

東北地方太平洋沖地震に伴う  
福島第一原子力発電所 1 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	8
（2） 時系列エビデンス	12
参考資料	33
原子力用語集	47

（最終ページ：51）

## 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1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は、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1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

定格電気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46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15時02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47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。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（1A、1B）が自動起動し、非常用母線の電源が回復した。

同日14時52分に、非常用復水器（以下、「IC」という。）2台が「原子炉圧力高」により自動起動し、原子炉の減圧・冷却を開始するとともに、原子炉圧力が下降を開始した。そ

の後、IC起動に伴う原子炉圧力の低下が速く、操作手順書で定める原子炉冷却材温度降下率 $5.5^{\circ}\text{C}/\text{h}$ 以下を遵守できないと判断し、同日15時03分頃から原子炉圧力調整のためにIC(A系)を手動停止、続けてIC(B系)を手動停止し、待機状態とした。

原子炉圧力を調整するために、IC1系列で圧力調整することとし、IC(A系)を手動操作にて起動、その後、起動、停止を繰り返し、原子炉圧力調整を実施した。

同日15時16分、原子炉圧力は $6.8\text{MPa}$  [gage]、原子炉水位計(広帯域)の指示値で $+910\text{mm}$  (TAF+4340mm)であった。

### ③閉じ込める機能

3月11日14時47分頃、非常用母線の電源が喪失し、RPS電源が停止したことにより、MSIVが自動閉じた。MSIVが自動閉じたことから、その後の主蒸気逃がし安全弁(以下、「SRV」という。)の手動開閉による圧力抑制室(以下、「S/C」という。)水の温度上昇に備え、同日15時07分から10分にかけて格納容器冷却系(以下、「CCS」という。)を手動起動し、トラス水冷却モードでS/C冷却を開始した。

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+3610mm)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、D/G1A、1Bが停止したことから、3月11日15時37分に全交流電源喪失となり、トラス水冷却モードでS/C冷却をしていたCCSが停止した。炉心スプレイ系(以下、「CS」という。)、CCSは動作不能となった。

直流電源で操作可能な設備として、ICと高圧注水系(以下、「HPCI」という。)があるが、状況を確認したところ、ICは弁開閉表示が確認できない状態であり、また、HPCIは制御盤の表示灯が消灯していたことから起動不能と判断した。

### <代替注水>

発電所緊急時対策本部では、原子炉への注水については、ディーゼル駆動消火ポンプ(以下、「D/D-FP」という。)を使用し、消火系(以下、「FP」という。)ラインよりCSを経由した代替注水ラインを構成することとした。

同日17時30分にD/D-FPを起動した。

FPラインよりCSを経由した代替注水ラインについては、電源が喪失した状況であったため、中央制御室(以下、「中操」という。)からの操作によりラインを構成することができず、照明が消えた暗闇の状況で、R/B内にてCSなどの弁を手動で開け、原子炉圧力の減圧後( $0.69\text{MPa}$  [gage]以下)に注水が可能な状態とした。

ICについては、一時的に直流電源が復活したためか、IC(A系)の供給配管隔離弁MO-2A、戻り配管隔離弁MO-3Aの「閉」を示す緑ランプが点灯(直流)していることを発見した。

一方で、IC（B系）の状態表示用のランプ電源（直流・交流）が失われていたので、3月11日18時18分にIC（A系）の供給配管隔離弁MO-2A、戻り配管隔離弁MO-3Aの「開」操作を実施し、ICベント管から蒸気が発生していることを確認した。なお、格納容器（以下、「PCV」という。）内にあるIC隔離弁4弁（MO-1A、MO-1B、MO-4A、MO-4B）の状態は、状態表示用のランプ電源（交流）が失われたことから確認できなかった。

その後、同日18時25分、戻り配管隔離弁MO-3Aを「閉」操作した。同日21時30分にIC（A系）の戻り配管隔離弁MO-3Aの「開」操作を再度実施した。その際、ICベント管から蒸気が発生していることを確認した。

#### <消防車による注水>

原子炉への注水手段として、消防車からFPラインの送水口へホースをつなぎ込んで注水することも検討しており、1号機送水口において消防車ポンプのつなぎ込みが完了したことから、3月12日5時46分に防火水槽から淡水注入を開始した。同日14時53分、消防車ポンプにより80,000ℓの注入が完了した。

3月12日14時54分に発電所長（発電所緊急時対策本部長）は、原子炉への海水注入を実施するよう指示した。同日19時04分頃、3号機逆洗弁ピットに溜まった海水を水源とし、FPラインを使用して原子炉への注入を開始した。

#### ②閉じ込める機能

3月11日23時50分頃、ドライウェル（以下、「D/W」という。）圧力が600kPa [abs]であることが確認され、3月12日0時06分頃PCVベントの準備を進めるよう発電所長（発電所緊急時対策本部長）は指示した。

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、電動作動弁（以下、「MO弁」という）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、空気作動弁（以下、「AO弁」という）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。

同日6時50分、経済産業大臣より法令に基づくPCVベント（手動）の実施命令が出された。

同日9時15分頃、PCVベントラインのMO弁をR/B内にて手順通り手動で25%まで開操作を実施した。

同日10時17分、AO弁の駆動源である計装用空気（「以下、IA」という。）系は停止していたため、IA系の残圧を期待し、中操にてS/CからのベントラインにあるAO弁（小弁）の開操作を実施した（計3回）。なお3回の操作においてS/CからのベントラインにあるAO弁（小弁）が開となったかについては、確認できなかった。

S/CからのベントラインにあるAO弁（大弁）を動作させるため同日12時30分頃から仮設空気圧縮機、接続具等の準備などを進め、同日14時00分頃から加圧したところ、D/W圧力が低下（D/W圧力0.75MPa→同日14時50分0.58MPa）していることを確認し、同日14時30分、PCVベントによる「放射性物質の放出」と判断し、同日

15時18分に官庁等に連絡した。

#### 4. 事故時運転操作手順書において想定している事故概要および前提条件の概要

##### (1) 原子炉スクラム事故 (MS I V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、MS I V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が開閉し蒸気を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、HPCIを手動起動する。

その後のプラント停止操作でMS I Vを開けることが不可能な時は、SRV、IC、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
- MS I V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MS I V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」・・・MS I V閉確認、SGTS起動 (PCIS作動) 確認、S/C温度上昇に備えたト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、原子炉は自動スクラムし、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、通常の給水ポンプは使用できないことから原子炉水位の低下状況を確認し、HPCIを手動起動する。原子炉水位低下が早くL-L (TAF+1950mm) に至った場合、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、手動起動を実施する)。

原子炉圧力高にて I C が作動し、原子炉水位は H P C I にて充分確保できるが、H P C I が水位高 L - 8 ( T A F + 4 6 5 0 m m ) でトリップした場合には、直流電源容量の確保のためにそのまま待機状態とする。

I C の水源については、交流電源を駆動源とするポンプが停止することから、I C 容量 ( 約 6 時間 ) を超える場合には、D / D - F P により補給する。

全交流電源喪失により、M S I V が全閉することから、原子炉圧力は S R V で抑制するが、S R V からの S / C への蒸気放出により S / C 圧力、S / C 水温は上昇し、D / W 圧力は約 1 時間で 1 3 . 7 k P a [ g a g e ] ( D / W 圧力高信号設定値 ) に到達する。S / C 水温も事故後 8 時間では 9 0 ° C 程度である。

一方、D / W 雰囲気温度も電源喪失に伴う D / W 内空調の停止のため上昇するが、事故後 8 時間で約 1 2 0 ° C 程度である。従って、事故 8 時間後における P C V の健全性は温度、圧力とも確保されている。

監視計器については、原子炉水位計 ( 狭帯域、広帯域 ) 及び原子炉圧力計は直流電源であるので水位、圧力の監視は可能である。D / W 圧力、温度、S / C 水位計は交流電源のため監視不能となる。

全交流電源喪失時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 又は外部電源を復旧し原子炉水位確保のための機器の運転維持と P C V 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 1 2 章 外部系統事故 1 2 - 4 全交流電源喪失

#### <対象となる操作>

今回の事象では、津波により直流電源盤が被水し、直流電源が正常な状態ではなかった。直流電源で操作可能な設備として、I C と H P C I があるが、津波の影響により、I C は弁開閉表示が確認できない状態であり、また H P C I は制御盤の表示灯が消灯していたことから起動不能と判断した。これにより「全交流電源喪失」手順書に沿った操作は状況からして実施することはできなかった。

### ( 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、アクシデントマネジメント（以下、「AM」という。）策として、復水貯蔵タンクを水源とする復水補給水系（以下、「MUWC」という）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、給復水系、CS、原子炉停止時冷却系（以下、「SHC」という）、CCS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。原子炉への注水のために運転状態で待機していたD/D-FPは、ある時点から停止していることを確認し、その後、復旧を試みたが起動することができなかった。

「FP（RPV破損が無い場合のRPV代替注水）」手順書を参考として、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。

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。

- CCS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>

今回の事象では、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（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

3月11日  
 日時  
 操作 (イベント等)  
 対象手順書  
 手順書抜粋  
 シリアクシブ  
 手順の適用状況  
 ○: 手順通り実施した  
 △: 手順の一部を実施した  
 □: 手順を適用できない状況になった  
 -: イベント等

操作: 運転員による機器の操作、状態確認等  
 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 (機像ベース)

操作の発生、操作の指示命令等の上記「操作」の起点となる事項  
 「操作」の起点となる事項

日時	操作 (イベント等)	対象手順書	手順書抜粋	シリアクシブ	手順の適用状況
14:46	(地震発生)				
14:46	原子炉スクラム		当直長 (当直副長) 1. 原子炉スクラム確認 2. 原子炉スクラムベージング放送	操作員 1. 原子炉「スクラム」確認、報告 [REACTOR AUTO-SCRAM CHANNEL A] [REACTOR AUTO-SCRAM CHANNEL B] (1) 警報 (2) 表示灯 全制御棒中心状態表示器 (1) 全挿入 (2) ランプ「点灯」 全制御棒中心状態表示器 (2) スクラム (3) ランプ「点灯」 システム状態表示 全制御棒全挿入 (4) ランプ「点灯」 (3) スクラム挿入完了/1ドレン弁、挿入ヘッドイベント弁「閉」 (4) APRM 指示「減少」 (905 750-100/C) IRM/APRM 記録計 (905 750-100/D) IRM/APRM 記録計	(手順の適用状況) 「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。 [添付資料 (2) -1-1、(2) -2-1、(2) -3-1] 「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。 [添付資料 (2) -1-3、(2) -2-1、(2) -3-1]
14:47	全制御棒全挿入	AOP 原子炉スクラム事故(B)主蒸気隔離弁閉			
14:47	MSIV「閉」		当直長 (当直副長) 3. MSIV全閉確認	操作員 2. MSIV (内、外)「全閉」確認、報告 (1) 警報 [MAIN STEAM LINE ISO VALV NOT FULL OPEN SCRAM TRIP] [MSIV INSIDE V. SOLENOID DE-ENERGIZED] [MSIV OUTSIDE V. SOLENOID DE-ENERGIZED] (2) 表示灯 (3) ランプ「点灯」	
14:47	(D/G 1A/1B「自動起動」)				
14:47	SGTS起動 (PCIS作動)	AOP 原子炉スクラム事故(B)主蒸気隔離弁閉	当直長 (当直副長) 5. PCI作動 6. PCIS作動、SGTS作動確認	操作員 6. PCIS「作動」(内、外)「解除」、SGTS「起動」確認、報告 (1) CWポンプ(A,B)「トリップ」 (2) R/B通常気体(A,B)「トリップ」 (3) SGTS (CD)「起動」	(操作・イベントの解除) 通常換気空調は、常用電源喪失により停止したが、原子炉水位低下またはRPS電源が停止したことによる、PCIS解除信号により、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。 (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) [添付資料 (2) -1-4、(2) -2-1、(2) -3-1]
14:52	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	当直長 (当直副長) 1. 原子炉スクラム後の緊急操作指示 3. 原子炉モードスイッチ「RRR」から「SHUT DOWN」へ「手動切替」実施、報告		(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実行、「止める」機能を手順通り実施。 [添付資料 (2) -1-5、(2) -2-1] [添付資料 (2) -1-2、4]
14:52	IC(A) (B)「自動起動」	AOP 原子炉スクラム事故(B)主蒸気隔離弁閉	当直長 (当直副長) 6. SRVによる原子炉圧力制御指示 (SRVを開くと原子炉水位は急上昇後低下する) SRV「手動開」順序A→C→B→D		(操作・イベントの解除) IC (A)、(B)は原子炉圧力高により自動起動。 (手順の適用状況) ICの自動起動による原子炉の圧力制御にて「冷やす」機能を手順通り確認。 [添付資料 (2) -1-5]

