

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

平成23年9月
東京電力株式会社

目 次

1. はじめに	1
2. 件名	1
3. 事象発生時のプラント運転状況	1
4. 事象発生時の状況	1
4. 1 東北地方太平洋沖地震及び津波のデータ	1
4. 2 福島第一原子力発電所事象概要	2
5. 地震に関する状況調査	6
5. 1 地震観測記録の分析結果	6
5. 2 地震時及び地震直後の福島第一原子力発電所内外の電気設備の状況	6
5. 3 地震時及び地震直後の福島第一原子力発電所プラントの運転状況	6
5. 4 地震の観測記録を用いた原子炉建屋及び耐震安全上重要な機器・配管系の地震応答解析結果	7
5. 5 まとめ	7
6. 津波に関する状況調査	8
6. 1 津波の調査結果及び状況	8
6. 1. 1 津波調査結果	8
6. 1. 2 主要建屋への浸水経路	8
6. 1. 3 津波による設備の状況	11
6. 2 まとめ	13
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	14
7. 1 プラントの状況	14
7. 1. 1 地震発生前のプラント状況	14
7. 1. 2 地震発生後のプラント及び対応状況	14
7. 2 後日の調査によって確認された事項	23
7. 2. 1 ICに関する考察	23
7. 2. 2 炉心の状態について(MAAP解析結果)	24

8.	福島第一原子力発電所2号機の事故状況及び事故進展の状況調査	26
8.1	プラントの状況	26
8.1.1	地震発生前のプラント状況	26
8.1.2	地震発生後のプラント及び対応状況	26
8.2	後日の調査によって確認された事項	34
8.2.1	炉心の状態について(MAAP解析結果)	34
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	35
9.1	プラントの状況	35
9.1.1	地震発生前のプラント状況	35
9.1.2	地震発生後のプラント及び対応状況	35
9.2	後日の調査によって確認された事項	41
9.2.1	炉心の状態について(MAAP解析結果)	41
10.	福島第一原子力発電所4号機の事故状況及び事故進展の状況調査	42
10.1	プラントの状況	42
10.1.1	地震発生前のプラント状況	42
10.1.2	地震発生後のプラント及び対応状況	42
10.2	後日の調査によって確認された事項	43
10.2.1	R/B損傷について	43
11.	福島第一原子力発電所5号機の事故状況及び事故進展の状況調査	44
11.1	プラントの状況	44
11.1.1	地震発生前のプラント状況	44
11.1.2	地震発生後のプラント及び対応状況	44
12.	福島第一原子力発電所6号機の事故状況及び事故進展の状況調査	48
12.1	プラントの状況	48
12.1.1	地震発生前のプラント状況	48
12.1.2	地震発生後のプラント及び対応状況	48
13.	福島第一原子力発電所使用済燃料貯蔵施設の状況調査	51
13.1	1号機SFP状況	51
13.2	2号機SFP状況	52
13.3	3号機SFP状況	54
13.4	4号機SFP状況	56
13.5	5号機SFP状況	57

1 3. 6	6号機SFP状況	57
1 3. 7	共用プール状況	58
1 3. 8	乾式貯蔵キャスク保管建屋状況	58
1 4.	福島第一原子力発電所の事故による環境影響について	60
1 4. 1	放射性物質の大気中への放出量の評価	60
1 4. 2	放射性物質の海水中への放出量の評価	60
1 5.	福島第一原子力発電所における作業員の被ばくについて	62
1 5. 1	作業員の被ばくの状況	62
1 5. 2	線量限度を超える作業員の被ばく	62
1 6.	今後の予定	64

添付資料

- 地震に関する状況調査添付資料一式
- 津波に関する状況調査添付資料一式
- 1号機添付資料一式
- 2号機添付資料一式
- 3号機添付資料一式
- 4号機添付資料一式
- 5号機添付資料一式
- 6号機添付資料一式
- 使用済燃料貯蔵施設添付資料一式
- 環境影響に関する評価添付資料一式
- 作業員の被ばくに関する添付資料一式
- 今後の予定に関する評価添付資料一式

参考資料（プラント概要、略語集など）

1. はじめに

平成23年3月11日14時46分に発生した三陸沖を震源とする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は、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（以下、「実用炉規則」という。）第19条の17の規定により、原管発官22第489号（3月18日付け）にて報告を行っている。

上記報告において、福島第一原子力発電所については、原子力災害対策特別措置法（以下、「原災法」という。）第10条第1項の規定に基づく特定事象（以下、「第10条該当事象」という。）（全交流電源喪失）及び原災法第15条第1項の規定に基づく特定事象（以下、「第15条該当事象」という。）（非常用炉心冷却装置注入不能）が発生し、安全上重要な機器等が原子炉施設の安全を確保するために必要な機能を喪失したこと、また、敷地境界の放射線量の値が制限値を超えたため、原災法第15条該当事象（敷地境界放射線量異常上昇）が発生したことを報告している。

今回、これまでに確認できた安全上重要な機器等の状況及び放射性物質の漏えい等について続報として報告するとともに、放射線業務従事者の被ばくに関して新たに報告する。

2. 件名

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

3. 事象発生時のプラント運転状況

1号機（定格電気出力	460MW）	定格電気出力一定運転中
2号機（定格電気出力	784MW）	定格熱出力一定運転中
3号機（定格電気出力	784MW）	定格熱出力一定運転中
4号機（定格電気出力	784MW）	定検停止中
5号機（定格電気出力	784MW）	定検停止中
6号機（定格電気出力	1,100MW）	定検停止中

4. 事象発生時の状況

4.1 東北地方太平洋沖地震及び津波のデータ

発 生 日 時：平成23年3月11日14時46分

震 源：三陸沖（震源深さ 24km）

マグニチュード：9.0

最大加速度：2号機原子炉建屋地下1階 水平方向（EW）550ガル

当発電所との距離：震央距離 178km、震源距離 180km

津波データ：浸水高

◇主要建屋設置エリア（1～4号機側、敷地高0.P.+10m）
・0.P.約+11.5～約+15.5m^{*}（浸水深 約1.5～約5.5m）

※：当該エリア南西部では局所的に O.P. 約+16～約+17m（浸水深 約 6～約 7m）

◇主要建屋設置エリア（5・6号機側、敷地高 O.P. +13m）
・ O.P. 約+13～約+14.5m（浸水深 約 1.5m 以下）

浸水域

◇海側エリア及び主要建屋設置エリアほぼ全域

津波第1波到達時刻：平成23年3月11日15時27分頃

津波第2波到達時刻：平成23年3月11日15時35分頃

（以降、断続的に津波到達）

4. 2 福島第一原子力発電所事象概要

福島第一原子力発電所1号機は定格電気出力一定運転中、2、3号機は定格熱出力一定運転中、4～6号機は定期検査中のところ、平成23年3月11日14時46分に発生した三陸沖を震源とする東北地方太平洋沖地震により、1～3号機は「地震加速度大トリップ」で原子炉が自動停止した。

福島第一原子力発電所で観測された当該地震の最大加速度は、2号機原子炉建屋地下1階において550ガル（水平方向：EW）であり、1～3号機とも原子炉保護系（以下、「RPS」という。）が設計通りに作動したことにより自動停止した。

自動停止直後に全制御棒全挿入及び原子炉の未臨界を確認した。また、地震により一部の送電線鉄塔が倒壊するなど、外部送電線からの受電ができない状態となったことから、各号機の非常用ディーゼル発電機（以下、「D/G」という。）が自動起動し、原子炉冷温停止に必要な設備は健全で安定した状態であることを確認した。

また、使用済燃料プール（以下、「SFP」という。）の冷却機能については、1～6号機の燃料プール冷却材浄化系（以下、「FPC」という。）は常用電源喪失により停止した。なお、1号機については原子炉停止時冷却系（以下、「SHC」という）、2～6号機については、残留熱除去系（以下、「RHR」という。）による非常時熱負荷モードでの冷却が可能な状態であった。

しかし、地震後の津波（同日15時27分頃、第一波到達、同日15時35分頃、第二波到達）により、1～5号機において、一部を除くD/G設備及び電源設備等が被水したことにより使用不能となったため、すべての交流電源が喪失した。これについて、同日15時42分に原災法第10条該当事象（全交流電源喪失）と判断^{※1}した。なお、6号機においては、海水系による冷却の必要がない空冷式のD/G設備1台が運転継続したため、全交流電源喪失には至らなかった。

その後、1号機、2号機については、原子炉水位が確認できないこと、また、原子炉への注水状況が不明なことから、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。

3号機についても原子炉への注水ができなくなったことから、3月13日5時10分に原災法第15条該当事象（原子炉冷却機能喪失）と判断した。

※1：平成23年4月24日に1号機、2号機、3号機のみで訂正

（原災法第10条該当事象（全交流電源喪失）は、原子炉が運転中の場合に適用となるため、冷温停止中であった4号機及び5号機は対象外と判断した。）

(1) 1号機について

津波後、原子炉水位の監視ができなくなっていたが、3月11日21時頃には原子炉水位の監視ができるようになった。また、原子炉への注水のため非常用復水器（以下、「IC」という。）の機能維持を図る操作を継続した。なお、同日23時00分タービン建屋（以下、「T/B」という。）1階北側二重扉前で1.2mSv/h、南側二重扉前で0.5mSv/hを計測した。

ドライウェル（以下、「D/W」という。）圧力が600kPa[abs]を超えている可能性があり、格納容器（以下、「PCV」という。）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）が指示を出した。同日0時49分、PCV圧力が最高使用圧力（最高使用圧力528kPa[abs]（427kPa[gage]））を超えている可能性があることを確認し、原災法第15条該当事象（格納容器圧力異常上昇）に該当すると判断した。

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。また、同日6時50分に、経済産業大臣より法令に基づき1号機及び2号機のPCV圧力を抑制するよう命令が出された。

同日5時46分から消防車ポンプによる代替注水（淡水）を開始した。

同日9時頃からPCV圧力を下げるため、PCVベントを行う作業を開始したが、既に原子炉建屋（以下、「R/B」という。）内は高放射線量環境下にあった。同日9時15分頃にPCVベントラインの電動作動弁（以下、「MO弁」という。）を手順書に従い手動で25%まで開操作を行った。さらに、圧力抑制室（以下、「S/C」という。）からのベントラインにある空気作動弁（以下、「AO弁」という。）を手動で開操作するために現場に向かったが、放射線量が高く実施できなかった。そのため、AO弁駆動用に仮設の空気圧縮機を設置してPCVベントの操作を実施した。

同日14時30分、PCV圧力が低下したことから、PCVベントが成功したと判断した。

同日14時54分頃発電所長（発電所緊急時対策本部長）から原子炉への海水注入を実施するよう指示が出された。

その後、同日15時36分、R/B上部で水素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（R/B最上階）の外壁が破損した。この爆発により、海水注入のためのホースが損傷し、現場からの退避、安否確認が実施され、現場の状況が確認されるまで復旧及び準備作業が中断した。これらの過程で放射性物質が環境中へ放出されたため、敷地周辺での放射線量は上昇した。

同日18時05分、経済産業大臣より、法令に基づき1号機原子炉圧力容器（以下、「RPV」という。）内を海水で満たす旨の法令に基づく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19時04分から消火系（以下、「FP」という。）ラインを用いて海水の注水を開始した。

SFPへは、3月31日13時03分からコンクリートポンプ車による放水（淡水）が開始された。

(2) 2号機について

津波後、原子炉水位の監視ができなくなっていたが、3月11日22時頃には原子炉水位の監視ができるようになった。また、原子炉隔離時冷却系（以下、「RCIC」という。）の作動が確認できなかったが、3月12日2時55分にRCICの作動を現場で確認した。

3月12日4時20分から5時にかけて、復水貯蔵タンクの水位減少が確認された。復水貯蔵タンクの水位確保及び、S/Cの水位上昇の抑制を目的として、現場にて弁を手動操作することでRCICの水源を復水貯蔵タンクからS/Cに切り替えてRCICによる注水を継続した。3月14日13時18分、原子炉水位の低下が認められた。このことから、同日13時25分に原子炉冷却機能を喪失している可能性があるため原災法第15条該当事象（原子炉冷却機能喪失）と判断した。

同日17時17分には原子炉水位が0mm（有効燃料頂部（以下、「TAF」という。））まで低下した。その後、同日19時54分から消防車による海水の注水を開始した。

PCV圧力を下げるため、3月13日11時頃及び3月15日0時頃からラプチャーディスク（破裂板）（以下、「ラプチャーディスク」という。）を除くPCVベントラインの系統構成を実施したが、D/Wの圧力低下は確認されなかった。

3月15日6時00分から6時10分頃、大きな衝撃音が発生した。ほぼ同時期にS/C圧力の指示値が0MPa [abs]であることが確認された。

SFPへは、3月20日15時05分から既設のFPC配管を用いて注水（海水）が開始された。

(3) 3号機について

津波後、3月11日15時25分のRCIC停止に伴い水位が低下したが、同日16時03分にRCICを手動起動した。3月12日11時36分にRCICが停止した。その後、炉心水位の低下（L-2：TAF+2950mm）により高压注水系（以下、「HPCI」という。）が同日12時35分に自動起動し、その後3月13日2時42分に停止した。

再度、RCICの手動起動を試みたが、起動できなかった。同日5時10分に原子炉冷却機能を喪失している可能性があることから原災法第15条該当事象（原子炉冷却機能喪失）と判断した。

同日9時25分頃から消防車によりFPラインからホウ酸を含む淡水注水を開始し、同日13時12分には海水注水に切り替え注水を継続した。

また、3月13日2時42分のHPCI停止後、PCV圧力を低下させるため、同日8時41分からPCVベントの操作を行い、さらに、3月14日5時20分にもPCVベントを行った。

その後、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、オペレーションフロアから上部全体とオペレーションフロア1階下の南北の外壁が損壊した。これらの過程で放射性物質が環境中へ放出されたため、敷地周辺での放射線量が上昇した。

SFPへは、3月17日9時48分頃、ヘリコプターから海水が投下され、その後、同日19時05分から放水車により、放水（海水）が開始された。

(4) 4号機について

定期検査中であり、シュラウド取替工事のため原子炉内から全燃料をSFPに取り出した状態で、SFPには燃料集合体1,535体が貯蔵されていた。津波後、全交流電源が喪失し、SFPの冷却機能及び補給水機能が喪失した。3月14日4時08分にはSFP水温が84℃に上昇した。

3月15日6時00分～6時10分頃、大きな音が発生した。その後、R/B5階屋根付近に損傷を確認した。さらに同日9時38分にはR/B3階北西コーナー付近で火災が発生していることが確認されたが、同日11時頃、自然に火が消えていることを確認した。3月16日5時45分頃にも、R/B北西部付近で火災が発生しているとの連絡があったが、同日6時15分頃、現場での火災は確認できなかった。

その後、3月20日8時21分から放水車によるSFPへの放水（淡水）が開始された。

(5) 5号機について

定期検査中であり、原子炉に燃料を装荷し、RPVの耐圧漏えい試験を実施していた。津波後、全交流電源が喪失し、原子炉及びSFPの冷却機能及び補給水機能が喪失した。このため、燃料からの崩壊熱により原子炉圧力が上昇傾向にあったが、原子炉へ注水を実施するためには、原子炉圧力を下げる必要があることから、現場でRPV頂部ベント弁の駆動空気供給ラインを構成後、3月12日6時06分に中央操作室（以下、「中操」という。）からRPV頂部のベント弁を手動操作して、原子炉圧力の減圧を実施し、大気圧程度まで降下させた。

その後、崩壊熱の影響により原子炉圧力は上昇するが、6号機から電源融通を受けて、主蒸気逃し安全弁（以下、「SRV」という。）で原子炉圧力を調整するとともに、復水補給水系（以下、「MUWC」という。）のポンプを使用して炉内への注水を行い、原子炉圧力と原子炉水位を制御した。その後、仮設の残留熱除去海水系（以下、「RHR S」という。）ポンプを設置することで、RHRを起動できたことにより、3月20日14時30分に原子炉冷温停止状態とするとともに、SFPについても継続的に冷却を行い、安定な状態となった。

(6) 6号機について

定期検査中であり、原子炉に燃料が装荷され、冷温停止状態であった。津波後、海水系による冷却の必要がない空冷式のD/G1台が、その電源設備等を含め、津波による被水を免れたため、機能喪失に至らず電源供給を継続できたが、海水ポンプ（以下、「SWポンプ」という。）及びRHR Sポンプはすべて機能を喪失し、原子炉及びSFPの冷却機能が喪失した。このため、燃料からの崩壊熱により原子炉圧力が緩やかな上昇傾向にあったが、MUWCポンプによる炉内への注水を行うとともに、あわせてSRVで原子炉圧力を調整し、原子炉水位と圧力を制御した。その後、仮設のRHR Sポンプを設置することで、RHRを起動できたことにより、3月20日19時27分に原子炉冷温停止状態とするとともに、SFPについても継続的に冷却を行い、安定な状態となった。

5. 地震に関する状況調査

5. 1 地震観測記録の分析結果

東北地方太平洋沖地震によるR/B基礎版上(最地下階)の観測値のうち、2号機、3号機及び5号機で得られている水平方向の観測値(それぞれ550、507、548ガル)については、基準地震動S_sに対する加速度値(それぞれ438、441、452ガル)を超えているものの、ほとんどの観測値は、基準地震動S_sに対する加速度値を下回っていることを確認した。

また、地震観測記録の応答スペクトルについては、一部の周期帯において基準地震動S_sによる応答スペクトルを上回っているものの、概ね同程度であることを確認した。

【添付資料－5－1】

5. 2 地震時及び地震直後の福島第一原子力発電所内外の電気設備の状況

東北地方太平洋沖地震により、福島第一原子力発電所では、新福島変電所の設備被害、外部電源の送電鉄塔の倒壊、所内受電用しゃ断器の被害などによって6系統(うち1系統は工事停止中)ある外部からの受電系統のすべてが受電できない「外部電源喪失」状態となった。しかしながら、外部電源喪失を受け、1号機から6号機では、定期検査で点検中の4号機の1台を除き、待機中のすべてのD/Gが直ちに起動し、原子炉施設の安全確保に必要な非常用系統への電力供給に成功した。

被害のあった電気設備のうち、以下の所内受電用しゃ断器については、機器の損傷を確認しており、主要電気工作物の破損事故に該当する。

- ・ 大熊線1L受電用しゃ断器(O-81)及び大熊線2L受電用しゃ断器(O-82)

【添付資料－5－2、3】

5. 3 地震時及び地震直後の福島第一原子力発電所プラントの運転状況

東北地方太平洋沖地震により、福島第一原子力発電所では、運転中の1号機、2号機、3号機は「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自動停止するとともに、その後、原子炉が未臨界状態となったことを確認した。また、1号機においては自動起動したIC、2号機及び3号機においてはSRV及び手動起動したRCICにより、安定的に原子炉圧力、水位が制御された。

地震発生時におけるプラントデータからは、地震直後から津波襲来までの間、主要なパラメータ、プラント機器動作状況などに異常な応答、挙動は認められず、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。

また、定期検査中の4号機、5号機及び6号機についても地震による停止状態への異常は認められなかった。(1号機から6号機各プラントの状況は7章から12章で詳述する。)

これらの状況から、安全上重要な機能を有する主要な設備は、地震時及び地震直後において安全機能を保持し、原子炉自動停止後の対応を適切に実施できる状態にあったものとする。

5. 4 地震の観測記録を用いた原子炉建屋及び耐震安全上重要な機器・配管系の地震応答解析結果

福島第一原子力発電所1号機から6号機について東北地方太平洋沖地震で得られたR/B基礎版上など多数の地震観測記録を用いて地震応答解析を行った。

(1) R/Bの解析結果

1号機から6号機R/Bの東北地方太平洋沖地震を踏まえた地震応答解析にあたっては、地震時の建屋の状況を確認する観点から、建屋基礎版上で取得された観測記録を用いた地震応答解析を実施した。

地震応答解析にあたっては、建物・構築物や地盤の特性を適切に表現できるモデルを設定している。

地震応答解析の結果、耐震壁のせん断ひずみは、評価基準値 (2.0×10^{-3}) を十分に下回り、もっとも厳しい結果の2号機の場合でも 0.43×10^{-3} (東西方向、5階) であり、地震による応力はR/Bの健全性に影響するものでないことが確認された。

なお、破損が確認されている1号機、3号機及び4号機のR/Bについて、破損の状況を質点系モデルに反映し、基準地震動 S_s を用いた時刻歴応答解析を実施した結果、残存している耐震壁に発生するせん断ひずみは評価基準値を大きく下回っており、十分な安全性を有していると評価した。

【添付資料－5－4～12】

(2) 耐震安全上重要な機器・配管系の解析結果

1号機から6号機の原子炉等の大型機器について、東北地方太平洋沖地震の観測記録に基づいた地震応答解析を行い、その結果得られた地震荷重等と、既往の基準地震動 S_s による耐震安全性評価で得られている地震荷重等との比較を行った。

比較の結果、1号機から6号機において今回の地震による地震荷重等は、耐震安全性評価で得られている地震荷重等を一部上回るものの、原子炉を「止める」、「冷やす」、放射性物質を「閉じ込める」に係わる安全上重要な機能を有する主要な設備の耐震性評価を実施し、計算される応力等が評価基準値以下であることを確認した。

これらの結果から、安全上重要な機能を有する主要な設備は、地震時及び地震直後において安全機能を保持できる状態にあったものと考えられる。

【添付資料－5－4～9】

5. 5 まとめ

福島第一原子力発電所においては、1号機から4号機については、津波襲来後の事故により施設内の点検を行うことが困難な状況であるが、5.3でのプラント運転状況及び5.4での解析結果から、安全上重要な機能を有する主要な設備は、地震時及び地震直後において安全機能を保持できる状態にあったものと考えられる。また、冷温停止となった5号機及び6号機においては、プラント内の巡視を行った結果、安全上重要な機能を有する主要な設備に地震による損壊は確認されていない。

以上の状況調査から、地震による外部電源の喪失は生じたものの、D/Gによる電源確保に成功しており、プラントとしては地震時及び地震直後の対応を適切に実施できる状態にあったものと考えられる。

6. 津波に関する状況調査

6. 1 津波の調査結果及び状況

6. 1. 1 津波調査結果

福島第一原子力発電所に襲来した津波は主要建屋敷地（1号機から4号機側でO. P. +10m、5号機及び6号機側でO. P. +13m）まで遡上し、浸水域は主要建屋設置エリアの全域に及んだ。浸水高は1号機から4号機側でO. P. 約+11.5～約+15.5m^{*1}、浸水深で約1.5m～約5.5mであり、主要建屋周囲に顕著な浸水が認められた。

4号機南側の集中環境施設プロセス主建屋付近で津波襲来時の状況を撮影した写真では、敷地高さO. P. +10mに設置してある高さ約5.5mのタンクが津波に水没していく様子が撮影されている。建屋周囲の浸水高は、この付近では敷地上5m以上にも及んだことが示されている。

一方、5号機及び6号機側では、浸水高はO. P. 約+13～約+14.5m、浸水深で約1.5m以下であり、1号機から4号機側との比較では相対的には浅くなっているが、主要建屋周囲が浸水していた。

なお、福島第二原子力発電所では、主要建屋敷地エリアへの浸水の様相が異なり、O. P. +4mの海側エリアでは浸水（浸水高O. P. 約+7m）が全域に及んでいるものの、海側エリアから斜面を超えてO. P. +12mの主要建屋エリアへの遡上は認められなかった。一方で、一部主要建屋エリア南東側から免震重要棟への道路に集中的に遡上したことが認められ、この結果、1号機南側においては浸水深が深く、また、2号機及び3号機への回り込みは見られるが2号機及び3号機周囲の浸水深は僅かであり、4号機建屋周囲においてはほとんど浸水が認められなかった。

福島第一原子力発電所に襲来した津波の最大高さは潮位計、波高計が地震、津波の影響を受けたため直接測定できていないが、発電所構内の高さO. P. +10mの防波堤を津波が乗り越えてくる様子が撮影されており、津波の高さが10mを超えるものであることは明らかである。また、インバージョンにより波源を推定し、津波の高さを解析によって評価したが、福島第一原子力発電所の津波の高さは約13mであり、平成14年に刊行された土木学会「原子力発電所の津波評価技術」に基づく評価結果を踏まえた津波の高さ5.4～5.7mに対しての機能確保の対策を講じていたものの、津波はそれを大幅に上回るものであった。

また、福島第一原子力発電所及び福島第二原子力発電所に襲来した津波の高さ^{*2}が異なった要因は、宮城県沖ならびに福島県沖に想定されるすべり量の大きい領域からの津波のピークの重なる度合いが異なることが影響した可能性が考えられる。それぞれの発電所に襲来した津波の高さが異なったことで、主要建屋敷地での浸水規模や様相にも差異が生じているものと考えられる。

※1：当該エリア南西部では局所的にO. P. 約+16～約+17m（浸水深 約6～7m）

※2：福島第二原子力発電所の津波の高さは約9mと評価した

【添付資料－6－1～5】

6. 1. 2 主要建屋への浸水経路

福島第一原子力発電所の主要建屋（R/B、T/B、D/G建屋、運用補助共用施

設、コントロール建屋、廃棄物処理建屋、サービス建屋及び集中環境施設)の周囲は全域が津波の遡上により冠水した。これらの主要建屋について、外壁や柱等の構造躯体には津波による有意な損傷は確認していない。一方で、建屋の地上の開口部に取り付けられている建屋出入口、D/G給気ルーバ、地上機器ハッチや、建屋の地下でトレンチやダクトに通じるケーブル、配管貫通部が、津波により冠水、損傷したことを確認した。これら建屋の地上の開口部や地下のトレンチやダクトに通じるケーブル、配管貫通部が、建屋内部への津波の浸水経路になったと考えられる。

主な建屋の浸水概況は以下の通り。

(1) 1～4号機R/B

R/B内は高線量のため建屋内の調査を実施できず、津波による海水の浸水の有無は不明である。

(2) 5号機R/B

5号機では、R/B地下1階で浸水を確認した。なお、浸水した水の海水濃度は低く、流入が継続していたことから、津波が直接浸水したものではなく、海水を含む地下水の浸水によるものと推定した。

(3) 6号機R/B (原子炉棟及び複合建屋)

6号機では、複合建屋地下で浸水を確認した。T/B地下に滞留した海水が、配管貫通部を通じて複合建屋に浸水したと評価した。また、複合建屋から貫通部等を通じ、原子炉棟へ浸水したと推定した。一方、D/Gが設置されているエリアへの浸水は認められなかった。R/B1階にD/G給気ルーバ(O. P. 約+15m)が設置されているが、近傍の浸水はO. P. 約+13.5～約+14.5mであったため、D/Gへの浸水はなかった。

(4) 1号機T/B

1号機では、T/B1階でT/B大物搬入口、建屋出入口から海水が流入し、広範囲に浸水した。T/B地下1階でも浸水が確認され、T/B1階、ダクト、トレンチ、機器ハッチからの流入が浸水経路として推定されるが、水没及び高線量のため詳細は不明である。なお、T/B地下1階に設置されているD/Gについては、直接の確認は実施できない状況であるが、付近の機器ハッチに浸水の痕跡があること、T/B地下1階が水没したことから、浸水したものと評価した。

(5) 2号機T/B

2号機では、T/B1階で大物搬入口、1～2号機連絡通路からの浸水が確認された。T/B地下1階でも浸水が確認され、T/B1階、ダクト、トレンチ、D/G給気ルーバ、機器ハッチ、及び1号機からの流入が浸水経路として推定されるが、水没及び高線量のため詳細は不明である。なお、T/B地下1階に設置されているD/Gについては、直接の確認は実施できない状況であるが、付近の機器ハッチ、D/G給気ルーバに浸水の痕跡があることから、浸水したものと評価した。

(6) 3号機T/B

3号機では、T/B 1階で大物搬入口、建屋出入口からの流入による浸水が確認された。T/B地下1階でも浸水が確認され、T/B 1階、ダクト、トレンチ、D/G給気ルーバ、ケーブル貫通部からの流入が浸水経路として推定されるが、水没及び高線量のため詳細は不明である。なお、T/B地下1階に設置されているD/Gについては、直接の確認は実施できない状況であるが、付近のD/G給気ルーバに浸水の痕跡があることから、浸水したものと評価した。

(7) 4号機T/B

4号機では、T/B 1階、T/B 2階でT/B 1階大物搬入口からの流入による浸水が確認された。T/B 1階については、3～4号機連絡通路、D/G給気ルーバ、ブロック開口からの浸水も推定されるが、高線量のため詳細は不明である。T/B地下1階でも浸水が確認され、T/B 1階、ダクト、トレンチ、D/G給気ルーバ、機器ハッチからの流入が浸水経路として推定されるが、水没及び高線量のため詳細は不明である。T/B地下1階に設置されているD/Gについては、浸水を確認した。

(8) 5号機T/B

5号機では、ケーブル貫通部を通じ、T/B地下1階電気品室が浸水した。また、配管トレンチからと考えられる浸水も確認されたが、トレンチが水没しているため、詳細調査は実施できない状況である。

T/B地下1階に設置されているD/Gのエリアには浸水は認められなかった。T/B 1階にD/G給気ルーバ(O. P. 約+14.5m)が設置されているが、近傍の浸水はO. P. 約+13～約+14mであったため、D/Gへの浸水はなかった。

(9) 6号機T/B

6号機では、T/B 1階でT/B 1階大物搬入口からの流入による浸水が確認された。T/B地下1階でも浸水が確認され、シャフト、トレンチ、T/B 1階からの浸水が経路と考えられる。また、5号機T/B地下1階に設置されている6号機電気品室が浸水した。

(10) D/G 建屋 (D/G 6B)

D/G 建屋では、建屋内への浸水は確認されなかった。

(11) 運用補助共用施設 (共用プール及びD/G 2B、4B)

運用補助共用施設では、給気ルーバ、建屋出入口を通じ、1階が浸水した。地下1階でも浸水が確認され、1階からの浸水、ケーブル貫通部からの浸水等が浸水経路と考えられる。

D/G 2B、4B設備が設置されているエリアへの浸水は認められなかった。

【添付資料－6－6】

6. 1. 3 津波による設備の状況

(1) 非常用海水系ポンプ

1号機から6号機は海水を利用することで崩壊熱の除去を行う構造になっている。また、一部の空冷式を除き、D/Gも海水を利用して機関の冷却を行う構造である。このため、海側エリアに海水を取り込むための非常用海水系ポンプ^{*1}が設置されている。

これらの海水系ポンプを設置している海側エリアの敷地高さはO. P. + 4 mであり、平成14年の津波高さ評価結果を踏まえ津波高さ5.4～5.7 mに対しての機能確保の対策を講じていたものの、津波はそれを大幅に上回るものであったことからこれらのポンプの電動機は冠水し、系統の機能を喪失した。

その結果、1号機から6号機までの原子炉及びSFPを除熱し、冷温停止するための最終ヒートシンクを喪失することとなった。また、海水を利用した水冷式のD/Gも機能を喪失した。

なお、非常用海水系ポンプの躯体の機械的損傷は限定的^{*2}であり、6号機のD/G 6A海水ポンプは平成23年3月18日時点で特段の修理を行わずに起動することができ、平成23年3月19日、D/G 6Aを起動した。

※1：非常用海水系ポンプ設備は、格納容器冷却海水系（以下、「CCSW」という。）ポンプ、RHRSPポンプ、D/G海水ポンプをいう。

※2：屋外ヤードエリア設置の非常用海水系ポンプ設備については、点検中で取り外していた4号機RHRSPポンプ（A、C）を除き、いずれも津波を受けた後も据付場所に自立しており、ポンプ本体が流出したものはなかった。しかしながら、設備点検用クレーンの倒壊、漂流物の衝突等によるポンプならびに付属機器の損傷、電動機軸受潤滑油への海水の混入が確認された。

【添付資料－6－7、8、9】

(2) 非常用ディーゼル発電機

主要建屋エリア全域が津波の浸水を受け、建屋への浸水が生じた結果、建屋内の電気品の機能喪失が生じた。

5号機及び6号機の水冷式D/G（D/G 5A、D/G 5B、D/G 6A及び高圧炉心スプレイス系（以下、「HPCS」という。）D/G）本体は、被水を免れたが、1号機から4号機の水冷式のD/G本体は全て海水を被水して停止している。被水しなかった5号機及び6号機の水冷式D/Gも、D/G海水ポンプ等が機能喪失しているため運転することが出来ず、結果、水冷式のD/Gは全て停止した。

一方、2号機（D/G 2B）、4号機（D/G 4B）及び6号機（D/G 6B）は空冷式のD/Gであり、これらについては海水系ポンプがないため津波による冷却系への影響はなかった。2号機（D/G 2B）及び4号機（D/G 4B）については、4号機R/Bの南西にある運用補助共用施設に設置しており、D/G本体には浸水被害がなかったものの、運用補助共用施設地下の電気品室が浸水被害を受け、D/G電源盤が水没して機能喪失となった。

この結果、1号機から5号機までのプラントでD/Gが停止し、全ての交流電源を喪失した。6号機は、空冷式D/G 6Bが運転を継続し電源が維持された。

【添付資料－6－10】

(3) 電源盤

外部電源及びD/Gの電力は、高圧電源盤、パワーセンター、低圧電源盤を経由して各機器に供給される。また、交流電源喪失時に最低限の監視機能等を確保するために直流電源盤（バッテリーあり）が用意されている。

今回の津波襲来により、1号機から5号機までは常用系、非常用系の高圧電源盤が全て被水しており、仮に外部電源やD/Gが機能していたとしても電力を必要とする機器に供給することができない状況であった。

また、パワーセンターについても大半が被水しており、高圧電源車などの接続可能な箇所は限られてしまう状況であった。

直流電源盤の被害については、1号機、2号機及び4号機で被水したが、3号機、5号機及び6号機では被水していない。3号機、5号機及び6号機の直流電源盤は、T/B中地下階に設置されていたことで浸水被害が及ばなかったものと推定する。

建屋への大規模な浸水が生じた施設では、建屋最地下階の浸水が顕著であり電源盤の被害もこれに対応している。建屋最地下階に設置してあった電源盤は被水の被害を受けているのに対して、建屋中地下階（一部被水の被害を受けているものあり）に設置してある電源盤は、被水を免れた。また、建屋最地下階に設置してあっても建屋周囲に浸水高に対して建屋への浸水経路となるD/G給気ルーバ等の最下端が浸水高より上に設置され、浸水経路となるダクト、トレンチ等の貫通部もない箇所では、建屋への浸水がなく、設備も被水していない。5号機及び6号機のD/Gや6号機の非常用電源盤（高圧電源盤、パワーセンター）などがこの場合に該当した。

なお、6号機については、空冷式のD/G 6Bのみならず、高圧電源盤、パワーセンターといった電源盤（非常用電源系B系）も被害がなかったことから、供給先の機器を作動継続させることが出来た。

【添付資料－6－10】

(4) 非常用冷却設備

福島第一原子力発電所は、東北地方太平洋沖地震で被災し、現在に至っても、建屋内への立入に関する制約事項も多いことから、発電所設備の損傷状況を完全に把握、整理するには至っていない。プラント運転データ等を整理活用するにあたり、設備の損傷状況について整理し取り纏めを実施した。

機器の損傷状況の整理は、運転記録や数少ない作業員からの伝聞情報をもとに作成したため、情報量は少なく粗いものとなっている。地震直後は余震、津波警報、水素ガスによると思われるR/B爆発等のために、設備の損傷状況とその原因を特定できるような確認をしていない。このような点を補うために、機器の損傷状況を整理するだけでなく、健全情報も記載した。これにより、僅かではあるが地震での損傷か、津波による損傷か区分することが可能となった。また、損傷の中には、電源の損傷による機器の機能喪失も含まれている。

なお、代替注水機能として重要なMUWCポンプは、1号機から4号機については電源の喪失のみならず、電動機が被水しており、電源が仮に復旧したとしても機能を回復できる状態ではなかった。

