

社内関係者限り

この資料には当社の知的財産が含まれて  
います。取扱は十分注意願います。

第一運転管理部

	店所業務取扱文書
文書名	2号機 事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント)
	NM-5 1-5・1 F-F 1-0 0-7-2 改18

2003年 7月 1日施行

2011年 1月23日 (改訂18)

第一運転管理部 (主管部)

東京電力株式会社

2号機 事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 改訂履歴

改訂 次数	改訂年月日	施行年月日	改訂 内容
0	H.11-6-8	H.11-6-8	初版制定
1	H.11-11-18	H.11-11-18	1. AM設備別操作基準に格納容器代替除熱 (CUW系) を追加する。 2. フローチャート除熱-1「損傷炉心冷却後の除熱」に格納容器代替除熱 (CUW系) を追加する。
2	H.13-1-6	H.13-1-6	この度の保安規定改定に伴い、原子炉施設の運転管理に関するマニュアル類の所管を、運転支援グループに変更する。 (V-21・B1-0-1・C11-22) 尚、改定次数については「2」として制定とする。
3	H.13-3-30	H.13-4-1	放射線線量に関わる用語の適正化
4	H.14-1-29	H.14-2-7	S I単位併記化に伴う見直し
5	H.14-3-14	H.14-3-15	第19回定検改造に伴う改定 L-3及びL-8の警報設定値変更
6	H.15-5-7	H.15-5-23	1. 平成13年11月に発生した浜岡原子力発電所1号機の余熱除去系配管破断に鑑みたRHR蒸気凝縮ラインの改造に伴う見直し 2. 誤字、脱字等用語の変更
7	H.15-7-1	H.15-7-1	三次文書体系整備に伴い「事故時運転操作基準 (シビアアクシデント)」を「事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント)」に名称を変更する。 (V-1F3-01-62) 1. 表紙の変更 2. ページ序-1-3「序文」部分に付則として「事故時運転操作基準 (シビアアクシデント)」を「事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント)」と読み替える部分等の追記。 尚、過去の改定履歴を残すため改定次数「7」で新規制定とする。
8	H.15-12-15	H.15-12-17	1. RHR蒸気凝縮配管撤去に伴う見直し 2. 中操パネル取替に伴うジャンパー箇所の変更見直し
9	H.16-3-29	H.16-4-16	1. 三次文書の管理要領改訂に伴う採番の変更。 2. 三次文書体系整備に伴う手順書名称の変更、並びに所管、付則の削除。
10	H.16-6-25	H.16-7-20	1. 誤記訂正に伴う見直し。 (1) RHR凝縮モード撤去に伴う目次の誤記訂正。(P-1) 2. 三次文書改訂に伴う変更 (表紙) [承認] 発電 [審査] 運転支援 [作成] 運転支援

履歴-1

改訂 次 数	承認年月日	施行年月日	改 訂 内 容
11	2005. 11. 30	2005. 12. 7	1. 「三次マニュアル作成・管理要領(NQ-12-2・1F-D1-001)」の改訂に伴う見直し。
			(1) 表紙スタイルの変更。
			a. 店所業務取扱文書であることの表記。
			b. 三次文書管理番号の変更。(V-1F3-(H2-01)・・・→NM-51-5・1F-F2・・・)
			c. 文書主管部の表記。(第一運転管理部(主管部))
			d. 知的財産であることの表記。(定型句)
			e. 文書初版施行日の表記。(制定時の施行年月日)
			f. 施行日を和暦→西暦表示に変更。
			(2) 手順書本文各ページのヘッダー、フッターのスタイル変更。
			(序文, 来歴, 改定一覧, 目次)
			a. ヘッダー部に文書管理番号を表記。
			b. ヘッダー部, 施行日を和暦→西暦表示に変更。
			c. フッター部に知的財産であることの表記。(定型句)
			(3) 本文記載事項の追加, 変更。
			a. 総則として, 「業務範囲」「準拠法令」「責任と権限」等を追加。
			b. 手順書「序文」について, 運転管理の変更を伴わない記載(手順の変更を伴わない表現などの変更)の見直し。
			(a) 「序文」に「IIはじめに」を追加, 本書の制定理由, ストラテジを使用する理由, 補足について「アクシデントマネジメントの手引き」「アクシデントマネジメントに関するテキスト」の記載文より引用, 本書の位置付け等の説明文を追加記載した。
(b) 「序文」に「III運用について」を追加, SOP使用の判断, 指示命令について「アクシデントマネジメントの手引き」の記載文より引用, 追加記載した。又, 事故時運転操作手順書(AOP, EOP)に合わせ体系図を本書に追加した。			
[承認] 運転管理 [審査] 運転評価 [作成] 運転評価			
12	2006. 2. 16	2006. 3. 1	1. 「三次マニュアル作成・管理要領(NQ-12-2・1F-D1-001)」の改訂に伴う見直し。
			(1) 手順書全ページのヘッダー、フッターのスタイル変更。
			a. ヘッダー部に文書管理番号を表記。
			b. ヘッダー部, 施行日を和暦→西暦表示に変更。
			c. フッター部に知的財産であることの表記。(定型句)
			(2) 「改定来歴」→「改訂履歴」に名称変更。
			(3) 「最終改定一覧表」→「改訂履歴管理シート」に名称変更。
			[承認] 運転評価 [審査] 運転評価 [作成] 運転評価

2号機 事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 改訂履歴

改訂回数	承認年月日	施行年月日	改訂内容
13	2007- 3-19	2006- 3-24	<p>1. 2F-3号機で発生した保安規定違反事象 (気体廃棄物処理系の除湿冷却器定例切替時に、運転員の操作ミスで発電機出力が低下した事象) に鑑み、本店より発行された指示文書に基づいて手順書のまえがきに「手順書の具体的使用方法」として反映を行った。</p> <p>[承認] 運転管理 [審査] 運転評価 [作成] 運転評価</p>
14	2008- 6-19	2008- 7- 2	<p>1. 発電グループ及び運転評価グループの業務所掌見直しに伴う変更。</p> <p>(1) マニュアル文章番号を「NM-51-5・1F-F2-007-2」から「NM-51-5・1F-F1-007-2」に変更。</p> <p>(2) グループ名を「運転評価」から「発電」に変更</p> <p>2. 「3. 準拠法令等」について、法令及び業務実態との整合性を図る。</p> <p>3. 改訂履歴管理シートの電子化ソフト変更によるフォーマットの変更。</p> <p>4. 誤字・脱字等用語の変更見直し。</p> <p>[承認] 発電 [審査] 発電 [作成] 発電</p>
15	2008-12-24	2009- 1-10	<p>1. SI単位化に伴うMKS単位完全削除。</p> <p>2. 誤字・脱字等用語の変更。</p> <p>(1) 原子力災害対策実施要領 文書番号変更に伴う変更。</p> <p>[承認] 発電 [審査] 発電 [作成] 発電</p>
16	2009- 9-29	2009-10- 7	<p>1. 準拠法令等に、法令等に基づいて作成する社内文書名の反映。</p> <p>[承認] 発電 [審査] 発電 [作成] 発電</p>
17	2010- 2- 4	2010- 2-20	<p>1. 一次、三次マニュアルのフッター名称の変更。(知的財産 取扱注意→一般取扱注意)</p> <p>[承認] 発電 [審査] 発電 [作成] 発電</p>
18	2011- 1-18	2011- 1-23	<p>1. 電力共同研究にて得られた最新知見 (圧力容器内炉心保持 (IVR) 促進, 熔融炉心-コンクリート相互作用 (MCCI) 抑制等) を反映したAMG改訂に伴う、SOP改訂。(保安運営委員会 247 回付議済み)</p> <p>(1) 各フローチャートの内容見直し。(注水-3を3a, 3bに分割)</p> <p>(2) AM設備別操作手順書の内容見直し。</p> <p>(3) AM設備別操作手順書に制御棒駆動系 (CRD系) を新規追加。(IVR促進)</p> <p>2. 「原子力災害対策実施要領」が二次マニュアル「原子力災害対策マニュアル」に一本化されたことによる関連マニュアル名称の変更。</p> <p>3. NQ-12-2・1F-F1-002 運転操作手順書作成・管理要領が、NM-51-5 運転操作マニュアル及びガイドに改訂されたことによる見直し。</p> <p>[承認] 運転管理 [審査] 発電(1,2) [作成] 発電</p>

《改訂履歴管理シート》

頁	改訂 回数	頁	改訂 回数	頁	改訂 回数
目-1	17	2-2-3	18	3-3-4	17
目-2	18	2-2-4	18	3-3-5	17
序-1	18	2-2-5	17	3-3-6	17
序-2	17	2-2-6	18	3-3-7	17
序-3	17	2-2-7	18	3-3-8	17
序-4	17	2-2-8	18	3-4-1	17
序-5	17	2-2-9	18	3-4-2	17
序-6	17	2-2-10	18	3-4-3	17
序-7	17	2-2-11	18	3-4-4	17
序-8	18	2-2-12	18	3-4-5	17
序-9	18	2-2-13	18	3-4-6	17
序-10	18	2-2-14	18	参-1	17
序-11	18	2-2-15	18	参-2	17
序-12	18	2-2-16	18	参-3	17
1-1	18	2-3-1	17		
1-2	18	2-3-2	17		
1-3	18	2-3-3	17		
1-4	18	2-3-4	17		
1-5	18	2-3-5	17		
1-6	18	2-3-6	17		
1-7	18	2-3-7	17		
1-8	18	2-3-8	17		
設備目次-1	18	2-4-1	17		
2-1-1	17	2-4-2	17		
2-1-2	18	2-4-3	17		
2-1-3	18	2-4-4	17		
2-1-4	18	2-5-1	17		
2-1-5	18	2-5-2	18		
2-1-6	18	2-5-3	17		
2-1-7	18	2-5-4	17		
2-1-8	18	2-6-1	18		
2-1-9	18	2-6-2	18		
2-1-10	18	2-6-3	18		
2-1-11	18	2-6-4	18		
2-1-12	18	3-1	17		
2-1-13	18	3-2-1	17		
2-1-14	18	3-2-2	17		
2-1-15	18	3-2-3	17		
2-1-16	18	3-2-4	17		
2-1-17	18	3-2-5	17		
2-1-18	18	3-2-6	17		
2-1-19	18	3-2-7	17		
2-1-20	18	3-3-1	17		
2-2-1	17	3-3-2	17		
2-2-2	18	3-3-3	17		

改訂-1/E

# 目 次

## 序文

### I 総 則

- 1. 本マニュアルを適用する業務範囲 ..... 序-1
- 2. 目的 ..... 序-1
- 3. 準拠法令等 ..... 序-1
- 4. 関連するマニュアル ..... 序-1
- 5. 用語の定義 ..... 序-2
- 6. 責任と権限 ..... 序-2
- 7. 文書の保管期間 ..... 序-2
- 8. 記録の保管期間 ..... 序-2

### II はじめに

- 1. 本書の制定理由 ..... 序-3
- 2. ストラテジを使用する理由 ..... 序-3
- 3. 補足 ..... 序-3

### III 運用について

- 1. 事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) の使用の判断 ..... 序-4
- 2. 指示命令について ..... 序-4
- 3. 大型フローチャートの使用について ..... 序-4
- 4. 手順書の具体的使用方法 ..... 序-4
  - 図-1 事故時運転操作手順書の体系 ..... 序-6
  - 図-2 事故時運転操作手順書 (SOP) と各組織の関係について ..... 序-7

### IV 事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) の全体構成 ..... 序-8

- 1. フローチャート ..... 序-8
- 2. AM設備別操作手順 ..... 序-9
- 3. RHR復旧不可能時の対策 ..... 序-9
- 4. AMGフローチャートの基本ルール (表-1) ..... 序-10

## 本編

- (本編目次参照) ..... 目-2

# 目 次 (本編)

## 2号機事故時運転操作 (シビアアクシデント)

### 1. フローチャート

1-1 AM操作方針の全体流れ図	1-1
1-2 注水-1「損傷炉心への注水」	1-2
1-3 注水-2「長期の原子炉水位の確保」	1-3
1-4 注水-3 a「RPV破損前のペDESTAL初期注水」	1-4
1-5 注水-3 b「RPV破損後のペDESTAL注水」	1-5
1-6 注水-4「長期のRPV破損後の注水」	1-6
1-7 除熱-1「損傷炉心冷却後の除熱」	1-7
1-8 除熱-2「RPV破損後の除熱」	1-8

### 2. AM設備別操作手順

AM設備別操作手順目次	設備目次-1
2-1 復水補給水系 (MUW)	2-1-1
2-2 消火系 (FP)	2-2-1
2-3 不活性ガス系 (耐圧強化ベント)	2-3-1
2-4 格納容器代替除熱 (CUW系)	2-4-1
2-5 格納容器代替除熱 (DW冷却系)	2-5-1
2-6 制御棒駆動系 (CRD系)	2-6-1

### 3. RHR復旧不可能時の対策

3-1 RHR系復旧操作不可能時の応急対策及び代替対策の中操関連操作	3-1
3-2 RHRポンプ制御回路異常	3-2-1
3-3 RHR系吸込ストレーナ閉塞	3-3-1
3-4 RHR系故障時の代替対策	3-4-1
(1) 原子炉の水頭圧によるRHR Hx強制通水	3-4-2

### 4. 参考資料

参-1 AM設備制御盤図	参-1
参-2 1F-2 トーラス計装	参-2
参-3 1F-2 格納容器計装概念図	参-3

# I 総目次

## 1. 本マニュアルを適用する業務範囲

本書はユニットに発生した異常、事故等が拡大し、「事故時運転操作手順書（徴候ベース）」の適用範囲を超える状態に至った場合（炉心が損傷し、原子炉圧力容器の健全性及び、格納容器の健全性を脅かす可能性のあるシビアアクシデント事象）に適用する。

尚、本操作手順書の対象とする範囲は次の通りである。

- 1) 炉心損傷後に、炉心冷却を確保し、炉心の大規模損傷の防止が必要な場合。
- 2) 炉心損傷後に、炉心の冷却を確保し、原子炉圧力容器破損の防止が必要な事象。
- 3) 炉心損傷後、もしくは、原子炉圧力容器破損後に、格納容器の健全性を確保し、格納容器の破損防止が必要な事象。