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 15:02	原子炉未臨界	AOP 原子炉炉心 事故(B)主蒸 気隔離弁閉	<table border="1"> <tr> <th>主要項目</th> <th>当直長(当直副長)</th> <th>操作員</th> <th>員(A)</th> </tr> <tr> <td>8. 原子炉未臨界</td> <td>12. I.R.M. S.R.M.検出器「手動挿入」, I.R.Mレンジ「手動切替」実施, 原子炉「未臨界」確認, 報告</td> <td>(1) I.R.M.指示「減少」 I.R.M./A.P.M./A.M.記録計 I.R.M./A.P.M.記録計</td> <td>(905 750-100/C) (905 750-10A/D)</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>(2) S.R.V.指示「減少」 対応係数率A~D指示計 SOURCE RANGE MONITOR 指示計 SOURCE RANGE MONITOR LEVEL 記録計</td> <td>(905 750-3A/B/C/D) (905 CH-21, 22, 23, 24) (905 750-2)</td> </tr> </table>	主要項目	当直長(当直副長)	操作員	員(A)	8. 原子炉未臨界	12. I.R.M. S.R.M.検出器「手動挿入」, I.R.Mレンジ「手動切替」実施, 原子炉「未臨界」確認, 報告	(1) I.R.M.指示「減少」 I.R.M./A.P.M./A.M.記録計 I.R.M./A.P.M.記録計	(905 750-100/C) (905 750-10A/D)			(2) S.R.V.指示「減少」 対応係数率A~D指示計 SOURCE RANGE MONITOR 指示計 SOURCE RANGE MONITOR LEVEL 記録計	(905 750-3A/B/C/D) (905 CH-21, 22, 23, 24) (905 750-2)	(手順の適用状況) 当直長が15:02原子炉未臨界を確認。 [添付資料(2)-2-1]				
主要項目	当直長(当直副長)	操作員	員(A)																	
8. 原子炉未臨界	12. I.R.M. S.R.M.検出器「手動挿入」, I.R.Mレンジ「手動切替」実施, 原子炉「未臨界」確認, 報告	(1) I.R.M.指示「減少」 I.R.M./A.P.M./A.M.記録計 I.R.M./A.P.M.記録計	(905 750-100/C) (905 750-10A/D)																	
		(2) S.R.V.指示「減少」 対応係数率A~D指示計 SOURCE RANGE MONITOR 指示計 SOURCE RANGE MONITOR LEVEL 記録計	(905 750-3A/B/C/D) (905 CH-21, 22, 23, 24) (905 750-2)																	
15:03	I/C(A)、(B)「停止」 (戻り配管隔離弁MO-3 A、B「閉」操作)	AOP 原子炉炉心 事故(B)主蒸 気隔離弁閉	<table border="1"> <tr> <th>主要項目</th> <th>当直長(当直副長)</th> <th>操作員</th> <th>員(A)</th> </tr> <tr> <td>6. 原子炉圧力調整</td> <td>9. 原子炉圧力上昇時は, S.R.V.を順次「手動閉」又は非常用復水器使用により, 原子炉圧力「7.09MPa」~「6.27MPa」に維持実施, 報告 (S.R.V.を開くと原子炉圧力は急上昇後低下する) S.R.V.「手動閉」順序A→C→B→D</td> <td></td> <td></td> </tr> </table>	主要項目	当直長(当直副長)	操作員	員(A)	6. 原子炉圧力調整	9. 原子炉圧力上昇時は, S.R.V.を順次「手動閉」又は非常用復水器使用により, 原子炉圧力「7.09MPa」~「6.27MPa」に維持実施, 報告 (S.R.V.を開くと原子炉圧力は急上昇後低下する) S.R.V.「手動閉」順序A→C→B→D			(操作・イベントの解説) 原子炉圧力の低下が早く、原子炉炉冷却材温度降下率5.5℃/h以下を遵守できないと判断し手動停止。 (手順の適用状況) 原子炉圧力を6~7MPa付近に制御し「冷やす」機能を手動通り実施。 [添付資料(2)-5-1]								
主要項目	当直長(当直副長)	操作員	員(A)																	
6. 原子炉圧力調整	9. 原子炉圧力上昇時は, S.R.V.を順次「手動閉」又は非常用復水器使用により, 原子炉圧力「7.09MPa」~「6.27MPa」に維持実施, 報告 (S.R.V.を開くと原子炉圧力は急上昇後低下する) S.R.V.「手動閉」順序A→C→B→D																			
15:07 ~ 15:10	トラスクーリング(A 系、B系)「インサート ス」	AOP 原子炉炉心 事故(B)主蒸 気隔離弁閉	<table border="1"> <tr> <th>主要項目</th> <th>当直長(当直副長)</th> <th>操作員</th> <th>員(A)</th> </tr> <tr> <td>7. S/P冷却</td> <td>11. 圧力抑制室水温を確認し, CCS A(B)系にてS/P冷却モード「手動起動」実施, 報告 (1) 圧力抑制室水温 サブレンジオンブール水A/B温度記録計(906 TRS-1001-71A/B)</td> <td></td> <td></td> </tr> </table>	主要項目	当直長(当直副長)	操作員	員(A)	7. S/P冷却	11. 圧力抑制室水温を確認し, CCS A(B)系にてS/P冷却モード「手動起動」実施, 報告 (1) 圧力抑制室水温 サブレンジオンブール水A/B温度記録計(906 TRS-1001-71A/B)			(操作・イベントの解説) S.R.Vの手動閉による圧力抑制室水温上昇に備え冷却を行う操作。 (手順の適用状況) CCS(A系、B系)S/C冷却モード(トラスクーリングモード)で手動起動し、格納容器の「閉じ込める」機能を手動通り実施。 [添付資料(2)-2-1、(2)-3-1]								
主要項目	当直長(当直副長)	操作員	員(A)																	
7. S/P冷却	11. 圧力抑制室水温を確認し, CCS A(B)系にてS/P冷却モード「手動起動」実施, 報告 (1) 圧力抑制室水温 サブレンジオンブール水A/B温度記録計(906 TRS-1001-71A/B)																			
15:16	原子炉圧力6.8MPa [gage]、原子炉水位計 (広帯域)+910mm (TAF+4340mm) を確認	AOP 原子炉炉心 事故(B)主蒸 気隔離弁閉	<table border="1"> <tr> <th>主要項目</th> <th>当直長(当直副長)</th> <th>操作員</th> <th>員(A)</th> </tr> <tr> <td>1. 原子炉スクラム</td> <td>4. 原子炉スクラム後の 位置操作指示</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td>7. 原子炉水位の即時状態確認及び原子炉水位の確認, 報告 (1) 給排水系が健全であることを確認 (2) 原子炉水位計で通常水位付近まで安定後 RPP A(B) 1台「手動停止」 [目標値 原子炉水位 +940mm付近]</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td>(3) 給水制御弁「手動全閉」とし給水低流量調整弁「自動」水位調整 (4) 給水制御「三要素」より「単要素」へ「手動切替」</td> </tr> </table>	主要項目	当直長(当直副長)	操作員	員(A)	1. 原子炉スクラム	4. 原子炉スクラム後の 位置操作指示						7. 原子炉水位の即時状態確認及び原子炉水位の確認, 報告 (1) 給排水系が健全であることを確認 (2) 原子炉水位計で通常水位付近まで安定後 RPP A(B) 1台「手動停止」 [目標値 原子炉水位 +940mm付近]				(3) 給水制御弁「手動全閉」とし給水低流量調整弁「自動」水位調整 (4) 給水制御「三要素」より「単要素」へ「手動切替」	(手順の適用状況) 原子炉の水位を確認し「冷やす」機能を手動通り確認。 [添付資料(2)-3-1、(2)-5-1、2]
主要項目	当直長(当直副長)	操作員	員(A)																	
1. 原子炉スクラム	4. 原子炉スクラム後の 位置操作指示																			
			7. 原子炉水位の即時状態確認及び原子炉水位の確認, 報告 (1) 給排水系が健全であることを確認 (2) 原子炉水位計で通常水位付近まで安定後 RPP A(B) 1台「手動停止」 [目標値 原子炉水位 +940mm付近]																	
			(3) 給水制御弁「手動全閉」とし給水低流量調整弁「自動」水位調整 (4) 給水制御「三要素」より「単要素」へ「手動切替」																	
15:17 ~ 15:34	I/C(A)「再起動」(停 止)	AOP 原子炉炉心 事故(B)主蒸 気隔離弁閉	<table border="1"> <tr> <th>主要項目</th> <th>当直長(当直副長)</th> <th>操作員</th> <th>員(A)</th> </tr> <tr> <td>6. 原子炉圧力調整</td> <td>8. S.R.V.による原子炉圧力調整指示</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td>9. 原子炉圧力上昇時は, S.R.V.を順次「手動閉」又は非常用復水器使用により, 原子炉圧力「7.09MPa」~「6.27MPa」に維持実施, 報告 (S.R.V.を開くと原子炉圧力は急上昇後低下する) S.R.V.「手動閉」順序A→C→B→D</td> </tr> </table>	主要項目	当直長(当直副長)	操作員	員(A)	6. 原子炉圧力調整	8. S.R.V.による原子炉圧力調整指示						9. 原子炉圧力上昇時は, S.R.V.を順次「手動閉」又は非常用復水器使用により, 原子炉圧力「7.09MPa」~「6.27MPa」に維持実施, 報告 (S.R.V.を開くと原子炉圧力は急上昇後低下する) S.R.V.「手動閉」順序A→C→B→D	(操作・イベントの解説) 原子炉圧力の低下が早く原子炉冷却材温度降下率5.5℃/h以下を遵守できないと判断し手動停止。 (手順の適用状況) 原子炉圧力を6~7MPa付近に制御し「冷やす」機能を手動通り実施。 [添付資料(2)-5-1]				
主要項目	当直長(当直副長)	操作員	員(A)																	
6. 原子炉圧力調整	8. S.R.V.による原子炉圧力調整指示																			
			9. 原子炉圧力上昇時は, S.R.V.を順次「手動閉」又は非常用復水器使用により, 原子炉圧力「7.09MPa」~「6.27MPa」に維持実施, 報告 (S.R.V.を開くと原子炉圧力は急上昇後低下する) S.R.V.「手動閉」順序A→C→B→D																	
15:27 ~ 15:35 15:37	(津波到達)  (D/G全台「トリップ」・全交流電源喪失)	-	-	-																
		-	-	(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。 当該手順書では直流電源で操作可能な設備として、I/CとHP/PCIの操作手順を記載しているが、津波の影響により、I/Cは非閉閉表示が確認できない状態であり、またHP/PCIは制御盤の表示灯が消灯していたことから起動不能と判断した。これにより「全交流電源喪失」手順書はあるものの、その手順に沿った操作は状況からして実施することができなかった。 [添付資料(2)-2-1]																



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
			操 作	内 容	確 認 事 項	操 作 場 所	
3月12日	9:15 頃	現場にて格納容器ベントラ インMO弁「手動開」(2 5%)	操 作 ・ 40-1601-72 開許可	S/Cベント手開操作のため、AC系隔離信号を除外する。 「TORUS」位置 ・ AC-1601-72 開許可	警報発生確認 「TORUS or DRWELL ISOL VALVE AUTO CLOSE BYPASS」	903	(手順の適用状況) 全交流電源喪失で電流がない状況であったため、現場にて25%手動にて弁 の開操作を行った。 (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 為)) [添付資料(2)-5-9]
	10:17	中操にて圧力抑制室側AO 弁操作	SOP AM設備別操 作手順2-3不 活性ガス系 (耐圧強化 ベント)	(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-1601-210 開許可	「外側隔離信号 (999) 除外」 警報発生確認 「AM PANEL TROUBLE」	AM.PNL 905	(手順の適用状況) AO弁駆動用空気圧の問題等から開状態維持が難しく、開操作を複数回実施 した様子。AO弁の駆動源であるIA系は停止していたため、中操にてIA 系の残圧に期待し、手順には記載がないが、中操にて圧力抑制室ベントラ インAO弁(小弁)を「開」操作したが、弁の「開」確認できず。 [添付資料(2)-3-1、(2)-5-10]
14:00 頃	AO弁駆動用仮設空気圧縮 機によりIA系への加圧		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-1601-213) 全開 (2) INBD SUPPR CHMBR VENT VALVE (AO-1601-72) 全開	③点灯, ④消灯 #	AM.PNL 903	(手順の適用状況) S/CからのベントラインAO弁(大弁AO-1601-72)を動作させるため仮設 空気圧縮機を設置し、IA配管に接続して加圧した。 [添付資料(2)-5-10]	
14:30	(D/W)圧力低下を確認	-				(操作・イベントの解説) PCV圧力の低下を確認し、PCVベントによる「放射性物質の放出」と判 断。 [添付資料(2)-5-10]	
14:54	(発電所長より、原子炉へ の海水注入の指示)	-				(操作・イベントの解説) 1号機原子炉へ注入する防水水槽の海水には限りがあるため、海水注入に並 行して海水注入の準備を進めており、発電所長は、原子炉への海水注入を要 示するよう指示。 [添付資料(2)-5-5]	
15:36	(1号機原子炉建屋の爆 発)	-				(操作・イベントの解説) R/B上部で水蒸ガスによると思われる爆発が発生し、屋根及びオペレー ションフロアの外壁が破損。 [添付資料(2)-5-6]	
19:04 頃	(海水による注水を開始)	-				(操作・イベントの解説) 3号機逆洗弁ピットを水源とし、FPラインを使用して原子炉へ海水注入を 開始。 (手順の適用状況) 3月11日 17:30「D/D-F-P起動」の際に、系統構成済み。 [添付資料(2)-5-6]	

## 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」－「１号機アラームタイパ」
  
- ・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」－「１、２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」－「１号機 当直員引継日誌」
  
- ・添付資料（２）－４  
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  
「６．過渡現象記録装置データ」－「１号機 当直員引継日誌」
  
- ・添付資料（２）－５  
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  
「７．福島第一原子力発電所１号機の事故状況及び事故進展の状況調査」  
－「７．１ プラント状況」

以上

0954 A532 AFM BYPS CH-1 ON  
 0954 A536 AFM BYPS CH-5 ON  
 0956 A532 AFM BYPS CH-1 OFF NORM  
 0956 A536 AFM BYPS CH-5 OFF NORM  
 1001 BOP 1H CYCLE DATA XFER START  
 1001 BOP 1H CYCLE DATA XFER COMPLETE  
 1002 A532 AFM BYPS CH-1 ON  
 1002 A536 AFM BYPS CH-5 ON  
 1028 A532 AFM BYPS CH-1 OFF NORMAL RETURN  
 1028 A536 AFM BYPS CH-5 OFF NORMAL RETURN  
 1028 A533 AFM BYPS CH-2 ON  
 1028 A536 AFM BYPS CH-5 ON  
 1028 A536 AFM BYPS CH-5 OFF NORMAL RETURN  
 1028 A537 AFM BYPS CH-6 ON  
 1052 A533 AFM BYPS CH-2 OFF NORMAL RETURN  
 1052 A537 AFM BYPS CH-6 OFF NORMAL RETURN  
 1101 BOP 1H CYCLE DATA XFER START  
 1101 BOP 1H CYCLE DATA XFER COMPLETE  
 1103 A534 AFM BYPS CH-3 ON  
 1103 A535 AFM BYPS CH-4 ON  
 1113 S256 CTP (1M AVE) 1389.0 > 1380.0 MW  
 1114 S256 CTP (1M AVE) 1377.0 MW  
 1123 F065 SWP DISCHG HDR PRES 0.347 < 0.350 MPA  
 1124 F065 SWP DISCHG HDR PRES 0.360 MPA  
 1124 F065 SWP DISCHG HDR PRES 0.347 < 0.350 MPA  
 1125 F065 SWP DISCHG HDR PRES 0.361 MPA  
 1125 F065 SWP DISCHG HDR PRES 0.349 < 0.350 MPA  
 1126 F065 SWP DISCHG HDR PRES 0.371 MPA  
 1148 A534 AFM BYPS CH-3 OFF NORMAL RETURN  
 1148 A535 AFM BYPS CH-4 OFF NORMAL RETURN  
 1201 BOP 1H CYCLE DATA XFER START  
 1201 BOP 1H CYCLE DATA XFER COMPLETE  
 1201 BOP 6H CYCLE DATA XFER START  
 1201 BOP 6H CYCLE DATA XFER COMPLETE  
 1221 S256 CTP (1M AVE) 1380.0 > 1380.0 MW  
 1223 S256 CTP (1M AVE) 1379.0 MW  
 1300 BOP 1H CYCLE DATA XFER START  
 1300 BOP 1H CYCLE DATA XFER COMPLETE  
 1401 BOP 1H CYCLE DATA XFER START  
 1401 BOP 1H CYCLE DATA XFER COMPLETE  
 TRIP SEQUENCE LOG 11-03-11

H	MIN	SEC	MSEC	EID	ABBREVIATION	STATUS
14	46	46	400	D564*	SEISMIC TRIP C	TRIP
14	46	46	410	D534	REACTOR SCRM A	TRIP
14	46	58	420	D563	SEISMIC TRIP B	TRIP
14	46	58	430	D535	REACTOR SCRM B	TRIP
1446	A538	REM		BYPS		ON
1446	B500	CONT		ROD DRFT ALRM		ON
14	47	00	020	D562	SEISMIC TRIP A	TRIP
14	47	00	030	D565	SEISMIC TRIP D	TRIP
1447	C020	SUPPRESSION		LEVL	-40.8 < -20.0 MM	
1447	A523	AFRM		DOWN SCAL	TRBL	
1447	A539	RAM		ROD BLOK		ON
1447	A553	ALL CR FULL		IN		ON
1447	G002	GENERATR VOLT			18.66 > 18.50 KV	
1447	C000	CONT ROD SYST FLOW		OVR FLW		
1447	C020	SUPPRESSION		LEVL	16.0 MM	NORMAL RETURN
14	47	09	140	D520	REAC WTR LEVL A	LOW
1447	C004	REACTOR WATR LEVL			516 < 800 MM	
14	47	09	150	D521	REAC WTR LEVL B	LOW
1447	E004	SWGGEAR BUS 1A			7217 > 7200 V	
14	47	10	910	D523	REAC WTR LEVL D	LOW
1447	C020	SUPPRESSION		LEVL	21.6 > 20.0 MM	
14	47	10	910	D522	REAC WTR LEVL C	LOW
1447	A549	LOW POWR ALRM POINT		UNDER		
14	47	20	620	D522	REAC WTR LEVL C	NORM
1447	D522	PCIS ISO IN		TRIP		ON
14	47	20	620	D523	REAC WTR LEVL D	NORM

・地震加速度大トリップ  
 ・原子炉スクラム

全制御棒全挿入

1447	A549	LOW POWER ALARM POINT	UNDER	D522	REAC WTR LEVEL C	NORM
1447	D622	PCIS ISO IN TRIP	ON	D523	REAC WTR LEVEL B	NORM
1447	D623	PCIS ISO OUF TRIP	ON	D521	REAC WTR LEVEL B	NORM
1447	B519	SETS B STAKT	ON	D520	REAC WTR LEVEL A	NORM
1447	G001	GENERATR GROS VARS	264.0 > 228.0 MVAR	D578	DUMPTANK 2 LEVEL B	HIGH
1447	C055	RX WTR LVL (W/R) A	21.4 < 700 MM	D502	DUMPTANK 1 LEVEL C	HIGH
1447	C056	RX WTR LVL (W/R) B	276 < 700 MM	D503	DUMPTANK 1 LEVEL D	HIGH
1447	A550	LOW POWER STING POINT	UNDER	D500	DUMPTANK 1 LEVEL A	HIGH
1447	S265	REACTOR TRM. POWER	URK B.V	D501	DUMPTANK 1 LEVEL B	HIGH
1447	S264	REACTOR TRM. POWER	URK B.V	D577	DUMPTANK 2 LEVEL A	HIGH
1447	S267	REAC CORE FLOW (%)	52.0 < 80.5 %	D579	DUMPTANK 2 LEVEL C	HIGH
1447	C020	SUPPRESSION LEVEL	-27.6 < -20.0 MM	D580	DUMPTANK 2 LEVEL D	HIGH
1447	B532	S/C O2 MON RANG (W)	ON	D579	DUMPTANK 2 LEVEL C	NORM
1447	B536	CAMS O2 DNS HI (S/C)	ON	D579	DUMPTANK 2 LEVEL C	HIGH
1447	B530	D/W O2 MON RANG (W)	ON	D582	GENERATR CB O-11	OFF
1447	B535	CAMS O2 DNS HI (D/W)	ON	D576	TURBINE VIB OVER	TRIP
1447	C057	RX WTR LVL (F/R) A	2750 MM	D629	TURB MANUAL TRIP	TRIP
1447	G001	GENERATR GROS VARS	205.8 MVAR	D691	GEN POWER LOSS B	ON
1447	G002	GENERATR VOLT	18.21 KV	D690	GEN POWER LOSS A	ON
1447	E004	SWCHGEAR BUS 1A	7102 V	D693	GEN POWER LOSS D	ON
1447	T001	CONDENSER PRES B	3.94 < 4.30 KPAA	D591	GEN POWER LOSS C	ON
1447	A512	WTR LEVEL ROD BLOK	ON	D539	TURSTOP VALV	CLSD
1447	C020	SUPPRESSION LEVEL	26.8 > 20.0 MM	D538	TURSTOP VALV D	CLSD
1447	S211	CONDENSER PRES	3.90 < 4.30 KPAA	D536	TURSTOP VALV C	CLSD
1447	C004	REACTOR WATR LEVEL	833 MM	D537	TURSTOP VALV A	CLSD
1447	C055	RX WTR LVL (W/R) A	853 MM	D541	TURSTOP VALV B	CLSD
1447	C056	RX WTR LVL (W/R) B	748 MM	D543	TURB GEN REJ D	TRIP
1447	C058	RX WTR LVL (F/R) B	2900 MM	D540	TURB GEN REJ A	TRIP
1447	D682	STR CB	1S-1 OFF	D542	TURB GEN REJ C	TRIP
1447	C020	SUPPRESSION LEVEL	-4.4 MM	D672	TURB STOP TRIP	ON
1447	F039	LP HTR SHELL 3A	LOW PSN	D681	GENERATR LKOT FLAY	TRIP
1447	F035	LP HTR SHELL 1A	LOW PSN	D587	AUX POWER LOSS 1B	TRIP
1447	F036	LP HTR SHELL 1B	LOW PSN	D586	ADX POWER LOSS 1A	TRIP
1447	S228	LP HTR 1 SHELL PRS	URK B.V	D677	GEN FITED RKP OPEN	ON
1447	D696	LINE CB O-1	OFF			

