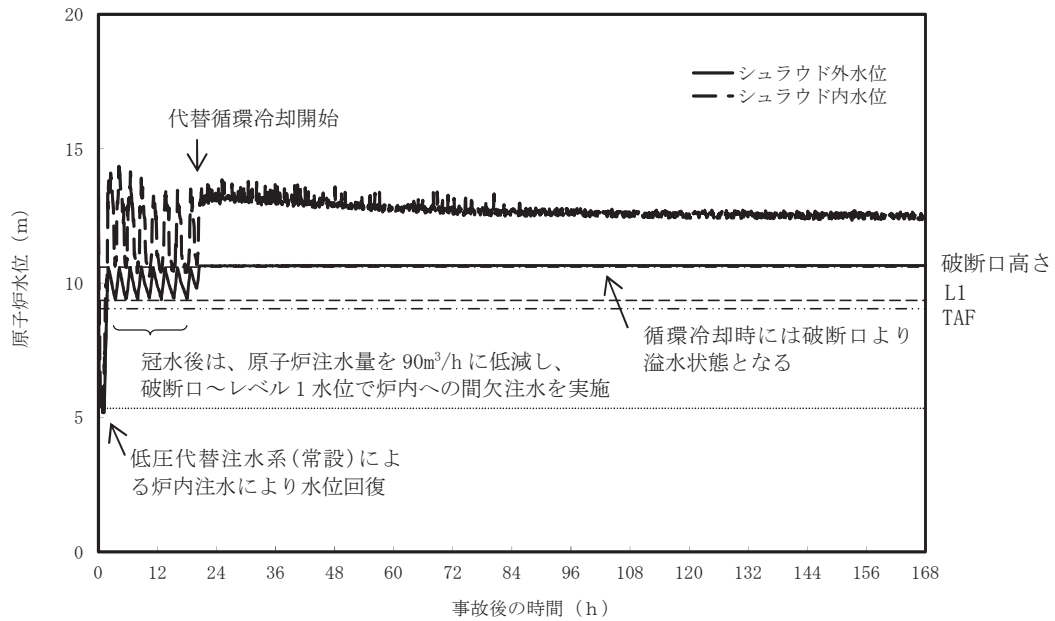


図 3-1 原子炉水位(シュラウド内外)の推移 (大 LOCA)

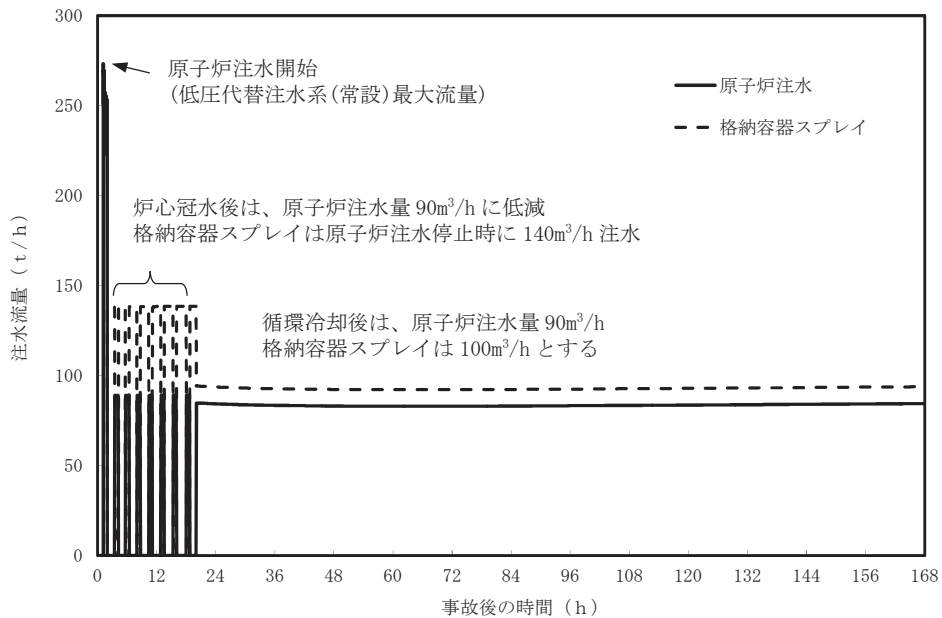


図 3-2 注水流量の推移 (大 LOCA)

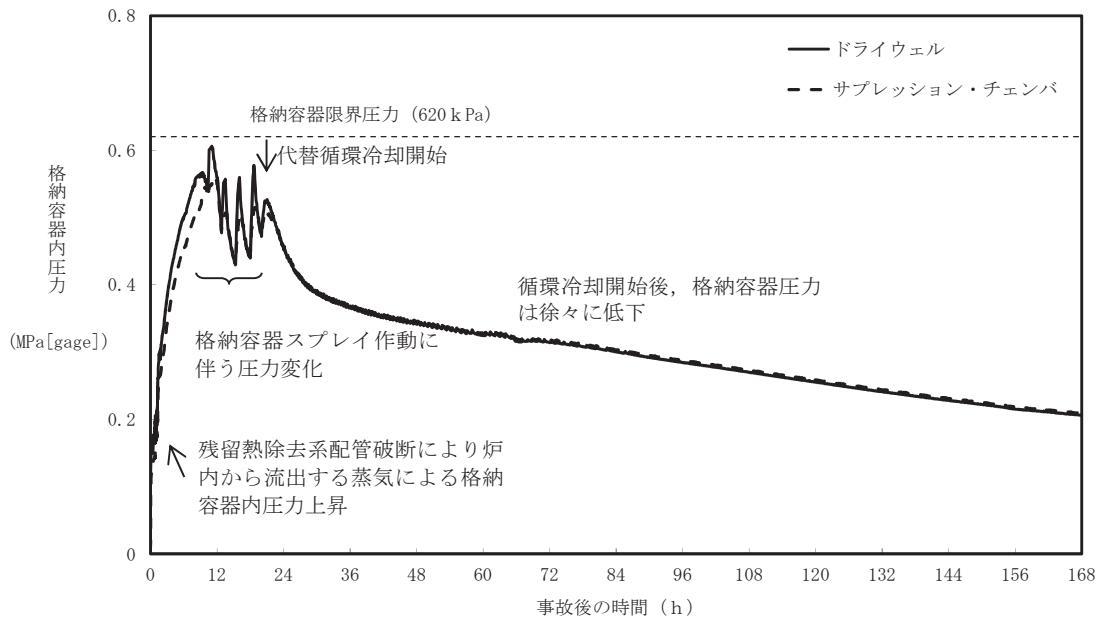


図 3 - 3 格納容器圧力の推移 (大 LOCA)

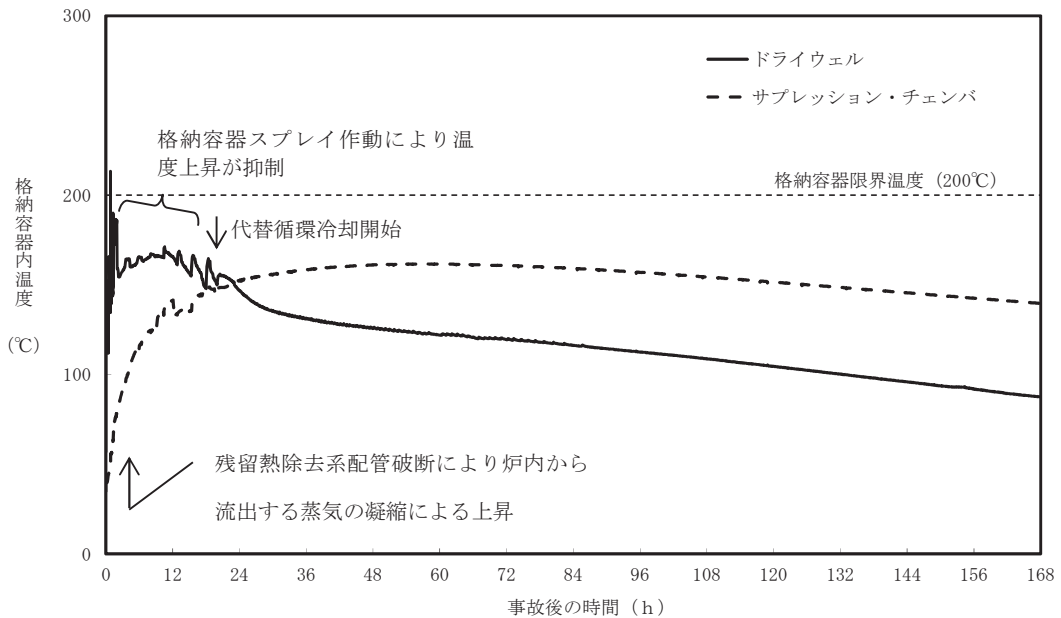


図 3 - 4 格納容器気相部の温度の推移 (大 LOCA)