## 2. 目的

本書は、TMI-2事故を鑑みて、炉心損傷に至った際にアクシデントマネジメントを実施するための、操作の判断や操作の実施に関する手順（炉心損傷後に原子炉圧力容器破損及び、格納容器破損に至るシーケンスを対象事象とし、原子炉水位、格納容器内圧力、格納容器内温度等の徴候に基づいた事故終息の手順を提供）を定める。

## 3. 準拠法令等

- (1) 法令  
なし
- (2) 法令等に基づいて作成する文書
  - a. 原子炉施設保安規定
    - ・第3条 品質保証計画
    - ・第7条 原子力発電保安運営委員会
    - ・第14条 マニュアルの作成
    - ・第78条 異常収束後の措置
    - ・第110条 原子力防災資機材等

## 4. 関連するマニュアル

区分	業務	文書名	文書番号
基本マニュアル	運転管理	運転管理基本マニュアル	NM-51
業務マニュアル	運転操作	運転操作マニュアル	NM-51-5
関連マニュアル	運転操作	2号機 事故時運転操作手順書 (徴候ベース)	NM-51-5・1F-F1-006-2
		2号機 事故時運転操作手順書 (事象ベース)	NM-51-5・1F-F1-005-2
		2号機 警報発生時操作手順書	NM-51-5・1F-F1-004-2
	運転操作ガイド	アクシデントマネジメントの手引き 福島第一2～5号機 (BWR-4)	NM-51-13・1F-E1-004
原子力災害対策	原子力災害対策マニュアル	NM-51-13	



## 5. 用語の定義

### (1) シビアアクシデント (SA)

原子力発電所の安全設計の評価において想定している事象を大幅に超える事象であって、原子炉の燃料が重大な損傷を受けるような事象。

### (2) アクシデントマネジメント (AM)

シビアアクシデントに至る恐れがある事態が万一発生しても、それがシビアアクシデントに拡大するのを防止するために、あるいは万が一シビアアクシデントに拡大した場合にも、その影響を緩和するために取られる運用・設備両面の措置。

### (3) 支援組織 (TSC: 緊急時組織)

アクシデントマネジメントの実施が必要な状況において、運転員は複雑かつ迅速な対応を求められることが想定されるため、運転員とは別に運転員が効果的なアクシデントマネジメント策を選定できるように技術的支援を実施する組織。

### (4) ストラテジ : 戦略、作戦。

### (5) デブリ : 溶融炉心 (ペレット、被覆管、スペーサ等が溶融した混合物)

## 6. 責任と権限

本業務における責任と権限の所在を以下のとおりとする。

職務	責任者	役割
操作責任、指示 (指揮) 者	当直長 (当直副長)	操作の責任を有し、あらかじめ定められたフローシート等 (以下、「手順」という) に従って操作を実施するよう操作者に指示するとともに、操作が手順に従って行われていることを確認する
操作者	当直員	当該操作を行う

## 7. 文書の保管期間

該当文書なし

## 8. 記録の保管期間

該当記録なし

## II はじめに

### 1. 本書の制定理由

本書は、ユニットで緊急事態が発生した場合の対応措置について、従来の手順書を超越するシビアアクシデントを考慮し開発された、操作及び判断のガイダンスである。

従来の事故時運転操作手順書（事象ベース）は単一故障を仮定し、設計基準事故の範囲内に特定された事故毎の操作手順をリストアップする形式（イベント）である。一方、事故時運転操作手順書（徴候ベース）は事故の起因事象が何であるかを問わず、観測されるプラントの状況に応じて操作手順を示した形式（徴候ベース）で発生確率はきわめて低いと考えられる設計基準を超越するような多重故障にも対応可能な手順書である。

従来の事故時運転操作手順書（徴候ベース）では、多重故障に伴う炉心損傷を防止するまでの事象を対象としていたが、この度のAM整備に伴うアクシデントマネジメントの手引き及び、事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）の整備により、炉心損傷後の初期注水の実施までを対象として拡張している。

本書は炉心損傷後に原子炉圧力容器破損及び、格納容器破損に至るシーケンスを対象事象とし、原子炉水位、格納容器圧力、格納容器温度等の徴候に基づいて事故終息の手順を提供する。

### 2. ストラテジを使用する理由

本書でストラテジという形式を用いた理由は、ある特定のプラントの状態に対応する操作が、ほとんどの場合単一の操作ではなく、複数の操作が存在し、それが相互に関連するため、その関連性を明確にするためである。

ストラテジ選択フローチャートは、シビアアクシデント時に想定される代表的なプラントの状態に応じて全体のストラテジを示すとともに、複数の操作が相互に関連するため、操作内容や複数の操作の関連を記述した「注水ストラテジ」及び、「除熱ストラテジ」を定め、最終的に「事故終息」に導くものとしている。ストラテジを「注水」、「除熱」という2つの階層に分けている理由は、まず注水操作を行い、炉心又はデブリの冷却がある程度確認された段階で除熱操作を行うといった、時間的な流れに対応させているためである。

ストラテジ選択フローチャートの構成は、早急な対応を必要とする損傷炉心もしくは格納容器へ放出された溶融炉心への注水操作の段階と、初期注水開始後の注水の継続・開始及び除熱操作の段階の2つの段階となっている。

シビアアクシデント時のプラント状況はパラメータの推移が早急な場合と穏やかな場合で総合的な判断を実施できる時間余裕が異なるため、本書の初期対応に相当する注水ストラテジー1、3では初期に必要な確認及び操作を抽出し、指示している。本ガイドによる初期対応が成功すれば、事象の進展は穏やかになることが期待され、総合評価の時間余裕が確保されることとなり、その後の注水操作/除熱操作を判断することが出来る。

初期対応が出来ない場合にも、「注水ストラテジ」及び、「除熱ストラテジ」の組み合わせによる注水操作/除熱操作を実施することとなる。

### 3. 補足

本書は、シビアアクシデント事象に対して操作選択フローを準備しており、その操作選択フローによって各プラント状況に対応した確認/操作ガイドが指示されるので、参照して対応する。

但し、本書は一旦機能を喪失した安全系が復旧すること、あるいはアクシデントマネジメント設備が機能することを前提としている。又、計装系は運転操作の判断において重要な役割を担っているが、シビアアクシデント事象時には設計条件を超越する場合が生じると考えられる。この場合の機能喪失の態様としては、直ちに機能喪失するのではなく、徐々に指示値等の信頼度が低下していくと考えられるため、仮に設計条件を越えた計装パラメータがあったとしても、これを完全に放棄するのではなく、得られる情報を最大限に利用することを前提としている。

尚、下記の事象については、下記の手順等により対応する。

- (1) 格納容器破損後に炉心損傷に至るような多重故障シーケンス（ATWS シーケンス、炉心損傷以前の格納容器からの除熱失敗ケース）
  - a. 事故時運転操作手順書（徴候ベース）によって、その発生防止のための対応をとる。
- (2) 全交流電源喪失事象
  - a. 全交流電源喪失事象は、明らかに他の多重シーケンスと区別でき、事故時運転操作手順書（徴候ベース）にて対応する。但し、電源復旧後に炉心損傷した場合は、本書により対応する。

### III 運用について

#### 1. 事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) の使用の判断

事故発生後、「事故時運転操作手順書 (事象ベース)」を使用するか、「事故時運転操作手順書 (徴候ベース)」を使用するか、「事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント)」を使用するかの考え方は、「図-1 事故時運転操作手順書の体系」によるものとする。

##### (1) 実施体制について

異常徴候発生や事故・故障段階においては「トラブル調査委員会」が設置され、事故・故障等の対応をしているが、その後、発生した事故・故障等が拡大し、設計想定外の状態からさらに事象が進展したような場合、AM実施組織 (緊急時対策本部 (TSC)) に移行する。

#### 2. 指示命令について

(1) 事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) を使用して行う際に必要な判断は、基本的に当直長が行うものとする。

尚、支援組織 (緊急時対策本部 (TSC)) が発足された場合には、当直長は支援組織と緊密な連絡を取りつつ、必要に応じて支援組織の助言を得て操作方針を決定する。この場合、支援組織側の最終判断者は本部長 (発電所長) である。(「図-2 事故時運転操作手順書 (SOP) と各組織の関係について」参照。)

但し、以下の操作については、当直長は操作前に支援組織の助言を求めるか、指示を仰ぐものとする。

##### [助言を求めるもの]

但し、連絡が取れない場合、又は事象の進展の状況によりやむを得ない場合はこの限りではない。

- ・隣接プラントからの電源融通
- ・消火系の利用
- ・RHR、D/Gの復旧操作
- ・炉心損傷後の格納容器注水操作
- ・その他、中操が判断に迷う場合

##### [指示をあおぐもの]

炉心損傷後のベントの実施については、支援組織が判断し、中操はその指示に従って操作を行う。

#### 3. 大型フローチャートの使用について

事故対応において、大型フローチャートにより操作、確認を段階的にチェックする。

##### (2F OSART指摘事項)

EOP: 事故時運転操作手順書 (徴候ベース)

SOP: 事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント)

#### 4. 手順書の具体的使用方法

(1) 操作に当たり当直長又は当直副長は、I総則 (6. 責任と権限) に基づき体制を定め、操作指示者、操作者及び手順書チェック者 (操作指示者、操作者等) を明確にする。

(2) 操作指示者又は操作者は、操作にあたって該当する手順書を準備し、当該手順書に従ってステップ毎にチェックしながら操作を実施する。

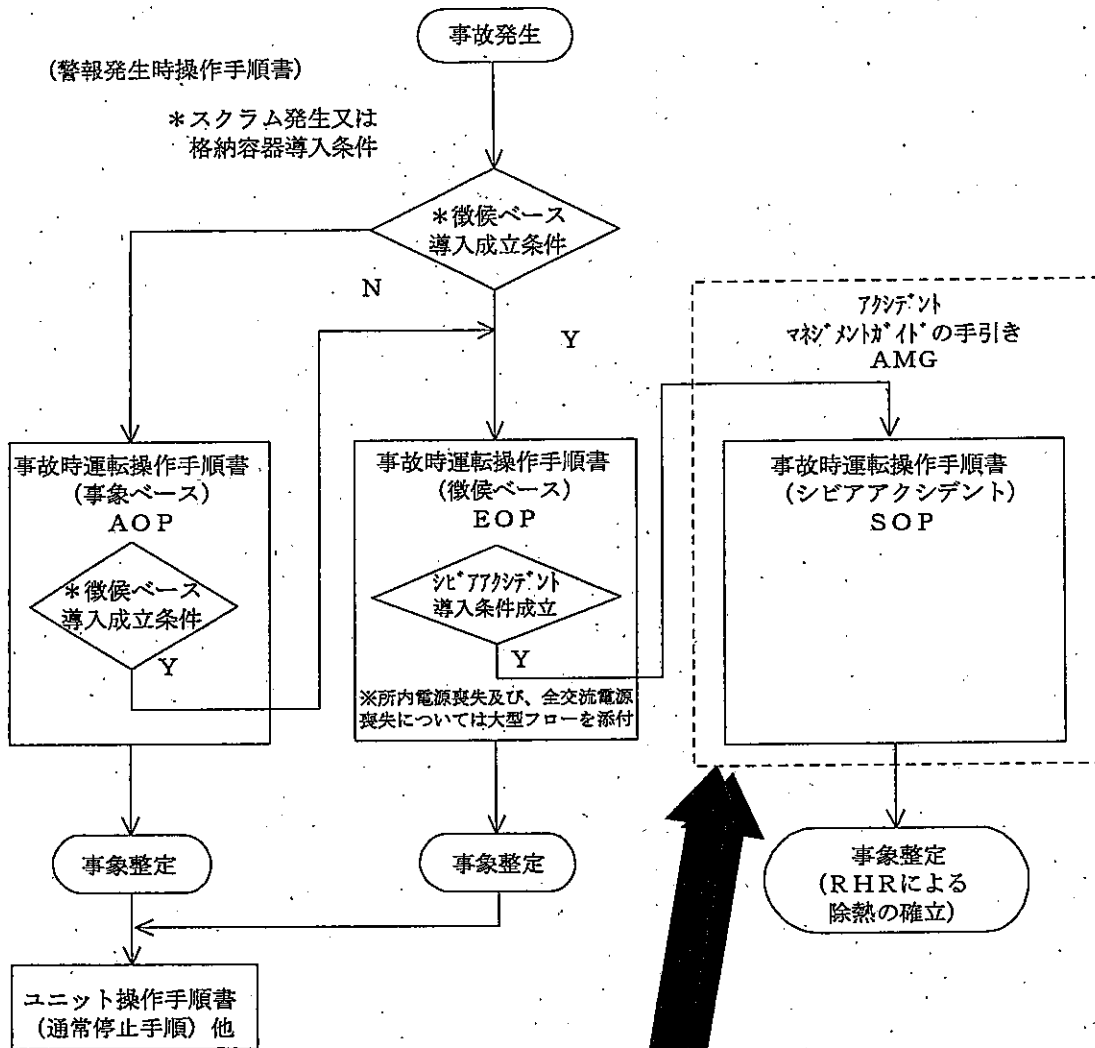
ただし、事象の収束を優先して行う操作については、一連の操作実施後、実施した操作が手順と相違ないことを速やかに確認する。