【添付資料－6－11】

(5) 重油タンク

津波来襲後、屋外に設置していた以下の重油タンクの破損または海への流出を確認しており、タンク内の重油は海へ流出又は土壤に浸透したと推定されることから、主要電気工作物の破損事故に該当する。

- ・ No. 2重油タンク

津波によりタンクは海に流出しており、確認された漂流物の状況では、漂流方向について特定することが難しく、所在不明である。

- ・ No. 3重油タンク及びNo. 4重油タンク

津波の影響により、No. 4重油タンクは、No. 3重油タンク脇に移動して底部が抜けた状態である。また、No. 3重油タンクは、底面から約1m付近に亀裂が発生している。

なお、平成23年5月31日、5、6号機取水口カーテンウォール付近の海面に、No. 3重油タンク及びNo. 4重油タンクから流出した重油の一部と思われる油漏えいが確認されたことから、護岸内側に油吸着マットを設置するとともに、カーテンウォール周辺にオイルフェンスを設置し、油の流出拡散防止を実施した。

また、No. 1重油タンクについては、津波により1号機タービン建屋脇の道路まで流されたが、重油を抜いた状態で使用しておらず、重油の流出はなかった。

【添付資料－6－12】

6. 2 まとめ

福島第一原子力発電所においては、地震後の津波襲来により全プラントで最終ヒートシンクとなる非常用海水系ポンプ設備の機能を喪失し、1号機から5号機については電源設備の機能喪失から、電動式の安全系や注水、冷却設備は全て使用できない状態となった。

中操や各建屋内部及び屋外ヤードの照明の停電や通信手段の制約がその後の対応を困難にした。さらに直流電源を喪失した1号機、2号機及び4号機では中操での計測機器が全て機能喪失しプラントの状態監視が出来なくなり、直流電源が残った3号機及び5号機も非常用バッテリー残量に依存して状態監視をしていく状況となった。

なお、代替注水機能として重要なMUWCポンプは、1号機から4号機については電源の喪失のみならず、電動機が被水しており、電源が仮に復旧したとしても機能を回復できる状態ではなかった。

以上の状況調査から、地震後の津波襲来以降、停止後のプラントの対応を実施していくには非常に困難な状態にあったものと考ええる。

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

指示値で+910mm (TAF+4340mm) であった。

【添付資料-7-1~8、10、11】

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を經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、I CとH P C Iがあるが、状況を確認したところ、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。

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F P、MUWC、C C S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-F P」という。）を使用し、F PラインよりC S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-F Pを起動した。

F PラインよりC S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C Sなどの弁を手動で開け、原子炉圧力の減圧後（0.69 MP a [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-2 C、P/C-2 D）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ほう酸水注入系（以下、「S L C」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。

I Cについては、一時的に直流電源が復活したためか、I C（A系）の供給配管隔離弁MO-2 A、戻り配管隔離弁MO-3 A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、I C（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I C（A系）の供給配管隔離弁MO-2 A、戻り配管隔離弁MO-3 Aの「開」操作を実施し、I Cベント管から蒸気が発生していること

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。

<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

工事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】

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：0.069μSv/h→同日4時23分：0.59μSv/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。

<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 μ Sv/hを超える放射線量（1015 μ 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

は把握が困難な状況であったことから、津波襲来後の I C 動作状況について調査したところ、以下のことが確認された。

(1) I C 電動弁回路調査結果 (平成 23 年 4 月 1 日実施)

供給配管隔離弁 MO-2 A、2 B、PCV 内側隔離弁 (I C (A系) : MO-1 A、MO-4 A、I C (B系) : MO-1 B、MO-4 B) は、「I C 配管破断」を検出する回路の直流電源が喪失した場合、フェールセーフ信号により閉動作するため、回路調査を実施した。

- a. 運転員が「閉」操作を実施していない I C (B系) の供給配管隔離弁 MO-2 B については、全閉を示す回路状態であり、「I C 配管破断」を検出する回路の直流電源喪失に伴うフェールセーフ信号による弁の「閉」動作状況と一致した。
- b. 運転員が「開」操作を実施した供給配管隔離弁 MO-2 A、戻り配管隔離弁 MO-3 A の開閉状態については、全開を示す回路状態であり、運転員による「開」操作状況と一致した。
- c. 運転員が津波襲来前に「閉」操作を実施した戻り配管隔離弁 MO-3 B の開閉状態については、全閉を示す回路状態であり、運転員による「閉」操作状況と一致した。
- d. PCV 内側隔離弁 (I C (A系) : MO-1 A、MO-4 A、I C (B系) : MO-1 B、MO-4 B) は、「中間開」を示す回路状態であった。

(2) 調査結果のまとめ

以上の調査結果から、供給配管隔離弁 MO-2 A、2 B を含む I C の各隔離弁は、直流電源喪失により、「I C 配管破断」を検出する回路がフェールセーフ動作として信号を発信し、閉動作したものと推定した。

しかしながら、PCV 内側隔離弁 (I C (A系) : MO-1 A、MO-4 A、I C (B系) : MO-1 B、MO-4 B) については、弁の駆動電源が残っていれば本来「全閉」状態となるが、調査結果は「中間開」を示しており、弁の開度について特定できない状況である。また、直流電源駆動の弁 (供給配管隔離弁 MO-2 A、2 B、戻り配管隔離弁 MO-3 A、3 B) も「閉」動作したものと推定できるが、直流電源の供給状態には不明な点が多く、どの段階で電源が喪失、回復したのかは、特定できていない。

したがって、PCV 内側隔離弁 (I C (A系) : MO-1 A、MO-4 A) は開度状態がわからない状況であり、供給配管隔離弁 MO-2 A、戻り配管隔離弁 MO-3 A を手動開操作後に蒸気発生を確認しているが、I C がどの程度機能していたかについては現時点では判断できない。

【添付資料-7-10、15】

7. 2. 2 炉心の状態について (MAAP 解析結果)

「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運転記録及び事故記録の分析と影響評価について (平成 23 年 5 月 23 日原子力安全・保安院報告)」の中

で、地震発生初期の設備状態や運転操作等に関する情報より、事故解析コード（Modular Accident Analysis Program、以下「MAAP」という。）を用いてプラントの状態を評価している。

解析では全交流電源喪失（津波到達）以降、比較的早期に炉心の損傷が開始し、R P Vが破損する結果となった。一方、R P V温度等のプラントパラメータによれば、熱源（燃料）の大部分はR P V内にあることを示唆する挙動であることから、炉心は大幅に損傷したものの、所定の装荷位置から下（下部プレナム）に移動・落下し、大部分はその位置付近で安定的に冷却できていると考える。

【添付資料－ 7－ 1 6】

8. 福島第一原子力発電所2号機の事故状況及び事故進展の状況調査

8. 1 プラントの状況

8. 1. 1 地震発生前のプラント状況

2号機は平成22年12月15日（平成22年11月18日発電機最終並列）より第26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。

8. 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41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15時01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－8－1、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、RPS電源が喪失したことにより、MSIVが自動閉した。

このため、原子炉圧力が上昇を開始したが、SRVの自動開閉により原子炉圧力が制御された。

同日14時47分、D/G2台（D/G2A、2B）が自動起動し、高圧配電盤の非常用母線（M/C-2C、M/C-2D及びM/C-2E）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14時50分、RCICを手動起動したが、原子炉自動停止及びMSIV閉などの影響による原子炉水位の過渡的な変動のため、同日14時51分にRCICが原子炉水位「高」信号により自動停止した。

原子炉水位は、RCICが自動停止したことにより低下したが、同日15時02分RCICを再度手動起動したことで上昇した。

その後、同日15時28分、RCICが再度原子炉水位「高」信号により自動停止した。同日15時39分、RCICを再度手動起動した。

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が、津波の影響による電源喪失のために動作不能になったものと推定される。

【添付資料－8－1～6、8、9】

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の電源が停止したことによりMSIVが自動閉した。SRVの自動開閉、RCICの手動起動によりS

／C水の温度が上昇していたことから、操作手順書に従い同日15時00分から15時07分にかけてRHRを起動し、トラス水冷却モードでS／C冷却を開始した。通常換気空調系は、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が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-8-1～3、7、9】

(2) 【3月11日15時41分（全交流電源喪失）～3月15日（D／W圧力低下）】

a. 冷やす機能

3月11日15時50分頃、計器用の電源が喪失し、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、ECCSを含めた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。

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、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・水没等により3月11日15時41分にD／G 2A、2B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。

<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、RCICの状況を確認したが、中操表示灯などが消灯しRCICの運転状態が確認できない状況となった。

3月11日15時50分、計器用の電源が喪失し、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、ECCSを含めた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。

<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（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するよう指示した。

検討の結果、RHRを経由した代替注水ラインを構成することとした。しかし、電源が使用できる状態であれば、中操からの操作によりラインを構成できるが、電源が喪失した状況では、中操からの操作ができなかったため、照明が消えた暗闇の状況で、

R/B及びT/BにてRHRなどの弁を手動で開け、原子炉圧力の減圧後（0.69 MPa [gage] 以下）に注水が可能な系統構成とした。

<中操内計器類の復旧作業>

発電所対策本部復旧班においては、中操照明、監視計器の復旧のため、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を設置した。

原子炉水位については、不明な状況が継続しており、RCICによる原子炉への注水状況についても確認できないことから、TAFに到達する可能性があることを同日21時02分に官庁等に連絡した。さらにTAF到達時間を21時40分と評価した。

その後、計器類の復旧作業の結果、同日21時50分、原子炉水位がTAF+3400mmと判明した。

3月12日1時頃、運転員がRCIC運転状態について現場確認を実施したところ、R/B地下1階にあるRCIC室は、水がたまっている状態であった。

RCIC運転状態については、かすかな金属音が聞こえたものの、ポンプまたはタービンの回転部分の確認ができなかったため、運転状態は判断できずに中操に戻り状況報告をした。

その後、同日2時頃、運転員が再度RCIC運転状態の確認を実施したが、RCIC室の水たまりの量が増えており、RCIC室では運転状態を確認できなかったため、現場にある計器ラック（R/B1階及び2階）でRCICポンプ吐出圧力と原子炉圧力を確認し、ポンプの吐出圧力が原子炉圧力より高いことからRCICは運転しているものと判断し、中操に戻り報告した。

同日2時55分、発電所対策本部は中操からの報告によりRCICが作動していると判断し、2号機はパラメータ監視を継続することとした。同日4時20分から5時にかけて、復水貯蔵タンクの水位減少が確認された。復水貯蔵タンクの水位確保及び、S/Cの水位上昇の抑制を目的として、現場にて弁を手動操作することでRCICの水源を復水貯蔵タンクからS/Cに切り替えた。

<代替注水手段の電源復旧>

発電所対策本部復旧班では、2号機の電源盤の水没状況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、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。

高圧注水の可能な制御棒駆動水圧系（以下、「CRD」という。）ポンプ、SLCポンプについて、パワーセンターに電源車をつなぎ、電源復旧がなされた後に、AM手順書に従って、それらの設備を使用して原子炉へ注水するための検討を進めていた。

CRDポンプ及びSLCポンプを復旧するため、電源車によるパワーセンターの電源復旧作業を進めた。

3月12日15時30分頃、使用可能な2号機パワーセンターの一次側へ仮設ケーブルをつなぎ込み、高圧電源車への接続が完了したが、同日15時36分、1号機で水素ガスによると思われる爆発が発生し、爆発による飛散物により敷設したケーブルが損傷するとともに、高圧電源車が自動停止した。

現場から免震重要棟への退避、安否確認が実施され、現場の状況及び安全確認がな

されるまで復旧及び準備作業が中断した。

3月13日、2号機パワーセンターに接続中の高圧電源車の再起動を試みたが、保護装置（過電流リレー）が動作したため、起動できず送電できなかった。

<海水注入の準備開始>

3月13日12時05分、発電所長（発電所緊急時対策本部長）はR C I Cの停止に備え、原子炉への海水注入の準備を開始するよう指示を出した。3号機逆洗弁ピットを水源とした注水ライン系統構成を進め、消防車を配置してホースの敷設を実施した。

<3号機爆発後の海水注入の再ライン構成>

3月14日11時01分、3号機の水素ガスによると思われる爆発により、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確認のため、しばらく復旧作業に着手できなくなった。

準備が完了していた海水注入ラインについては、消防車及びホースが破損して使用不可能となった。

同日13時05分から現場の状況確認をするとともに瓦礫の散乱状況から、水源は3号機逆洗弁ピットからではなく、物揚場から直接海水を採水し原子炉へ注入することに変更した。

現場は、散乱する瓦礫の影響による高い放射線量のなか、使用可能な消防車及びホースを用いて注水ラインの系統構成準備を進めた。

<原災法第15条該当事象の判断（原子炉冷却機能喪失）>

3月11日22時以降、3月14日12時頃まで、原子炉水位は、燃料域でT A F + 3 0 0 0 mm以上で安定的に推移していたが、3月14日13時18分、原子炉水位が低下傾向にあることから、原子炉への海水注入などの準備作業を進めることとした。

原子炉の水位が低下していたため、R C I Cの機能が喪失した可能性があることから、3月14日13時25分に原災法第15条該当事象（原子炉冷却機能喪失）と判断した。

原子炉への海水注入の準備作業を進め、同日14時43分に消防車のF Pへの接続が完了した。

同日15時28分、2号機T A F到達時間を同日16時30分と評価した。

<消防車による注水のための原子炉の減圧>

発電所対策本部は、消防車による注水のためには、S R V手動開操作による原子炉圧力の減圧が必要であったが、S / Cの温度・圧力が高く（3月14日12時30分S / C温度149.3℃、S / C圧力486 k P a [abs]）、S R Vを手動開としても、S / Cで蒸気が凝縮せず減圧しにくい可能性があったことから、海水注入とP C Vベントの準備をしてからS R Vを手動で開けて原子炉を減圧し、海水注入を行うこととしていた。

しかしながら、3月14日16時00分頃、P C Vベント弁の手動開操作実施まで時間がかかる見通しとなったことから、発電所長（発電所緊急時対策本部長）は、S

R Vによる原子炉の減圧を優先することとし、P C Vベントの実施についても並行して実施するよう指示した。

同日16時30分頃、消防車を起動し、原子炉減圧時に海水の注水が開始できるよう準備を行った。

同日16時34分、原子炉の減圧操作を開始するとともに、F Pラインから海水の注入を開始することとした。

同日17時17分、原子炉水位がT A Fに到達した。

直流電源がない中、S R Vを開けるためにはバッテリーが必要であることから、自動車からバッテリーを集めて中操に運び、バッテリーから電源ケーブルをつなぎ込みS R V操作の電源を確保したが、バッテリー電圧が不足していたため、バッテリーをさらに追加した上で複数のS R Vの動作を試み、対応を継続した。

同日18時00分頃、S R Vによる原子炉減圧（原子炉圧力：同日18時頃5.4 MP a [gage]→同日19時03分0.63 MP a [gage]）が開始されたが、S / C温度、S / C圧力が高く、凝縮しにくい状況であったため、減圧されるまでに時間を要した（原子炉圧力：3月14日16時34分6.998 MP a [gage]→同日18時03分6.075 MP a [gage]→同日19時03分0.63 MP a [gage]）。

同日18時22分、原子炉水位がT A F - 3700 mmに到達し、燃料全体が露出したものと判断した。

<消防車の再起動>

現場の放射線量が高く、消防車の運転状態の確認等の現場での監視を続けることができず、交代での作業を余儀なくされていたところ、3月14日19時20分、原子炉への海水注入のために待機していた消防車が燃料切れで停止していたことを確認した。

同日19時54分、消防車（19時54分、19時57分に各1台起動）によるF Pラインから原子炉内へ海水注入が開始された。

同日21時20分、S R V 2弁を手動開し、原子炉水位が回復してきたことを確認した。（同日21時30分 原子炉水位T A F - 3000 mm）

【添付資料-8-1~6、8~10】

b. 閉じ込める機能

R C I Cによる原子炉への注水を継続し、D / W圧力は約200~300 k P a [abs]と安定していたが、いずれP C Vベントが必要となることが予想されたことから、3月12日17時30分、発電所長（発電所緊急時対策本部長）は2号機P C Vベント操作の準備を開始するよう指示した。

通常は中操からP C Vベント操作できるが、全交流電源喪失のため、P C Vベント操作のうち、M O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、A O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、R H Rの復旧の見通しがたたない場合については、S R Vによる原子炉の減圧に伴ってP C Vの内圧、温度も上昇することから、A M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、P C Vの過圧を防止するP C V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>

津波の影響により、S/C冷却をしていたRHRが停止した。また、計器用の電源が喪失したことから、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。

同日23時25分頃、D/W圧力計が0.141MPa [abs]と判明した。

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。)

3月12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ベントに必要な)MO弁、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ベントの実施を発表する。発表後にベントすること」との情報提供された。

同日2時55分、R/B現場にてRCIC吐出圧力を確認したことから、RCICが作動していると判断し、1号機のPCVベント操作を優先して対応を進めることとなり、2号機はパラメータの監視を継続することとした。

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、同日3時33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、発電所対策本部より100mSvにセットしたAPDと全面マスクが中操に届けられた。

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0.069μSv/h→同日4時23分0.59μSv/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」とするよう指示を出した。

同日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。

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15時36分、1号機で水素ガスによると思われる爆発が発生した。

MPで500 μ Sv/hを超える放射線量(1,015 μ 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。

R/Cによる原子炉への注水を継続し、D/W圧力は約200~300 kPa [abs]と安定していたが、いずれPCVベントが必要となることが予想されたことから、同日17時30分、発電所長(発電所緊急時対策本部長)は2号機PCVベント操作の準備を開始するよう指示した。また、3号機とあわせてPCVベントに向け、系統構成準備を開始した。

なお、現場の放射線量も低かったことから、ラプチャーディスクを除く、PCVベントに必要な弁を開けておくこととなった。(ラプチャーディスクの破裂待ちの状態)

1号機PCVベント実施にむけて具体的な準備が開始された際、2号機についてもAM操作手順書や弁の図面、配管計装線図等で操作内容や手順の具体的確認を開始し、PCVベントに必要な弁を手動で開けることができるかどうか、治具を取り付けて強制開にできるかどうかなどについて検討を実施した。それらの検討結果及び、配管計装線図、AM手順書、1号機のPCVベント手順書等をもとに、2号機PCVベントに必要な弁の操作方法(PCVベントラインのMO弁は手動で開操作可能、S/CからのベントラインにあるAO弁は手動での開操作不可)を確認し、PCVベント手順を作成した。また、バルブチェックシートを用いて、PCVベントラインにある弁の現場の位置を確認し準備を進めた。

同日18時25分、内閣総理大臣より福島第一原子力発電所から半径20 km圏内の住民に対し避難指示が出された。

<PCVベント弁(MO弁)開操作>

PCVベントラインのMO弁を手動で開操作するため、運転員はセルフエアセットなど必要な装備を着用し、現場(R/B)に出発した。

運転員は電源喪失により照明が消灯したR/B内(暗闇のなか)に、懐中電灯を携帯して入り、3月13日8時10分、手順書通りPCVベントラインのMO弁を手動で25%開とした。

<S/Cベント弁(AO弁)大弁開操作>

3月13日10時15分、発電所長(発電所緊急時対策本部長)は、2号機PCVベント操作を実施するよう指示した。同日11時00分、S/CからのベントラインにあるAO弁(大弁)を開にするため、中操仮設照明用小型発電機からの電源を用いて電磁弁を強制的に励磁させ開操作を実施し、ラプチャーディスクを除くPCVベントライン系統構成が完了(ラプチャーディスクの破裂待ちの状態)した。

この時、D/W圧力はラプチャーディスク作動圧(427 kPa [gage])よりも低く、PCVベントされない状態であることから、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15時18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

を官庁等へ連絡した。

< 3号機爆発の影響 >

3月14日11時01分、3号機において水素ガスによると思われる爆発が発生し、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となった。

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。

D/W圧力は、約450 kPa [abs]とPCVベント実施圧力を下回った状態で安定的に推移した。

S/CからのベントラインにあるAO弁（大弁）については、3号機爆発の影響により電磁弁励磁回路が外れ閉となったため、3号機爆発後の退避指示解除の後、3月14日16時頃から開操作を実施したが、同日16時20分頃、仮設空気圧縮機からの空気が十分でなく、開操作ができなかった。

< S/Cベント弁（AO弁）小弁開操作 >

D/W圧力に低下が見られないことから、3月14日18時35分頃、S/CからのベントラインにあるAO弁（大弁）だけでなく、S/CからのベントラインにあるAO弁（小弁）を対象としたPCVベントラインの復旧作業を継続した。（S/Cベント弁（AO弁）大弁は、仮設空気圧縮機からの空気が十分でなく、開操作ができないものと思われたが、電磁弁の不具合により開不能になったと推定した。）

同日21時頃、S/CからのベントラインにあるAO弁（小弁）を開動作させ、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（ラプチャーディスクの破裂待ちの状態）した。

< 原災法第15条該当事象の判断（格納容器圧力異常上昇） >

3月14日22時50分、D/W圧力が最高使用圧力427 kPa [gage]を超えたことから、原災法第15条該当事象（格納容器圧力異常上昇）が発生したと判断した。

< D/Wベント弁（AO弁）小弁開操作 >

D/W圧力は上昇傾向にある一方、S/C圧力は約300～400 kPa [abs]で安定し、圧力が均一化されない状況が発生した。

S/C側の圧力がラプチャーディスク作動圧よりも低く、D/W側の圧力が上昇していることから、3月14日23時35分頃、D/W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ベントを実施する方針を決定した。

3月15日0時02分頃、D/WからのベントラインにあるAO弁（小弁）の開操作を実施し、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したと思われたが、数分後にD/WからのベントラインにあるAO弁（小弁）が閉状態であることを確認した。（D/W圧力は約750 kPa [abs]から低下せず、その後D/W圧力は高め安定で推移した。）

同日3時00分、D/W圧力が設計上の最高使用圧力（約528 kPa [abs]（427 kPa [gage]））を超えたことから、D/Wの減圧操作及び原子炉内への注水操

作を試みたが、原子炉が減圧しきれていない状況であることを確認した。

同日6時00分～10分頃、大きな衝撃音が発生した。ほぼ同時期にS/C圧力が0MPa [abs]を示していた。

同日7時頃、免震重要棟の要員は、監視、応急復旧作業に必要な要員を除き、一時的に福島第二原子力発電所へ退避した。

その後、D/W圧力等のパラメータは、数時間ごとに運転員が中操に行きデータを採取し、同日11時25分頃、D/W圧力の低下を確認した。

(同日7時20分730kPa [abs]→同日11時25分155kPa [abs])

【添付資料－8－1、11、12】

8. 2 後日の調査によって確認された事項

8. 2. 1 炉心の状態について (MAAP解析結果)

「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運転記録及び事故記録の分析と影響評価について (平成23年5月23日NISA報告)」の中で、地震発生初期の設備状態や運転操作等に関する情報より、MAAPを用いてプラントの状態を評価している。

原子炉水位維持が可能な注水量を少なめに仮定したケースにおける解析では、2号機の炉心は一部溶融プールが存在しているものの燃料域にとどまり、RPV破損には至らないとの解析結果となった。

また、燃料域以下程度を維持する注水量を仮定したケースにおける解析では、一部の燃料についてはRPV内にとどまる結果となったものの、RPVは破損するとの解析結果となった。一方、RPV温度等のプラントパラメータによれば、熱源(燃料)の大部分はRPV内にあることを示唆する挙動であることから、炉心は大幅に損傷したものの、所定の装荷位置から下(下部プレナム)に移動・落下し、大部分はその位置付近で安定的に冷却できていると考える。

なお、MAAP解析結果のNISA報告以降、平成23年6月23日に実施した原子炉水位計の校正作業において、原子炉水位低下後の実機計測値は有効燃料棒底部以上の水位を示しているが、燃料域内に水位がないものと推定している。

【添付資料－8－13】

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】

(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

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。

< 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にとの指示を出した。

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。

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成した。

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ボンベからの圧力が足りないためであり、ボンベ交換を行った。同日5時23分頃、ボ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

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ラス室に行ったが、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18日 5時30分 閉確認 → 同日 5時30分頃 開操作
3月19日 11時30分 閉確認 → 3月20日11時25分頃 開操作

【小弁】

3月15日 16時00分 閉確認 → 3月16日 1時55分 開操作

【添付資料－9－1～2、11、12】

9. 2 後日の調査によって確認された事項

9. 2. 1 炉心の状態について（MAAP解析結果）

「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運転記録及び事故記録の分析と影響評価について（平成23年5月23日原子力安全・保安院報告）」の中で、地震発生初期の設備状態や運転操作等に関する情報より、MAAPを用いてプラントの状態を評価している。

原子炉水位維持が可能な注水量を少なめに仮定したケースにおける解析では、3号機の炉心は一部溶融プールが存在しているものの、燃料域にとどまり、RPV破損には至らないとの解析結果となった。

また、燃料域以下程度を維持する注水量を仮定したケースにおける解析では、一部の燃料についてはRPV内にとどまる結果となったものの、RPVは破損するとの解析結果となった。

一方、RPV温度等のプラントパラメータによれば、熱源（燃料）の大部分はRPV内にあることを示唆する挙動であることから、炉心は大幅に損傷したものの、所定の装荷位置から下（下部プレナム）に移動・落下し、大部分はその位置付近で安定的に冷却できていると考える。

なお、原子炉水位計の校正作業については、現場の放射線量が高いなどの影響により実施できていないが、作業環境が整い次第実施することとしている。

原子力安全・保安院にMAAP解析結果を報告した以降に、引き続き調査及び評価を進めたところ、3号機の原子炉圧力挙動は配管破断によるものではなく、HPCIが連続運転していたことによって継続的に蒸気が消費されたことによるものとする。

【添付資料－9－13】

10. 福島第一原子力発電所4号機の事故状況及び事故進展の状況調査

10.1 プラントの状況

10.1.1 地震発生前のプラント状況

4号機は平成22年11月30日から第24回定期検査のため停止中であり、シュラウド取替工事を実施していたことから、原子炉内の全燃料をSFPに取り出した状態（炉内からの取出燃料548体、使用済燃料783体、新燃料204体）であった。SFPは、満水（オーバーフロー水位付近）で、水温は約27℃であった。また、原子炉（ウェル）側は、プールゲートが閉で満水状態であった。

【添付資料－10－1、2】

10.1.2 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. 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47分頃、非常用母線の電源が喪失し、D/G1台（D/G4B）が自動起動し、高圧配電盤の非常用母線（M/C-4D）の電源が回復した。なお、D/G4Aは点検中であった。

RHR B系（A系は点検中）は、FPCに加えてSFPを非常時熱負荷モードで冷却運転中であったが、電源喪失により自動停止した。

【添付資料－10－1～5】

b. 閉じ込める機能

4号機については、定検停止中であり、プロセス計算機、過渡現象記録装置の取替作業中であったこと等から、記録上の確認はできないが、燃料油タンク（燃料デイトンク）レベルの低下が確認されていること等から、D/Gは動作していたものと思われる。その電源の供給によりSGTSは起動していたものと考えられる。

なお、排気筒放射線モニタの値に異常な変化はなかった。

【添付資料－10－1、2】

(2) 【3月11日15時38分（全交流電源喪失）以降】

a. 冷やす機能

津波の影響を受け、電源盤の被水等によりD/G4Bが自動停止したことから、3月11日15時38分に全交流電源喪失となり、RHR B系は動作不能となった。また、中操内は非常用照明灯のみとなった。

発電所対策本部復旧班にて、中操照明及び監視計器の復旧のため、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、同日21時58分、小型発電機設置により中操内に仮設照明が設置された。

【添付資料－10－1】

b. 閉じ込める機能

<原子炉建屋損傷>

3月15日6時00分～6時10分頃、大きな音が発生した。その後、R/B5階屋根付近に損傷を確認した。

<原災法第15条該当事象（敷地境界放射線量異常上昇）>

R/B5階屋根付近に損傷を確認し、発電所正門付近で $500\mu\text{Sv/h}$ を超える放射線量（ $583.7\mu\text{Sv/h}$ ）を計測したことから、3月15日6時50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。

<原災法第15条該当事象（火災爆発等による放射性物質異常放出）>

発電所正門付近で $500\mu\text{Sv/h}$ を超える放射線量（ $807\mu\text{Sv/h}$ ）を計測したことから、3月15日8時11分、原災法第15条該当事象（火災爆発等による放射性物質異常放出）と判断した。

同日9時38分、R/B3階北西コーナー付近より火災が発生していることを確認した。

同日11時頃、R/B火災について、当社社員が確認したところ、自然に火が消えていることを確認した。

また、3月16日5時45分頃、R/B北西部付近から炎が上がっていることを確認し、消防署等へ通報するとともに、官庁等へ連絡した。

同日6時15分頃、当社社員が確認したところ、現場で火が見えないことを確認した。

【添付資料－10－1、6】

10.2 後日の調査によって確認された事項

10.2.1 R/B損傷について

3月15日にR/Bが損傷していることが確認された。損傷の原因については、水素ガスによる爆発と思われるが、その可能性も含め現在調査中である。

4号機は原子炉の燃料はすべて取り出されており、原子炉からの水素発生の可能性はない。第13章に詳述するが、4号機のSFPで燃料は露出していないと考えられることから、燃料の過熱による水-ジルコニウム反応による水素発生が起こったとは考えられない。また、SFP内での水の放射線分解による水素発生はごく僅かであり原因とは考えられない。一方、SGTSの弁は電源断で弁が開となる構造であり、全交流電源が喪失した状態で、3号機でPCVベントが行われたことから、原因のひとつとして3号機の水素ガスを含むPCVベント流が排気筒合流部を通じて流入した可能性が考えられる。事実関係を確認すべく、4号機のSGTSフィルタトレインの放射線量測定を実施（平成23年8月25日実施）した。調査の結果、SGTSフィルタトレイン出口側の放射線量が高く、入口側に行くに従い下がっていくことが確認された。これは、3号機のPCVベント流がSGTS系配管を経由して4号機に回り込んだ可能性を示す結果と考えられる。

【添付資料－10－6】

1 1. 福島第一原子力発電所 5号機の事故状況及び事故進展の状況調査

1 1. 1 プラントの状況

1 1. 1. 1 地震発生前のプラント状況

5号機は平成23年1月3日から第24回定期検査のため停止中であり、原子炉内に燃料を装荷した状態で、RPVの耐圧漏えい試験を実施中（水圧による漏えい試験中で、RPV満水、原子炉圧力約7MPa [gage]、原子炉水温度約90℃）であった。SFPは、満水（オーバーフロー水位付近）、水温は約24℃であった。

【添付資料－11－1、2】

1 1. 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40分（全交流電源喪失）】

a. 止める機能

第24回定期検査中であり、RPVの耐圧漏えい試験を実施中のところ、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）が発生した。地震直前まで制御棒機能検査も実施中であり、制御棒動作試験を実施していたが、地震発生時は全制御棒全挿入位置にあり、地震による停止状態の異常は認められなかった。

【添付資料－11－1、2】

b. 冷やす機能

地震の影響で、新福島変電所の設備被害、夜の森線の鉄塔倒壊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、D/G2台（D/G5A、5B）が自動起動し、非常用母線（M/C－5C、M/C－5D）の電源が回復した。

RPVの耐圧漏えい試験を実施中のため、CRDポンプにて原子炉を加圧（約7MPa [gage]）していたが、電源喪失により、CRDポンプが自動停止したため、原子炉圧力が一時的に低下した。

SFPについては、外部電源が喪失したため運転中のFPCは自動停止した。非常用母線（M/C－5C、M/C－5D）の電源が回復後、SFP水位は満水（オーバーフロー水位付近）であり、水温約24℃であったため、早期にSFPの冷却に支障をきたす状況でないことから、RHRは待機状態とした。

【添付資料－11－1～5】

c. 閉じ込める機能

3月11日14時47分頃、通常換気空調系は、常用電源喪失により自動停止した。RPSの電源が停電したことによるPCIS隔離信号により、SGTSが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－11－1、2】

(2)【3月11日15時40分(全交流電源喪失)～3月20日(原子炉冷温停止)】

a. 冷やす機能

津波の影響を受け、D/G 5A、5B海水ポンプまたは電源盤の被水等によりD/G 5A、5Bが自動停止したことから、3月11日15時40分に全交流電源喪失となり、RHR、CSは動作不能となった。5号機側の中操内は非常用照明灯のみとなり、その後消灯した。なお、監視計器の一部は、全交流電源喪失後も直流電源で動作しており、指示値の確認をすることができた。

<6号機からの電源融通>

3月12日0時09分、5、6号機所内電源系統の点検のため、照明が切れて暗闇の中、運転員は懐中電灯を持ち現場確認を開始した。電源設備(高压電源盤)がすべて使用不可であったが、直流電源設備は被水を免れ使用可能であることを確認した。

AM策で敷設済みであった5号機と6号機間の本設ケーブル(AM設備タイライン)を利用し、同日8時13分、6号機のD/G 6Bから6号機T/Bの低压電源盤の一部(T/B MCC 6C-2)を介して、5号機R/Bの低压電源盤の一部(5号RHR MCC)への電源融通が可能となり、直流電源で動作する中操監視計器(直流A系)に計器用電源、及びRHRのMO弁等へ供給できた。また、電源融通が可能となった当該電源盤(5号RHR MCC)を介して、健全性確認が完了した5号機低压電源盤に仮設電源ケーブルを敷設し、電源供給が可能な状態とした。

また、交流電源で動作する中操監視計器については、6号機サービス建屋の計測電源盤から5号機計測電源盤へ直接仮設電源ケーブルを敷設し、計器用電源を供給した。

同日14時42分、6号機のD/G 6Bからの電源により、5、6号中操非常用換気空調系(5号側:2台、6号側:1台)のうち6号側の空調系を手動起動し、中操内の空気浄化を開始した。

<原子炉圧力の減圧>

原子炉圧力は、燃料からの崩壊熱により上昇していたため、RCIC蒸気ライン、HPCI蒸気ライン及びHPCI排気ラインを順次使用して減圧操作を試みたが、原子炉圧力に変化はなかった。その後も原子炉圧力は上昇し、3月12日1時40分頃からSRVが安全弁機能により自動開を繰り返して8MPa [gage]程度を維持(最高使用圧力:8.27MPa [gage]、設計圧力:8.62MPa [gage])した。

原子炉への注水を実施するためには、さらに原子炉圧力を下げる必要があることから、現場でRPV頂部ベント弁の駆動空気供給ラインを構成後、同日6時06分に中操からRPV頂部のベント弁を手動開操作して、原子炉圧力の減圧を実施し、大気圧程度まで降下できた。

<MUWC復旧>

3月13日18時29分、6号機低压電源盤からMUWCポンプへ仮設ケーブルを敷設し、6号機D/G 6Bから電源供給が開始され、同日20時54分にMUWCポンプを手動起動した。

<SRV手動操作復旧>

崩壊熱の影響により原子炉圧力は上昇していた。SRVは、RPVの耐圧漏えい試験のため、中操からの操作ができない状態にしていたことから、3月14日未明より

復旧作業を開始した。中操で電源ヒューズ（直流）を復旧し、PCV内でSRV駆動用窒素ガス供給ラインの弁開操作によりSRV操作のための系統構成が完了し、SRVが中操から操作可能な状態となった。SRVの復旧後、同日5時以降SRVを中操から手動開操作し、RPVの減圧を開始した。その後も原子炉圧力が2MPa[gage]程度まで上昇するとSRVを中操から手動開操作し、RPVの減圧を断続的に実施した。