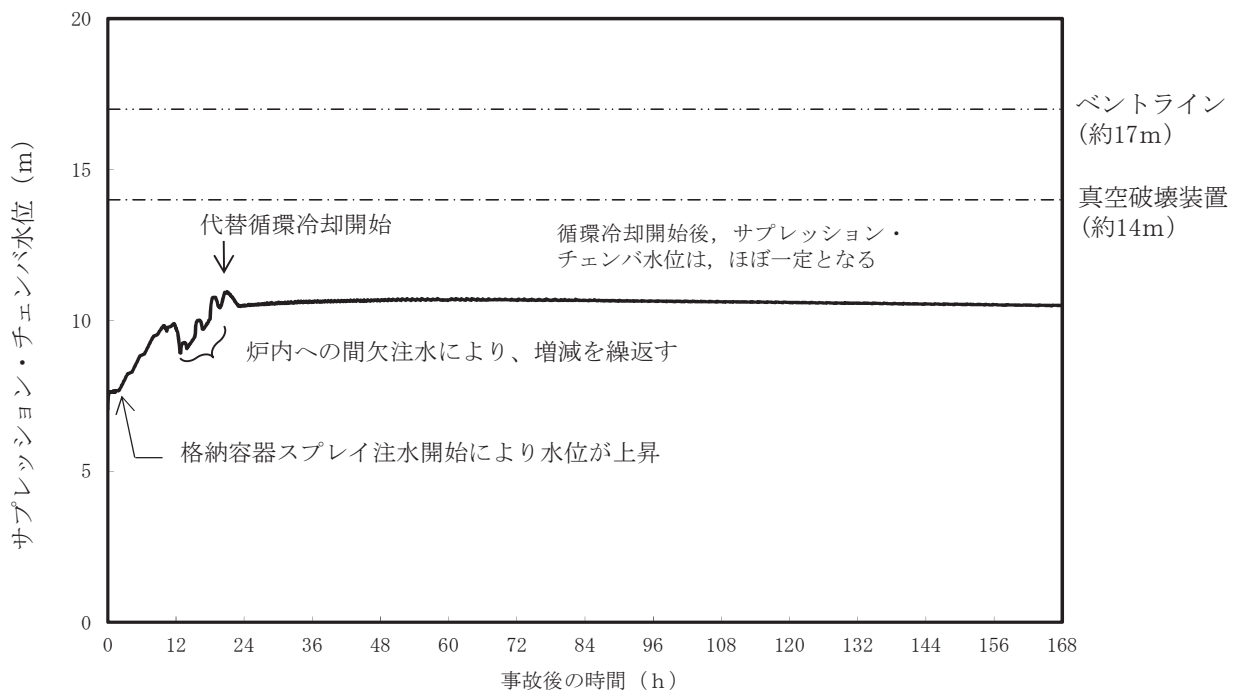


図 3-5 サプレッション・チェンバ水位の推移 (大 LOCA)

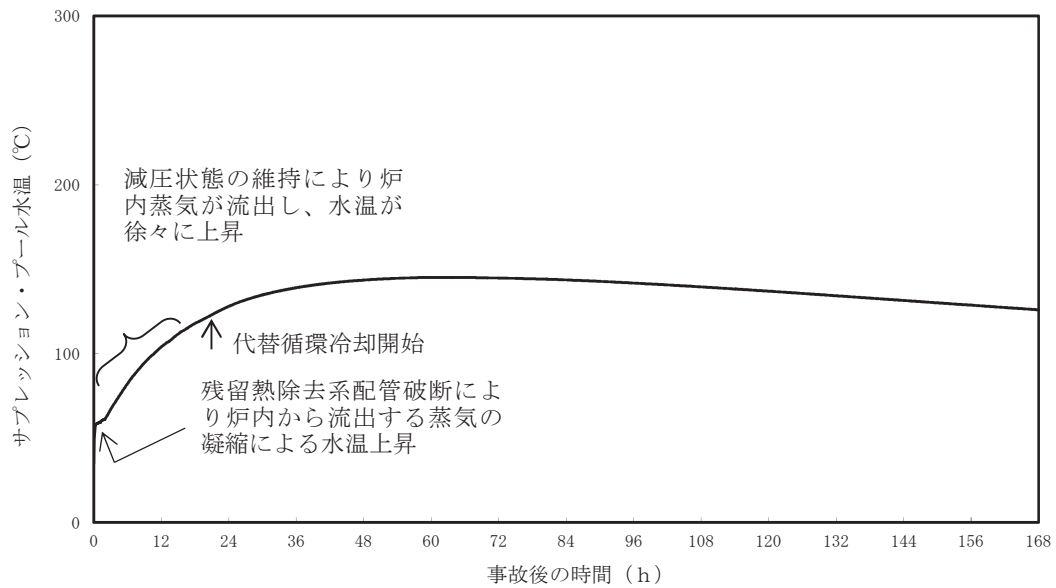


図 3-6 サプレッション・プール水温の推移 (大 LOCA)

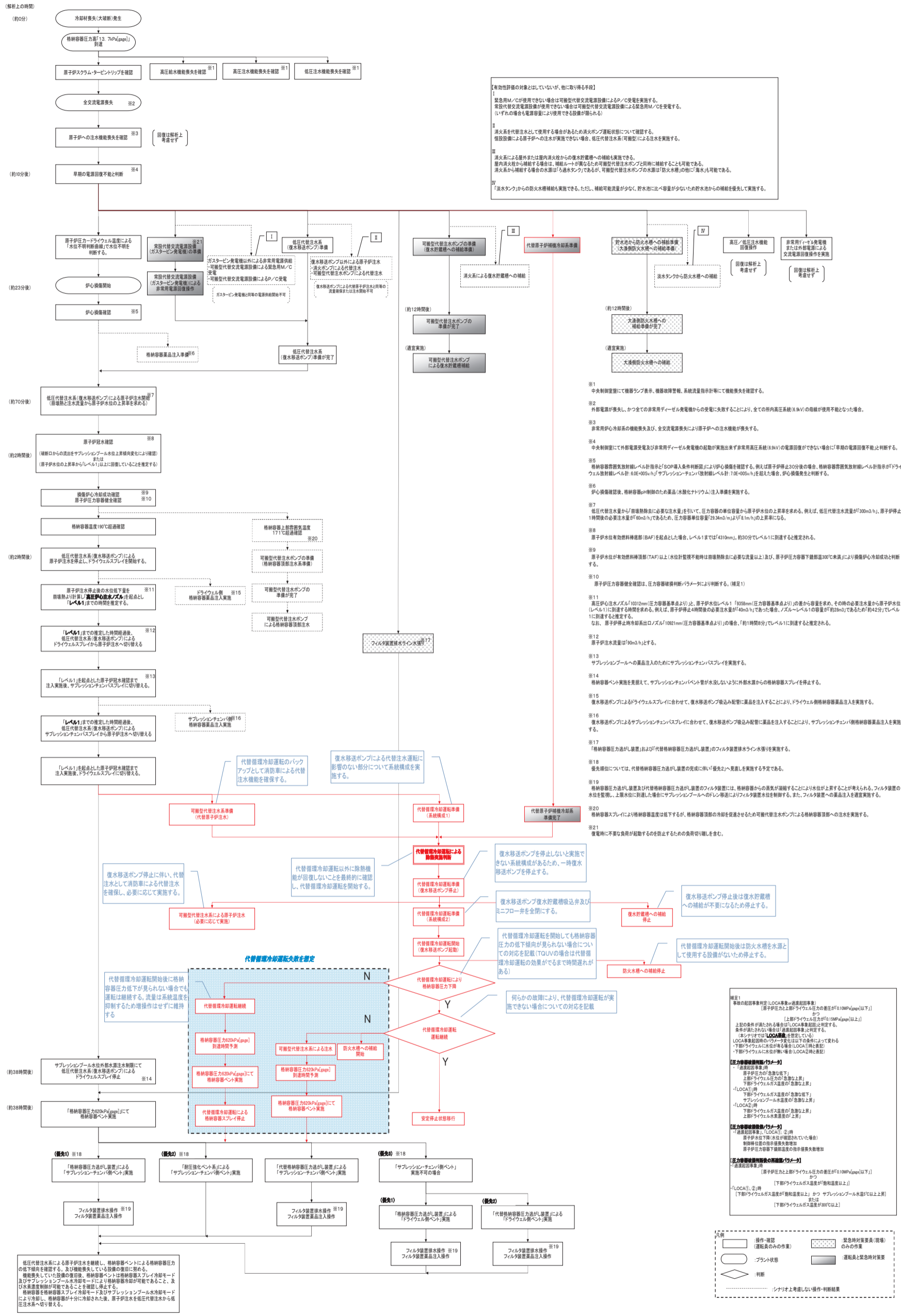
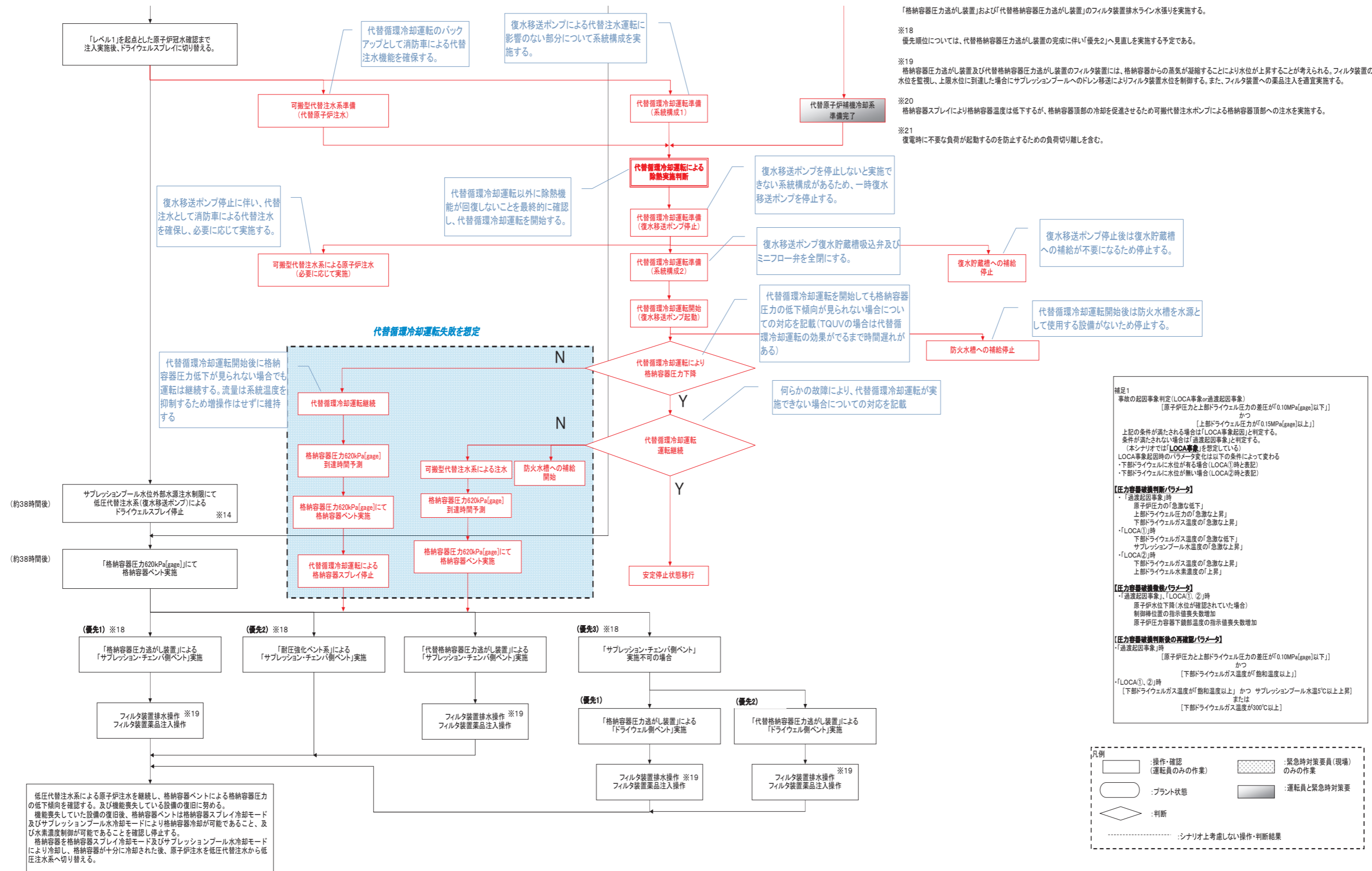