又、手順書をチェックすることで過剰被ばくや汚染拡大等につながる恐れがある操作、及び操作者の安全に

影響を及ぼす操作については、操作を行う前に手順書を確認し、一連の操作実施後、実施した操作が手順書と相違ないことを速やかに確認する。

- (3) 操作指示者又は操作者は、手順書を準備していることを操作前に当直長又は当直副長へ報告する。
- (4) 操作者は、操作にあたり復唱及び指差呼称することを徹底する。
- (5) 手順書使用時余裕がある場合は、手順書の原紙（暫定運用されている物は暫定承認された手順書）をコピーしチェック用とする。又、チェック用に使用した手順書は、使用后チェック漏れの無いことを確認し破棄する。手順書使用時余裕がない場合は、手順書の原紙（暫定運用されている物は暫定承認された手順書）にチェックする。又、チェックした手順書は、使用后チェック漏れの無いことを確認し、チェックを消去する。消去が出来ない場合は、チェック用に使用していない手順書の原紙（暫定運用されている物は暫定承認された手順書）をコピーし、チェックした手順書と差し替える。
- (6) 手順書の確認方法は、「レ」点チェックとし、確認する時期及び注意事項を以下に記載する。
  - a. 「レ」点チェックする時期は、操作・確認・報告等を実施し、完了した時点でチェックする。  
又、「レ」点チェックは、フローチャート及び本文にチェックする。
  - b. 引継時、手順書チェック者は、引継までに実施した操作について、手順書に線引き等を行い明確にしておく。
  - c. 引継時、引継者は、引継前に実施された操作について、手順書のチェック及び線引き等を確認し、引継漏れが発生しないよう注意する。
- (7) 不具合を発見した場合等で、事象の収束等を優先して行う操作については、対応操作を実施後、手順書があるものについては、操作が手順書と相違ないことを速やかに確認する。
- (8) 現場等に於いて、操作者が1人で手順書を使い、操作と手順書のチェックを実施する場合、手順書の確認及び操作後のチェックが可能であれば、ステップ毎にチェックしながら操作を実施する。  
又、1人で手順書の確認及び操作後のチェックが困難な場合は、操作前に手順書の確認をすると共に、一連の操作実施後手順書をチェックし、実施した操作が手順書と相違ないことを速やかに確認する。
- (9) 現場等に於いて、操作者が1人で操作する場合、中操で操作指示者が手順書を準備し、操作指示者が手順書の操作内容を操作者に電話（PHS）又は、ページング等で指示し、操作者に代わり手順書をチェックする事で、操作者は手順書の使用を省略出来る。

図-1 事故時運転操作手順書の体系

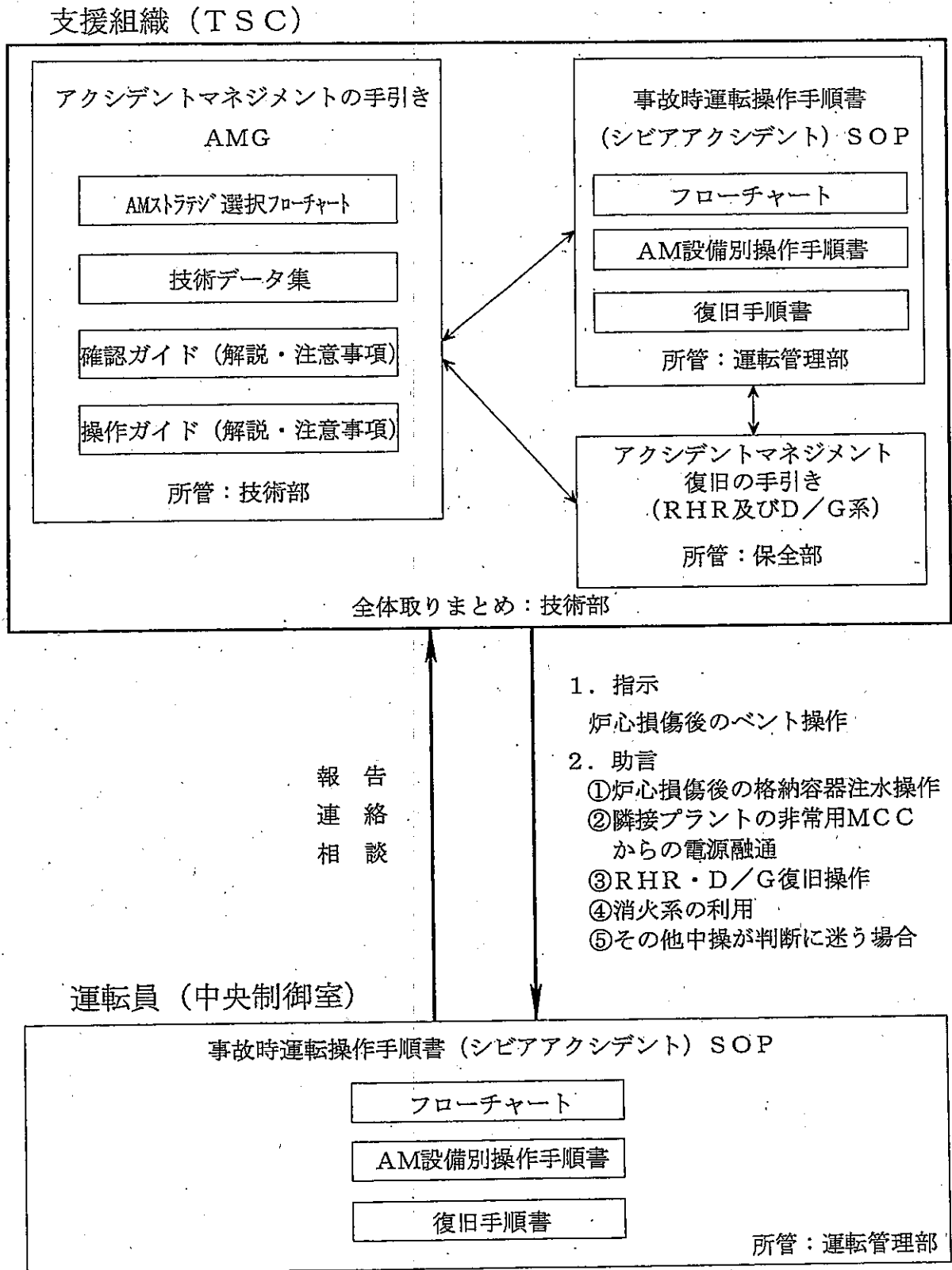


**AMG, SOPの対象範囲**

炉心損傷後に、原子炉圧力容器の健全性及び格納容器の健全性を脅かす可能性のある以下シビアアクシデント事象

- (1) 炉心損傷後に、炉心冷却を確保し、炉心の大規模損傷の防止が必要な事象
- (2) 炉心損傷後に、炉心冷却を確保し、原子炉圧力容器破損の防止が必要な事象
- (3) 炉心損傷後、もしくは、原子炉圧力容器破損後に、格納容器の健全性を確保し、格納容器の破損防止が必要な事象

図-2 事故時運転操作手順書 (SOP) と各組織の関係について



## IV 事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) の全体構成

中央制御室において、炉心損傷後の対応操作を行うための本操作手順書は、フローチャート、AM設備別操作手順、RHR復旧不可能時の対策から構成される。

### 1. フローチャート

BWRプラントの「事故時運転操作ガイド (炉心損傷後)」の内容を大型フローチャート化し、中央制御室で炉心損傷後に実施すべき対応操作内容を視覚的に認識できるようにしたものであり、以下7枚のフローチャートから構成される。

#### (1) AM操作方針の全体流れ図

炉心損傷後の対応操作は下記の5つの注水ストラテジと2つの除熱ストラテジから構成され、これらのストラテジの概要とストラテジ間の関連を示した図である。

原子炉圧力容器破損前	原子炉圧力容器破損後
注水-1 : 損傷炉心への注水	注水-3 b : R P V破損後のペDESTAL注水
注水-2 : 長期の原子炉水位の確保	注水-4 : 長期のR P V破損後の注水
注水-3 a : R P V破損前のペDESTAL初期注水	
除熱-1 : 損傷炉心冷却後の除熱	除熱-2 : R P V破損後の除熱

#### (2) 注水-1 損傷炉心への注水

炉心損傷後にAMGに導入された場合に第1に実施するストラテジであり、損傷炉心へ注水することによって損傷炉心の冷却を行い、原子炉圧力容器の破損を回避することを目的としている。

操作の内容は、CRD系による注水と並行して、原子炉圧力と注水可能な系統の組み合わせから3つの方策を摘出して速やかに注水を実施するとともに注水を促進するために原子炉減圧が必要な場合にはSR弁2弁を手動開放する。また、原子炉が高圧でかつ原子炉への注水が出来ない場合には原子炉の水位を監視して、基準水位に達した場合には圧力容器の高圧破損を回避するためにSR弁2弁を手動開放して原子炉の減圧を行う。

SR弁の開操作に際しては、サブプレッションチェンバー水温が均一になるように操作を行うこと。

損傷炉心への注水により炉心冷却が成功した場合には「注水-2」と「除熱-1」へ移行し、長期の原子炉水位の確保と損傷炉心冷却後の除熱操作を並行して実施する。損傷炉心の冷却が確保されない場合は本ストラテジを脱出して「注水-3 a」へ移行し、R P V破損前のペDESTAL初期注水を実施する。

尚、本ストラテジの操作中に原子炉圧力容器が破損した場合には、「注水-1」を脱出して、「注水-3 b」に移行しR P V破損後のペDESTAL注水を実施する。

#### (3) 注水-2 長期の原子炉水位の確保

「注水-1」で原子炉水位がT A F以上に回復した場合に原子炉の水位を長期的に確保することを目的として本ストラテジは導入される。

本ストラテジでは「注水-1」で実施された注水を継続するとともに、原子炉水位が確認できる場合には原子炉水位制御を実施し、原子炉水位が不明の場合には原子炉満水操作を実施する。また、本操作中にRHRが復旧した場合にはRHRによる原子炉注水への切り替え操作を実施する。

尚、本操作中にR P Vが破損した場合には速やかに本ストラテジを脱出して「注水-3 b」に移行してR P V破損後のペDESTAL注水操作を実施する。また、P C V水位が外部水源注水制限に達した場合には本ストラテジを脱出して「除熱-1」のP C Vベント操作へ移行する。

## (4) 注水-3 a R P V破損前のペDESTAL初期注水

本ストラテジは「注水-1」と「注水-2」に於いて損傷炉心の冷却が確保されない場合に、R P V破損前のペDESTAL注水を実施することを目的として導入される。

本ストラテジは、ペDESTAL内の水位確保のため、初期注水量としてペDESTAL床からS/Cへの溢水が生じる程度の70m<sup>3</sup>を注水する。

ペDESTAL初期注水終了後は本ストラテジを脱出し、R P Vに破損がない場合は「注水-1」を経由「注水-2」と「除熱-1」に移行して、原子炉への注水を実施するとともに、格納容器の除熱操作を実施する。尚、本ストラテジ脱出後R P Vに破損がある場合は「注水-3 b」に移行して、R P V破損後のペDESTAL注水を実施する。

## (5) 注水-3 b R P V破損後のペDESTAL注水

本ストラテジは「注水-1」と「注水-2」に於いてR P Vが破損した場合に、R P V破損後のペDESTAL注水を実施することを目的として導入される。

本ストラテジのペDESTAL注水は、原子炉スクラム後の経過時間に応じた必要注水流量を注水する。

このペDESTAL注水終了後は本ストラテジを脱出して、「注水-4」と「除熱-2」に移行して、引き続きペDESTALへの注水と原子炉への注水を実施するとともに、格納容器の除熱操作を実施する。

## (6) 注水-4 長期のR P V破損後の注水

本ストラテジは「注水-3 b」からペDESTALへの注水を継続することを目的として導入される。

ここでは、原子炉スクラム後の経過時間に応じたペDESTAL注水量の調整と原子炉注水の継続が行われ、R H Rが復旧した場合にはR H Rによる原子炉注水への切り替え操作が行われる。

尚、注水中にP C Vの水位が外部水源注水制限に達した場合には、本ストラテジを脱出して「除熱-2」のベント操作に移行する。

## (7) 除熱-1 損傷炉心冷却後の除熱

本ストラテジは「注水-1」に於いて原子炉水位がT A F以上に回復した場合に、「注水-2」と並行して、格納容器の除熱を行って格納容器の健全性を維持するとともにプラントを事故収束に導くために導入される。

R H Rが使用できる場合にはR H Rを使用して、R H Rが使用できない場合にはC U W系及びD/Wクーラーによる代替除熱を実施して格納容器の除熱を実施する。また、代替除熱を実施したにも係わらず格納容器の除熱が充分でない場合には、D/Wクーラーを停止して代替水源P C Vスプレイを間欠で実施する。

尚、P C V水位が外部水源注水制限に達した場合にはP C Vベントを実施する。

## (8) 除熱-2 R P V破損後の除熱

本ストラテジは「注水-3 b」に於いて破損後のペDESTAL注水が行われた後、「注水-4」と並行して、格納容器の除熱を行って格納容器の健全性を維持するとともにプラントを事故収束に導くために導入される。

R H Rが使用できる場合にはR H Rを使用して格納容器除熱を実施し、R H Rが使用できない場合にはD/Wクーラーによる代替除熱を実施し格納容器の除熱をする。また、代替除熱を実施したにも係わらず格納容器の除熱が充分でない場合には、D/Wクーラーを停止して代替水源P C Vスプレイを間欠で実施する。

尚、P C V水位が外部水源注水制限に達した場合にはP C Vベントを実施する。

## 2. AM設備別操作手順

上記(1)のフローチャートにおいて指示された操作を実施する場合に使用する設備の操作手順であり、以下6系統の設備別手順から構成される。

- (1) 復水補給水系 (M U W)
- (2) 消火系 (F P)
- (3) 不活性ガス系 (耐圧強化ベント)
- (4) 格納容器代替除熱 (C U W系)
- (5) 格納容器代替除熱 (R C W及びD H C系)
- (6) 制御棒駆動系 (C R D系)



2011年 1月23日 (18)

