

東北地方太平洋沖地震に伴う
福島第一原子力発電所 3 号機における
事故時運転操作手順書の適用状況について

平成 23 年 10 月

東京電力株式会社

目 次

1. はじめに	1
2. 事故時運転操作手順書の使用方法について	1
3. 事象の概要（操作関連）	1
4. 事故時運転操作手順書において想定している事故概要および前提条件の概要	4
5. 今回の事故時に実際に実施した運転操作の内容および各操作に対する事故時運転操作手順書における手順の適用状況	7
6. 添付資料（1） 手順書適用状況表	9
（2） 時系列エビデンス	15
参考資料	38
原子力用語集	51

(最終ページ：54)

1. はじめに

当社は各号機に、あらかじめ想定された異常事象又は事故が発生した場合において、その起因事象の確認から過渡状態が収束するまでに適用するための事故時運転操作手順書（事象ベース）、起因事象を問わずプラントの徴候（状態）に応じて対応を行う事故時運転操作手順書（徴候ベース）、発生した異常事象、事故等が拡大し、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際に使用する事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）を整備している。

以下に、東北地方太平洋沖地震に伴う福島第一原子力発電所3号機における事故時運転操作手順書と事故対応操作の適用状況について報告する。

2. 事故時運転操作手順書の使用方法について

事故対応にあたり、運転員は事象に応じて該当する手順書に従い、操作を行うことを基本としている。ただし緊急を要する運転操作（プラント緊急停止操作など）については、手順書を一つ一つ確認している、事象が進展してしまうことから、事象収束を最優先とするため、手順書の閲覧なしに初期対応を行い、事象がある程度落ち着いてから、実施した操作のチェックを行うこととしている。そのため運転員は、異常事象の対応に備え、手順書の閲覧なしでも事故時の初期対応操作ができるようシミュレータ等を使用した訓練を実施している。

また、基本的には手順書に記載されている操作を行うものの、手順書に記載のない事象やプラント状況に応じて臨機応変な対応が求められることから、手順書の記載通りの操作を行うというのではなく、状況に応じて、適切な対応をするものである。

今回、東北地方太平洋沖地震に伴う福島第一原子力発電所3号機の事故対応操作については、手順をチェックしたエビデンスがないこと、また津波襲来後の操作については既存の事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）をそのまま使用できる状況ではなかったことから、これまで明らかになった事象の進展に照らして事故時運転操作手順書を選定し、事故時運転操作手順書と実際の事故対応操作の適用状況の確認を行った。

3. 事象の概要（操作関連）

（1）地震発生直後～全交流電源喪失

①止める機能

定格熱出力一定運転中のところ、平成23年3月11日14時46分に発生した東北地方太平洋沖地震により、同日14時47分「地震加速度大トリップ」が発生し、直ちに全制御棒が全挿入となり原子炉は設計通りに自動停止するとともに、同日14時54分に原子炉が未臨界状態となったことを確認した。

②冷やす機能

地震の影響で、外部電源が全喪失したことにより、3月11日14時48分頃、非常用母線の電源が喪失し、原子炉保護系（以下、「RPS」という。）電源が喪失したことにより、主蒸気隔離弁（以下、「MSIV」という。）が、自動閉じた。このため、原子炉圧力が上昇を開始したが、主蒸気逃し安全弁（以下、「SRV」という。）の自動開閉により原子炉圧力が制御された。また、同時刻に、非常用ディーゼル発電機（以下、「D/G」という。）2台（3A、3B）が自動起動し、非常用母線の電源が回復した。

同日15時05分、原子炉隔離時冷却系（以下、「RCIC」という。）を手動起動することで原子炉水位は上昇し、同日15時25分に原子炉水位「高」信号により自動停止した。

なお、高压注水系（以下、「HPCI」という。）については、地震以降から全交流電源喪失に至るまで、原子炉水位がHPCIの自動起動レベル（L-2：TAF+2950mm）まで低下していないことから、手動起動を含めて作動していない。

③閉じ込める機能

3月11日14時48分非常用母線の電源が喪失したことに伴い、RPS電源が停止し、MSIVが自動閉じた。

通常換気空調は、常用電源喪失により停止したが、原子炉水位低（L-3：TAF+4443mm）またはRPS電源が停止したことによる一次格納容器隔離系（以下、「PCIS」という。）隔離信号により、非常用ガス処理系（以下、「SGTS」という。）は自動起動したことから、原子炉建屋（以下、「R/B」という。）の負圧は維持された。

(2) 全交流電源喪失～海水注入

①冷やす機能

津波の影響を受け、3月11日15時38分にD/G 3A、3Bが停止したことから、同日15時42分に全交流電源喪失の発生と判断し、全交流電源喪失の発生により、残留熱除去系（以下、「RHR」という。）、炉心スプレイ系（以下、「CS」という。）は動作不能となった。一方、直流電源設備については被水を免れた。

直流電源で操作可能な設備であるRCIC及びHPCIについては、使用可能な状態にあった。

3月11日16時03分には、原子炉水位維持のためにRCICを手動起動し、原子炉水位は維持されていた。その後3月12日11時36分にRCICが自動停止した。

RCIC停止後、原子炉水位は低下し、3月12日12時35分に原子炉水位低（L-2：TAF+2950mm）によりHPCIが自動起動した。これにより原子炉水位は回復したものの、HPCIは3月13日2時42分に停止した。

HPCI停止に伴い、原子炉の水位維持及び冷却継続のため、アクシデントマネジメント（以下、「AM」という。）策である代替注水手段としてディーゼル駆動消火ポンプ（以下、「D/D-FP」という。）による注水を試みたが、一時低下していた原子炉圧力が約4.1MPa [gage]まで再び上昇しており注水できなかった。

その後、タービン駆動であるRCIC及びHPCIを再起動して原子炉への注水を試みたが、HPCIは電源となるバッテリーの枯渇により起動できず、またRCICも起動できなかった。

<消防車による注水>

発電所緊急時対策本部は、3月11日17時12分の発電所長（発電所緊急時対策本部長）の指示以降、原子炉への注水を確保するため、AM策として設置された代替注水手段（消火系（以下、「FP」という。）、復水補給水系（以下、「MUWC」という。）、RHR）及び消防車を使用した原子炉への代替注水について検討していたが、消防車ポンプを駆動源とし、防火水槽を水源としたFPからRHRを使用して原子炉へ注水する代替注水系統構成作業を実施した。

3月13日9時08分にSRVを手動で開き、原子炉の急速減圧を実施した。

この減圧作業により、原子炉圧力が消防車ポンプの吐出圧力を下回ったことから原子炉への注水が可能となった。同日9時25分、防火水槽（淡水）にほう酸を溶解し、原子炉への注水を開始した。

同日10時30分、発電所長（発電所緊急時対策本部長）は海水注入を視野に入れて対応するようとの指示を出した。

同日12時20分、防火水槽の淡水が枯渇したため、逆洗弁ピットの海水を注入するよう注水源の系統変更を開始した。

海水注入系統構成が完了し、同日13時12分に海水注入を開始した。

3号機R/Bにおいての爆発後、逆洗弁ピットが使用できなくなったため、海から直接海水を取水して原子炉に注水するよう、消防車を物揚場付近に移動し、ホースを引き直した。

さらに、消防車2台を直列につなぎ、2、3号機の両方に送水する系統を構築し、3月14日16時30分頃に消防車ポンプによる海水注入を再開した。

②閉じこめる機能

3月12日17時30分、発電所長（発電所緊急時対策本部長）より格納容器（以下、「PCV」という。）ベントの準備を開始するよう指示があり、中操では、監視計器類の復旧が行われる中、同日21時過ぎからPCVベント操作手順及びPCVベントに必要な弁の設置場所を確認した。

通常は中操からPCVベント操作できるが、全交流電源喪失のため、PCVベント操作のうち、MO弁の操作については手動で開けなければならない状況となり、また、AO弁の操作においては、当該弁を作動させるために必要な空気圧が確保できず、駆動用の空気ポンペを現場で復旧するか、仮設空気圧縮機を設置して空気圧を確保する必要があった。

3月13日4時50分頃、圧力抑制室（以下、「S/C」という。）からのベントラインにあるAO弁（大弁）を開けるために、中操仮設照明用小型発電機からの電源を用いて、当該弁の電磁弁を強制的に励磁させた。

3月13日5時15分、発電所長（発電所緊急時対策本部長）はラプチャーディスクを除く、PCVベントの系統構成を完成させるよう指示した。

電磁弁を強制的に励磁させた後、運転員がトラス室（S/Cが設置されている部屋）に行き、当該弁の開度を確認したところ全閉であった。

S/CからのベントラインにあるAO弁（大弁）の電磁弁が励磁されているものの当該弁が開とならないのは、当該弁を駆動させる空気ポンペからの圧力が足りないためであり、ポンペ交換を行った。同日5時23分頃、ポンペを交換した結果、当該弁が開となった。

同日7時39分、格納容器スプレイを開始した。

同日8時35分頃、PCVベントラインにあるMO弁を、現場で手動にて15%開状態とした。

3月13日8時41分にラプチャーディスクを除くPCVベントライン構成を完了し、ドライウェル（以下、「D/W」という。）圧力がラプチャーディスク作動圧（427kPa [gage]）よりも低く、PCVベントされない状態（ラプチャー破裂待ち）で、PCVベントを系統構成する弁の開状態を保持し、D/W圧力の監視を継続した。

同日9時24分、D/W圧力の低下(同日9時10分:0.637MPa [abs]→同日9時24分:0.540MPa [abs])が確認されたことから、9時20分頃PCVベントが実施されたと判断した。

3月14日2時頃よりD/W圧力が上昇傾向(同日2時00分:0.265MPa [abs]→同日3時00分:0.315MPa [abs])となったことから、S/Cからのベントラインにあるもう一つのAO弁(小弁)についても、同日3時40分、電磁弁を強制的に励磁させ、同日5時20分開操作を開始し、同日6時10分に開になったことを確認した。
同日11時01分、R/Bで水素ガスによると思われる爆発が発生した。

4. 事故時運転操作手順書において想定している事故内容および前提条件の概要

(1) 原子炉スクラム事故(MSIV閉の場合)

<想定している事故概要>

原子炉スクラム信号が発生した場合(今回は「地震加速度大トリップ」)、全制御棒が全挿入され、原子炉は自動停止する。今回のように、MSIVが全閉した場合、原子炉が隔離されることから、原子炉圧力は急激に上昇するが、SRVが閉閉し蒸気をS/Cへ逃がすことで原子炉の圧力を抑えられる。また原子炉水位確保が困難な場合には、RCIC又はHPCIを手動起動する。

その後のプラント停止操作でMSIVを開けることが不可能な時は、SRV、RCIC又はHPCIのテストラインを使った運転(駆動蒸気は原子炉の蒸気を使用するが、原子炉へ注水は行わない)により原子炉の蒸気を消費しながら、原子炉の減圧を行い、原子炉を冷温停止する。

当該事故における事故時運転操作手順書の前提条件の概要としては、以下の通りである。

- 原子炉が自動スクラムすること
- MSIVが全閉すること
- 直流および交流電源が正常であること

<対象となる事故時運転操作手順書>

事故時運転操作手順書(事象ベース) I 原子炉編
第1章 原子炉スクラム事故(B) 主蒸気隔離弁閉の場合

<対象となる操作>

今回の事象では、「地震加速度大トリップ」により「原子炉自動スクラム」が発生し、RPS電源喪失でMSIVが自動閉している。

本事象において、原子炉安全の重要な機能である「止める」「冷やす」「閉じこめる」ための操作は、以下の操作となる。

- 「止める機能」・・・スクラム確認、全制御棒全挿入確認、未臨界の確認、原子炉モードスイッチ切替
- 「冷やす機能」・・・原子炉水位の確認、原子炉圧力の制御
- 「閉じこめる機能」・・・MSIV閉確認、SGTS起動(PCIS作動)確認、S/C温度上昇に備えたトーラス冷却モードの手動起動

(2) 全交流電源喪失

<想定している事故概要>

全交流電源喪失により、原子炉スクラムし、交流電源を駆動源とする機器及び計器は運転不能となり、給水全喪失となるため原子炉水位の低下状況を確認しRCICを手動起動する。原子炉水位低下が早くL-2に至った場合RCIC、HPCIの自動起動により水位は回復する。(自動起動しない場合、L-1前に手動起動実施)

原子炉水位はRCICにて充分確保できるが、直流電源容量の確保のためHPCIが自動起動した場合にはRCICの健全性と水位回復確認後HPCIを停止する。その後、直流電源A系の給電可能時間(約4時間)を超えてRCICが運転不能となった場合HPCIを起動することになる。(RCICとHPCIをシリーズに運転することにより8時間の給水が可能となる。)

全交流電源喪失により、MSIVが全閉することから、原子炉圧力はSRVで抑制するが、SRVからの蒸気放出によりD/W圧力、S/C水温は上昇し、D/W圧力は約1時間程度で約13.7kPa[gage](D/W圧力高信号設定値)に到達するが、事故8時間後においても約98kPa[gage]程度である。S/C水温も事故後8時間では90℃程度である。

一方、D/W雰囲気温度も電源喪失に伴うD/Wクーラー停止のため上昇するが、事故後8時間で約120℃程度である。従って、事故8時間後におけるPCVの健全性は温度、圧力とも確保されている。

直流電源容量の確保のために、無停電交流電源装置(以下、「CVCF」という。)の負荷を事故後1時間で切り離すが、監視計器については、原子炉水位計A(狭帯域)の電源がこのCVCF電源となっているが、切り離しても、狭帯域B/C及び広帯域が直流電源であるので水位監視は可能である。また、CVCFで残す負荷としては、RCICの流量制御器電源や計装電源がある。

その他のパラメータ監視では、原子炉圧力計AがCVCF電源となっているが、これを切り離しても原子炉圧力計B及びHPCIタービン入口圧力計が直流電源使用となっており、これにて監視が可能となる。D/W圧力、温度、S/C水位計は交流電源使用のため監視不能となる。

全交流電源喪失において最も重要なことは、直流電源が枯渇する前にD/Gまたは外部電源を復旧し、水位確保のための機器の運転維持とPCV圧力、温度の上昇を制御する機器の復旧を行うことである。

当該事故における事故時運転操作手順書の前提条件の概要としては、以下の通りである。

- 当該号機所内用交流電源喪失およびD/G全台起動失敗
- 直流電源が正常なこと
- 交流電源の復旧が可能なこと

<対象となる事故時運転操作手順書>

事故時運転操作手順書(事象ベース)IIタービン・電気編
第12章 外部系統事故 12-4 全交流電源喪失

<対象となる操作>

今回の事象では、全交流電源喪失当初は直流電源が正常であり、本手順に沿った操作を実施していたが、HPCIは電源となるバッテリーの枯渇により起動できなかった。また、RCICも起動できなくなったが、津波の影響により交流電源及び機器の復旧ができなかった。これにより、「全交流電源喪失」手順に沿った操作は状況からして実施することはできなくなった。

(3) シビアアクシデント対応

①代替注水手段

<想定している事故概要>

原子炉への注水が必要となる異常事象時において、万一原子炉への注水に全て失敗した場合、炉心からの崩壊熱除去が不十分となり、炉心損傷に至る可能性がある。

非常用炉心冷却装置が注水不能に至った場合の代替注水については、AM策として、復水貯蔵タンクを水源とするMUWCから原子炉へ注入する手段があるが、MUWCポンプ等の不具合により、これが使用できない場合に備え、さらにろ過水タンクを水源としFPからMUWCの配管を経由して原子炉へ注水する手段を整備している。非常用炉心冷却装置での注水不能、代替注水設備であるMUWCポンプ等の不具合により、MUWCからの注水が不能な場合にFPを利用し、損傷炉心へ注水することによって損傷炉心の冷却を行う。

当該事故における事故時運転操作手順書の前提条件の概要としては、以下の通りである。

- HPCI、RCIC、給復水系、CS、RHRによる原子炉への注水が不可能な場合で、さらにMUWCによる代替注水が不可能な場合
- FP系ポンプが正常なこと
- 電動弁等の電源が正常なこと

<対象となる事故時運転操作手順書>

- 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）
- 2. AM設備操作手順書（2-2 消火系（FP））

<対象となる操作>

今回の事象では、電源がなかったことから電動駆動消火ポンプが使えない状況であった。

3月13日2時42分のHPCI停止に伴い、D/D-FPによる原子炉への注水を試みたが、原子炉圧力の上昇のために出来なかった。

「FP（RPV破損が無い場合のRPV代替注水）」手順書を参考として、RHRを経由したFP系のライン構成を行い、原子炉への注水手段として手順書にはないが、消防車を使って原子炉への注水を行った。水源としてはFP系の本来の水源であるろ過水タンクが使用できなかったことから防火水槽を水源として淡水注水（ほう酸入り）を行い、また防火水槽の水源が枯渇したことから、FPラインを使用して原子炉へ海水注入を行った。

②耐圧強化ベント

<想定している事故概要>

万一、原子炉の蒸気がS/Cで蒸気が凝縮（冷却）できず、PCVの除熱に失敗した場合、PCVの圧力が上昇する可能性がある。AM策として、PCVの過圧を防止するためにPCVから排気筒に至るベントラインが整備されている。

PCVの圧力が最高使用圧力を超えて上昇していくことを確認した上で、本設備を利用してPCVからの除熱を行うものである。（今回の事象では、発電所長（発電所緊急時対策本部長）の指示により実施した。）

当該事故における事故時運転操作手順書の前提条件の概要としては、以下の通りである。

- RHRの復旧の見通しが無い場合
- PCV圧力が最高使用圧力を超え、発電所緊急時対策本部長がベント操作を許可した場合
- 中操の操作用交流電源が正常なこと

<対象となる事故時運転操作手順書>

事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）

2. AM設備操作手順書（2-3不活性ガス系（耐圧強化ベント））

<対象となる操作>

中操での操作用電源が喪失したことにより、中操からのベントラインの構成ができなかったものの、「不活性ガス系（耐圧強化ベント）」手順書を参考として、現場で手動にてライン構成を行った。

5. 今回の事故時に実際に実施した運転操作の内容および各操作に対する事故時運転操作手順書における手順の適用状況

「3. 事象の概要（操作関連）」を踏まえて、今回の事故対応において使用または参考としたと思われる「事故時運転操作手順書」を「4. 事故時運転操作手順書において想定している事故概要および前提条件の概要」において選定した。また、その「4.」において選定した手順書の前提条件と実際のプラント状況とを比較し、事故時運転操作手順書毎に使用または参考にした範囲（止める・冷やす・閉じこめる等の重要な操作＝原子炉系の操作）のさらに絞り込みを行った。

今回の事故時におけるイベント・操作に対して、以下に示す事故時運転操作手順書毎の絞り込んだ範囲を参照し、その事故時運転操作手順書における手順の適用状況を「6. 添付資料（1）」にとりまとめた。

（1）手順書毎の絞り込んだ範囲

①地震発生～全交流電源喪失まで

「事故時運転操作手順書（事象ベース）：原子炉スクラム事故（B）主蒸気隔離弁閉」

- ・止める・冷やす・閉じこめる等の重要な操作

②全交流電源喪失以降

「事故時運転操作手順書（事象ベース）：外部系統事故12-4 全交流電源喪失」

- ・冷やす等の重要な操作、直流電源容量確保のため負荷の切り離し操作

「事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）：AM設備操作手順書」

- ・ 2-2 消火系「FP」のライン構成
- ・ 2-3 不活性ガス系（耐圧強化ベント）のうち「S/Cベント」のライン構成

(2) 操作状況の確認結果

今回の事故対応において、手順をチェックしたエビデンスがないことから、事象に最も類似している事故時運転操作手順書と実際の操作内容を照らし合わせしたところ、現時点では現場の状況からして、操作状況は問題がなかったと考えられる。

以 上

6. 添付資料(1) 手順書適用状況表

操作：運転員等による機器の操作、状態確認等
 イベント等：事象の発生、操作の指示命令等の上記「操作」の起点となる事項

AOP：事故時運転操作手順書（事象ベース）
 SOP：事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）