図 3-7 代替循環冷却運転の手順概要 (格納容器過圧・過温破損シナリオの場合)「全体図」



- ※18 「格納容器圧力逃がし装置」および「代替格納容器圧力逃がし装置」のフィルタ装置排水ライン水張りを実施する。
- ※19 優先順位については、代替格納容器圧力逃がし装置の完成に伴い「優先2」へ見直しを実施する予定である。
- ※20 格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置には、格納容器からの蒸気が凝結することにより水位が上昇することが考えられる。フィルタ装置の水位を監視し、上限水位に到達した場合にサプレッションプールへのドレン移送によりフィルタ装置水位を制御する。また、フィルタ装置への薬品注入を適宜実施する。
- ※21 格納容器スプレイにより格納容器温度は低下するが、格納容器頂部の冷却を促進させるため可搬代替注水ポンプによる格納容器頂部への注水を実施する。
- ※22 復電時に不要な負荷が起動するのを防止するための負荷切り離しを含む。

補足1
事故の起因事象判定(LOCA事象の過渡起因事象)
[原子炉圧力と上部ドライウェル圧力の差圧が「0.10MPa [gauge]以下」かつ
[上部ドライウェル圧力が「0.15MPa [gauge]以上」かつ
上記の条件が満たされる場合は「LOCA事象起因」と判定する。
条件が満たされない場合は「過渡起因事象」と判定する。
(本シナリオでは「LOCA事象」を想定している)
LOCA事象起因時のパラメータ変化は以下の条件によって変わる
・下部ドライウェルに水位がある場合(LOCA①時と表記)
・下部ドライウェルに水位が無い場合(LOCA②時と表記)

【圧力容壁破損機軸/パラメータ】
・「過渡起因事象」時
原子炉圧力の「急激な低下」
上部ドライウェル圧力の「急激な上昇」
下部ドライウェルガス温度の「急激な上昇」
・「LOCA①」時
下部ドライウェルガス温度の「急激な低下」
サプレッションプール水温度の「急激な上昇」
・「LOCA②」時
下部ドライウェルガス温度の「急激な上昇」
上部ドライウェル水素温度の「上昇」

【圧力容壁破損機軸/パラメータ】
・「過渡起因事象」、「LOCA①」、「LOCA②」時
原子炉水位低下(水位が確認されていた場合)
制御棒位置の指示値喪失数増加
原子炉圧力容器下段部温度の指示値喪失数増加

【圧力容壁破損機軸/パラメータ】
・「過渡起因事象」時
[原子炉圧力と上部ドライウェル圧力の差圧が「0.10MPa [gauge]以下」かつ
[下部ドライウェルガス温度が「飽和温度以上」]
・「LOCA①」、「LOCA②」時
[下部ドライウェルガス温度が「飽和温度以上」かつ サプレッションプール水温5℃以上上昇] または
[下部ドライウェルガス温度が300℃以上]

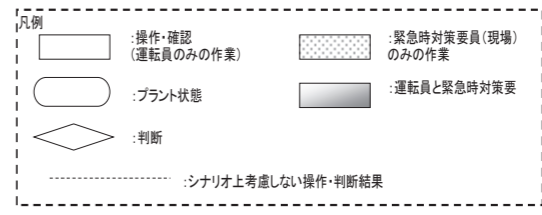


図3-8 代替循環冷却運転の手順概要(格納容器過圧・過温破損シナリオの場合)「抜粋図」

格納容器過圧・過温破損

操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間 (分)												備考	
	運転員 (中操)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)			10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120		
	6号	7号	6号	7号	6号	7号		事象発生 原子炉スクラム ▽ フラント状況判断 ▽ 約24分 炉心損傷開始 約70分 原子炉注水開始 ▽													
状況判断	2人 A,B	2人 a,b	-	-	-	-	・冷却材喪失（大破断）確認 ・原子炉スクラム・タービントリップ確認 ・全交流電源喪失確認 ・原子炉注水機能喪失確認	10分													
交流電源回復操作 (軽視上考慮せず)	-	-	-	-	-	-	・非常用ディーゼル発電機 機能回復 ・外部電源 回復												対応可能な要員により、対応する		
高圧/低圧注水機能喪失調整、復旧操作 (軽視上考慮せず)	-	-	-	-	-	-	・給水系、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心注水系、低圧注水系：機能回復												対応可能な要員により、対応する		
常設代替交流電源設備準備操作	(2人) A,B	(2人) a,b	-	-	-	-	・受電前準備（中操）	20分													
	-	-	2人 E,F	2人 e,f	-	-	・現場移動 ・受電前準備（現場）	50分													
	-	-	-	-	6人 ↓ (2人)		・現場移動 ・ガスタービン発電機健全性確認 ・緊急用M/C健全性確認 ・ガスタービン発電機給電準備 ・緊急用M/C給電準備 ・ガスタービン発電機起動 ・緊急用M/C遮断器投入	20分	10分	20分											
常設代替交流電源設備運転							・ガスタービン発電機 運転状態監視	速時実施													
常設代替交流電源設備からの受電操作	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	・M/C受電確認								10分						
	-	-	(2人) E,F	(2人) e,f	-	-	・M/C 受電 ・MCC 受電								10分						
低圧代替注水系（常設）準備操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・復水移送ポンプ起動/運転確認 ・低圧代替注水系ラインアップ						5分								
	-	-	2人 C,D	2人 cd	-	-	・現場移動 ・低圧代替注水系 現場ラインアップ ※復水貯蔵槽吸込ライン切替	20分													