### 3. RHR復旧不可能時の対策

RHR系は、AM操作を実施するに当たって重要な機器であるが、万一使用する際に故障しており、かつ故障復旧操作が難行する場合、以下の応急対策、代替対策を実施する。

#### (1) 応急対策

##### a. RHRポンプ制御回路復旧不可能時

- ・制御回路をアイソレし、ポンプを強制起動

##### b. RHR吸込ストレーナ閉塞復旧不可能時

- ・洗浄ラインを使用してストレーナの逆洗
- ・炉水をS/Cへブローすることによるストレーナ洗浄

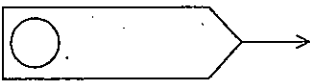



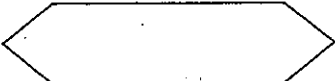

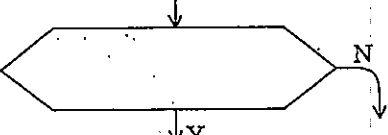
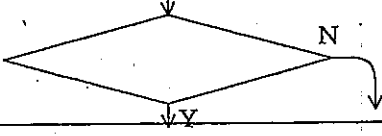
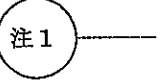
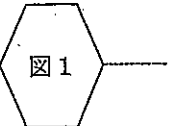
#### (2) 代替対策

応急対策でもRHR系機能を復旧できない場合、「原子炉の水頭圧によるRHR Hx強制通水 (RPV→SHCライン→RHR Hx→S/C)」ラインを使用し、炉水の除熱を行う。

4. AMGフローチャート基本ルール

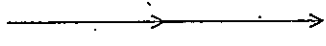

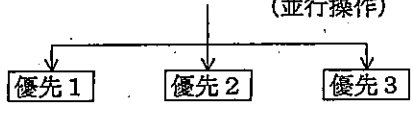
AMGフローチャート基本ルール

表-1 (1/2)

	記号	記号の意味
1		<ul style="list-style-type: none"> <li>他の制御からの導入 (常に左から入る)</li> <li>○内は矢羽根連携ナンバーを記載</li> </ul>
2		<ul style="list-style-type: none"> <li>他の制御への移行 (常に右へ出る)</li> <li>○内は矢羽根連携ナンバーを記載</li> </ul>
3		<ul style="list-style-type: none"> <li>各制御名称</li> </ul>
4		<ul style="list-style-type: none"> <li>確認</li> </ul>
5		<ul style="list-style-type: none"> <li>操作</li> </ul>
6		<ul style="list-style-type: none"> <li>TSCの指示によって実施する操作</li> </ul>
7		<ul style="list-style-type: none"> <li>操作判断</li> </ul>
8		<ul style="list-style-type: none"> <li>判断</li> </ul>
9		<ul style="list-style-type: none"> <li>フローチャート別, 注意1</li> </ul>
10		<ul style="list-style-type: none"> <li>フローチャート別, 図1</li> </ul>

AMGフローチャート基本ルール

表-1 (2/2)

	記号	記号の意味
11		<ul style="list-style-type: none"> <li>各操作ステップ間の連絡線には移行方向を明確にするため三角矢印を適所に用いる。</li> </ul>
12		<ul style="list-style-type: none"> <li>各操作ステップ間の連絡線の曲り箇所は、ステップ記号の視認性向上を目的に曲線とする。</li> </ul>
13	<p>(並行操作)</p> 	<ul style="list-style-type: none"> <li>各制御又は各ステップ操作、確認等が並行操作であり、且つ優先順位がある場合には、左から優先順位順に記載する。</li> </ul>

2. AM設備別操作手順 目次

2-1 復水補給水系 (MUW) .....	2-1-1
2-1-1 MUW (RPV破損が無い場合のRPV代替注水) .....	2-1-4
2-1-2 MUW (RPV破損後のRPV代替注水) .....	2-1-7
2-1-3 MUW (代替ドライウェルスプレイ) .....	2-1-10
2-1-4 MUW (代替サブプレッションチェンバースプレイ) .....	2-1-13
2-1-5 MUW (ペDESTAL注水-必要注水量到達後注水停止) .....	2-1-16
2-1-6 MUW (ペDESTAL注水-注水継続) .....	2-1-18
2-2 消火系 (FP) .....	2-2-1
2-2-1 FP (RPV破損が無い場合のRPV代替注水) .....	2-2-4
2-2-2 FP (RPV破損後のRPV代替注水) .....	2-2-6
2-2-3 FP (代替ドライウェルスプレイ) .....	2-2-9
2-2-4 FP (代替サブプレッションチェンバースプレイ) .....	2-2-11
2-2-5 FP (ペDESTAL注水-必要注水量到達後注水停止) .....	2-2-13
2-2-6 FP (ペDESTAL注水-注水継続) .....	2-2-15
2-3 不活性ガス系 (耐圧強化ベント) .....	2-3-1
2-3-1 S/Cベント .....	2-3-3
2-3-2 D/Wベント .....	2-3-7
2-4 格納容器代替除熱 (CUW系) .....	2-4-1
2-4-1 CUW系の運転 .....	2-4-3
2-5 格納容器代替除熱 (DW冷却系) .....	2-5-1
2-5-1 D/Wクーラー代替除熱 (RCW及びDHC) .....	2-5-3
2-6 制御棒駆動系 (CRD系) .....	2-6-1
2-6-1 CRD系の起動 .....	2-6-3

## 2-2. AM設備別操作手順

(炉心損傷後)

系統名 消火系 (FP)

1. 目的

本運転手順は、炉心損傷後の消火系（以下FP）による事故緩和操作を実施するものである。

2. 操作概要

(1) 炉心損傷後の事故緩和操作の開始の前提

炉心損傷事故発生前は、プラントは通常運転中であることから、FP系も通常運転の状態（ポンプ1台運転中）から事故緩和操作に入るものとする。

(2) FP系の事故緩和操作

アクシデントマネジメントガイドライン（以下AMG）でFP系に期待される事故緩和操作は以下の通りである。

No.	事故緩和操作	ストラテジ No.	操作ガイド No.
1	RPV 代替注水	注水-1 「損傷炉心への注水」	操作ガイド-1 「損傷炉心への注水操作ガイド」
		注水-2 「長期の原子炉水位の確保」	操作ガイド-1 「損傷炉心への注水操作ガイド」
		注水-4 「長期の RPV 破損後の注水」	操作ガイド-5 「(原子炉圧力容器破損後の) 原子炉への注水操作ガイド」
2	代替ドライウエルス スプレイ	除熱-1 「損傷炉心冷却後の除熱」	操作ガイド-7.4 「代替格納容器スプレイ操作ガイド」
		除熱-2 「RPV 破損後の除熱」	操作ガイド-7.4 「代替格納容器スプレイ操作ガイド」
3	代替サブプレッション チェンバースプレイ	除熱-1 「損傷炉心冷却後の除熱」	操作ガイド-7.4 「代替格納容器スプレイ操作ガイド」
		除熱-2 「RPV 破損後の除熱」	操作ガイド-7.4 「代替格納容器スプレイ操作ガイド」
4	ペDESTAL注水	注水-3 a 「RPV 破損前の ペDESTAL初期注水」	操作ガイド-6 「ペDESTALへの注水操作ガイド」
		注水-3 b 「RPV 破損後の ペDESTAL注水」	操作ガイド-6 「ペDESTALへの注水操作ガイド」
		注水-4 「長期の RPV 破損後の注水」	操作ガイド-6 「ペDESTALへの注水操作ガイド」

(3) 注意事項

a. RPV 代替注水

(a) 注水量は以下の通りとする。

<RPV 破損がない場合>

各系統の総注水流量  $55\text{m}^3/\text{hr}$  以上を確保すること。

<RPV 破損の場合>

RPV ヘッドスプレイラインから注水を行い、注水量  $15\text{m}^3/\text{hr}$  以上を確保すること。

(b) 外部水源を用いて注水している場合には、外部水源への水の補給を行い、水源を確保すること。

(c) 代替注水設備を用いて原子炉、格納容器スプレイ等への注水を実施する必要がある場合には、それぞれの流量配分に注意する。使用可能なポンプ台数の関係で、双方へ十分な注水ができない場合には、以下の優先順位とする。

<RPV 破損がない場合>

1. 原子炉, 2. 格納容器 (1. S/C, 2. D/W)

<RPV 破損の場合>

1. 格納容器 (1. D/W, 2. S/C), 2. ペDESTAL, 3. 原子炉

但し、格納容器スプレイ停止時には損傷炉心への注水を再開すること。

b. 代替ドライウェルスプレイ, 代替サブプレッションチェンバースプレイ

(a) 注水流量は  $120\text{m}^3/\text{hr}$  とし、圧力抑制が十分でない場合は流量増加すること。

(b) ドライウェルスプレイにより水蒸気が凝縮すると、非凝縮性ガスの分圧が増加するため、可燃性ガス (水素, 酸素) に注意すること。

(c) ドライウェルスプレイを使用する場合には、ドライウェルクーラーを停止すること。その場合、ドライウェルクーラーへの冷却水の通水は継続すること。

(d) 外部水源による注水のため、S/C水位の上昇に注意する。

S/C水位がベント操作限界水位に到達した場合には、外部水源による格納容器スプレイを停止し、操作ガイド-8「格納容器ベント操作」に移行して格納容器ベントを実施する。

c. ペDESTAL注水

(a) 同時に RPV 注水を実施している場合には、流量の配分に注意すること。

(b) 注水開始後はすぐに外部水源に補給を開始し、外部水源の水量を監視すること。

2-2-1項 FP系(RPV破損が無い場合のRPV代替注水) (図-1参照)

操 作 順 序	操 作 内 容	確 認 事 項	操 作 場 所	確 認										
	MUW系によるRPV代替注水が不可能な場合、FP系からの代替注水を行う。 但し、原子炉圧力が0.69MPa以下であること。尚、注水流量については55m <sup>3</sup> /hr以上を常に確保するため必要に応じてSRVにて減圧操作を行う。													
1	M/D消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプを起動する。		9-6											
2	RHR(B)系から注入ラインに注水が可能であることを確認する。 INJECTION VALVE (MO-10-25B, 27B) 全開 CONTAINMENT SPRAY VALVE (MO-10-26B) 全閉 RHR REACTOR HEAD SPRAY VALVE (MO-10-32, 33) 全開 TEST RETURN VALVE (MO-10-39B) 全開 RHR TIE VALVE (MO-10-20) 全閉	Ⓡ点灯 Ⓢ点灯 " " "	9-3 " " " "											
3	FP系からMUW系へ通水するため以下の弁を全開にする。 FP-MUW連絡第一弁 (MO-18-254) 全開 FR-MUW連絡第二弁 (MO-18-255) 全開	Ⓡ点灯, Ⓢ消灯 "	AM. PNL "											
4	RPV注入ライン流量調節弁(MO-10-111)を開にして注水流量がD/W代替注水流量計(FI-57-14)にて55m <sup>3</sup> /hr以上になるように調整する。	Ⓡ点灯 FI-57-14	AM. PNL "											
5	注水後は原子炉水位をL-3~L-8に維持する。													
6	並行操作で代替ドライウェルスプレイ又は代替サブプレッションチェンバースプレイを開始した場合は、それぞれの流量配分に注意する。													
7	ポンプ台数の関係で流量が不足し、それぞれの箇所への代替注水が並行操作で行えない場合は、以下の優先順位とする。 1. RPV 2. 格納容器 (1. S/C, 2. D/W)													
8	原子炉水位をL3~L8に維持できる場合、損傷炉心への注水を継続するとともに、注水流量を原子炉スクラム後の経過時間に応じた必要注水量に調整する。 <table border="1" data-bbox="375 1478 837 1713"> <thead> <tr> <th>原子炉スクラム後の経過時間(hr)</th> <th>必要注水量(m<sup>3</sup>/hr)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>0~5</td> <td>35</td> </tr> <tr> <td>5~10</td> <td>32</td> </tr> <tr> <td>10~20</td> <td>28</td> </tr> <tr> <td>20hr以降</td> <td>25</td> </tr> </tbody> </table>	原子炉スクラム後の経過時間(hr)	必要注水量(m <sup>3</sup> /hr)	0~5	35	5~10	32	10~20	28	20hr以降	25			
原子炉スクラム後の経過時間(hr)	必要注水量(m <sup>3</sup> /hr)													
0~5	35													
5~10	32													
10~20	28													
20hr以降	25													



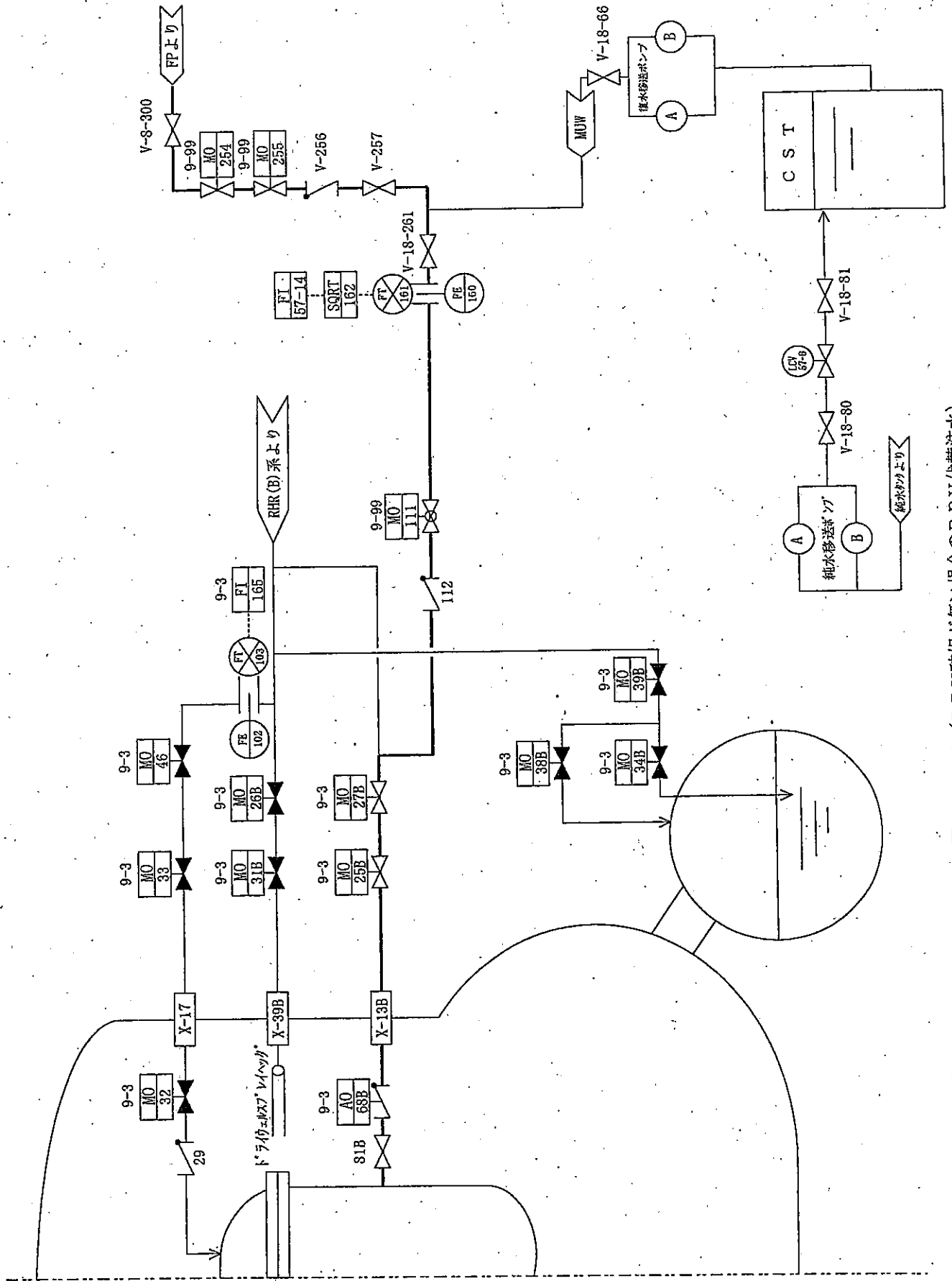


図-1 FP (RPV破損が無い場合の RRPV 代替法)