○：手順通り実施した
 △：手順の一部を実施した
 □：手順を適用できなかった
 -：イベント等

日時	操作 (イベント等)	対象手順書	手順書抜粋	手順の適用状況												
3月11日	14:46 (地震発生)	-	-	-												
	14:47 原子炉スクラム	AOP 原子炉スクラム 事故(B)主蒸 気隔離弁閉	<table border="1"> <thead> <tr> <th>主要項目</th> <th>当直長(当直副長)</th> <th>操 作 員 (A)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 原子炉スクラム</td> <td>1. 原子炉スクラム確認</td> <td>1. 原子炉「スクラム」確認、報告 (1) 警報 「A系原子炉自動スクラムトリップ」 「B系原子炉自動スクラムトリップ」 (2) 表示灯 全制御棒炉心状態表示ユニット(1)全挿入 ⑥ ランプ「点灯」 全制御棒炉心状態表示ユニット(2)スクラム ⑦ ランプ「点灯」 システム状態表示 全制御棒全挿入 ⑧ ランプ「点灯」</td> </tr> <tr> <td>2. タービントリップ</td> <td>2. 原子炉スクラムベ ージング放送</td> <td>(3) スクラム排出容器 A/B Dレン井、排出ヘッドベント弁「閉」 (4) APRM 指示「減少」 SRNM/APRM/RBM 記録計 (9-5 NR-7-46B/C) SRNM/APRM 記録計 (9-5 NR-7-46A/D)</td> </tr> <tr> <td>3. MSIV全閉</td> <td>3. MSIV全閉確認</td> <td>2. MSIV(内、外)「全閉」確認、報告 (1) 警報 「主蒸気隔離弁閉トリップ」 「主蒸気隔離弁隔離回路作動中」 「内側主蒸気隔離弁ソレノイド無故障」 「外側主蒸気隔離弁ソレノイド無故障」 (2) 表示灯 ⑨ ランプ「点灯」</td> </tr> </tbody> </table>	主要項目	当直長(当直副長)	操 作 員 (A)	1. 原子炉スクラム	1. 原子炉スクラム確認	1. 原子炉「スクラム」確認、報告 (1) 警報 「A系原子炉自動スクラムトリップ」 「B系原子炉自動スクラムトリップ」 (2) 表示灯 全制御棒炉心状態表示ユニット(1)全挿入 ⑥ ランプ「点灯」 全制御棒炉心状態表示ユニット(2)スクラム ⑦ ランプ「点灯」 システム状態表示 全制御棒全挿入 ⑧ ランプ「点灯」	2. タービントリップ	2. 原子炉スクラムベ ージング放送	(3) スクラム排出容器 A/B Dレン井、排出ヘッドベント弁「閉」 (4) APRM 指示「減少」 SRNM/APRM/RBM 記録計 (9-5 NR-7-46B/C) SRNM/APRM 記録計 (9-5 NR-7-46A/D)	3. MSIV全閉	3. MSIV全閉確認	2. MSIV(内、外)「全閉」確認、報告 (1) 警報 「主蒸気隔離弁閉トリップ」 「主蒸気隔離弁隔離回路作動中」 「内側主蒸気隔離弁ソレノイド無故障」 「外側主蒸気隔離弁ソレノイド無故障」 (2) 表示灯 ⑨ ランプ「点灯」	<p>(手順の適用状況)</p> <p>○ 「止める」機能が動作したことを表す原子炉スクラム警報、制御棒ランプ表示を手順通り確認。</p> <p>○ 「閉じ込める」機能が動作したことを表すMSIV閉のランプ表示を手順通り確認。</p> <p>[添付資料(2)-1-1、2、3、5] [添付資料(2)-2-1、(2)-3-1、(2)-4-1]</p>
主要項目	当直長(当直副長)		操 作 員 (A)													
1. 原子炉スクラム	1. 原子炉スクラム確認		1. 原子炉「スクラム」確認、報告 (1) 警報 「A系原子炉自動スクラムトリップ」 「B系原子炉自動スクラムトリップ」 (2) 表示灯 全制御棒炉心状態表示ユニット(1)全挿入 ⑥ ランプ「点灯」 全制御棒炉心状態表示ユニット(2)スクラム ⑦ ランプ「点灯」 システム状態表示 全制御棒全挿入 ⑧ ランプ「点灯」													
2. タービントリップ	2. 原子炉スクラムベ ージング放送	(3) スクラム排出容器 A/B Dレン井、排出ヘッドベント弁「閉」 (4) APRM 指示「減少」 SRNM/APRM/RBM 記録計 (9-5 NR-7-46B/C) SRNM/APRM 記録計 (9-5 NR-7-46A/D)														
3. MSIV全閉	3. MSIV全閉確認	2. MSIV(内、外)「全閉」確認、報告 (1) 警報 「主蒸気隔離弁閉トリップ」 「主蒸気隔離弁隔離回路作動中」 「内側主蒸気隔離弁ソレノイド無故障」 「外側主蒸気隔離弁ソレノイド無故障」 (2) 表示灯 ⑨ ランプ「点灯」														
	14:47 全制御棒全挿入															
	14:48 MSIV「閉」															
	14:48 (D/G3A、3B「自動起動」)	-	-	[添付資料(2)-1-6、7] [添付資料(2)-3-1、(2)-4-1]												
	14:48 SGTS自動起動/PCIS動作	AOP 原子炉スクラム 事故(B)主蒸 気隔離弁閉	<table border="1"> <thead> <tr> <th>主要項目</th> <th>当直長(当直副長)</th> <th>操 作 員 (A)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>6. PCIS作動</td> <td>7. PCIS作動、SGTS作動確認</td> <td>7. PCIS「作動」(内、外)「隔離」、SGTS「起動」確認、報告 (1) C/Rポンプ(A、B)「トリップ」 (2) R/B通常換気系(A、B)「トリップ」 (3) SGTS C(D)「起動」</td> </tr> </tbody> </table>	主要項目	当直長(当直副長)	操 作 員 (A)	6. PCIS作動	7. PCIS作動、SGTS作動確認	7. PCIS「作動」(内、外)「隔離」、SGTS「起動」確認、報告 (1) C/Rポンプ(A、B)「トリップ」 (2) R/B通常換気系(A、B)「トリップ」 (3) SGTS C(D)「起動」	<p>(操作・イベントの解説)</p> <p>通常換気空調は、常用電源喪失により停止したが、原子炉水位低またはRPS電源が停止したことによる、PCIS隔離信号により、SGTSは自動起動した。それに伴い負圧が維持されていることを手順通り確認。</p> <p>○ (手順の適用状況) SGTSの自動起動によるR/Bの負圧維持を手順通り確認。(R/Bの閉じ込め機能の確認)</p> <p>[添付資料(2)-1-4、(2)-4-1]</p>						
主要項目	当直長(当直副長)	操 作 員 (A)														
6. PCIS作動	7. PCIS作動、SGTS作動確認	7. PCIS「作動」(内、外)「隔離」、SGTS「起動」確認、報告 (1) C/Rポンプ(A、B)「トリップ」 (2) R/B通常換気系(A、B)「トリップ」 (3) SGTS C(D)「起動」														
	14:54 原子炉未臨界確認	AOP 原子炉スクラム 事故(B)主蒸 気隔離弁閉	<table border="1"> <thead> <tr> <th>主要項目</th> <th>当直長(当直副長)</th> <th>操 作 員 (A)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>9. 原子炉未臨界</td> <td>11. 原子炉未臨界確認</td> <td>13. SRNMにより原子炉「未臨界」確認、報告 (1) SRNM指示、レンジ「減少」 SRNM/APRM/RBM 記録計 (9-5 NR-7-46B/C) SRNM/APRM 記録計 (9-5 NR-7-46A/D) (2) SRNMレンジモード「切替」 「中間領域」→「中性子線領域」</td> </tr> </tbody> </table>	主要項目	当直長(当直副長)	操 作 員 (A)	9. 原子炉未臨界	11. 原子炉未臨界確認	13. SRNMにより原子炉「未臨界」確認、報告 (1) SRNM指示、レンジ「減少」 SRNM/APRM/RBM 記録計 (9-5 NR-7-46B/C) SRNM/APRM 記録計 (9-5 NR-7-46A/D) (2) SRNMレンジモード「切替」 「中間領域」→「中性子線領域」	<p>○ (手順の適用状況) 当直長が14:54に原子炉未臨界を確認。</p> <p>[添付資料(2)-2-1、(2)-3-1、(2)-4-1]</p>						
主要項目	当直長(当直副長)	操 作 員 (A)														
9. 原子炉未臨界	11. 原子炉未臨界確認	13. SRNMにより原子炉「未臨界」確認、報告 (1) SRNM指示、レンジ「減少」 SRNM/APRM/RBM 記録計 (9-5 NR-7-46B/C) SRNM/APRM 記録計 (9-5 NR-7-46A/D) (2) SRNMレンジモード「切替」 「中間領域」→「中性子線領域」														

日時	操作 (イベント等)	対象手順書	手順書抜粋	手順の適用状況						
3月11日 15:05	RCIC手動起動	AOP 原子炉スクラム 事故(B)主蒸 気隔離弁閉	<table border="1"> <thead> <tr> <th>主要項目</th> <th>当直長(当直副長)</th> <th>操 作 員 (A)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 原子炉スクラム</td> <td>4. 原子炉スクラム後の処置操作指示</td> <td>11. ホットウェル水位が低下するようであればRCIC系「手動起動」にて原子炉水位を維持、報告(必要があればHPCI系「手動起動」)</td> </tr> </tbody> </table>	主要項目	当直長(当直副長)	操 作 員 (A)	1. 原子炉スクラム	4. 原子炉スクラム後の処置操作指示	11. ホットウェル水位が低下するようであればRCIC系「手動起動」にて原子炉水位を維持、報告(必要があればHPCI系「手動起動」)	<p>(操作・イベントの解説) 外部電源が喪失したことにより、ホットウェルを水源として原子炉へ給水を行う電動ポンプが停止したため、ホットウェルの水位低下に係わらず、原子炉水位の確保が必要なことから、RCICを手動で起動。(対象手順書のまえがきには、「水位確保が困難な場合は、RCICを手動起動する」との記載有り。)</p> <p>○ (原子炉水位の過渡的な変動のため、15:25に原子炉水位「高」信号が発信され、RCICは自動停止)</p> <p>(手順の適用状況) 「冷やす」機能であるRCICを手動で起動し、原子炉水位の確保を手順通り実施。</p> <p>[添付資料(2)-1-8、10(2)-3-1、(2)-4-1]</p>
主要項目	当直長(当直副長)	操 作 員 (A)								
1. 原子炉スクラム	4. 原子炉スクラム後の処置操作指示	11. ホットウェル水位が低下するようであればRCIC系「手動起動」にて原子炉水位を維持、報告(必要があればHPCI系「手動起動」)								
15:08	原子炉モードスイッチ「運転」→「停止」	AOP 原子炉スクラム 事故(B)主蒸 気隔離弁閉	<table border="1"> <thead> <tr> <th>主要項目</th> <th>当直長(当直副長)</th> <th>操 作 員 (A)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 原子炉スクラム</td> <td>4. 原子炉スクラム後の処置操作指示</td> <td>3. 原子炉モードスイッチ「運転」から「停止」へ「手動切替」実施、報告</td> </tr> </tbody> </table>	主要項目	当直長(当直副長)	操 作 員 (A)	1. 原子炉スクラム	4. 原子炉スクラム後の処置操作指示	3. 原子炉モードスイッチ「運転」から「停止」へ「手動切替」実施、報告	<p>(手順の適用状況) 原子炉モードスイッチを「停止」にすることにより原子炉スクラムを確実に引き、「止める」機能を手順通り実施。</p> <p>○ [添付資料(2)-1-9、(2)-2-1、(2)-3-1]</p>
主要項目	当直長(当直副長)	操 作 員 (A)								
1. 原子炉スクラム	4. 原子炉スクラム後の処置操作指示	3. 原子炉モードスイッチ「運転」から「停止」へ「手動切替」実施、報告								
15:27~ 15:35	(津波到達)	-	-	-						
15:38	(D/G全台「トリップ」/ 全交流電源喪失)	-	-	<p>(操作・イベントの解説) 全交流電源喪失時の手順書としては、AOPに定めている。 直流電源装置については被水を免れた為、RCICとHPCIは使用可能な状態だった。</p> <p>[添付資料(2)-1-11、(2)-2-1、(2)-4-2]</p>						
16:03	RCIC手動起動	AOP 外部系統事 故全交流電 源喪失	<table border="1"> <thead> <tr> <th>主要項目</th> <th>当直長(当直副長)</th> <th>操 作 員 (A)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>7. 原子炉水位確保</td> <td>10. 原子炉水位確保指示</td> <td>8. 原子炉水位確保。必要な時はRCIC(又はHPCI)「手動起動」実施。原子炉水位「維持」確認、報告 ※、原子炉水位「L-2」まで低下した場合、RCIC及びHPCI「起動」確認。水位回復後HPCI「手動トリップ」実施。RCICにより、原子炉水位「維持」確認、報告(HPCI「手動トリップ」後は「手動リセット」実施し、待機状態とする) (1) RCICポンプ流量指示計(定格流量26.23/s) (9-4 FIC-13-91) (2) RCICポンプ流量監視計 (9-3 FR-10-143B) (3) RCICポンプ吐出圧力指示計 (9-4 PI-13-93) (4) RCIC注入弁(Q0-13-21)「開」 (5) RCIC流量設定器(FIC-13-91)設定「手動調整」 [目標値 原子炉水位 L-4~L-7]</td> </tr> </tbody> </table>	主要項目	当直長(当直副長)	操 作 員 (A)	7. 原子炉水位確保	10. 原子炉水位確保指示	8. 原子炉水位確保。必要な時はRCIC(又はHPCI)「手動起動」実施。原子炉水位「維持」確認、報告 ※、原子炉水位「L-2」まで低下した場合、RCIC及びHPCI「起動」確認。水位回復後HPCI「手動トリップ」実施。RCICにより、原子炉水位「維持」確認、報告(HPCI「手動トリップ」後は「手動リセット」実施し、待機状態とする) (1) RCICポンプ流量指示計(定格流量26.23/s) (9-4 FIC-13-91) (2) RCICポンプ流量監視計 (9-3 FR-10-143B) (3) RCICポンプ吐出圧力指示計 (9-4 PI-13-93) (4) RCIC注入弁(Q0-13-21)「開」 (5) RCIC流量設定器(FIC-13-91)設定「手動調整」 [目標値 原子炉水位 L-4~L-7]	<p>(手順の適用状況) 全交流電源喪失かつ直流電源使用可能という条件で使用可能なRCICを、原子炉水位確保のため手順通り起動した。</p> <p>○ (3月12日11:36にRCIC自動停止)</p> <p>[添付資料(2)-2-1、(2)-3-2、(2)-4-2]</p>
主要項目	当直長(当直副長)	操 作 員 (A)								
7. 原子炉水位確保	10. 原子炉水位確保指示	8. 原子炉水位確保。必要な時はRCIC(又はHPCI)「手動起動」実施。原子炉水位「維持」確認、報告 ※、原子炉水位「L-2」まで低下した場合、RCIC及びHPCI「起動」確認。水位回復後HPCI「手動トリップ」実施。RCICにより、原子炉水位「維持」確認、報告(HPCI「手動トリップ」後は「手動リセット」実施し、待機状態とする) (1) RCICポンプ流量指示計(定格流量26.23/s) (9-4 FIC-13-91) (2) RCICポンプ流量監視計 (9-3 FR-10-143B) (3) RCICポンプ吐出圧力指示計 (9-4 PI-13-93) (4) RCIC注入弁(Q0-13-21)「開」 (5) RCIC流量設定器(FIC-13-91)設定「手動調整」 [目標値 原子炉水位 L-4~L-7]								
17:12	(発電所長は、AM設備を使用しての代替注水の検討を指示)	-	-	<p>(操作・イベントの解説) 発電所長は、原子炉への注水を確保するため、AM策として設置された代替注水手段(FP、MUWC、RHR)及び消防車を使用した原子炉への注水方法について検討するよう指示。 (ただし、代替注水の手順に消防車による注水はなし)</p> <p>[添付資料(2)-4-2]</p>						

日時		操作 (イベント等)	対象手順書	手順書抜粋	手順の適用状況																														
3月11日	3/11 17:30 ～ 3/12 2:45	DC (直流) 電源確保のため負荷の切り離し操作	AOP 外部系統事故全交流電源喪失	<table border="1"> <thead> <tr> <th>主要項目</th> <th>当直長 (当直副長)</th> <th>操 作 員 (A)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. DC電源負荷切り離し</td> <td>1. DC電源負荷制限の指示</td> <td> 1. 所内電源喪失後、D/G (3A, 3B) 復旧に1時間以上要する場合、停止可能な直流負荷「手動停止」及び、バイタル交流分電盤にて下記以外の負荷「切り離し(CKT OFF)」実施、報告 (1) FLR M-Gセット EOP(C,D) (2) バイタル交流分電盤で残す負荷 (ケーブルボルト室) a. CKT-9「RCIC系針梁回路 パネル9-19」 b. CKT-12「RCIC系 パネル9-4」 </td> </tr> </tbody> </table>	主要項目	当直長 (当直副長)	操 作 員 (A)	1. DC電源負荷切り離し	1. DC電源負荷制限の指示	1. 所内電源喪失後、D/G (3A, 3B) 復旧に1時間以上要する場合、停止可能な直流負荷「手動停止」及び、バイタル交流分電盤にて下記以外の負荷「切り離し(CKT OFF)」実施、報告 (1) FLR M-Gセット EOP(C,D) (2) バイタル交流分電盤で残す負荷 (ケーブルボルト室) a. CKT-9「RCIC系針梁回路 パネル9-19」 b. CKT-12「RCIC系 パネル9-4」	<p>(操作・イベントの解説)</p> <p>3月11日17:30 プロコン室非常照明「OFF」(蛍光灯を抜いた) 3月11日19:11 プロコン電源「OFF」 3月11日19:16 プラディス電源「OFF」 3月11日20:30 第2中操EHC、T/D盤電源「OFF」 3月11日21:11 CRD盤9-27, 28電源「OFF」 3月11日21:27 中操仮設照明装置、中操DC照明「切」 3月11日23:20 バイタル電源「OFF」(ケーブルボルト室) 3月12日 2:45 中操通信用電源「OFF」</p> <p>(手順の適用状況)</p> <p>DC電源容量確保のため現場の状況から対応可能な負荷の切り離しを実施し、さらに中操照明用の負荷をおとすなど、DC容量確保のために最大限の操作を実施。</p> <p>[添付資料(2)-3-2、3]</p>																								
主要項目	当直長 (当直副長)	操 作 員 (A)																																	
1. DC電源負荷切り離し	1. DC電源負荷制限の指示	1. 所内電源喪失後、D/G (3A, 3B) 復旧に1時間以上要する場合、停止可能な直流負荷「手動停止」及び、バイタル交流分電盤にて下記以外の負荷「切り離し(CKT OFF)」実施、報告 (1) FLR M-Gセット EOP(C,D) (2) バイタル交流分電盤で残す負荷 (ケーブルボルト室) a. CKT-9「RCIC系針梁回路 パネル9-19」 b. CKT-12「RCIC系 パネル9-4」																																	
3月12日	12:35	HPCI自動起動	AOP 外部系統事故全交流電源喪失	<table border="1"> <thead> <tr> <th>主要項目</th> <th>当直長 (当直副長)</th> <th>操 作 員 (A)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>7. 原子炉水位確保</td> <td>10. 原子炉水位確保指示</td> <td> 8. 原子炉水位確認、必要な時はRCIC (又はHPCI)「手動起動」実施、原子炉水位「維持」確認、報告 尚、原子炉水位「L-2」まで低下した場合、RCIC及びHPCI「起動」確認、水位回復後HPCI「手動トリップ」実施、RCICにより、原子炉水位「維持」確認、報告(HPCI「手動トリップ」後は「手動リセット」実施し、待機状態とする) (1) RCICポンプ流量指示計(定格流量25.2t/s) (9-4 FIC-13-91) (2) RCICポンプ流量記録計 (9-3 FR-10-143B) (3) RCICポンプ吐出圧力指示計 (9-4 PI-13-93) (4) RCIC注入弁(MO-13-21)「開」 (5) RCIC流量設定器(FIC-13-91)設定「手動調整」 [目標値 原子炉水位 L-1~L-2] </td> </tr> </tbody> </table>	主要項目	当直長 (当直副長)	操 作 員 (A)	7. 原子炉水位確保	10. 原子炉水位確保指示	8. 原子炉水位確認、必要な時はRCIC (又はHPCI)「手動起動」実施、原子炉水位「維持」確認、報告 尚、原子炉水位「L-2」まで低下した場合、RCIC及びHPCI「起動」確認、水位回復後HPCI「手動トリップ」実施、RCICにより、原子炉水位「維持」確認、報告(HPCI「手動トリップ」後は「手動リセット」実施し、待機状態とする) (1) RCICポンプ流量指示計(定格流量25.2t/s) (9-4 FIC-13-91) (2) RCICポンプ流量記録計 (9-3 FR-10-143B) (3) RCICポンプ吐出圧力指示計 (9-4 PI-13-93) (4) RCIC注入弁(MO-13-21)「開」 (5) RCIC流量設定器(FIC-13-91)設定「手動調整」 [目標値 原子炉水位 L-1~L-2]	<p>(操作・イベントの解説)</p> <p>HPCIは原子炉水位が自動起動レベル(「L-2」:TAF+2950mm)となりインターロックにより自動起動した。</p> <p>(3月13日2:42 HPCI停止)</p> <p>(手順の適用状況)</p> <p>HPCIの自動起動による原子炉水位の確保を手順通り確認。</p> <p>[添付資料(2)-3-3、4 (2)-4-2]</p>																								
主要項目	当直長 (当直副長)	操 作 員 (A)																																	
7. 原子炉水位確保	10. 原子炉水位確保指示	8. 原子炉水位確認、必要な時はRCIC (又はHPCI)「手動起動」実施、原子炉水位「維持」確認、報告 尚、原子炉水位「L-2」まで低下した場合、RCIC及びHPCI「起動」確認、水位回復後HPCI「手動トリップ」実施、RCICにより、原子炉水位「維持」確認、報告(HPCI「手動トリップ」後は「手動リセット」実施し、待機状態とする) (1) RCICポンプ流量指示計(定格流量25.2t/s) (9-4 FIC-13-91) (2) RCICポンプ流量記録計 (9-3 FR-10-143B) (3) RCICポンプ吐出圧力指示計 (9-4 PI-13-93) (4) RCIC注入弁(MO-13-21)「開」 (5) RCIC流量設定器(FIC-13-91)設定「手動調整」 [目標値 原子炉水位 L-1~L-2]																																	
	15:36	(1号機原子炉建屋の爆発)	-	-	<p>(操作・イベントの解説)</p> <p>1号機で水素ガスによると思われる爆発が発生。</p>																														
	17:30	(PCVイベント操作の準備を開始するよう発電所長指示)	-	-	<p>(操作・イベントの解説)</p> <p>中操では、AM操作手順書や弁の図面、配管計装線図等で弁の操作方法や手順など、全交流電源喪失で電源がない状況での具体的な手順の確認を開始。</p> <p>[添付資料(2)-4-4]</p>																														
3月13日	2:42 ～ 5:10	D/D-FPによる原子炉への注を試みる	SOP AM設備別操作手順2-2消火系 (FP)	<table border="1"> <thead> <tr> <th>操 作 内 容</th> <th>確認事項</th> <th>操作場所</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>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。</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>(1) RHR注入弁 (MO-10-26B, 27B) 「全開」</td> <td>Ⓡ点灯, Ⓞ消灯</td> <td>9-3</td> </tr> <tr> <td>(2) 格納容器スプレイ弁 (MO-10-26B, 31B) 「全開」</td> <td>Ⓡ点灯, Ⓞ消灯</td> <td>"</td> </tr> <tr> <td>(3) 原子炉ヘッドスプレイ弁 (MO-10-32, 33) 「全開」</td> <td>"</td> <td>"</td> </tr> <tr> <td>(4) 格納容器スプレイ弁 (MO-10-39B) 「全開」</td> <td>"</td> <td>"</td> </tr> <tr> <td>(5) ポンプ吐出連絡弁 (MO-10-20) 「全開」</td> <td>"</td> <td>"</td> </tr> <tr> <td>FP系からMUW系へ通水するため以下の弁を全開にする。</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>(1) FP-MUW連絡第一弁 (MO-79-1250) 「全開」</td> <td>Ⓡ点灯, Ⓞ消灯</td> <td>9-99</td> </tr> <tr> <td>(2) FR-MUW連絡第二弁 (MO-79-1251) 「全開」</td> <td>"</td> <td>"</td> </tr> </tbody> </table>	操 作 内 容	確認事項	操作場所	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。			(1) RHR注入弁 (MO-10-26B, 27B) 「全開」	Ⓡ点灯, Ⓞ消灯	9-3	(2) 格納容器スプレイ弁 (MO-10-26B, 31B) 「全開」	Ⓡ点灯, Ⓞ消灯	"	(3) 原子炉ヘッドスプレイ弁 (MO-10-32, 33) 「全開」	"	"	(4) 格納容器スプレイ弁 (MO-10-39B) 「全開」	"	"	(5) ポンプ吐出連絡弁 (MO-10-20) 「全開」	"	"	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-79-1250) 「全開」	Ⓡ点灯, Ⓞ消灯	9-99	(2) FR-MUW連絡第二弁 (MO-79-1251) 「全開」	"	"	<p>(操作・イベントの解説)</p> <p>全交流電源喪失で電源がない中、AM策である代替注水手段としてD/D-FPによる注水を試みたが、一時低下していた原子炉圧が、再び上昇しており注水できなかった。 (系統の構成時間は不明)</p> <p>(手順の適用状況)</p> <p>現場手動で開操作実施。</p> <p>[添付資料(2)-3-4、(2)-4-2]</p>
操 作 内 容	確認事項	操作場所																																	
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。																																			
(1) RHR注入弁 (MO-10-26B, 27B) 「全開」	Ⓡ点灯, Ⓞ消灯	9-3																																	
(2) 格納容器スプレイ弁 (MO-10-26B, 31B) 「全開」	Ⓡ点灯, Ⓞ消灯	"																																	
(3) 原子炉ヘッドスプレイ弁 (MO-10-32, 33) 「全開」	"	"																																	
(4) 格納容器スプレイ弁 (MO-10-39B) 「全開」	"	"																																	
(5) ポンプ吐出連絡弁 (MO-10-20) 「全開」	"	"																																	
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-79-1250) 「全開」	Ⓡ点灯, Ⓞ消灯	9-99																																	
(2) FR-MUW連絡第二弁 (MO-79-1251) 「全開」	"	"																																	