<MUWCによる代替注水>

SRVでの減圧後、AM策で設置されたFPラインとRHRラインとをつなぐ代替注水ラインを使用し、3月14日5時30分、復水貯蔵タンクを水源としてMUWCによる原子炉注水を開始した。以降、断続的に原子炉への注水を継続し、原子炉水位調整を行うとともに、同日9時27分からはAM策で使用するラインを使用してSFPへも水の補給を開始し、ほぼ満水まで水の補給を行った後、断続的に補給を継続実施した。

津波の影響でSWポンプがすべて使用不可の状態であり、SFP冷却ができない状況であった。SFP内の崩壊熱について温度上昇率を評価したうえで、除熱機能の復旧までSFP水温の監視を継続した。

除熱機能復旧までの間、SFP水温の上昇を抑制するため、3月16日22時16分から3月17日5時43分にかけて温度が上昇したSFP水の一部をS/Cへ排水後、AM策で設置されたラインを使用し、MUWCで水の補給を実施した。

<RHR復旧>

発電所対策本部復旧班は、RHR Sポンプの健全性を確認した結果、使用できないことが判明したことから、RHR Sポンプの代替として一般使用品の水中ポンプを仮設で本設海水系配管に接続して復旧することについて検討を開始した。

3月17日より水中ポンプ設置に関わるエリアの瓦礫撤去、工事用道路の整地を開始した。

3月18日には、高圧電源車から仮設電源ケーブルを敷設し、屋外ポンプ操作盤の設置が完了した。

3月19日1時55分、仮設RHR Sポンプを起動した。なお、RHRポンプはT/B地下にある高圧電源盤が津波の浸水により電源供給が不可であったため、6号機電源盤より仮設電源ケーブルを敷設し、直接電源供給することとした。

同日5時00分頃、RHRポンプ（C）を手動起動し、非常時熱負荷モードでSFP冷却を開始した。

<D/G 6A復旧>

運転員及び発電所対策本部復旧班は、屋外の海水ポンプエリアの浸水状況や外観の損傷状態等の目視点検、機器の絶縁抵抗測定等を実施した。その際、津波で被水したD/G 6A海水ポンプの健全性を確認したことから、3月18日19時07分にD/G 6A海水ポンプを起動し、3月19日4時22分にD/G 6Aを起動した。これにより5号機及び6号機に対し、非常用電源はD/G 2台を確保できた。

<原子炉冷温停止>

3月20日10時49分、非常時熱負荷モードでSFP冷却をしていたRHRポンプ（C）を手動停止し、同日12時25分、SHCモードでRHRポンプ（C）を手動起動し、原子炉冷却を開始した。同日14時30分に原子炉水温が100℃未満となり、原子炉冷温停止となった。

以降、RHRによるSHCモードでの原子炉冷却と非常時熱負荷モードでのSFP冷却を交互に実施していたが、SWポンプの復旧によりFPCの除熱機能が確保できたことから、6月24日16時35分にFPCポンプを起動したことで、FPCによるSFP冷却を開始し、RHRは原子炉冷却とした。

【添付資料－11－1～8】

b. 閉じ込める機能

<SGTS復旧>

高圧電源盤の水没により低圧電源盤への電源供給は不可であったため、6号機T/B低圧電源盤から5号機の復旧操作に必要な機器へ直接仮設電源ケーブルの敷設を開始した。SGTSへの仮設電源ケーブルの敷設が完了したことから、3月13日21時01分SGTSを手動起動し、R/Bの負圧は維持された。

<水素ガス滞留防止策>

地震発生以降、原子炉及びSFPの水位は維持されており、ただちに水素ガスが発生する状況ではなかった。しかしながら、余震により設備が被災し注水機能や除熱機能が失われるリスクもあることから、水素ガス滞留防止策を検討し、ボーリングマシンを使用してR/B屋上の屋根（コンクリート）に孔あけ（直径約3.5cm～7cmを3ヶ所）作業を実施し、3月18日13時30分に完了した。

【添付資料－11－1】

1 2. 福島第一原子力発電所 6号機の事故状況及び事故進展の状況調査

1 2. 1 プラントの状況

1 2. 1. 1 地震発生前のプラント状況

6号機は平成22年8月14日から第22回定期検査のため停止中であり、原子炉内に燃料を装荷し、冷温停止状態（原子炉圧力約0MPa [gage]、原子炉水温度約25℃であり、全制御棒が全挿入状態）であった。SFPは、満水（オーバーフロー水位付近）、水温は約25℃であった。

1 2. 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36分（D/G2台停止）】

a. 止める機能

第22回定期検査中であり冷温停止中のところ、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）が発生した。地震発生時は全制御棒全挿入位置にあり、地震による停止状態への異常は認められなかった。

【添付資料－12－1、2】

b. 冷やす機能

地震の影響で、新福島変電所の設備被害、夜の森線の鉄塔倒壊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、D/G3台（D/G6A、6B及びHPCS D/G）が自動起動し、非常用母線（M/C-6C、M/C-6D及びM/C-HPCS）の電源が回復した。

この時、SFPの冷却機能を果たすFPCは、電源喪失により停止したものと推定した。なお、原子炉は冷温停止状態であることに加え、SFP水位は満水（オーバーフロー水位付近）であり、水温約25℃程度であったため、早期にSFPの冷却に支障をきたす状況でないことから、非常用母線（M/C-6C、M/C-6D）電源の回復後、RHR及びFPCは待機状態とした。

【添付資料－12－1～5】

c. 閉じ込める機能

3月11日14時47分頃、通常換気空調系は、常用電源喪失により自動停止した。RPSの電源が停電したことによる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－12－1、2】

(2) 【3月11日15時36分（D/G2台停止）～3月20日（原子炉冷温停止）】

a. 冷やす機能

津波の影響を受け、D/G海水ポンプまたは電源盤の被水等（D/G本体を除く）によりD/G6A及びHPCS D/Gが停止した。このため、HPCSポンプは電

源喪失により使用不能となった。D/G建屋に設置されている空冷式のD/G 6Bについては、海水系による冷却の必要がないこと及び電源盤が被水等しなかったことから停止に至らず、非常用母線(M/C-6D)の電源を供給し続けた。

また、RHR Sポンプは、ポンプ本体が海水に冠水し、使用不能となった。このため、RHR及びLPCSポンプは補助設備(電動機、熱交換器等)の冷却が出来ず、使用不能となった。

<5号機への電源融通>

3月12日0時09分、5、6号機所内電源系統の点検のため、現場確認を開始した。同日6時03分D/G 6Bから所内電源供給の構成を開始し、AM策として敷設済みであった5号機と6号機間の本設ケーブルを利用し、同日8時13分、D/G 6Bから5号機R/Bの低圧電源盤の一部(5号RHR MCC)への電源融通を実施した。また、電源融通が可能となった当該電源盤(5号RHR MCC)を介して、健全性確認が完了した5号機低圧電源盤に仮設電源ケーブルを敷設し、電源供給が可能な状態とした。

同日14時42分、D/G 6Bからの電源により、5、6号中操非常用換気空調系(5号側:2台、6号側:1台)のうち6号側の空調系を手動起動し、中操内の空気浄化を開始した。

<MUWCによる代替注水>

MUWCポンプは、D/G 6Bからの電源供給により起動できる状態であり、3月13日13時01分にMUWCポンプを手動起動し、13時20分、AM策で使用するラインから復水貯蔵タンクを水源としてMUWCによる原子炉注水を開始した。以降、断続的に原子炉への注水を継続し水位を調整した。

3月14日14時13分からはAM策で使用するラインを使用してSFPへも水の補給を開始し、ほぼ満水まで水の補給を行った後、断続的に補給を継続実施した。

<原子炉圧力調整>

崩壊熱の影響により、原子炉圧力が緩やかに上昇してきたことから、3月14日以降、SRVを中操から手動開操作し、原子炉圧力の減圧を断続的に実施した。

<SFP水循環運転>

津波の影響でSWポンプがすべて使用できない状態であり、SFP冷却ができない状況であった。SFP内の崩壊熱について温度上昇率を評価したうえで、除熱機能の復旧までSFP水温の監視を継続した。

FPCポンプは、D/G 6Bからの電源供給により起動できる状態であったことから、除熱機能復旧までの間、SFP水温の上昇を抑制するため、3月16日13時10分、FPCポンプを手動起動して、SFP水循環運転(除熱機能なし)によるSFP水攪拌を以下のとおり複数回実施した。

【FPCポンプによるSFP水循環運転】

3月16日 13時10分 ~ 同日21時44分

3月17日 15時40分 ~ 同日20時27分

3月18日 5時11分 ~ 同日20時18分

<D/G 6A復旧>

運転員及び発電所対策本部復旧班は、屋外の海水ポンプエリアの浸水状況や外観の損傷状態等の目視点検、機器の絶縁抵抗測定等を実施した。その際、津波で被水したD/G 6A海水ポンプの健全性を確認したことから、3月18日19時07分にD/G 6A海水ポンプを起動し、3月19日4時22分にD/G 6Aを起動した。これにより5号機及び6号機に対し、非常用電源はD/G 2台を確保できた。

<RHR復旧>

発電所対策本部復旧班は、RHR Sポンプの健全性を確認した結果、使用できないことが判明したことから、RHR Sポンプの代替として一般使用品の水中ポンプを仮設で本設海水系配管に接続して復旧することについて検討を開始した。

3月17日より水中ポンプ設置に関わるエリアの瓦礫撤去、工事用道路の整地を開始した。高圧電源車から仮設電源ケーブルを敷設し、3月19日に屋外ポンプ操作盤の設置が完了したことから、同日21時26分に仮設RHR Sポンプを起動した。なお、RHRポンプ(B)はD/G 6Bから電源供給ができており、同日22時14分、RHRポンプ(B)を手動起動し、非常時熱負荷モードでSFP冷却を開始した。

<原子炉冷温停止>

3月20日16時26分、非常時熱負荷モードでSFP冷却をしていたRHRポンプ(B)を手動停止し、同日18時48分にSHCモードでRHRポンプ(B)を手動起動し、原子炉冷却を開始した。同日19時27分に原子炉水温が100℃未満となり、原子炉冷温停止となった。

以降、RHRによるSHCモードでの原子炉冷却と非常時熱負荷モードでのSFP冷却を交互に実施した。

【添付資料－12－1～8】

b. 閉じ込める機能

3月11日15時52分、D/G 6A停止によりSGTS(A)は電源喪失となっているが、SGTS(B)はD/G 6Bからの電源供給によって継続して運転しており、R/Bの負圧は維持された。

<水素ガス滞留防止策>

地震発生以降、原子炉及びSFPの水位は維持されており、ただちに水素ガスが発生する状況ではなかった。しかしながら、余震により設備が被災し、注水機能や除熱機能が失われるリスクもあることから、水素ガス滞留防止策を検討し、ボーリングマシーンを使用してR/Bの屋根(コンクリート)に孔あけ(直径約3.5cm～7cmを3ヶ所)作業を実施し、3月18日17時00分に完了した。

【添付資料－12－1】

1 3. 福島第一原子力発電所使用済燃料貯蔵施設の状況調査

1 3. 1 1号機SFP状況

(1) SFPの状況

3月11日時点で、1号機のSFPには、使用済燃料292体、新燃料100体が貯蔵されていた。

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引き起こされた津波の影響を受け、全交流電源が喪失したため、SFPの冷却機能及び補給水機能が喪失した。3月12日15時36分、水素ガスによると思われる爆発によりR/Bが破損し、天井部分がSFP上部に落下した。ただし、天井部分は完全にオペレーティングフロアまでは落下しておらず、天井クレーン等に覆い被さる形でオペレーティングフロアの上部空間に留まった。

3月31日、コンクリートポンプ車による最初の放水(淡水)を実施したところ、R/B上部からの蒸気発生を確認した。

4月1日、コンクリートポンプ車に設置したカメラでR/B上部を観測したところ、位置関係から天井部分の一部が脱落しオペレーティングフロアに落下しているものと推定した。ただし、プールと床の境界近辺に落下しており、正確な落下位置は特定できていない。

5月28日、淡水を水源としたFPC配管によるSFPへの試験注水を実施し、翌日、本格的な注水を実施したところ、スキマーサージタンクレベルの上昇を確認したことから、SFP満水を確認した。

6月5日、再度、FPC配管による注水を実施した。予想される5月29日からの蒸発相当量の注水が完了した時点でスキマーサージタンクレベルが上昇した。

プール水量の変化が予測できるようになったことから、代替冷却系の導入までの間は、1ヶ月に1回程度の注水を実施し、蒸発量を補給することでプール水位を維持している。

なお、8月10日11時22分に代替冷却系によるSFPプール水冷却を開始した。冷却開始時の水温は約47℃(代替冷却系入口温度)であり、8月27日頃には定常状態に達し、約30℃程度の水温で安定した状態にある。

(2) スキマーサージタンク水の分析結果

平成23年6月22日、8月19日に、SFPからスキマーサージタンクに流出した水を採取し、採取した水について放射性物質の核種分析を実施した(分析日は6月22日、8月19日)。

分析結果等に基づく評価を以下に記す。

- ・1号機は平成22年3月25日に定期検査で停止しているが、取り出した燃料のうち、最も冷却期間が短い燃料でも1年程度冷却されているため、検出された短半減期核種のような素(以下、「I」という。) - 131(半減期約8日)はSFPに貯蔵している燃料から放出されたものとは考えられず、原子炉由来の可能性が高いと考えられる。
- ・原子炉由来の放射能の経路としては、原子炉由来の放射性核種が、R/B内におけ

る蒸気の凝縮水、ダスト、瓦礫の付着等を介してSFP水に溶け込んだ可能性が高いと考えられる。

- ・ 1号機はR/Bが損傷したことから、SFP上部に損傷した屋根部分が覆い被さった状況にあるため詳細は確認できないが、プールに落下した瓦礫により一部の燃料が損傷した可能性を否定することはできない。

(3) SFP水位評価

SFP水位は、地震時のスロッシングと爆発の影響により、3月13日までに水位が一旦低下し、その後は水温が蒸発開始温度70℃に到達するまでは水位は維持され、以後は蒸発により水位は低下したと推定した。3月31日の注水及び5月下旬のFPC配管による注水により水位は回復し5月28日、6月5日にスキマーサージタンクレベルの上昇により満水が確認されている。満水までに注水された水量の合計値は413tであり、全量がプールに到達したとは考えにくいことから、事故発生時より満水確認時まで失われた水の量はこれよりも少ない量であると考えられる。通常水位のプールの水量は約1000tであり、プールの深さは燃料有効長の3倍程度であることから、1号機のSFPの水位は維持され、燃料の露出は無かったと考えられる。

【添付資料-13-1、2】

13.2 2号機SFP状況

(1) SFPの状況

3月11日時点で、2号機のSFPには、使用済燃料587体、新燃料28体が貯蔵されていた。

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引き起こされた津波の影響を受け、全交流電源が喪失したため、SFPの冷却機能及び補給水機能が喪失した。3月12日15時36分、1号機R/Bが水素ガスによる爆発と思われる爆発で破損したが、その爆発の影響により2号機R/Bのブローアウトパネルが開放した。どの時点から始まったかは不明であるが、ブローアウトパネルからは白いもやが放出されているのが確認された。

3月20日、海水を水源として既設のFPC配管を用いて注水を実施した。3月22日に再度注水したところ、スキマーサージタンクレベルが上昇したことから満水を確認した。3月29日以降は水源を淡水に切り替えることができたため、海水の総注水量は88tであった。

4月10日、既設のFPC配管を用いた注水に、材料腐食防止のためのヒドラジンの注入を開始し、以降、代替冷却系のインサービスまでにほぼ一定の間隔で1082tを注水した。

5月31日17時21分、代替冷却系によるプール水冷却を開始したが、冷却開始時の水温は70℃(SFP温度計指示値)であり、6月5日頃には定常状態に達し、30℃程度の水温で安定した状態にある。

(2) スキマーサージタンク水の分析結果

平成23年4月16日、8月19日に、SFPからスキマーサージタンクに流出した水を採取し、採取した水について放射性物質の核種分析を実施した(分析日は4月

17日、8月19日)。

分析結果等に基づく評価を以下に記す。

- ・2号機は平成22年9月16日に定期検査で停止しているが、取り出した燃料のうち、最も冷却期間が短い燃料でも7ヶ月程度冷却されているため、検出された短半減期核種のI-131(半減期約8日)はSFPに貯蔵している燃料の影響とは考えにくく、原子炉由来の可能性が高いと考えられる。
- ・セシウム(以下、「Cs」という。)の測定結果が 10^5 [Bq/cm³]オーダーであるため、使用済燃料の破損は否定できないが、2号機についてはR/Bの損傷がなく、既設のFPCラインからの定期的な注水によりSFP水位は適切に維持されていることから、SFP内の燃料が冷却不足により損傷している可能性は低いと考えられる。
- ・原子炉由来の放射能の経路としては、2号機のPCVから漏えいした放射性核種が、R/B内における蒸気の凝縮水、ダスト等を介してSFP水に溶け込んだ可能性が高いと考えられる。また、2号機はR/Bの損傷がないため、1号機や3号機の原子炉から飛来した放射能の影響ではなく、2号機の原子炉由来の可能性が高いと考えられる。

(3) SFP水位評価

2号機は、R/Bに大きな損傷がないため、既設のFPCによる注水が可能であり、当該ラインを用いた注水を定期的実施しており、SFPが満水になるとオーバーフロー水がスキマーサージタンクへ流れ込み、スキマーサージタンクの水位計が上昇するという原理を利用して、SFPの水位を確認している。水位測定値と水位評価値が概ね一致しており、SFP水位は、地震時のスロッシングの影響により低下し、蒸発開始以降は蒸発により低下しているが、注水実施毎に水位が回復している。のこぎりの刃状に、蒸発による水位低下と注水による水位回復を繰り返し、概ね満水付近で水位管理できているものとする。なお、3月22日に海水を水源として既設のFPC配管を用いて注水を実施したところ、スキマーサージタンクレベルが上昇したことから満水を確認した。満水までに注水された水量の合計値は58tであり、この水量が事故発生時より満水までに失われた水の量であると考えられ、これは通常水位のプールの水量約1400tと比較して充分小さい。

これらの水位に関する情報から、2号機のSFPの水位は維持され、燃料の露出は無かったと考えられる。

(4) SFP水温について

既設のSFPの水温計が利用可能な状態であり、定期的に測定を実施している。測定結果では、注水直後に70℃付近まで上昇し、1～2日後には50℃程度まで低下するという傾向が繰り返されていた。これはSFP水位の低下により温度計が水から露出し、露出後は水温ではなく雰囲気温度を示しているためと考える。

なお、5月31日17時21分に代替冷却系によるSFP冷却を開始して以降、30℃程度の水温となっている。

【添付資料-13-1、3】

13.3 3号機SFP状況

(1) SFPの状況

3月11日時点で3号機のSFPには、使用済燃料514体、新燃料52体が貯蔵されていた。

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引き起こされた津波の影響を受け、全交流電源が喪失し、SFPの冷却機能及び補給水機能が喪失した。3月14日11時01分、水素ガスによると思われる爆発が発生し、R/B5階のオペレーティングフロアから上部全体の外壁が破損し、SFPに大量の瓦礫が落下した。R/Bの破損により、むき出しとなったオペレーティングフロアから大量の蒸気が放出されていることが確認された。

3月17日9時48分頃、ヘリコプターにより海水をR/B上部に放水した。放水後に蒸気が立ち上がったことが確認された。3月17日以降3月25日まで、放水車、屈折放水塔車によりSFPへ向けて放水を実施した。(一部を除きほとんどが海水)

3月23日、24日に既設のFPC配管を用いて注水(海水)を実施したが、ポンプの吐出圧力が予測よりも高く、系統の途中での詰まり等の可能性が想定されたことから、ほとんど注水されていないと判断した。

3月27日、コンクリートポンプ車による最初の放水を実施した。実施後、R/B上部からの蒸気発生量の増加を観測した。3月29日からは水源を淡水に変更し4月22日までにコンクリートポンプ車により約815tの放水を実施した。

4月12日、カメラを装備したコンクリートポンプ車に変更することで、カメラ画像により水位上昇を確認しながらの注水が可能となり、初めて3号機のSFPの満水を確認した。

4月22日、既設のFPC配管を用いて試験注水を実施した結果、水位の上昇が確認できたことから注水可能と判断し、4月26日以降6月29日まで、既設のFPC配管を用いて約824.5tの注水を実施した。

5月9日以降、既設のFPC配管を用いた注水に、材料腐食防止のためのヒドラジンの注入を開始している。サンプリングの結果から、落下した瓦礫からのアルカリ金属(Ca等)の溶出により、プール水がアルカリ性を示すことが確認されたため、プール内の設備に対する水質の環境改善として、6月26日、27日、既設のFPC配管を用いた注水実施時に、アルカリ性を中和するためのホウ酸水を注入した。これにより注水前には強アルカリ性のpH11.2(5月8日測定)であったが、注水後には弱アルカリ性のpH9.0(7月7日測定)となり水質が改善した。

なお、6月30日19時47分に代替冷却系によるSFPプール水冷却を開始した。冷却開始時の水温は約62℃(代替冷却系入口温度)であり、7月7日頃には定常状態に達し、30℃程度の水温で安定した状態にある。

(2) SFPプール水の分析結果

平成23年5月8日にコンクリートポンプ車を用いてSFPプール水を採取した。また、平成23年7月7日、8月19日には、FPC系のサンプリング配管から、スキマーサージタンクにオーバーフローしたSFPプール水を採取した。採取したSFPプール水についての放射性物質の核種分析を実施した(分析日は5月9日、7月7日、8月19日)。

分析結果等に基づく評価を以下に記す。

- ・3号機は平成22年6月19日に定期検査で停止しているが、取り出し燃料のうち、最も冷却期間が短い燃料でも10ヶ月以上冷却されているため、検出された短半減期核種のCs-136やI-131は燃料プールに貯蔵している燃料の影響とは考えにくく、原子炉由来の可能性が高いと考えられる。
3号機T/B地下溜まり水の分析結果と核種毎の比率が同程度であることも原子炉由来の放射能である可能性が高いことを示している。
- ・原子炉由来の放射能の経路としては、原子炉由来の放射性核種が、R/B内における蒸気の凝縮水、ダスト、瓦礫への付着等を介してSFP水に溶け込んだ可能性が高いと考えられる。

(3) SFP水位評価

評価結果では、地震時のスロッシングと爆発の影響により3月14日までに2m程度の水位の低下を仮定しているが、3月17日以降に集中的な放水を実施したことにより水位は回復しており、以後、定期的な注水（4月末～5月初めの期間はポンプ車の故障により注水できず）により満水付近で水位が管理されているものと評価した。なお、事象初期に実施された放水車等による放水、コンクリートポンプ車による注水、FPC配管からの注水は、それぞれプールへの実際の流入割合が異なると考えられるため、それぞれに歩留まりを設定した。

水位の測定は4月中旬以降からポンプ車に設置したカメラの観察画像を基に実施しているが、測定値は評価値と概ね一致している。SFP水位は、蒸発による水位低下と注水による水位回復を繰り返し、概ね満水付近で水位管理できているものとする。

3号機ではR/B爆発以降、他号機と比べ多量の白いもやがR/B上部から立ち昇る様子が確認された。プール内の燃料の崩壊熱による蒸発量は他号機と比較して大きくないので、この原因はプールからの蒸気ではなく、3号機プールに向けて放水したもののプールに命中しなかった水が何らかの経路により格納容器ヘッド側へ流入して蒸気発生したものと推測している。

なお、4月12日の満水確認時の注水量（約35t）は、漏れ等により失われる水の補給も考慮した想定注水量（約80t（4月10日の実績））よりも小さかったことから、崩壊熱により失われる以上の水位の減少は無かったと考えられる。また、満水確認後の注水の実績から1日あたりの蒸発量は、約10～20t程度と推定されるため、満水確認時までに蒸発により失われた水の量は320～640t程度となる。仮に、満水までプールへの注水が無かったと仮定しても、プール水量は約1400tであり、プールの深さは燃料有効長の約3倍程度であることから、水位は半分以上残る計算となる。また、蒸発以外にスロッシングや建屋爆発時に水位が減少すると仮定しても、露出するまでには2m以上の余裕がある。したがって、3号機のSFPの水位は維持され、燃料の露出は無かったと考えられる。

(4) SFP内の状況

5月8日、プール水のサンプリングを実施する際に、同時にビデオカメラによる撮影を実施した。プール水中には大量の瓦礫が落下しており、プールに保管されていた燃料等の状況は確認できなかった。

【添付資料－13－1、4】

13.4 4号機SFP状況

(1) SFPの状況

3月11日時点で、SFPには、使用済燃料1331体、新燃料204体が貯蔵されていた。

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引き起こされた津波の影響を受け、全交流電源が喪失し、SFPの冷却機能及び補給水機能が喪失した。3月15日、原因は不明であるが、水素ガスによると思われる爆発により、R/B5階オペレーティングフロア上部等の壁面が破損した。

3月20日8時21分以降、断続的に高压放水車を用いて淡水を放水した。3月22日～27日には、コンクリートポンプ車を用いて海水を断続的に注水、3月30日以降は、コンクリートポンプ車を用いた淡水の注水を定期的に継続してきた。プール満水に向けてコンクリートポンプ車による放水と水位測定を実施し、4月27日に大幅なスキマーサージタンクレベルの上昇(4300→6050mm)をもって、満水を確認した。4号機のSFPは、漏えいの可能性が指摘されていたが、その後の注水と水位の関係は、崩壊熱から予想される蒸発による減少の範囲の中にあり、SFPからの大量の水漏れがないと考える。

現在、SFPは、原子炉ウェル、DSピットを含め注水手段が確保されており、スキマーサージタンクレベルから満水を確認でき、水位が安定に維持されている状態にある。

なお、7月31日12時44分に代替冷却系によるSFPプール水冷却を開始した。冷却開始時の水温は約75℃であり、8月3日頃には定常状態に達し、40℃程度の水温で安定した状態にある。

(2) SFPプール水の分析結果

4号機では平成23年4月12日、4月28日及び5月7日にコンクリートポンプ車を用いてSFPプール水を採取した。また、平成23年8月20日には、FPC系のサンプリング配管から、スキマーサージタンクにオーバーフローしたSFPプール水を採取した。採取したSFPプール水についての放射性物質の核種分析を実施した(分析日はそれぞれ4月13日、4月29日、5月8日、8月20日)。

分析結果等に基づく評価を以下に記す。

- ・3回の採取結果ともに事故発生前(3月4日)に採取された濃度よりは高いが、絶対値は大きくなかった。このため、プール内の大部分の燃料は健全な状態にあり、系統的な大量破損は発生していないと推測できる。ただし、R/Bが損傷しているため、プールに落下した瓦礫により一部の燃料が損傷した可能性を否定することはできない。
- ・4号機は平成22年11月30日に定期検査で停止し、最も冷却期間が短い燃料でも4ヶ月以上冷却されているため、検出された短半減期核種のI-131(半減期約8日)はSFPに貯蔵している燃料の影響とは考えにくく、1～3号機の原子炉由来の可能性が高いと考えられる。
- ・原子炉由来の放射能の経路としては、他号機のPCVベント等により放出された放射性物質の飛来や放水した海水に含まれる放射能の影響の可能性が高いと考えられる。

- ・核種の減衰とプール水量の変化を考慮した評価値は、測定値と同程度の値であり、3回の測定結果の関係は妥当であると考ええる。

(3) プール水位評価

SFP水位は地震時のスロッシングと爆発の影響により低下したと仮定し、その後は蒸発による低下とした。また、全体的にプール水位が低下傾向にあった4月22日以前についてはSFPと原子炉ウエルの水を一体とし、それ以降の集中的なプール注水実施後はプールの水はウエルとは独立したものとして評価を実施した。

評価の結果、水位の実測値が概ね評価値と整合していることから、SFPは水位維持に影響を与えるような漏えいは生じていないと考えられる。

R/Bが損傷した平成23年3月15日の6時頃のSFPには、プール内の使用済燃料を覆うのに十分な水位であったと推定している。

その後に実施したコンクリートポンプ車を用いた水位の測定結果においても、概ね評価値と整合する結果となった。これらのことから、地震発生以降現在に至るまで、プールには水位の維持に影響を与えるような破損は生じておらず、注水により水位は維持され、燃料の露出は無かったと考えられる。

(4) SFPプール内の状況

5月7日、SFPプール水のサンプリングを実施する際に、同時にビデオカメラによる撮影を実施した。撮影された写真から、プール水中には大小様々な瓦礫が落下しているが、プールに保管されていた燃料はラックに収納された状態を維持しており、大量の燃料破損は無いことが確認された。

【添付資料－13－1、5】

13.5 5号機SFP状況

3月11日時点で、5号機のSFPには、使用済燃料946体、新燃料48体が貯蔵されていた。

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引き起こされた津波の影響を受け、全交流電源が喪失し、SFPの冷却機能及び補給水機能が喪失した。

SFPの水温は上昇を続けたが、3月19日1時55分に仮設RHR Sポンプを起動し、その後、同日5時00分頃にRHRポンプ(C)を手動起動し、非常時熱負荷モードでSFP冷却を開始したことで水温の上昇は最大68.8℃に留まり、冷却開始後は安定した冷却状態を維持することが出来るようになった。RHRは、炉内の燃料の冷却にも使用するため、システムを切り替えながら運用し、SFPプール水温は冷却系の切り替え時には上昇し、30～50℃程度の間を推移してきた。

なお、6月25日からは、FPCによる冷却が出来るようになったことで、より安定した冷却状態を維持できるようになり、SFP水温は30℃程度で安定している。

【添付資料－13－6】

13.6 6号機SFP状況

3月11日時点で、6号機のSFPには、使用済燃料876体、新燃料64体が貯蔵されていた。

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引き起こされた津

波の影響を受け、D/G 6Bは機能維持したもののSWポンプが機能を喪失したため、SFPの冷却機能が喪失した。

SFPの水温は上昇を続けたが、3月19日21時26分に仮設RHR Sポンプを起動し、その後、同日22時14分にRHRポンプ(B)を手動起動し、非常時熱負荷モードでSFP冷却を開始したことで水温の上昇は最大67.5℃に留まり、冷却開始後は安定した冷却状態を維持することが出来るようになった。RHRは、炉内の燃料の冷却にも使用するため、システムを切り替えながら運用し、SFPプール水温は冷却系の切り替え時には上昇し、20～40℃程度の間を推移した。

現在は、気温の上昇等の影響もあり、SFP水温は30～50℃程度で安定している。

【添付資料－13－7】

13.7 共用プール状況

3月11日時点で、共用プールには、使用済燃料6375体が貯蔵されていた。

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引き起こされた津波の影響を受け、電源盤の被水等によりD/G 2B、4Bが自動停止したため、全交流電源喪失となり、共用プールの冷却機能(空冷)及び補給水機能を喪失した。

共用プールの電源については、通常は、外部電源を3号機M/C 3SA及び2号機M/C 2SAから集中環境施設M/Cを経由した2つのM/Cから受電している。これらのM/Cが使えなくなった非常時には、2号機D/G 2B、4号機D/G 4Bから受電する。

3月18日、共用プールの点検を実施し、水位が確保されていることを確認した。

共用プール水温は上昇を続けたが、外部電源の復旧に伴い、共用プールの電源について仮設電源設備を経由して受電し、3月24日18時、共用プール冷却ポンプを起動したことで水温の上昇は最大73℃に留まり、冷却開始後は安定した冷却状態を維持することが出来るようになった。

現在は、共用プール水温は30～40℃程度の温度で安定している。

【添付資料－13－8～11】

13.8 乾式貯蔵キャスク保管建屋状況

3月11日時点で、乾式貯蔵キャスク保管建屋には、大型乾式貯蔵キャスク5体(1体につき燃料集合体52体収納)、中型乾式貯蔵キャスク4体(1体につき燃料集合体37体収納)に使用済燃料が合計408体貯蔵されていた。なお、乾式貯蔵キャスクは自然対流により空冷される設計である。

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引き起こされた津波の影響を受け、全交流電源を喪失した。乾式貯蔵キャスク保管建屋には、大量の海水、砂、瓦礫等が流れ込んだ。

3月17日以降、複数回にわたり、乾式貯蔵キャスク保管建屋内の調査を実施した。乾式貯蔵キャスク保管建屋は乾式貯蔵キャスク保管エリア床面まで浸水し、ルーバや扉等についても損壊している状況である。ただし、自然空冷で期待している空気の流れが阻害される状況にはなく、冷却上の問題は生じていないことが確認された。

乾式貯蔵キャスクについては、津波により建屋内に流入した瓦礫等が付着しているものの、ボルトにより固定されていた元の位置から移動しておらず、これまでのところ、

外観からは健全性に関する問題については確認されていない。

また、乾式貯蔵キャスク保管建屋内の放射線量（～数十 μ Sv/h）についてもバックグラウンドレベルと比較して、異常な値とはなっていない。乾式貯蔵キャスクは1次蓋、2次蓋と2重の構造で密封を維持する構造であるため密封性能は高く、密封性能は維持されているものと考えられる。ただし、現時点ではリーク確認試験等による直接的な確認が実施できていないため、今後、乾式貯蔵キャスクを乾式貯蔵キャスク保管建屋から搬出し、密封性能を直接的に確認する予定である。

【添付資料－13－12】

1 4. 福島第一原子力発電所の事故による環境影響について

1 4. 1 放射性物質の大気中への放出量の評価

今回の事故では、事象の進展に伴い、PCVベント、R/Bの爆発等があり、空気中への放射性物質の放出に至っている。放出量については、発電所敷地周辺8ヶ所のMP及びモニタリングカーにおける空間線量率の推移から、事象に応じて放出され線量率が上昇したものと考えられる。

なお、現在、原子炉は安定的に冷却されている状態にあり、事故直後に比べ放射性物質の放出量は大幅に減少しているが、現時点でのR/Bから放出されている放射性物質について、発電所敷地内のモニタリングデータから放出量の暫定評価を行っている。

今後、事故直後から安定的に冷却されている状態までの大気中への放射性物質の放出量について、放出源及び環境中のデータから評価を進めていく。

【添付資料1 4 - 1、2】

1 4. 2 放射性物質の海水中への放出量の評価

4月に発生した2号機取水口付近からの放射性物質を含む汚染水の海洋への流出をはじめとし、海洋への排出基準を超える放射性物質濃度の排水の放出は3件発生している。

(1) 2号機取水口付近からの流出

4月1日から6日にかけての2号機T/B高濃度汚染水（以下、「2号機汚染水」という。）の漏えいによる港湾内への流出量は、流出水の流況の目視確認結果から推定した流量約 $4.3\text{ m}^3/\text{h}$ と空間線量率の上昇時期から推定した流出時間約120時間から約 520 m^3 、放射性物質量は汚染水の分析結果と放出量からI-131、Cs-134、Cs-137の3核種合計で、約 $4.7 \times 10^{15}\text{ Bq}$ と評価している。

【添付資料1 4 - 3】

(2) 集中廃棄物処理建屋滞留水及び5、6号機サブドレン水の放出

4月4日から10日にかけて、原子炉等規制法第64条第1項に基づく措置として緊急放出した集中廃棄物処理建屋滞留水及び5、6号機サブドレン水（以下、「低濃度汚染水」という。）の放出量は、集中廃棄物処理建屋滞留水約 $9,070\text{ m}^3$ 、5号機サブドレン水約 950 m^3 、6号機サブドレン水約 373 m^3 の合計で約 $10,393\text{ m}^3$ 、放射性物質量はそれぞれの汚染水の分析結果と放出量からI-131、Cs-134、Cs-137の3核種合計で、約 $1.5 \times 10^{11}\text{ Bq}$ と評価している。

【添付資料1 4 - 4】

(3) 3号機取水口付近からの流出

5月10日から11日にかけての3号機T/B高濃度汚染水（以下、「3号機汚染水」という。）の漏えいによる港湾内への流出量は、流出水の流況の目視確認結果から推定した流量約 $6\text{ m}^3/\text{h}$ と流出箇所の上流側に当たる3号機立坑内水位の変動から推定した流出時間約41時間から約 250 m^3 、放射性物質量は汚染水の分析結果と放出量からI-131、Cs-134、Cs-137の3核種合計で、約 $2.0 \times 10^{13}\text{ Bq}$ と評価している。