2-2-2項 FP (RPV破損後のRPV代替注水) (図-2参照)

操 作 順 序	操 作 内 容	確 認 事 項	操 作 場 所	確 認
	RPVが破損した場合のMUW系からの代替注水が不可能な場合に本操作を実施する。 但し、原子炉圧力が0.69MPa以下であること。 尚、注水流量については15m <sup>3</sup> /hr以上に調整する。			
1	M/D消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプを起動する。		9-6	
2	RHR(B)系からRPVヘッドスプレイラインに注水が可能であることを確認する。 RHR REACTOR HEAD SPRAY VALVE (MO-10-32, 33) 全閉 INJECTION VALVE (MO-10-25B, 27B) 全閉 CONTAINMENT SPRAY VALVE (MO-10-31B, 26B) 全閉 TEST RETURN VALVE (MO-10-39B) 全閉 RHR TIE VALVE (MO-10-20) 全閉	◎点灯 " " " "	9-3 " " " "	
3	FP系からMUW系へ通水するため以下の弁を全開にする。 FP-MUW連絡第一弁 (MO-18-254) 全開 FP-MUW連絡第二弁 (MO-18-255) 全開	Ⓡ点灯, ◎消灯 "	AM. PNL "	
4	RPV注入ライン流量調節弁(MO-10-111)を開にする。	Ⓡ点灯	AM. PNL	
5	RHR REACTOR HEAD SPRAY VALVE OVERRIDE COSを「OVERRIDE」位置にする。	警報発生確認 「RHR REACTOR HEAD SPRAY VALVE 10-32, 33 ISOL SIGNAL OVERRIDE」	9-3	
6	RHR REACTOR HEAD SPRAY VALVE (MO-10-32, 33, 46)を開にしてHEAD COOLING FLOW(FI-165)にて流量が4.20/s以上(15m <sup>3</sup> /hr)になるよう開度調整する。 併せて、D/W代替注水流量計(FI-57-14)でも注水流量が15m <sup>3</sup> /hr以上あることを確認する。	Ⓡ点灯 FI-165 FI-57-14	9-3 AM. PNL	
7	並行操作でD/W注水を実施中の場合は、RPV注入ライン流量調節弁(MO-10-111)及びドライウェルスプレーライン流量調節弁(MO-10-26B)の開度を各々調整してトータル流量を調整する。	FI-57-14	AM. PNL 9-3	
8	並行操作で代替ドライウェルスプレイ又は代替サプレッションチェンバースプレイを開始した場合は、それぞれの流量配分に注意する。			
9	ポンプ台数の関係で流量が不足し、それぞれの箇所への代替注水が並行操作で行えない場合は、以下の優先順位とする。 1. RPV 2. 格納容器 (1. S/C, 2. D/W)			
10	代替注水が並行操作で行えず、RPV代替注水を停止し、代替ドライウェルスプレイ又は代替サプレッションチェンバースプレイを実施した場合は、各スプレイを停止後、RPV代替注水を再開する。			

2011年 1月23日 ( 18)

操作 順序	操 作 内 容	確 認 事 項	操 作 場 所	確 認
11	外部水源による RPV 代替注入を実施中は外部水源注水総量を監視しサプレッションチェンバーベントラインの水没防止のため、注水総量2300m <sup>3</sup> に到達したら外部水源注水を停止する。			

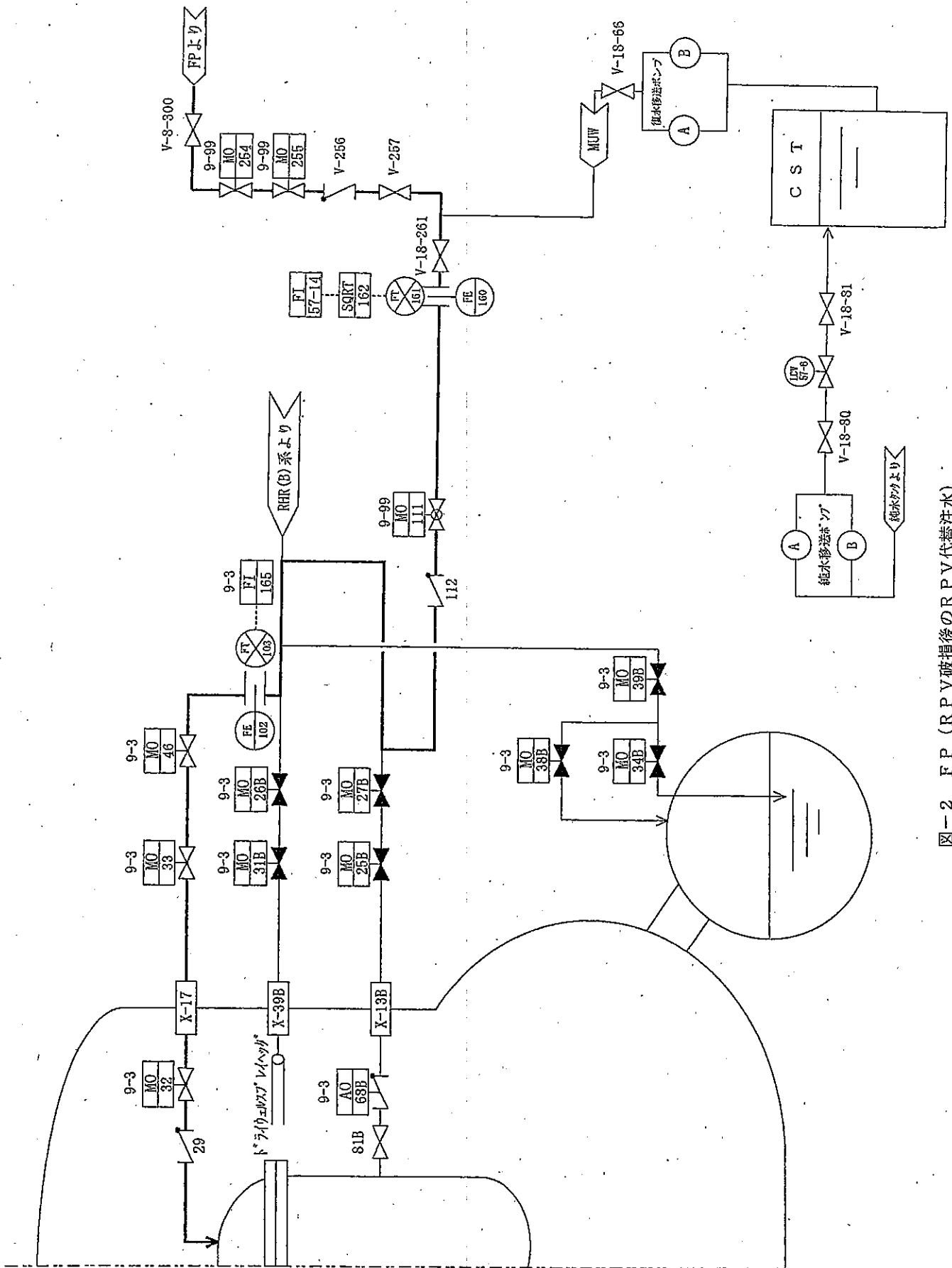


図-2 FP (RRPV破損後のRRPV代替注水)

2-2-3項 FP (代替ドライウェルスプレイ) (図-3参照)

操 作 順 序	操 作 内 容	確 認 事 項	操 作 場 所	確 認
	RHR系が使用不能で格納容器圧力が640kPaを超えたとき、MUW系による代替ドライウェルスプレイが不可能な場合FP系からの代替ドライウェルスプレイを行う。			
1	M/D 消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプを起動する。		9-6	
2	RHR(B)系のドライウェルスプレイラインに通水が可能であることを確認する。 CONTAINMENT SPRAY VALVE (MO-10-26B, 31B) 全開 INJECTION VALVE (MO-10-25B, 27B) 全開 * (RPV注水中は弁全開 (RPV健全時)) RHR REACTOR HEAD SPRAY VALVE (MO-10-32, 33) 全開 * (RPV注水中は調整開中 (RPV破損時)) TEST RETURN VALVE (MO-10-39B) 全閉 RHR TIE VALVE (MO-10-20) 全閉	Ⓡ点灯 Ⓞ点灯 (Ⓡ点灯) Ⓞ点灯 (Ⓡ点灯, Ⓞ点灯) Ⓞ点灯 "	9-3 " " " " "	
3	FP系からMUW系へ通水するため以下の弁を全開にする。 FP-MUW 連絡第一弁 (MO-18-254) 全開 FP-MUW 連絡第二弁 (MO-18-255) 全開	Ⓡ点灯, Ⓞ消灯 "	AM. PNL "	
4	D/W クーラーが全台停止していることを確認する。 (1) D/W HVH 16A~E	Ⓞ点灯, Ⓡ消灯	925	
5	RPV 注入ライン流量調整弁 (MO-10-111) を開にして注入流量がD/W 代替注水流量計 (FI-57-14) にて120m <sup>3</sup> /hr になるように調整する。 既にRPV・ペDESTAL注水している場合も120m <sup>3</sup> /hr に調整するが、流量が増加しない場合はペDESTAL注水、RPV注水を中止して、120m <sup>3</sup> /hr の流量にてドライウェルスプレイを行う。(120m <sup>3</sup> /hr が確保できない場合は、その時点の最高流量でプレイを継続する。)	Ⓡ点灯 FI-57-14	AM. PNL	
6	外部水源による代替ドライウェルスプレイを実施している間は、AM 設備制御盤 S/C 水位にて格納容器の水位を監視する。	LI-16-174	AM. PNL	
7	格納容器圧力が392kPaを下まわったら、RPV注水ライン流量調節弁 (MO-10-111) を全閉し、以降は間欠的に代替ドライウェルスプレイを実施する。 ドライウェルスプレイ開始 640kPa ドライウェルスプレイ停止 392kPa	Ⓡ消灯 D/W 圧力記録計 FR/PRC-16-105 PI-172	AM. PNL 925 AM. PNL	
8	外部水源による代替ドライウェルスプレイを実施中は外部水源注水総量を監視しサブプレッションチェンバーベントラインの水没防止のため、注水総量2300m <sup>3</sup> に到達したら代替ドライウェルスプレイを停止する。			

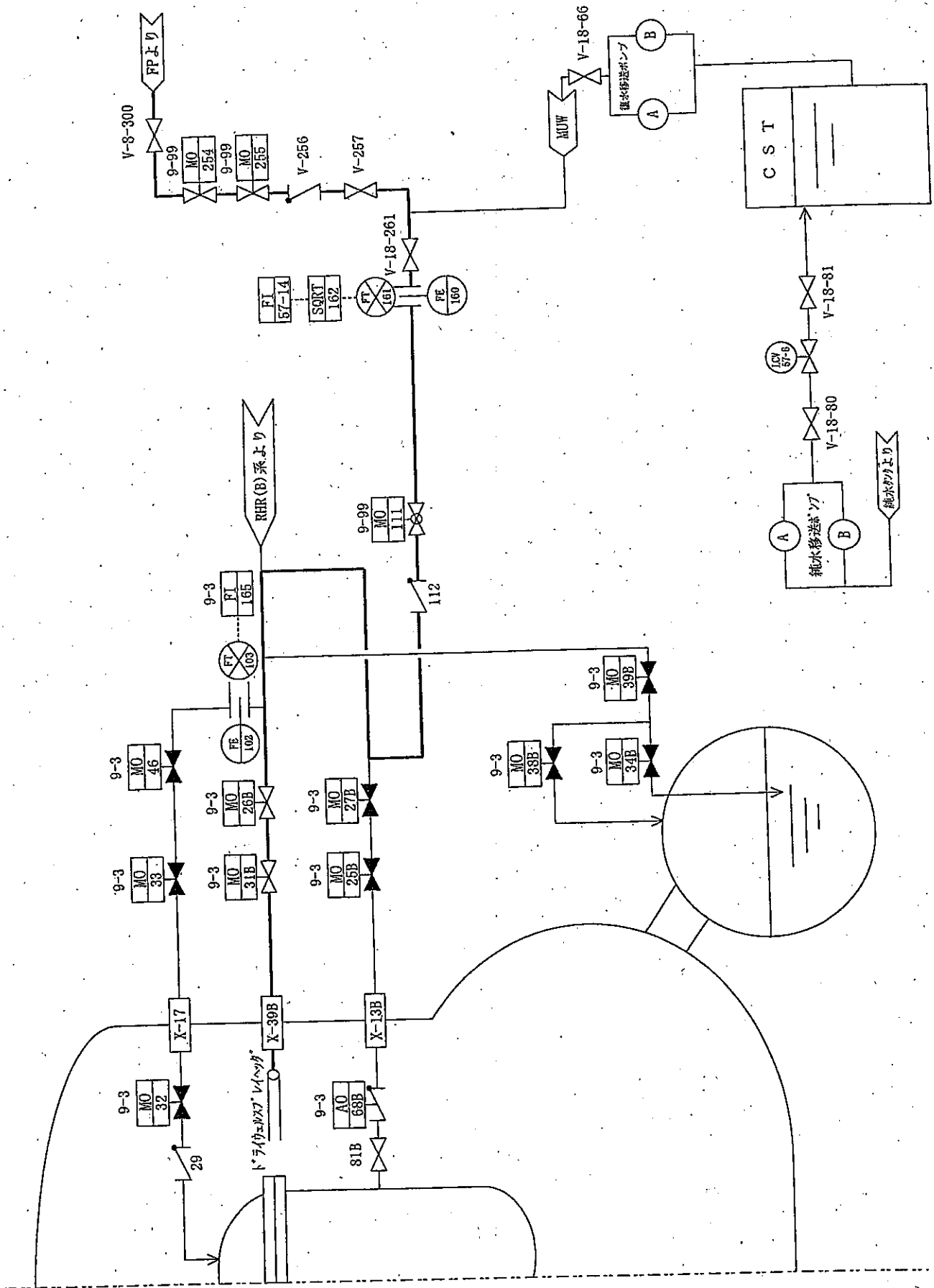


図-3 FP (代替ドライブ) スケーム

2-2-4項 FP (代替サブプレッションチェンバースプレイ) (図-4参照)