PCIS動作

SGTS起動







1448	B031	CAMS	H2 MONI	D/W	0.2 %	NORMAL	RETURN
1448	B032	CAMS	O2 MONI	D/W	18.5 %	NORMAL	RETURN
1448	B033	CAMS	H2 MONI	S/C	0.1 %	NORMAL	RETURN
1448	B034	CAMS	O2 MONI	S/C	18.3 %	NORMAL	RETURN
1448	C020	SUPPRESSION	LEVEL	20.8 >	20.0 MM		
1448	S213	HP TURB EXH PRES		URN B.V			
1448	S215	CRV/CIV HOOD PFS		URN B.V			
1448	C020	SUPPRESSION	LEVEL	3.2 MM	NORMAL	RETURN	
1448	C020	SUPPRESSION	LEVEL	25.2 >	20.0 MM		
1448	C020	SUPPRESSION	LEVEL	2.0 MM	NORMAL	RETURN	
1448	TOSWAY	L-STN 01	FAIL				
1448	TOSWAY	FAIL					
1448	C020	SUPPRESSION	LEVEL	31.2 >	20.0 MM		
1448	C020	SUPPRESSION	LEVEL	9.6 MM	NORMAL	RETURN	
1449	A099	HOTWELL	MMHO A	0.07 MS/C	NORMAL	RETURN	
1449	C030	D/W PRES	(W/R)	107 KPA	NORMAL	RETURN	
1449	C020	SUPPRESSION	LEVEL	36.8 >	20.0 MM		
1449	E015	COND MP PRES C		LOW RSN			
1449	C020	SUPPRESSION	LEVEL	18.4 MM	NORMAL	RETURN	
1449	C020	SUPPRESSION	LEVEL	25.6 >	20.0 MM		
1449	F051	HOTWELL	LEVEL A	UP RSN			
1449	F052	HOTWELL	LEVEL B	UP RSN			
1449	C020	SUPPRESSION	LEVEL	14.8 MM	NORMAL	RETURN	
1449	C020	SUPPRESSION	LEVEL	29.6 >	20.0 MM		
1449	S236	HOTWELL	LEVEL	URN B.V			
1449	F064	IA PRES		0.620 MPA	NORMAL	RETURN	
1449	C020	SUPPRESSION	LEVEL	10.4 MM	NORMAL	RETURN	
1449	C020	SUPPRESSION	LEVEL	22.4 >	20.0 MM		
1449	B022	STACK RAD MONI	H/R	-1.97 MS/H	NORMAL	RETURN	
1449	F002	CONDEMIN OUTFL PRES		0.10 MPA	NORMAL	RETURN	
1449	C029	EMERCON	LEVEL B	80.3 %	NORMAL	RETURN	
1450	B530	D/W O2 MON	RANG (W)	OFF			
1450	F004	HP TURB EXH C		0.010 MPA	NORMAL	RETURN	
1450	F007	MOIS SEP STM A		0.010 MPA	NORMAL	RETURN	
1450	F008	MOIS SEP STM B		0.013 MPA	NORMAL	RETURN	
1450	F009	MOIS SEP STM C		0.008 MPA	NORMAL	RETURN	
1450	A553	ALL CR FULL	IN	OFF			
1450	A553	ALL CR FULL	IN	ON			
1450	F010	MOIS SEP STM D		0.012 MPA	NORMAL	RETURN	
1450	F003	HP TURB EXH A		0.008 MPA	NORMAL	RETURN	
1450	C020	SUPPRESSION	LEVEL	9.6 MM	NORMAL	RETURN	
1450	S573	CMS TROUBLE		ON			
1450	C020	SUPPRESSION	LEVEL	34.0 >	20.0 MM		
1450	C020	SUPPRESSION	LEVEL	8.4 MM	NORMAL	RETURN	
1450	C020	SUPPRESSION	LEVEL	28.4 >	20.0 MM		
1451	C020	SUPPRESSION	LEVEL	17.2 MM	NORMAL	RETURN	
1451	C020	SUPPRESSION	LEVEL	22.0 >	20.0 MM		
1451	C003	REACTOR PRES		6.90 >	6.90 MPA		
1451	C020	SUPPRESSION	LEVEL	14.0 MM	NORMAL	RETURN	
1451	C020	SUPPRESSION	LEVEL	30.0 >	20.0 MM		
1452	A519	IRM	DET POS	OUT			
1452	A520	IRM	DOWN SCAL	TRBL			
1452	A565	RX MODE SW	STAT	ON			
1452	A564	RX MODE SW	OFFER	OFF			
1452	A567	RX MODE SW	REFUEL	ON			
1452	A565	RX MODE SW	STAT	OFF			
1452	A566	RX MODE SW	SHT DOWN	ON			
1452	A567	RX MODE SW	REFUEL	OFF			
1452	C020	SUPPRESSION	LEVEL	16.8 MM	NORMAL	RETURN	
1452	C020	SUPPRESSION	LEVEL	37.8 >	20.0 MM		
1452	B526	ISO-CON VLV B	OPN	ON			
1452	B525	ISO-CON VLV A	OPN	ON			
1452	C020	SUPPRESSION	LEVEL	14.0 MM	NORMAL	RETURN	
1452	A516	SRM	DET POS	IN			
1452	C020	SUPPRESSION	LEVEL	36.2 >	20.0 MM		
1452	A516	SRM	DET POS	OUT	NORMAL	RETURN	
1452	C020	SUPPRESSION	LEVEL	4.4 MM	NORMAL	RETURN	
1452	C020	SUPPRESSION	LEVEL	34.4 >	20.0 MM		
1453	C020	SUPPRESSION	LEVEL	16.0 MM	NORMAL	RETURN	
1453	C020	SUPPRESSION	LEVEL	30.8 >	20.0 MM		

原子炉モードスイッチ「運転」→「停止」

I C (A) (B) 「自動起動」

1452	C020 SUPPRESSION LEVEL	4.4 MM	NORMAL RETURN
1452	C020 SUPPRESSION LEVEL	36.4> 7. MM	
1453	C020 SUPPRESSION LEVEL	16.0 MM	VAL RETURN
1453	C020 SUPPRESSION LEVEL	30.8> 20. MM	
1453	B532 S/C O2 MON RANG (M)	OFF	
1453	C003 REACTOR PRES	6.90 MPA	NORMAL RETURN
1453	S210 REGIRC P INLT TMP	UKN B.V	
1453	C020 SUPPRESSION LEVEL	13.2 MM	NORMAL RETURN
1453	C020 SUPPRESSION LEVEL	40.0> 20.0 MM	
1453	F040 LP HTR SHELL 3B	LOW RSN	
1453	A517 SRM RDG	HIGH	
1454	F004 HP TURB EXH C	LOW RSN	
1454	F007 MOIS SEP STM A	LOW RSN	
1454	F008 MOIS SEP STM B	LOW RSN	
1454	F009 MOIS SEP STM C	LOW RSN	
1454	F040 LP HTR SHELL 3B	-0.101 MPA	NORMAL RETURN
1454	C020 SUPPRESSION LEVEL	17.2 MM	NORMAL RETURN
1454	F010 MOIS SEP STM D	LOW RSN	
1454	F003 HP TURB EXH A	LOW RSN	
1454	S242 REGIRC P IN TMP ROC	UKN B.V	
1454	C020 SUPPRESSION LEVEL	38.0> 20.0 MM	
1454	S213 HP TURB EXH PFS	UKN B.V	
1454	S214 MOIST SEP STM PFS	UKN B.V	
1454	C020 SUPPRESSION LEVEL	18.4 MM	NORMAL RETURN
1454	C020 SUPPRESSION LEVEL	28.4> 20.0 MM	
1454	C020 SUPPRESSION LEVEL	12.4 MM	NORMAL RETURN
1454	C027 DRYWELL PRES	6.9> 6.9 KPA	
1454	A517 SRM RDG	NORM NORMAL RETURN	
1455	C020 SUPPRESSION LEVEL	31.6> 20.0 MM	
1456	C020 SUPPRESSION LEVEL	17.6 MM	NORMAL RETURN
1456	C020 SUPPRESSION LEVEL	34.8> 20.0 MM	
1457	C020 SUPPRESSION LEVEL	17.2 MM	NORMAL RETURN
1457	C020 SUPPRESSION LEVEL	30.0> 20.0 MM	
1457	T005 TURB STM REG PRES	2< 15 KPA	
1457	C020 SUPPRESSION LEVEL	16.8 MM	NORMAL RETURN
1457	C020 SUPPRESSION LEVEL	26.0> 20.0 MM	
1457	A519 IRM DET POS	IN NORMAL RETURN	
1457	T005 TURB STM REG PRES	LOW RSN	

11-03-11 FRI. FUKUSHIMA DAICHI-1

1457 A516 SRM DET POS IN  
TRIP SEQUENCE LOG 11-03-11

H	MIN	SEC	MESEC	PTD	ABBREVIATION	STATUS
14	58	07	610	D570*	MOP DSCH LOW PRES	TRIP
14	58	07	610	D570*	MOP DSCH LOW PRES	TRIP

※紙詰まりのため停止



様式-2

福島第一原子力発電所 1号機

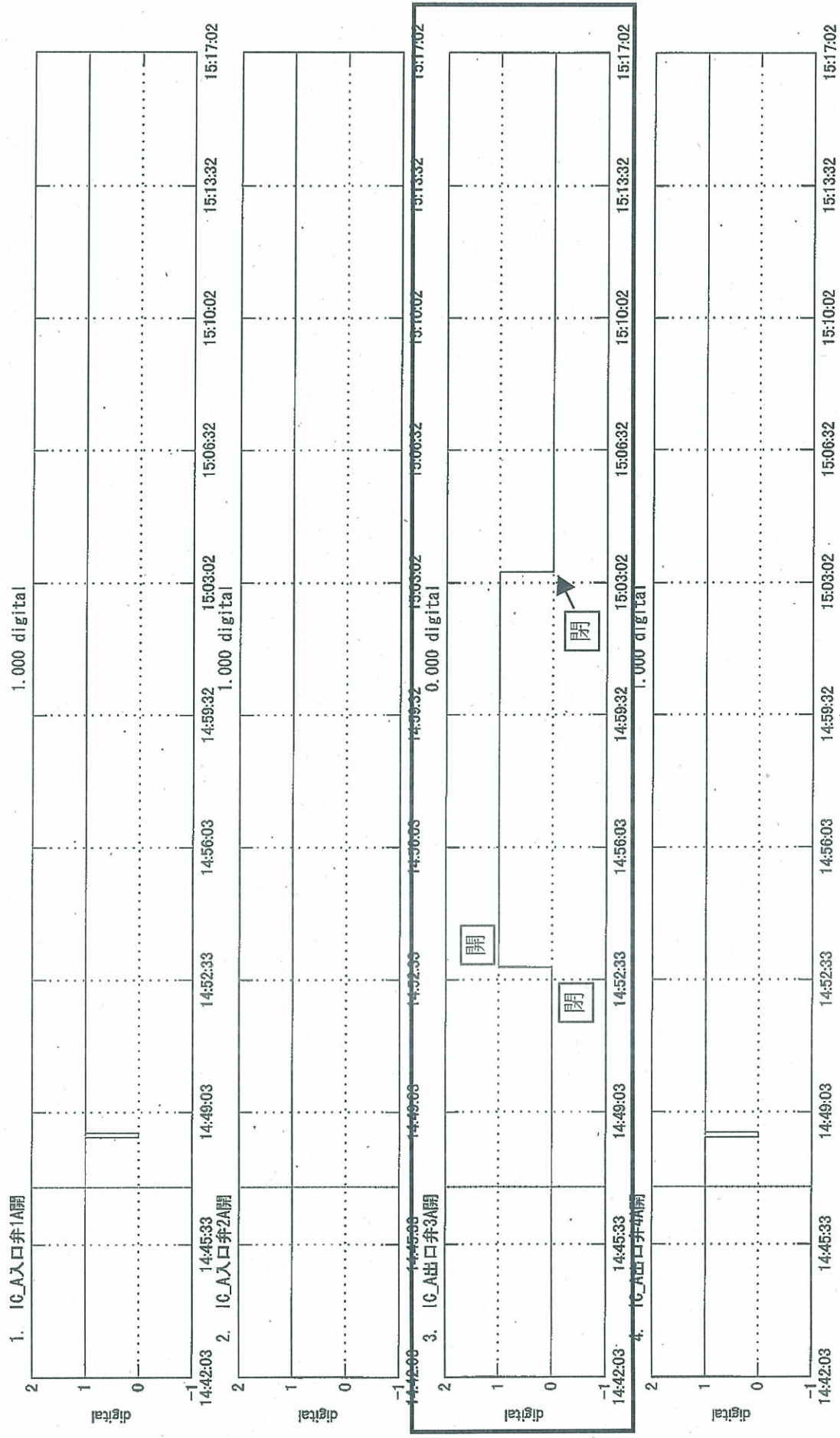
平成23年3月11日 金曜日 (1直) 当直員引継日誌(2/)