【添付資料14-5】

(4) 汚染水の海洋放出に係る影響の評価

①港湾外への放出量

港湾内へ漏えいした2号機汚染水は、港湾内海水の放射性物質濃度の測定値に基づき推定した結果、5月9日までに、その99.9%が港湾外に流出したものと考えられる。また、低濃度汚染水は、港湾外に直接放出された。なお、3号機汚染水については、取水口前面に施したシルトフェンスなどによる拡散防止対策により、現時点では、大部分が港湾内に滞留しているものと考えられる。港湾内に滞留している放射性物質の量は2号機汚染水の漏えい放射性物質の総量と比較して小さく、従ってこれが港湾外に流出したとしても沿岸海域に与える影響は小さいと評価できる。いずれにしても海洋モニタリングにより注意深く監視してゆくこととする。

②海洋モニタリング結果の概要

福島第一原子力発電所周辺の海洋モニタリングについては、当社は3月21日より逐次ポイント数を増加し海水モニタリングを実施している。このモニタリング結果によると、4月5日ごろから4月20日頃にかけて、発電所近傍のみならず、発電所沖合15km及び周辺海域30kmポイントにおいても、2号機汚染水漏えいの影響と思われるピークの上昇が観察された。その後減少傾向を示し、5月初めには、全般的に、検出限界値以下（約 10 Bq/L ）が多くを占めつつある。

また、3号機からの漏えいの影響については、5月15日に採取した沿岸15km地点のモニタリング結果においても、ほとんどが検出限界値以下となっており、現状では、その影響は観察されていない。

【添付資料14-6】

15. 福島第一原子力発電所における作業者の被ばくについて

15. 1 作業者の被ばくの状況

東北地方太平洋沖地震発生後に福島第一原子力発電所の緊急作業に従事した作業者の被ばく線量については、測定・評価を継続して実施中である。8月10日時点での3月・4月・5月各月から従事した作業員の当該月の被ばく線量の分布等を、添付資料-15-1に示す。

15. 2 線量限度を超える作業者の被ばく

線量限度の超過については、これまで以下の①と②の事象が発生していることを確認している。これについて、原子力安全・保安院に対し原因の究明及び再発防止対策の策定について報告書を提出し、また、現在、原子力安全・保安院及び厚生労働省の指導のもと、被ばく線量管理の強化、再発防止策の徹底を行っているところである。

なお、以下の社員に対して実施したこれまでの健康診断の結果において、異常は見られていない。

①当社女性社員2名が法令に定める線量限度^{*1}（5mSv/3ヶ月）を超過

当該当社女性社員2名は、消防車の給油、免震重要棟での机上業務及び免震重要棟での体調不良者の介護等に対応していた。現場作業時にはチャコールマスクを着用する等適切な放射線防護を実施していたが、免震重要棟内において、外部から流入した放射性物質を吸い込んだことにより、結果として実効線量が法令の線量限度を超えたものと推定する。

なお、3月23日以降、女性社員は福島第一原子力発電所構内では勤務させていないことから、同日以降、被ばくの可能性はない。

②当社男性社員6名が法令に定める緊急時の線量限度^{*2}（250mSv）を超過

当該当社男性社員6名は、中操の運転員、電気・計装関係の保全業務従事者であり、地震発生当日から数日間、中操等で運転操作・監視対応、監視計器等の復旧作業対応を行った。

R/Bの水素ガスによると思われる爆発によって、汚染された空気が破損した扉から中操内に流入しており、マスクの適切な選択、装着、配備など、放射線管理上の防護措置を的確に行うことは非常に困難な状況であったこと等から放射性物質の体内への取り込みが発生した。

※1：法令に定める線量限度

実用炉規則 第9条第1項第1号

実用炉規則に基づく線量限度等を定める告示 第6条第1項

※2：法令に定める緊急時の線量限度

実用炉規則 第9条第2項

実用炉規則に基づく線量限度等を定める告示 第8条

平成23年東北地方太平洋沖地震の特にやむを得ない緊急の場合に係る実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示

【添付資料－15－1、2】

16. 今後の予定

本報告書の記載内容については、これまでに判明している事実に基づいたものであり、事故の全体像の解明が進み、原因の分析・評価を行う過程で新たに確認された事実、得た知見については、引き続き報告していく。

なお、平成23年4月17日に、福島第一原子力発電所の事故の収束に向けた道筋（ロードマップ）を取り纏めた。このロードマップに基づき対策を実施し、「放射線量が着実に減少傾向になっている」を目的とするステップ1が終了した。平成23年8月17日公表の政府・東京電力統合対策室として改訂したロードマップに基づき、「放射性物質の放出が管理され、放射線量が大幅に抑えられている」を目的とするステップ2達成に向け、引き続き全力をあげて取り組んでいく。

【添付資料－16－1】

以 上

添付資料目次

添付資料－５－１	東北地方太平洋沖地震時に取得された地震観測記録の分析結果について	１
添付資料－５－２	外部電源系統概略図（地震後、津波前の状態）	７
添付資料－５－３	福島第一原子力発電所 外部電源受電状況一覧表	８
添付資料－５－４	福島第一原子力発電所 １号機平成２３年東北地方太平洋沖地震の観測記録を用いたR／B及び耐震安全上重要な機器・配管系の地震応答解析結果について	９
添付資料－５－５	福島第一原子力発電所 ２号機平成２３年東北地方太平洋沖地震の観測記録を用いたR／B及び耐震安全上重要な機器・配管系の地震応答解析結果について	１３
添付資料－５－６	福島第一原子力発電所 ３号機平成２３年東北地方太平洋沖地震の観測記録を用いたR／B及び耐震安全上重要な機器・配管系の地震応答解析結果について	１７
添付資料－５－７	福島第一原子力発電所 ４号機平成２３年東北地方太平洋沖地震の観測記録を用いたR／B及び耐震安全上重要な機器・配管系の地震応答解析結果について	２１
添付資料－５－８	福島第一原子力発電所 ５号機平成２３年東北地方太平洋沖地震の観測記録を用いたR／B及び耐震安全上重要な機器・配管系の地震応答解析結果について	２５
添付資料－５－９	福島第一原子力発電所 ６号機平成２３年東北地方太平洋沖地震の観測記録を用いたR／B及び耐震安全上重要な機器・配管系の地震応答解析結果について	２９
添付資料－５－１０	「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書（その１）」の概要について	３３
添付資料－５－１１	「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書（その２）」の概要について	３６
添付資料－５－１２	「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書（その３）」の概要について	３８

東北地方太平洋沖地震時に取得された地震観測記録の分析結果について

東北地方太平洋沖地震における地震観測記録の分析結果については、平成２３年５月１６日に原子力安全・保安院へ報告している。

東北地方太平洋沖地震時に福島第一原子力発電所において取得された地震観測記録のうち、加速度時刻歴データが得られている各観測点の記録について、分析した結果を以下に示す。

１．福島第一原子力発電所における地震観測の状況

福島第一原子力発電所では、敷地地盤、各号機のR/B及びT/B、並びに地震観測室に地震計を設置し、計５３箇所を観測を行っており、地震観測点の配置を図５－１－１に示す。

２．東北地方太平洋沖地震における観測記録

（１）敷地地盤における観測記録

福島第一原子力発電所の自由地盤系南地点及び北地点地震観測点の解放基盤相当位置(0.P.－２００m)の地中での加速度時刻歴波形を図５－１－２に、応答スペクトルを図５－１－３に示す。

（２）建屋における観測記録

観測記録のうち、R/B基礎版上（最地下階）で得られた最大加速度値を表５－１－１に示す。これによると、一部で耐震設計審査指針の改訂を踏まえて策定した基準地震動 S_s に対する最大応答加速度値を上回っている。

また、福島第一原子力発電所１～６号機のR/B基礎版上で取得している加速度時刻歴波形を図５－１－４～９に、応答スペクトルを基準地震動 S_s を入力して算定した応答スペクトルと併せて図５－１－１０～１５に示す。

図５－１－１０～１５によると、観測記録の応答スペクトルが一部の周期帯において基準地震動 S_s による応答スペクトルを上回っているものの、概ね同程度となっている。

なお、５３箇所の地震計のうち２９箇所で加速度時刻歴データが得られており、加速度時刻歴波形の確認を行ったところ、地震計のデータを記録する装置のソフトウェアの不具合のため７箇所の観測点において１３０～１５０秒程度で記録が中断していることが判明した。

しかしながら、近接する観測点との比較によると最大加速度値及び応答ス

ペクトルはいずれも概ね同程度となっていること、また、地盤で完全な記録が得られていることから、今回の事象は今後の検討において大きな問題となるものではないと考える。

また、その後の調査により、R/B基礎版上の観測点においては中断以降の最大加速度値の記録が得られ、整理を行った。その結果、R/B基礎版上の最大加速度値は、1～6号機の全てにおいて中断する前の時刻で発生していることを確認し、R/B及び耐震安全上重要な機器・配管系の地震応答解析結果に関する報告書の参考資料として平成23年7月28日に原子力安全・保安院へ報告している。

以 上

表5－1－1 東北地方太平洋沖地震において福島第一原子力発電所で取得された観測記録と基準地震動S_sに対する応答値との比較

観測点 (R/B基礎版上)		観測記録			基準地震動S _s に対する 最大応答加速度値(ガル)		
		最大加速度値(ガル)			NS方向	EW方向	UD方向
		NS方向	EW方向	UD方向			
福島第一	1号機	460	447	258	487	489	412
	2号機	348	550	302	441	438	420
	3号機	322	507	231	449	441	429
	4号機	281	319	200	447	445	422
	5号機	311	548	256	452	452	427
	6号機	298	444	244	445	448	415

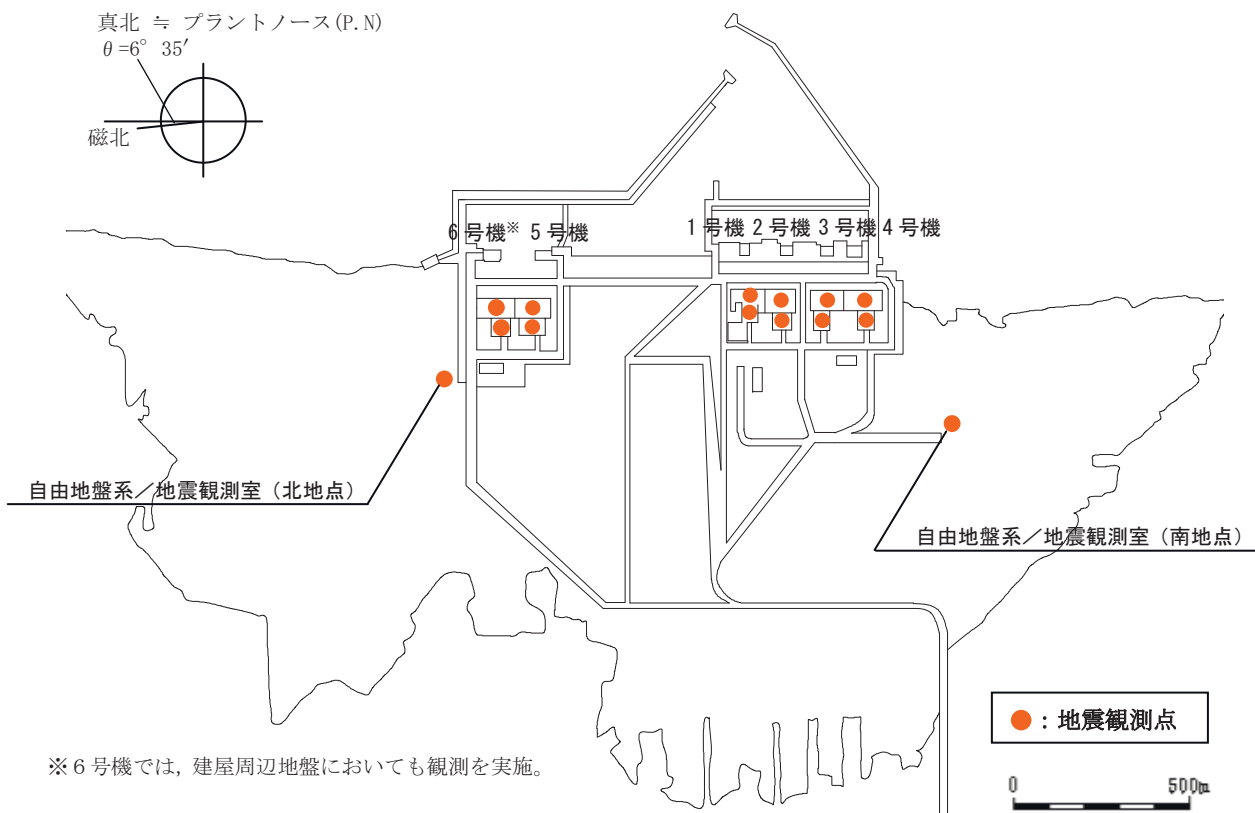


図5－1－1 福島第一原子力発電所における地震観測点の配置

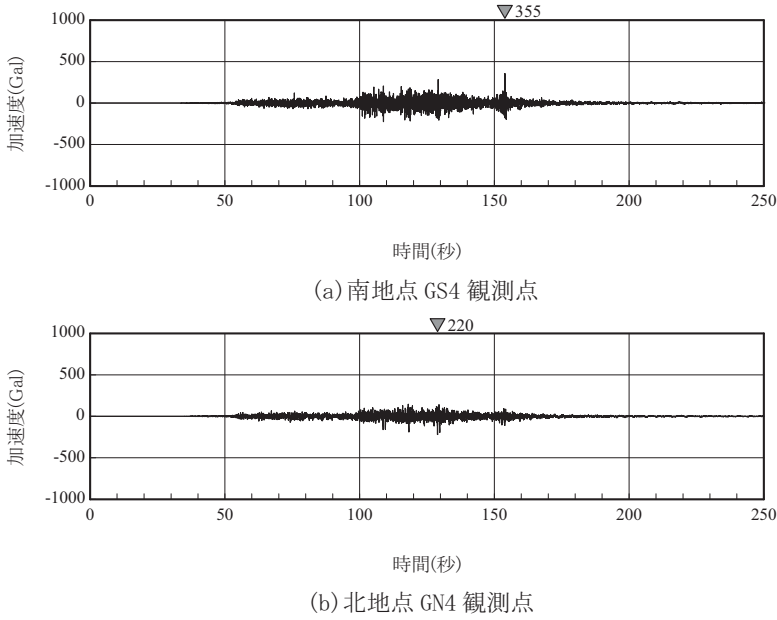


図5-1-2 福島第一原子力発電所 自由地盤系南地点及び北地点地震観測点の O.P.-200m における加速度時刻歴波形 (EW 方向)

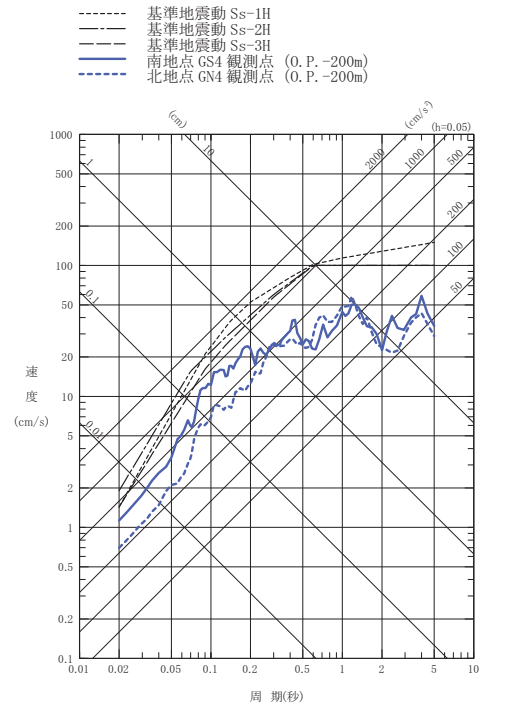


図5-1-3 福島第一原子力発電所 自由地盤系南地点及び北地点地震観測点の O.P.-200m における応答スペクトル (EW 方向)

※水平方向のうち、表において大きい方向を例示 (福島第一: EW 方向)

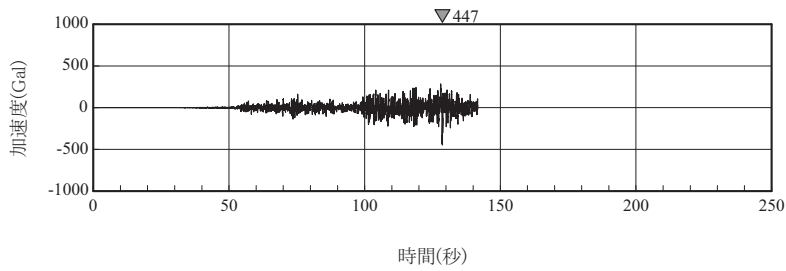


図5-1-4 福島第一 1号機原子炉建屋基礎版上の
加速度時刻歴波形 (EW方向)

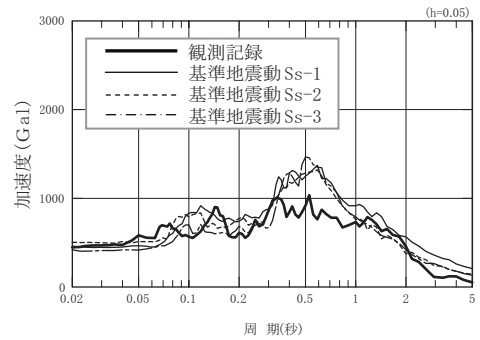


図5-1-10 福島第一 1号機原子炉建屋基礎
版上の応答スペクトル (EW方向)

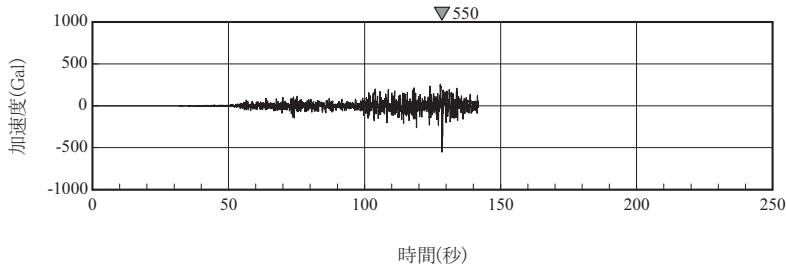


図5-1-5 福島第一 2号機原子炉建屋基礎版上の
加速度時刻歴波形 (EW方向)

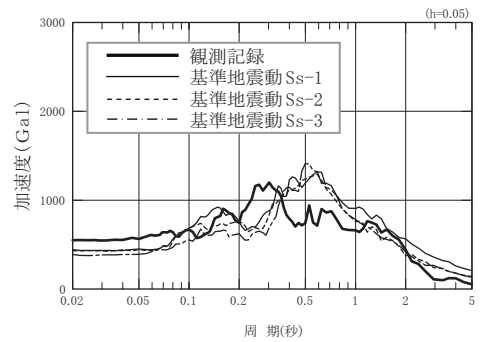


図5-1-11 福島第一 2号機原子炉建屋基礎
版上の応答スペクトル (EW方向)

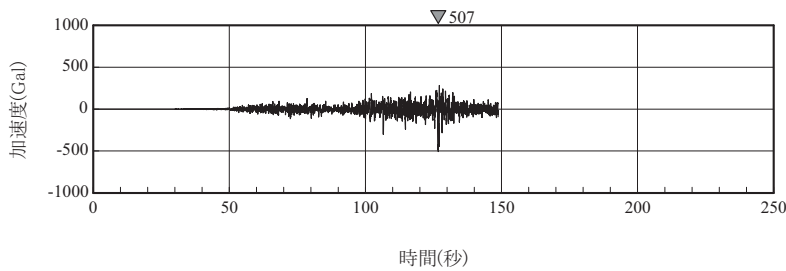


図5-1-6 福島第一 3号機原子炉建屋基礎版上の
加速度時刻歴波形 (EW方向)

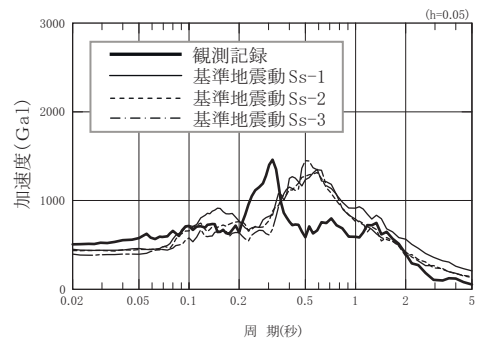


図5-1-12 福島第一 3号機原子炉建屋基礎
版上の応答スペクトル (EW方向)

※水平方向のうち、表において大きい方向を例示 (福島第一: EW方向)

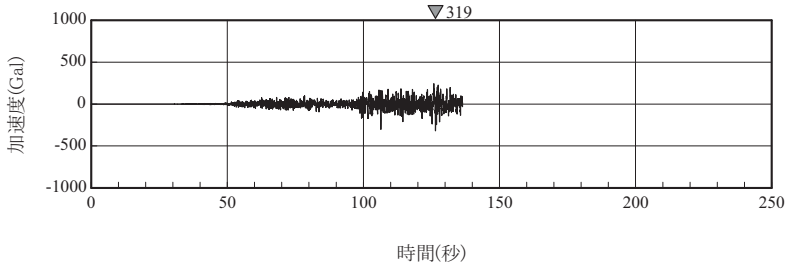


図5-1-7 福島第一 4号機原子炉建屋基礎版上の
加速度時刻歴波形 (EW方向)

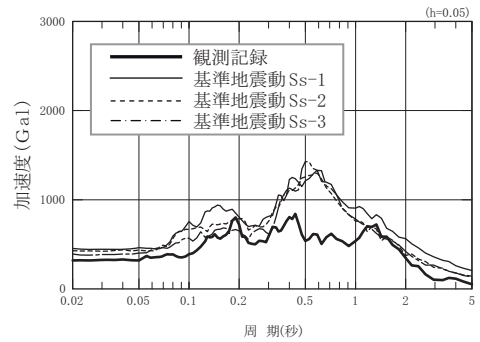


図5-1-13 福島第一 4号機原子炉建屋基礎
版上の応答スペクトル (EW方向)

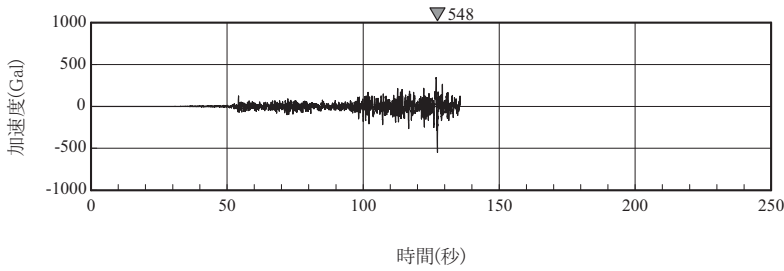


図5-1-8 福島第一 5号機原子炉建屋基礎版上の
加速度時刻歴波形 (EW方向)

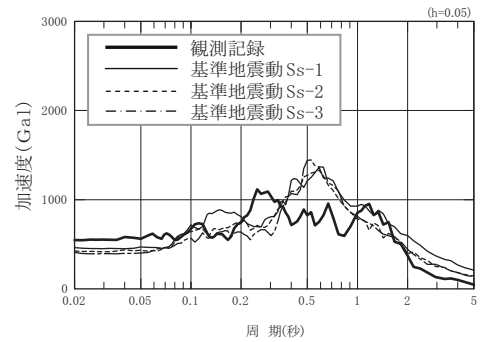


図5-1-14 福島第一 5号機原子炉建屋基礎
版上の応答スペクトル (EW方向)

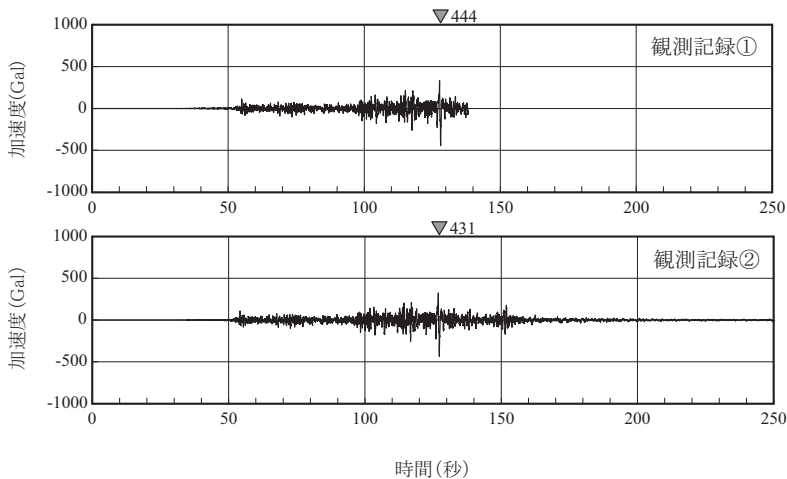


図5-1-9 福島第一 6号機原子炉建屋基礎版上の
加速度時刻歴波形 (EW方向)

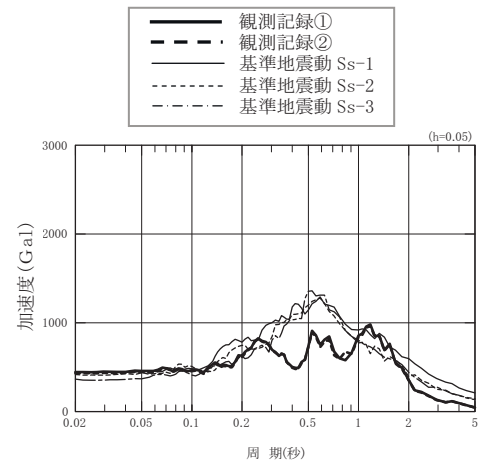
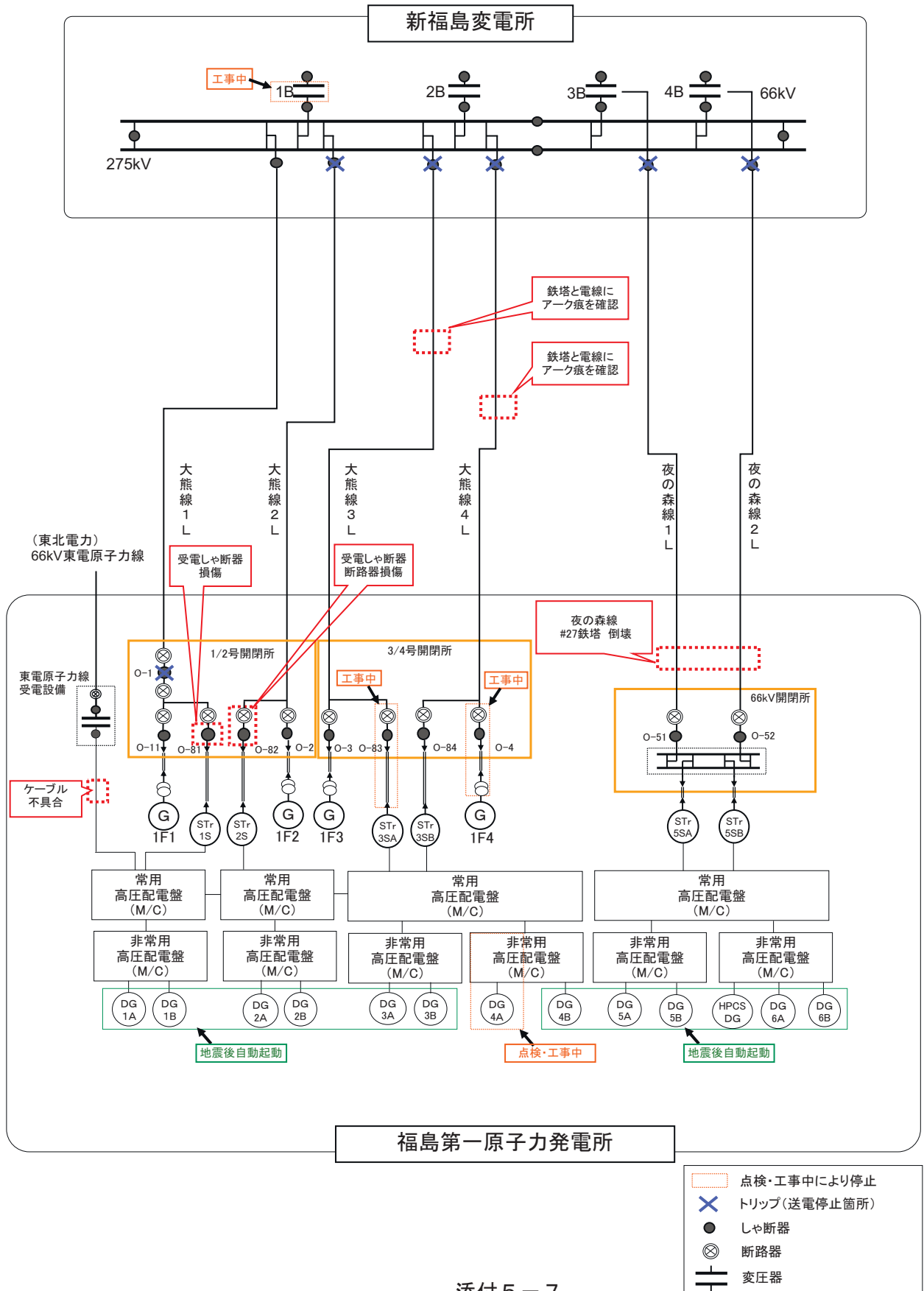


図5-1-15 福島第一 6号機原子炉建屋基礎
版上の応答スペクトル (EW方向)

※水平方向のうち、表において大きい方向を例示 (福島第一: EW方向)



福島第一原子力発電所 外部電源受電状況一覧表

		地震スクラム前	地震スクラム～ 津波到達直前まで	津波到達以降	備 考
外部電源	大熊線 1 L	○	×	×	地震時、受電遮断器損傷により使用不可
	大熊線 2 L	○	×	×	地震時、受電遮断器・断路器損傷により使用不可
	大熊線 3 L	－ (工事中)	－ (工事中)	－ (工事中)	G I S化・C Vケーブル化工事につき、受電不可
	大熊線 4 L	○	×	×	電線が鉄塔と接触または接近したことにより送電停止したものと推定
	夜の森線 1 L	○	×	×	鉄塔が一部倒壊、仮設置し 3 / 2 2 に 3 / 4 号機受電
	夜の森線 2 L	○	×	×	鉄塔が一部倒壊、仮設置し 3 / 2 2 に 5 / 6 号機受電
予備電源	東電原子力線	－ (停止中)	－ (停止中)	×	予備運用。健全性確認し 3 / 2 0 1 / 2 号機仮設電源受電
送電設備	双葉線 1 L	－	－	－	※双葉線は外部電源設備ではない (送電のみ)
	双葉線 2 L	－	－	－	※双葉線は外部電源設備ではない (送電のみ)

(凡例) ○ : 受電 × : 停止

福島第一原子力発電所 1号機
平成 23 年東北地方太平洋沖地震の観測記録を用いた原子炉建屋及び
耐震安全上重要な機器・配管系の地震応答解析結果について

1. はじめに

平成 23 年 3 月 11 日に発生した東北地方太平洋沖地震では、原子炉建屋基礎マット上などで多数の地震観測記録が得られている。

原子力安全・保安院から出された指示文書^{*}に基づき、福島第一原子力発電所 1 号機に関して、この地震観測記録を用いた地震応答解析を行い、原子炉建屋及び耐震安全上重要な機器・配管系の解析結果について平成 23 年 7 月 28 日に報告している。

※指示文書

「平成 23 年東北地方太平洋沖地震における福島第一原子力発電所及び福島第二原子力発電所の地震観測記録の分析結果を踏まえた対応について（指示）」（平成 23・05・16 原院第 6 号）

2. 原子炉建屋（R/B）

福島第一原子力発電所 1 号機 R/B の平成 23 年東北地方太平洋沖地震を踏まえた地震応答解析にあたっては、地震時の建屋の状況を確認する観点から、建屋基礎版上で取得された観測記録を用いた地震応答解析を実施した。

地震応答解析にあたっては、建物・構築物や地盤の特性を適切に表現できるモデル（図－5－4－1）を設定した。

地震応答解析の結果、耐震壁のせん断ひずみは、最大で 0.14×10^{-3} （南北方向、1 階）であり、全ての耐震壁で、スケルトン曲線上の第一折れ点以下の応力・変形状態となっていることを確認した。（図－5－4－2、3）

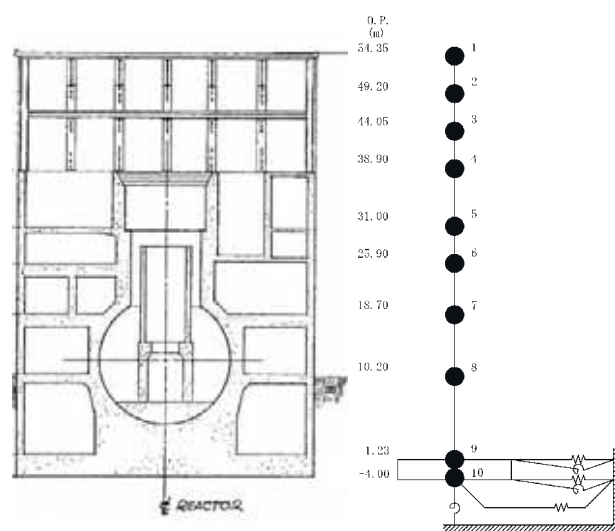


図 5-4-1 1号機原子炉建屋（モデル図）

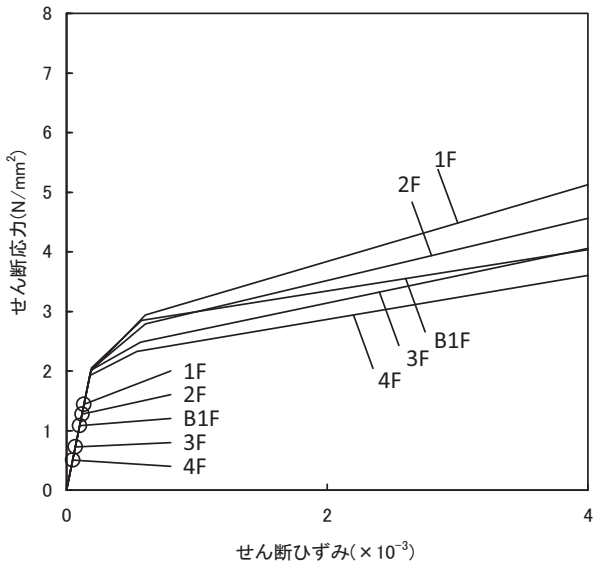


図 5 - 4 - 2 耐震壁のせん断ひずみ (南北方向)

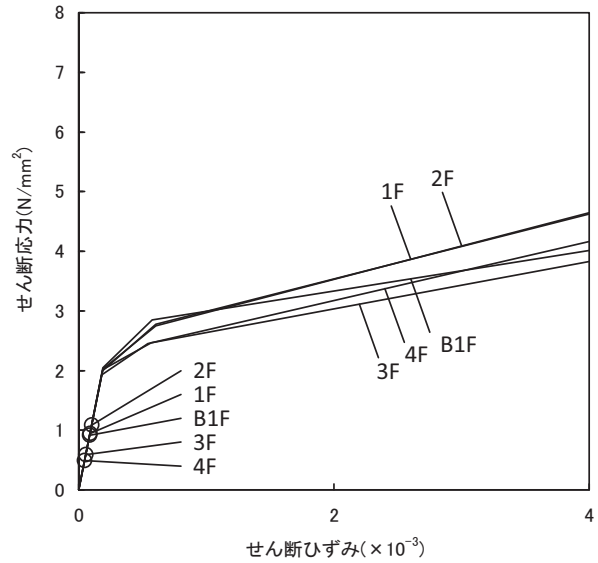


図 5 - 4 - 3 耐震壁のせん断ひずみ (東西方向)