操作 順序	操 作 内 容	確 認 事 項	操 作 場 所	確 認
	RHR系が使用不能で格納容器圧力が640kPaを超えたとき、MUW系による代替サブプレッションチェンバースプレイが不可能な場合FP系からの代替サブプレッションチェンバースプレイを行う。			
1	M/D 消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプを起動する。		9-6	
2	RHR(B)系のサブプレッションチェンバースプレイラインに通水が可能であることを確認する。 TEST RETURN VALVE (MO-10-39B) 全開 TORUS SPRAY VALVE (MO-10-38B) 全開 INJECTION VALVE (MO-10-25B, 27B) 全開 * (RPV注水中は弁全開 (RPV健全時)) RHR REACTOR HEAD SPRAY VALVE (MO-10-32, 33) 全開 * (RPV注水中は調整開中 (RPV破損時)) CONTAINMENT SPRAY VALVE (MO-10-20) 全開	Ⓡ点灯 Ⓡ点灯 Ⓢ点灯 (Ⓡ点灯) Ⓢ点灯 (Ⓡ点灯, Ⓢ点灯) Ⓢ点灯	9-3 " " " " "	
3	FP系からMUW系へ通水するため以下の弁を全開にする。 FP-MUW連絡第一弁 (MO-18-254) 全開 FP-MUW連絡第二弁 (MO-18-255) 全開	Ⓡ点灯, Ⓢ消灯 "	AM. PNL "	
4	RPV注入ライン流量調整弁(MO-10-111)を開にして注入流量がD/W代替注水流量計(FI-57-14)にて120m <sup>3</sup> /hr以上になるように調整する。 既にRPV・ペDESTAL注水している場合も120m <sup>3</sup> /hrに調整するが、流量が増加しない場合はペDESTAL注水、RPV注水を中止して、120m <sup>3</sup> /hrの流量にてサブプレッションチェンバースプレイを行う。 (120m <sup>3</sup> /hrが確保できない場合は、その時点の最高流量でスプレイを継続する。)	Ⓡ点灯 FI-57-14	AM. PNL	
5	外部水源による代替ドライウエルスプレイを実施している間は、AM設備制御盤S/C水位にて格納容器の水位を監視する。	LI-16-174	AM. PNL	
6	格納容器圧力が392kPaを下まわったら、RPV注入ライン流量調節弁(MO-10-111)を全閉し、以降は間欠的に代替サブプレッションチェンバースプレイを実施する。 サブプレッションチェンバースプレイ開始 640kPa サブプレッションチェンバースプレイ停止 392kPa	Ⓢ消灯 D/W圧力記録計 FR/PRC-16-105 PI-172	AM. PNL 925 AM. PNL	
7	外部水源による代替サブプレッションチェンバースプレイを実施中は外部水源注水総量を監視しサブプレッションチェンバースプレイラインの水没防止のため、注水総量2300m <sup>3</sup> に到達したら代替サブプレッションチェンバースプレイを停止する。			

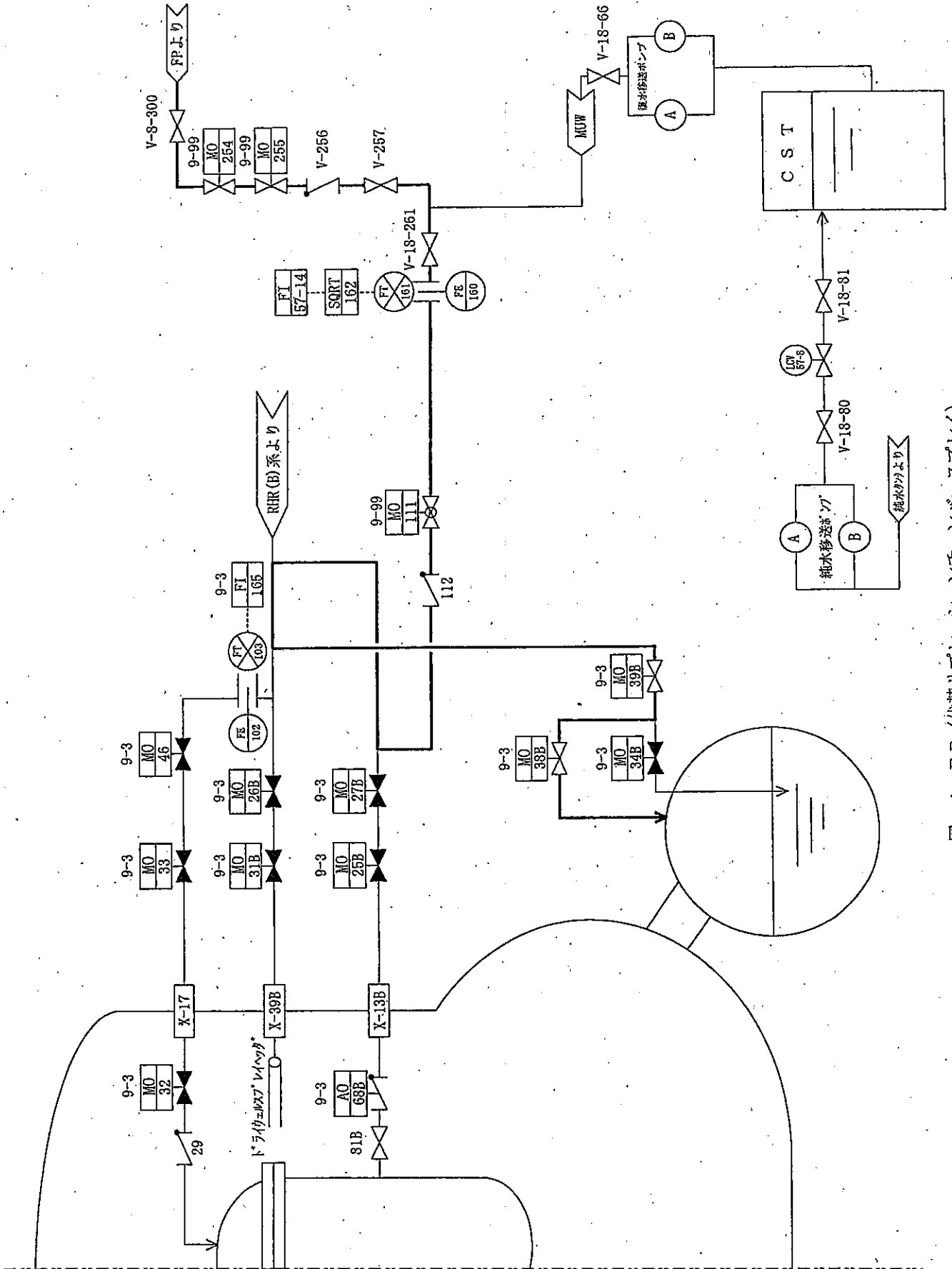


図-4 F P (代替サブプレッションポンプ系)



2-2-5項 FP (ペダスタル注水-必要注水量到達後注水停止) (図-5参照)

操作 順序	操 作 内 容	確 認 事 項	操 作 場 所	確 認
	RPV下鏡部温度が上昇していることが確認されMUW系によるペダスタル注水が不可能な場合に本操作を実施する。			
1	M/D 消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプを起動する。		9-6	
2	RHR(B)系のドライウェルスプレイラインを経由してドライウェル注水を実施して、ペダスタル床に注水する。 (1) CONTAINMENT SPRAY VALVE (MO-10-26B, 31B)全開 (2) INJECTION VALVE (MO-10-25B, 27B)全開 ※ (RPV注水中は弁全開 (RPV健全時)) (3) RHR REACTOR HEAD SPRAY VALVE (MO-10-32, 33) 全開 ※ (RPV注水中は弁調整開中 (RPV破損時)) (4) TEST RETURN VALVE (MO-10-39B) 全開 (5) RHR TIE VALVE (MO-10-20) 全開	Ⓡ点灯 Ⓢ点灯 (Ⓡ点灯) Ⓢ点灯 (Ⓡ点灯, Ⓢ点灯) Ⓢ点灯 "	9-3 " " " " "	
3	FP系からMUW系へ通水するため以下の弁を全開にする。 (1) FP-MUW連絡第一弁 (MO-18-254) 全開 (2) FP-MUW連絡第二弁 (MO-18-255) 全開	Ⓡ点灯, Ⓢ消灯 "	AM. PNL "	
4	D/Wクレーンが全台停止していることを確認する。 (1) D/W HVH 16A~E	Ⓢ点灯, Ⓡ消灯	925	
5	原子炉压力容器破損が確認される前の段階であればRPV/PCV注入ライン流量調節弁(MO-10-111)を開にして注入流量がD/W代替注水流量計(FI-57-14)にて120m <sup>3</sup> /hr以下になるように調整し、初期注水量が70m <sup>3</sup> に達したら注水を停止する。	Ⓡ点灯, Ⓢ点灯 FI-57-14	AM. PNL "	
6	並行操作でRPV代替注水を実施中の場合は、各注入弁の開度を各々調整し、流量配分に注意する。	FI-57-14	AM. PNL 9-3	
7	CSTの水位が補給により回復したならば、必要又は状況に応じて、MUW系によるペダスタル注水に切替える。			

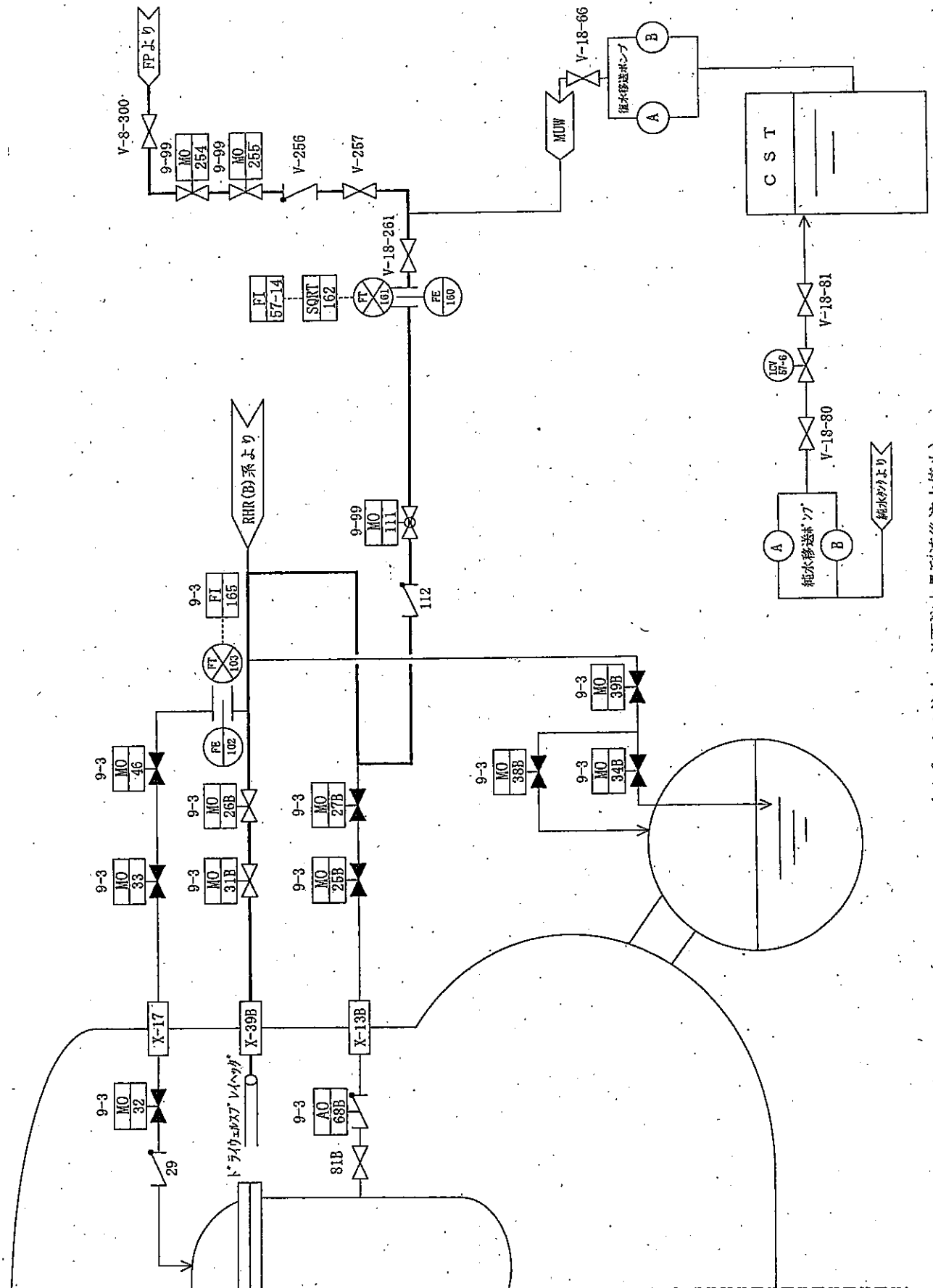


図 F P (ペダスタル注水) 必要注水量到達後注水停止

2-2-6項 FP (ペDESTAL注水-注水継続) (図-6参照)