日時	操作 (イベント等)	対象手順書	手順書抜粋	手順の適用状況																		
3月13日	5:10 (RCIC起動できず)	-	-	<p>(操作・イベントの解説) プラントの状態を考慮し、適用できる手順はないが原子炉水位確保のため、RCICを試みたが起動できなかった。</p> <p>[添付資料(2)-4-2]</p>																		
	5:15 (発電所長はラプチャーディスクを除くPCVベントのラインナップの完成に入るよう指示)	-	-	<p>(操作・イベントの解説) 3月12日17:30に確認した手順を用いてPCVベントのラインナップの準備を行う。</p> <p>[添付資料(2)-4-5]</p>																		
	7:39 格納容器スプレイを開始	SOP AM設備別操作手順2-2消火系 (FP)	<table border="1"> <thead> <tr> <th>操 作 内 容</th> <th>確 認 事 項</th> <th>操 作 場 所</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器スプレイ弁(MO-10-31B, 26D)を「全閉」から「全開」にする。</td> <td>⑧点灯, ⑨消灯</td> <td>9-3</td> </tr> </tbody> </table>	操 作 内 容	確 認 事 項	操 作 場 所	格納容器スプレイ弁(MO-10-31B, 26D)を「全閉」から「全開」にする。	⑧点灯, ⑨消灯	9-3	<p>(操作・イベントの解説) 格納容器スプレイを開始。</p> <p>(手順の適用状況) 現場手動で開操作を実施。</p> <p>[添付資料(2)-4-5]</p>												
操 作 内 容	確 認 事 項	操 作 場 所																				
格納容器スプレイ弁(MO-10-31B, 26D)を「全閉」から「全開」にする。	⑧点灯, ⑨消灯	9-3																				
	8:35 現場にて格納容器ベントラインMO弁「手動開」(15%)	SOP AM設備別操作手順2-3不活性ガス系(耐圧強化ベント)	<table border="1"> <thead> <tr> <th>操 作 内 容</th> <th>確 認 事 項</th> <th>操 作 場 所</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>S/Cベント弁開操作のため、AC系隔離信号を除外する。 (1) 「不活性ガス系隔離信号バイパス」キー付スイッチを「無選択」から「トラス」位置にする。 ・A0-205 開許可</td> <td>警報発生確認 「不活性ガス系隔離弁自動開バイパス」</td> <td>9-5</td> </tr> <tr> <td>(2) 「外側隔離信号オーバーライド」キー付スイッチを「通常」から「オーバーライド」位置にする。 ・M0-271 開許可</td> <td>警報発生確認 「外側隔離信号オーバーライド」</td> <td>9-99</td> </tr> <tr> <td></td> <td>警報発生確認 「AM設備耐圧益故障」</td> <td>9-5</td> </tr> <tr> <td>S/Cベントラインのラインナップを行う。 (1) S/Cベント弁用空気ボンベ出口弁(M0-283) 「全開」 (2) 圧力抑制室ベント弁 (A0-205) 「全開」</td> <td>⑧点灯, ⑨消灯 #</td> <td>9-99 9-3</td> </tr> <tr> <td>S/Cベントを開始する。 (1) PCVベント弁(M0-271) 25%調整開 a. 弁開度確認不可の場合は、インチャージ操作で8秒開とす。(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(M0-271)を全開する。</td> <td>⑧点灯, ⑨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/PRS-16-105)</td> <td>9-99 9-99 9-25</td> </tr> </tbody> </table>	操 作 内 容	確 認 事 項	操 作 場 所	S/Cベント弁開操作のため、AC系隔離信号を除外する。 (1) 「不活性ガス系隔離信号バイパス」キー付スイッチを「無選択」から「トラス」位置にする。 ・A0-205 開許可	警報発生確認 「不活性ガス系隔離弁自動開バイパス」	9-5	(2) 「外側隔離信号オーバーライド」キー付スイッチを「通常」から「オーバーライド」位置にする。 ・M0-271 開許可	警報発生確認 「外側隔離信号オーバーライド」	9-99		警報発生確認 「AM設備耐圧益故障」	9-5	S/Cベントラインのラインナップを行う。 (1) S/Cベント弁用空気ボンベ出口弁(M0-283) 「全開」 (2) 圧力抑制室ベント弁 (A0-205) 「全開」	⑧点灯, ⑨消灯 #	9-99 9-3	S/Cベントを開始する。 (1) PCVベント弁(M0-271) 25%調整開 a. 弁開度確認不可の場合は、インチャージ操作で8秒開とす。(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(M0-271)を全開する。	⑧点灯, ⑨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/PRS-16-105)	9-99 9-99 9-25	<p>(手順の適用状況) 全交流電源喪失で電源がない状況であったため、現場にて、PCVベント弁を開度15%に手動開操作を行った。 (AC系隔離信号操作は不必要(電源がなくインターロックは働いていないため))</p> <p>[添付資料(2)-4-5]</p>
操 作 内 容	確 認 事 項	操 作 場 所																				
S/Cベント弁開操作のため、AC系隔離信号を除外する。 (1) 「不活性ガス系隔離信号バイパス」キー付スイッチを「無選択」から「トラス」位置にする。 ・A0-205 開許可	警報発生確認 「不活性ガス系隔離弁自動開バイパス」	9-5																				
(2) 「外側隔離信号オーバーライド」キー付スイッチを「通常」から「オーバーライド」位置にする。 ・M0-271 開許可	警報発生確認 「外側隔離信号オーバーライド」	9-99																				
	警報発生確認 「AM設備耐圧益故障」	9-5																				
S/Cベントラインのラインナップを行う。 (1) S/Cベント弁用空気ボンベ出口弁(M0-283) 「全開」 (2) 圧力抑制室ベント弁 (A0-205) 「全開」	⑧点灯, ⑨消灯 #	9-99 9-3																				
S/Cベントを開始する。 (1) PCVベント弁(M0-271) 25%調整開 a. 弁開度確認不可の場合は、インチャージ操作で8秒開とす。(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(M0-271)を全開する。	⑧点灯, ⑨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/PRS-16-105)	9-99 9-99 9-25																				
	8:41 PCVベントライン構成完了			<p>(手順の適用状況) S/CからのベントラインにあるAO弁(大弁A0-205)を開にするため、中操の仮設照明用小型発電機を用いて、電磁弁を強制的に励磁させ、さらに当該弁を駆動させる空気ボンベを交換して開操作を行い、ラプチャーディスクを除く、PCVベントラインの系統構成が完了。</p> <p>[添付資料(2)-4-5]</p>																		
	9:08 SRVによる原子炉減圧開始	SOP AM設備別操作手順2-2消火系 (FP)	<table border="1"> <thead> <tr> <th>操 作 内 容</th> <th>確 認 事 項</th> <th>操 作 場 所</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>M/W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55m³/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。</td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	操 作 内 容	確 認 事 項	操 作 場 所	M/W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 ³ /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。			<p>(操作・イベントの解説) 直流電源がない中、SRVを開けるために、自動車のバッテリーを集めて中操へ運び、バッテリーにてSRVを開操作。</p> <p>(手順の適用状況) SRVは中操のスイッチで操作するが、電源がないことから、仮設バッテリーをつないで開操作実施。</p> <p>[添付資料(2)-4-3]</p>												
操 作 内 容	確 認 事 項	操 作 場 所																				
M/W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 ³ /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。																						

日時	操作 (イベント等)	対象手順書	手順書抜粋	手順の適用状況																														
3月13日	9:24 (D/W圧力の低下を確認)	-	-	<p>(操作・イベントの解説) D/W圧力の低下 (同日9:10:0.637MPa→同日9:24:0.54MPa) が確認される。 PCVベントが実施されたと判断。</p> <p>- 同日11:17にS/Cベント弁 (AO弁) の駆動用空気ポンベの接続部から空気の漏洩による、ポンベの圧力が低下した為、当該弁が閉となったことを確認。 同日12:30に駆動用空気ポンベを交換し、当該弁を開操作した。</p> <p>[添付資料(2)-4-6]</p>																														
	9:25 原子炉内へFPラインから消防車による淡水注入開始	SOP AM設備別操作手順2-2消 火系 (FP)	<table border="1"> <thead> <tr> <th>操 作 内 容</th> <th>確 認 事 項</th> <th>操 作 場 所</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>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。</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>(1) RHR 注入弁 (MO-10-25B, 27B) 「全開」</td> <td>⑧点灯, ⑨消灯</td> <td>9-3</td> </tr> <tr> <td>(2) 格納容器スプレイ弁 (MO-10-26B, 31B) 「全開」</td> <td>⑩点灯, ⑪消灯</td> <td>"</td> </tr> <tr> <td>(3) 原子炉ヘッドスプレイ弁 (MO-10-32, 33) 「全開」</td> <td>"</td> <td>"</td> </tr> <tr> <td>(4) 格納容器スプレイ弁 (MO-10-39B) 「全開」</td> <td>"</td> <td>"</td> </tr> <tr> <td>(5) ポンプ吐出連絡弁 (MO-10-20) 「全開」</td> <td>"</td> <td>"</td> </tr> <tr> <td>FP系からMUW系へ通水するため以下の弁を全開にする。</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>(1) FP-MUW 連絡第一弁 (MO-79-1250) 「全開」</td> <td>⑫点灯, ⑬消灯</td> <td>9-99</td> </tr> <tr> <td>(2) FR-MUW 連絡第二弁 (MO-79-1251) 「全開」</td> <td>"</td> <td>"</td> </tr> </tbody> </table>	操 作 内 容	確 認 事 項	操 作 場 所	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。			(1) RHR 注入弁 (MO-10-25B, 27B) 「全開」	⑧点灯, ⑨消灯	9-3	(2) 格納容器スプレイ弁 (MO-10-26B, 31B) 「全開」	⑩点灯, ⑪消灯	"	(3) 原子炉ヘッドスプレイ弁 (MO-10-32, 33) 「全開」	"	"	(4) 格納容器スプレイ弁 (MO-10-39B) 「全開」	"	"	(5) ポンプ吐出連絡弁 (MO-10-20) 「全開」	"	"	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-79-1250) 「全開」	⑫点灯, ⑬消灯	9-99	(2) FR-MUW 連絡第二弁 (MO-79-1251) 「全開」	"	"	<p>(操作・イベントの解説) 原子炉圧力が消防車ポンベの吐出圧力を下回ったことから原子炉への注水が可能となったので、防火水槽 (淡水) にほう酸を溶解し、FPラインから原子炉への注水を開始。</p> <p>△ (手順の適用状況) 3月13日2:42~5:10「D/D-FPによる原子炉への注入を試みる」の際に、系統構成済み。 手順に記載はないが、消防車にて注水を実施。</p> <p>[添付資料(2)-4-3]</p>
操 作 内 容	確 認 事 項	操 作 場 所																																
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。																																		
(1) RHR 注入弁 (MO-10-25B, 27B) 「全開」	⑧点灯, ⑨消灯	9-3																																
(2) 格納容器スプレイ弁 (MO-10-26B, 31B) 「全開」	⑩点灯, ⑪消灯	"																																
(3) 原子炉ヘッドスプレイ弁 (MO-10-32, 33) 「全開」	"	"																																
(4) 格納容器スプレイ弁 (MO-10-39B) 「全開」	"	"																																
(5) ポンプ吐出連絡弁 (MO-10-20) 「全開」	"	"																																
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-79-1250) 「全開」	⑫点灯, ⑬消灯	9-99																																
(2) FR-MUW 連絡第二弁 (MO-79-1251) 「全開」	"	"																																
	12:20 (原子炉への注水源変更)	-	-	<p>(操作・イベントの解説) 防火水槽の淡水が枯渇したため、逆洗弁ビットの海水を注入するよう注水源の系統変更を開始した。</p> <p>- [添付資料(2)-4-3]</p>																														
	13:12 原子炉内へFPラインから消防車による海水注入開始	SOP AM設備別操作手順2-2消 火系 (FP)	<table border="1"> <thead> <tr> <th>操 作 内 容</th> <th>確 認 事 項</th> <th>操 作 場 所</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>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。</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>(1) RHR 注入弁 (MO-10-25B, 27B) 「全開」</td> <td>⑧点灯, ⑨消灯</td> <td>9-3</td> </tr> <tr> <td>(2) 格納容器スプレイ弁 (MO-10-26B, 31B) 「全開」</td> <td>⑩点灯, ⑪消灯</td> <td>"</td> </tr> <tr> <td>(3) 原子炉ヘッドスプレイ弁 (MO-10-32, 33) 「全開」</td> <td>"</td> <td>"</td> </tr> <tr> <td>(4) 格納容器スプレイ弁 (MO-10-39B) 「全開」</td> <td>"</td> <td>"</td> </tr> <tr> <td>(5) ポンプ吐出連絡弁 (MO-10-20) 「全開」</td> <td>"</td> <td>"</td> </tr> <tr> <td>FP系からMUW系へ通水するため以下の弁を全開にする。</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>(1) FP-MUW 連絡第一弁 (MO-79-1250) 「全開」</td> <td>⑫点灯, ⑬消灯</td> <td>9-99</td> </tr> <tr> <td>(2) FR-MUW 連絡第二弁 (MO-79-1251) 「全開」</td> <td>"</td> <td>"</td> </tr> </tbody> </table>	操 作 内 容	確 認 事 項	操 作 場 所	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。			(1) RHR 注入弁 (MO-10-25B, 27B) 「全開」	⑧点灯, ⑨消灯	9-3	(2) 格納容器スプレイ弁 (MO-10-26B, 31B) 「全開」	⑩点灯, ⑪消灯	"	(3) 原子炉ヘッドスプレイ弁 (MO-10-32, 33) 「全開」	"	"	(4) 格納容器スプレイ弁 (MO-10-39B) 「全開」	"	"	(5) ポンプ吐出連絡弁 (MO-10-20) 「全開」	"	"	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-79-1250) 「全開」	⑫点灯, ⑬消灯	9-99	(2) FR-MUW 連絡第二弁 (MO-79-1251) 「全開」	"	"	<p>(操作・イベントの解説) 逆洗弁ビットを水源とし、FPラインを使用して原子炉へ海水注入を開始した。</p> <p>△ (手順の適用状況) 3月13日2:42~5:10「D/D-FPによる原子炉への注入を試みる」の際に、系統構成済み。 手順に記載はないが、消防車にて注水を実施。</p> <p>[添付資料(2)-4-3]</p>
操 作 内 容	確 認 事 項	操 作 場 所																																
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。																																		
(1) RHR 注入弁 (MO-10-25B, 27B) 「全開」	⑧点灯, ⑨消灯	9-3																																
(2) 格納容器スプレイ弁 (MO-10-26B, 31B) 「全開」	⑩点灯, ⑪消灯	"																																
(3) 原子炉ヘッドスプレイ弁 (MO-10-32, 33) 「全開」	"	"																																
(4) 格納容器スプレイ弁 (MO-10-39B) 「全開」	"	"																																
(5) ポンプ吐出連絡弁 (MO-10-20) 「全開」	"	"																																
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-79-1250) 「全開」	⑫点灯, ⑬消灯	9-99																																
(2) FR-MUW 連絡第二弁 (MO-79-1251) 「全開」	"	"																																

日時		操作 (イベント等)	対象手順書	手順書抜粋	手順の適用状況																														
3月14日	5:20	S/CベントラインのAO弁(小弁)開操作	SOP AM設備別操作手順2-3不活性ガス系(耐圧強化ベント)	<table border="1"> <thead> <tr> <th>操 作 内 容</th> <th>確 認 事 項</th> <th>操 作 場 所</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>S/Cベントラインのラインナップを行う。</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>(1) S/Cベント弁用空気ボンベ出口弁(MO-283) 「全開」</td> <td>ⓐ点灯, ㊟消灯</td> <td>9-99</td> </tr> <tr> <td>(2) 圧力抑制室ベント弁 (AO-205) 「全開」</td> <td>＃</td> <td>9-3</td> </tr> <tr> <td>S/Cベントを開始する。</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>(1) PCVベント弁(MO-271) 25%調整開</td> <td>ⓐ点灯, ㊟点灯 現場弁開度計</td> <td>9-99</td> </tr> <tr> <td>a. 弁開度確認不可の場合は、インチャング操作で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)</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>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。</td> <td>D/W圧力計 PI-172 S/C圧力計 PI-176 (D/W・S/C圧力記録計) (FR/PRS-16-105)</td> <td>9-99 ＃ 9-25</td> </tr> </tbody> </table>	操 作 内 容	確 認 事 項	操 作 場 所	S/Cベントラインのラインナップを行う。			(1) S/Cベント弁用空気ボンベ出口弁(MO-283) 「全開」	ⓐ点灯, ㊟消灯	9-99	(2) 圧力抑制室ベント弁 (AO-205) 「全開」	＃	9-3	S/Cベントを開始する。			(1) PCVベント弁(MO-271) 25%調整開	ⓐ点灯, ㊟点灯 現場弁開度計	9-99	a. 弁開度確認不可の場合は、インチャング操作で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。	D/W圧力計 PI-172 S/C圧力計 PI-176 (D/W・S/C圧力記録計) (FR/PRS-16-105)	9-99 ＃ 9-25	<p>(操作・イベントの解説) D/W圧力が上昇傾向にあるので、3月14日5:20に手順には記載がないが、S/CからのベントラインにあるAO弁(小弁)を開けることによりPCVベントを実施。</p> <p>△ (手順の適用状況) PCVベントラインは、S/CからのベントラインにあるAO弁(小弁)以外は、S/Cベントと同様のため、系統構成済み。</p> <p>[添付資料(2)-4-6]</p>						
操 作 内 容	確 認 事 項	操 作 場 所																																	
S/Cベントラインのラインナップを行う。																																			
(1) S/Cベント弁用空気ボンベ出口弁(MO-283) 「全開」	ⓐ点灯, ㊟消灯	9-99																																	
(2) 圧力抑制室ベント弁 (AO-205) 「全開」	＃	9-3																																	
S/Cベントを開始する。																																			
(1) PCVベント弁(MO-271) 25%調整開	ⓐ点灯, ㊟点灯 現場弁開度計	9-99																																	
a. 弁開度確認不可の場合は、インチャング操作で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。	D/W圧力計 PI-172 S/C圧力計 PI-176 (D/W・S/C圧力記録計) (FR/PRS-16-105)	9-99 ＃ 9-25																																	
11:01		(3号機原子炉建屋の爆発)	-	-	<p>(操作・イベントの解説) R/Bで水素ガスによると思われる爆発が発生した。この爆発により消防車やホースが損傷し、逆洗弁ビットは瓦礫により使用できない状態となり、原子炉内への海水注入が停止した。</p> <p>[添付資料(2)-4-4]</p>																														
16:30		消防車とホースを入れ替えて物揚場から原子炉へ注入する新しいラインを構築し、海水注入を再開	SOP AM設備別操作手順2-2消火系(FP)	<table border="1"> <thead> <tr> <th>操 作 内 容</th> <th>確 認 事 項</th> <th>操 作 場 所</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>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。</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>(1) RHR注入弁 (MO-10-25B, 27B) 「全開」</td> <td>ⓐ点灯, ㊟消灯</td> <td>9-3</td> </tr> <tr> <td>(2) 格納容器スプレイ弁 (MO-10-26B, 31B) 「全開」</td> <td>ⓐ点灯, ㊟消灯</td> <td>＃</td> </tr> <tr> <td>(3) 原子炉ヘッドスプレイ弁(MO-10-32, 33) 「全開」</td> <td>＃</td> <td>＃</td> </tr> <tr> <td>(4) 格納容器スプレイ弁 (MO-10-39B) 「全開」</td> <td>＃</td> <td>＃</td> </tr> <tr> <td>(5) ポンプ吐出連絡弁 (MO-10-20) 「全開」</td> <td>＃</td> <td>＃</td> </tr> <tr> <td>FP系からMUW系へ通水するため以下の弁を全開にする。</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>(1) FP-MUW連絡第一弁 (MO-79-1250) 「全開」</td> <td>ⓐ点灯, ㊟消灯</td> <td>9-99</td> </tr> <tr> <td>(2) FR-MUW連絡第二弁 (MO-79-1251) 「全開」</td> <td>＃</td> <td>＃</td> </tr> </tbody> </table>	操 作 内 容	確 認 事 項	操 作 場 所	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。			(1) RHR注入弁 (MO-10-25B, 27B) 「全開」	ⓐ点灯, ㊟消灯	9-3	(2) 格納容器スプレイ弁 (MO-10-26B, 31B) 「全開」	ⓐ点灯, ㊟消灯	＃	(3) 原子炉ヘッドスプレイ弁(MO-10-32, 33) 「全開」	＃	＃	(4) 格納容器スプレイ弁 (MO-10-39B) 「全開」	＃	＃	(5) ポンプ吐出連絡弁 (MO-10-20) 「全開」	＃	＃	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-79-1250) 「全開」	ⓐ点灯, ㊟消灯	9-99	(2) FR-MUW連絡第二弁 (MO-79-1251) 「全開」	＃	＃	<p>(操作・イベントの解説) 11:01のR/B爆発後、逆洗弁ビットが使用できなくなったため、海から直接海水を取水して原子炉に注水するよう、消防車を物揚場付近に移動し、ホースを引き直した。</p> <p>△ (手順の適用状況) 3月13日2:42~5:10「D/D-FPによる原子炉への注入を試みる」の際に、系統構成済み。 手順に記載はないが、消防車で注水を実施。</p> <p>[添付資料(2)-4-4]</p>
操 作 内 容	確 認 事 項	操 作 場 所																																	
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。																																			
(1) RHR注入弁 (MO-10-25B, 27B) 「全開」	ⓐ点灯, ㊟消灯	9-3																																	
(2) 格納容器スプレイ弁 (MO-10-26B, 31B) 「全開」	ⓐ点灯, ㊟消灯	＃																																	
(3) 原子炉ヘッドスプレイ弁(MO-10-32, 33) 「全開」	＃	＃																																	
(4) 格納容器スプレイ弁 (MO-10-39B) 「全開」	＃	＃																																	
(5) ポンプ吐出連絡弁 (MO-10-20) 「全開」	＃	＃																																	
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-79-1250) 「全開」	ⓐ点灯, ㊟消灯	9-99																																	
(2) FR-MUW連絡第二弁 (MO-79-1251) 「全開」	＃	＃																																	