3. 耐震安全上重要な機器・配管系

福島第一原子力発電所 1 号機の原子炉等の大型機器について、東北地方太平洋沖地震の観測記録に基づいた地震応答解析をおこない、その結果得られた地震荷重等と、既往の基準地震動 S_s による耐震安全性評価で得られている地震荷重等との比較をおこなった。

比較の結果、今回の地震による地震荷重等は、耐震安全性評価で得られている地震荷重等を一部上回るものの、原子炉を「止める」、「冷やす」、放射性物質を「閉じ込める」に係わる安全上重要な機能を有する主要な設備の耐震性評価を実施し、計算される応力等が評価基準値以下であることを確認した (表 5 - 4 - 1)。これらの結果から、安全上重要な機能を有する主要な設備は、地震時及び地震直後において安全機能を保持できる状態にあったと推定される。

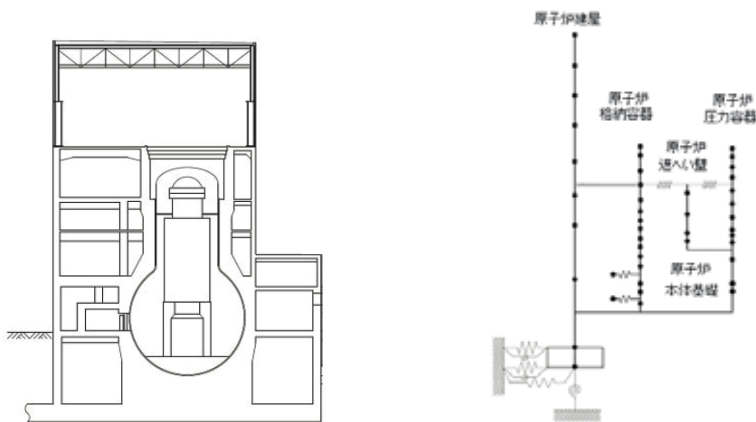
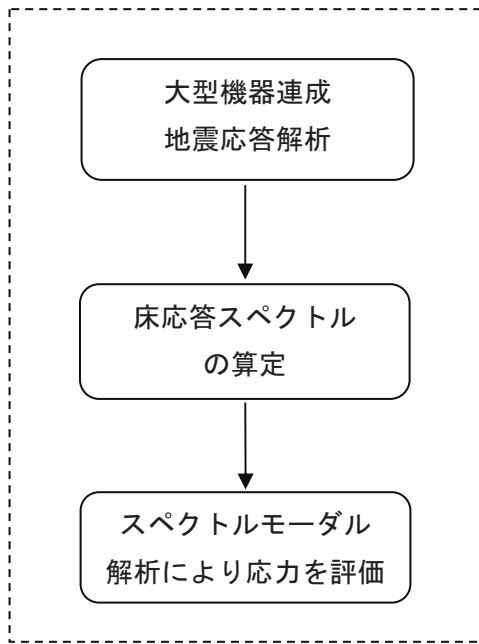


図 5 - 4 - 4 大型機器連成地震応答解析モデルの例

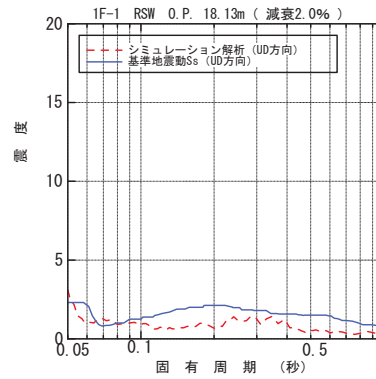
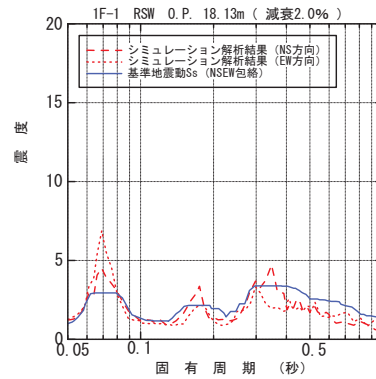
表５－４－１ 耐震安全上重要な機器・配管系の影響評価の概要
(福島第一原子力発電所１号機)

設備等		地震応答荷重	基準地震動 Ss	シミュレーション 解析結果	耐震性評価結果
地震荷重等	原子炉 压力容器 基部	せん断力 (kN)	4730	6110	原子炉压力容器 (基礎ボルト) 計算値：93MPa 評価基準値：222MPa
		モーメント (kN・m)	45900	62200	
		軸力 (kN)	5250	3890	
	原子炉 格納容器 基部	せん断力 (kN)	4270	5080	原子炉格納容器 (ドライウエル) 計算値：98MPa 評価基準値：411MPa
		モーメント (kN・m)	55900	64200	
		軸力 (kN)	2070	1560	
	炉心シュ ラウド 基部	せん断力 (kN)	3060	3370	炉心支持構造物 (シュラウドサポート) 計算値：103MPa 評価基準値：196MPa
		モーメント (kN・m)	15300	16600	
		軸力 (kN)	1020	792	
	燃料 集合体	相対変位 (mm)	21.2	26.4	制御棒 (挿入性) 評価基準値：40.0mm
評価用震度	燃料 交換床	震度 (水平) (G)	0.96	1.29	原子炉停止時冷却系ポンプ (基礎ボルト) 計算値：8MPa 評価基準値：127MPa
		震度 (鉛直) (G)	0.58	0.54	
	基礎版	震度 (水平) (G)	0.60	0.57	
		震度 (鉛直) (G)	0.51	0.32	
床応答スペクトル (原子炉建屋)	<p><原子炉建屋 (O.P. 18.70m) ></p> <p>1F-1 R/B O.P. 18.70m (減衰2.0%)</p> <p>(水平) (鉛直)</p>				<p>主蒸気系配管 計算値：269MPa 評価基準値：374MPa</p> <p>原子炉停止時冷却系配管 計算値：228MPa 評価基準値：414MPa</p>
	<p><原子炉遮へい壁 (O.P. 16.14m) ></p> <p>1F-1 RSW O.P. 16.14m (減衰2.5%)</p> <p>(水平) (鉛直)</p>				

参考：耐震性評価の概要（主蒸気系配管の例）



評価のフロー



床応答スペクトル

※アンカー及びサポート(図中の青印)に入力するイメージ

主蒸気系配管モデル

構造強度評価結果

対象設備	評価部位	基準地震動 Ss				今回地震			
		応力分類	計算値 (MPa)	評価基準値 (MPa)	評価手法	応力分類	計算値 (MPa)	評価基準値 (MPa)	評価手法
主蒸気系配管	配管本体	一次	287 [※]	374	詳細	一次	269 [※]	374	詳細

※：水平方向の床応答スペクトルは、一部周期帯で今回地震が基準地震動 Ss を上回るものの、鉛直方向の床応答スペクトルでは今回地震が概ね基準地震動 Ss の床応答スペクトルを下回っていることから、今回地震の計算値が基準地震動 Ss の計算値を下回ったと考えられる。

以上

福島第一原子力発電所 2号機
平成 23 年東北地方太平洋沖地震の観測記録を用いた原子炉建屋及び
耐震安全上重要な機器・配管系の地震応答解析結果について

1. はじめに

平成 23 年 3 月 11 日に発生した東北地方太平洋沖地震では、原子炉建屋基礎マット上などで多数の地震観測記録が得られた。

原子力安全・保安院から出された指示文書※に基づき、福島第一原子力発電所 2 号機に関して、この地震観測記録を用いた地震応答解析を行い、原子炉建屋及び耐震安全上重要な機器・配管系の解析結果について平成 23 年 6 月 17 日に報告している。

※指示文書

「平成 23 年東北地方太平洋沖地震における福島第一原子力発電所及び福島第二原子力発電所の地震観測記録の分析結果を踏まえた対応について（指示）」（平成 23・05・16 原院第 6 号）

2. 原子炉建屋（R/B）

福島第一原子力発電所 2 号機 R/B の平成 23 年東北地方太平洋沖地震を踏まえた地震応答解析にあたっては、地震時の建屋の状況を確認する観点から、建屋基礎版上で取得された観測記録を用いた地震応答解析を実施した。

地震応答解析にあたっては、建物・構築物や地盤の特性を適切に表現できるモデル（図 5-5-1）を設定した。

地震応答解析の結果、耐震壁のせん断ひずみは、最大で 0.43×10^{-3} （東西方向、5 階）であり、東西方向の 5 階を除く全ての耐震壁で、スケルトン曲線上の第一折れ点以下の応力・変形状態となっていることを確認した。（図 5-5-2、3）

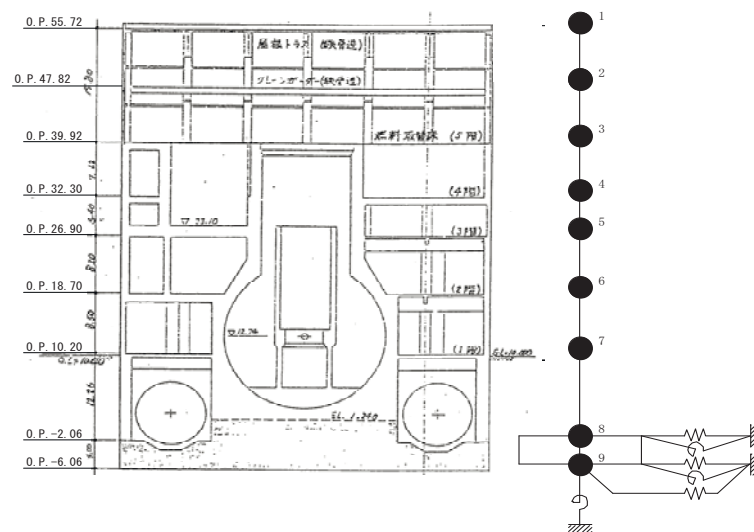


図 5-5-1 2号機原子炉建屋（モデル図）

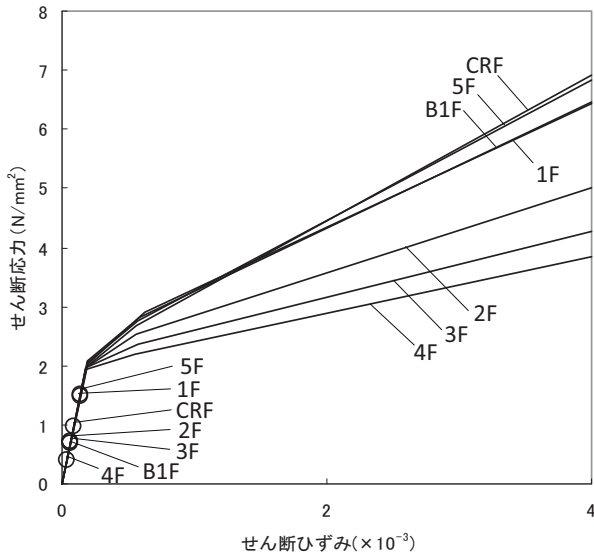


図 5-5-2 耐震壁のせん断ひずみ
(南北方向)

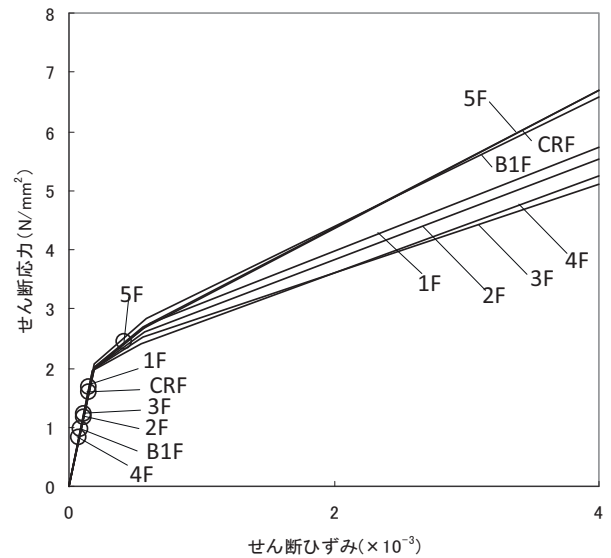


図 5-5-3 耐震壁のせん断ひずみ
(東西方向)

3. 耐震安全上重要な機器・配管系

福島第一原子力発電所 2 号機の原子炉等の大型機器について、東北地方太平洋沖地震の観測記録に基づいた地震応答解析をおこない、その結果得られた地震荷重等と、既往の基準地震動 S_s による耐震安全性評価で得られている地震荷重等との比較をおこなった。

比較の結果、今回の地震による地震荷重等は、耐震安全性評価で得られている地震荷重等を一部上回るものの、原子炉を「止める」、「冷やす」、放射性物質を「閉じ込める」に係わる安全上重要な機能を有する主要な設備の耐震性評価を実施し、計算される応力等が評価基準値以下であることを確認した（表 5-5-1）。これらの結果から、安全上重要な機能を有する主要な設備は、地震時及び地震直後において安全機能を保持できる状態にあったと推定される。

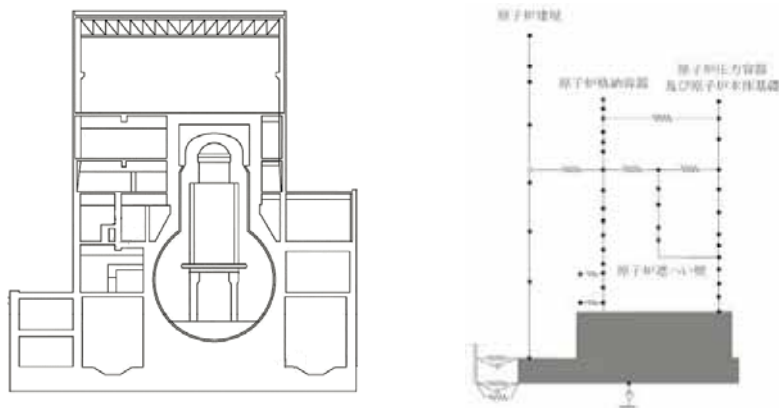
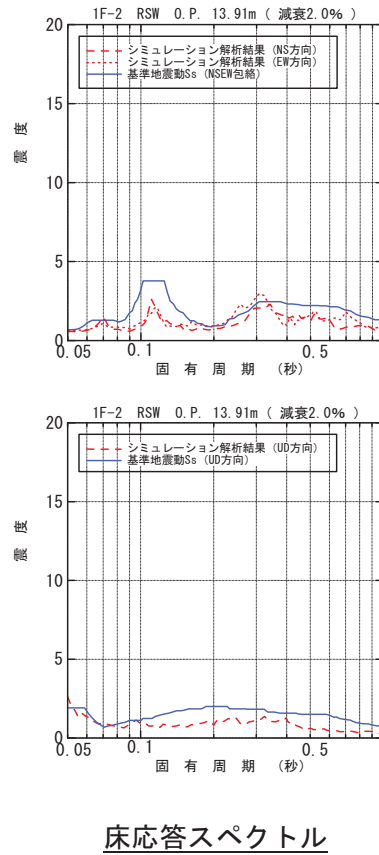
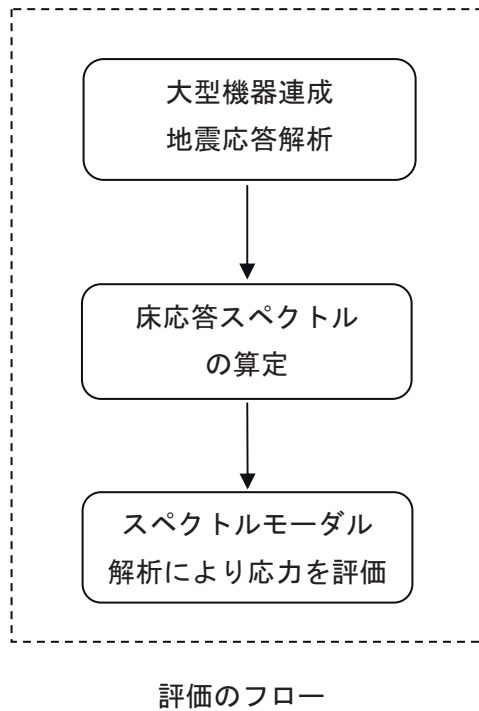


図 5-5-4 大型機器連成地震応答解析モデルの例

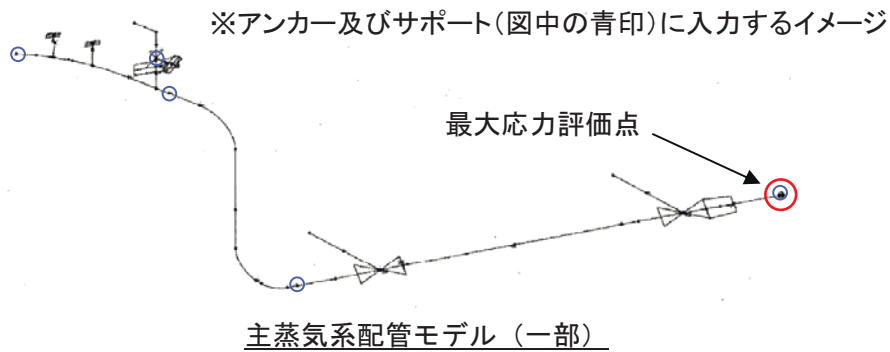
表５－５－１ 耐震安全上重要な機器・配管系の影響評価の概要
(福島第一原子力発電所２号機)

設備等		地震応答荷重	基準地震動 Ss	シミュレーション 解析結果	耐震性評価結果
地震荷重等	原子炉 压力容器 基部	せん断力 (kN)	4960	5110	原子炉压力容器 (基礎ボルト) 計算値：29MPa 評価基準値：222MPa
		モーメント (kN・m)	22500	25600	
		軸力 (kN)	5710	4110	
	原子炉 格納容器 基部	せん断力 (kN)	7270	8290	原子炉格納容器 (ドライウエル) 計算値：87MPa 評価基準値：278MPa
		モーメント (kN・m)	124000	153000	
		軸力 (kN)	3110	2350	
	炉心シュ ラウド 基部	せん断力 (kN)	2590	3950	炉心支持構造物 (シュラウドサポート) 計算値：122MPa 評価基準値：300MPa
		モーメント (kN・m)	13800	21100	
		軸力 (kN)	760	579	
	燃料 集合体	相対変位 (mm)	16.5	33.2	制御棒 (挿入性) 評価基準値：40.0mm
評価用震度	燃料 交換床	震度 (水平) (G)	0.97	1.21	残留熱除去系ポンプ (電動機取付ボルト) 計算値：45MPa 評価基準値：185MPa
		震度 (鉛直) (G)	0.56	0.70	
	基礎版	震度 (水平) (G)	0.54	0.68	
		震度 (鉛直) (G)	0.52	0.37	
床応答スペクトル (原子炉建屋)	<p><中間階 (O.P. 18.70m) ></p> <p>主蒸気系配管 計算値：208MPa 評価基準値：360MPa</p> <p>残留熱除去系配管 計算値：87MPa 評価基準値：315MPa</p>				
	<p><原子炉遮へい壁基部 (O.P. 13.91m) ></p>				

参考：耐震性評価の概要（主蒸気系配管の例）



概ね今回地震が基準地震動Ssを下回り、今回地震が上回る部分は一部



構造強度評価結果

対象設備	評価部位	基準地震動 Ss				今回地震			
		応力 分類	計算値 (MPa)	評価 基準値 (MPa)	評価 手法	応力 分類	計算値 (MPa)	評価 基準値 (MPa)	評価 手法
主蒸気系配管	配管本体	一次	288	360	詳細	一次	208	360	詳細

以上

福島第一原子力発電所3号機
平成23年東北地方太平洋沖地震の観測記録を用いた原子炉建屋及び
耐震安全上重要な機器・配管系の地震応答解析結果について

1. はじめに

平成23年3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震では、原子炉建屋基礎マット上などで多数の地震観測記録が得られている。

原子力安全・保安院から出された指示文書[※]に基づき、福島第一原子力発電所3号機に関して、この地震観測記録を用いた地震応答解析を行い、原子炉建屋及び耐震安全上重要な機器・配管系の解析結果について平成23年7月28日に報告している。

※指示文書

「平成23年東北地方太平洋沖地震における福島第一原子力発電所及び福島第二原子力発電所の地震観測記録の分析結果を踏まえた対応について（指示）」（平成23・05・16原院第6号）

2. 原子炉建屋（R/B）

福島第一原子力発電所3号機R/Bの平成23年東北地方太平洋沖地震を踏まえた地震応答解析にあたっては、地震時の建屋の状況を確認する観点から、建屋基礎版上で取得された観測記録を用いた地震応答解析を実施した。

地震応答解析にあたっては、建物・構築物や地盤の特性を適切に表現できるモデル(図5-6-1)を設定した。

地震応答解析の結果、耐震壁のせん断ひずみは、最大で 0.17×10^{-3} (東西方向、5階)であり、全ての耐震壁で、スケルトン曲線上の第一折れ点以下の応力・変形状態となっていることを確認した。(図5-6-2、3)

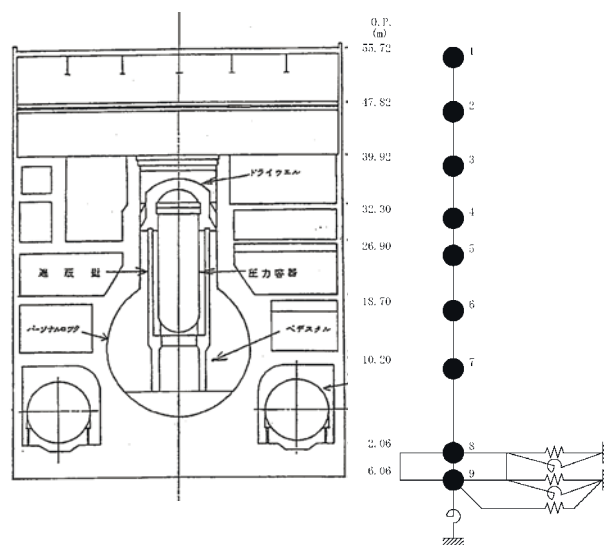


図5-6-1 3号機原子炉建屋（モデル図）

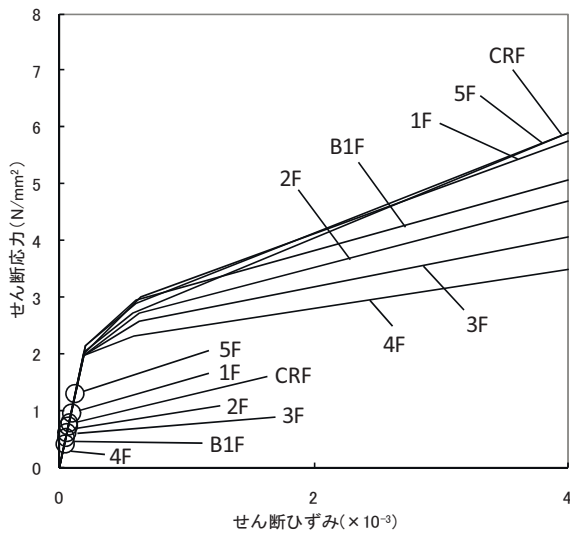


図5－6－2 耐震壁のせん断ひずみ
(南北方向)

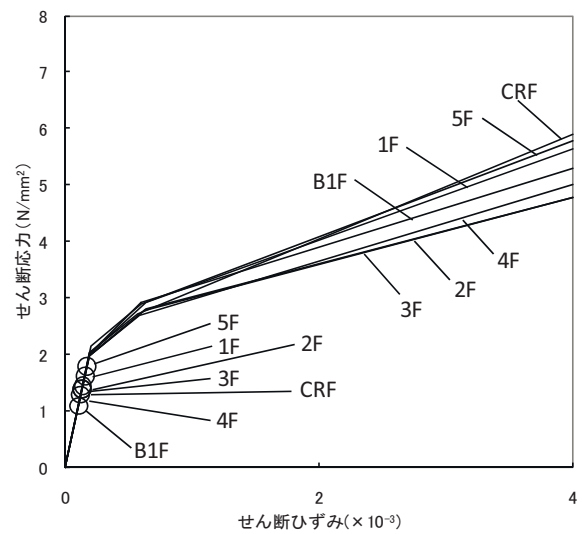


図5－6－3 耐震壁のせん断ひずみ
(東西方向)

3. 耐震安全上重要な機器・配管系

福島第一原子力発電所3号機の原子炉等の大型機器について、東北地方太平洋沖地震の観測記録に基づいた地震応答解析をおこない、その結果得られた地震荷重等と、既往の基準地震動 S_s による耐震安全性評価で得られている地震荷重等との比較をおこなった。

比較の結果、今回の地震による地震荷重等は、耐震安全性評価で得られている地震荷重等を一部上回るものの、原子炉を「止める」、「冷やす」、放射性物質を「閉じ込める」に係わる安全上重要な機能を有する主要な設備の耐震性評価を実施し、計算される応力等が評価基準値以下であることを確認しました(表5－6－1)。これらの結果から、安全上重要な機能を有する主要な設備は、地震時及び地震直後において安全機能を保持できる状態にあったと推定される。

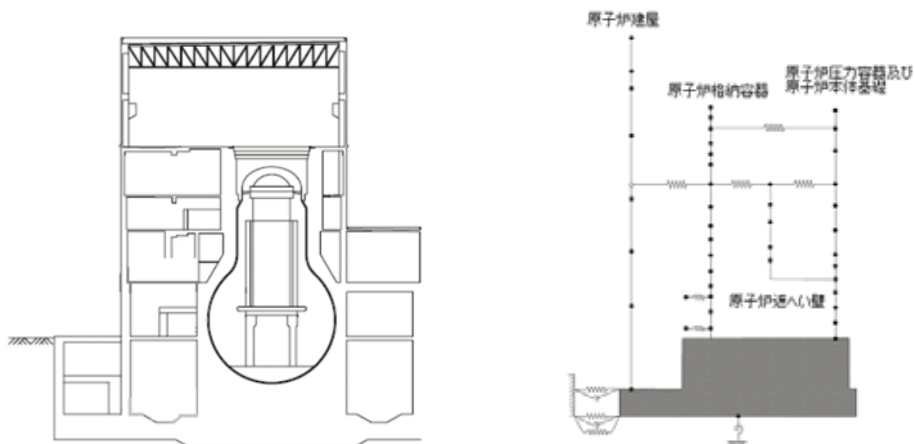
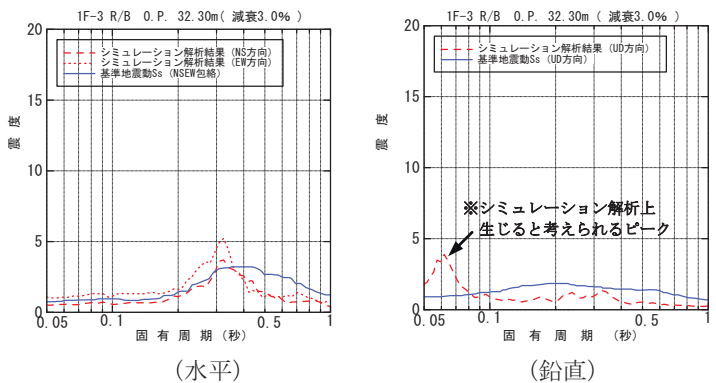
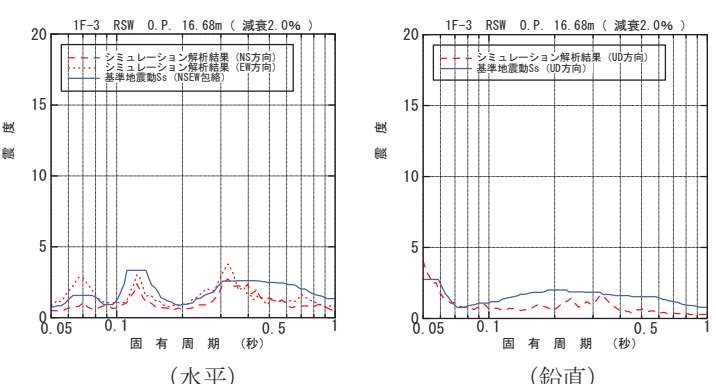
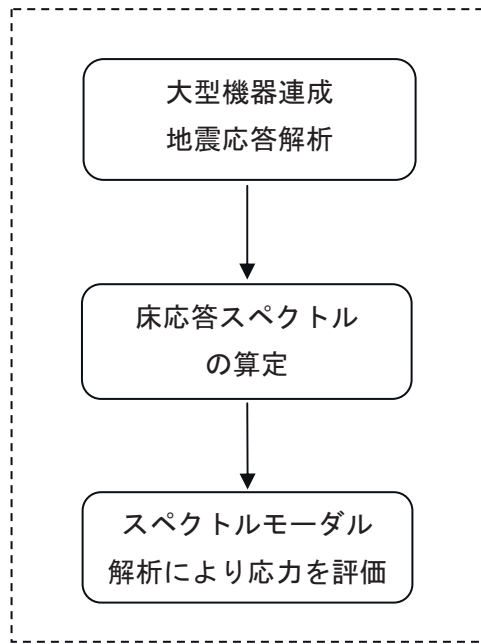


図5－6－4 大型機器連成地震応答解析モデルの例

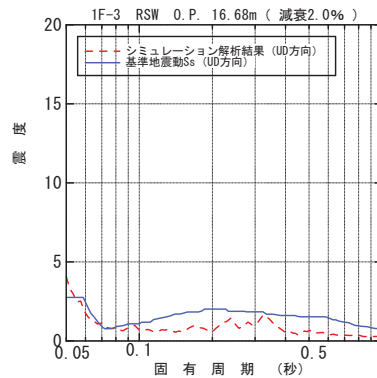
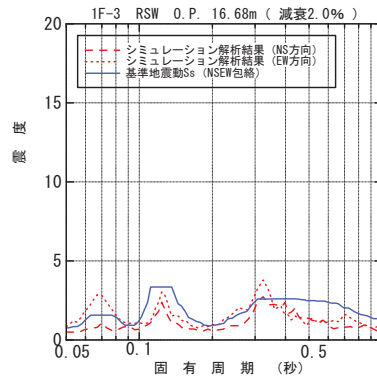
表５－６－１ 耐震安全上重要な機器・配管系の影響評価の概要
(福島第一原子力発電所３号機)

設備等		地震応答荷重	基準地震動 Ss	シミュレーション 解析結果	耐震性評価結果	
地震荷重等	原子炉 压力容器 基部	せん断力 (kN)	4970	5750	原子炉压力容器 (基礎ボルト) 計算値：50MPa 評価基準値：222MPa	
		モーメント (kN・m)	30400	41700		
		軸力 (kN)	5780	4900		
	原子炉 格納容器 基部	せん断力 (kN)	7070	8150	原子炉格納容器 (ドライウエル) 計算値：158MPa 評価基準値：278MPa	
		モーメント (kN・m)	123000	153000		
		軸力 (kN)	2930	2080		
	炉心シュ ラウド 基部	せん断力 (kN)	2440	3010	炉心支持構造物 (シュラウドサポート) 計算値：100MPa 評価基準値：300MPa	
		モーメント (kN・m)	13600	16600		
		軸力 (kN)	783	681		
	燃料 集合体	相対変位 (mm)	14.8	24.1	制御棒 (挿入性) 評価基準値：40.0mm	
	評価用震度	燃料 交換床	震度 (水平) (G)	0.95	1.34	残留熱除去系ポンプ (電動機取付ボルト) 計算値：42MPa 評価基準値：185MPa
			震度 (鉛直) (G)	0.57	0.81	
基礎版		震度 (水平) (G)	0.55	0.61		
		震度 (鉛直) (G)	0.53	0.29		
床応答スペクトル (原子炉建屋)	<p><原子炉建屋 (O.P. 32.30m) ></p> 				<p>主蒸気系配管 計算値：151MPa 評価基準値：378MPa</p> <p>残留熱除去系配管 計算値：269MPa 評価基準値：363MPa</p>	
	<p><原子炉遮へい壁 (O.P. 16.68m) ></p> 					

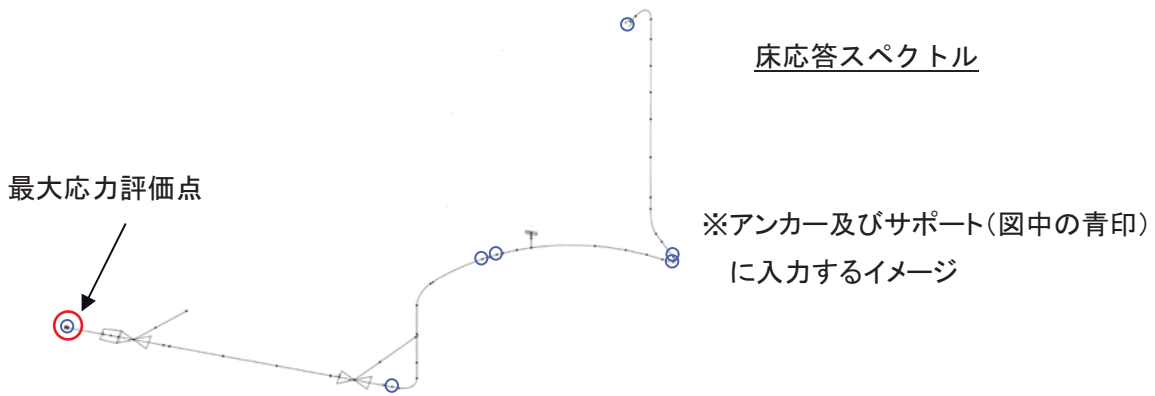
参考：耐震性評価の概要（主蒸気系配管の例）



評価のフロー



床応答スペクトル



主蒸気系配管モデル (一部)

構造強度評価結果

対象設備	評価部位	基準地震動 Ss				今回地震			
		応力分類	計算値 (MPa)	評価基準値 (MPa)	評価手法	応力分類	計算値 (MPa)	評価基準値 (MPa)	評価手法
主蒸気系配管	配管本体	一次	183	417※	詳細	一次	151	378※	詳細

※：基準地震動 Ss と今回地震の評価では、最大応力評価点（裕度最小の箇所）における配管の材質が異なることから、評価基準値が異なる。

以上

福島第一原子力発電所 4号機

平成 23 年東北地方太平洋沖地震の観測記録を用いた原子炉建屋及び耐震安全上重要な機器・配管系の地震応答解析結果について

1. はじめに

平成 23 年 3 月 11 日に発生した東北地方太平洋沖地震では、原子炉建屋基礎マット上などで多数の地震観測記録が得られている。

原子力安全・保安院から出された指示文書※に基づき、福島第一原子力発電所 4 号機に関して、この地震観測記録を用いた地震応答解析を行い、原子炉建屋及び耐震安全上重要な機器・配管系の解析結果について平成 23 年 6 月 17 日に報告している。

※指示文書

「平成 23 年東北地方太平洋沖地震における福島第一原子力発電所及び福島第二原子力発電所の地震観測記録の分析結果を踏まえた対応について（指示）」（平成 23・05・16 原院第 6 号）

2. 原子炉建屋

福島第一原子力発電所 4 号機 R/B の平成 23 年東北地方太平洋沖地震を踏まえた地震応答解析にあたっては、地震時の建屋の状況を確認する観点から、建屋基礎版上で取得された観測記録を用いた地震応答解析を実施した。

地震応答解析にあたっては、建物・構築物や地盤の特性を適切に表現できるモデル（図 5-7-1）を設定している。

地震応答解析の結果、耐震壁のせん断ひずみは、最大で 0.15×10^{-3} （東西方向、5 階）であり、全ての耐震壁は第一折れ点以下の応力・変形状態となっていることを確認した。（図 5-7-2、3）