操 作 順 序	操 作 内 容	確 認 事 項	操 作 場 所	確 認										
	AM対応操作を実施中、RPV破損が確認されMUW系によるペDESTAL注水が不可能な場合に本操作を実施する。													
1	M/D消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプを起動する。		9-6											
2	RHR(B)系のドライウェルスプレイラインを経由してドライウェル注水を実施して、ペDESTAL床に注水する。 (1) CONTAINMENT SPRAY VALVE (MO-10-26B, 31B) 全開 (2) INJECTION VALVE (MO-10-25B, 27B) 全開 ※ (RPV注水中は弁全開 (RPV健全時)) (3) RHR REACTOR HEAD SPRAY VALVE (MO-10-32, 33) 全開 ※ (RPV注水中は弁調整開中 (RPV破損時)) (4) TEST RETURN VALVE (MO-10-39B) 全開 (5) RHR TIE VALVE (MO-10-20) 全開	Ⓜ点灯 Ⓞ点灯 (Ⓜ点灯) Ⓞ点灯 (Ⓜ点灯, Ⓞ点灯) Ⓞ点灯 "	9-3 " " " " "											
3	FP系からMUW系へ通水するため以下の弁を全開にする。 (1) FP-MUW連絡第一弁 (MO-18-254) 全開 (2) FP-MUW連絡第二弁 (MO-18-255) 全開	Ⓜ点灯, Ⓞ消灯 "	AM. PNL "											
4	D/Wクレーンが全台停止していることを確認する。 (1) D/W HVH 16A~E	Ⓞ点灯, Ⓜ消灯	9-25											
5	RPV/PCV注入ライン流量調節弁(MO-10-111)を開にし、D/W代替注水流量計(FI-57-14)にて原子炉スクラム後の経過時間に応じた必要注水量に調整する。 <table border="1" data-bbox="304 1171 762 1411"> <thead> <tr> <th>原子炉スクラム後の経過時間(hr)</th> <th>必要注水量 (m<sup>3</sup>/hr)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>0~5</td> <td>35</td> </tr> <tr> <td>5~10</td> <td>32</td> </tr> <tr> <td>10~20</td> <td>28</td> </tr> <tr> <td>20hr以降</td> <td>25</td> </tr> </tbody> </table>	原子炉スクラム後の経過時間(hr)	必要注水量 (m <sup>3</sup> /hr)	0~5	35	5~10	32	10~20	28	20hr以降	25	Ⓜ点灯, Ⓞ点灯 FI-57-14	AM. PNL "	
原子炉スクラム後の経過時間(hr)	必要注水量 (m <sup>3</sup> /hr)													
0~5	35													
5~10	32													
10~20	28													
20hr以降	25													
6	並行操作でRPV代替注水を実施中の場合は、各注入弁の開度を各々調整し、流量配分に注意する。	FI-57-14	AM. PNL 9-3											
7	ポンプ台数の関係で流量が不足し、それぞれの箇所への代替注水が並行操作で行えない場合は、以下の優先順位とする。 1. 格納容器 2. ペDESTAL 3. 原子炉													
8	外部水源によるペDESTAL注水を実施中は外部水源注水総量を監視し、サブプレッションチェンバーペントラインの水没防止のため、注水総量2300m <sup>3</sup> に到達にてペDESTAL注水を停止する。													
9	CSTの水位が補給により回復したならば、必要又は状況に応じて、MUW系によるペDESTAL注水に切替える。													

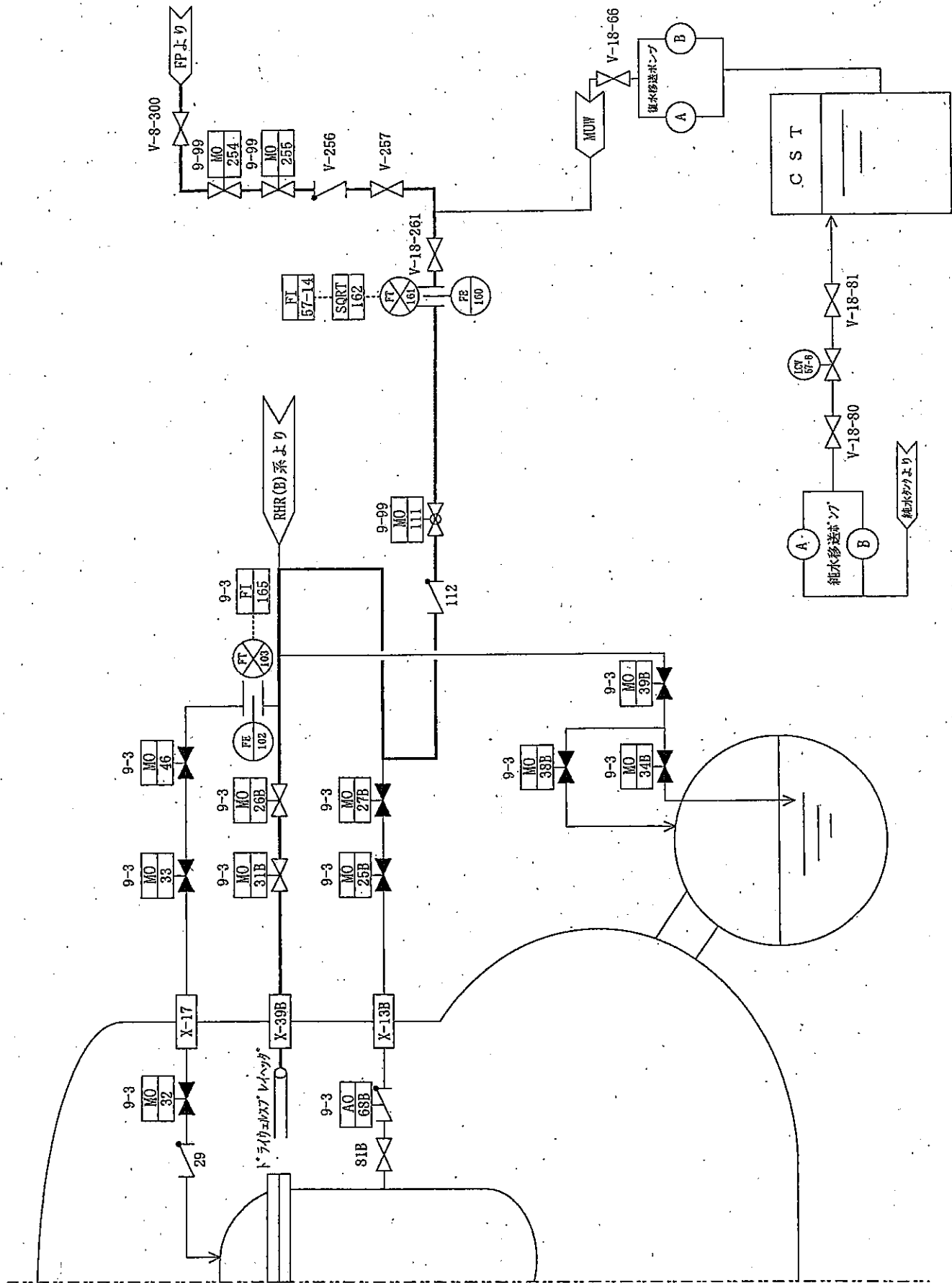


図 1F (パデスタル注水-注水継続)

## 2-3. AM設備別操作手順書

(炉心損傷後)

系統名 不活性ガス系 (耐圧強化ベント)

1. 目的

本運転手順書は、炉心損傷後の不活性ガス系（以下AC系）の耐圧強化ラインを使用した格納容器ベント操作を実施するものである。

2. 操作概要

(1) 炉心損傷後の事故緩和操作の開始の前提

炉心損傷事故発生時は、AC系は原子炉水位低で隔離状態が予想されるため、隔離状態から事故緩和操作に入るものとする。

(2) AC系の事故緩和操作

アクシデントマネジメントガイドライン（以下AMG）で示される格納容器ベント操作は以下の通りである。

No.	事故緩和操作	ストラテジ No.	操作ガイド No.
1	S/Cベント (モード1)	除熱-1 「損傷炉心冷却後の除熱」	操作ガイド-8 「耐圧強化格納容器ベント操作ガイド」
		除熱-2 「RPV破損後の除熱」	操作ガイド-8 「耐圧強化格納容器ベント操作ガイド」
2	D/Wベント (モード2)	除熱-1 「損傷炉心冷却後の除熱」	—
		除熱-2 「RPV破損後の除熱」	—

(3) 注意事項

- a. 操作前にプラント状態の確認を実施する。(格納容器圧力、水位、S/C水位)
- b. スクラビング効果が期待されるためS/Cベントを優先操作とする。
- c. 格納容器ベント時には、S/C水が減圧沸騰する可能性があるため、ECCSの水源がS/C水となっている場合は事前に復水貯蔵タンクに切り替えておくか、又は一時的にポンプを停止する。  
尚、ベント終了後はS/C水温を確認後水源を元に戻すか、又はポンプを再起動する。
- d. ベント操作が必要な状況（格納容器圧力が853kPa）に到達する以前から、ベント操作の準備をして、所外との連絡を緊密にし、最終的な判断は緊急時対策本部長の指示に従うこと。

2-3-1項 S/Cベント (図-1参照)

操作 順序	操 作 内 容	確 認 事 項	操 作 場 所	確 認
	S/Cベントは下記の4つの条件が成立したら実施する。 (1) RHRの復旧の見通しが無い。 (2) 格納容器圧力が853kPaに到達すると予測される場合。 (3) 外部水源総注水量が2300m <sup>3</sup> 以下。 (4) 緊急時対策本部長がベント操作を許可した時。			
1	外部水源総注水量が2300m <sup>3</sup> 以下であることを確認する。 S/Cベントラインが水没している場合は2-3-2項D/Wベント操作を実施する。	S/Cベントライン 冠水レベル計 (LI-174)で 790cm以下		
2	S/Cベント準備のためSGTSを2台とも停止する。 (1) SGTSファン(HVE-2-1C/D) COS「OFF」位置	◎点灯, ◎消灯	9-34	
3	S/Cベントラインのラインナップを確認する。 全閉でない弁は全閉とする。 (1) INBD DRYWELL VENT VALVE (AO-207) 全閉 (2) INBD DRYWELL VENT VALVE (AO-208) 全閉 (3) INBD SUPPR CHMBR VENT VALVE (AO-205) 全閉 (4) INBD SUPPR CHMBR VENT BYPASS VALVE (AO-206) 全閉 (5) OUTBOARD VENT TO STACK VALVE (AO-217) 全閉 (6) OUTBD EMGR STBY GAS TRT VENT VALVE (AO-218) 全閉 (7) PCVベント弁 (MO-271) 全閉 (8) SGTSトレイン出口弁 (AO-BF2-7)全閉 (9) SGTSトレイン出口弁 (AO-BF2-9)全閉	◎点灯 " " " " " " " " "	9-3 " " " " " AM. PNL 934 "	
4	原子炉モードSW「SHUT DOWN」位置を確認する。		9-5	
5	S/Cベント弁開操作のため、AC系隔離信号を除外する。 (1) アトモスフェリックコントロールキースイッチ 「TORUS」位置 ・AO-205 開許可 (2) 「外側隔離信号オーバーライド」COS「オーバーライド」 位置 ・MO-271 開許可	警報発生確認 「TORUS/ DRYWELL ISOL VALVE AUTO CLOSURE BYPASS」 警報発生確認 (9-99) 「外側隔離信号 オーバーライド」 警報発生確認 「AM PANEL TROUBLE」	9-5 AM. PNL 9-5	

2010年 2月20日 (17)

操作 順序	操 作 内 容	確 認 事 項	操 作 場 所	確 認
6	S/C ベントラインのラインナップを行う。 (1) S/C ベント弁用空気ポンペ出口弁 (MO-283) 全開 (2) INBD SUPPR CHMBR VENT VALVE (AO-205) 全開	Ⓡ点灯, Ⓢ消灯 "	AM. PNL 9-3	
7	S/C ベントを開始する。 (1) PCV ベント弁 (MO-271) 25%調整開 a. 弁開度確認不可の場合は、インチング操作で8秒間開と する。(フルストローク 30 秒) (ラプチャーディスク破裂圧力: 427kPa) b. 格納容器圧力が急激に下降したら、負圧にならないよう に PCV ベント弁 (MO-271) を全開する。	Ⓡ点灯, Ⓢ点灯 現場弁開度計  D/W 圧力計 PI-172 S/C 圧力計 PI-176 (D/W・S/C 圧力 記録計) (FR/PRC-16-105)	AM. PNL  AM. PNL 925	
8	格納容器圧力が上昇する場合は、PCV ベント弁 (MO-271) を全 開する。 格納容器圧力が 13.7kPa 以下になる場合は S/C ベントを停止 する。  (1) INBD SUPPR CHMBR VENT VALVE (AO-205) 全開 (2) S/C ベント弁用空気ポンペ出口弁 (MO-283) 全開 (3) PCV ベント弁 (MO-271) 全開 尚、それ以前に緊急時対策本部の判断により全開とすること がある。	Ⓡ点灯, Ⓢ消灯  D/W・S/C 圧力記 録計 FR/PRC-16-105 Ⓢ消灯, Ⓢ点灯 " "	AM. PNL 925 9-3 AM. PNL "	
9	ベント操作中に RHR 系が復旧した場合は、格納容器圧力が抑 制できる段階で、S/C ベントを停止する。 *停止操作は操作順序 8 と同様。			
10	ベント操作後は、格納容器内の水素酸素濃度の監視を頻繁に 行う。格納容器水素濃度が 10% に到達した場合は、PCV 圧力 が 106kPa 以下 (FCS 運転時の制限圧力) であることを確認し て、FCS を起動する。 FCS を起動後は、EOP「格納容器制御」(PCV 水素濃度制御) に 従い、水素濃度を制御する。	CAMS 水素濃度 10% 以 上かつ 酸素濃度 4.5% 以上	CAMS PNL  FCS PNL	
11	本操作中、S/C 水位が S/C ベントノズル水没水位 4470 cm (LI-16-174) まで上昇した場合は、S/C ベントを中止して、 2-3-2 項 D/W ベント操作に移行する。 (1) INBD SUPPR CHMBR VENT VALVE (AO-205) 全開 (2) S/C ベント弁用空気ポンペ出口弁 (MO-283) 全開 (3) PCV ベント弁 (MO-271) 全開	Ⓢ消灯, Ⓢ点灯 " "	9-4 AM. PNL "	