1号機

地震発生以降、スクラム対応操作については中操ホワイトボードのメモより転記した。  
なお、SBO以降については「地震後当直引き継ぎメモ」を参照。

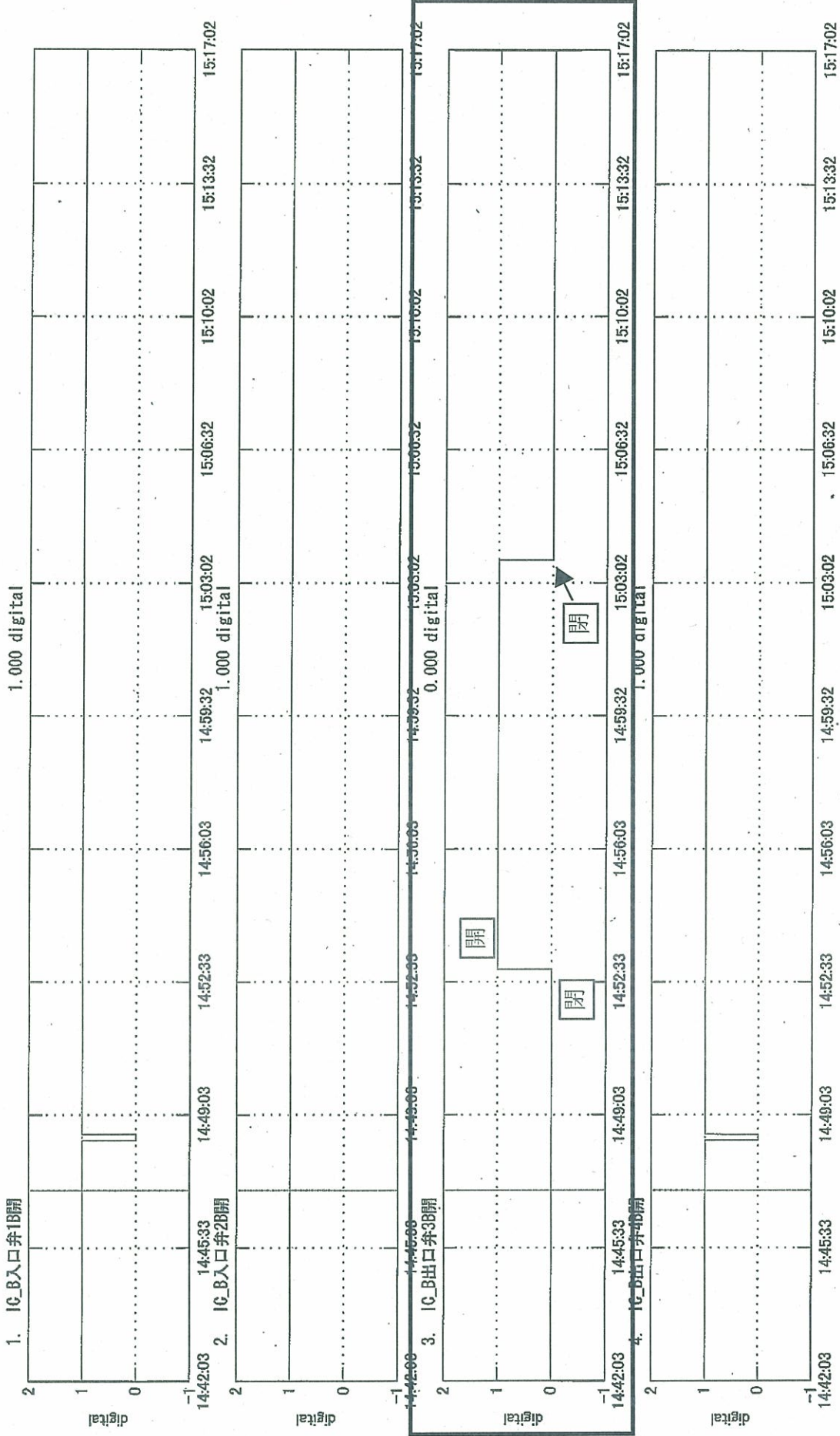
時刻	内容	分類
14:46	地震発生	
14:46	自動スクラム成功 ・ D/G 1A・B自動起動 ・ MSIV 自動全閉 - 電源なし ・ 最低炉水位 ↓150mm	
14:58	大津波警報発令 → 満潮 20:09 M. COND真空破壊	
15:06	純水タンク フランジ部(腕3本)漏洩確認	
15:07	トラスクーリング(A) インサービス	
15:10	トラスクーリング(B) インサービス	
15:16	炉圧 6.8MPa 炉水位 +910mm ・ Rx水位, 圧力はI. Cにて制御中	
15:29/15:36	MP-3 Hi-Hi 警報発生/クリア (MP-7リセット不可)	
15:37	D/G1B トリップ → SBO (A系トリップはいつ?)	
15:50	計測用電源断 → 水位不明	
17:30	ディーゼル駆動FP 起動 (圧力低信号リセットにて)	
17:47	ディーゼル駆動FP 燃料272L	
20:50	ディーゼル駆動FP 起動	
17:37	T/B BFL 床から20cm程度有	
17:47	1-2号開閉所 使用不可 (しゃ断器脱落のため) * 緊対室より	
18:18	IC MO-2A, 3A 開 (蒸気発生確認)	
18:25	IC MO-3A 閉	
21:30	IC MO-3A 開 (蒸気発生確認)	
21:16	ろ過水元弁開 ?	
21:21	燃料域水位計(A) 仮設電源に切替 +30cm	
21:51	1号機 R/B入域禁止	
< 以降, 3月12日分 >		
06:14~06:20	仮設消火ポンプ 注入準備 (ATOX殿)	
06:20	仮設消火ポンプ 注入開始 1m3	
10:16~10:25	PCVベント AO-1601-90 開操作 → ダメ	
分類の凡例	M: MRF発行 P: PTW 不: 不適合報告 RW: R/W関係 定: 定例試験・切替 様: 様子見 操: 運転操作 他: その他	

福島第一原子力発電所 1号機 イベントデータ 時系列データ表示  
 データ表示期間 2011年03月11日14時42分03秒~2011年03月11日15時17分02秒  
 グループ名称: 1F-1 非常用炉心冷却系流量 (11) - 2



福島第一原子力発電所 1号機 イベントデータ 時系列データ表示  
 データ表示期間 2011年03月11日14時42分03秒~2011年03月11日15時17分02秒  
 グループ名称 : 1F-1 非常用炉心冷却系流量 (1.2) - 2

ファイル名 1F1\_Oy24\_EVF\_DET\_2011\_03\_11\_Fri\_14\_47\_04.dat  
 イベント検出時刻 2011年03月11日14時47分03秒 900 ミリ秒  
 データ周期 0.01秒





## 7. 福島第一原子力発電所1号機の事故状況及び事故進展の状況調査

### 7. 1 プラントの状況

#### 7. 1. 1 地震発生前のプラント状況

1号機は平成22年10月15日(平成22年9月27日発電機最終並列)より第27サイクル運転中であり、地震発生時は定格電気出力(460MWe)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。

#### 7. 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37分(全交流電源喪失)】

##### a. 止める機能

定格電気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46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15時02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-7-1、2】

##### b. 冷やす機能

地震の影響で、所内受電用しゃ断器の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47分頃、非常用母線の電源が喪失したものの、同時刻に、D/G2台(D/G1A、1B)が自動起動し、非常用母線(M/C-1C、M/C-1D)の電源が回復した。

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、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。

同日14時52分に、IC2台が「原子炉圧力高(7.13MPa [gage])」により自動起動し、原子炉の減圧・冷却を開始するとともに原子炉圧力が下降を開始した。

一方、原子炉水位は、原子炉自動停止直後にボイドがつぶれることで低下するが、外部電源の喪失による原子炉給水ポンプトリップまでの間、原子炉への給水は継続したと考えられ、HPCIが自動起動(L-L: TAF+1950mm)することなく水位が回復し、通常水位レベル(TAF+4370mm)で推移した。

その後、IC起動に伴う原子炉圧力の低下が速く、操作手順書で定める原子炉冷却材温度降下率55℃/hを遵守できないと判断し、同日15時03分頃から原子炉圧力調整のためにIC(A系)を手動停止(戻り配管隔離弁MO-3A「閉」操作)、続けてIC(B系)を手動停止(戻り配管隔離弁MO-3B「閉」操作)し、待機状態とした。ICを停止したことにより、原子炉圧力が再び上昇した。

原子炉圧力を6～7MPa程度に調整するために、IC1系列で圧力調整することとし、IC(A系)を手動操作(戻り配管隔離弁MO-3Aを「開」操作)にて起動、その後、起動、停止(戻り配管隔離弁MO-3Aを「開」・「閉」操作)を繰り返し、原子炉圧力調整を実施した。

同日15時16分、原子炉圧力は6.8MPa [gage]、原子炉水位計(広帯域)の

3月11日  
15:03  
『IC(A)、(B)「停止」』

3月11日  
15:17～15:34  
『IC(A)「再起動」  
「停止」』

3月11日  
15:16  
『原子炉圧力6.8  
MPa [gage]、原子  
炉水位計(広帯域)  
+910mm(TAF  
+4340mm)  
を確認』

指示値で+910mm (TAF+4340mm) であった。

【添付資料-7-1~8、10、11】

3月11日  
15:16

『原子炉圧力6.8 MPa [gage]、原子炉水位計(広帯域) +910mm (TAF+4340mm) を確認』

#### c. 閉じ込める機能

3月11日14時47分頃、非常用母線の電源が喪失し、RPS電源が停止したことにより、MSIVが自動閉じた。MSIVが自動閉じたことから、その後のSRVの手動開閉によるS/C水の温度上昇に備え、操作手順書に従い同日15時07分から10分にかけて格納容器冷却系(以下、「CCS」という。)を手動起動し、トラス水冷却モードでS/C冷却を開始した。

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+3610mm)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、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-7-1~3、8、9】

### (2)【3月11日15時37分(全交流電源喪失)~3月12日(海水注入)】

#### a. 冷やす機能

3月11日15時50分頃、原子炉水位が不明な状態となり、原子炉水位が確認できないことから、原子炉への注水状況が不明なため、同日16時36分に原災法第15条該当事象(非常用炉心冷却装置注水不能)と判断した。その後、原子炉水位計が復旧し、水位の確認ができたことから、原災法第15条該当事象(非常用炉心冷却装置注水不能)の状態から回復したものと判断したが、再度、原子炉水位が確認できなくなったため、同日17時07分に、原災法第15条該当事象(非常用炉心冷却装置注水不能)と判断した。

なお、非常用炉心冷却装置注水不能に至った場合の代替注水については、アクションマネジメント(以下、「AM」という。)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D/G 1A、1Bが停止したことから、3月11日15時37分に全交流電源喪失となり、同日15時42分に原災法第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、炉心スプレイ系(以下、「CS」という。)、CCSは動作不能となった。

### <原災法第15条該当事象の判断(非常用炉心冷却装置注水不能)>

直流電源で操作可能な設備として、ICとHPCIがあるが、状況を確認したところ、ICは弁開閉表示が確認できない状態であり、また、HPCIは制御盤の表示灯が消灯していたことから起動不能と判断した。

計器用の電源が喪失し、3月11日15時50分頃原子炉水位が不明な状態となり、原子炉水位が確認できないことから、原子炉への注水状況が不明なため、同日16時36分に原災法第15条該当事象(非常用炉心冷却装置注水不能)と判断した。その後、原子炉水位計が復旧し、水位の確認ができたことから、同日16時45分に原災法第15条該当事象(非常用炉心冷却装置注水不能)の状態から回復したものと判断したが、再度、原子炉水位が確認できなくなったため、同日17時07分に原災法第15条該当事象(非常用炉心冷却装置注水不能)と判断した。

### <代替注水手段の検討>

3月11日17時12分、発電所長(発電所緊急時対策本部長)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であるFP、MUWC、CCS及び消防車による代替注水について検討するよう指示した。

発電所緊急時対策本部(以下、「発電所対策本部」という。)では、原子炉への注水については、ディーゼル駆動消火ポンプ(以下、「D/D-FP」という。)を使用し、FPラインよりCSを経由した代替注水ラインを構成することとした。

同日17時30分にD/D-FPを起動した。

FPラインよりCSを経由した代替注水ラインについては、電源が喪失した状況であったため、中操からの操作によりラインを構成することができず、照明が消えた暗闇の状況で、R/B内にてCSなどの弁を手動で開け、原子炉圧力の減圧後(0.69MPa [gage]以下)に注水が可能な状態とした。

発電所対策本部復旧班は、電源盤(高圧電源盤、パワーセンター)の水没や外観損傷の状態を確認し、絶縁抵抗測定等を実施したところ、1号機の電源盤が使用不可能であり、2号機のパワーセンターの一部(P/C-2C、P/C-2D)が使用可能であることを確認した。原子炉への高圧注水が可能なるほう酸水注入系(以下、「SLC」という。)等について、2号機のパワーセンターを介して電源車により電源復旧を行うよう検討を進めた。

電源車については、3月11日17時頃に、本店配電部門から当社全店に対して高・低圧電源車の確保と福島第一原子力発電所へのルート確認を指示し、その一方で、同日18時20分頃に、東北電力へ高圧電源車の派遣を依頼した。なお、当社全店の高・低圧電源車が福島第一原子力発電所に向け出発するが、道路被害や渋滞により思うように進めず、また、自衛隊・米軍による高・低圧電源車の空輸を検討するも、重量オーバーにより断念した。

ICについては、一時的に直流電源が復活したためか、IC(A系)の供給配管隔離弁MO-2A、戻り配管隔離弁MO-3Aの「閉」を示す緑ランプが点灯(直流)していることを発見した。

一方で、IC(B系)の状態表示用のランプ電源(直流・交流)が失われていたため、3月11日18時18分にIC(A系)の供給配管隔離弁MO-2A、戻り配管隔離弁MO-3Aの「開」操作を実施し、ICベント管から蒸気が発生していること

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。)]』

3月11日  
17:30

『D/D-FPを起動』

3月11日  
18:18、18:25、21:30

『IC(A)系2A、3A弁「開」/蒸気発生確認、IC(A)系3A弁「閉」(戻り配管隔離弁MO-3A「閉」操作)、IC(A)系3A弁「開』』

を確認した。なお、PCV内にあるIC隔離弁4弁(MO-1A、MO-1B、MO-4A、MO-4B)の状態は、状態表示用のランプ電源(交流)が失われたことから確認できなかった。

その後、同日18時25分、戻り配管隔離弁MO-3Aを「閉」操作した。

中操の監視計器は、電源が喪失して指示値が確認できない状態であった。そのため、暗闇の中R/B内へ入域し、3月11日20時07分頃、現場の原子炉圧力計にて原子炉圧力が6.9MPa [gage]であることを確認した。

3月11日  
18:18、18:25、21:30  
『IC(A)系2A、  
3A弁「開」/蒸  
気発生確認、IC  
(A)系3A弁「閉」  
(戻り配管隔離弁M  
O-3A「閉」操  
作)、IC(A)系3  
A弁「開』』

#### <中操内計器類の復旧作業>

発電所対策本部復旧班は、中操照明、監視計器類の復旧のため、必要な図面の用意、バッテリーやケーブルの収集などを進め、3月11日20時49分、小型発電機設置により中操内に仮設照明が設置され、また、監視計器に仮設のバッテリーを接続した。

その結果、同日21時19分に原子炉水位(燃料域)がTAFから+200mmと判明した。

同日21時30分にIC(A系)の戻り配管隔離弁MO-3Aの「開」操作を再度実施した。その際、ICベント管から蒸気が発生していることを確認した。

#### <現場線量上昇開始>

3月11日21時51分、R/B内の放射線量が上昇したことから、R/Bへの入域を禁止した。

R/Bにおいて、警報付きポケット線量計(以下、「APD」という。)指示が短時間で0.8mSvとなり、現場の放射線量が上昇していることを、同日22時00分頃、発電所対策本部に報告した。

また、同日23時00分にT/B1階の北側二重扉前(R/Bへの入口)で1.2mSv/h、同南側二重扉前で0.5mSv/hの放射線量を計測した。

#### <D/D-FPの復旧>

3月12日1時48分に、原子炉への注水のために運転状態で待機していたD/D-FPは、停止時期は確認できていないが、ある時点から停止していることを確認した。その後、バッテリーの交換、燃料補給等による復旧を試みたが起動することができなかった。

#### <消防車による注水の準備>

消防車からFPラインの送水口へホースをつなぎ込んで注水することについて検討を開始した。消火栓は水が噴き出しており、ろ過水を水源として使用できない状況であったため、ろ過水の確保のために周りの弁を閉める処置を実施した。

そこで、他の水源を探したところ、防火水槽が使用できることを確認した。

3月12日  
1:48  
『消防車からFPラ  
インへの送水口接  
続を検討開始』

3月12日2時45分、原子炉圧力は0.8MPa [gage]であることが判明した。

消防車は発電所に配備していた3台のうち、1台が津波の影響により使用不能、1台は5、6号機側にあり、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。残りの1台を利用することで準備が進められ、1号機近くに消防車を配備しようとしていたが、津波の影響による瓦礫が散乱するなど、消防車配備には多くの障害があり時間を要し

た。あわせて消防車の追加手配や自衛隊による水輸送についても準備が進められた。

3月12日3時45分頃、放射線量測定のためR/B二重扉を開けたが白いもやが見えたことから扉を再度閉鎖した。このため、放射線量測定は実施できなかった。

同日4時30分頃、余震による津波の可能性から、発電所対策本部より中操へ現場操作の禁止を指示した。

#### <淡水注入の開始>

1号機送水口において消防車ポンプのつなぎ込みが完了したことから、3月12日5時46分に防火水槽から淡水注入を開始した。

同日5時52分頃、消防車ポンプによる原子炉への注入累計1,000ℓを完了し、その後、同日9時15分までに消防車ポンプにより累計6,000ℓの淡水注入を実施した。

さらに同日9時40分まで、消防車ポンプにより累計21,000ℓの淡水注入を実施した。

追加手配の消防車が到着することにより、3号機側の防火水槽から1号機の防火水槽へ淡水を移送し、消防車ポンプで注入する構成とした。

同日14時53分、消防車ポンプにより80,000ℓの注入が完了した。

消防車ポンプからの淡水注水を開始した当初、1号機側防火水槽の位置からでは吐出圧力が足りないと考え、防火水槽から消防車タンクに水を汲み上げてから、建屋寄りに移動し、FPの送水口から原子炉へ注水を繰り返し実施していた。消防車の移動には、崩れかかった建物の下を慎重に通過するなど、往復の移動に時間がかかった。

地震や津波の影響で障害物が多く、消防車の往復の移動に時間がかかることから、試行錯誤の上、消防車に備え付けのホースを用い、1号機防火水槽からFPの送水口間の連続注水ラインを構成し、継続注入を開始した。