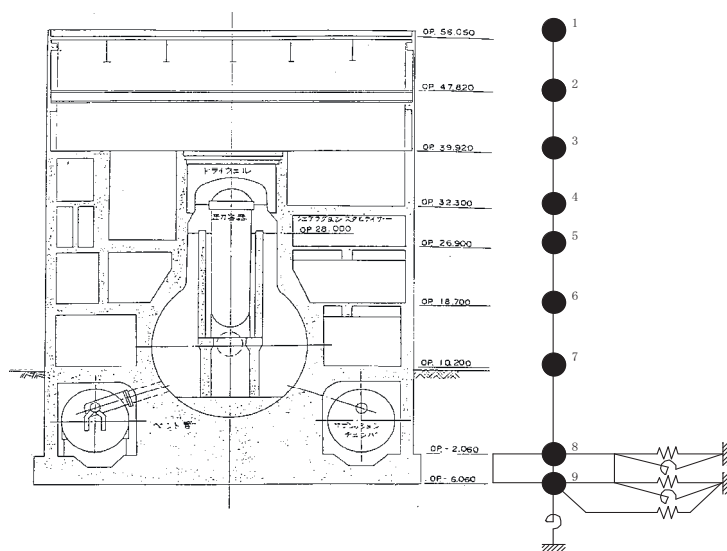


図 5-7-1 4号機原子炉建屋（モデル図）

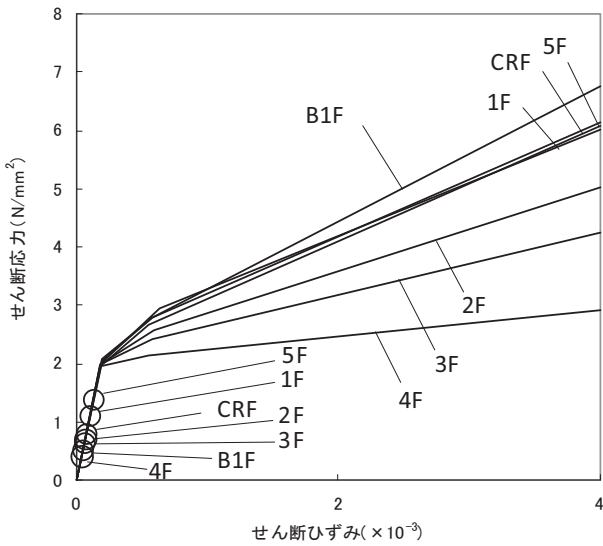


図 5-7-2 耐震壁のせん断ひずみ (南北方向)

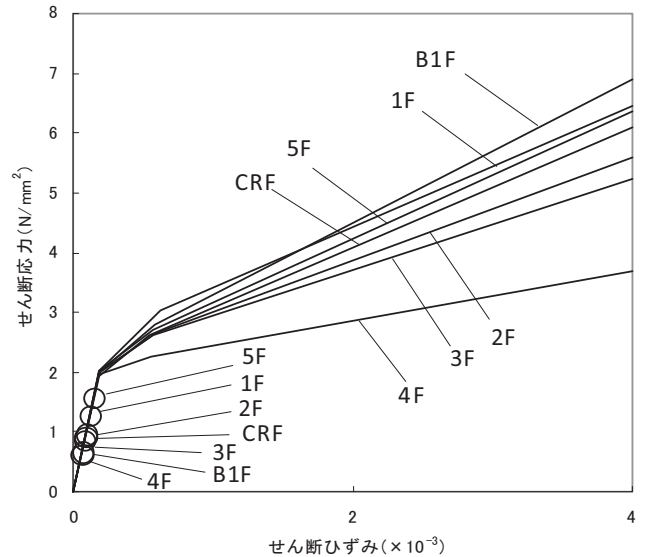


図 5-7-3 耐震壁のせん断ひずみ (東西方向)

3. 耐震安全上重要な機器・配管系

福島第一原子力発電所 4 号機の原子炉等の大型機器について、東北地方太平洋沖地震の観測記録に基づいた地震応答解析をおこない、その結果得られた地震荷重等と、既往の基準地震動 S_s による耐震安全性評価で得られている地震荷重等との比較をおこなった。

比較の結果、今回の地震による地震荷重等は、床応答スペクトルの一部のピークを除いて、耐震安全性評価で得られている地震荷重等を下回ることを確認した。また、残留熱除去系配管の耐震性評価を実施し、計算される応力が評価基準値以下であることを確認した (表 5-7-1)。これらの結果から、安全上重要な機能を有する主要な設備は、地震時及び地震直後において安全機能を保持できる状態にあったと推定される。

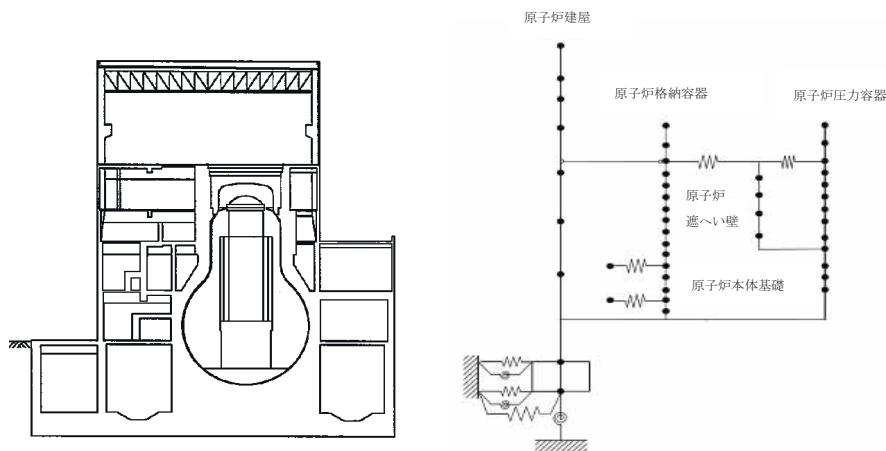
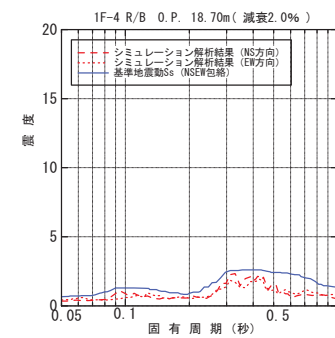
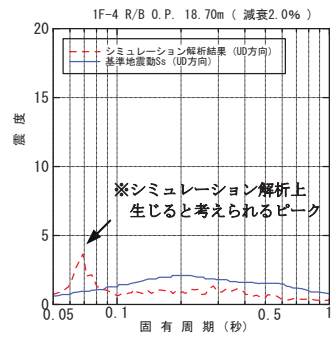
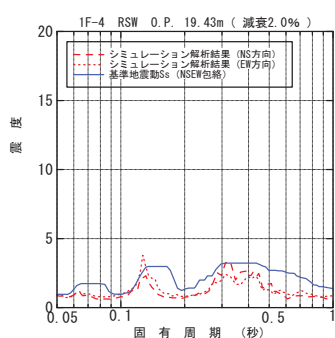
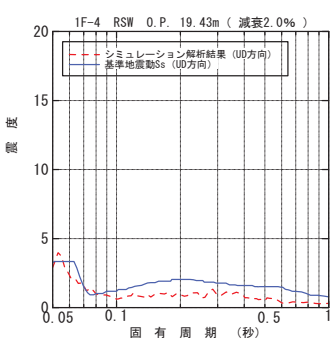
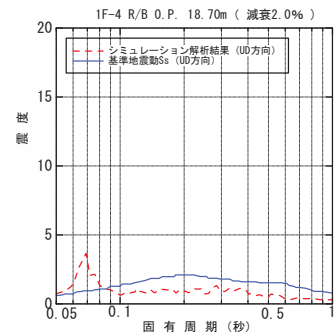
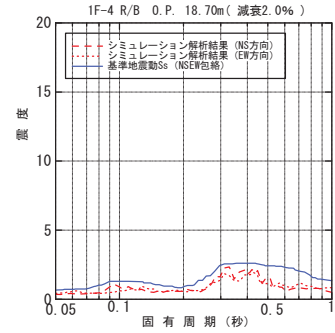
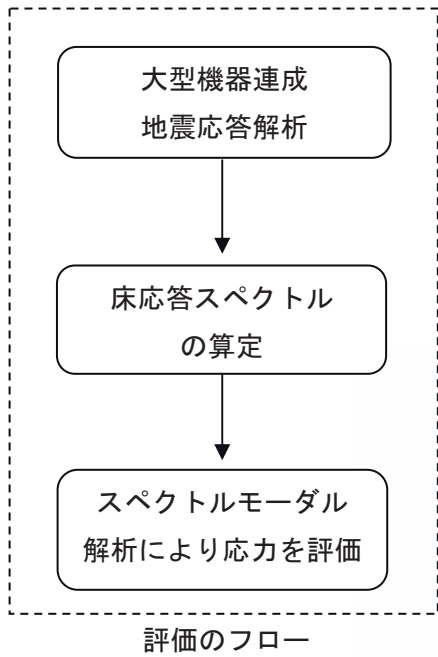


図 5-7-4 大型機器連成地震応答解析モデルの例

表 5 - 7 - 1 耐震安全上重要な機器・配管系の影響評価の概要
(福島第一原子力発電所 4号機)

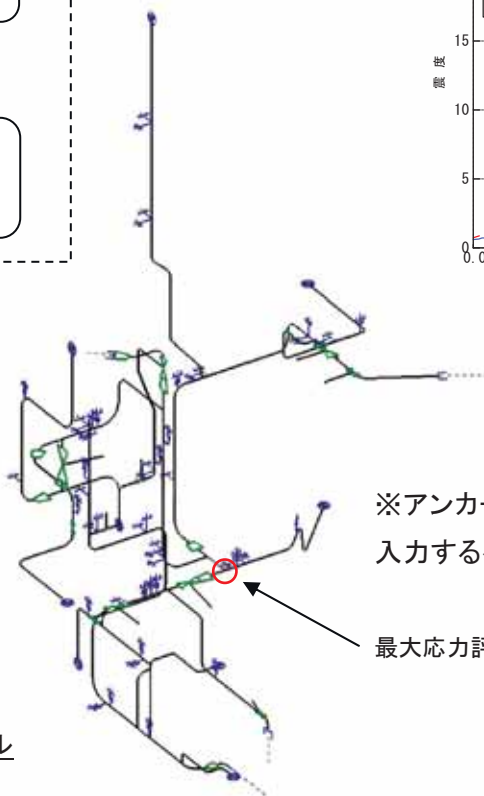
設備等	地震応答荷重	基準地震動 Ss	シミュレーション 解析結果	耐震性評価結果	
地震荷重等	原子炉 压力容器 基部	せん断力 (kN)	4790	4000	原子炉压力容器 (基礎ボルト) 基準地震動 Ss による荷重 を下回るため評価不要
		モーメント (kN・m)	38900	28000	
		軸力 (kN)	6660	6020	
	原子炉 格納容器 基部	せん断力 (kN)	6840	4910	原子炉格納容器 (ドライウェル) 基準地震動 Ss による荷重 を下回るため評価不要
		モーメント (kN・m)	113000	79900	
		軸力 (kN)	2460	1170	
	炉心シュ ラウド 基部	せん断力 (kN)	地震時炉心シュラウドの取替工事中で 炉心シュラウド無し		-
モーメント (kN・m)					
軸力 (kN)					
燃料 集合体	相対変位 (mm)	地震時定期検査中で 燃料集合体全取出し中		-	
評価用震度	燃料 交換床	震度 (水平) (G)	0.96	0.68	残留熱除去系ポンプ (基礎ボルト) 基準地震動 Ss による荷重 を下回るため評価不要
		震度 (鉛直) (G)	0.58	0.71	
	基礎版	震度 (水平) (G)	0.55	0.39	
		震度 (鉛直) (G)	0.52	0.25	
床応答スペクトル (原子炉建屋)	<中間階 (O.P. 18.70m) >			主蒸気系配管 シュラウド取替工事に伴う 安全処置にて隔離中につき 評価不要 残留熱除去系配管 計算値：124MPa 評価基準値：335MPa	
	 <p>(水平)</p>	 <p>(鉛直)</p>			
床応答スペクトル (原子炉遮へい壁)	<原子炉遮へい壁中央 (O.P. 19.43m) >				
	 <p>(水平)</p>	 <p>(鉛直)</p>			

参考：耐震性評価の概要（残留熱除去系配管の例）



床応答スペクトル

残留熱除去系配管モデル



※アンカー及びサポート(図中の青印)に入力するイメージ

最大応力評価点

構造強度評価結果

対象設備	評価部位	基準地震動 Ss				今回地震			
		応力分類	計算値 (MPa)	評価基準値 (MPa)	評価手法	応力分類	計算値 (MPa)	評価基準値 (MPa)	評価手法
残留熱除去系配管	配管本体	一次	137※	335※	詳細	一次	124※	335※	詳細

※今回地震時には、中間報告書で評価した部位が安全処置により機能を停止していたため、今回は異なる配管モデルで評価を実施しており、評価結果の対比は参考

以上

福島第一原子力発電所 5号機
平成 23 年東北地方太平洋沖地震の観測記録を用いた原子炉建屋及び
耐震安全上重要な機器・配管系の地震応答解析結果について

1. はじめに

平成 23 年 3 月 11 日に発生した東北地方太平洋沖地震では、原子炉建屋基礎版上などで多数の地震観測記録が得られている。

原子力安全・保安院から出された指示文書※に基づき、福島第一原子力発電所 5 号機に関して、この地震観測記録を用いた地震応答解析を行い、原子炉建屋及び耐震安全上重要な機器・配管系の解析結果について平成 23 年 8 月 18 日に報告している。

※指示文書

「平成 23 年東北地方太平洋沖地震における福島第一原子力発電所及び福島第二原子力発電所の地震観測記録の分析結果を踏まえた対応について（指示）」（平成 23・05・16 原院第 6 号）

2. 原子炉建屋（R/B）

福島第一原子力発電所 5 号機 R/B の平成 23 年東北地方太平洋沖地震を踏まえた地震応答解析にあたっては、地震時の建屋の状況を確認する観点から、建屋基礎版上で取得された観測記録を用いた地震応答解析を実施した。

地震応答解析にあたっては、建物・構築物や地盤の特性を適切に表現できるモデル（図 5-8-1）を設定している。

地震応答解析の結果、耐震壁のせん断ひずみは、最大で 0.36×10^{-3} （東西方向、5 階）であり、東西方向のクレーン階および 5 階を除く全ての耐震壁で、スケルトン曲線上の第一折れ点以下の応力・変形状態となっていることを確認した。（図 5-8-2、3）

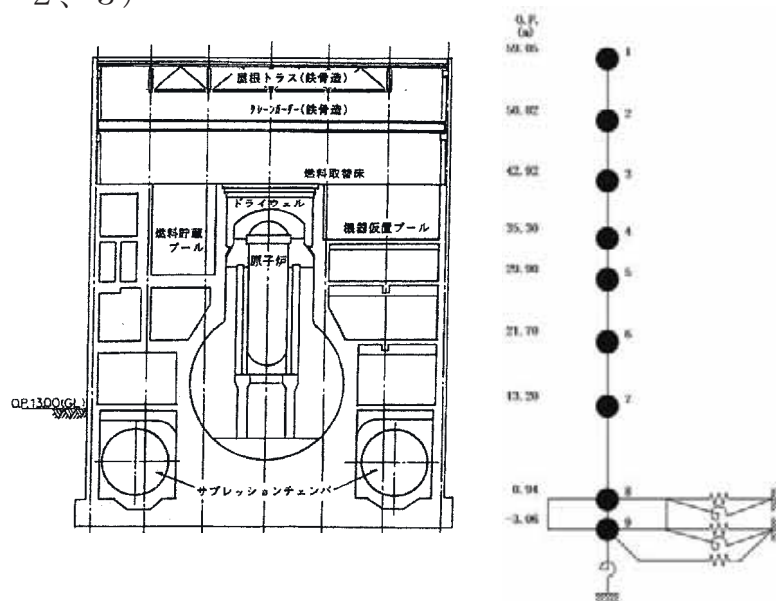


図 5-8-1 5号機原子炉建屋（モデル図）

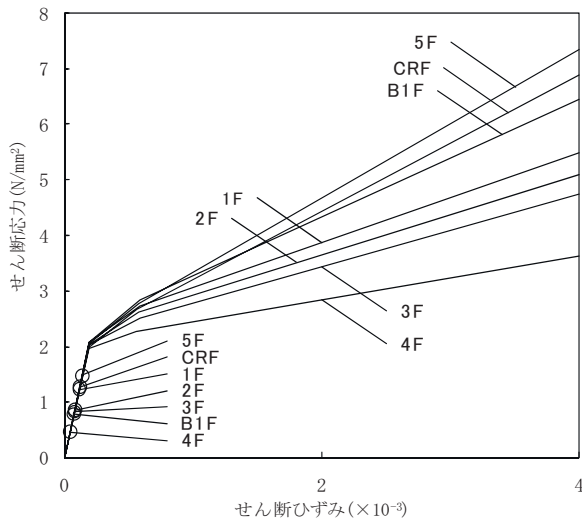


図 5-8-2 耐震壁のせん断ひずみ (南北方向)

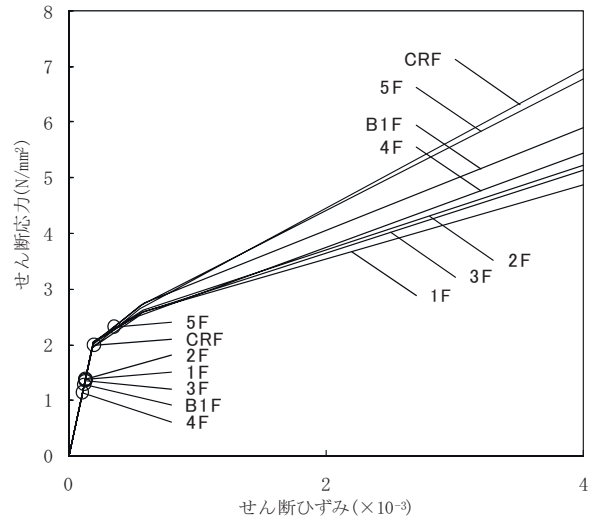


図 5-8-3 耐震壁のせん断ひずみ (東西方向)

3. 耐震安全上重要な機器・配管系

福島第一原子力発電所 5 号機の原子炉等の大型機器について、東北地方太平洋沖地震の観測記録に基づいた地震応答解析をおこない、その結果得られた地震荷重等と、既往の基準地震動 S_s による耐震安全性評価で得られている地震荷重等との比較をおこなった。

比較の結果、今回の地震による地震荷重等は、耐震安全性評価で得られている地震荷重等を一部上回るものの、原子炉を「止める」、「冷やす」、放射性物質を「閉じ込める」に係わる安全上重要な機能を有する主要な設備の耐震性評価を実施し、計算される応力等が評価基準値以下であることを確認した（表 5-8-1）。これらの結果から、安全上重要な機能を有する主要な設備は、地震時及び地震直後において安全機能を保持できる状態にあったと推定される。

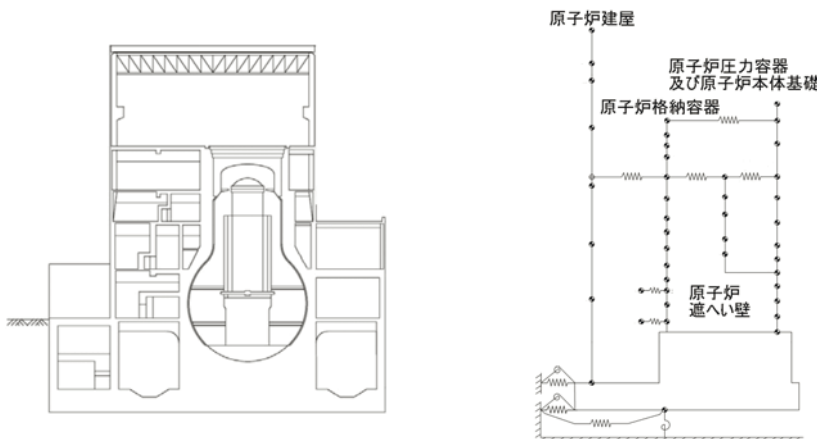
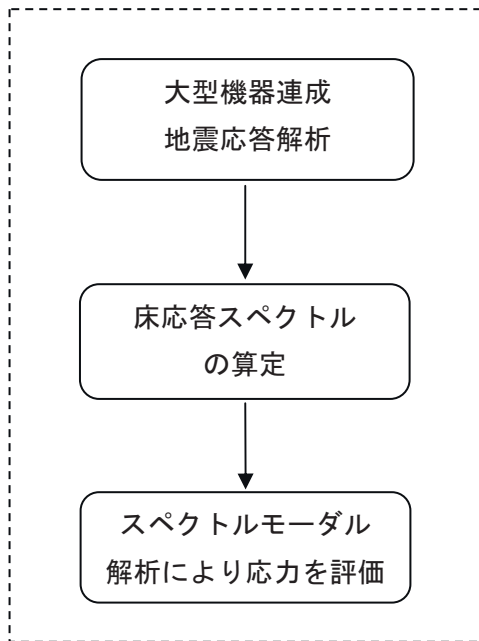


図 5-8-4 大型機器連成地震応答解析モデルの例

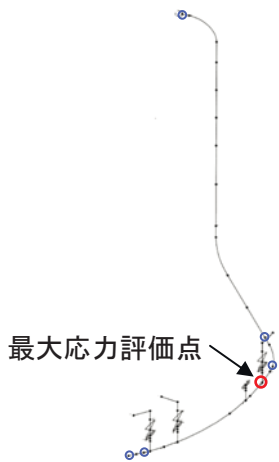
表5－8－1 耐震安全上重要な機器・配管系の影響評価の概要
(福島第一原子力発電所5号機)

設備等	地震応答荷重	基準地震動 Ss	シミュレーション 解析結果	耐震性評価結果	
地震荷重等	原子炉 圧力容器 基部	せん断力 (kN)	5200	6830	原子炉圧力容器 (基礎ボルト) 計算値：53MPa 評価基準値：222MPa
		モーメント (kN・m)	32200	43500	
		軸力 (kN)	5940	5060	
	原子炉 格納容器 基部	せん断力 (kN)	8290	8830	原子炉格納容器 (ドライウエル) <u>原子炉格納容器バウンダリ</u> <u>は、容器が開放中につき、</u> <u>機能維持不要</u>
		モーメント (kN・m)	150000	169000	
		軸力 (kN)	3320	1820	
	炉心シュ ラウド 基部	せん断力 (kN)	2640	2820	炉心支持構造物 (シュラウドサポート) 計算値：84MPa 評価基準値：300MPa
		モーメント (kN・m)	16600	15700	
		軸力 (kN)	754	842	
	燃料 集合体	相対変位 (mm)	地震時定期検査中で 全制御棒が挿入されていた		—
評価用震度	燃料 交換床	震度 (水平) (G)	0.94	1.17	残留熱除去系ポンプ (電動機取付ボルト) 計算値：44MPa 評価基準値：185MPa
		震度 (鉛直) (G)	0.55	0.68	
	基礎版	震度 (水平) (G)	0.56	0.67	
		震度 (鉛直) (G)	0.53	0.32	
床応答スペクトル (原子炉建屋)	<p><原子炉建屋 (O.P. 21.70m) ></p> <p>IF-5 R/B O.P. 21.70m (減衰3.0%)</p> <p>震度</p> <p>固有周期 (秒)</p> <p>(水平) (鉛直)</p>			<p>主蒸気系配管 計算値：244MPa 評価基準値：417MPa</p> <p>残留熱除去系配管 計算値：189MPa 評価基準値：364MPa</p>	
	<p><原子炉遮へい壁 (O.P. 19.68m) ></p> <p>IF-5 RSW O.P. 19.68m (減衰2.0%)</p> <p>震度</p> <p>固有周期 (秒)</p> <p>(水平) (鉛直)</p>				

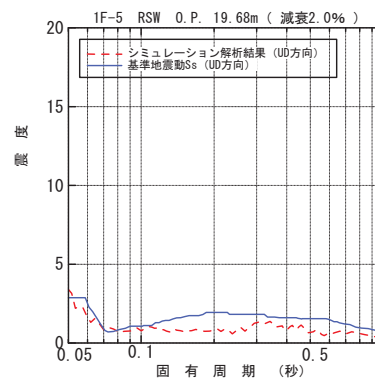
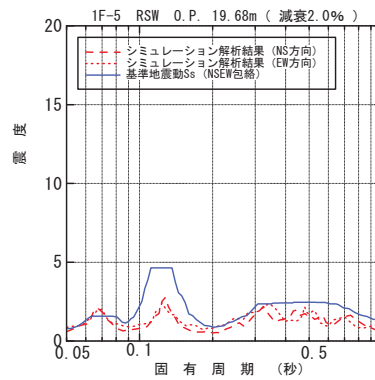
参考：耐震性評価の概要（主蒸気系配管の例）



評価のフロー



主蒸気系配管モデル（一部）



床応答スペクトル

※アンカー及びサポート(図中の青印)
に入力するイメージ

構造強度評価結果

対象設備	評価部位	基準地震動 Ss				今回地震			
		応力 分類	計算値 (MPa)	評価 基準値 (MPa)	評価 手法	応力 分類	計算値 (MPa)	評価 基準値 (MPa)	評価 手法
主蒸気系配管	配管本体	一次	356	417	詳細	一次	244	417	詳細

以上

福島第一原子力発電所 6号機
平成 23 年東北地方太平洋沖地震の観測記録を用いた原子炉建屋及び
耐震安全上重要な機器・配管系の地震応答解析結果について

1. はじめに

平成 23 年 3 月 11 日に発生した東北地方太平洋沖地震では、原子炉建屋基礎版上などで多数の地震観測記録が得られている。

原子力安全・保安院から出された指示文書※に基づき、福島第一原子力発電所 6 号機に関して、この地震観測記録を用いた地震応答解析を行い、原子炉建屋及び耐震安全上重要な機器・配管系の解析結果について平成 23 年 8 月 18 日に報告している。

※指示文書

「平成 23 年東北地方太平洋沖地震における福島第一原子力発電所及び福島第二原子力発電所の地震観測記録の分析結果を踏まえた対応について（指示）」（平成 23・05・16 原院第 6 号）

2. 原子炉建屋

福島第一原子力発電所 6 号機 R/B の平成 23 年東北地方太平洋沖地震を踏まえた地震応答解析にあたっては、地震時の建屋の状況を確認する観点から、建屋基礎版上で取得された観測記録を用いた地震応答解析を実施した。

地震応答解析にあたっては、建物・構築物や地盤の特性を適切に表現できるモデル（図 5-9-1）を設定している。

地震応答解析の結果、耐震壁のせん断ひずみは、 0.16×10^{-3} （東西方向、4 階）であり、全ての耐震壁で、スケルトン曲線上の第一折れ点以下の応力・変形状態となっていることを確認した。（図 5-9-2、3）

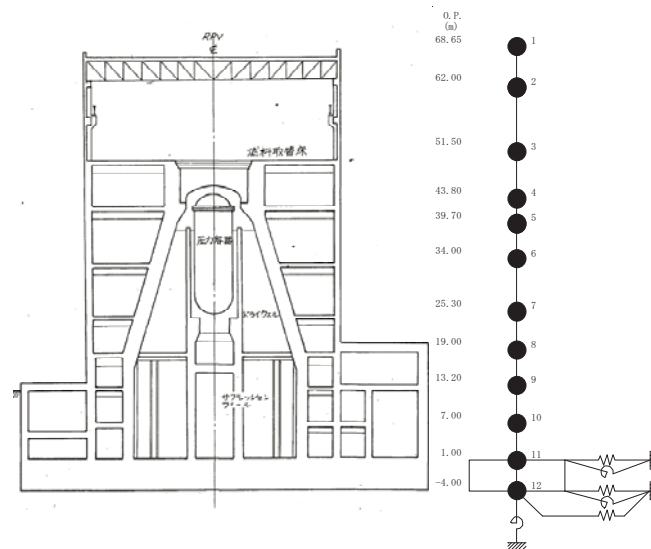


図 5-9-1 6号機原子炉建屋（モデル図）

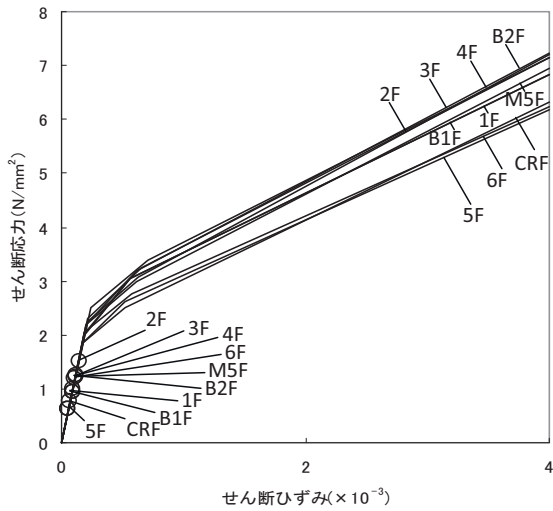


図 5－9－2 耐震壁のせん断ひずみ
(南北方向)

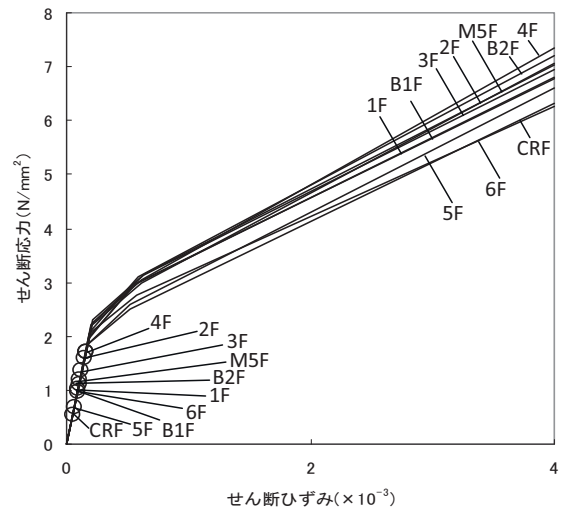


図 5－9－3 耐震壁のせん断ひずみ
(東西方向)

3. 耐震安全上重要な機器・配管系

福島第一原子力発電所 6 号機の原子炉等の大型機器について、東北地方太平洋沖地震の観測記録に基づいた地震応答解析をおこない、その結果得られた地震荷重等と、既往の基準地震動 S_s による耐震安全性評価で得られている地震荷重等との比較をおこなった。

比較の結果、今回の地震による地震荷重等は、床応答スペクトルの一部のピークを除いて、耐震安全性評価で得られている地震荷重等を下回ることを確認した。また、主蒸気系配管及び残留熱除去系配管の耐震性評価を実施し、計算される応力が評価基準値以下であることを確認した。(表 5－9－1)。これらの結果から、安全上重要な機能を有する主要な設備は、地震時及び地震直後において安全機能を保持できる状態にあったと推定される。

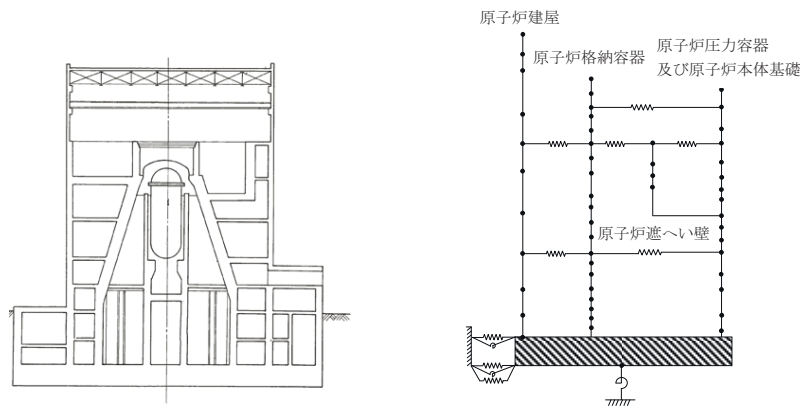
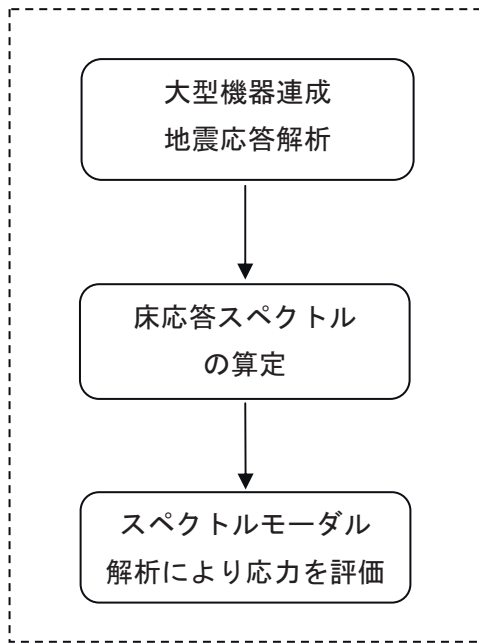


図 5－9－4 大型機器連成地震応答解析モデルの例

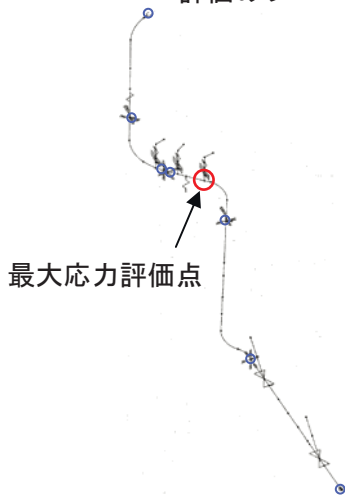
表5－9－1 耐震安全上重要な機器・配管系の影響評価の概要
(福島第一原子力発電所6号機)

設備等	地震応答荷重	基準地震動 Ss	シミュレーション 解析結果	耐震性評価結果	
地震荷重等	原子炉 圧力容器 基部	せん断力 (kN)	5260	3950	原子炉圧力容器 (基礎ボルト) <u>基準地震動 Ss による荷重 を下回るため評価不要</u>
		モーメント (kN・m)	18500	11700	
		軸力 (kN)	9470	5930	
	原子炉 格納容器 基部	せん断力 (kN)	21400	17700	原子炉格納容器 (ドライウェル) <u>原子炉格納容器バウンダリ は、容器が開放中につき、 機能維持不要</u>
		モーメント (kN・m)	403000	314000	
		軸力 (kN)	5570	3200	
	炉心シュ ラウド 基部	せん断力 (kN)	6110	3880	炉心支持構造物 (シュラウドサポート) <u>基準地震動 Ss による荷重 を下回るため評価不要</u>
		モーメント (kN・m)	36000	23800	
		軸力 (kN)	1190	882	
	燃料 集合体	相対変位 (mm)	地震時定期検査中で 全制御棒が挿入されていた		—
評価用震度	燃料 交換床	震度 (水平) (G)	1.14	0.71	残留熱除去系ポンプ (電動機取付ボルト) <u>基準地震動 Ss による荷重 を下回るため評価不要</u>
		震度 (鉛直) (G)	0.67	0.41	
	基礎版	震度 (水平) (G)	0.55	0.53	
		震度 (鉛直) (G)	0.51	0.20	
床応答スペクトル (原子炉建屋)	<p><原子炉建屋 (O. P. 13. 20m) ></p> <p>(水平) (鉛直)</p>			<p>主蒸気系配管 計算値：211MPa 評価基準値 375MPa</p> <p>残留熱除去系配管 計算値：88MPa 評価基準値 335MPa</p>	
	<p><原子炉遮へい壁 (O. P. 33. 13m) ></p> <p>(水平) (鉛直)</p>				