添付資料（２） 時系列エビデンス 資料目次

- ・添付資料（２）－１

平成２３年５月１６日 報告書

「東北地方太平洋沖地震発生当時の福島第一原子力発電所プラントデータについて」添付資料
「３．警報発生記録等データ」－「３号機アラームタイプ」

- ・添付資料（２）－２

平成２３年５月１６日 報告書

「東北地方太平洋沖地震発生当時の福島第一原子力発電所プラントデータについて」添付資料
「４．運転日誌類」－「３、４号機 当直長引継日誌」

- ・添付資料（２）－３

平成２３年５月１６日 報告書

「東北地方太平洋沖地震発生当時の福島第一原子力発電所プラントデータについて」添付資料
「４．運転日誌類」－「３号機 当直員引継日誌」

- ・添付資料（２）－４

平成２３年９月９日 報告書

「福島第一原子力発電所 東北地方太平洋沖地震に伴う原子炉施設への影響について」添付資料
「８．福島第一原子力発電所３号機の事故状況及び事故進展の状況調査」
－「８．１ プラント状況」

以上

*0015	F126	樹脂ストレーナ差圧	2	下限	逸脱	0 KPA	正常	復帰
0107	F126	樹脂ストレーナ差圧	2					
11-03-11 金曜日 福島第一原子力発電所 3号機								
*0402	F143	復水器A	第一水室出口冷却水温度	3	判定	5.4 < 6.0 DEGC	正常	復帰
0406	F143	復水器A	第一水室出口冷却水温度	3	判定	6.7 > 6.0 DEGC	正常	復帰
*0407	F000	補給水流量	出口冷却水温度	判定	不能	8.0 T/H	正常	復帰
*0410	C138	復水器C	出口冷却水温度	判定	不能			
*0418	C137	復水器C	冷却水出入口温度差	判定	不能			
*0418	C137	復水器B	出口冷却水温度	判定	不能			
*0422	C138	復水器C	出口冷却水温度	判定	不能			
*0422	C172	復水器C	冷却水出入口温度差	判定	不能			
*0430	F143	復水器A	第一水室出口冷却水温度	3	判定	5.8 < 6.0 DEGC	正常	復帰
*0431	C136	復水器A	出口冷却水温度	判定	不能			
*0431	C170	復水器A	冷却水出入口温度差	判定	不能			
*0431	F143	復水器A	第一水室出口冷却水温度	3	判定	7.0 DEGC	正常	復帰
*0435	C137	復水器B	出口冷却水温度	判定	不能			
*0435	C137	復水器B	冷却水出入口温度差	判定	不能			
*0438	F068	復水器C	ホットウエル水位	判定	不能	-100 MM	正常	復帰
*0439	F068	復水器C	ホットウエル水位	判定	不能	-93 MM	正常	復帰
*0439	C172	復水器C	冷却水出入口温度差	判定	不能			
*0443	C135	復水器C	出口冷却水温度	判定	不能			
*0443	C170	復水器A	冷却水出入口温度差	判定	不能			
*0446	F000	補給水流量	出口冷却水温度	判定	不能	2.6 T/H	正常	復帰
*0447	C137	復水器B	出口冷却水温度	判定	不能			
*0447	F000	補給水流量	出口冷却水温度	判定	不能			
*0447	C171	復水器B	冷却水出入口温度差	判定	不能			
*0451	C138	復水器C	出口冷却水温度	判定	不能			
*0451	C172	復水器C	冷却水出入口温度差	判定	不能			

11-03-11 金曜日 福島第一原子力発電所 3号機

11-03-11 金曜日 福島第一原子力発電所 3号機

1446	B605	床下ドレンサンプ	ポンプ	B	運転	オン	
1446	B605	床下ドレンサンプ	ポンプ	B	運転	オン	
1446	B604	床下ドレンサンプ	ポンプ	A	運転	オン	
1447	B604	床下ドレンサンプ	ポンプ	A	運転	オフ	
トリップ	シケン	1-03-11	PID	ポイント名	状態		
*1447	A524	PRM	中性子束高	B	運転	オン	
1447	B605	床下ドレンサンプ	ポンプ	B	運転	オン	
1447	750	D564	床下ドレンサンプ	ポンプ	トリップ	トリップ	
1447	760	D534	床下ドレンサンプ	ポンプ	トリップ	トリップ	
1447	A524	PRM	中性子束高	A	正常	復帰	
1447	B605	床下ドレンサンプ	ポンプ	B	正常	復帰	
*1447	A539	制御棒引抜阻止			正常	復帰	
1447	A539	制御棒引抜阻止			正常	復帰	
1447	B605	床下ドレンサンプ	ポンプ	A	運転	オン	
1447	B605	床下ドレンサンプ	ポンプ	B	運転	オン	
*1447	A524	PRM	中性子束高	A	正常	復帰	
1447	B605	床下ドレンサンプ	ポンプ	A	運転	オフ	
1447	B605	床下ドレンサンプ	ポンプ	B	運転	オフ	
1447	A524	PRM	中性子束高	A	正常	復帰	
1447	B604	床下ドレンサンプ	ポンプ	A	運転	オン	
*1447	A539	制御棒引抜阻止			正常	復帰	
1447	B605	床下ドレンサンプ	ポンプ	B	運転	オン	

原子炉スクラムA系

添付資料 (2) - 1 - 2

14447	A5539	特別抜阻止	ポンプ	東高	オフ	正常	復帰
*14447	A5524	PRM 中性子	ポンプ	高	オフ	正常	復帰
14447	B6004	PRM 中性子	ポンプ	高	オフ	正常	復帰
14447	47 04	D565	地震トリップ	CH-D	トリップ		
14447	47 04	D535	原子炉自動スクラム	B	トリップ		
*14447	B6005	特別抜阻止	ポンプ	B	オフ	正常	復帰
*14447	A5539	特別抜阻止	ポンプ	A	オフ	正常	復帰
14447	B6604	特別抜阻止	ポンプ	B	オフ	正常	復帰
14447	B6605	特別抜阻止	ポンプ	B	オフ	正常	復帰
14447	A5524	PRM 中性子	ポンプ	高	オフ	正常	復帰
14447	A5522	PRM 中性子	ポンプ	高	オフ	正常	復帰
14447	A5555	バイパス	CH-B		オフ	正常	復帰
14447	A5555	バイパス	CH-A		オフ	正常	復帰
*14447	A5551	棒下りリフト	警報		オフ	正常	復帰
14447	A5539	特別抜阻止	ポンプ	B	オフ	正常	復帰
14447	B6005	特別抜阻止	ポンプ	B	オフ	正常	復帰
*14447	ROD	ALARM	STTS=#40	ID=#01	POS.=#BB		
*14447	ROD	UNKNOWN	STTS=#40	ID=#02	POS.=#FF		
*14447	ROD	ALARM	STTS=#40	ID=#03	POS.=#BB		
*14447	ROD	UNKNOWN	STTS=#40	ID=#04	POS.=#FF		
*14447	ROD	ALARM	STTS=#40	ID=#05	POS.=#BB		
*14447	ROD	ALARM	STTS=#40	ID=#06	POS.=#BB		
*14447	ROD	ALARM	STTS=#40	ID=#07	POS.=#BB		
*14447	ROD	ALARM	STTS=#40	ID=#08	POS.=#BB		
*14447	ROD	UNKNOWN	STTS=#40	ID=#09	POS.=#FF		
*14447	ROD	UNKNOWN	STTS=#40	ID=#0A	POS.=#FF		
*14447	ROD	UNKNOWN	STTS=#40	ID=#0B	POS.=#FF		
*14447	ROD	ALARM	STTS=#40	ID=#0C	POS.=#BB		
*14447	ROD	UNKNOWN	STTS=#40	ID=#0D	POS.=#FF		
*14447	ROD	UNKNOWN	STTS=#40	ID=#0E	POS.=#FF		
*14447	ROD	ALARM	STTS=#40	ID=#0F	POS.=#BB		
*14447	ROD	UNKNOWN	STTS=#40	ID=#10	POS.=#FF		
*14447	ROD	UNKNOWN	STTS=#40	ID=#11	POS.=#FF		
*14447	ROD	UNKNOWN	STTS=#40	ID=#12	POS.=#FF		
*14447	ROD	UNKNOWN	STTS=#40	ID=#13	POS.=#FF		
14447	47 06	D563	地震トリップ	CH-B	トリップ		
*14447	ROD	UNKNOWN	STTS=#40	ID=#14	POS.=#FF		
*14447	ROD	UNKNOWN	STTS=#40	ID=#15	POS.=#FF		
*14447	ROD	UNKNOWN	STTS=#40	ID=#16	POS.=#FF		
14447	47 07	D562	地震トリップ	CH-A	トリップ		
*14447	ROD	UNKNOWN	STTS=#40	ID=#17	POS.=#FF		
*14447	ROD	UNKNOWN	STTS=#40	ID=#18	POS.=#FF		
*14447	ROD	UNKNOWN	STTS=#40	ID=#19	POS.=#FF		
*14447	ROD	UNKNOWN	STTS=#40	ID=#1A	POS.=#FF		
*14447	ROD	UNKNOWN	STTS=#40	ID=#1B	POS.=#FF		
*14447	ROD	ALARM	STTS=#40	ID=#1C	POS.=#BB		
*14447	ROD	ALARM	STTS=#40	ID=#1D	POS.=#BB		
*14447	ROD	ALARM	STTS=#40	ID=#1E	POS.=#BB		
*14447	ROD	UNKNOWN	STTS=#40	ID=#1F	POS.=#FF		
*14447	B6013	S/C 水位			-4.5<		-3.0 CM
*14447	B6605	特別抜阻止	ポンプ	B	オフ	正常	復帰
*14447	A5523	PRM ダウンスケール	ポンプ	B	オフ	正常	復帰
14447	B6605	特別抜阻止	ポンプ	B	オフ	正常	復帰
14447	ROD	8 正常	復帰				
*14447	ROD	UNKNOWN	STTS=#40	ID=#02	POS.=#FF		
*14447	ROD	UNKNOWN	STTS=#40	ID=#03	POS.=#FF		
*14447	ROD	ALARM	STTS=#40	ID=#04	POS.=#BB		
*14447	ROD	UNKNOWN	STTS=#40	ID=#05	POS.=#FF		
*14447	ROD	UNKNOWN	STTS=#40	ID=#06	POS.=#FF		
*14447	ROD	10 正常	復帰				
*14447	ROD	ALARM	STTS=#40	ID=#08	POS.=#BB		
*14447	ROD	ALARM	STTS=#40	ID=#09	POS.=#BB		
*14447	ROD	ALARM	STTS=#40	ID=#0A	POS.=#BB		
*14447	ROD	ALARM	STTS=#40	ID=#0B	POS.=#BB		
14447	ROD	34-7	10 正常	復帰			
14447	ROD	38-7	10 正常	復帰			
*14447	ROD	42-7	UNKNOWN	STTS=#40	ID=#0E	POS.=#FF	

→ 原子炉スクラムB系

添付資料 (2) - 1 - 5

14448	E6144	G. 9KV 母連遮断器	3B-9A	オフ	0.08	MW	正常	復帰
14448	E0200	G. 9KV M/C	3SA-母線連絡電力	-21.0	3.0	CM	正常	復帰
*14448	B0133	S/C	水位	27	PLR (A)	-C1	動作	動作
14448	B6220	UV	リレ27	PLR (B)	-D1	動作	動作	動作
14448	B6221	UV	リレ27	PLR (A)	-C2	動作	動作	動作
14448	B6223	UV	リレ27	PLR (B)	-D2	動作	動作	動作
14448	A5233	APRM	ダウンスケール	正常	復帰			
14448	A5741	RBM	低レベル	正常	復帰			
14448	47 A5727	RBM	D501	スクラム排出容器	水位	高	高	高
14448	A6277	RBM	バイパス	オフ				
14448	A6277	主蒸気隔離弁	内側	A	全閉			
14448	A6337	主蒸気隔離弁	外側	CDD	全閉			
14448	A6332	主蒸気隔離弁	内外側	全閉				
14448	A6229	主蒸気隔離弁	外側	全閉				
14448	A6222	主蒸気隔離弁	内外側	全閉				
14448	A6303	主蒸気隔離弁	内外側	全閉				
14448	A6233	主蒸気隔離弁	内外側	全閉				
14448	L0088	S/C	凝縮温度	38.5	2.5	CM	正常	復帰
14448	B0133	S/C	水位	115	100	MM	正常	復帰
*14448	F0155	タービン	入口蒸気圧力	A1	下限	逸脱		
*14448	F0662	タービン	入口蒸気圧力	A1	下限	逸脱		
*14448	F0155	タービン	入口蒸気圧力	B1	下限	逸脱		
*14448	F0155	タービン	入口蒸気圧力	B2	下限	逸脱		
*14448	F0133	タービン	入口蒸気圧力	C1	下限	逸脱		
14448	A6177	主蒸気隔離弁	内側	A	全閉			
14448	A6227	主蒸気隔離弁	外側	ACB	全閉			
14448	A6226	主蒸気隔離弁	内外側	全閉				
14448	A6188	主蒸気隔離弁	外側	全閉				
14448	A6228	主蒸気隔離弁	内外側	全閉				
14448	A6225	主蒸気隔離弁	内外側	全閉				
14448	A6199	主蒸気隔離弁	内外側	全閉				
14448	A6207	主蒸気隔離弁	内外側	全閉				
*14448	C0339	再循環ループ	流量	A2	下限	逸脱		
*14448	C0339	再循環ループ	流量	B2	下限	逸脱		
14448	L2199	CAMS	H2	モニタ	D/W	1.110	正常	復帰
14448	L2220	CAMS	H2	モニタ	D/W	1.200	正常	復帰
14448	L2221	CAMS	H2	モニタ	S/C	1.008	正常	復帰
14448	L2222	CAMS	H2	モニタ	S/C	1.008	正常	復帰
*14448	A1331	TPM	CHNL	B	加減弁	急速閉		トリップ
14448	47 A1322	TPM	D540	加減弁	急速閉			トリップ
*14448	A1333	TPM	CHNL	D	加減弁	急速閉		トリップ
*14448	A1355	TPM	CHNL	F	加減弁	急速閉		トリップ
14448	47 A1322	TPM	D541	加減弁	急速閉			トリップ
*14448	F0144	タービン	入口蒸気圧力	A2	下限	逸脱		
14448	C0043	原子炉	水位	1109	MM	3.0	正常	復帰
*14448	B0133	S/C	水位	21.1	2.0	MPA	正常	復帰
*14448	F0997	原子炉	給水ポンプ入口	ヘッド	圧力	1.68	正常	復帰
*14448	C1033	再循環ループ	流量	A	(BV)	判定	不能	判定
*14448	C1044	再循環ループ	流量	B	(BV)	判定	不能	判定
*14448	C1322	再循環ループ	流量	判定	不能	判定	不能	判定
14448	A5488	RWM	制御棒	挿入許可	エコー			
14448	A5155	RWM	制御棒	挿入許可	エコー			
14448	A5477	RWM	制御棒	挿入許可	エコー			
*14448	B0133	S/C	水位	22.6	7.0	CM	正常	復帰
14448	A5477	RWM	制御棒	挿入許可	エコー			
14448	A5488	RWM	制御棒	挿入許可	エコー			
14448	A5155	RWM	制御棒	挿入許可	エコー			
14448	B0133	S/C	水位	22.6	7.0	CM	正常	復帰
14448	L6155	CAMS	放射線モニタ	高	(D/W)			
14448	L6109	CAMS	放射線モニタ	高	(S/C)			
14448	L6155	CAMS	放射線モニタ	高	(D/W)			
14448	L6166	CAMS	放射線モニタ	高	(S/C)			

MSIV「閉」

14	47	58	440	A506	主蒸気管漏洩検出	C				高
*14	51	F056	第2給水加熱器	ドレン温度	C	133.5	>	133.0	DEGC	
14	47	58	RWM	制御棒挿入許可	エコー					
*14	51	A515	RWM	制御棒挿入許可	警告					オン
14	47	58	440	D659	主蒸気管 圧力 低	A2				オン
14	47	58	480	D619	MSIV 外側	DCロジック				トリップ
*14	51	A547	RWM	制御棒 引抜許可	エコー					オフ
*14	51	B016	炉水電導度			5.21	>	0.69	MSCM	
14	47	58	650	D548	APRM中性子束	高高				CH-E
14	47	58	650	D546	APRM中性子束	高高				CH-C
14	51	A547	RWM	制御棒 引抜許可	エコー					オン
14	47	58	650	D544	APRM中性子束	高高				CH-A
14	47	59	720	D605	固定子冷却水入口圧力	低				トリップ
*14	51	A548	RWM	制御棒挿入許可	エコー					オフ
*14	51	A515	RWM	制御棒挿入許可	警告					オフ
14	47	59	740	D574	PLR-MG B	ロックアウト				トリレー動作
14	47	59	810	A561	再循環ポンプ	B				動作
14	47	59	810	D576	PLR-MG	セッター	B			動作
14	48	01	420	D588	ディーゼル発電機	3A				動作
14	48	01	710	B705	D/G 母線	3C				動作
14	48	04	760	D573	PLR-MG A	ロックアウト				トリレー動作
14	48	08	760	D706	6.9KV メタクラ	3D				母線電圧喪失
14	48	08	850	D621	循環水ポンプ	B				動作
14	48	08	860	D622	循環水ポンプ	C				動作
14	48	08	860	D646	低圧復水ポンプ	C				動作
14	48	11	130	D618	MSIV 外側	ACロジック				トリップ
14	48	11	140	D513	格納容器 圧力 高	(スクラムトリップ)				B
14	48	11	140	D533	原子炉 手動スクラム	B				トリップ
14	48	11	150	D679	原子炉水位 低	(L-2 MSIV)				B
14	48	11	150	D515	格納容器 圧力 高	(スクラムトリップ)				D
14	48	11	150	A507	主蒸気管漏洩検出	D				高
*14	51	F061	第4給水加熱器	ドレン温度	B	80.2	>	79.9	DEGC	
14	48	11	150	D531	原子炉 中性子モニタ	系				トリップ
14	48	11	150	D658	主蒸気管 圧力 低	B1				トリップ
14	48	11	150	D681	原子炉水位 低	(L-2 MSIV)				D
14	48	11	150	D527	主蒸気管 放射能 高	D				高
14	48	11	150	A503	主蒸気管 流量 大	D				高
14	48	11	150	D529	原子炉 中性子モニタ	系				トリップ
14	48	11	150	D511	主蒸気管 隔離弁 不完全開	D				トリップ