現場状況から、3号機側防火水槽から1号機側防火水槽へ淡水の輸送を繰り返すこととなり、防火水槽はホースがひとつしか入らないため、淡水の補給を行うたび、原子炉への注水側のホースを取り出さなければならず、そのたびに注水を中断しなければならなかった。

#### <海水注入及びSLC注入の準備開始>

1号機原子炉へ注入する防火水槽の淡水には限りがあるため、淡水注入に並行して海水注入の準備を進めており、3月12日14時54分に発電所長（発電所緊急時対策本部長）は、原子炉への海水注入を実施するよう指示した。

1号機原子炉へ防火水槽の淡水の注入を継続してきたため、防火水槽内の淡水が枯渇してきたことから、他の防火水槽等より淡水の搬送を急ぐとともに、海水注入に切り替える作業を進めた。

SLCについては、低圧電源盤及びポンプが津波の影響を受けておらず、使用可能な2号機パワーセンターから受電するため、事前準備として3月11日深夜から3月12日未明にかけて到着した高圧電源車から2号機パワーセンター、2号機パワーセンターから1号機低圧電源盤へのケーブルを接続し、3月12日15時30分頃に、SLC電源を復旧し、SLC注入準備が完了した。なお、ケーブルについては、定検

3月12日

5:46

『防火水槽から消防車を介して淡水注入を開始(14:53に淡水注入終了)』

3月12日

5:46

『防火水槽から消防車を介して淡水注入を開始(14:53に淡水注入終了)』

3月12日

14:54

『(発電所長より、原子炉への海水注入の指示)』

工事用に構内企業が保管していたものを敷設した。

海水の水源については、現場の状況から直接、海から採水せずに、津波により海水が溜まっていた3号機逆洗弁ピットとし、揚程を確保するため消防車を3台直列につなぎ、原子炉への注水ラインとした。

海水注入及びSLC注入に向けた準備を進めていたところであったが、同日15時36分に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、現場からの退避、安否確認が実施され、現場の状況や安全確認がなされるまで復旧及び準備作業が中断した。同日17時20分頃、消防車、建屋などの状況の調査のため免震重要棟を出発した。

同日18時05分、経済産業大臣より、法令に基づき1号機RPV内を海水で満たす旨の命令があったことを本店・発電所間にて情報共有した。

同日18時30分頃、現場にて消防車、建屋などの状況調査の結果、現場は瓦礫等が散乱している状態で、SLCの電源設備や準備していた海水注入のためのホースが損傷、使用不可能であることを確認した。

同日19時04分頃、3号機逆洗弁ピットを水源とし、FPラインを使用して原子炉へ海水注入を開始した。1号機付近は、放射線量の高い瓦礫が散乱していることから、放射線管理員の監視のもと、散乱した瓦礫(1号機R/Bの鉄板等)を片付け、再敷設するためのホースを屋外の消火栓からかき集めて、再敷設の作業を進めた。

同日20時45分、ほう酸を海水と混ぜて、原子炉内へ注入を開始した。

【添付資料-7-1~8、10~12】

3月12日

15:36

『(1号機原子炉建屋の爆発)』

3月12日

19:04頃

『海水による注水を開始』

#### b. 閉じ込める機能

3月11日23時50分頃、中操で発電所対策本部復旧班が、中操の照明仮復旧用に設置した小型発電機をD/W圧力計に繋いで指示を確認したところ、600kPa[abs]であることが確認され、発電所対策本部へ報告した。これを受けて、3月12日0時06分、PCVベント準備を進めるよう発電所長(発電所緊急時対策本部長)は指示した。

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、CCS及びSHCの復旧の見通しがたたない場合については、SRVによる原子炉の減圧に伴ってPCVの圧力、温度が上昇することから、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>

津波の影響による全交流電源喪失により、トーラス水冷却モードでS/C冷却をし

ていたCCS(A系、B系)が停止し、SGTSも停止した。また、計器用の電源が失われたことから、D/W圧力が不明な状態となった。

3月11日20時50分、福島県より福島第一原子力発電所から半径2kmの住民に避難指示が出された。

同日21時23分、内閣総理大臣より福島第一原子力発電所から半径3km圏内の避難、半径3km～10km圏内の屋内退避指示が出された。

3月11日夕方、計器類の復旧が行われる中、中操ではAM操作手順書の内容確認を実施していた。早い段階でPCVベントの準備を進めるべく、バルブチェックリストを用いてPCVベントに必要な弁及びその位置の確認を行った。また、発電所対策本部発電班は、電源がない状況におけるPCVベント操作手順の検討を開始した。また、発電所対策本部復旧班は図面の確認を実施し、S/Cベント弁(AO弁)のうち小弁側には手動操作用のハンドルがあり、そのハンドルを操作することで開くことが可能であると確認し、中操へ連絡するなど、関係各所においてPCVベントに向けた調査、対応を実施した。

#### <現場線量上昇開始>

R/B内放射線量が上昇したことから、3月11日21時51分、R/Bへの入域が禁止された。R/Bにおいて、APD指示が短時間で0.8mSvとなり、現場の放射線量が上昇していることが、同日22時00分頃、発電所対策本部に報告された。

同日23時00分、T/B1階の北側二重扉前で1.2mSv/h、同南側二重扉前で0.5mSv/hを計測した。

#### <D/W圧力上昇確認>

3月11日23時50分頃、中操で中操の照明仮復旧用に設置した小型発電機からの電源をD/W圧力計につないで指示値を確認したところ、600kPa[abs](最高使用圧力528kPa[abs](427kPa[gage]))であり、D/W圧力が上昇していることを確認し、発電所対策本部に報告した。

#### <具体的なベント手順の検討開始>

D/W圧力が600kPa[abs](最高使用圧力528kPa[abs](427kPa[gage]))を超えている可能性があり、PCVベントを実施する可能性があることから、3月12日0時06分、発電所長(発電所緊急時対策本部長)は、PCVベントの準備を進めるよう指示した。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、具体的な手順の確認を開始した。

3月12日  
0:06

『(発電所長は、PCVベントの準備を進めるよう指示)』

3月12日0時30分、国による避難住民の避難措置完了が確認された。(双葉町及び大熊町の3km以内避難措置完了を確認し、同日1時45分再度確認を実施した。)

#### <第15条該当事象の判断(格納容器圧力異常上昇)>

D/W圧力が600kPa[abs](最高使用圧力528kPa[abs](427kPa[gage]))を超えている可能性があることから、3月12日0時49分に原災法第

15条該当事象(格納容器圧力異常上昇)と判断した。同日1時30分頃、1号機及び2号機のPCVベントの実施について、内閣総理大臣、経済産業大臣及び原子力安全・保安院に申し入れ、了解を得た。本店対策本部より「あらゆる方策で(PCVベントに必要となる)MO弁及びAO弁を動かし、PCVベントして欲しい。(同日)3時に経済産業大臣と当社がPCVベントの実施を発表する。発表後にPCVベントすること」との情報が提供された。

### <PCVベント実施手順の検討継続>

3月12日2時24分、PCVベントの現場操作に関する作業時間の評価結果が発電所対策本部に報告された。300mSv/hの雰囲気であれば緊急時対応の線量限度(100mSv/h)で17分の作業時間であり、セルフエアセットの時間は20分、ヨウ素剤の服用が必要との評価となった。

同日2時30分、D/W圧力が840kPa[abs](最高使用圧力528kPa[abs](427kPa[gage]))に到達したことを確認し、同日2時47分に官庁等に連絡した。

同日3時06分、PCVベント実施に関するプレス会見を実施した。

同日3時45分頃、本店対策本部がPCVベント時の発電所周辺の被ばく線量評価を作成し、発電所と情報を共有した。また、発電所では同日3時45分頃、放射線量測定のためR/B二重扉を開けたところ白いもやが見えたことから扉を再度閉鎖した。このため、放射線量測定は実施できなかった。

中操では、PCVベント操作に向けて、弁の操作の順番、S/CからのベントラインにあるAO弁が設置されているトラス室(S/Cが設置されている部屋)での道順、弁の配置などの確認が繰り返し実施され、作業に必要な装備(耐火服、セルフエアセット、APD、サーベイメータ、懐中電灯)を集めた。

3月12日4時01分、1号機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4時30分頃、余震による津波の可能性から、発電所対策本部より中操へ現場操作の禁止を指示した。

同日4時45分頃、発電所対策本部は、100mSvにセットしたAPDと全面マスクを中操に届けた。

同日4時50分頃、免震重要棟に戻った作業員に汚染が見られたため、現場に行く際には免震重要棟玄関前から、「全面マスク+チャコールフィルタ+B装備、C装備またはカバーオール」装備となった。

同日4時55分、発電所構内における放射線量が上昇(正門付近同日4時00分:0.069 $\mu$ Sv/h→同日4時23分:0.59 $\mu$ Sv/h)したことを確認した。

同日5時00分頃、中操でも同様の装備「全面マスク+チャコールフィルタ+B装備」とするよう指示した。中操では、1号機側の線量が上がってきたことから、当直長は、運転員を放射線量の低い2号機側に待避させた。

発電所構内における放射線量が上昇していること、及びD/W圧力も低下傾向にあることから、同日5時14分「外部への放射性物質の漏えい」が発生していると判断した。



3月12日5時44分、内閣総理大臣より福島第一原子力発電所から半径10km圏内の住民に避難指示が出された。

3月12日6時50分、経済産業大臣より法令に基づくPCVベント(手動)の実施命令が出された。

同日8時03分、1号機PCVベント操作を同日9時目標で行うよう発電所長(発電所緊急時対策本部長)が指示した。

R/B内は電源喪失により暗闇であることから、1人で作業することは非常に困難であり危険を伴うこと、またR/B内は高い放射線量が予測されること、余震でR/B内から引き返すことも考慮し2名1組の3班体制(当直長クラス、副長クラスの運転員で構成)でPCVベント操作を実施すべく準備することとした。

同日8時27分、大熊町の一部が避難できていないとの情報を確認した。

同日8時37分、福島県へ同日9時にPCVベントを開始するために準備していることを連絡し、避難が完了してからPCVベントを実施することで調整した。

同日9時03分、大熊町(熊地区)の避難完了を確認し、福島県に同日9時05分に公表してPCVベント実施することを連絡した。

#### <PCVベント弁(MO弁)開操作>

3月12日9時04分、PCVベント操作を行うため、第1班(運転員2名)が現場へ出発した。運転員の装備は、耐火服、セルフエアセット、APD及び懐中電灯とした。また、通信手段がないことから、現場に行くと連絡が取れないため、1班ずつ現場に行き、中操に戻ってから次の班が出発することとした。

同日9時15分頃、PCVベントラインのMO弁を手順通り手動で25%まで開操作を行い、中操に戻った。この際の被ばく線量は約25mSvであった。

3月12日  
9:15頃  
『現場にて格納容器  
ベントラインMO  
弁「手動開」(25%)』

#### <S/Cベント弁(AO弁)小弁開操作>

3月12日9時24分、S/CからのベントラインにあるAO弁(小弁)を手動で開操作するために第2班(運転員2名)が現場(トラス室)に向かったが、線量が高く線量限度100mSvを超える可能性があったことから、同日9時30分頃、AO弁の操作を断念し、中操に引き返した。第3班(運転員2名)による作業についても、現場の放射線量が高かったことから操作を断念した。

PCVベント操作のために、R/B内に入域した当社社員1名の被ばく線量が、100mSvを超過(106.30mSv)したことを、3月12日11時39分に官庁等に連絡した。

#### <S/Cベント弁(AO弁)大弁開のための方策検討>

現場でのS/CからのベントラインにあるAO弁(小弁)の開操作ができなかったことを受け、発電所対策本部では、AO弁を開操作するための駆動源である計装用空気(以下、「IA」という。)系が停止していたため、駆動源となる空気を供給するために仮設空気圧縮機を接続することについて検討を開始した。また、S/Cからの

ベントラインにあるAO弁(小弁)についてIA系の残圧に期待して、中操において当該弁の開操作を実施するように指示した。

1号機PCVベントを実施した場合の発電所周辺への被ばく評価を、3月12日9時53分に再度実施し、その結果を官庁等に連絡した。

#### <S/Cベント弁(AO弁)小弁の遠隔開操作、モニタリングポスト指示上昇>

3月12日10時17分、AO弁の駆動源であるIA系は停止していたため、IA系の残圧を期待し、中操にてS/CからのベントラインにあるAO弁(小弁)の開操作(1回目)を実施した。続いて同日10時23分(2回目)、同日10時24分(3回目)S/CからのベントラインにあるAO弁(小弁)の開操作を実施した。なお、3回の操作においてS/CからのベントラインにあるAO弁(小弁)が開となったかについては、確認できなかった。

同日10時40分、正門付近及びモニタリングポスト(以下、「MP」という。)の放射線量が上昇していることが確認されたことから、発電所対策本部ではPCVベントにより放射性物質が放出された可能性が高いと判断したが、同日11時15分放射線量が下がっていることから、PCVベントが十分効いていない可能性があることを確認した。

#### <S/Cベント弁(AO弁)大弁開操作の実施>

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3月12日12時30分頃から仮設空気圧縮機、接続具等の準備などを進め、比較的放射線量が低いR/B大物搬入口外に仮設空気圧縮機を設置、IA配管に接続し、同日14時00分頃から加圧したところ、D/W圧力が低下(D/W圧力0.75MPa→同日14時50分0.58MPa)していることを確認し、同日14時30分、PCVベントによる「放射性物質の放出」と判断し、同日15時18分に官庁等に連絡した。

#### <原災法第15条該当事象の判断(敷地境界放射線量異常上昇)>

3月12日15時36分にR/Bで水素ガスによると思われる爆発が発生した。MPで500 $\mu$ Sv/hを超える放射線量(1015 $\mu$ Sv/h)を計測したことから、同日16時27分、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。

【添付資料-7-1、13、14】

### 7.2 後日の調査によって確認された事項

#### 7.2.1 ICに関する考察

3月11日18時18分に、IC(A系)の供給配管隔離弁MO-2A、戻り配管隔離弁MO-3Aの開操作を実施している。その後、戻り配管隔離弁MO-3Aについては、同日18時25分に閉操作し、同日21時30分に再度開操作を実施している。

通常ICの起動・停止操作においては、供給配管隔離弁MO-2A、2Bの「開」・「閉」操作はせず、戻り配管隔離弁MO-3A、3Bの「開」・「閉」操作のみで実施すること、また、4つの内側隔離弁(IC(A系):MO-1A、MO-4A、IC(B系):MO-1B、MO-4B)の開閉状態は、表示灯も消えており、運転員に

3月12日  
10:17  
『中操にて圧力抑制室側AO弁操作』

3月12日  
14:00頃  
『AO弁駆動用仮設空気圧縮機を設置』

3月12日  
14:30  
『(D/W圧力低下を確認)』

# 参考資料目次

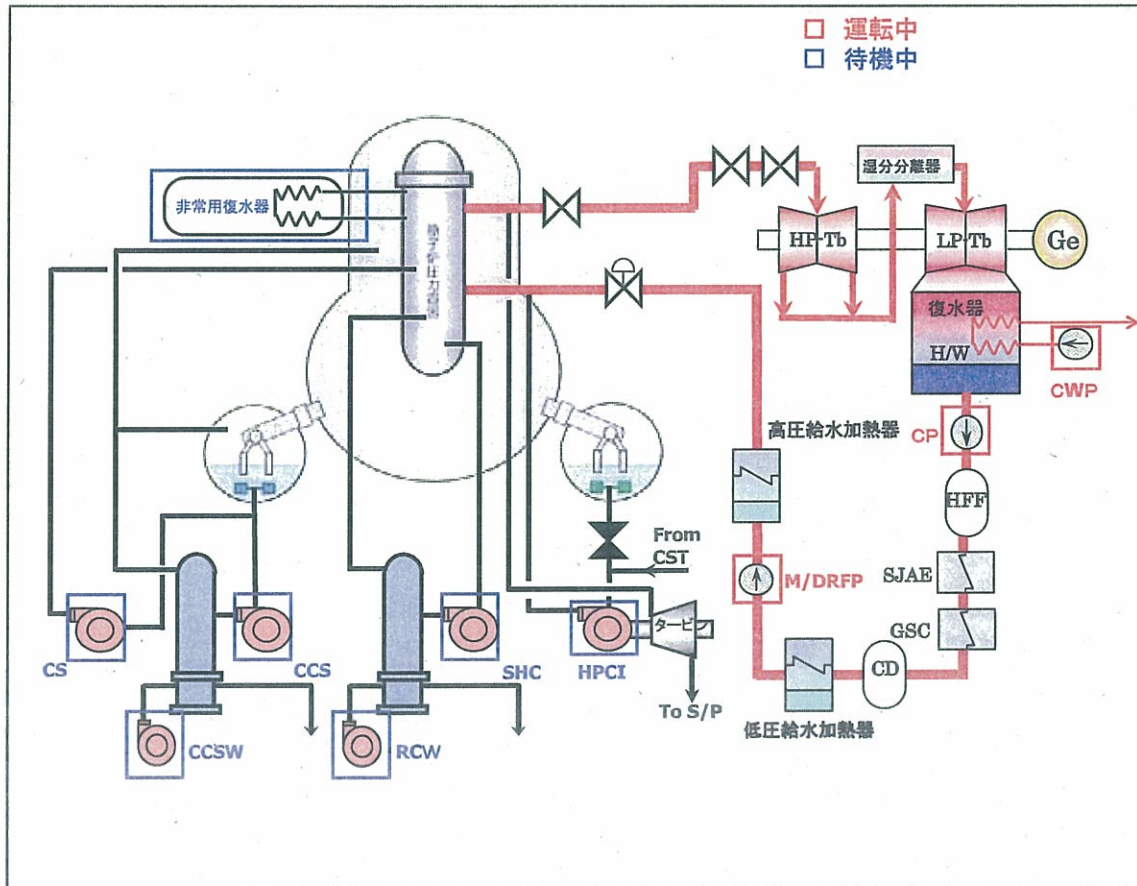
- ・参考資料－1 系統概略図（地震発生前後、津波襲来後の主要機器の状態）
- ・参考資料－2 非常用炉心冷却系（補機類も含む）一覧表（津波発生前後、津波襲来後）
- ・参考資料－3 所内電源概要図
- ・参考資料－4 HPCI について
- ・参考資料－5 原子炉水位
- ・参考資料－6 IC について
- ・参考資料－7 代替注水について
- ・参考資料－8 PCV ベントについて