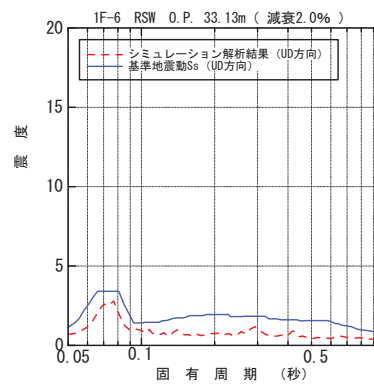
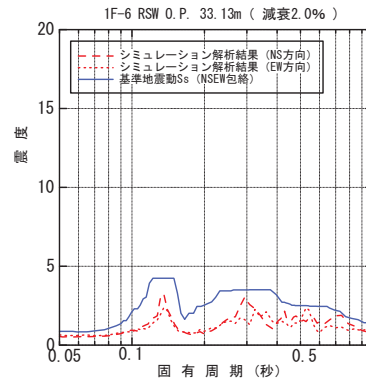
参考：耐震性評価の概要（主蒸気系配管の例）



評価のフロー



最大応力評価点



床応答スペクトル

※アンカー及びサポート(図中の青印)に入力するイメージ

主蒸気系配管モデル(一部)

構造強度評価結果

対象設備	評価部位	基準地震動 Ss				今回地震			
		応力分類	計算値 (MPa)	評価基準値 (MPa)	評価手法	応力分類	計算値 (MPa)	評価基準値 (MPa)	評価手法
主蒸気系配管	配管本体	一次	292	375	詳細	一次	211	375	詳細

以上

「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書（その１）」の概要について

【位置付け】

「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第６７条第１項の規定に基づく報告の徴収について」（平成２３年４月１３日）に基づき、福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討を実施してきた。

１号機及び４号機について、評価が終了したことから、結果をとりまとめ、平成２３年５月２８日経済産業省原子力安全・保安院に提出している。

【評価の概要】

○ １号機R／B

- ・ １号機R／Bについては、東北地方太平洋沖地震の翌日である３月１２日に水素ガスによると思われる爆発とみられる事象により、５階のオペレーティングフロアより上部が破損した。この情報を質点系モデルに反映し、基準地震動 S_s による時刻歴応答解析を実施し、耐震壁がせん断破壊する終局状態に至るかどうかについて検討することとした（図５－１０－１）。
- ・ 基準地震動 S_s を用いた時刻歴応答解析を実施した結果、残存している５階以下の耐震壁に発生するせん断ひずみは最大でも 0.12×10^{-3} （ $S_s - 1$ および $S_s - 2$ 、NS方向、１階）であり、評価基準値である 4×10^{-3} を大きく下回っており、十分な安全性を有しているものと評価した（図５－１０－２）。

○ ４号機R／B

- ・ ４号機R／Bは、原因は特定されていないものの、３月１５日に５階以上の柱と梁のフレーム構造と屋根トラスを残して、屋根スラブと壁の大半が失われており、さらに４階の壁の大部分と、３階の一部の壁が破損していることが確認された。４号機については、１号機と異なり５階以下の壁も破損しているため、この情報を質点系モデルに反映し、基準地震動 S_s による時刻歴応答解析を実施し、耐震壁がせん断破壊する終局状態に至るかどうかについて全体評価を行うこととした（図５－１０－３）。その上で、SFPを含めた３次元FEM解析により局部評価を行うこととし、質点系モデルによる時刻歴応答解析により得られた最大値を地震荷重として入力し、温度荷重などその他の荷重と組み合わせた評価を行うこととした。
- ・ 質点系モデルを対象とした、基準地震動 S_s を用いた時刻歴応答解析を実施した結果、残存している５階以下の耐震壁に発生するせん断ひずみは最大でも 0.17×10^{-3} （ $S_s - 1$ および $S_s - 2$ 、EW方向、１階）であり、評価基準値である 4×10^{-3} を大きく下回っており、十分な安全性を有しているものと評価した（図５－１０－４）。
- ・ ３次元FEM解析（図５－１０－５）による耐震安全性評価の結果として、基準地

震動 S_s によって作用する地震荷重とその他の荷重を組み合わせた結果、SFPにおいて鉄筋の最大ひずみは 1230×10^{-6} であり、評価基準値である塑性限界ひずみの 5000×10^{-6} に対して十分余裕があった。また、面外せん断力において最も余裕が少ない部位での発生応力は 800 (N/mm) であり、評価基準値である 1150 (N/mm) に対して十分余裕があったことから、十分な安全性を有しているものと評価した。

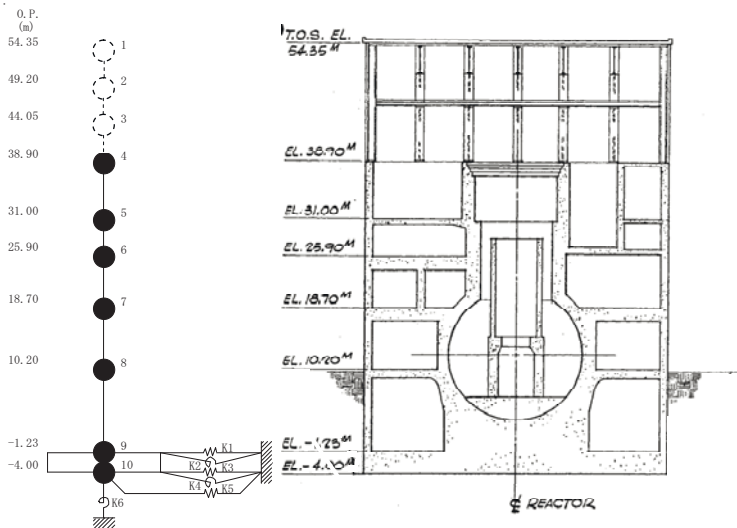


図5-10-1

1号機原子炉建屋 地震応答解析モデル (NS方向)

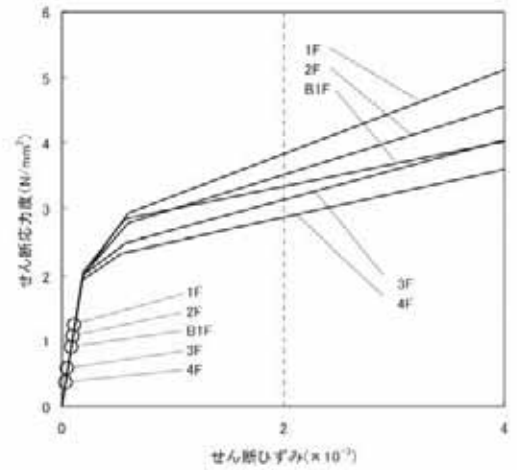


図5-10-2

せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (1号機、 S_s-1 、NS方向)

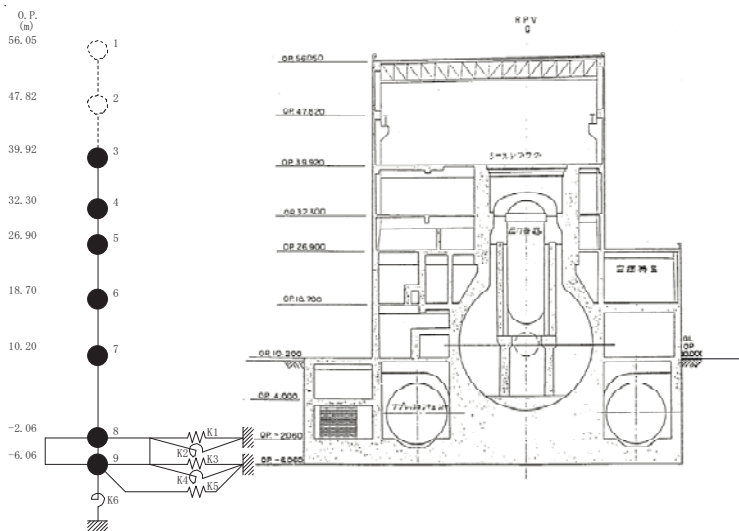


図5-10-3

4号機原子炉建屋 地震応答解析モデル (EW方向)

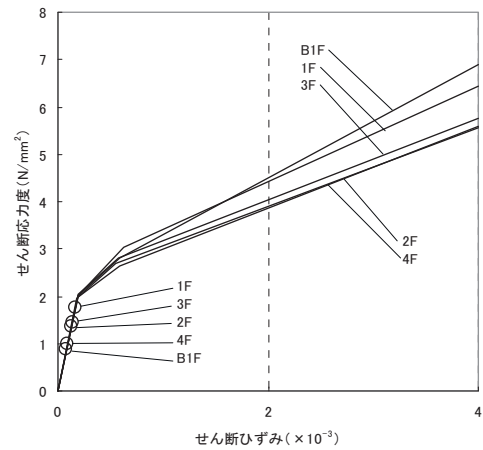


図5-10-4

せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (4号機、 S_s-1 、EW方向)

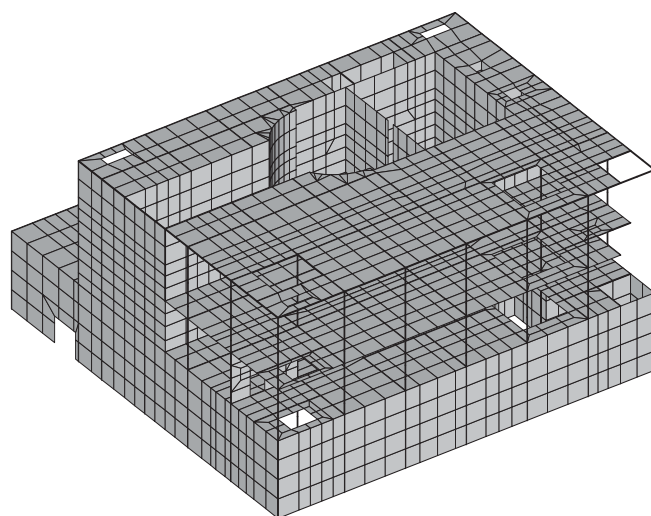


図5-10-5
3次元FEMによる局部評価モデル(4号機)

以上

「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書（その２）」の概要について

【位置付け】

「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第67条第1項の規定に基づく報告の徴収について」（平成23年4月13日）に基づき、福島第一原子力発電所のR/Bの現状の耐震安全性および補強等に関する検討を実施してきた。破損状況が著しい3号機についての評価が終了したことから、結果をとりまとめ、平成23年7月13日に経済産業省原子力安全・保安院に提出している。

【評価の概要】

- ・ 3号機のR/Bについては、3月14日に水素ガスによると思われる爆発とみられる事象により、5階のオペレーティングフロアより上部が破損した。5階以上の建屋の大部分は爆発後に崩落した鉄骨やコンクリート部材が積み重なったような状況である。また、5階の北西部の床が損傷し、崩落した鉄骨やコンクリート部材の一部は4階の床に積み重なっており、4階の壁のかなりの部分が損傷している。これらの情報を質点系モデルに反映し、基準地震動 S_s による時刻歴応答解析を実施し、耐震壁がせん断破壊する終局状態に至るかどうかについて全体評価を行うこととした。その上で、SFPなどを含めた3次元FEM解析により局部評価を行うこととし、時刻歴応答解析により得られた最大値を地震荷重として入力し、温度荷重などその他の荷重と組み合わせた評価を行うこととした（図5-11-1）。
- ・ 質点系モデルを対象とした、基準地震動 S_s を用いた時刻歴応答解析を実施した結果、残存している5階以下の耐震壁に発生するせん断ひずみは最大でも 0.14×10^{-3} （ S_s-2 、NS方向、1階）であり、評価基準値である 4×10^{-3} を大きく下回っており、十分な安全性を有しているものと評価した（図5-11-2）。
- ・ 3次元FEM解析（図5-11-3）による耐震安全性評価の結果として、基準地震動 S_s によって作用する地震荷重とその他の荷重を組み合わせた結果、使用済燃料プールにおいて鉄筋の最大ひずみは 1303×10^{-6} であり、評価基準値である塑性限界ひずみの 5000×10^{-6} に対して十分余裕があった。また、面外せん断力において最も余裕が少ない部位での発生応力は 1689 （N/mm）であり、評価基準値である 3130 （N/mm）に対して十分余裕があったことから、十分な安全性を有しているものと評価した。
- ・ PCVの外側にあるシェル壁についても同様の評価を行っており、鉄筋の最大ひずみは 469×10^{-6} であり、評価基準値である塑性限界ひずみの 5000×10^{-6} に対して十分余裕がある。また、面外せん断力において最も余裕が少ない部位での発生応力は 2475 （N/mm）であり、評価基準値である 3270 （N/mm）に対して十分余裕があったことから、十分な安全性を有しているものと評価した。

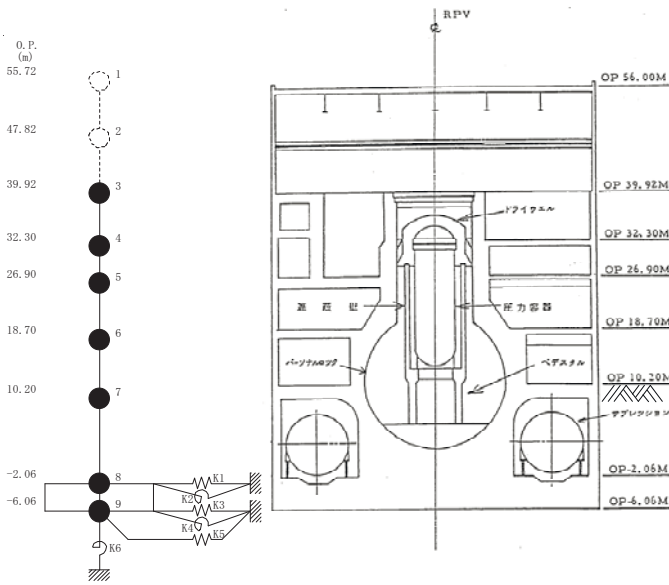


図5-11-1
3号機R/B 地震応答解析モデル (NS方向)

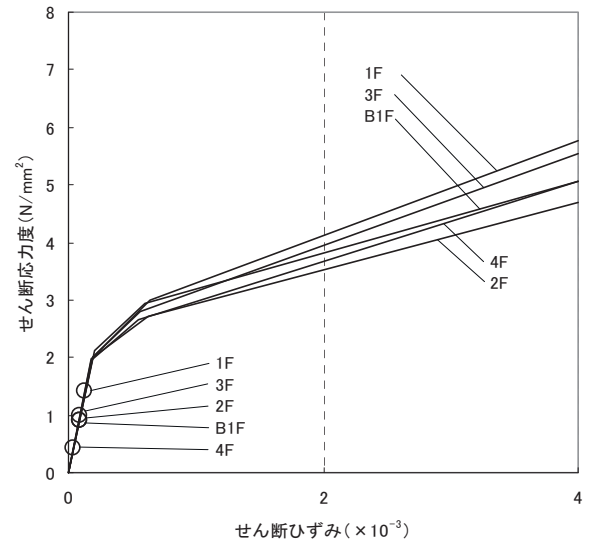


図5-11-2
せん断スケルトン曲線上の最大応答値
(3号機、Ss-2、NS方向)

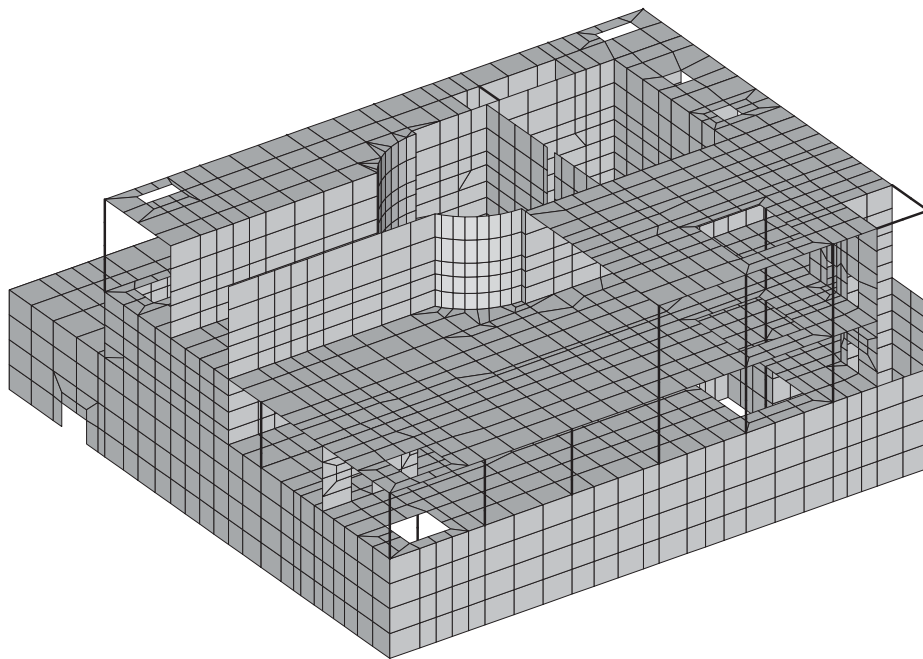


図5-11-3
3次元FEMによる局部評価モデル(3号機)

以上

「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書（その３）」の概要について

【位置付け】

「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第67条第1項の規定に基づく報告の徴収について」（平成23年4月13日）に基づき、福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討を実施してきた。2、5、6号機についての評価が終了したことから、結果をとりまとめ、平成23年8月26日に経済産業省原子力安全・保安院に提出している。

【評価の概要】

○ 2号機のR/B

- ・2号機のR/Bは、東側外壁のブローアウトパネルが開放しているものの、外見上損傷は見られない。建屋内部については線量が高く立ち入りが制限されているので分からないが、現時点では損傷が無いものと考えられる。このような状況を踏まえると、建屋の耐震性という観点からは、耐震バックチェックの解析結果（『福島第一原子力発電所 「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全性評価結果 中間報告書（改訂2）』平成22年4月19日）をそのまま適用し、評価を行うこととした。
- ・耐震バックチェックにおいて、基準地震動 S_s を用いた時刻歴応答解析を実施した結果、耐震壁に発生するせん断ひずみは最大でも 0.17×10^{-3} （ $S_s - 1$ 、EW方向、5階）であり、評価基準値である 4×10^{-3} を大きく下回っており、十分な安全性を有しているものと評価した。
- ・また、念のため、PCV内が一時的に高温化した影響でシェル壁の剛性が低下した可能性や3月15日に地下階のS/C付近で異音が発生したことを踏まえたパラメータスタディを実施し、多少の数値変動はあるものの解析結果に大きな差異は生じないことを確認した。

○ 5号機及び6号機のR/B

- ・5号機と6号機は、既に冷温停止状態を維持しており、外見上の損傷は見られず、内部についても詳細な点検は行っていないが、構造的な損傷があったとの情報は得られていない。したがって、このような状況を踏まえると、建屋の耐震性という観点からは、2号機同様に耐震バックチェックの解析結果をそのまま適用し、評価を行うこととした。
- ・耐震バックチェックにおいて、基準地震動 S_s を用いた時刻歴応答解析を実施した結果、5号機の耐震壁に発生するせん断ひずみは最大でも 0.19×10^{-3} （ $S_s - 1$ 、EW方向、5階）であり、6号機の耐震壁に発生するせん断ひずみは最大でも 0.33×10^{-3} （ $S_s - 1$ 、NS方向、2階）であり、評価基準値である 4×10^{-3} を大きく下回っており、十分な安全性を有しているものと評価した。

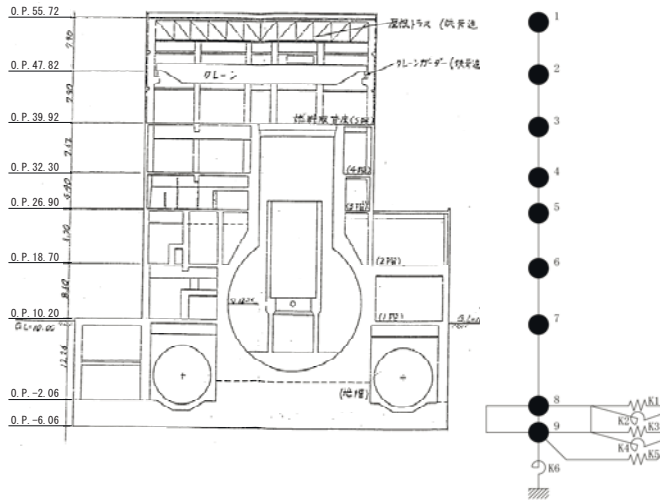


図5-12-1
地震応答解析モデル図 (2号機例示)

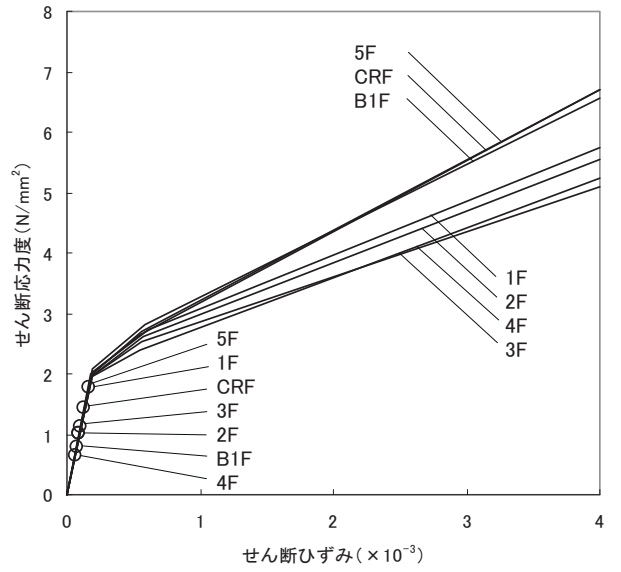


図5-12-2
せん断スケルトン曲線上の最大応答値
(2号機、S_s-1、EW方向)

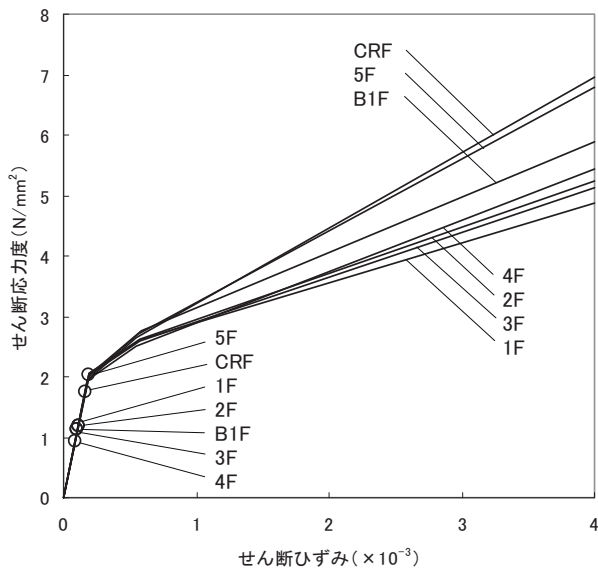


図5-12-3
せん断スケルトン曲線上の最大応答値
(5号機、S_s-1、EW方向)

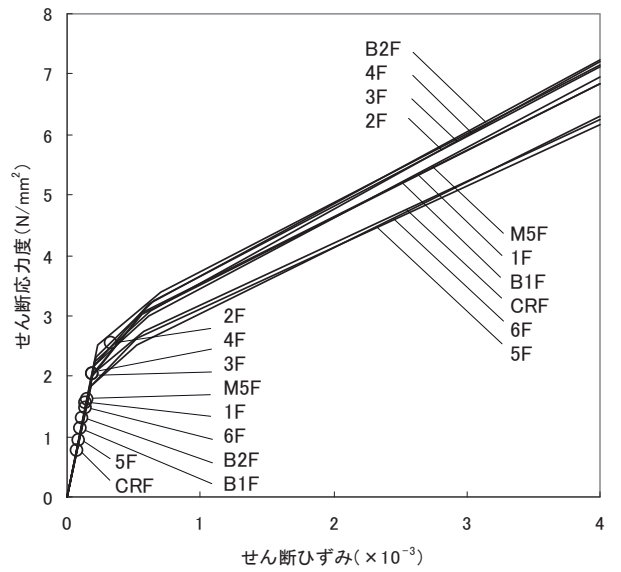


図5-12-4
せん断スケルトン曲線上の最大応答値
(6号機、S_s-1、NS方向)

添付資料目次

添付資料－6－1	福島第一原子力発電所における津波の調査結果、再現計算結果	1
添付資料－6－2	福島第二原子力発電所における津波の調査結果、再現計算結果	3
添付資料－6－3	福島第一原子力発電所の屋外浸水状況	5
添付資料－6－4	福島第一原子力発電所に襲来した津波の状況	6
添付資料－6－5	津波の差異に関する分析	7
添付資料－6－6	福島第一原子力発電所 主要建屋内への浸水経路になったと考えられる開口の位置	8
添付資料－6－7	福島第一原子力発電所 海側エリア、屋外海水設備 全体写真	9
添付資料－6－8	5, 6号機スクリーン設備点検用クレーン転倒による海水ポンプの損傷状況	10
添付資料－6－9	6号機 非常用海水冷却設備の状況	11
添付資料－6－10	福島第一原子力発電所 所内電源状況一覧表（津波襲来後）	12
添付資料－6－11	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）	14
添付資料－6－12	津波による重油タンクの被災（漂流）状況	20

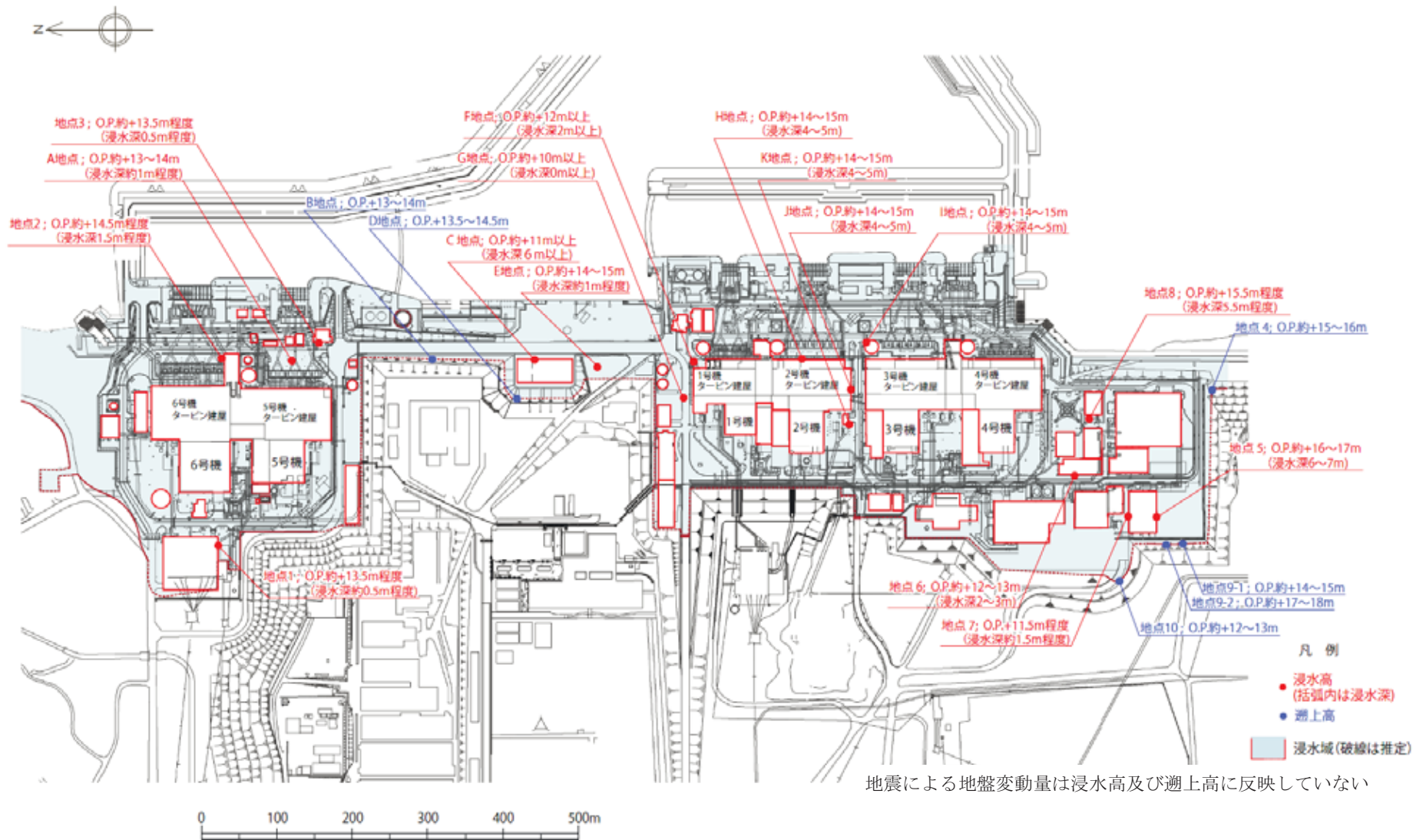
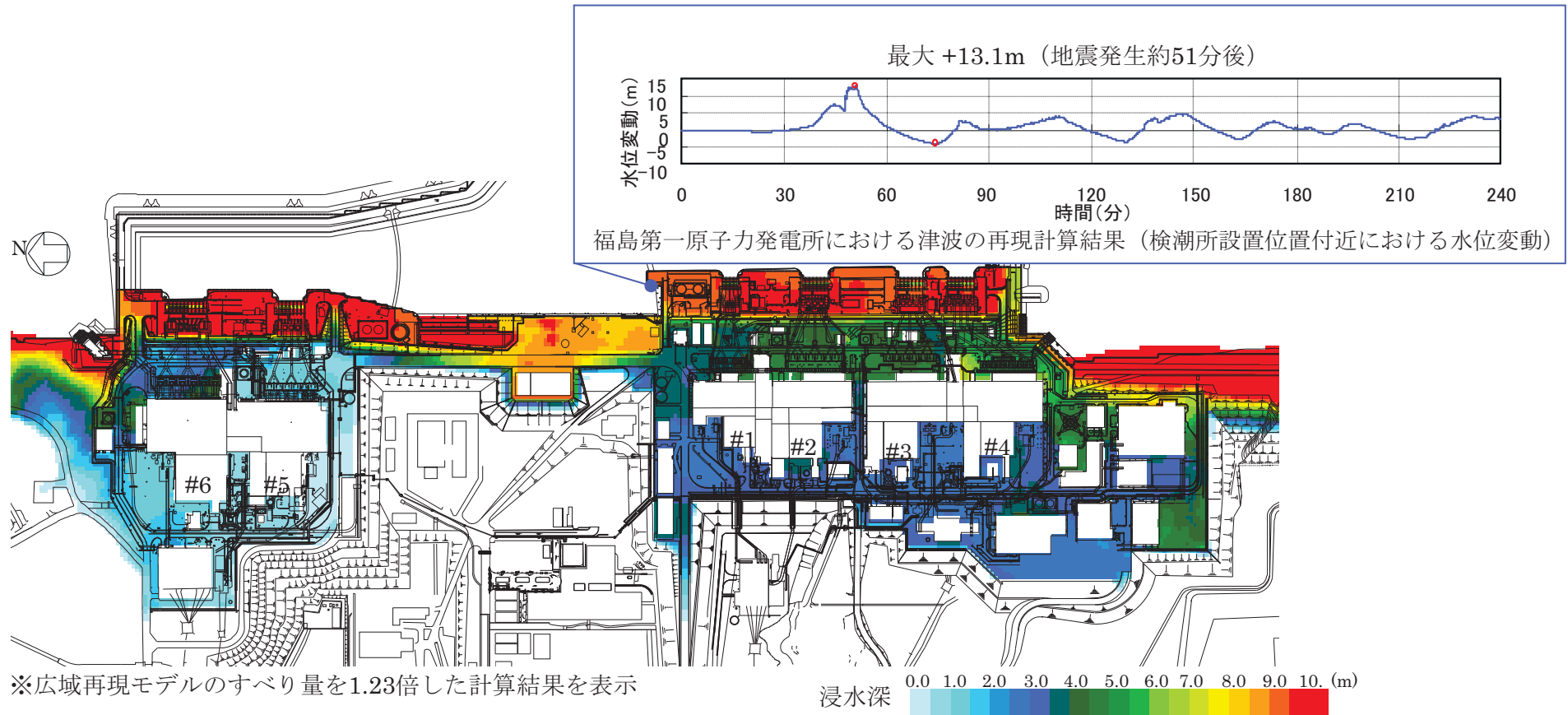


図6-1-1 福島第一原子力発電所における津波の調査結果(浸水高、浸水深及び浸水域)



用語の定義

- ・津波の高さ：平常潮位（津波がない場合の潮位）から、津波によって海面が上昇した高さの差。
- ・浸水高；建物や設備に残された変色部や漂着物等の痕跡の基準面からの高さ（O.P.表示※）。
- ・浸水深；建物や設備に残された変色部や漂着物等の痕跡の地表面からの高さ。
- ・浸水域；津波によって浸水した範囲。
- ・遡上高；津波が内陸へかけ上がった結果、斜面や路面上に残された変色部や漂着物等の痕跡の基準面からの高さ（O.P.表示※）。