図3-9 代替循環冷却運転の作業と所要時間（0~120分後）「格納容器過圧・過温破損シナリオの場合」

操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間 (時間)																	備考							
	運転員 (中操)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)			2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	26	28	30	32	34								
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																										
低圧代替注水系 (常設) 注水操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・低圧注水系 注入弁操作	約24分 炉心格納開始																								
代替格納容器スプレー操作 (格納容器薬品注入を含む)	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・低圧注水系 スプレー弁操作 ・スプレーに合わせた薬品注入	約70分 原子炉注水開始 約2時間 炉心冠水確認																		格納容器薬品注入操作は中央制御室から操作する方針						
消防車による防火水槽から復水貯蔵槽への補給	-	-	(2人) C,D	(2人) cd	-	-	・消防車による復水貯蔵槽への注水準備 (ホース準備)	180分																								
	-	-	-	-	2人	2人	・消防車による復水貯蔵槽への注水準備 (消防車移動、ホース敷設 (防火水槽から消防車、消防車から接続口)、ホース接続)	60分																								
	-	-	-	-	(1人)	(1人)	・消防車による復水貯蔵槽への補給	継続実施																		復水移送ポンプ停止時に、復水貯蔵槽への補給を停止する						
貯水池から大渠側防火水槽への補給	-	-	-	-	2人	-	・現場移動 ・貯水池～防火水槽への系統構成、ホース水張り	90分																								
-	-	-	-	-	-	2人	・貯水池から防火水槽への補給	継続実施																		復水貯蔵槽への補給停止後も、代替循環冷却開始時点で消防車による代替注水を再開する場合は、防火水槽への補給は継続する						
代替原子炉補機冷却系 準備操作	-	-	(2人) E,F	(2人) ef	-	-	・現場移動 ・代替原子炉補機冷却系 現場ラインアップ	300分																								
代替原子炉補機冷却系 運転	-	-	-	-	13人 (参集)	13人 (参集)	・現場移動 ・資機材配置及びホース布設、起動及び系統水張り	10時間																								
可搬型代替注水系による原子炉注水 準備操作	-	-	-	-	5人 (参集)	5人 (参集)	・消防車による原子炉への注水準備 (消防車移動、ホース敷設 (防火水槽から消防車、消防車から接続口)、ホース接続)	60分	この時間内に実施																							
代替循環冷却運転 (系統構成1)	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	・代替循環冷却運転 中央制御室ラインアップ	30分	この時間内に実施																							
	-	-	(2人) E,F	(2人) ef	-	-	・現場移動 ・代替循環冷却運転 現場ラインアップ (低圧代替注水に影響のない部分)	120分	この時間内に実施																							
代替循環冷却運転 準備操作 (系統構成2)	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	・復水移送ポンプ停止	5分																								
-	-	-	(2人) E,F	(2人) ef	-	-	・現場移動 ・代替循環冷却運転 現場ラインアップ (復水貯蔵槽吸込弁、復水移送ポンプミニロープ)	60分																								
代替循環冷却運転開始	(2人) A,B	(2人) ab	-	-	-	-	・復水移送ポンプ起動 ・低圧注水系注入弁、格納容器スプレー弁操作	5分																								
代替循環冷却運転状態監視	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・代替循環冷却運転による原子炉・格納容器の状態監視	継続実施																								
可搬型代替注水系による原子炉への注水	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・低圧注水系 注入弁操作	適宜実施	復水移送ポンプ停止期間中の原子炉水位確保として、消防車による原子炉注水を想定。																							
	-	-	-	-	(2人)	(2人)	・消防車による原子炉への注水	適宜実施	外部注水管の腐蝕等は屋外から操作可能であるため、原子炉注水時のみ観する (代替循環冷却運転時のバウンダリ確保のため)																							
燃料供給準備	-	-	-	-	2人	-	・軽油タンクからタンクローリーへの補給	90分																		タンクローリー積量に応じて適宜軽油タンクから補給						
燃料給油作業	-	-	-	-	2人	-	・消防車への給油 ・電源車への給油	継続実施																								
必要人員数 合計	2人 A,B	2人 ab	4人 C,D,E,F	4人 cdef	14人 (参集要員36人)																											

以上が、代替循環冷却運転による格納容器ベント回避のシナリオ
 以下は、代替循環冷却運転失敗による格納容器ベントに至るシナリオ
 (* 2時間後に代替循環冷却運転に失敗し、事故後30時間で格納容器ベントに至ることを想定)

操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間 (時間)																	備考				
	運転員 (中操)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)			2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	26	28	30	32	34					
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																							
代替循環冷却運転状態監視	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・代替循環冷却運転による原子炉・格納容器の状態監視	適宜実施																		約20時間 低圧代替注水 停止 約30時間 代替循環冷却運転 開始 約30時間 格納容器ベント 実施			
可搬型代替注水系による原子炉・格納容器への注水	-	-	-	-	(2人)	(2人)	・現場移動 ・消防車再起動	60分																					
	-	-	-	-	-	-	・消防車による原子炉への注水	継続実施																		代替循環冷却運転 (一時待避中) 格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する			
貯水池から大渠側防火水槽への補給	-	-	-	-	(2人)	(2人)	・現場移動 ・防火水槽への補給再開	60分																					
	-	-	-	-	-	-	・貯水池から防火水槽への補給	継続実施																		代替循環冷却運転 (一時待避中) 格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 一時待避前に防火水槽が枯渇しないように補給量を調整する			
可搬型代替注水系による原子炉への注水	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・低圧注水系 注入弁操作	継続実施																					
格納容器ベント準備操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・ベント準備	30分	この時間内に実施																				
	-	-	2人 E,F	2人 ef	-	-	・ベント準備	60分	この時間内に実施																	格納容器ベント前に第2待避所へ待避準備及び待避を実施する			
	-	-	-	-	(2人)	(2人)	・フィルタ装置水位調整準備 (排水ライン水張り)	60分	この時間内に実施																	格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する			
格納容器ベント操作	(1人) A	(1人) a	-	-	(2人)	(2人)	・格納容器ベント操作 ・ベント状態監視	格納容器ベント操作後、適宜ベント状態監視																		格納容器ベント操作後第1待避所へ待避し、ベント状態を監視する			
	-	-	-	-	(2人)	(2人)	・フィルタ装置水位調整	適宜実施																		中操からの連絡を受けて現場操作を実施する			
代替原子炉補機冷却系 運転	-	-	-	-	(3人)	(3人)	・代替原子炉補機冷却系 運転状態監視	適宜実施																		代替循環冷却運転 (一時待避中) 格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する			
燃料供給準備	-	-	-	-	2人	-	・軽油タンクからタンクローリーへの補給	90分																		タンクローリー積量に応じて適宜軽油タンクから補給			
燃料給油作業	-	-	-	-	2人	-	・消防車への給油 ・電源車への給油	継続実施																		作業中断 (一時待避中) 格納容器ベント前に待避準備及び待避を実施する 一時待避前に燃料が枯渇しないように補給する			

図3-10 循環冷却運転の作業と所要時間 (0~34時間後) 「格納容器過圧・過温破損シナリオの場合」

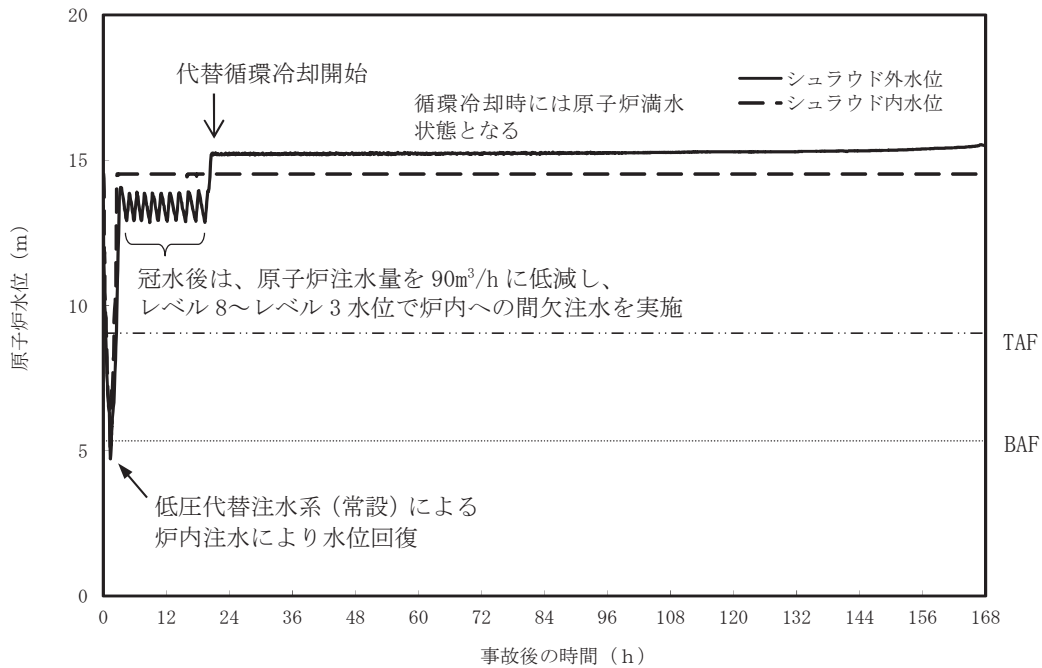


図 3 - 1 1 原子炉水位(シュラウド内外)の推移 (TQUV)