参考資料はすべて平成23年9月9日 報告書

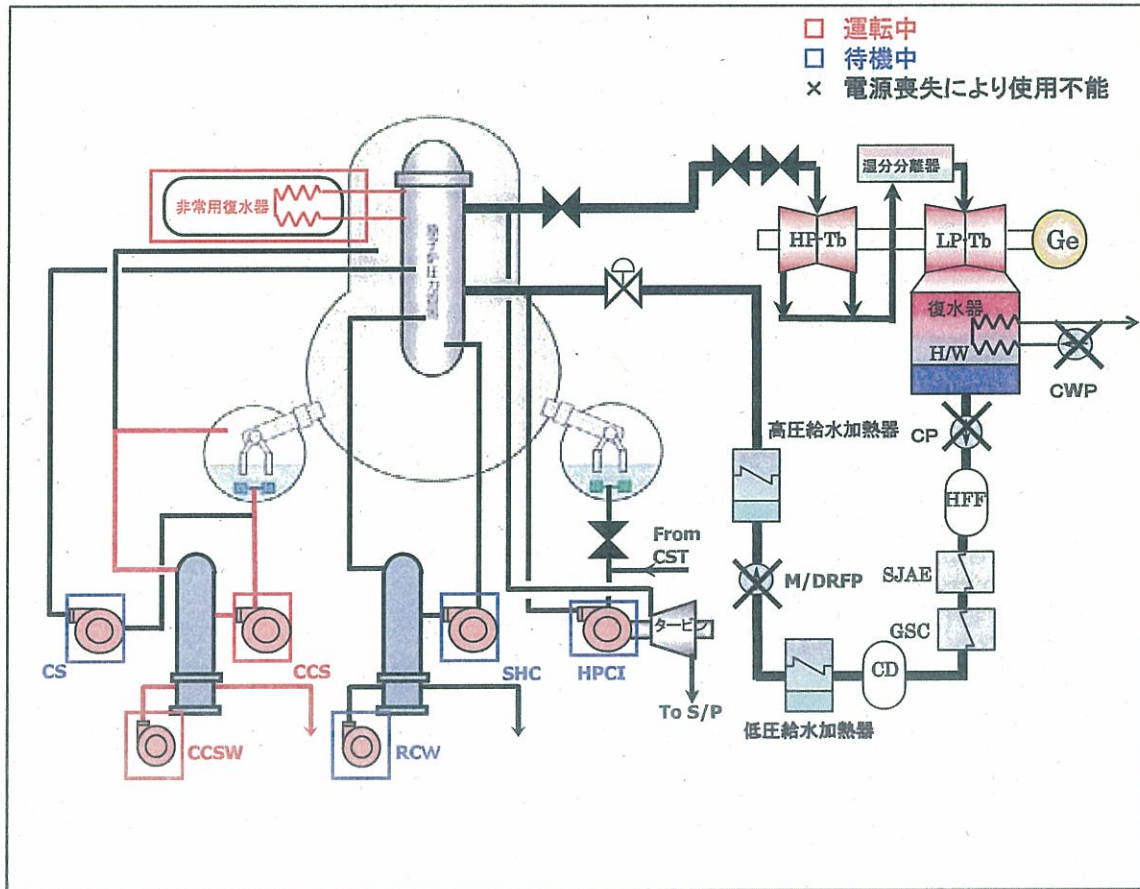
「福島第一原子力発電所 東北地方太平洋沖地震に伴う原子炉施設への影響について」添付資料

以上

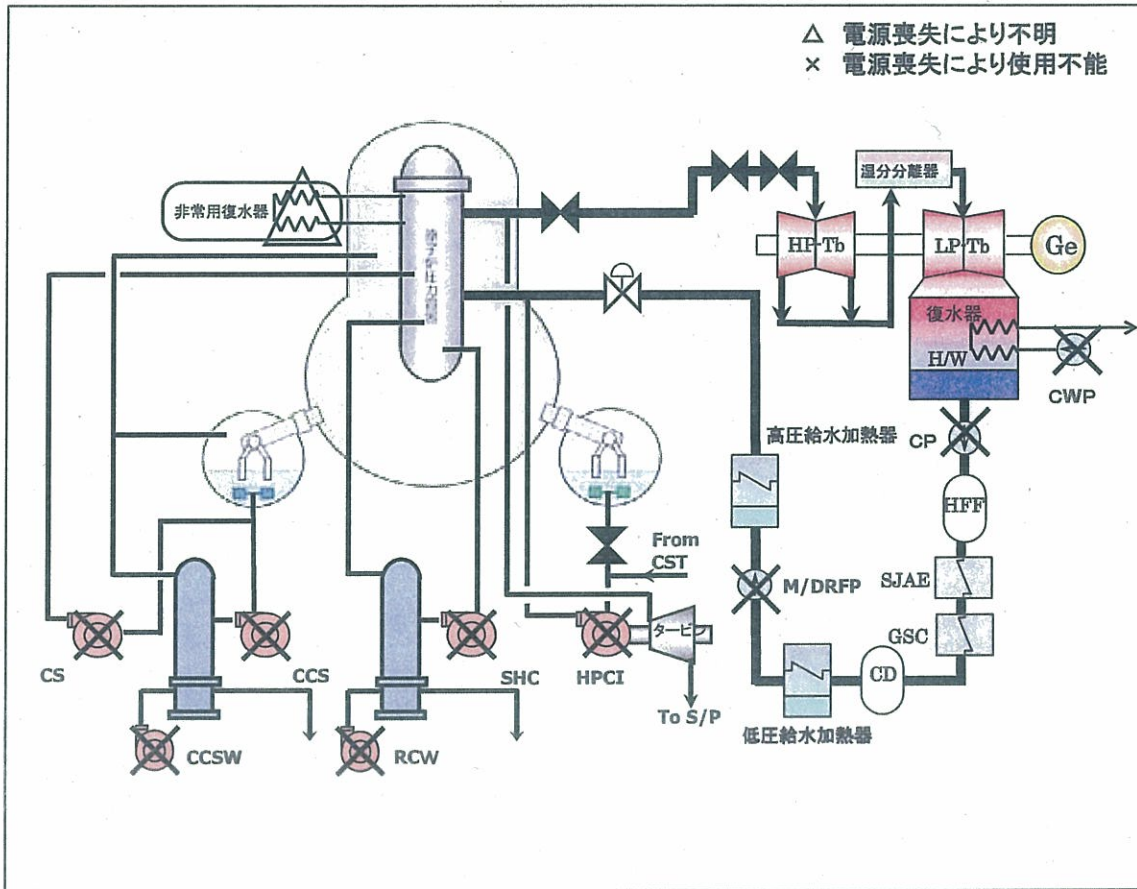
1号機 系統概略図 (3月11日地震発生前の主要機器状態)



1号機 系統概略図 (3月11日地震発生後の主要機器状態)



1号機 系統概略図 (3月11日津波襲来後の主要機器状態)



1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）

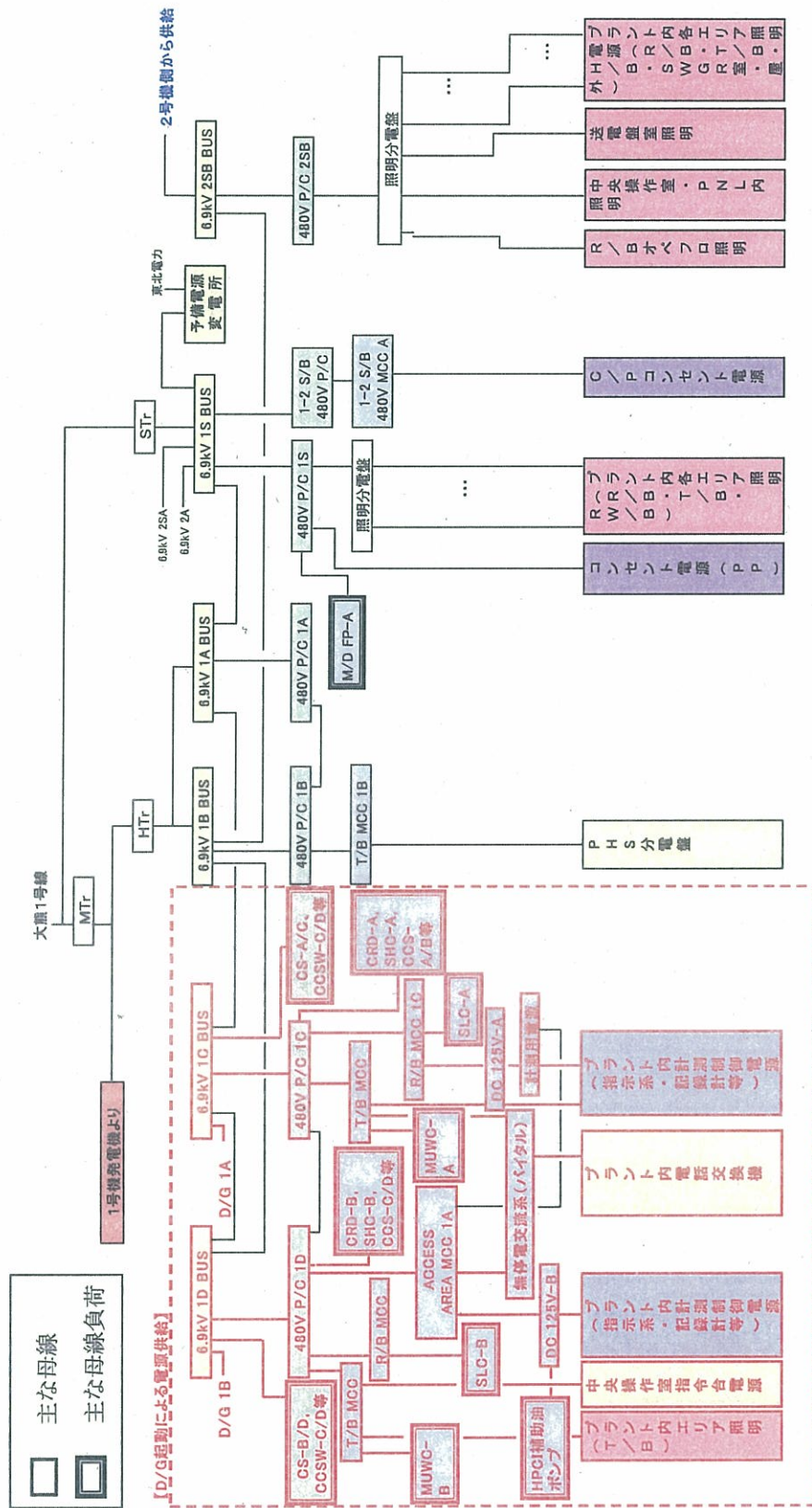
		設置場所	耐震クラス	地震スクラム時	地震スクラム～津波到達直前まで	津波到達以降	備考	
冷やす機能	ECCS系	CS (A)	R/B地下階 (OP. -1230)	A	○	注1	×	津波後、電源・海水系 (CCSW) とともに喪失
		CS (C)	R/B地下階 (OP. -1230)	A	○	注1	×	津波後、電源・海水系 (CCSW) とともに喪失
		CCS (A)	R/B地下階 (OP. -1230)	A	○	◎	×	津波前、手動起動 (S/Cクーリング) で作動を確認 津波後、電源・海水系 (CCSW) とともに喪失
		CCS (B)	R/B地下階 (OP. -1230)	A	○	◎	×	津波前、手動起動 (S/Cクーリング) で作動を確認 津波後、電源・海水系 (CCSW) とともに喪失
		CCSW (A)	屋外 (OP. 4000)	A	○	◎	×	津波前、手動起動 (S/Cクーリング) で作動を確認 津波時、本体海水冠水し、かつ電源喪失
		CCSW (B)	屋外 (OP. 4000)	A	○	◎	×	津波前、手動起動 (S/Cクーリング) で作動を確認 津波時、本体海水冠水し、かつ電源喪失
		CS (B)	R/B地下階 (OP. -1230)	A	○	注1	×	津波後、電源・海水系 (CCSW) とともに喪失
		CS (D)	R/B地下階 (OP. -1230)	A	○	注1	×	津波後、電源・海水系 (CCSW) とともに喪失
		CCS (C)	R/B地下階 (OP. -1230)	A	○	◎	×	津波前、手動起動 (S/Cクーリング) で作動を確認 津波後、電源・海水系 (CCSW) とともに喪失
		CCS (D)	R/B地下階 (OP. -1230)	A	○	◎	×	津波前、手動起動 (S/Cクーリング) で作動を確認 津波後、電源・海水系 (CCSW) とともに喪失
		CCSW (C)	屋外 (OP. 4000)	A	○	◎	×	津波前、手動起動 (S/Cクーリング) で作動を確認 津波時、本体海水冠水し、かつ電源喪失
		CCSW (D)	屋外 (OP. 4000)	A	○	◎	×	津波前、手動起動 (S/Cクーリング) で作動を確認 津波時、本体海水冠水し、かつ電源喪失
		HPCI	R/B地下階 (OP. -1230)	A	○	注1	×	津波後、電源喪失 (油ポンプ)
		IC (A)	R/B4階 (OP. 31000)	A	○	◎	(不明)	津波前、自動起動 (原子炉圧力高) で作動を確認 津波後、電源喪失により弁状態確認できず
		IC (B)	R/B4階 (OP. 31000)	A	○	◎	(不明)	津波前、自動起動 (原子炉圧力高) で作動を確認 津波後、電源喪失により弁状態確認できず
炉注水	MUWC (代替注水)	T/B地下階 (OP. 3200)	B	◎	◎	×	津波後、電源喪失	
プールの冷却	SFP冷却 (FPC系)	R/B3階 (OP. 25900)	B	◎	△	×	地震発生後電源喪失。津波後、海水系 (SW) 喪失	
	SFP冷却 (SHC系)	R/B1階 (OP. 10200)	A	○	○	×	津波後電源喪失。津波後、海水系 (SW) 喪失	
閉じ込める機能	格納施設	原子炉建屋	A	◎	◎	×	スクラムまでは通常空調系、スクラム後津波まではSGTSが作動し負圧維持が果たされた。その後、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許容加速度\*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 C 4 6 0 1 - 2 0 0 8 「原子力発電所耐震設計技術規程」

1号機 所内電源概略図 (地震発生後の状態)