D/G 3A自動起動

添付資料(2) - 1 - 7

14	48	11	370	D545	APRM	中性子束	高高	CH-B	高高	
14	48	11	380	D547	APRM	中性子束	高高	CH-F	高高	
14	48	11	380	D547	APRM	中性子束	高高	CH-D	高高	
14	48	13	650	D606	タービン	軸振動	大	トリップ	オフ	
14	48	13	740	D587	ディーゼル発電機	3B	運転		オン	
14	48	13	860	D706	タービン	軸振動	大	トリップ	オフ	
14	48	19	270	D606	タービン	軸振動	大	トリップ	オフ	
14	51	G005			発電機	界磁電流			正常	復帰
14	51	G006			発電機	界磁電流			0	A
14	48	19	380	D606	タービン	軸振動	大	トリップ	オフ	
14	48	28	870	D606	タービン	軸振動	大	トリップ	オフ	
14	48	33	270	D606	タービン	軸振動	大	トリップ	オフ	
14	51	A548	RWM		制御棒	挿入許可	エコー		オン	
14	51	A515	RWM		制御棒	挿入許可	エコー		オン	
* 終了										

→ D/G 3B自動起動

添付資料 (2) - 1 - 8

15004	B2200	S/C	水温	1系 (31° 付近)	31.5	DEGC	正常	復帰	オン
15004	A548	RWM	制御棒	挿入許可	オフ				オフ
*15004	A505	RWM	制御棒	阻止	オン				オン
15004	G005	発電機	界磁電流	制限	2	A	正常	復帰	オン
*15004	B2200	S/C	水温	1系 (31° 付近)	32.3	>	32.0	DEGC	オン
15004	A547	RWM	制御棒	引抜許可	オン				オン
15004	A547	RWM	制御棒	引抜許可	オン				オン
*15004	G005	発電機	界磁電流	挿入許可	0	A			オフ
15004	A548	RWM	制御棒	阻止	オン				オン
15004	A505	RWM	制御棒	挿入許可	2	A	正常	復帰	オン
15004	G005	発電機	界磁電流	制限	2	A	正常	復帰	オン
15004	B2200	S/C	水温	1系 (31° 付近)	32.0	>	32.0	DEGC	オン
15004	04	030	D625	逃し安全弁	C	開			オフ
*15004	C0006	炉心圧力損失	電流	下限	逸脱	-0	A		オン
*15004	C0006	炉心圧力損失	電流	-1	KPA		正常	復帰	オフ
15005	05	03	D625	逃し安全弁	C	開			オフ
15005	A548	RWM	制御棒	挿入許可	オフ				オフ
*15005	A547	RWM	制御棒	阻止	オン				オン
15005	A547	RWM	制御棒	引抜許可	オン				オン
15005	A547	RWM	制御棒	引抜許可	オン				オン
15005	A548	RWM	制御棒	挿入許可	オン				オン
15005	A548	RWM	制御棒	挿入許可	オフ				正常 復帰
*15005	A548	RWM	制御棒	阻止	オン				オン
*15005	A547	RWM	制御棒	引抜許可	オン				オン
15005	A547	RWM	制御棒	引抜許可	オン				オン
15005	A548	RWM	制御棒	挿入許可	オン				オン
15005	A548	RWM	制御棒	挿入許可	オフ				正常 復帰
15005	05	30	D625	逃し安全弁	C	開			オン
*15005	B2200	S/C	水温	1系 (31° 付近)	32.3	>	32.0	DEGC	オン
*15005	C0006	炉心圧力損失	電流	下限	逸脱	-0	KPA	正常	復帰
15005	05	38	D625	逃し安全弁	C	開			オフ
15005	B2200	S/C	水温	1系 (31° 付近)	31.8	>	32.0	DEGC	オン
15005	05	39	D648	RCICタービン	起動				オン
15005	G0005	発電機	界磁電流	制限	2	A	正常	復帰	オン
*15005	B2200	S/C	水温	1系 (31° 付近)	32.2	>	32.0	DEGC	オン
*15005	A548	RWM	制御棒	挿入許可	オン				オン
*15005	A548	RWM	制御棒	阻止	オン				オン
*15005	G0005	発電機	界磁電流	制限	0	A	-0	正常	復帰
15005	B2200	S/C	水温	1系 (31° 付近)	32.0	>	32.0	DEGC	オン
15005	A547	RWM	制御棒	引抜許可	オン				オン
15005	A547	RWM	制御棒	引抜許可	オン				オン
15005	A548	RWM	制御棒	挿入許可	オン				オン
15005	A548	RWM	制御棒	挿入許可	オフ				正常 復帰
*15005	B245	RCIC	系統	流量	下限	逸脱			オン
*15006	B2200	S/C	水温	1系 (31° 付近)	32.3	>	32.0	DEGC	オン
*15006	A548	RWM	制御棒	挿入許可	オン				オン
*15006	A548	RWM	制御棒	阻止	オン				オン
15006	A547	RWM	制御棒	引抜許可	オン				オン
15006	A547	RWM	制御棒	引抜許可	オン				オン
15006	A548	RWM	制御棒	挿入許可	オン				オン
15006	A548	RWM	制御棒	挿入許可	オフ				正常 復帰
15006	06	770	D625	逃し安全弁	C	開			オン
*15006	G0005	発電機	界磁電流	制限	2	A	正常	復帰	オン
*15006	C0006	炉心圧力損失	電流	-0	A		-0	正常	復帰
15006	06	14	D625	逃し安全弁	C	開			オフ
*15006	T0006	タービン	グランドシール	蒸気圧力	0.011	<	0.011	MPA	オン
15006	B613	RCIC	注入弁	開					オン
15006	A548	RWM	制御棒	挿入許可	オン				オン
*15006	A548	RWM	制御棒	阻止	オン				オン
15006	A547	RWM	制御棒	引抜許可	オン				オン
15006	B2200	S/C	水温	1系 (31° 付近)	31.9	>	32.0	DEGC	オン
15006	A547	RWM	制御棒	引抜許可	オン				オン
15006	A548	RWM	制御棒	挿入許可	オン				オン

RCIC起動

添付資料 (2) - 1 - 9

1507	A548	RWM	制御棒挿入許可	エコー	オフ			
*1507	A515	RWM	制御棒挿入禁止	警報	オン			
トリップ時	シーケンス	秒	11-03-11	ミリ秒	PI D	ポイント各	状態	
1507	A547	RWM	制御棒引抜許可	エコー	オフ			
1507	07	550	D6	25* 逃し安全弁	C 開	オン		
1507	A547	RWM	制御棒引抜許可	エコー	オン			
1508	A548	RWM	制御棒挿入許可	エコー	オン			
1508	A515	RWM	制御棒挿入禁止	警報	オフ	正常	復帰	
*1508	C006		炉心圧力損失		下限 逸脱	2 A	正常	復帰
1508	G005		発電機界電流		-0<	-0 A	正常	復帰
*1508	08	G005	880	D6 25	逃し安全弁	C 開	オフ	
1508	C006		炉心圧力損失		1	KPA	正常	復帰
1508	A605		原子炉モードスイッチ	運転	オフ			
1508	A606		原子炉モードスイッチ	起動	オン			
1508	B220	S/C	水温 1系 (31° 付近)		31.4	DEGC	正常	復帰
1508	A606		原子炉モードスイッチ	起動	オン			
1508	A608		原子炉モードスイッチ	燃料取替	オン			
1508	A608		原子炉モードスイッチ	燃料取替	オン			
1508	A607		原子炉モードスイッチ	停止	オン			
1508	A548	RWM	制御棒挿入許可	エコー	オフ			
*1508	A515	RWM	制御棒挿入禁止	警報	オン			
1508	A547	RWM	制御棒引抜許可	エコー	オン			
1508	A547	RWM	制御棒引抜許可	エコー	オン			
*1508	B220	S/C	水温 1系 (31° 付近)		32.2>	32.0	DEGC	
1508	A548	RWM	制御棒挿入許可	エコー	オフ			
1508	A515	RWM	制御棒挿入禁止	警報	オフ	正常	復帰	
*1508	F024		第3給水加熱器入口復水温度	B	101.9>	101.8	DEGC	

→ 運転モードSW「運転」→「停止」

添付資料(2)-1-10

時	分	秒	ミリ秒	PID	ポイント名	状態
15	25	A547	RWM	制御棒	RCICタービン 起動	オフ
15	25	01	000	D648*	RCICタービン 起動	オフ
15	25	02	880	D585	原子炉水位高 トリップ	トリップ
15	25	A547	RWM	制御棒	引抜許可 エコー	オン
15	25	A548	RWM	制御棒	挿入許可 エコー	オフ
15	25	A515	RWM	制御棒	挿入許可 警報	正常 復帰
15	25	A548	RWM	制御棒	挿入許可 エコー	オフ
15	25	A515	RWM	制御棒	挿入許可 警報	オフ
15	25	A547	RWM	制御棒	引抜許可 エコー	オン
15	25	A547	RWM	制御棒	引抜許可 エコー	オン
15	25	A548	RWM	制御棒	挿入許可 エコー	オン
15	25	A515	RWM	制御棒	挿入許可 警報	正常 復帰
15	25	B618	RCIC	注入弁	開	オフ

RCICトリップ

添付資料 (2) - 1 - 11

1538	F066	復水器	ホッ	ウエル	ルダ	水位 A	71	MM	正常	復帰
*1538	T007	タービン	ホッ	ウエル	ルダ	圧力	0.0	69	110	MPA
1538	F068	復水器	ホッ	ウエル	ルダ	水位 B	0.0	71	MM	正常
1538	F068	復水器	ホッ	ウエル	ルダ	水位 C	0.0	71	MM	正常
1538	38	430	D	602	タービン	スラスト軸受異常	トリップ			オン
1538	L600	SGTS	A		運転		オン			
1538	L600	SGTS	A		運転		オン			
1538	38	670	D	705	D/G	母線 3C	電圧喪失			オン
1538	A548	RWM	制御棒	挿入許可	エコー		オン			
1538	A515	RWM	制御棒	挿入許可	エコー		オン			
1538	G007	発電機	界磁電流				70.1	DEGC	正常	復帰
*1538	C013	原子炉	沸騰	水位	A		下限	逸脱	8 <	221.6 CM
*1538	B015	液体	ボイラー	水位			下限	逸脱	100	A
1538	F134	主出入口	電導度				判定	不能	2 <	25.0 DEGC
1538	G005	発電機	界磁電流							
1538	A547	RWM	制御棒	引抜許可	エコー					
*1538	C139	原子炉	沸騰	水位	A					
*1538	G007	発電機	界磁電流							
*1538	F066	復水器	ホッ	ウエル	ルダ	水位 A				
*1538	F068	復水器	ホッ	ウエル	ルダ	水位 B				
*1538	F067	復水器	ホッ	ウエル	ルダ	水位 C				
1538	A547	RWM	制御棒	挿入許可	エコー					
1538	A548	RWM	制御棒	挿入許可	エコー					
1538	A515	RWM	制御棒	挿入許可	エコー					
*1538	C128	復水器	ホッ	ウエル	ルダ	水位	判定	不能		
*1538	A520	発電機	界磁電流							
*1538	G005	発電機	界磁電流							
1538	38	730	D	525	遮り安全弁	C	開			-0 A
1538	G005	発電機	界磁電流							
1538	38	25	D	502	タービン	スラスト軸受異常	トリップ			オン
*1538	G005	発電機	界磁電流							
1538	A548	RWM	制御棒	挿入許可	エコー					
1538	A515	RWM	制御棒	挿入許可	エコー					
*1538	B013	S/C	水位				7.1 >			7.0 CM
1538	A547	RWM	制御棒	引抜許可	エコー					
1538	A547	RWM	制御棒	引抜許可	エコー					
1538	B013	S/C	水位							
1538	A548	RWM	制御棒	挿入許可	エコー		5.9	CM	正常	復帰
1538	A515	RWM	制御棒	挿入許可	エコー					
1538	38	810	D	585	原子炉	水位高	トリップ			トリップ
1538	38	40	D	625	遮り安全弁	C	開			オフ
1538	38	42	D	585	原子炉	水位高	トリップ			正常
*1538	C168	復水器	ホッ	ウエル	ルダ	水位	判定	不能		
*1538	B229	S/C	水位				32.3 >			32.0 DEGC
1538	A548	RWM	制御棒	挿入許可	エコー					
1538	A515	RWM	制御棒	挿入許可	エコー					
1538	T601	SGTS	R		運転					
1538	38	51	D	586	ディーゼル	発電機	3A	運転		オフ
1538	A547	RWM	制御棒	引抜許可	エコー					
1538	A548	RWM	制御棒	挿入許可	エコー					
1538	A548	RWM	制御棒	挿入許可	エコー					
1538	A515	RWM	制御棒	挿入許可	エコー					
1538	G005	発電機	界磁電流							
*1538	G005	発電機	界磁電流							
1538	38	57	D	587	ディーゼル	発電機	3B	運転		オフ
1538	L600	SGTS	B		運転					
1538	L607	D/W	H2O2	モニタ	測定以外					
1538	L611	CAMS	H2	濃度高	(D/W)					
1538	L612	CAMS	H2	濃度高	(S/C)					
1538	L613	CAMS	O2	濃度高	(D/W)					
1538	L614	CAMS	O2	濃度高	(S/C)					
1538	L609	S/C	H2O2	モニタ	測定以外					
1538	L616	CAMS	放射線	モニタ	高					
1538	L615	CAMS	放射線	モニタ	高					
1538	G007	発電機	界磁電流				34.1	DEGC	正常	復帰

D/G全台トリップ
全交流電源喪失

様式-1

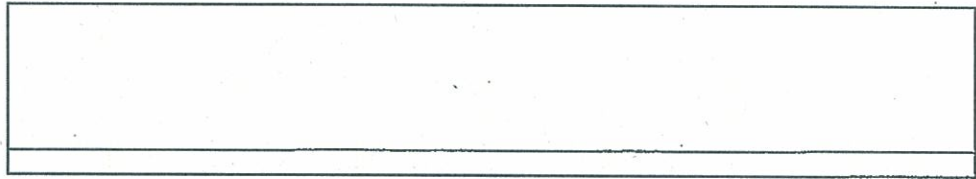
福島第一原子力発電所 3・4号機

当直長引継日誌 (1/3)

当直長引継日誌

					[確認] 原子炉主任技術者
平成 23年 3月 11日 金曜日 21時 00分 1直 A班					[確認] 次直 当直長
					[作成・承認] 当直長
出勤 8名(直員) 一名(研修指導員) 1名(研修生)		適用する 組織表No	休 務		応 援
		172	代 務		別紙参照
3号機	発電機出力	0MWe	原子炉の状態	運転・起動・ <u>高温停止</u> ・冷温停止・燃料交換	
4号機	発電機出力	0MWe	原子炉の状態	運転・起動・高温停止・冷温停止・ <u>燃料交換</u>	
記 事					
3号機					
1. 運転状況					
(1) 原子炉停止中					
(2) 警報「地震大トリップ」発生				14:47	
(3) 原子炉自動スクラム				14:47	
(4) 主タービン手動トリップ				14:47	
(5) M COND Vacブレーク				14:51~15:15	
(6) 原子炉未臨界				14:54	
(7) 原子炉モードスイッチ「運転」→「停止」				15:08	
(8) 原子炉の状態「運転」→「高温停止」				15:08	
(9) 所内電源喪失/原災法10条通報(緊急対策室より)				15:38/15:42	
(10) RCIC「起動」				16:03	
(11) 原災法15条通報(緊急対策室)より				16:36	
2. 保安規定の遵守状況					
異常あり、下記の条文が該当					
(1) 第17条(地震・火災等発生時の対応)					
(2) 第76条(異常発生時の基本的な対応)					
(3) 第77条(異常時の措置)					
(4) 第113条(通報)					
(5) 第121条(報告)					

当直引継日誌 別紙



平成23年3月11日(金曜日)

1/

		内 容
運 転 操 作 ・ 事 象 発 生 時 刻	14:47	地震発生 3号機加速度 水平:507.0gal 上下:231gal(震度6弱相当)
	14:47	Rxスクラム *成功
	14:47	主タービン「手動トリップ」 O-3「自動開放」 LS-3「手動開放」 *所内切替失敗(原因不明)
		*D/G3A、D/G3B起動成功 給復水全停、SW全停
	14:51/15:15	M COND Vacブレーク
	14:54	未臨界確認
	14:56	L-8
	15:02	SWポンプB「起動」
	15:02	S/P 水温 32℃
	15:06/15:25	RCICクイックスタート/L-8トリップ
	15:08	原子炉モードSW「停止」
	15:15	P/C3SA受電(P/C3Dより受電)
	15:24/15:25	RPS M-G(A)「起動」/「受電」
	15:28/15:29	RPS M-G(A)「起動」/「受電」
	15:26	STr3A下部 3カ所確認 *漏洩箇所特定できず
	15:31	T/Bサンブ「P/L」
	15:33	R/Bサンブ「P/L」
	15:33	ANN「復水器エリア漏洩」ANN発生 *津波の影響
	15:36	SWポンプB「トリップ」

平成23年3月11日(金曜日)

2/

		内 容			
運 転 操 作 ・ 事 象 発 生 時 刻	15:38	SBO			
	15:42	10条通報(緊急対策室)より			
	16:03	RCIC「起動」	Rx水位:-500mm	S/CLレベル:150mm(ミニフロー弁開により上昇)	
		RCICミニフロー弁「閉」			
	16:13	HPCI、RCIC 水源切替防止リフト			
	16:16	RCIC注入開始	Rx水位:-900mm		
	16:04	天井クレーン 3名救助(5F照明なし)			
	16:12	PNL9-3 ANN「D/W圧力高」発生			
	16:24	主タービン EOP「停止」 (ESOP以外)			
	16:36	15条通報(緊急対策室)より			
	16:45	スタック 3cps	Rx水位:-450mm	炉圧:7.3MPa	RCIC:19L/s
	16:55	Rx水位:-150mm		炉圧:7.25MPa	
	17:06	発電機 防災装置開始			
	17:12	プロコンモニタ 電源「OFF」			
	17:13	D/W圧 130kPaabs		S/CLレベル:200cm	
	17:41	地震発生			
	17:48	ESOP「停止」			
	17:30	プロコン室非常照明「OFF」(蛍光灯を抜いた)			
	18:45	中操一燃交TEL⑧、ジャック⑦「OFF」			
	19:08~19:11	プロコン 電源「OFF」			
	19:16	ブラディス電源「OFF」			
	20:30	第2中操 EHC、T/D盤 電源「OFF」			
	21:11	CRD盤 9-27、28 電源「OFF」			
	21:27	中操仮設照明装置、中操DC照明「切」			
	23:07~23:20	バイタル電源「OFF」(ケーブルボルト室)			

平成23年3月12日(土曜日)

1/

	内 容	
	時刻	内容
運 転 操 作 事 象 発 生 時 刻	2:32	中操時計電源「停止」
	2:45	中操通信用 電源「OFF」
	3:27	D/D FPポンプ「起動確認」(起動せず 原因不明)
	4:03	HPCIテスト弁 MO-23-21「開」阻止リフト
	8:11	AM設備 MO-111「全開」
	8:52	NSS側 ANN表示灯「全消灯」
	9:27	スタックモニタ D. S確認 電源なし
	10:18	CST 補給LCVバイパス弁「開」
	10:18	1号機 D/Wベント
	11:13	RCIC MO-18, 19, 41 NFB「OFF」
	11:13	D/D FPポンプ「現場手動起動」(確認) / 「停止」(中操で停止したが自動起動)
	11:36	D/D FPポンプ「非常停止」(確認のため起動したが停止しないため非常停止PBにて停止)
	11:36	RCIC トリップ 炉水位: +200mm(W)
	12:06	D/D FPポンプ「手動起動」
	12:35	原子炉水位 L-2 炉水位: -1220mm(W) HPCI自動起動
	12:40	FP 2-3号タイ弁(301, 22)「閉」 (AM盤流量ハンチング有り)
	12:55	RCIC Vac ポンプ トリップ (冷却水弁 MO-23-132閉)
	14:00	D/D FPポンプ燃料補給(受け入れ弁開 ライン分のみ補給) 172↑195L 吸込圧:0.02MPa D/D FPポンプ 吸込圧:0.02MPa 吐出圧:0.35MPa
	16:35	水位上昇操作 +400mm(W) 炉圧:2.86MPa
	17:35~17:50	No. 2軽油タンク D/D FPポンプ移送ライン構成(積算計、ポンプ バイパス)
20:00	D/D FPポンプ燃料タンク 130L	

平成23年3月12日(土曜日)～

1/

	内 容
	20:27 AM盤 D/W圧、S/C圧、S/C水位計 電源なし
	20:36 原子炉水位計電源なし 最終データ 広帯域A系:1350mm、燃料域A系:+400mm
	20:57 給水制御装置A 電源「OFF」 PLR制御装置A 電源「OFF」 ECCS記録計 電源「OFF」
	21:30 現場PI指示:D/W圧 170kPa
	3/13
	1:45 D/D FPポンプ軽油補給 70↑110L 吸い込み圧:0MPa 吐出:0.42MPa
運 転 操 作 事 象 発 生 時 刻	2:42 HPCI停止 炉圧:0.58MPa
	2:45 SRV 開せず 炉圧:0.8MPa
	2:55 SRV 開せず 炉圧:1.3MPa
	3:05 D/D FPポンプ炉注入 MO-10-27B 15%開 7%で流れる音がしたみたい 吸込圧:0↑0.14MPa 吐出:0.4↑0.61MPa
	3:35 HPCI FIC表示灯 消灯
	3:37 RCIC Vacポンプ 起動せず
	3:39 HPCI AOP 停止
	3:51 Rx水位計(W) 計器電源ON -3600mm Rx水位計(燃料域) 計器電源ON -1600mm 炉圧:5MPa TAFの可能性
	4:04 Rx水位計(燃料域) -1600mm 炉圧:5.6MPa
	4:06 HPCI復水ポンプ 電源OFF
	4:52 D/Wベント弁 AO-205 仮設コンセントON 弁場弁開度:全開 ポンベ圧:0
	5:08 S/Cスプレイ 開始 MO-10-25B 閉
	5:08 RCIC手動起動/止め弁 閉 RCIC止め弁リセット動かず
	5:10 原災法 15条 給水全喪失
	5:16 DTrポンプ メガー終了 水付けなし 使用可確認