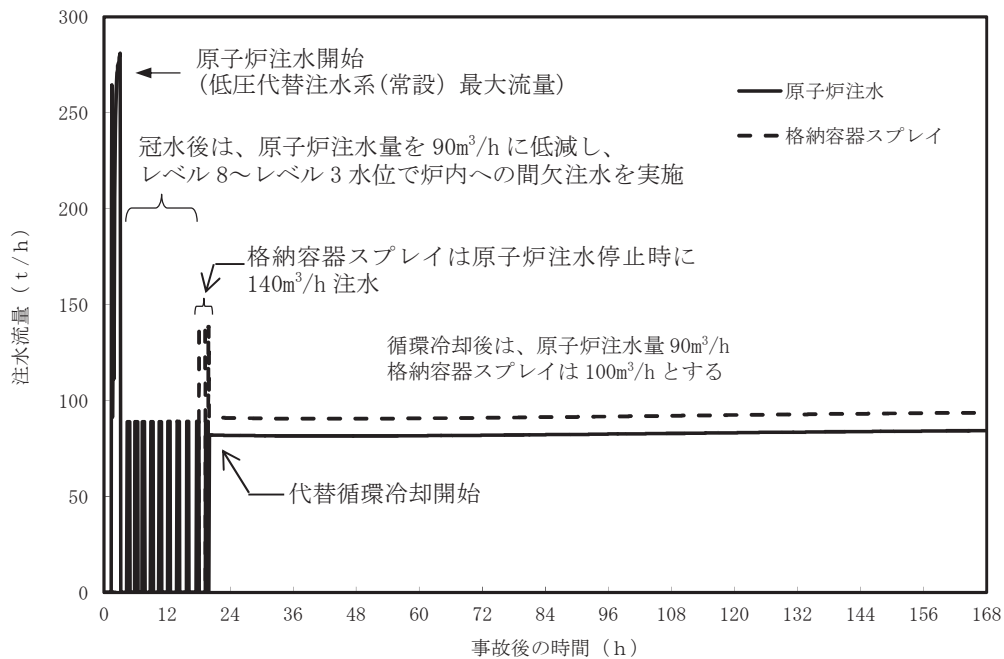


図 3 - 1 2 注水流量の推移 (TQUV)

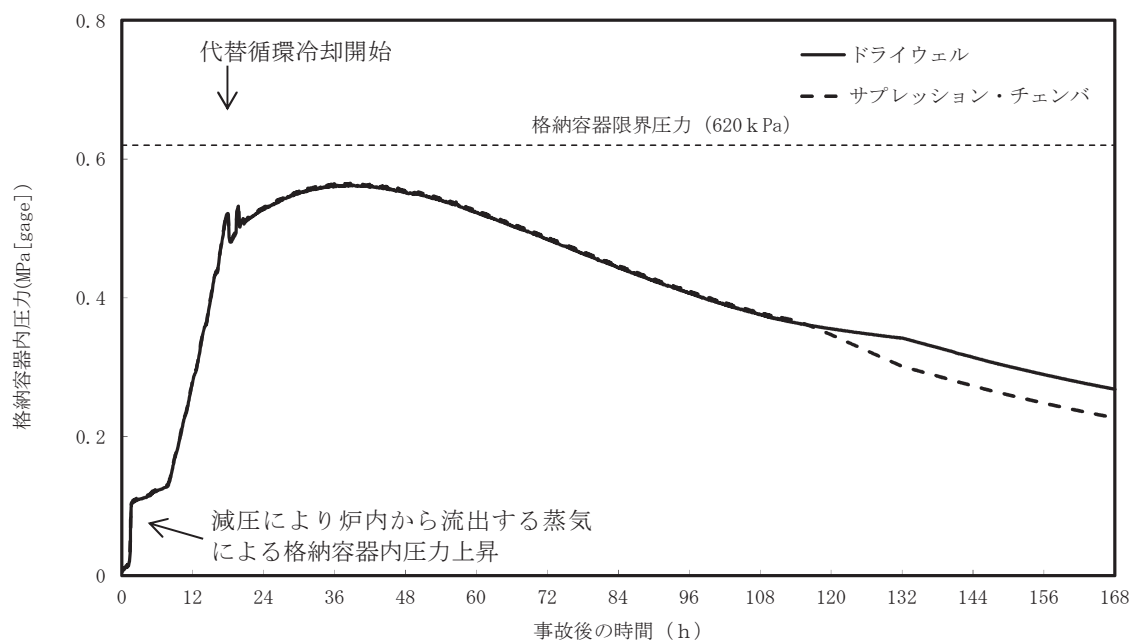


図 3 - 1 3 格納容器圧力の推移 (TQUV)

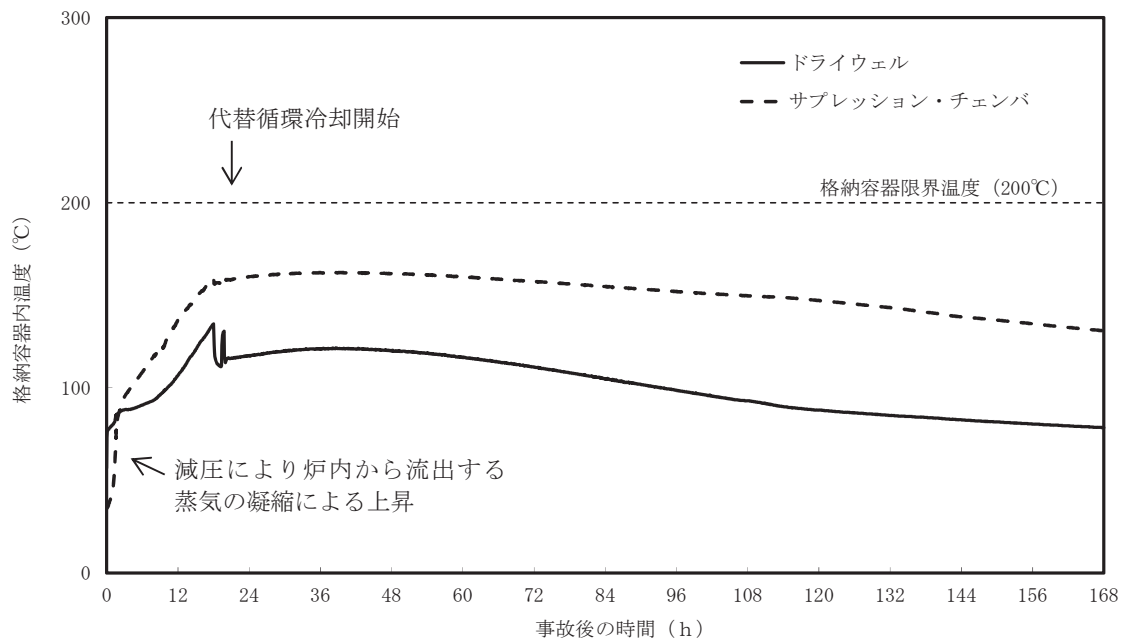


図 3 - 1 4 格納容器気相部の温度の推移 (TQUV)

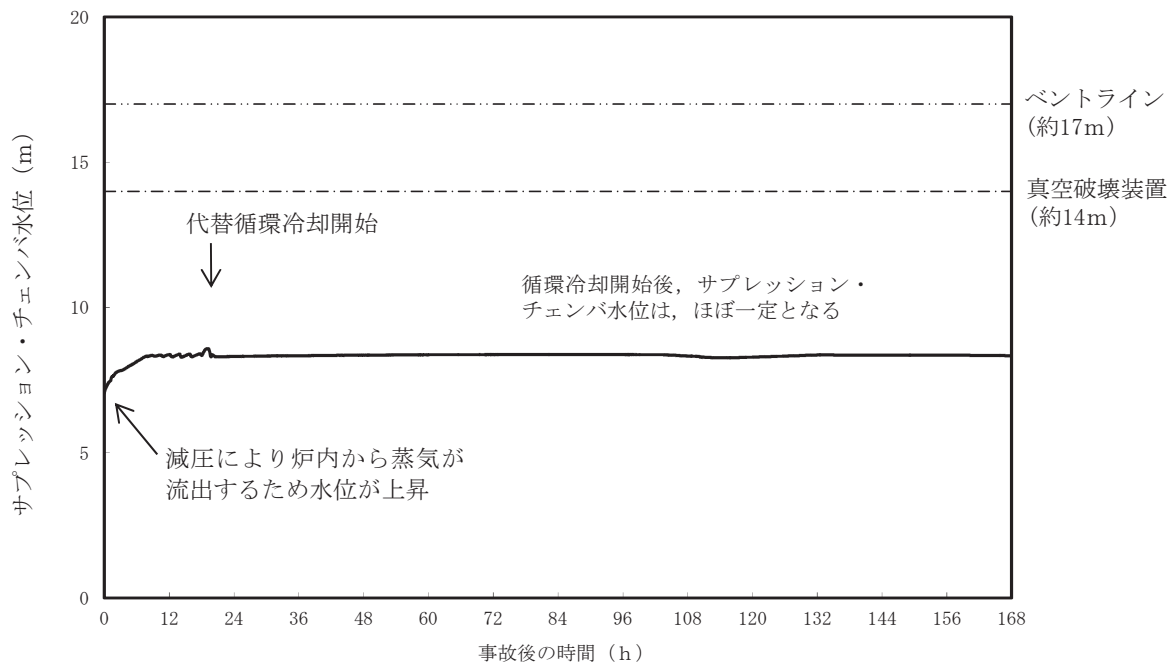


図 3 - 1 5 サプレッション・チェンバ水位の推移 (TQUV)