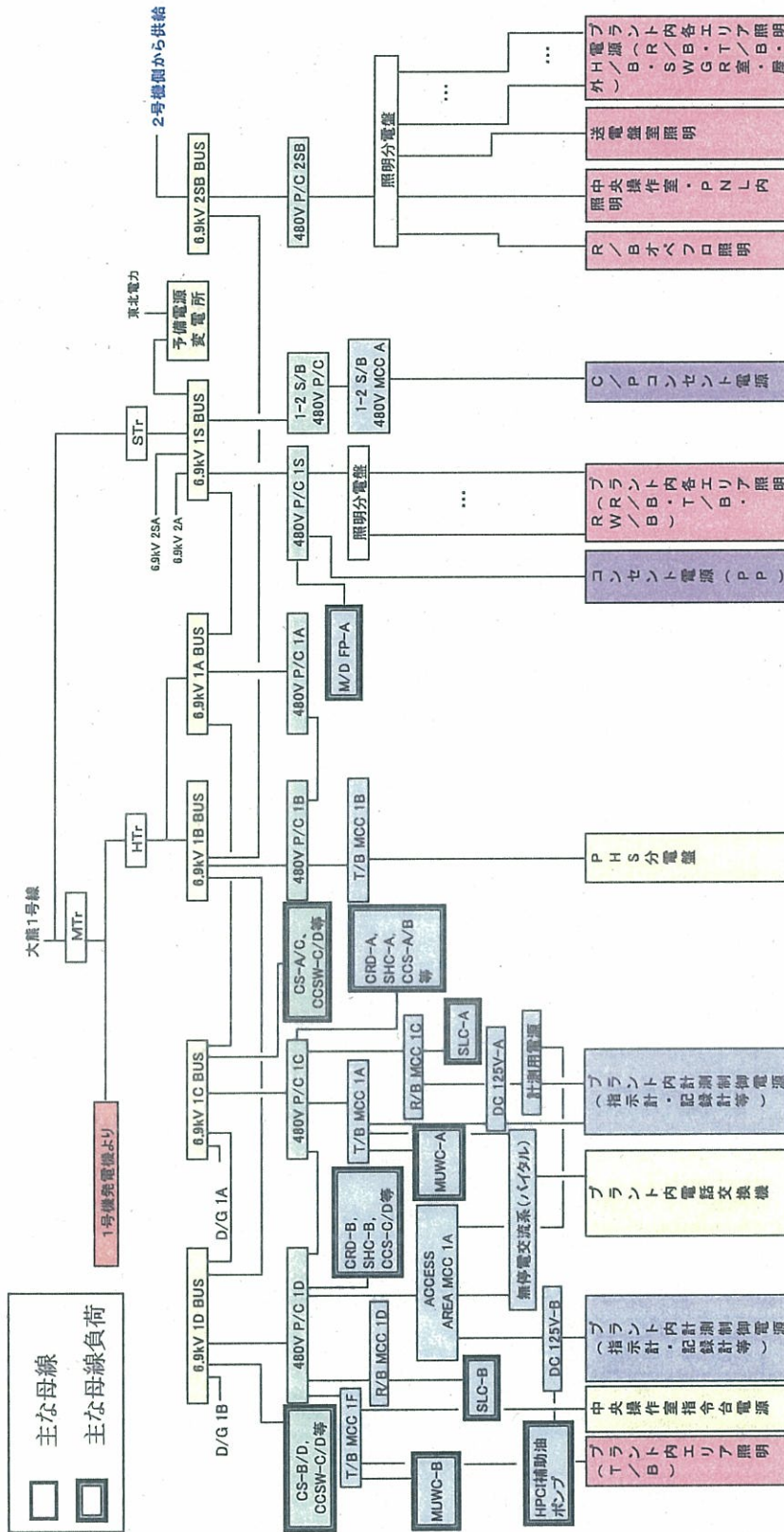
(黒字：所内電源切替できず電源喪失状態、赤字：D/Gからの電源供給により通電状態)





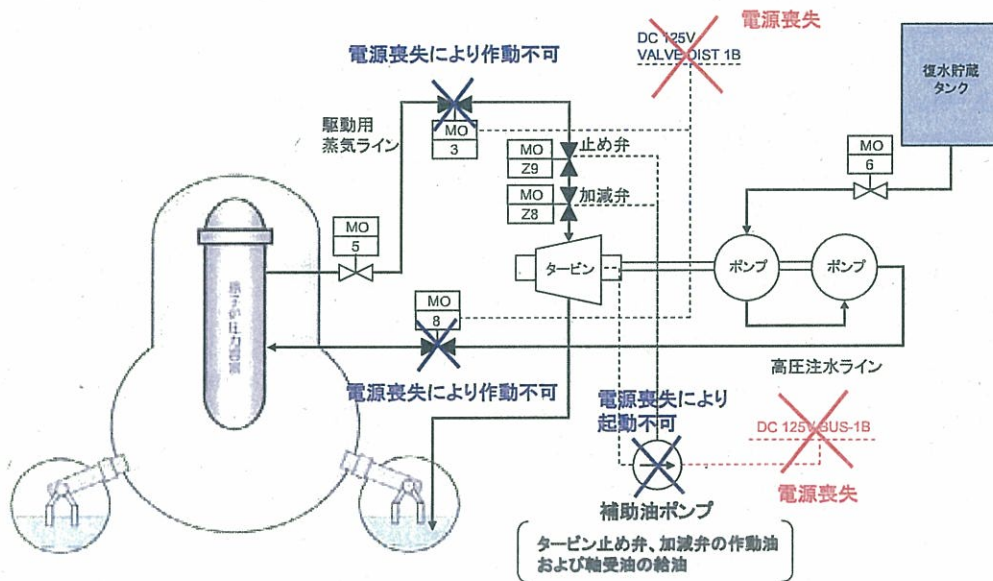
### 1号機 所内電源概略図 (津波襲来後の状態)

(黒字: D/Gも停止し、全電源喪失状態)



### HPCIについて

HPCI 起動時、最初に補助油ポンプが起動し、タービン止め弁と加減弁の作動油が供給されることで、HPCIタービンが起動する。しかしながら、補助油ポンプは、直流電源喪失により起動しない状態となり、結果としてHPCIが作動不能となった。

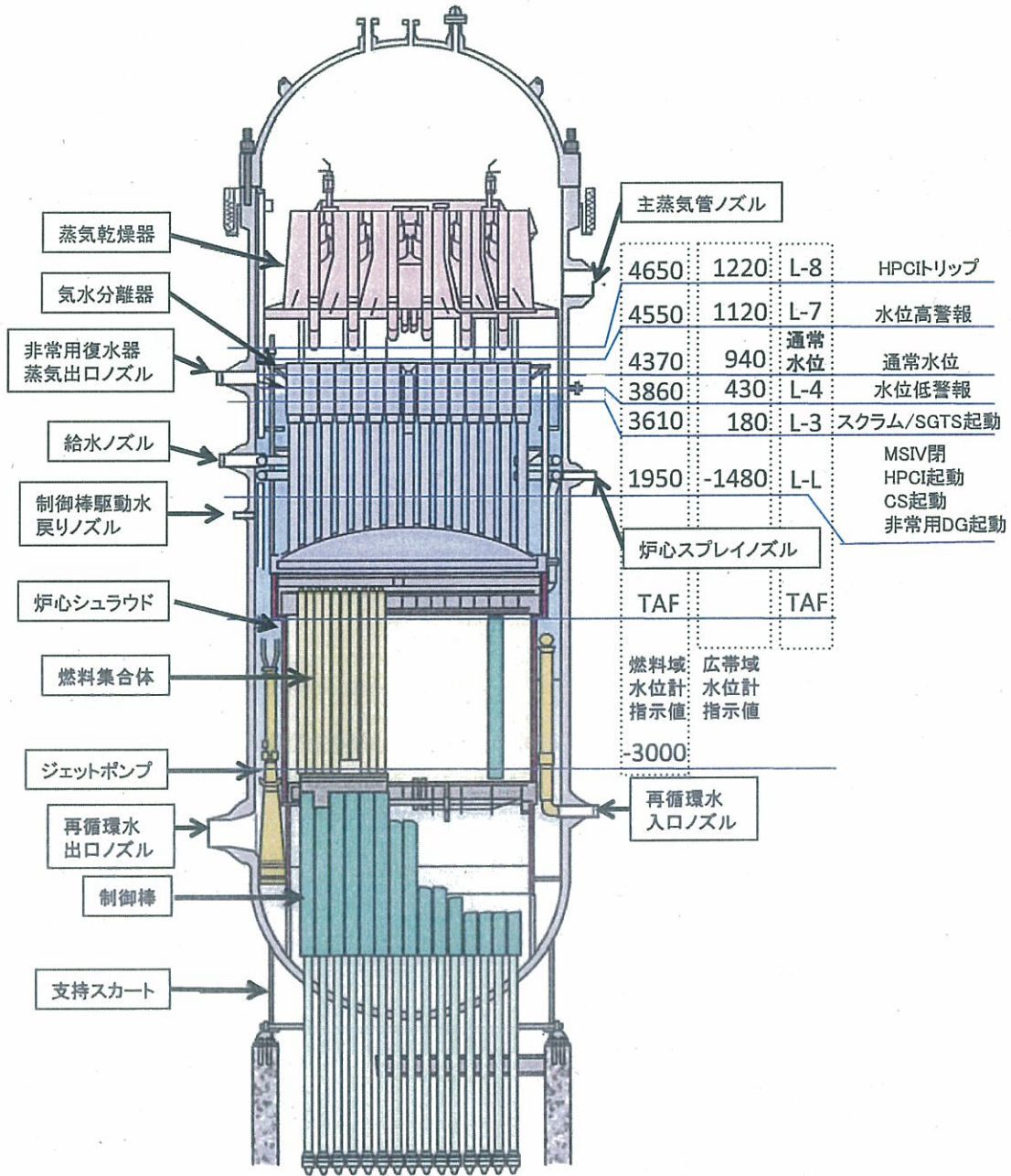


HPCI 機器状況

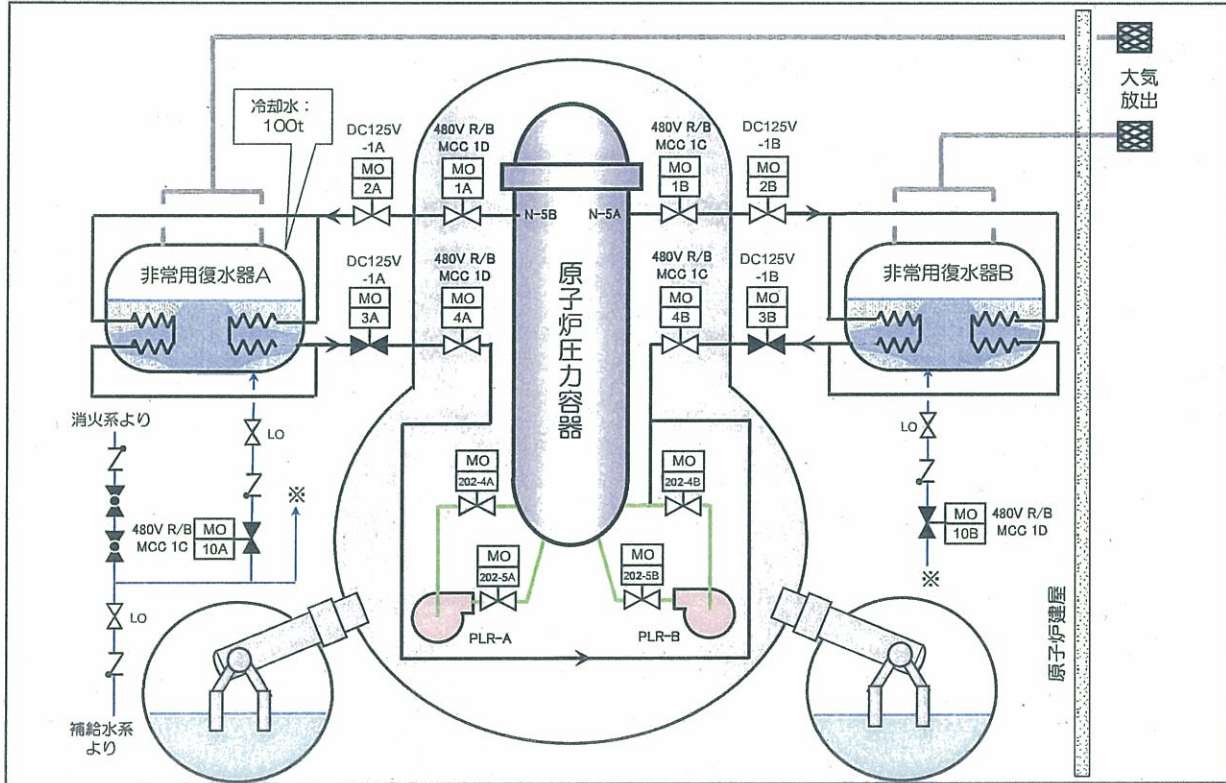
- HPCI自動起動信号**
- 起動の流れ ↓
- ~~補助油ポンプ起動~~ → タービン止め弁【MO-2301-Z9】、加減弁【MO-2301-Z8】の開動作不能
  - パロメリックコンデンサ真空ポンプ起動
  - HPCI蒸気供給隔離弁(内側【MO-2301-4】、外側【MO-2301-5】)「開」
  - HPCIタービン入口弁【MO-2301-3】「開」
  - 復水貯蔵タンクからの吸込弁【MO-2301-6】「開」
  - 注入弁【MO-2301-8】「開」
  - 最小流量バイパス弁【MO-2301-14】「開」
  - 冷却水弁【MO-2301-240】「開」
  - テストバイパス弁【MO-2301-15, MO-2301-10】「開」