9. 福島第一原子力発電所3号機の事故状況及び事故進展の状況調査

9.1 プラントの状況

9.1.1 地震発生前のプラント状況

3号機は平成22年10月26日(平成22年9月23日発電機最終並列)より第25サイクル運転中であり、地震発生時は定格熱出力にて、一定運転中であった。なお、運転の継続に影響を及ぼす可能性のある不具合は発生していなかった。

9.1.2 地震発生後のプラント及び対応状況

(1)【3月11日14時46分(地震発生)～3月11日15時38分(全交流電源喪失)】

a. 止める機能

定格熱出力一定運転中のところ、平成23年3月11日14時46分に発生した東北地方太平洋沖地震により、同日14時47分「地震加速度大トリップ」(動作設定値：R/B地下床水平：135ガル、鉛直：100ガル)が発生し、直ちに全制御棒が全挿入となり原子炉は設計通り自動停止するとともに、同日14時54分に原子炉が未臨界状態となったことを確認した。

【添付資料-9-1、2】

b. 冷やす機能

地震の影響で、新福島変電所の設備被害などによって外部電源が全喪失したことにより、3月11日14時48分頃、非常用母線の電源が喪失した。

非常用母線の電源が喪失したことに伴い、RPS電源が停止し、MSIVが自動閉じた。このため、原子炉圧力が上昇を開始したが、SRVの自動開閉により圧力が制御された。

同日14時48分に、D/G2台(D/G3A、3B)が自動起動し、非常用母線(M/C-3C、M/C-3D)の電源が回復した。

外部電源喪失による原子炉隔離時(MSIV閉時)の対応手順書(事故時操作手順書)に従い、同日15時05分、RCICを手動起動することで原子炉水位は上昇し、同日15時25分に原子炉水位「高」信号により自動停止した。

なお、HPCIについては、地震以降から全交流電源喪失に至るまで、原子炉水位がHPCIの自動起動レベル(L-2：TAF+2950mm)まで低下していないことから、手動起動を含めて作動していない。

【添付資料-9-1～6、8、9】

c. 閉じ込める機能

3月11日14時48分非常用母線の電源が喪失したことに伴い、RPS電源が停止し、MSIVが自動閉じた。

通常換気空調は、常用電源喪失により停止したが、原子炉水位低(L-3：TAF+4443mm)またはRPS電源が停止したことによるPCIS隔離信号により、SGTSは自動起動したことから、R/Bの負圧は維持された。なお、排気筒放射線モニタの値に異常な変化はなく、外部への放射能の影響はなかった。

【添付資料-9-1～3、7】

3月11日
14:47
『原子炉スクラム』
『全制御棒全挿入』
15:01
『原子炉未臨界』

3月11日
14:48
『MSIV「閉」』

3月11日
14:48
『D/G3A、3B「自動起動」』

3月11日
15:05
『RCIC手動起動』
15:25
『RCIC自動停止』

3月11日
14:48
『SGTS自動起動』

(2)【3月11日15時38分(全交流電源喪失)～3月15日(海水注水)】

a. 冷やす機能

3月13日2時42分のHPCI停止に伴い、D/D-FPによる注水を試みたが原子炉圧力の上昇により出来ず、その後、HPCIはバッテリーの枯渇により再起動できず、またRCICも起動できなかった。

RCICによる原子炉注水ができなかったことから、同日5時10分、原災法第15条該当事象(原子炉冷却機能喪失)と判断した。

なお、原子炉冷却機能喪失に至った場合の代替注水については、AM策として、復水貯蔵タンクを水源としMUWCから原子炉へ注入するライン、及びろ過水タンクを水源としFPからMUWCを経由して原子炉へ注水するラインを整備している。

消防車等の重機を使用した原子炉への代替注水はAM策としては考慮されていなかったが、今回の事故では臨機の応用動作として、消防車による原子炉への注水を試みた。

以下、代替注水に向けた対応状況等を示す。

<原災法第10条該当事象の判断(全交流電源喪失)>

津波の影響を受け、冷却用海水ポンプまたは電源盤、非常用母線の被水等により3月11日15時38分にD/G 3A、3Bが停止したことから、同日15時42分原災法第10条該当事象(全交流電源喪失)の発生と判断した。全交流電源喪失により、RHR、CSは動作不能となった。

一方、直流電源設備については被水を免れた。

<原災法第15条該当事象の判断(原子炉冷却機能喪失)>

直流電源で操作可能な設備であるRCIC及びHPCIについては、使用可能な状態にあった。

3月11日16時03分には、原子炉水位維持のためにRCICを手動起動し、原子炉水位は維持されていた。その後3月12日11時36分にRCICが自動停止した。

RCIC停止後、原子炉水位は低下し、3月12日12時35分に原子炉水位低(L-2:TAF+2950mm)によりHPCIが自動起動した。これにより原子炉水位は回復したものの、HPCIは3月13日2時42分に停止した。

HPCI停止に伴い、原子炉の水位維持及び冷却継続のため、AM策である代替注水手段としてD/D-FPによる注水を試みたが、一時低下していた原子炉圧力が約4.1MPa [gage]まで再び上昇しており注水できなかった。

その後、タービン駆動であるRCIC及びHPCIを再起動して原子炉への注水を試みたが、HPCIは電源となるバッテリーの枯渇により起動できず、またRCICも起動できなかった。

RCICによる原子炉注水ができなかったことから、同日5時10分、原災法第15条該当事象(原子炉冷却機能喪失)と判断した。

<消防車による注水の実施>

発電所対策本部は、3月11日17時12分の発電所長(発電所緊急時対策本部長)の指示以降、原子炉への注水を確保するため、AM策として設置された代替注水手段(FP、MUWC、RHR)及び消防車を使用した原子炉への代替注水について検討

3月13日
2:42
『HPCI停止』
2:42～5:10
『D/D-FPによる原子炉への注入を試みる』
5:10
『RCIC再起動操作』

3月11日
15:38
『全交流電源喪失』

3月11日
16:03
『RCIC手動起動』
3月12日
11:36
『RCIC自動停止』

3月12日
12:35
『HPCI自動起動』
3月13日
2:42
『HPCI停止』

3月12日
2:42～5:10
『D/D-FPによる原子炉への注入を試みる』

3月11日
17:12
『発電所長は、AM設備を使用しての代替注水の検討を指示』

していたが、消防車は発電所に配備していた3台のうち、1台は1号機の海水注入に使用しており応援要請するも到着せず、1台は津波の影響により使用不能、5、6号機側の消防車1台については津波発生以降、道路の損傷や津波による瓦礫の影響で5、6号機側との通路が分断されていたことから移動が困難な状況であった。

その後、土嚢の設置による段差の整地及び瓦礫撤去などの構内道路の復旧を順次進め、5、6号機側との往来が可能となった段階で5、6号機側の消防車を1～4号機側に移動した。

さらに、福島第二原子力発電所で緊急時のバックアップとして待機していた消防車1台も福島第一原子力発電所に移動した。

これにより、消防車ポンプを駆動源とし、防火水槽を水源としたFPからRHRを使用して原子炉へ注水する代替注水系統構成作業を実施した。

消防車ポンプを使用したFPからの原子炉注水を実施するためには、原子炉圧力を消防車ポンプの吐出圧力以下に減圧する必要がある。このため、SRV手動開による原子炉圧力低下を試みたが、1、2号機の計器復旧等のために所内のバッテリーを集めた後だったこともあり、SRV手動開に必要な電源が確保できずSRVを操作できない状態であった。発電所対策本部の社員の個人自動車のバッテリーを取り外して集め、中操に運んでSRV駆動電源としてつなぎ込みを行い、3月13日9時08分にSRVを手動で開き、原子炉の急速減圧を実施した。

この減圧作業により、原子炉圧力が消防車ポンプの吐出圧力を下回ったことから原子炉への注水が可能となった。同日9時25分、防火水槽(淡水)にホウ酸を溶解し、原子炉への注水を開始した。

この減圧作業により、原子炉圧力が消防車ポンプの吐出圧力を下回ったことから原子炉への注水が可能となった。同日9時25分、防火水槽(淡水)にホウ酸を溶解し、原子炉への注水を開始した。

<高圧注水系統の復旧>

高圧注水の可能なSLCについては、パワーセンターに電源車をつなぎ、電源復旧がされた後にSLCを使用して原子炉へ注水することで復旧を進めたが、度々の余震による作業中断・避難や劣悪な作業環境(暗所、障害物散乱、道路マンホール蓋欠落)等により作業が難航し、復旧には至らなかった。

<海水注入への切替>

3月13日10時30分、発電所長(発電所緊急時対策本部長)は海水注入を視野に入れて対応するようとの指示を出した。

同日12時20分、防火水槽の淡水が枯渇したため、逆洗弁ピットの海水を注入するよう注水源の系統変更を開始した。

なお、系統変更については、短時間で切り替えるよう予め準備を進めていたが、作業中に余震が発生したことで避難指示が出され、作業中断を余儀なくされた。

作業再開後まもなく海水注入系統構成が完了し、同日13時12分に海水注入を開始した。あわせて、淡水の追加手配も実施した。

<逆洗弁ピットへの海水の補給>

水源である逆洗弁ピットの海水補給のため、必要となる消防車については関係各所に応援要請を継続していたものの、発電所構内の放射線量・汚染の問題や発電所までの道路状態が悪いことなどの理由により、発電所に直接向かうことができず、オフサイトセンターもしくはJビレッジ等で消防車を発電所所員に受け渡してから発電所に向かう必要があり、消防車の到着までには時間を要した。

3月13日

9:08

『SRVによる
原子炉減圧開始』

3月13日

9:25

『原子炉内へFP
ラインから
消防車による
淡水注入開始』

3月13日

12:20

『原子炉への注
水源変更』

3月13日

13:12

『原子炉内へFP
ラインから
消防車による
海水注入開始』

また、逆洗弁ピット以外の他の水源として、4号機T/B地下に溜まった海水を利用するために、4号機T/B大物搬入口のシャッターを破壊して消防車を入れ取水を試みたが、取水できず、4号放水口や技能訓練センターのプールなどから取水できないかについても検討を行ったが実現には至らなかった。

逆洗弁ピット内の海水が残り少なくなったことから、FPに接続していた消防車ポンプを3月14日1時10分に一旦停止し、消防車を逆洗弁ピットに寄せてホースの吸い込み位置を深くすることで取水位置を調整し、同日3時20分頃、海水注入を再開した。

なお、同日明け方に消防車の応援が到着したため、海から直接海水を取水して逆洗弁ピットへ送水するよう、消防車2台を物揚場付近に配置し、海水の取水系統を構築した。

当該海水取水ラインを使用し、同日9時20分、物揚場から逆洗弁ピットへの海水の補給を開始した。

また、淡水源として要請していた自衛隊の給水車(5t×7)が到着し、逆洗弁ピットへの補給に使用することとして、同日10時53分、逆洗弁ピットに配置し、補給作業を開始した。

<R/B爆発と被害の状況>

3月14日11時01分、R/Bで水素ガスによると思われる爆発が発生した。この爆発により消防車やホースが損傷し、原子炉内への海水注入が停止した。また、逆洗弁ピットは瓦礫により使用できない状態となり、給水車による補給も停止した。

爆発後、中操運転員を除く作業員は、すべての作業を中断して免震重要棟へ退避した。作業員の安否確認や現場の状況、安全確認のため、しばらく復旧に着手できなくなった。

<原子炉への注水の再開>

爆発後、逆洗弁ピットが使用できなくなったため、海から直接海水を取水して原子炉に注水するよう、消防車を物揚場付近に移動し、ホースを引き直した。

さらに、消防車2台を直列につなぎ、2、3号機の両方に送水する系統を構築し、3月14日16時30分頃に消防車ポンプによる海水注入を再開した。

【添付資料-9-1~6、8~10】

b. 閉じ込める機能

3月12日17時30分、発電所長(発電所緊急時対策本部長)よりPCVベントの準備を開始するよう指示があり、中操では、監視計器類の復旧が行われる中、同日21時過ぎからPCVベント操作手順及びPCVベントに必要な弁の設置場所を確認した。

通常は中操からPCVベント操作できるが、全交流電源喪失のため、PCVベント操作のうち、MO弁の操作については手動で開けなければならない状況となり、また、AO弁の操作においては、当該弁を作動させるために必要な空気圧が確保できず、駆動用の空気ポンペを現場で復旧するか、仮設空気圧縮機を設置して空気圧を確保する必要があった。

なお、RHRの復旧の見通しがたない場合については、SRVによる原子炉の減

3月14日
11:01

『3号機原子炉
建屋の爆発』

3月14日
16:30

『消防車とホースを入れ替えて物揚場から原子炉へ注入する新しいラインを構築し、海水注入を再開』

3月12日
17:30

『PCVベントの準備を開始するよう発電所長指示』

圧に伴ってPCVの内圧、温度も上昇することから、AM策として、S/C及びD/Wから排気筒(スタック)に至るベント管を通じて、PCVの過圧を防止するPCVベントラインが整備されている。

また、当該ラインは、圧力が高い場合でもPCVベントができるよう、SGTSをバイパスして設置されており、また、誤動作を防ぐ観点から、あらかじめ定められた圧力で作動するラプチャーディスクを備えている。

以下、PCVベントに向けた対応状況等を示す。

<PCVベント実施に向けた事前準備>

3月12日17時30分、発電所長(発電所緊急時対策本部長)よりPCVベントの準備を開始するよう指示があり、中操では、監視計器類の復旧が行われる中、同日21時過ぎからPCVベント操作手順及びPCVベントに必要な弁の設置場所を確認した。

また、発電所緊急本部発電班及び復旧班は、1号機のPCVベント操作手順書が完成した後、1号機PCVベント操作手順書や3号機AM操作手順書の内容を確認し、3号機PCVベント手順の検討を行い、作成した手順を中操に連絡した。

3月13日4時50分頃、S/CからのベントラインにあるAO弁(大弁)を開けるために、中操仮設照明用小型発電機からの電源を用いて、当該弁の電磁弁を強制的に励磁させた。

<PCVベントのラインナップ完成作業実施>

3月13日5時15分、発電所長(発電所緊急時対策本部長)はラプチャーディスクを除く、PCVベントの系統構成を完成させるよう指示した。

電磁弁を強制的に励磁させた後、運転員がトーラス室(S/Cが設置されている部屋)に行き、当該弁の開度を確認したところ全閉であった。

なお、この頃、SRVからS/Cへの高温蒸気の吹き出し等によりトーラス室下部にあるS/C内温度上昇の影響で、トーラス室内は高温となっており、また、照明がなく真っ暗であったことから、作業環境は非常に厳しい状態であった。

S/CからのベントラインにあるAO弁(大弁)の電磁弁が励磁されているものの当該弁が開とならないのは、当該弁を駆動させる空気ポンベからの圧力が足りないためであり、ポンベ交換を行った。同日5時23分頃、ポンベを交換した結果、当該弁が開となった。

同日5時50分PCVベント実施に関するプレス発表を実施し、同日7時35分、PCVベントを実施した場合の発電所周辺への被ばく評価結果を官庁等に連絡した。

同日7時39分、格納容器スプレイを開始した。

同日8時35分頃、PCVベントラインにあるMO弁を手順書通り、現場で手動にて15%開状態とした。

<ベントラインの維持>

3月13日8時41分にラプチャーディスクを除くPCVベントライン構成を完了し、D/W圧力がラプチャーディスク作動圧(427kPa [gage])よりも低く、PCVベントされない状態(ラプチャー破裂待ち)で、PCVベントを系統構成する弁の開状態を保持し、D/W圧力の監視を継続した。

同日9時24分、D/W圧力の低下(同日9時10分: 0.637MPa [abs]→同

3月13日
5:15

『発電所長はラプチャーディスクを除くPCVベントのラインナップの完成に入るよう指示』

3月13日
7:39

『格納容器スプレイ開始』

3月13日
8:35

『現場にて格納容器ベントラインMO弁「手動開」(15%)』

3月13日
8:41

『PCVベントライン構成完了』

日9時24分：0.540MPa [abs])が確認されたことから、9時20分頃PCVベントが実施されたと判断した。

同日9時28分頃、S/CからのベントラインにあるAO弁(大弁)に設置したポンベの圧力が下がってきたことから、現場に向かったところ、ポンベ接続部から漏えいが確認されたため、ポンベ接続部の増し締めを行った。

同日11時17分、ポンベの圧力低下によりS/CからのベントラインにあるAO弁(大弁)が閉となった。

ポンベを交換して当該弁の開操作を再度実施し、同日12時30分当該弁が開になっていることを確認した。

当該弁を開状態で保持する必要があるため、当該弁が設置されているトール室に行ったが、室内が熱く、作業が困難な状態であったことから、開で保持するための措置は実施出来なかった。

発電所対策本部復旧班では、S/CからのベントラインにあるAO弁(大弁)を動作させるためのもうひとつの駆動源であるIAが停止していたことから、同日17時52分頃、T/B大物搬入口に仮設コンプレッサーを設置し、IA系に接続した。

なお、当初仮設コンプレッサーを設置しようとした場所は放射線量が高かったため放射線量が低いT/B大物搬入口に移動させた。

同日20時10分頃にD/W圧力低下したことから、S/CからのベントラインにあるAO弁(大弁)が開になったと判断した。

<現場線量上昇>

MP指示値は3月13日14時15分、放射線量が905 μ Sv/hを計測したことから、原災法第15条該当事象(敷地境界放射線量異常上昇)と判断した。

放射線量は、同日14時31分頃、R/B二重扉北側で300mSv/h以上、南側で100mSv/hであり、R/B内は白いもやが充満した状態であった。

3号機中操では、同日15時28分放射線量が12mSv/hと高くなってきたことから、当直長は運転員を4号機側中操に待避させた。

<PCVベントラインの追加>

3月14日2時頃よりD/W圧力が上昇傾向(同日2時00分：0.265MPa [abs]→同日3時00分：0.315MPa [abs])となったことから、S/Cからのベントラインにあるもう一つのAO弁(小弁)についても、同日3時40分、電磁弁を強制的に励磁させ、同日5時20分開操作を開始し、同日6時10分に開になったことを確認した。

同日9時12分MPで放射線量が518.7 μ Sv/hを計測したことから、原災法第15条該当事象(敷地境界放射線量異常上昇)と判断した。

同日11時01分、R/Bで水素ガスによると思われる爆発が発生した。

その後のPCVベント実施については、AO弁駆動用空気圧の確保や、空気供給ラインの電磁弁の励磁維持の問題からS/CからのベントラインにあるAO弁(大弁、小弁)を開状態で維持することが難しく、以下のとおり複数回開操作を実施した。

【大弁】

3月15日 16時00分 閉確認 → 同日16時05分 開操作
3月17日 21時00分 閉確認 → 同日21時30分頃 開操作

3月13日

9:24

『D/W圧力の低下を確認』

3月13日

5:20

『S/CベントラインのAO弁(小弁)開操作』

参考資料目次

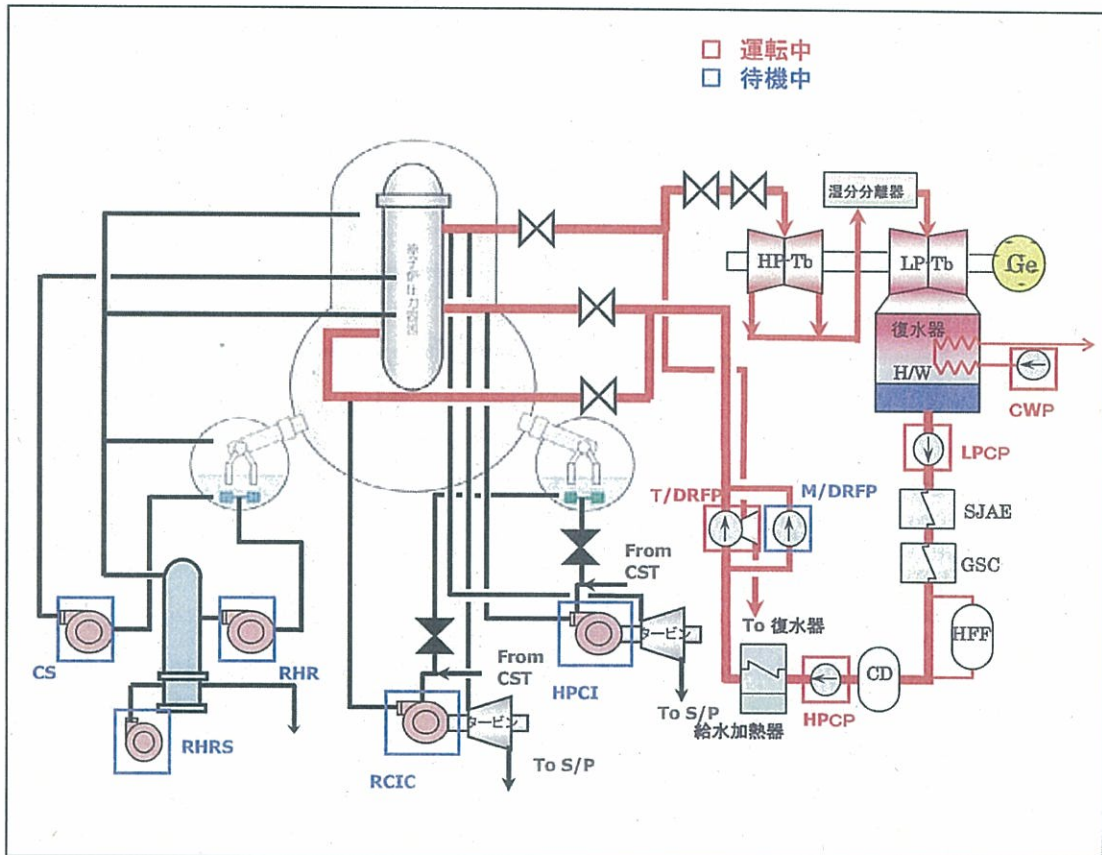
- ・ 参考資料－ 1 系統概略図（地震発生前後、津波襲来後の主要機器の状態）
- ・ 参考資料－ 2 非常用炉心冷却系（補機類も含む）一覧表（津波発生前後、津波襲来後）
- ・ 参考資料－ 3 所内電源概要図
- ・ 参考資料－ 4 原子炉水位
- ・ 参考資料－ 5 代替注水について
- ・ 参考資料－ 6 PCV ベントについて