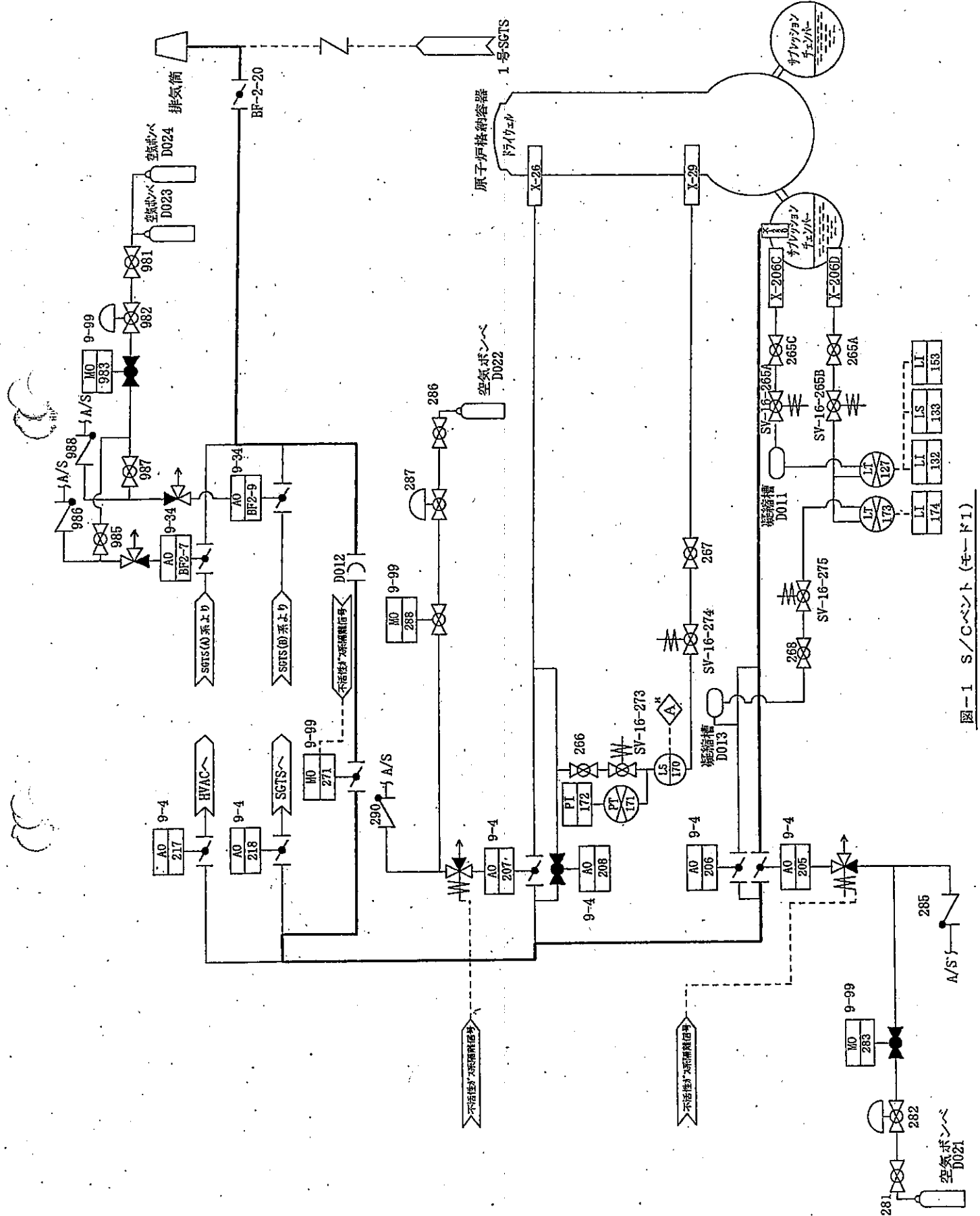


図-1 S/Cベント (モ-1F1)

2-3-2項 D/Wベント (図-2参照)

操 作 順 序	操 作 内 容	確 認 事 項	操 作 場 所	確 認
	D/Wベントは下記の5つの条件が成立したら実施する。 (1) RHRの復旧の見通しが無い。 (2) 格納容器圧力が853kPaに到達すると予測される場合。 (3) D/W水位がD/Wベントライン高さ(32m)-1m以下。 (S/C低部より) (4) 外部水源総注水量が2300m <sup>3</sup> 以上。 (5) 緊急時対策本部長がベント操作を許可した時。	警報「PCV水位高」消灯	AM.PNL	
1	格納容器水位が31m以下であることを確認する。 停止域水位計(LR-2-3-126)で100cm以下	停止域水位計 LR-2-3-126	9-4	
2	D/Wベント準備のためSGTSを2台とも停止する。 (1) SGTSファン(HVE-2-1C/D) COS「OFF」位置	Ⓒ点灯, Ⓓ消灯	934	
3	D/Wベントラインのラインナップを確認する。 全開でない弁は全開とする。 (1) INBD DRYWELL VENT VALVE (AO-207) 全開 (2) INBD DRYWELL VENT VALVE (AO-208) 全開 (3) INBD SUPPR CHMBR VENT VALVE (AO-205) 全開 (4) INBD SUPPR CHMBR VENT BYPASS VALVE(AO-206) 全開 (5) OUTBOARD VENT TO STACK VALVE (AO-217) 全開 (6) OUTBD EMGR STBY GAS TRT VENT VALVE(AO-218) 全開 (7) PCVベント弁 (MO-271) 全開 (8) SGTSトレイン出口弁 (AO-BF-207)全開 (9) SGTSトレイン出口弁 (AO-BF-209)全開	Ⓒ点灯 " " " " " " " " "	9-3 " " " " " AM.PNL 934 "	
4	原子炉モードSW「SHUT DOWN」位置を確認する。		9-5	
5	D/Wベント弁開操作のため、AC系隔離信号を除外する。 (1) アトモスフェリックコントロールキースイッチ 「DRYWELL」位置 ・AO-207 開許可 (2) 「外側隔離信号オーバーライド」COS「オーバーライド」 位置 ・MO-271 開許可	警報発生確認 「TORUS/ DRYWELL ISOL VALVE AUTO CLOSURE BYPASS」 警報発生確認 「外側隔離信号 オーバーライド」 警報発生確認 「AM PANEL TROUBLE」	9-5  AM.PNL	

操作 順序	操 作 内 容	確 認 事 項	操 作 場 所	確 認
6	D/W ベントラインのラインナップを行う。 (1) ドライウェルベント弁用空気ポンペ出口弁 (MO-288) 全開 (2) INBD DRYWELL VENT VALVE (AO-207) 全開	Ⓡ点灯, Ⓢ消灯 "	AM. PNL 9-3	
7	D/W ベントを開始する。 (1) PCV ベント弁 (MO-271) 25%調整開 a. 弁開度確認不可の場合は、インチング操作で8秒間開とする。(フルストローク 30 秒) (ラブチャーディスク破裂圧力: 427kPa) b. 格納容器圧力が急激に低下したら、負圧にならないように PCV ベント弁 (MO-271) を全閉する。	Ⓡ点灯, Ⓢ点灯 D/W 圧力計 PI-172 S/C 圧力計 PI-176 (D/W・S/C 圧力 記録計) (FR/PRC-16-105)	AM. PNL " " 9-25	
8	格納容器圧力が上昇する場合は、PCV ベント弁 (MO-271) を全開する。 格納容器圧力が 13.7kPa 以下になる場合は D/W ベントを停止する。 (1) INBD DRYWELL VENT VALVE (AO-207) 全開 (2) ドライウェルベント弁用空気ポンペ出口弁 (MO-288) 全開 (3) PCV ベント弁 (MO-271) 全開 尚、それ以前に TSC の判断により全閉とすることがある。	Ⓡ点灯, Ⓢ消灯 D/W 圧力計 PI-172 Ⓡ消灯, Ⓢ点灯 " Ⓡ消灯, Ⓢ点灯	AM. PNL " 9-3 AM. PNL "	
9	ベント操作中に RHR 系が復旧した場合は、格納容器圧力が抑制できる段階で、D/W ベントを停止する。 *停止操作は操作順序 8 と同様。			
10	ベント操作後は、格納容器内の水素酸素濃度の監視を頻繁に行う。格納容器水素濃度が 10% に到達した場合は、PCV 圧力が 106kPa 以下 (FCS 運転時の制限圧力) であることを確認して、FCS を起動する。 FCS を起動後は、EOP 「格納容器制御」 (PCV 水素濃度制御) に従い、水素濃度を制御する。	CAMS 水素濃度 10% 以上 (A/B) かつ 酸素濃度 4.5% 以上 (603A/B)	CAMS PNL FCS PNL	
11	本操作中、D/W 水位が 32m を超えると予想される場合は、外部水源からの注水を停止し、D/W ベントライン高さ - 1m 以下を確保する。 停止域水位計 (LR-2-3-126) で 100 cm 以下	停止域水位計 LR-2-3-126	AM. PNL 9-4	

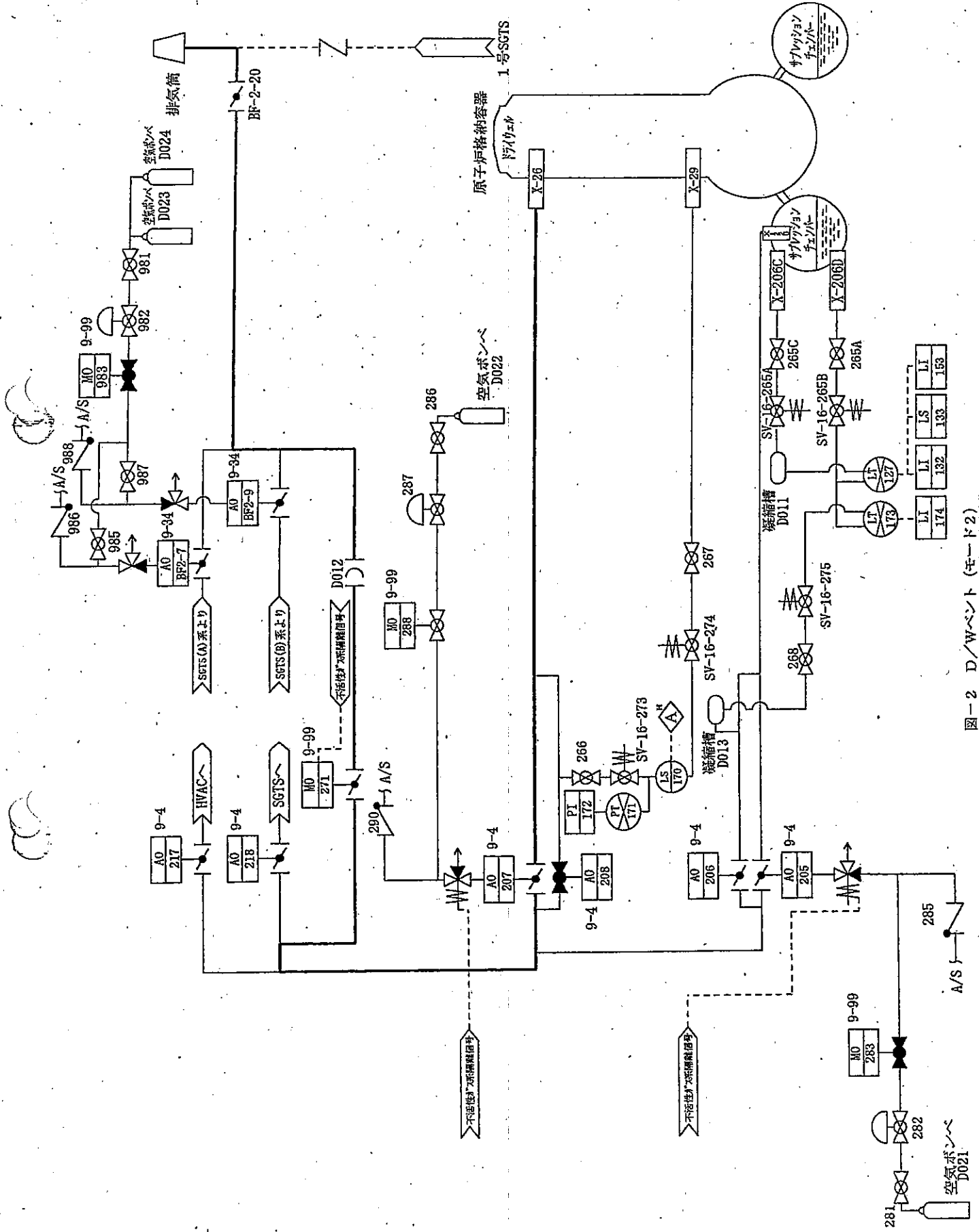


図-2 D/Wイベント (モード2)