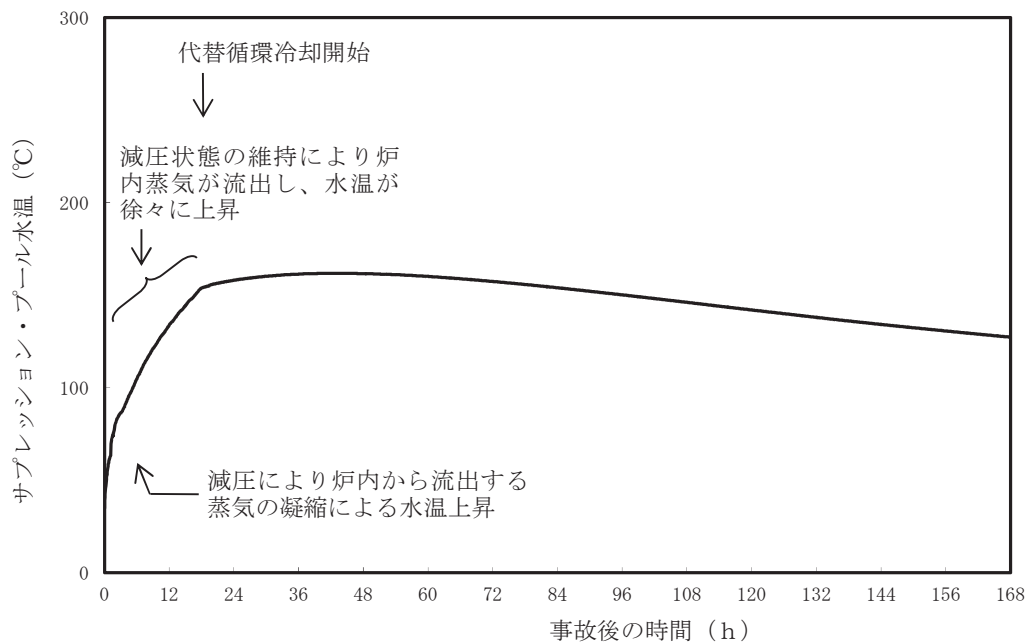
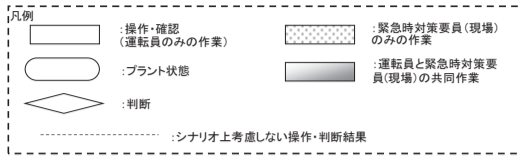


図 3 - 1 6 サプレッション・プール水温の推移 (TQUV)

(解析上の時間)
(約0分)



(約60分後)

(約70分後)

(約82分後)

(約17時間後)

(約18時間後)

(約19時間後)

(約35時間後)

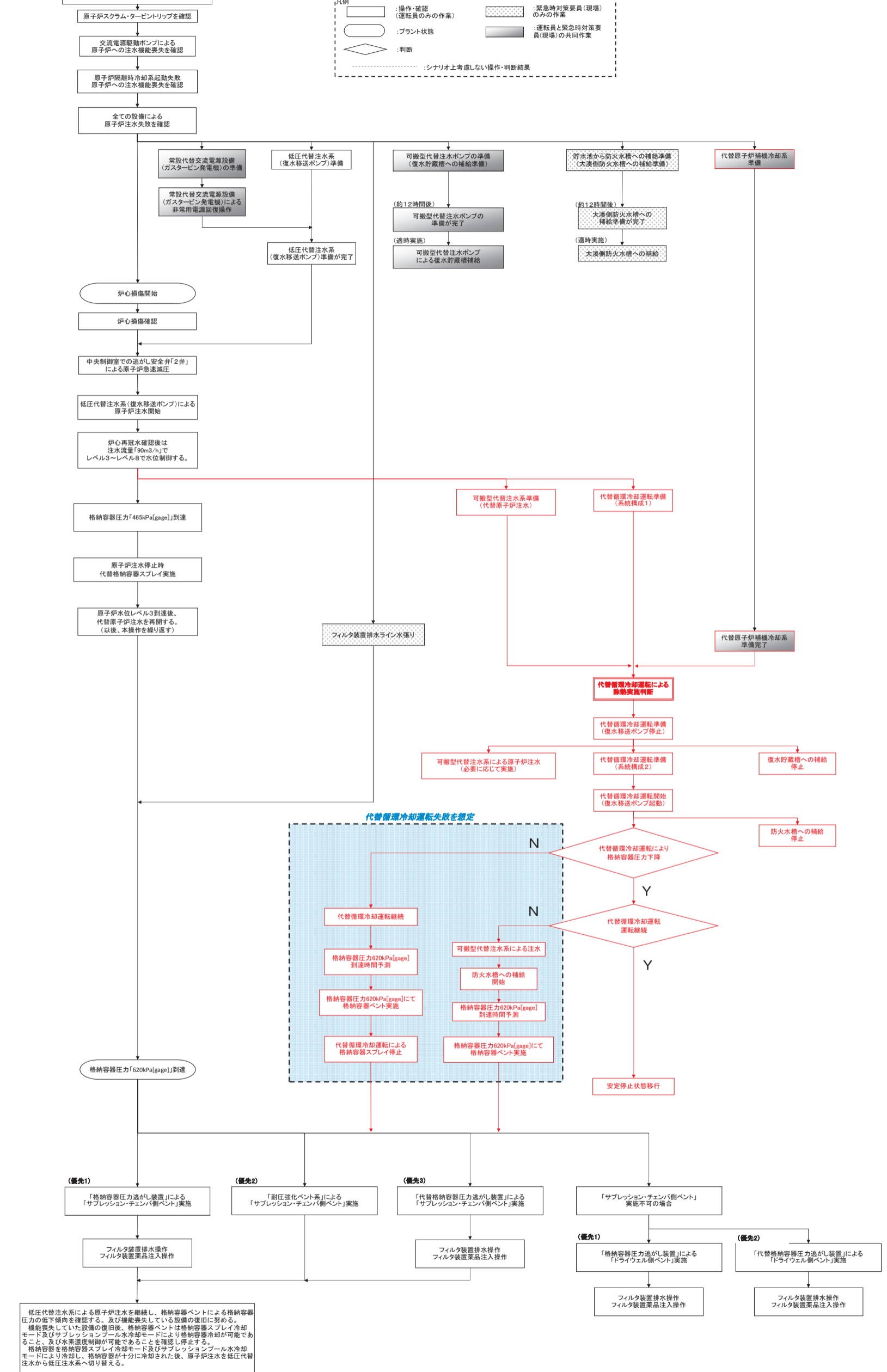


図3-17 代替循環冷却運転の手順概要 (全交流動力電源喪失&非常用炉心冷却系機能喪失シナリオの場合)

SBO&ECCS機能喪失

操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間 (分)												備考
	運転員 (中操)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)			10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	
	6号	7号	6号	7号	6号	7号														
状況判断	2人 A,B	2人 a,b	-	-	-	-	・全交流電源喪失確認 ・原子炉スクラム・タービントリップ確認 ・全ての原子炉注水機能喪失確認	10分												
	(2人) A,B	(2人) a,b	-	-	-	-	・受電前準備 (中操)	20分												
	-	-	2人 E,F	2人 e,f	-	-	・現場移動 ・受電前準備 (現場)	50分												
常設代替交流電源設備 準備操作	-	-	-	-	6人 ↓ (2人)		・現場移動 ・ガスタービン発電機健全性確認 ・緊急用M/C健全性確認	20分												
	-	-	-	-			・ガスタービン発電機給電準備 ・緊急用M/C給電準備	10分												
	-	-	-	-			・ガスタービン発電機起動 ・緊急用M/C遮断器投入	20分												
	常設代替交流電源設備 運転							・ガスタービン発電機 運転状態監視	適時実施											
常設代替交流電源設備による受電	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	・M/C 受電確認												10分	
	-	-	(2人) E,F	(2人) e,f	-	-	・M/C 受電 ・MCC 受電												10分	
低圧代替注水系 (常設) 準備操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・復水移送ポンプ起動/運転確認 ・低圧代替注水系 ラインアップ												5分	
	-	-	2人 C,D	2人 c,d	-	-	・現場移動 ・低圧代替注水系 現場ラインアップ ※復水貯蔵槽吸込ライン切替	20分												
原子炉急速減圧操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・逃がし安全弁 2弁 手動開放操作												5分	