参考資料はすべて平成 23 年 9 月 9 日 報告書

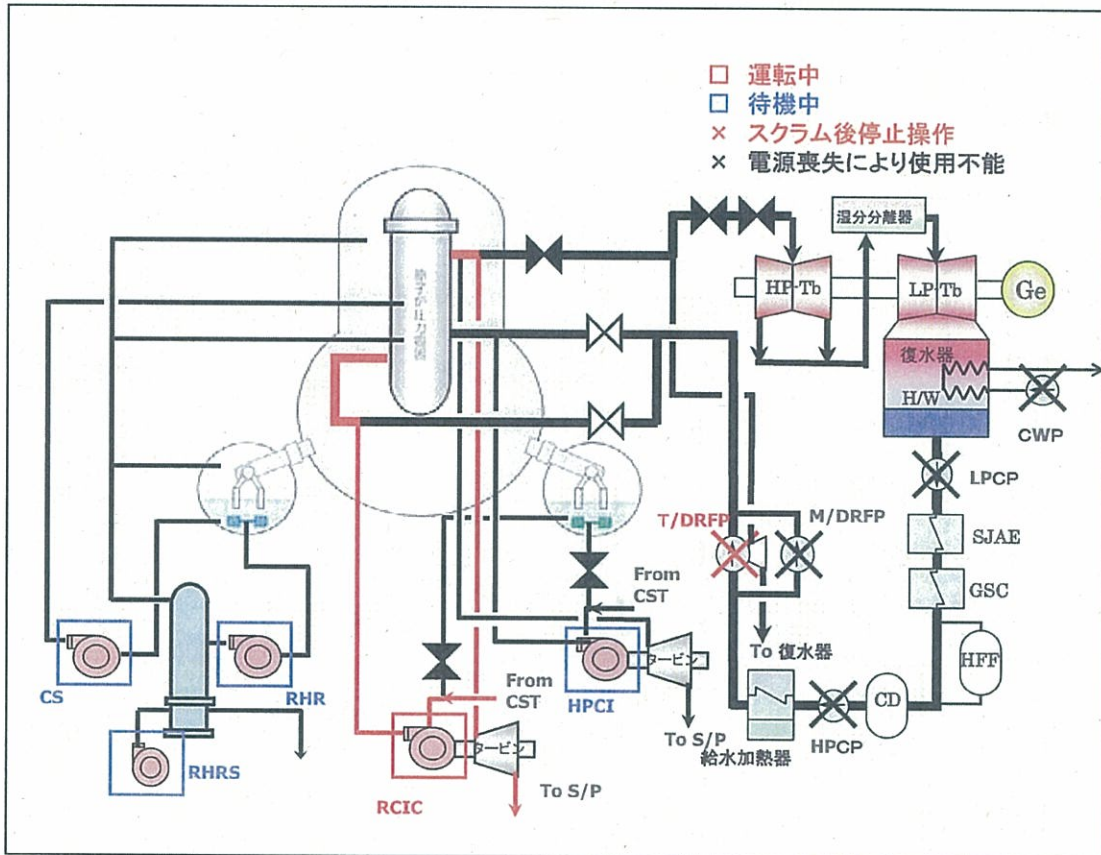
「福島第一原子力発電所 東北地方太平洋沖地震に伴う原子炉施設への影響について」添付資料

以上

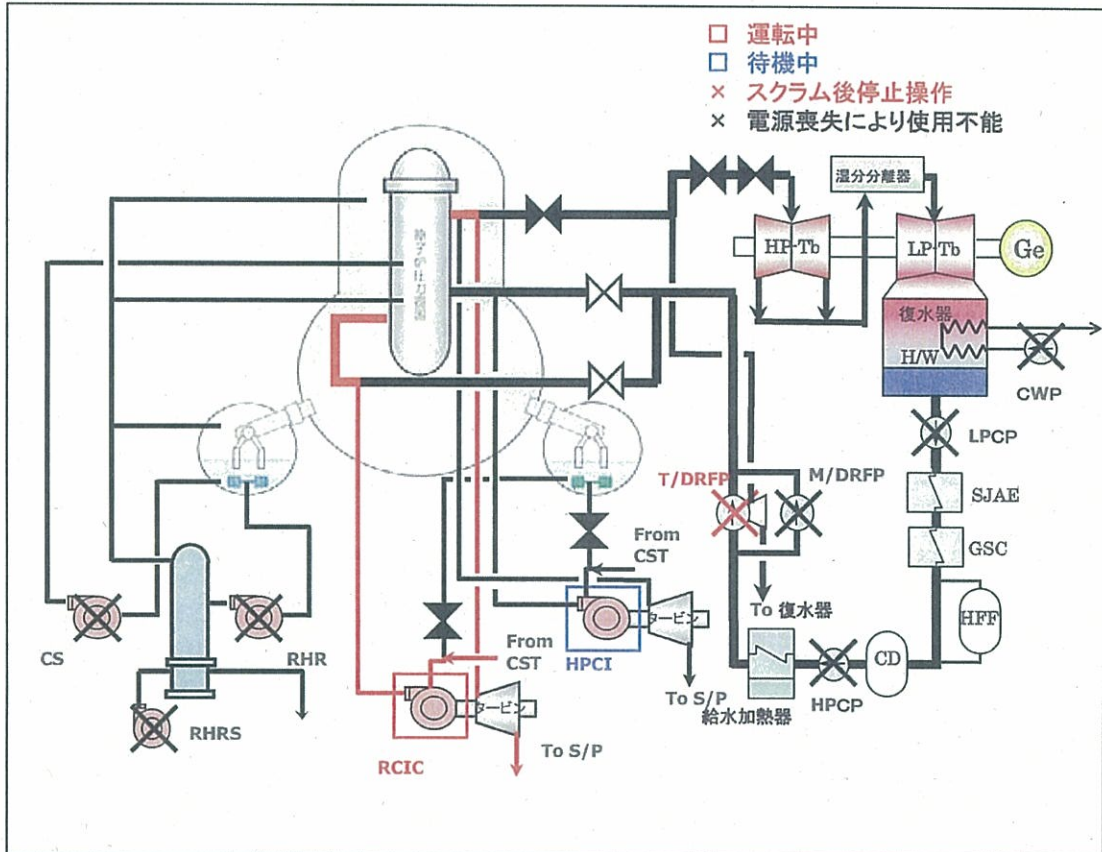
3号機 系統概略図 (3月11日地震発生前の主要機器状態)



3号機 系統概略図 (3月11日地震発生後の主要機器状態)



3号機 系統概略図 (3月11日津波襲来後の主要機器状態)



3号機 非常用炉心冷却系（補機類も含む）一覧表（地震前、地震後、津波襲来後）

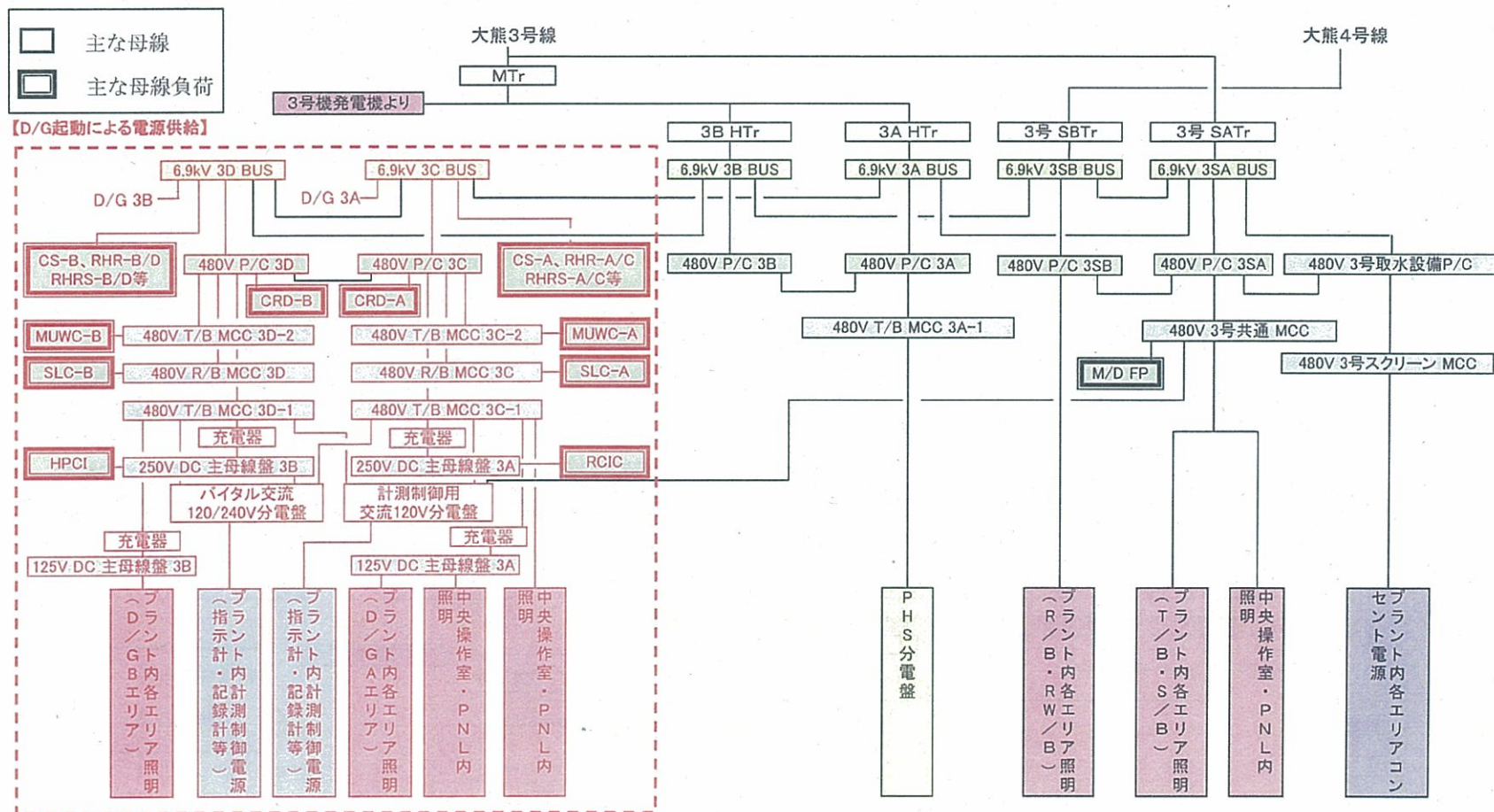
		設置場所	耐震クラス	地震スクラム時	地震スクラム～津波到達直前まで	津波到達以降	備考
冷やす機能	ECCS系	RHR(A)	R/B地下階 (OP. -1030)	A	○ 注1	×	津波後、電源・海水系（RHRS A/C）とも喪失
		RHR(B)	R/B地下階 (OP. -1030)	A	○ 注1	×	津波後、電源・海水系（RHRS B/D）とも喪失
		RHR(C)	R/B地下階 (OP. -1030)	A	○ 注1	×	津波後、電源・海水系（RHRS A/C）とも喪失
		RHR(D)	R/B地下階 (OP. -1030)	A	○ 注1	×	津波後、電源・海水系（RHRS B/D）とも喪失
		RHRS(A)	屋外 (OP. 4000)	A	○ 注1	×	津波時、本体津波による海水冠水し、かつ電源喪失
		RHRS(B)	屋外 (OP. 4000)	A	○ 注1	×	津波時、本体海水冠水し、かつ電源喪失
		RHRS(C)	屋外 (OP. 4000)	A	○ 注1	×	津波時、本体海水冠水し、かつ電源喪失
		RHRS(D)	屋外 (OP. 4000)	A	○ 注1	×	津波時、本体海水冠水し、かつ電源喪失
		CS(A)	R/B地下階 (OP. -1000)	A	○ 注1	×	津波後、電源・海水系（RHRS A/C）とも喪失
		CS(B)	R/B地下階 (OP. -1000)	A	○ 注1	×	津波後、電源・海水系（RHRS B/D）とも喪失
		HPCI	R/B地下階 (OP. -2060)	A	○	◎	津波後、原子炉水位低下時に自動起動。暫くして停止（原因不明）
		炉注水	RCIC	R/B地下階 (OP. -2060)	A	○	◎
	MWIC (代替注水)		T/B地下階 (OP. 2420)	B	◎	◎	×
プールの冷却	SFP冷却 (FPC系)	R/B3階 (OP. 26900)	B	◎	△	×	地震発生後電源喪失。津波後、海水系（SW）喪失
	SFP冷却 (RHR系)	R/B地下階 (OP. -1030)	A	○	○ 注1	×	津波後、電源・海水系とも喪失
閉じ込める機能	格納施設	原子炉建屋	/	A	○ 注1	×	水素ガスによると思われる爆発により破損
		原子炉格納容器	/	A	○	×	津波到達前、格納容器圧力に破損を示す徴候は認められず

(凡例) ◎：運転 ○：待機 △：通常電源断による停止 ×：機能喪失又は待機除外

注1：本震で比較的大きな揺れを観測した5号機では、地震発生後の3月19日に残留熱除去系を使用しており、当直員によるパトロールからも各系統・設備に大きな損傷は認められていない。
また、これら機器が設置されている原子炉建屋地下階で今般得られた観測記録における最大加速度は、機器の動的機能維持確認加速度[※]を十分下回っている。
このことから、各機能は概ね確保されていたものと推定される。
※JEA C4601-2008「原子力発電所耐震設計技術規程」

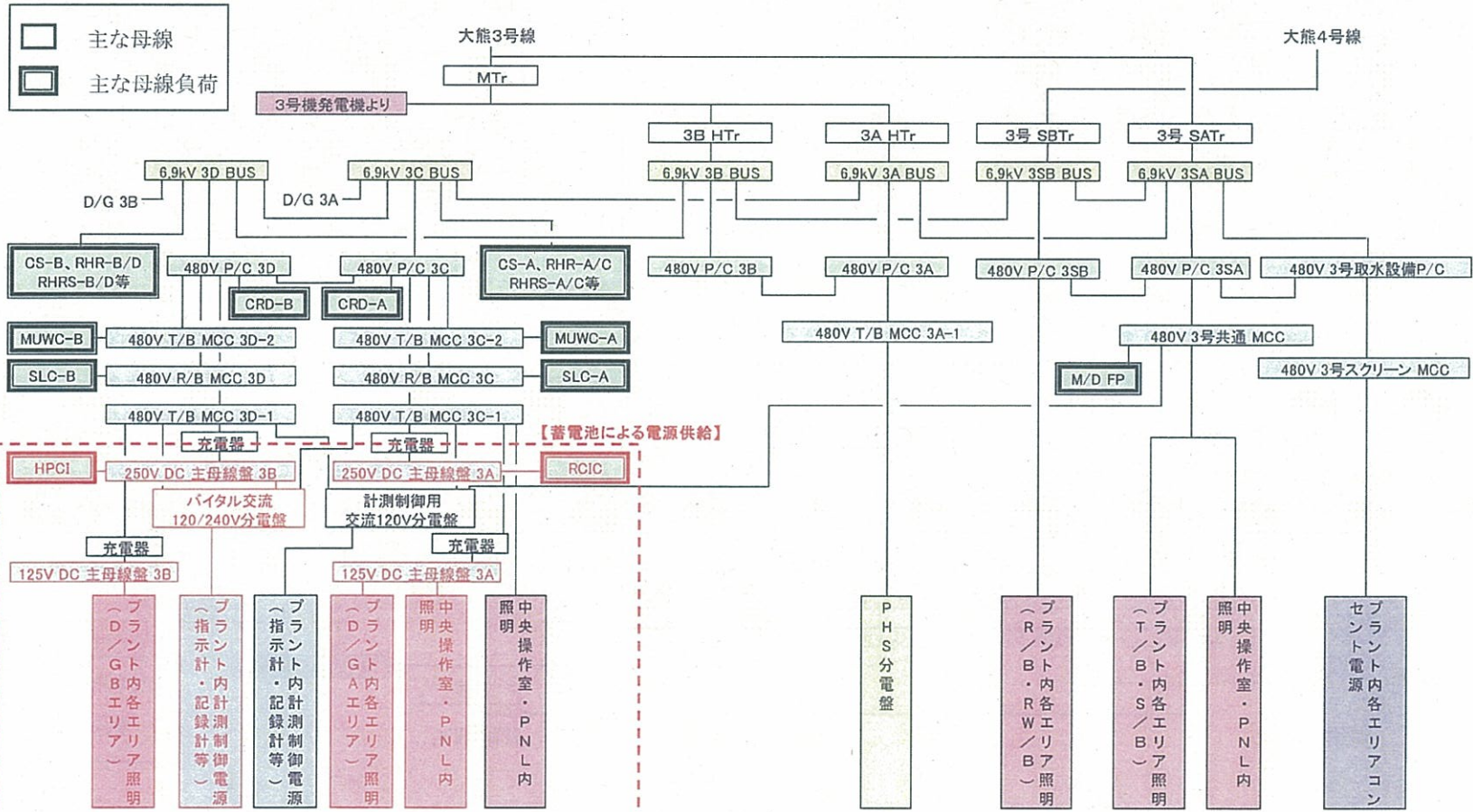
3号機 所内電源概略図（地震発生後の状態）

（黒字：所内電源切替できず電源喪失状態、赤字：D/Gからの電源供給により通電状態）



3号機 所内電源概略図（津波襲来後（蓄電池枯渇前）の状態）

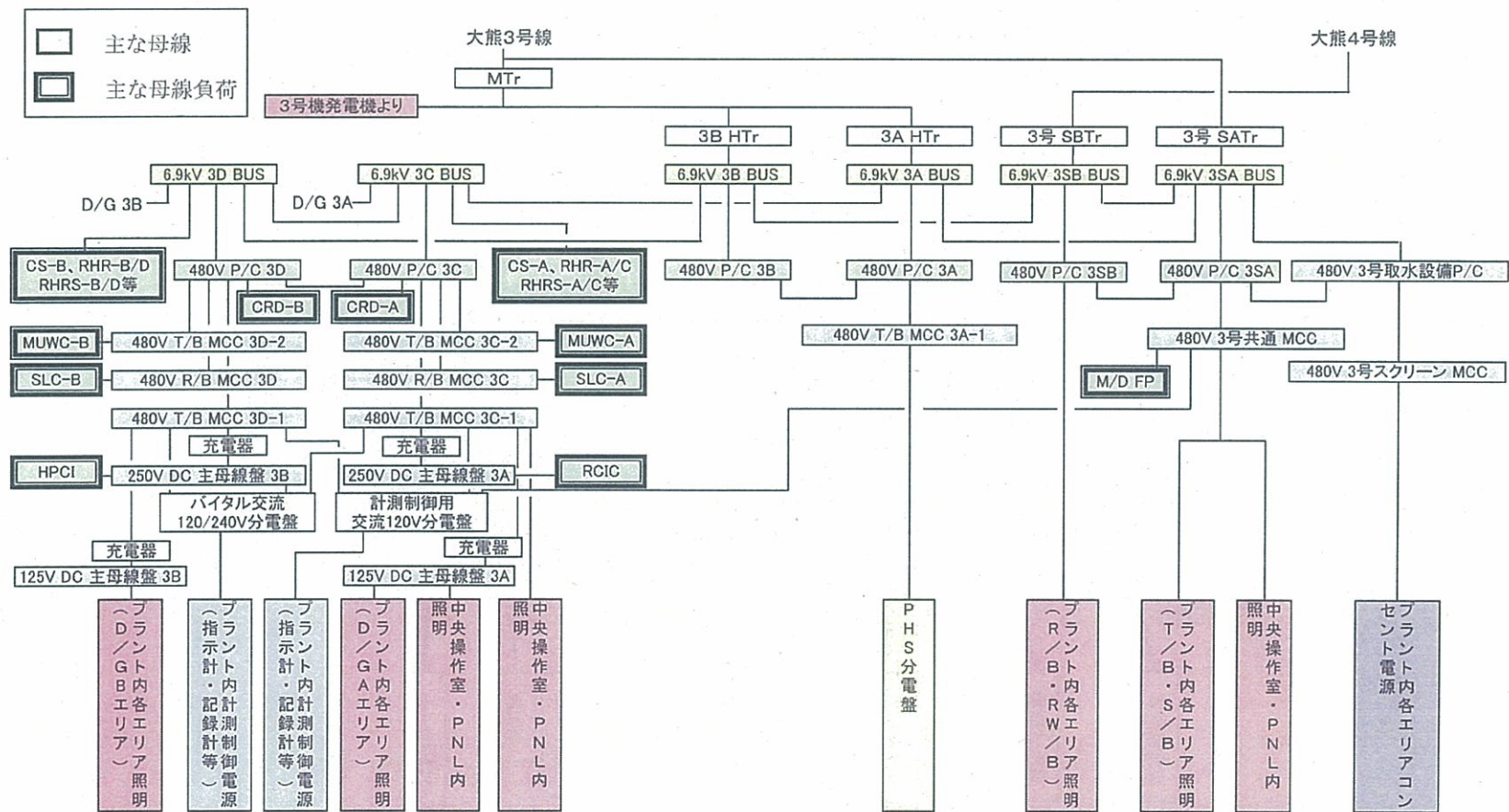
（黒字：D/Gも停止し、全交流電源喪失状態、赤字：蓄電池からの電源供給により通電状態）