HPCI 起動の流れ

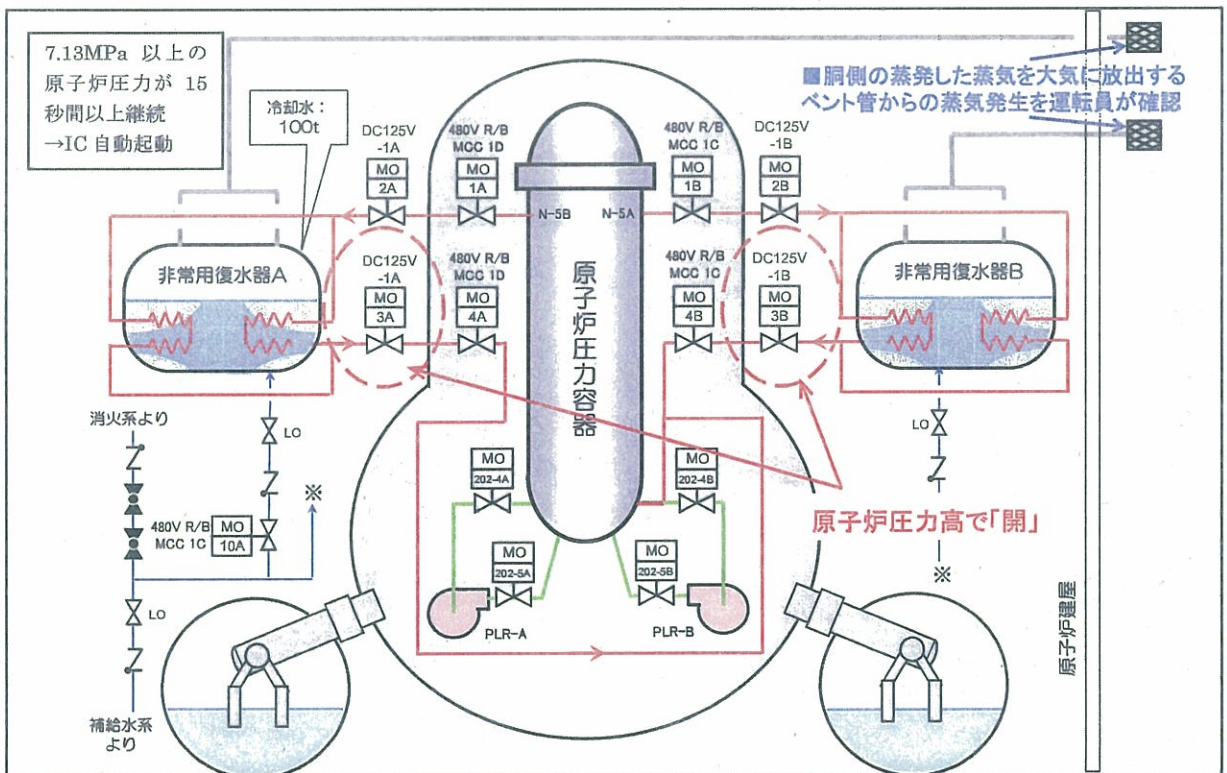
原子炉水位図



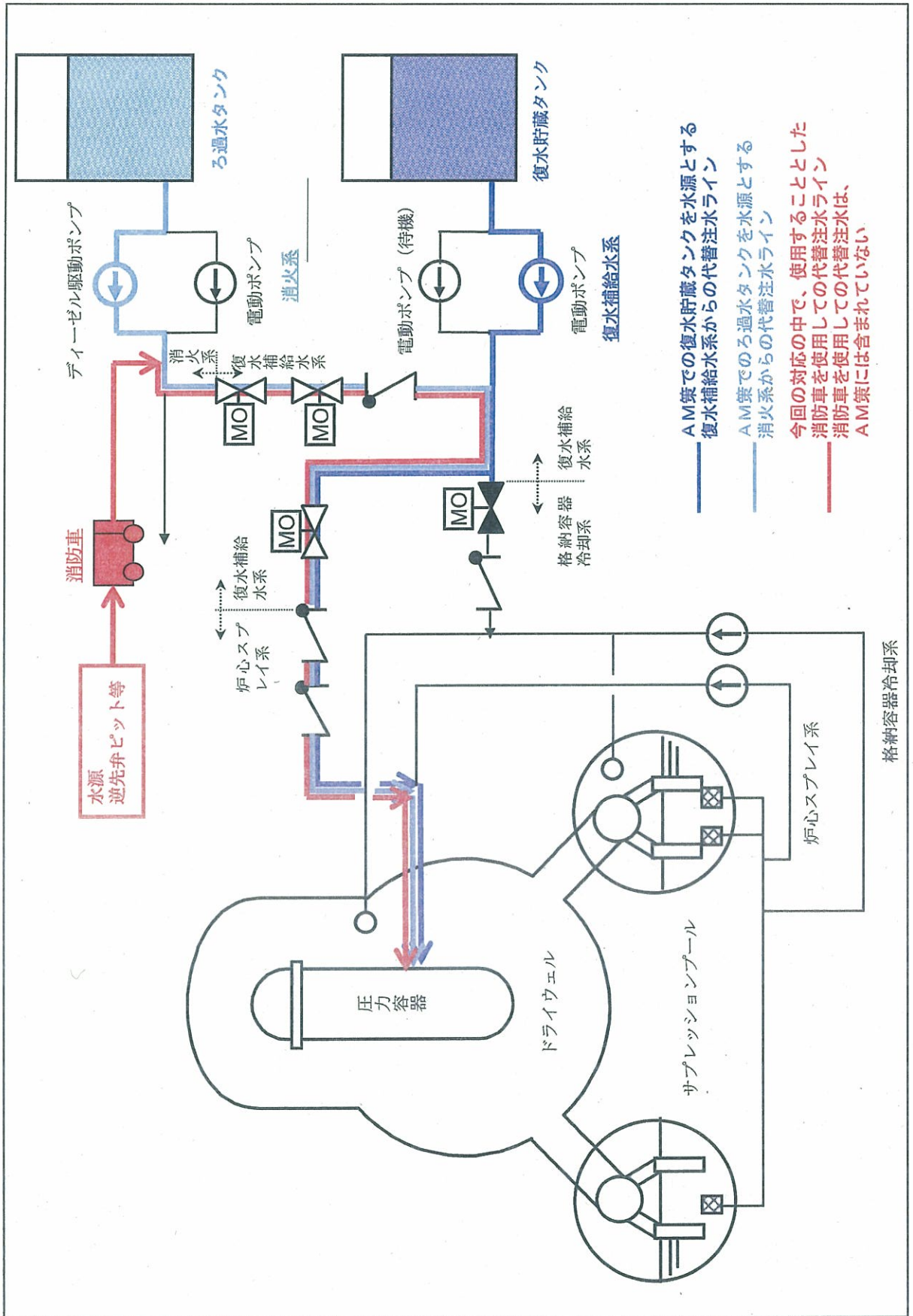
ICについて  
地震前(待機状態)



地震後(原子炉圧力高で自動起動)

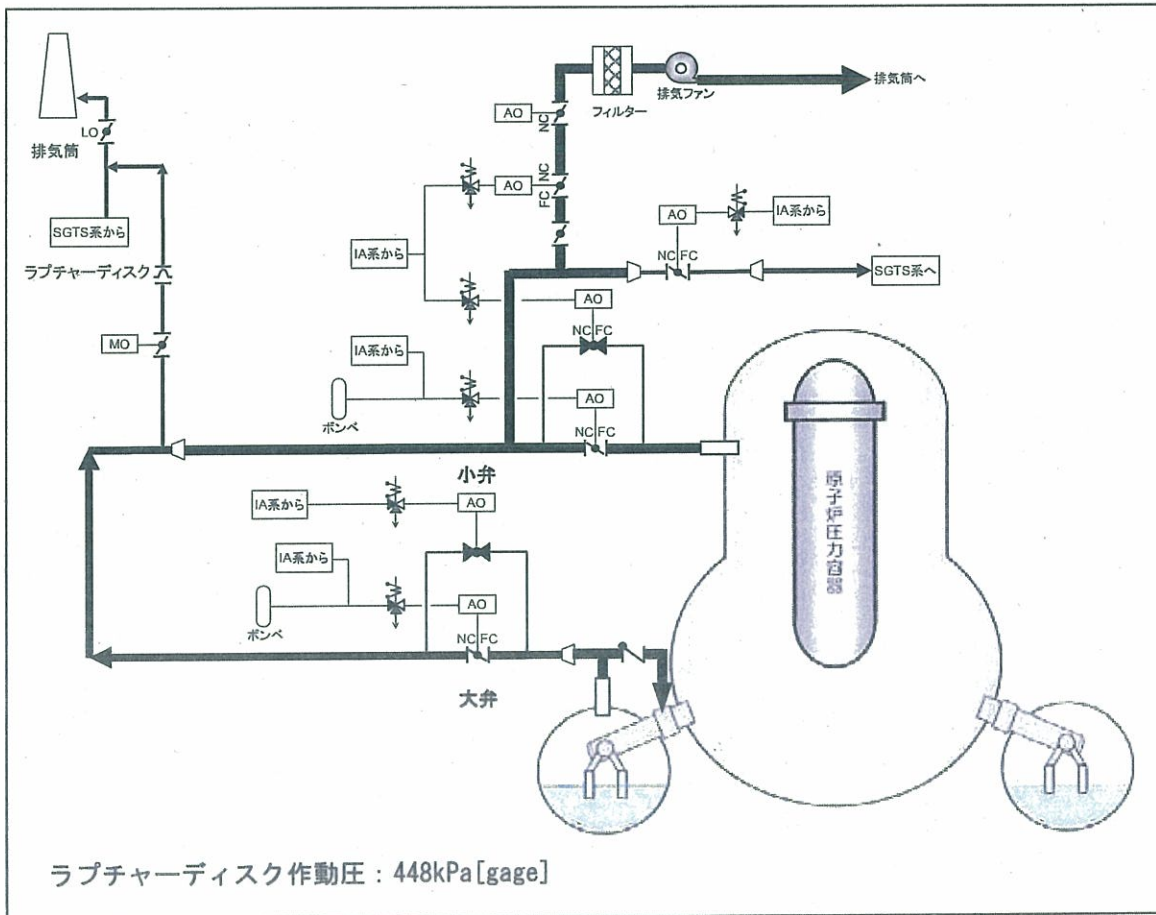


代替注水について

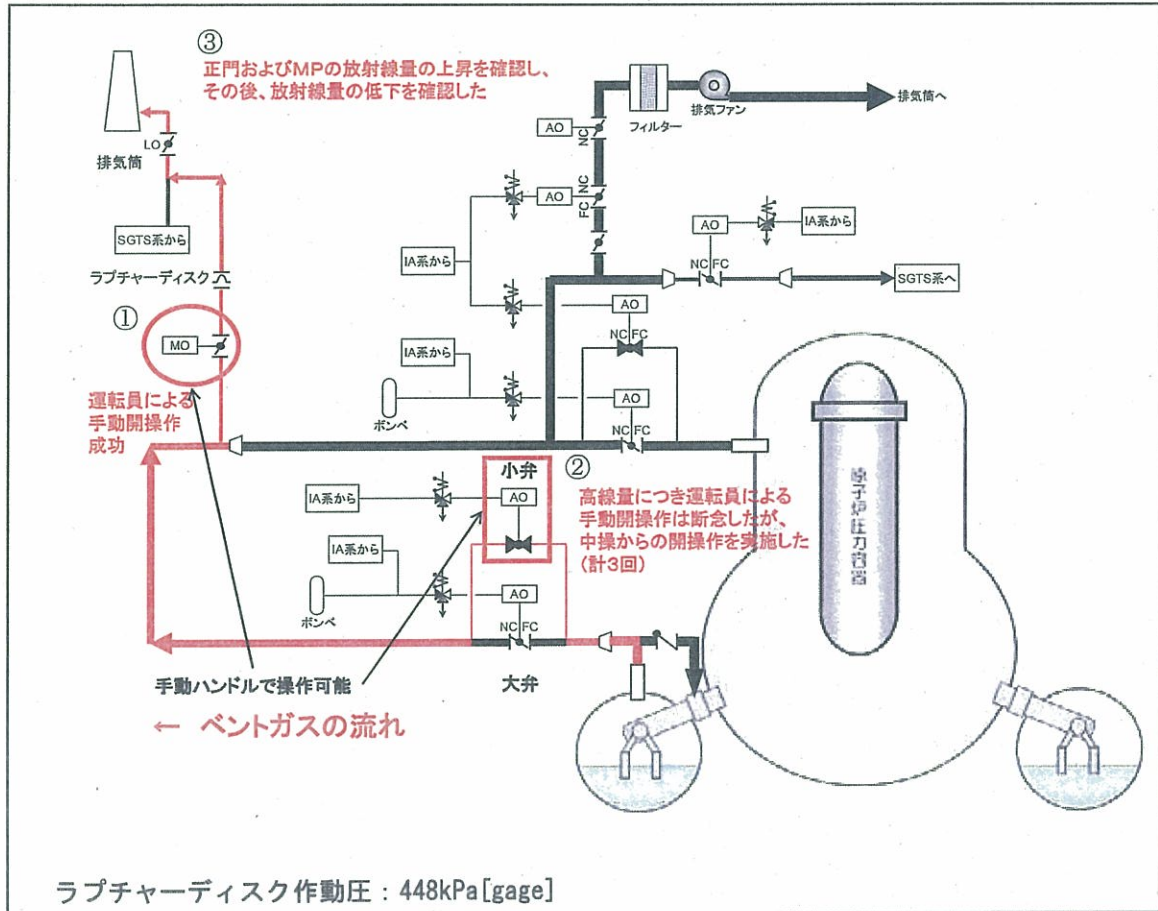


PCVベントについて

1号機 PCVベント図 (3月11日地震発生前)



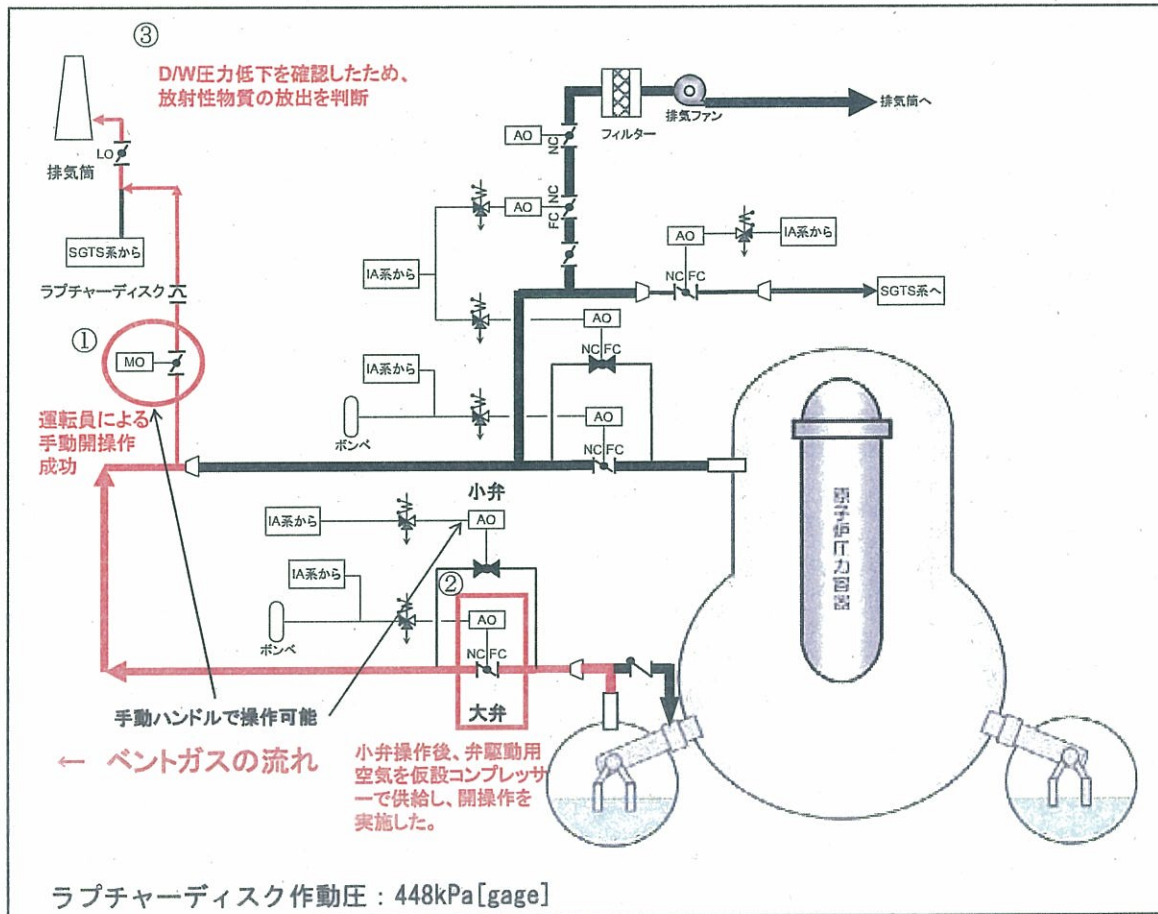
1号機 PCVベント図 (3月12日 10時40分頃 小弁使用時)



【S/Cベント弁(AO弁)小弁の遠隔開操作、MP指示上昇】

- ① 3月12日9時15分頃  
PCVベントMO弁を運転員が手動にて25%まで開操作。
- ② 3月12日10時17分(1回目)、10時23分(2回目)、10時24分(3回目)  
中操にてS/CからのベントラインにあるAO弁(小弁)の開操作(計3回)。なお、3回の操作において当該弁が開となったかは、確認できず。
- ③ 3月12日10時40分  
正門付近およびMPの放射線量が上昇していることが確認されたことから、PCVベントにより放射性物質が放出された可能性が高いと判断したが、同日11時15分放射線量が下がっていることから、PCVベントが十分効いていない可能性があることを確認。

1号機 PCVベント図 (3月12日 14時30分頃 大弁使用時)



【S/Cベント弁 (AO弁) 大弁開操作の実施】

- ① 3月12日9時15分頃  
PCVベントMO弁を運転員が手動にて25%まで開操作。
- ② 3月12日14時00分頃  
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、仮設コンプレッサーをIAに接続し加圧。
- ③ 3月12日14時30分  
D/W圧力が低下 (D/W圧力0.75MPa → 同日14時50分0.58MPa) していることを確認し、「放射性物質の放出」と判断。同日15時18分に官庁等に連絡。



# 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。

## **CCS** : Containment Cooling Spray System / 格納容器冷却系

原子炉一次格納容器（PCV）内の圧力、温度が上昇した場合、圧力、温度上昇を抑制するため格納容器内に冷却水をスプレーする。なお、圧力抑制プール（トーラス）水を冷却する際は、手動起動にて実施する。福島第一1号機のみを設置。

アクシデントマネジメント（AM）上の代替注水手段の1つ。

以下のような運転方法（モード）を有する。

- (1) 格納容器スプレーモード
- (2) トーラス水冷却モード（トーラス水の温度上昇が想定される場合は、手動起動する。）

## **CS** : Core Spray System / 炉心スプレー系

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ーし、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。

## **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出来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。SHC、RHR（約1800 m<sup>3</sup>/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。

**IA : Instrument Air-System / 計装用圧縮空気系**

各建屋内における空気作動の装置・制御器に圧縮空気を供給する設備。この圧縮された空気は作動を確実にするために水分、塵埃等を取り除いた清浄な空気である。

**IC : Isolation Condenser / 非常用復水器**

原子炉の圧力が上昇した場合に、原子炉の蒸気を導いて水に戻し、炉内の圧力を下げるための装置（福島第一1号機のみ設置）。

**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70m<sup>3</sup>/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、水のないドライウエルと圧力抑制プール（ウェットウエル：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96m<sup>3</sup>/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

**RHRS : RHR Sea Water System / 残留熱除去機器冷却海水系**

残留熱除去系の冷却水は、熱交換器を介して冷却している。この残留熱除去系の冷却水を冷却するために海水を供給する系統。

**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3000m<sup>3</sup> (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。

### **SHC : Shut Down Cooling System / 原子炉停止時冷却系**

原子炉を停止した後、ポンプと熱交換器を利用して冷却材（炉水）を冷却し、崩壊熱を除去するための設備。原子炉を冷温停止に持ち込めるだけの能力を有し、ポンプ流量・熱交換器能力ともに高い。

福島第一1号機のみ専用系統の設備（SHCには熱交換器がないが、別系統で海水に熱を捨てる。）が設置されている。

（福島第一1号機以外の他号機は、RHR系に本冷却機能「原子炉停止時冷却モード」を有している。）

### **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。

### **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、建屋内の放射性元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、圧力を低下させる措置。

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