図3-18 代替循環冷却運転の作業と所要時間 (0~120分後)
「全交流動力電源喪失&非常用炉心冷却系機能喪失シナリオの場合」シナリオの場合

SBO&ECCS機能喪失

操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間 (時間)												備考	
	運転員 (中操)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)			2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24		
	6号	7号	6号	7号	6号	7号		事象発生 約1時間 炉心損傷開始 約70分 原子炉減圧開始 約17時間 格納容器圧力465kPa[gage]到達 約20時間 低圧代替注水 停止 約21時間 代替循環冷却運転 開始													
低圧代替注水系 (常設) 注水操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・低圧注水系 注入弁操作	格納容器スプレイ実施まで「レベル3～レベル8」維持												「レベル8」到達後格納容器スプレイ切替「レベル3」到達後原子炉注水切替	
代替格納容器スプレイ操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・低圧注水系 スプレイ弁操作	格納容器圧力180kPa[gage]到達後は、適宜原子炉注水と格納容器スプレイの切り替えを繰り返し実施													
消防車による防火水槽から復水貯蔵槽への補給	-	-	(2人) C,D	(2人) c,d	-	-	・消防車による復水貯蔵槽への注水準備 (ホース準備)	180分													
	-	-	-	-	2人	2人	・消防車による復水貯蔵槽への注水準備 (消防車移動、ホース敷設 (防火水槽から消防車、消防車から接続口)、ホース接続)	60分													
	-	-	-	-	(1人)	(1人)	・消防車による復水貯蔵槽への補給	適宜実施												復水移送ポンプ停止時に、復水貯蔵槽への補給を停止する	
貯水池から大湊側防火水槽への補給	-	-	-	-	2人		・現場移動 ・貯水池～防火水槽への系統構成、ホース水張り	90分													
	-	-	-	-	2人		・貯水池から防火水槽への補給	適宜実施												復水貯蔵槽への補給停止後も、代替循環冷却運転開始まで消防車による代替注水を実施する必要があるため、防火水槽への補給は継続する	
代替原子炉補機冷却系 準備操作	-	-	(2人) E,F	(2人) e,f	-	-	・現場移動 ・代替原子炉補機冷却系 現場ラインアップ	300分													
代替原子炉補機冷却系 運転	-	-	-	-	13人 (参集)	13人 (参集)	・現場移動 ・資機材配置及びホース布設、起動及び系統水張り	10時間													
可搬型代替注水系による原子炉注水 準備操作	-	-	-	-	5人 (参集)	5人 (参集)	・消防車による原子炉への注水準備 (消防車移動、ホース敷設 (防火水槽から消防車、消防車から接続口)、ホース接続)	60分												この時間内に実施	
	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	・代替循環冷却運転 中央制御室ラインアップ	30分												この時間内に実施	
代替循環冷却運転 準備操作 (系統構成1)	-	-	(2人) E,F	(2人) e,f	-	-	・現場移動 ・代替循環冷却運転 現場ラインアップ (低圧代替注水に影響のない部分)	120分												この時間内に実施	
	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	・復水移送ポンプ停止	5分													
代替循環冷却運転 準備操作 (系統構成2)	-	-	(2人) E,F	(2人) e,f	-	-	・現場移動 ・代替循環冷却運転 現場ラインアップ (復水貯蔵槽吸込弁、復水移送ポンプミニフロー弁)	60分													
	(2人) A,B	(2人) a,b	-	-	-	-	・復水移送ポンプ起動 ・低圧注水系注入弁、格納容器スプレイ弁操作	5分													
代替循環冷却運転状態監視	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・代替循環冷却運転による原子炉・格納容器の状態監視													継続実施	
可搬型代替注水系による原子炉への注水	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・低圧注水系 注入弁操作	復水移送ポンプ停止期間中の原子炉水位確保として、消防車による原子炉注水を想定。												適宜実施	
	-	-	-	-	(2人)	(2人)	・消防車による原子炉への注水	外部注水配管の隔離弁は屋外から操作可能であるため、原子炉注水時のみ開する (代替循環冷却運転時のパウンドリ確保のため)												適宜実施	
燃料供給準備	-	-	-	-	2人		・軽油タンクからタンクローリーへの補給	90分												タンクローリー残量に応じて適宜軽油タンクから補給	
燃料給油作業	-	-	-	-	2人		・消防車への給油 ・電源車への給油	適宜実施													
必要人員数 合計	2人 A,B	2人 a,b	4人 C,D,E,F	4人 c,d,e,f	14人 (参集要員36人)																

図3-19 代替循環冷却運転の作業と所要時間 (0~24時間後)
「全交流動力電源喪失&非常用炉心冷却系機能喪失シナリオの場合」シナリオの場合

4. 代替循環冷却運転における設備操作

代替循環冷却運転時あるいは運転後において、以下の操作ならびに作業が確実に実施できることが必要である。

- (1) 代替循環冷却運転継続に必要な操作、監視ができること
- (2) 可搬型代替注水系による原子炉注水、格納容器ベント操作ができること
- (3) 残留熱除去系の復旧作業ができること

(1) 代替循環冷却運転継続に必要な操作、監視

代替循環冷却運転開始前の系統構成は、中央制御室からの電動駆動弁の遠隔操作の他、現場での手動弁の操作が必要であるが、操作は運転開始前のため、アクセス及び操作への放射線による大きな影響はない。

また、運転開始時の復水移送ポンプの起動は中央制御室から遠隔で操作が可能な設計としているため、操作への放射線による大きな影響はない。

代替循環冷却運転を開始した後は、原子炉・格納容器への注水流量を監視し、原子炉水位・格納容器圧力・格納容器温度・サプレッション・プール水位の推移を監視し、代替循環冷却運転が正常に動作していることを確認する。これらのパラメータは中央制御室で監視が可能な設計としているため、代替循環冷却運転により配管周りの放射線量が上昇した場合においても監視が可能である。

また、代替循環冷却運転時には原子炉注水及び格納容器スプレイの流量調整をする場合は、流量調整弁の操作により行うが、中央制御室から遠隔で操作が可能な設計としているため、放射線量が上昇した場合においても操作が可能である。(表4-1及び図4-1参照)

その他の作業としては、代替原子炉補機冷却系の運転状態確認及び代替熱交換器の付帯設備である電源車への給油作業がある。これらは屋外作業であり格納容器ベント操作前であるため高線量になることはなく、温度・湿度等についても問題になることはなく作業環境は維持されている。

表 4-1 代替循環冷却系における操作対象弁・監視対象機器

対象弁・監視機器	実施時期	場所	図番
新設弁 (タイライン弁)	停止時	中央制御室	(c)
新設弁 (タイライン弁)	停止時	中央制御室	(d)
RHR 注入ライン洗浄水止め弁 (A)	運転時(流量調整時) 停止時	中央制御室	(g)
RHR 注入ライン洗浄水止め弁 (B)	運転時(流量調整時) 停止時	中央制御室	(h)
RHR 注入弁 (A)	停止時	中央制御室	(i)
RHR 格納容器冷却流量調節弁 (B)	停止時	中央制御室	(k)
RHR 格納容器冷却ライン隔離弁 (B)	停止時	中央制御室	(l)
RHR ポンプ S/P 水吸込隔離弁 (B)	停止時	中央制御室	(m)
RHR ポンプ炉水吸込弁 (B)	停止時	中央制御室	(n)
復水移送ポンプ (A)	運転開始時	中央制御室	(o)
復水移送ポンプ (B)	運転開始時	中央制御室	(p)
復水移送ポンプ (C)	運転開始時	中央制御室	(q)
計測制御設備※1	運転時	中央制御室	—

※1：以下のパラメータを監視する

- ・復水補給水系流量
- ・原子炉水位
- ・格納容器圧力
- ・格納容器温度
- ・サブプレッション・プール水位

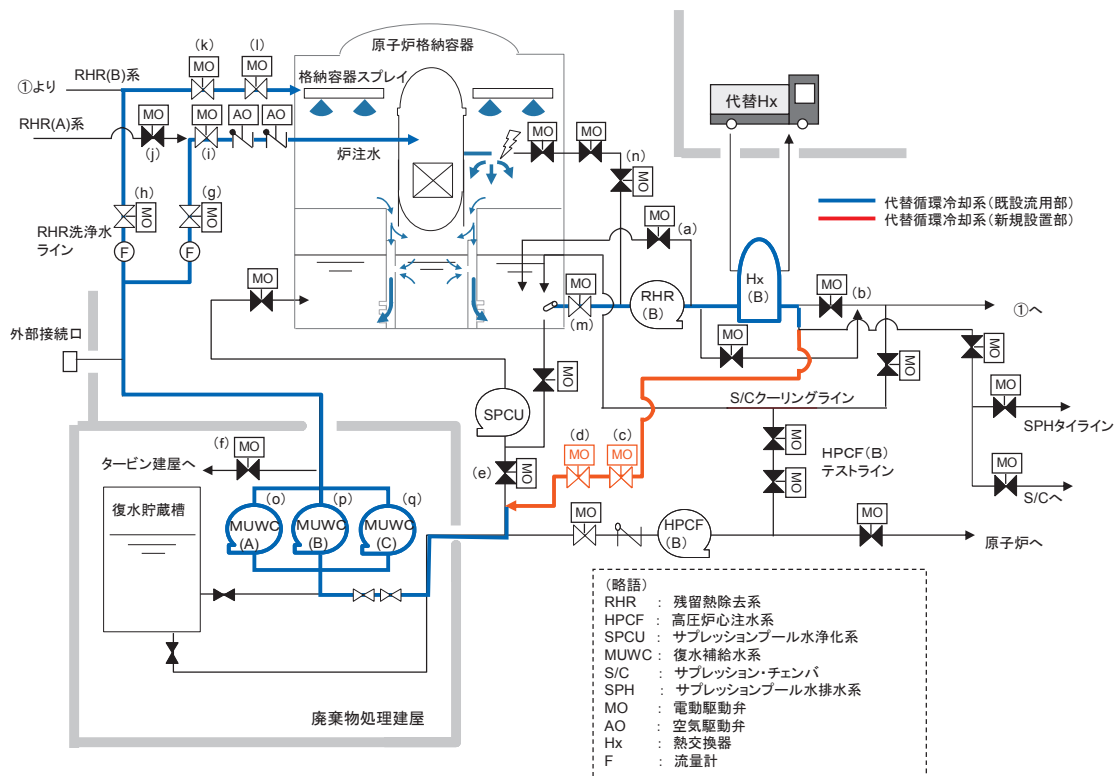


図 4-1 代替循環冷却系概略図

(2) 可搬型代替注水系による原子炉注水、格納容器ベント操作

代替循環冷却運転開始前に、代替原子炉注水として可搬型代替注水系の準備が必要となる。これは屋外作業であり、格納容器ベント操作前であるため作業環境は維持されている。

代替循環冷却運転開始後に機能喪失した場合の対応として、可搬型代替注水系による原子炉注水、格納容器ベント操作が必要となる。可搬型代替注水系による原子炉注水は、代替循環冷却運転開始前にあらかじめ系統構成をした上で、注水操作を屋外で実施することにより、建屋内放射線量が上昇した場合においても対応が可能である。