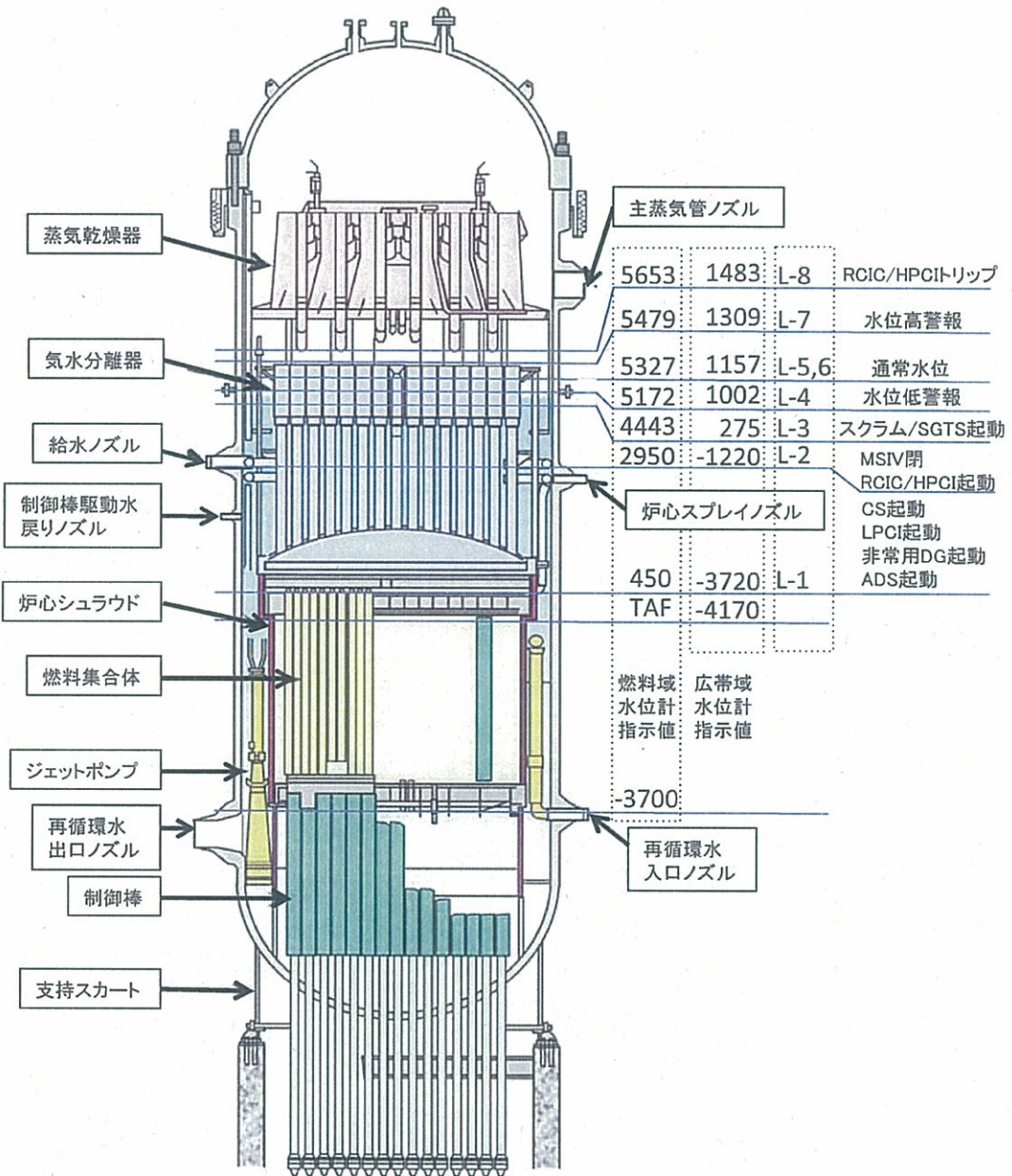
※直流電源設備については被水を免れたため、蓄電池が枯渇するまでの間、直流電源を要する機器（RCIC、HPCIや記録計等）に電源を供給した

3号機 所内電源概略図（津波襲来後（蓄電池枯渇後）の状態）

（黒字：蓄電池も停止し、全電源喪失状態）

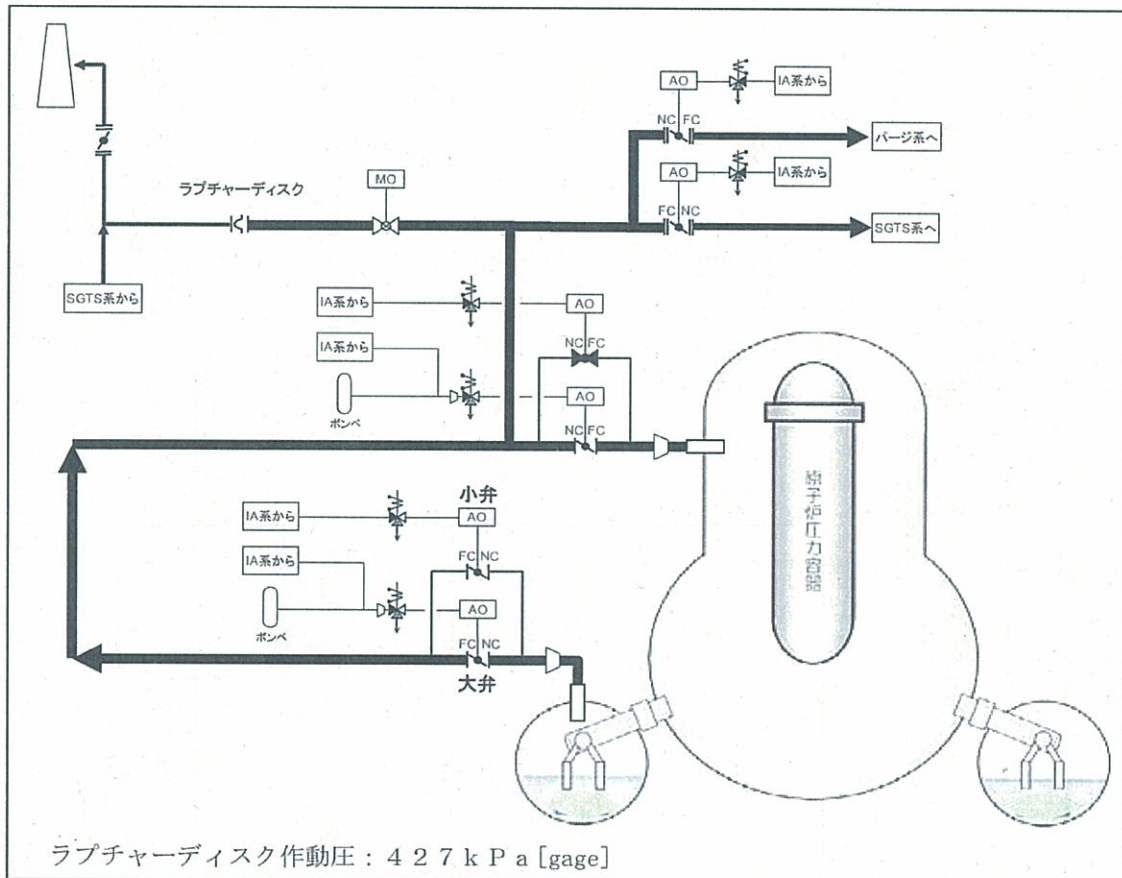


原子炉水位図

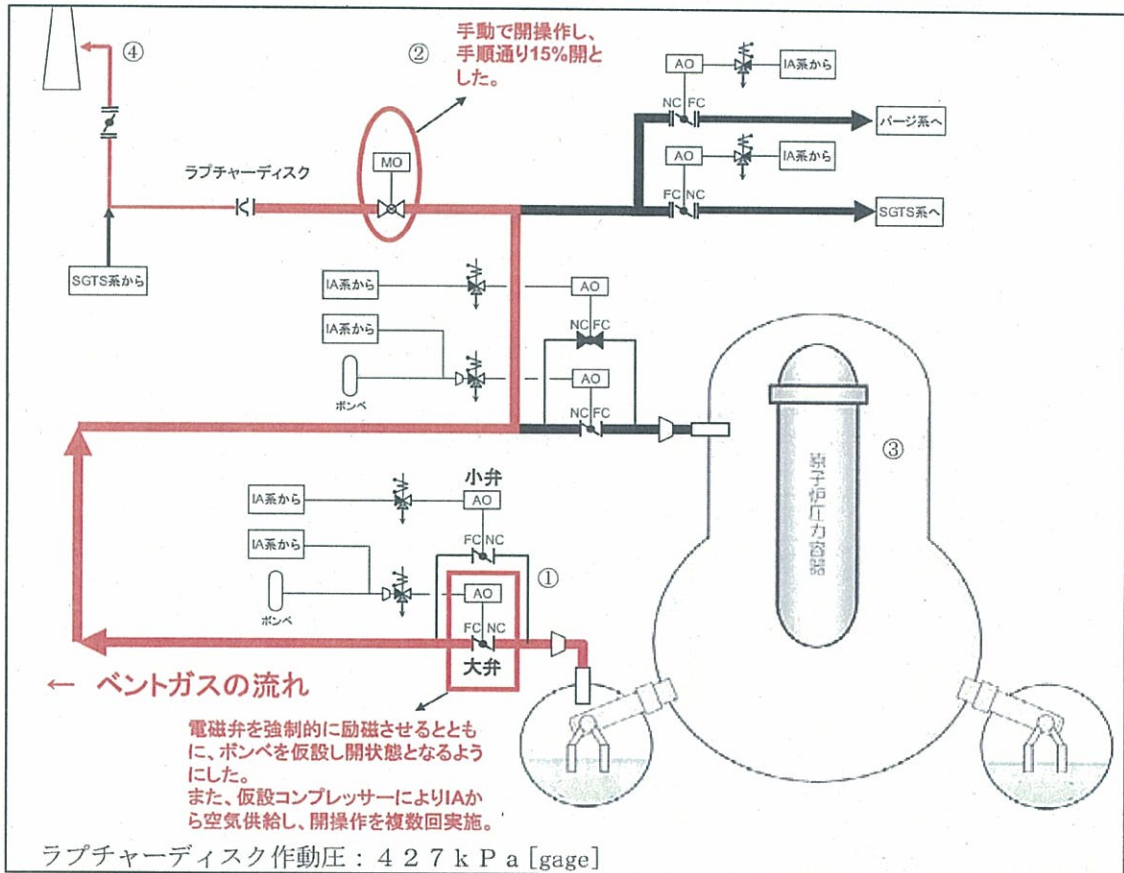


PCVベントについて

3号機 PCVベント図 (3月11日地震発生前)



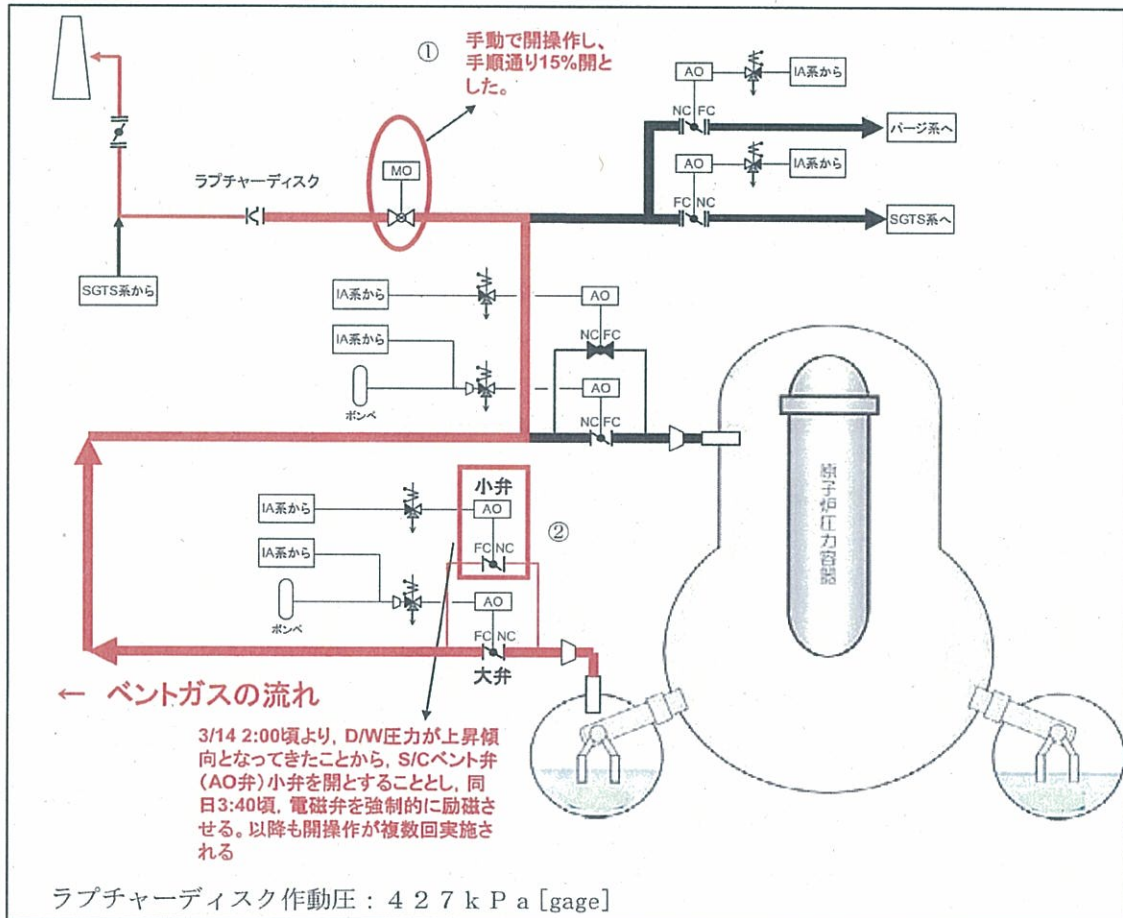
3号機PCVベント図
(3月13日8時41分頃 PCVベントライン構成時)



【ベントのラインナップ完成作業実施】

- ① 3月13日5時23分頃
S/CからのベントラインにあるAO弁(大弁)の電磁弁が励磁されているものの弁が開とならないのは、弁を駆動させるポンペからの圧力が足りないためポンペ交換が必要と判断し、ポンペを交換した結果、当該弁が開となった。
- ② 3月13日8時35分頃
PCVベントラインにあるMO弁を、手動にて15%開とした。
- ③ 3月13日8時41分
ラプチャーディスクを除くPCVベントライン構成を完了し、D/W圧力がラプチャーディスク作動圧(427 kPa [gage])よりも低く、破裂待ちでPCVベントされない状態のため、PCVベントを系統構成する弁の開状態を保持し、D/W圧力の監視を継続した。
- ④ 3月13日9時24分
D/W圧力の低下(同日9時10分: 0.637 MPa [abs] → 同日9時24分: 0.540 MPa [abs])が確認されたことから、9時20分頃PCVベントが実施されたと判断した。

3号機 PCVベント図
(3月14日6時10分頃 S/C側小弁及び大弁使用時)



【ベントのラインナップ完成作業実施】

- ① 3月13日8時35分頃
PCVベントラインにあるMO弁を、手動にて15%開とした。
- ② 3月13日3時40分
S/CベントAO弁(小弁)についても、電磁弁を強制的に励磁させ、同日5時20分開操作を開始し、同日6時10分に開になったことを確認した。

原子力用語集

AO弁 : Air Operated Valve / 空気作動弁

圧縮空気によって作動する弁。

CS : Core Spray System / 炉心スプレイ系

ECCSの一つで、冷却剤喪失事故（LOCA）時、燃料の過熱による燃料および被覆管の破損を防止するため、炉心上部より冷却水をスプレイし、冷却する装置。この装置は、福島第一1～5号機に設置されている。

CVCF : Constant Voltage Constant Frequency / 無停電交流電源装置

交流電源に停電があっても、直流電源（バッテリー）から交流を作り出して電源を供給する装置。

D/D FP : Diesel Driven Fire Pump / ディーゼル駆動消火ポンプ

消火系に設置されたポンプ。消火系の圧力の低下時、電動機駆動消火ポンプが運転できないときに自動起動する。

D/W : Dry-well / ドライウェル

原子炉格納容器内の圧力抑制室（S/C）を除く空間部。

FP : Fire Protection System / 消火系ライン

発電所内の消火系統。通常の消火栓の他、油火災のための炭酸ガス消火系等がある。AM上では原子炉への注水に利用できる。

HPCI : High Pressure Coolant Injection System / 高圧注水系

ECCSの内の一つで、配管等の破断が比較的小さく、原子炉圧力が急激には下がらないような事故時、蒸気タービン駆動の高圧ポンプで、原子炉に冷却水を注入することのできる装置。

ポンプの流量（＝能力）はRCICに比べて約10倍と大きいがSHC、RHR（約1800m³/h、福島第一2～5号機の場合）に比べると小さい。福島第一1号機～5号機に設置されている。

MO弁 : Motor Operated Valve / 電動駆動弁

系統の論理回路等からの電気信号を受けて、弁駆動部を電動機によって動かし開閉する弁。

MSIV : Main Steam Isolation Valve / 主蒸気隔離弁

主蒸気配管は、原子炉格納容器（PCV）を貫通してタービンに通じている。そのため、主蒸気管がPCVを貫通する内部と外部に隔離弁を設け、配管破断等が起きた場合に、隔離弁を全閉とし、放射性物質を含む蒸気が系外に放出されるのを防止する。

MUWC : Make-Up Water System (Condensate) / 復水補給水系

発電所の運転に必要なさまざまな水（水源は、復水貯蔵タンク基本的には原子炉等で使われた水を浄化したもので、若干の放射を含むがその濃度は低い）を、ポンプ（復水移送ポンプ）を利用して供給する系統。

非常用ではないが、AM上では原子炉への注水に利用できる。

ポンプの流量はRCICより小さい（約70m³/h）。

PCV : Primary Containment Vessel / 原子炉格納容器

鋼鉄製の容器で、原子炉圧力容器をはじめ、主要な原子炉施設を収納している。冷却材喪失事故等が生じた場合、放射性物質を閉じ込め発電所敷地周辺への放射能の漏れを制限する設備で、水の無いドライウェルと圧力抑制プール（ウェットウェル：W/W）で構成されている。

R/B : Reactor Building / 原子炉建屋

PCV及び原子炉補助施設を収納する建屋で、事故時に一次格納容器から放射性物質が漏れても建屋外に出さないよう建屋内部を負圧に維持している。別名原子炉二次格納容器ともいう。

RCIC : Reactor Core Isolation Cooling System / 原子炉隔離時冷却系

通常運転中何らかの原因で主蒸気隔離弁（MSIV）の閉等により主復水器が使用できなくなった場合、原子炉の蒸気でタービン駆動ポンプを回して冷却水を原子炉に注水し、燃料の崩壊熱を除去し減圧する。また、給水系の故障時などに、非常用注水ポンプとして使用し、原子炉の水位を維持する。RCICポンプの流量は、HPCIの約1/10程度の約96m³/h（福島第一2～5号機の場合）で、さほど大きくない。

RHR : Residual Heat Removal System / 残留熱除去系

原子炉を停止した後、ポンプや熱交換器を利用して冷却材の冷却（燃料の崩壊熱の除去）や非常時に冷却水を注入して炉水を維持する系統（非常用炉心冷却系ECCSのひとつ）で、原子炉を冷温停止に持ち込めるだけの能力を有している。ポンプ流量・熱交換器ともに能力が高く、以下のような運転方法（モード）を有する。

- (1) 原子炉停止時冷却モード

- (2) 低圧注水モード (ECCS)
- (3) 格納容器スプレイモード
- (4) サプレッションチャンバー冷却モード
- (5) 非常時熱負荷モード

RPS : Reactor Protection System / 原子炉保護系

機器の動作不能、操作員の誤操作等により、原子炉の安全性を損なう恐れのある過渡が生じた場合、あるいは予想される場合、原子炉をすみやかに緊急停止 (スクラム) させる装置。

RPV : Reactor Pressure Vessel / 原子炉圧力容器

燃料集合体、制御棒 (CR)、その他の炉内構造物を内蔵し、燃料の核反応により蒸気を発生させる容器。

S/C : Suppression Chamber (Suppression Pool) / 圧力抑制室

沸騰水型炉 (BWR) だけにある装置で、常時約 3000 m³ (福島第一 2~5号機の場合) の冷却水を保有しており、LOCA時に炉水や蒸気が放出され、その結果、格納容器内圧力が上昇するが、炉水や蒸気をベント管等により圧力抑制プールへ導いて冷却し、格納容器内の圧力を低下させる設備。また、ECCS系の水源としても使用している。

※「S/P」「S/C」「W/W」は同義である。

SRV : Safety Relief Valve / 逃がし安全弁

原子炉圧力が異常上昇した場合、圧力容器保護のため、自動あるいは中央操作室で手動により蒸気を圧力抑制プールに逃す弁 (逃した蒸気は圧力抑制プール水で冷やされ凝縮する) で、他に非常用炉心冷却系 (ECCS: Emergency Core Cooling System) の自動減圧装置 (ADS: Automatic Depressurization System) としての機能も持っている。

TAF : Top of Active Fuel / 有効燃料頂部

燃料域水位計の0点。燃料集合体のうちペレットが存在する一番上部をいう。

T/B : Turbine Building / タービン建屋

主タービン、発電機、主復水器、原子炉給水ポンプ及びタービン補機等を収納する建屋。

アクシデントマネジメント

過酷事故に至るおそれがある事象が万一発生しても、それが過酷事故に拡大するのを防止し、あるいは万が一過酷事故に拡大した場合にもその影響を緩和するために現有設備を最大限に利用して、これに対処することであり、このための手順書の整備、設備の充実、教育・訓練等の活動全般を指す。

非常用ガス処理系

原子炉建屋内で放射性物質漏えい事故が発生した時、自動的に常用換気系を閉鎖すると共に、原子炉建屋内を負圧に保ちながら、建屋内の放射性よう素や粒子状放射性物質の外部放出を低減する装置。

格納容器ベント

PCVの圧力の異常上昇を防止し、PCVを保護するため、放射性物質を含む格納容器内の気体（ほとんどが窒素）を一部外部に放出し、圧力を降下させる措置。

D/WとW/Wの2つのベントラインがあり、それぞれのラインにAO弁の大弁、小弁がある。2つのラインの合流後にMO弁とラプチャーディスクがあり、その先は排気筒に繋がっている。

逆洗弁ピット

復水器細管を洗浄するために、細管内の海水の流れを逆にするための弁が設置されている場所。

物揚場

発電所の港湾設備の一部。船により輸送してきた機器類をおろす場所。

以上