格納容器ベント操作について、操作対象弁は図 4-2 のとおりであり、これらの操作対象弁と代替循環冷却系配管の主たる流路の位置関係を表 4-2 及び図 4-3～図 4-6 に示す。これらの操作弁は中央制御室から遠隔操作可能な設計であるため、代替循環冷却運転後の放射線量上昇による操作への影響はない。なお、何らかの理由によりベント操作弁が中央制御室から遠隔操作不能となる場合は、放射線量上昇による影響が小さい二次格納施設外において空気作動あるいは遠隔手動操作で開閉する方法を備えている。なお、これらの操作位置は二次格納施設外であっても、代替循環冷却により高線量となる配管との位置が比較的近い箇所もあるため、放射線量上昇によるアクセス性及び弁操作性を考慮し、必要に応じて放射線防護対策を施す。

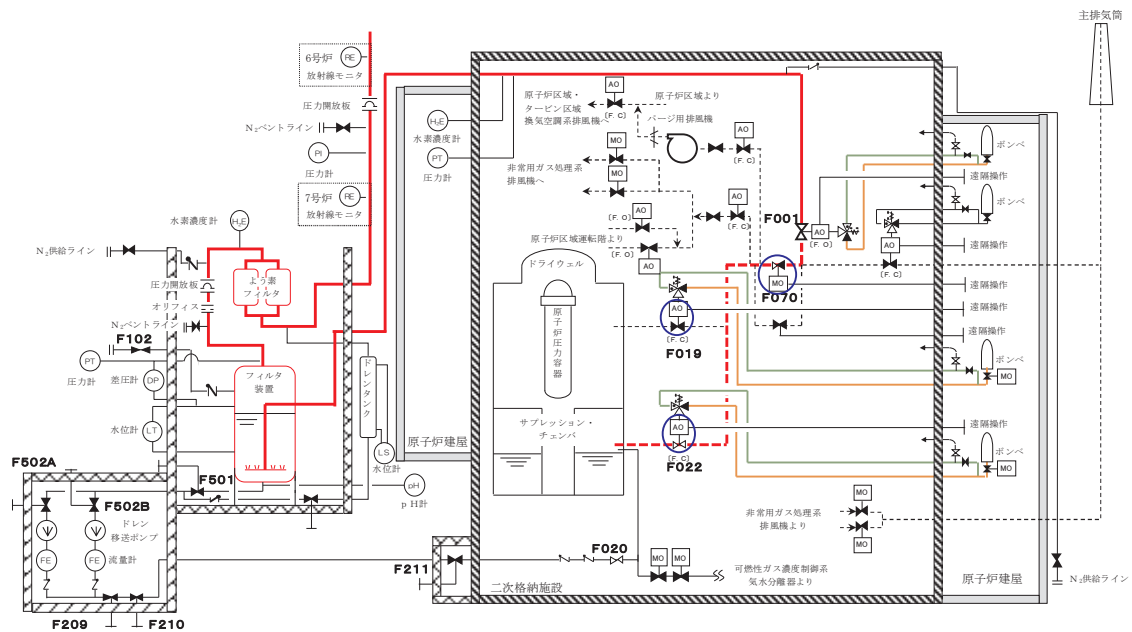


図 4 - 2 格納容器圧力逃がし装置系統概要図

表 4 - 2 ベント操作に必要な操作弁と配置

	6号炉	7号炉
F022 (一次隔離弁 S/C)	弁① (図 4 - 3)	弁① (図 4 - 5)
F019 (一次隔離弁 D/W)	弁② (図 4 - 4)	弁② (図 4 - 6)
F070 (二次隔離弁)	弁③ (図 4 - 4)	弁③ (図 4 - 6)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図 4 - 3 機器配置図 (6 号炉原子炉建屋中 1 階及び地下 1 階)



図 4 - 4 機器配置図 (6 号炉原子炉建屋 2 階及び 3 階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図4-5 機器配置図 (7号炉原子炉建屋中1階及び地下1階)



図4-6 機器配置図 (7号炉原子炉建屋2階及び4階)

(3) 残留熱除去系の復旧作業

代替循環冷却系は、残留熱除去系による冷却機能を喪失した場合に使用する系統であり、残留熱除去系が復旧するまで運転継続することを目的としている。よって、代替循環冷却系統運転による放射線量上昇の影響があっても、残留熱除去系復旧作業ができることを示す。

ここで詳細に示すため、原子炉注水と格納容器スプレイが可能な残留熱除去系(C)のポンプ類の復旧を想定する。残留熱除去系(C)ポンプ類の復旧のためには、機能喪失要因にもよるが原子炉建屋地下3階の残留熱除去系(C)ポンプ室、あるいは、原子炉建屋地下2階の残留熱除去系(C)ポンプ室の上部ハッチまでアクセスすることができる必要がある。

6号炉については、図4-7に示すとおり、代替循環冷却により高線量となる配管は、残留熱除去系(C)ポンプ室ならびに上部ハッチ付近から十分離れていることから、アクセスは可能である。

7号炉については、図4-8に示すとおり、代替循環冷却により高線量となる配管は、残留熱除去系(C)ポンプ室から十分離れていることから、アクセスは可能である。一方、上部ハッチ付近には高線量となる配管があることから、代替循環冷却運転時の放射線量を考慮し、必要に応じて放射線防護対策を施す。

なお、現場操作時は放射線量を測定し適切な防護装備を装備したうえでアクセスすることとしている。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



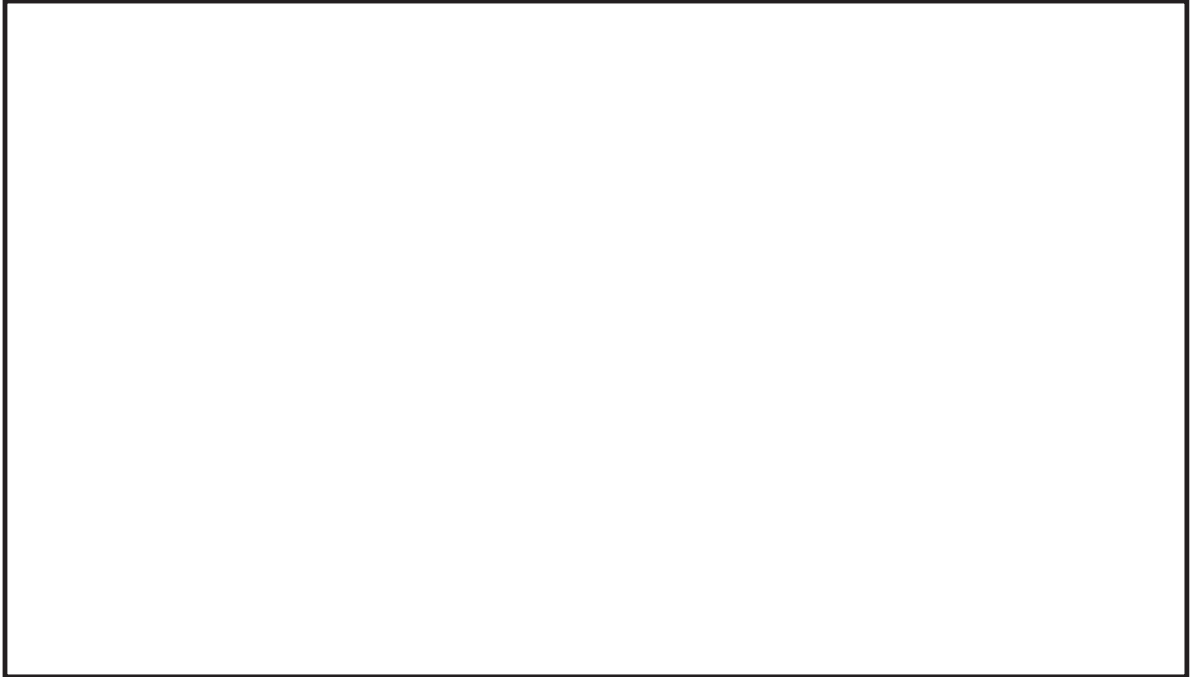
図 4 - 7 機器配置図 (6 号炉原子炉建屋地下 3 階及び地下 2 階)



図 4 - 8 機器配置図 (7 号炉原子炉建屋地下 3 階及び地下 2 階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

5. 意図的な航空機衝突に対する耐性について



枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図 5 航空機衝突が行われた場合の影響について