※ 小名浜港工事基準面（O.P.）は東京湾平均海面（T.P.）の下方0.727mにある。

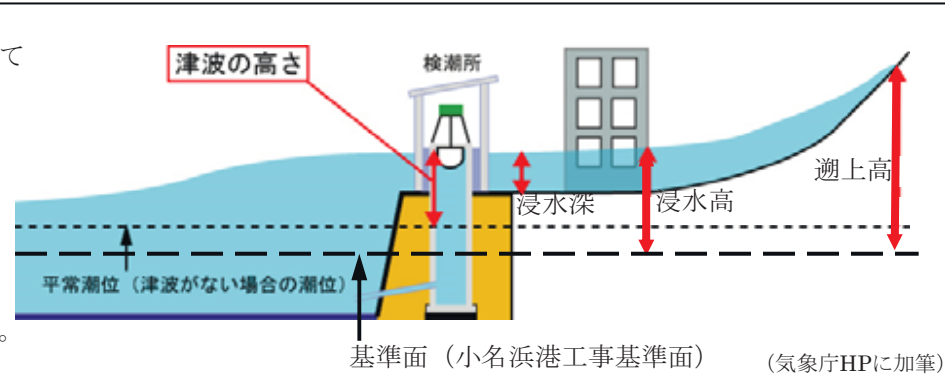
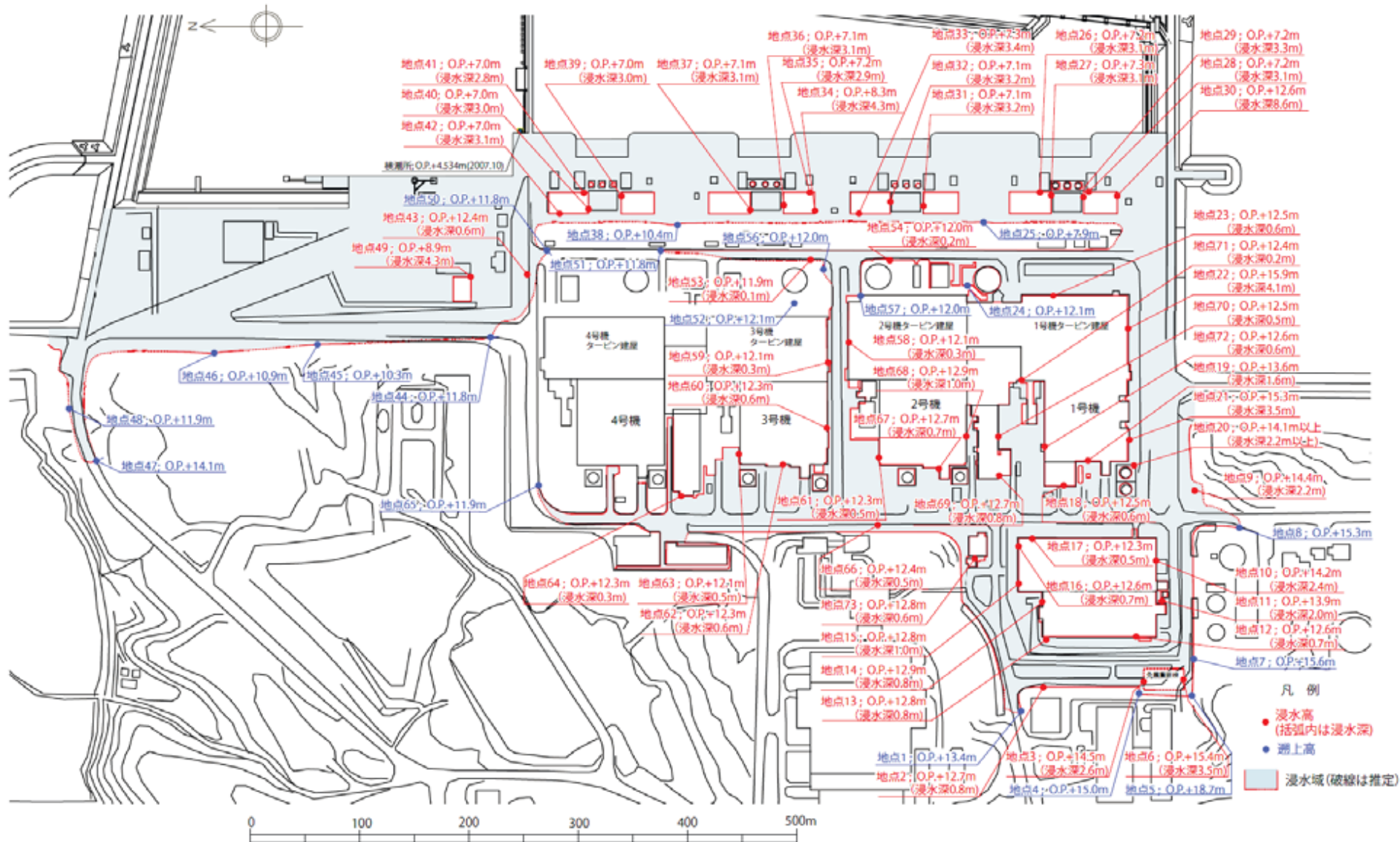
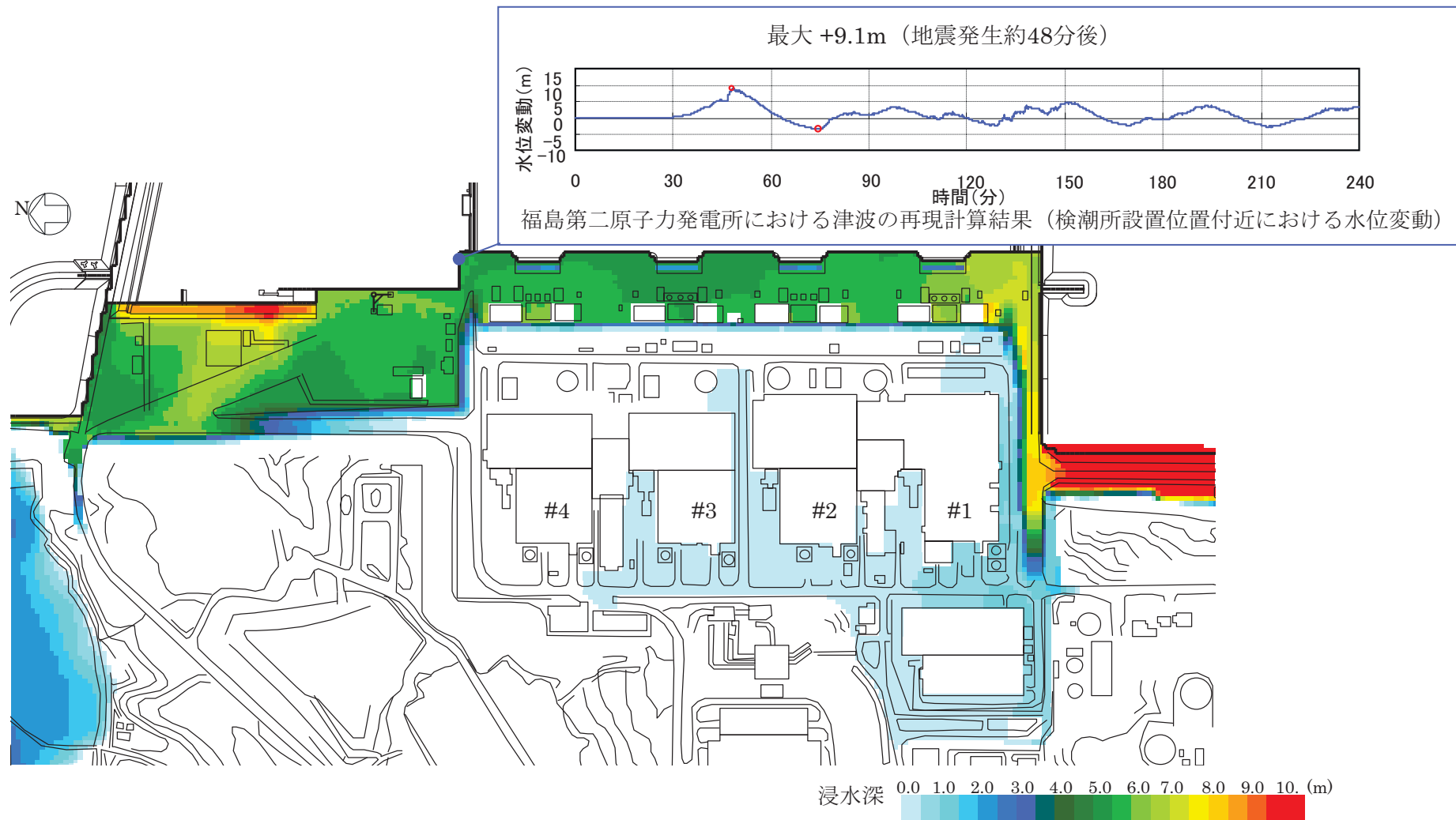


図6-1-2 福島第一原子力発電所における津波の再現計算結果（浸水深及び浸水域）



地震による地盤変動量は浸水高及び遡上高に反映していない

図6-2-1 福島第二原子力発電所における津波の調査結果（浸水高、浸水深及び浸水域）



用語の定義

- ・津波の高さ：平常潮位（津波がない場合の潮位）から、津波によって海面が上昇した高さの差。
- ・浸水高：建物や設備に残された変色部や漂着物等の痕跡の基準面からの高さ。（O.P.表示※）
- ・浸水深：建物や設備に残された変色部や漂着物等の痕跡の地表面からの高さ。
- ・浸水域：津波によって浸水した範囲。
- ・遡上高：津波が内陸へかけ上がった結果、斜面や路面上に残された変色部や漂着物等の痕跡の基準面からの高さ（O.P.表示※）。

※ 小名浜港工事基準面（O.P.）は東京湾平均海面（T.P.）の下方0.727mにある。

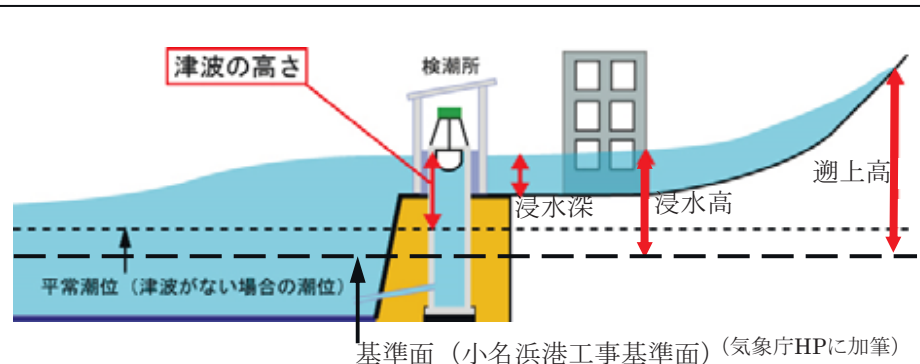


図6-2-2 福島第二原子力発電所における津波の再現計算結果（浸水深及び浸水域）

福島第一原子力発電所の屋外浸水状況

< 4号機南側集中環境施設プロセス主建屋付近：敷地高O. P. +10m、重油タンク高さ約5.5m >



撮影日：2011/3/11 15:42



撮影日：2011/3/11 15:42



撮影日：2011/3/11 15:43

添付6-5



撮影日：2011/3/11 15:43



撮影日：2011/3/11 15:43



撮影日：2011/3/11 15:44

添付資料-6-3

福島第一原子力発電所に襲来した津波の状況
＜福島第一原子力発電所の5、6号機海沿い（固体廃棄物貯蔵所東側）＞



福島第一原子力発電所沖合い水深
150m 地点の水位の時刻歴波形

- 水深 150m における各ブロックからの津波の高さは両発電所において大きな差はない。
- 各ブロックからの波形において、ピークの重なり度合いが大きいいため、津波の高さも大きくなる。
- 水深 150m 以浅の増幅率に両発電所の差はない。

グラフ中の数字は沖合い水深 150m 地点を基準とした増幅率

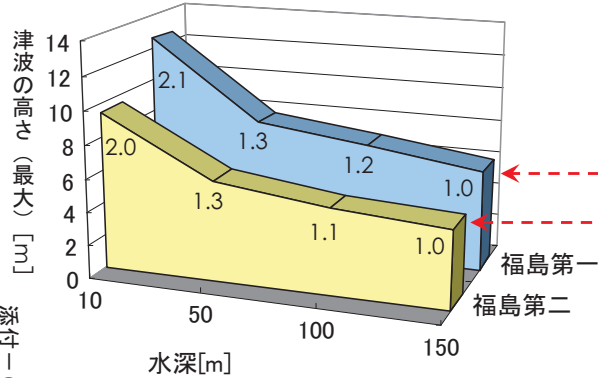
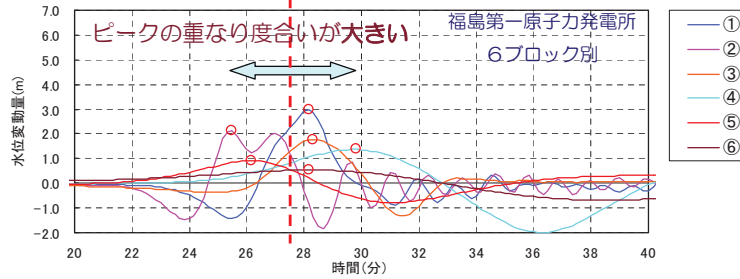
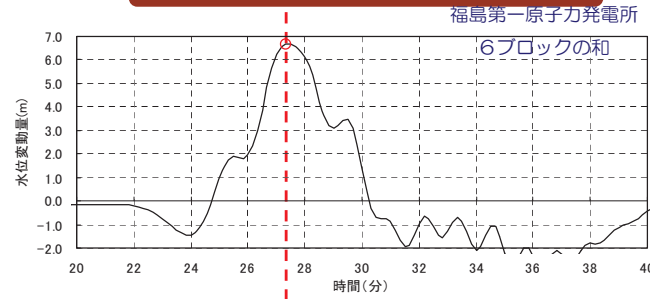


図 6-5-7

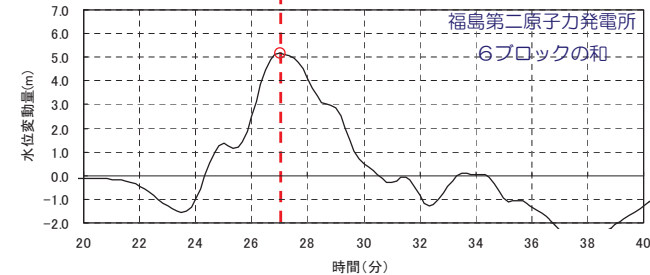
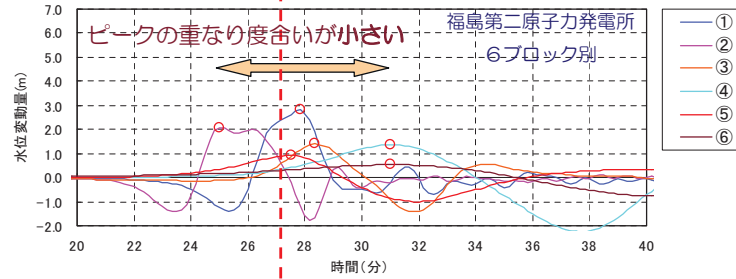
- 水深 150m における各ブロックからの津波の高さは両発電所において大きな差はない。
- 各ブロックからの波形において、ピークの重なり度合いが小さいため、津波の高さも小さくなる。
- 水深 150m 以浅の増幅率に両発電所の差はない。

福島第二原子力発電所沖合い水深
150m 地点の水位の時刻歴波形

主要な成分 (ブロック) を取り出した結果

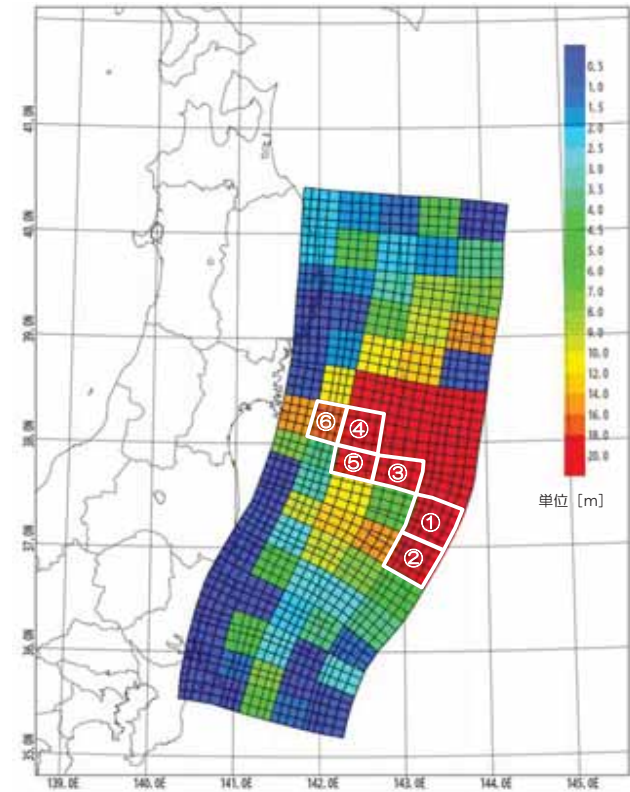


6ブロックの和で概ね全体の違いを説明可能



※ 時間は、地震発生時からの経過時間

推定された波源モデルのうち
両発電所沖合いの津波の高さに
影響が大きいブロックの位置

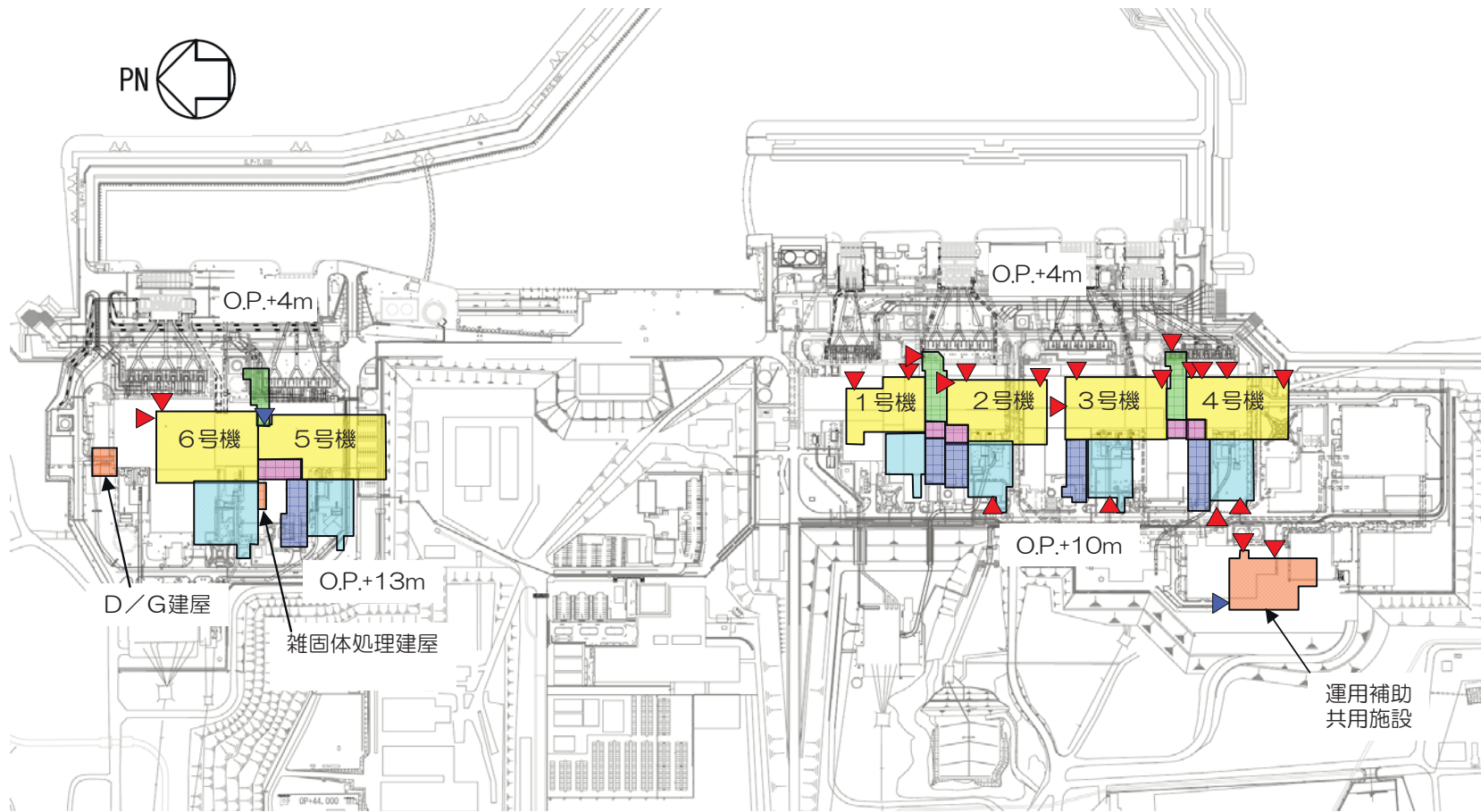


広域(北海道～千葉県)の浸水高、遡上高、浸水域、検潮記録及び地殻変動を最も良く説明できる津波波源モデルを使用して分析を行った

まとめ

福島第一と福島第二の津波の差異の主な原因は、宮城県沖ならびに福島県沖に想定されるすべり量の大きい領域から発生した津波のピークが、福島第一では重なる度合いが強く、福島第二では弱いことによると考えられる。

図 6-5-1 津波の差異に関する分析



- : 原子炉建屋 (R/B) : コントロール建屋 (C/B)
- : タービン建屋 (T/B) : 廃棄物処理建屋 (RW/B)
- : サービス建屋 (S/B) : その他建屋

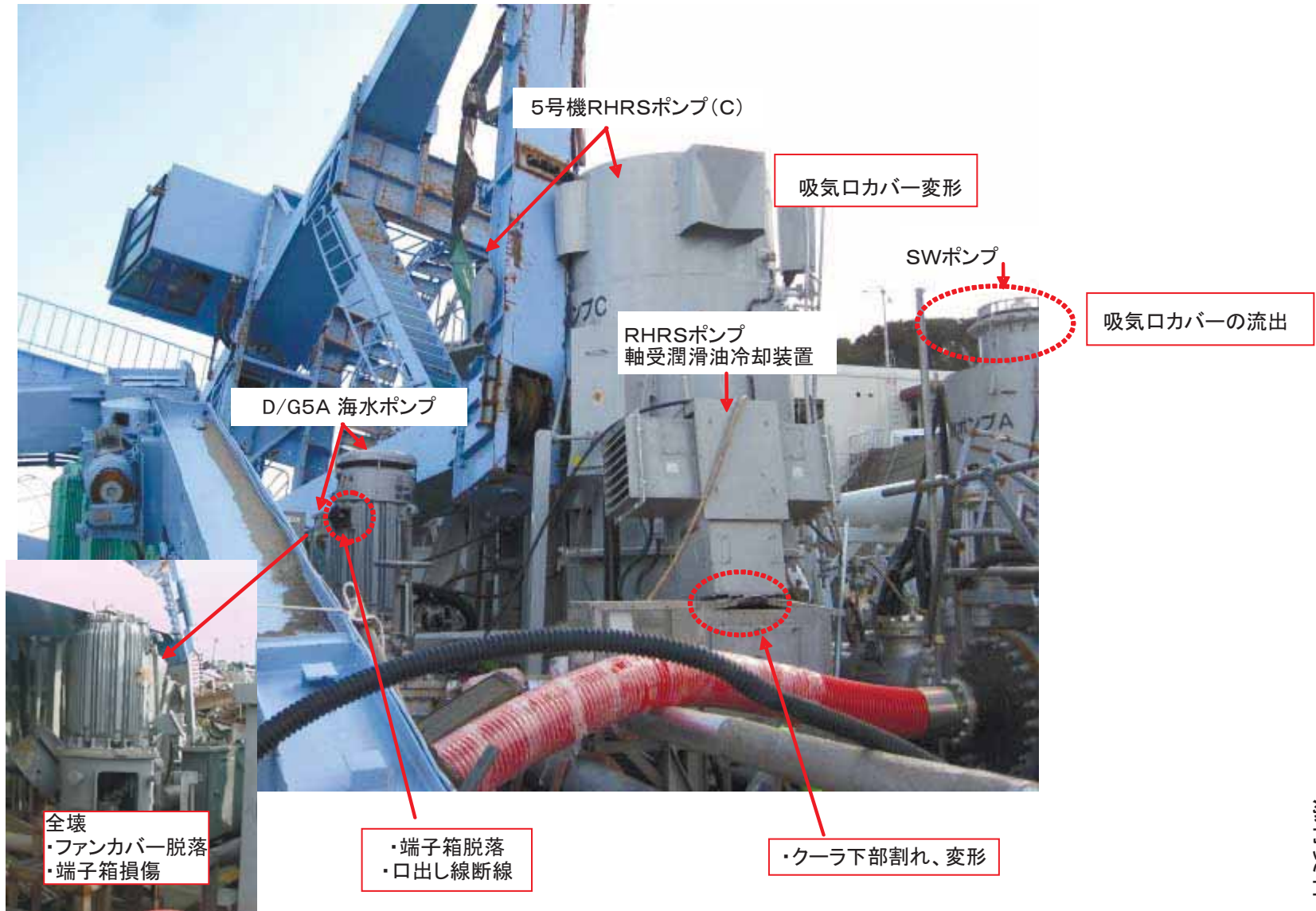
▼ : 主要建屋内への浸水経路になったと考えられる地上の開口
 ▼ (blue) : 主要建屋内への浸水経路になったと考えられる地下のトレンチ・ダクトへ接続する開口

図 6-6-1 福島第一原子力発電所 主要建屋内への浸水経路になったと考えられる開口の位置

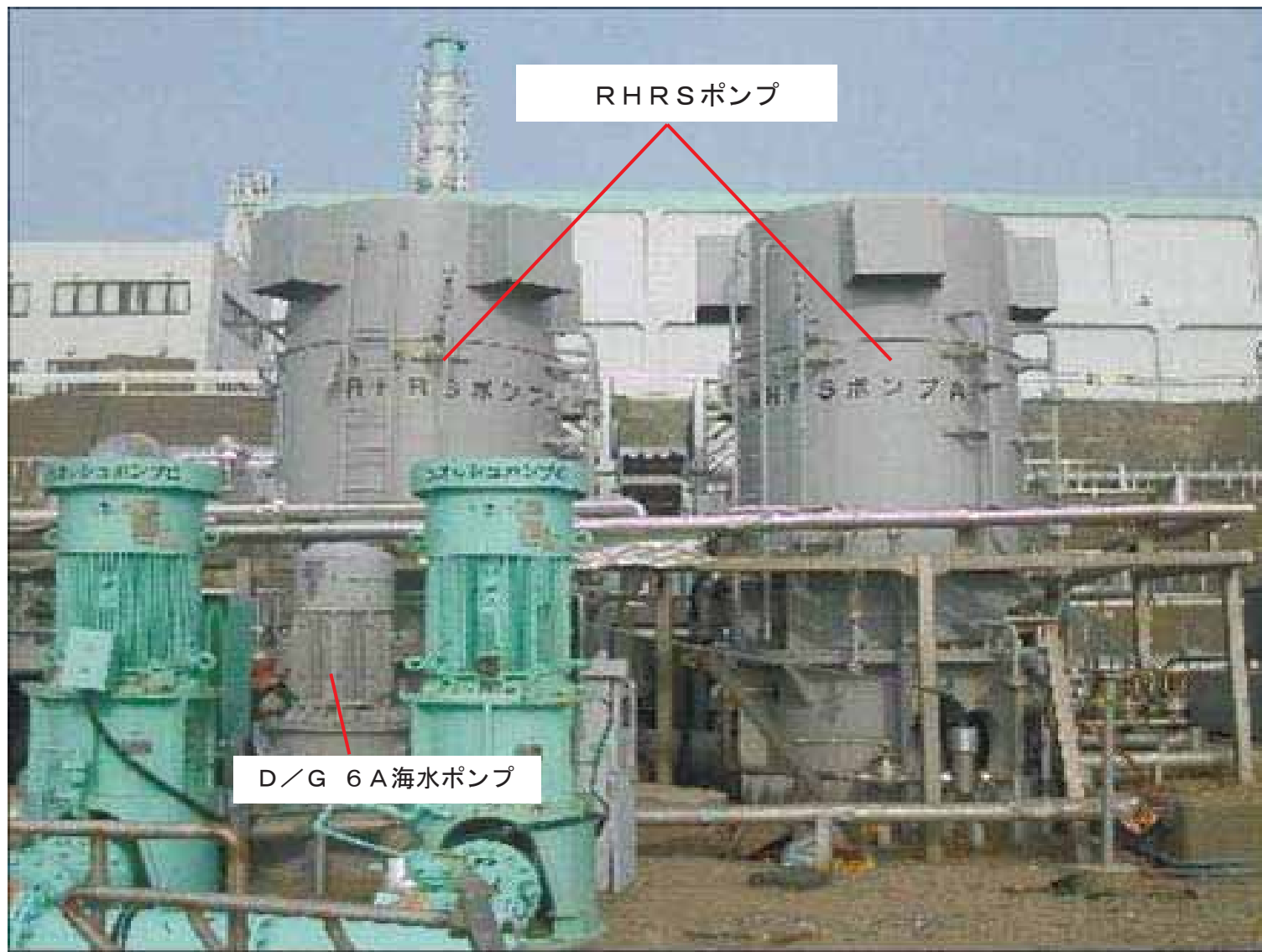


設備配置例

○: 非常用海水系ポンプ設置箇所 福島第一原子力発電所 海側エリア、屋外海水設備 全体写真



5、6号機スクリーン設備点検用クレーン転倒による海水ポンプの損傷状況



6号機 非常用海水冷却設備の状況

福島第一原子力発電所 所内電源状況一覧表（津波襲来後）（1 / 2）

本表は、当社社員が現場パトロールや現場調査により所内電源設備の被害状況を確認してきた内容について聞き取り調査を行い、その結果に基づいて5月16日までに整理したものである。

1-2号											3-4号											5-6号												
機器	設置場所	設置階	使用可否	状況	機器	設置場所	設置階	使用可否	状況	機器	設置場所	設置階	使用可否	状況	機器	設置場所	設置階	使用可否	状況	機器	設置場所	設置階	使用可否	状況	機器	設置場所	設置階	使用可否	状況					
起動用変圧器	STr(1S)	変圧器ヤード	地上	不明	被水	STr(2S)	変圧器ヤード	地上	不明	被水 破子等付 付品損傷	起動用変圧器	STr(3SA)	変圧器ヤード	地上	不明	確認不可 (注1)	STr(3SB)	変圧器ヤード	地上	不明	確認不可 (注1)	起動用変圧器	STr(5SA)	変圧器ヤード	地上	○	-	STr(5SB)	変圧器ヤード	地上	○	-		
ケーブル	OFケーブル (開閉所～ STr(1S))	-	地下	不明	一部 外観良好	OFケーブル (開閉所～ STr(2S))	-	地下	不明	確認不可 (注2)	ケーブル	CVケーブル (開閉所～ STr(3SA))	-	地下	-	工事中	OFケーブル (開閉所～ STr(3SB))	-	地下	不明	確認不可 (注2)	ケーブル	CVケーブル (開閉所～ STr(5SA))	-	地下	○	-	CVケーブル (開閉所～ STr(5SB))	-	地下	○	-		
1号機					2号機					3号機					4号機					5号機					6号機									
機器	設置場所	設置階	使用可否	状況	機器	設置場所	設置階	使用可否	状況	機器	設置場所	設置階	使用可否	状況	機器	設置場所	設置階	使用可否	状況	機器	設置場所	設置階	使用可否	状況	機器	設置場所	設置階	使用可否	状況	機器	設置場所	設置階	使用可否	状況
D G	DG 1A	T/B	B1FL	×	水没	DG 2A	T/B	B1FL	×	水没	D G	DG 3A	T/B	B1FL	×	水没	DG 4A	T/B	B1FL	×	水没 (工事中)	D G	DG 5A	T/B	B1FL	×	関連機器 (励磁機器) 水没	DG 6A	R/B	B1FL	×	関連機器 (海水ポンプ) 被水		
	DG 1B	T/B	B1FL	×	水没	DG 2B	共用フェール	1FL	×	M/C水没 使用不可		DG 3B	T/B	B1FL	×	水没	DG 4B	共用フェール	1FL	×	M/C水没 使用不可		DG 5B	T/B	B1FL	×	関連機器 (励磁機器) 水没	DG 6B	DG建屋	1FL	○	-		
	-	-	-	-	-		-	-	-	-		-	-	-	-		-	-	-	-		-	-	-	-		HPCSD/G	R/B	B1FL	×	関連機器 (海水ポンプ) 被水			
非常用 高圧配電盤	M/C 1C	T/B	1FL	×	被水	M/C 2C	T/B	B1FL	×	水没	非常用 高圧配電盤	M/C 3C	T/B	B1FL	×	水没	M/C 4C	T/B	B1FL	×	水没 (点検中)	非常用 高圧配電盤	M/C 5C	T/B	B1FL	×	水没	M/C 6C	R/B	B2FL	○	-		
	M/C 1D	T/B	1FL	×	被水	M/C 2D	T/B	B1FL	×	水没		M/C 3D	T/B	B1FL	×	水没	M/C 4D	T/B	B1FL	×	水没		M/C 5D	T/B	B1FL	×	水没	M/C 6D	R/B	B1FL	○	-		
	-	-	-	-	M/C 2E	共用フェール	B1FL	×	水没		-	-	-	-	M/C 4E	共用フェール	B1FL	×	水没		-	-	-	-		HPCSD/G	R/B	B1FL	○	-				
常用 高圧配電盤	M/C 1A	T/B	1FL	×	被水	M/C 2A	T/B	B1FL	×	水没	常用 高圧配電盤	M/C 3A	T/B	B1FL	×	水没	M/C 4A	T/B	B1FL	×	水没	常用 高圧配電盤	M/C 5A	C/B	B1FL	×	水没	M/C 6A-1	T/B	B1FL	×	水没		
	M/C 1B	T/B	1FL	×	被水	M/C 2B	T/B	B1FL	×	水没		M/C 3B	T/B	B1FL	×	水没	M/C 4B	T/B	B1FL	×	水没			M/C 5B	C/B	B1FL	×	水没	M/C 6A-2	T/B	B1FL	×	水没	
	M/C 1S	T/B	1FL	×	被水	M/C 2SA	M/C 2SA 建屋	1FL	×	水没		M/C 3SA	C/B	B1FL	×	水没	-	-	-	-	-			M/C 5SA-1	C/B	B1FL	×	水没	M/C 6B-1	T/B	B1FL	×	水没	
					M/C 2SB	T/B	B1FL	×	水没		M/C 3SB	C/B	B1FL	×	水没	-	-	-	-	-			M/C 5SA-2	C/B	B1FL	×	水没	M/C 6B-2	T/B	B1FL	×	水没		
															-	-	-	-	-		M/C 5SB-1	C/B	B1FL	×	水没	-	-	-	-	-				
															-	-	-	-	-		M/C 5SB-2	C/B	B1FL	×	水没	-	-	-	-	-				

使用可否: 当社社員が現場で機器の状況を確認した上で判断した結果
 被水 : 浸水の痕跡がある状態
 水没 : 水がたまっている状態
 (赤色) : 使用不可の機器
 (黄色) : 上流側の給電元が使用不可のため受電不可

T/B : タービン建屋
 C/B : コントロール建屋
 R/B : 原子炉建屋

注1: 放射線量が高いため
 注2: 設置場所の水没が想定されるため

福島第一原子力発電所 所内電源状況一覧表（津波襲来後）（2/2）

本表は、当社社員が現場/パトロールや現場調査により所内電源設備の被害状況を確認してきた内容について聞き取り調査を行い、その結果に基づいて5月16日までに整理したものである。

	1-2号					3-4号					5-6号																				
	機器	設置場所	設置階	使用可否	状況	機器	設置場所	設置階	使用可否	状況	機器	設置場所	設置階	使用可否	状況	機器	設置場所	設置階	使用可否	状況											
非常用(P/C)センター	P/C 1C	C/B	B1FL	×	水没	P/C 2C	T/B	1FL	○	ベース部被水	P/C 3C	T/B	B1FL	×	水没	P/C 4C	T/B	1FL	—	工事中	P/C 5C	T/B	B1FL	×	被水	P/C 6C	R/B	B2FL	○	—	
	P/C 1D	C/B	B1FL	×	水没	P/C 2D	T/B	1FL	○	ベース部被水	P/C 3D	T/B	B1FL	×	水没	P/C 4D	T/B	1FL	○	—	—	P/C 5D	T/B	B1FL	×	被水	P/C 6D	R/B	B1FL	○	—
	—	—	—	—	—	P/C 2E	共用7-8	B1FL	×	水没	—	—	—	—	—	P/C 4E	共用7-8	B1FL	×	水没	—	—	—	—	—	P/C 6E	DG建屋	B1FL	○	—	
常用(P/C)センター	P/C 1A	T/B	1FL	×	被水	P/C 2A	T/B	1FL	○	ベース部被水	P/C 3A	T/B	B1FL	×	水没	P/C 4A	T/B	1FL	—	工事中	P/C 5A	C/B	B1FL	×	被水	P/C 6A-1	T/B	B1FL	×	被水	
						P/C 2A-1	T/B	B1FL	×	水没	—	—	—	—	—	—	—	—	—	P/C 5A-1	T/B	2FL	○	—	P/C 6A-2	T/B	B1FL	×	被水		
	P/C 1B	T/B	1FL	×	被水	P/C 2B	T/B	1FL	○	ベース部被水	P/C 3B	T/B	B1FL	×	水没	P/C 4B	T/B	1FL	○	—	P/C 5B	C/B	B1FL	×	被水	P/C 6B-1	T/B	B1FL	×	被水	
	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	P/C 5B-1	T/B	2FL	○	—	P/C 6B-2	T/B	B1FL	×	被水		
	P/C 1S	T/B	1FL	×	被水	—	—	—	—	—	P/C 3SA	C/B	B1FL	×	水没	—	—	—	—	—	P/C 5SA	C/B	B1FL	×	被水	—	—	—	—		
	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	P/C 5SA-1	T/B	B1FL	×	被水	—	—	—	—			
	—	—	—	—	—	P/C 2SB	T/B	B1FL	×	水没	P/C 3SB	C/B	B1FL	×	水没	—	—	—	—	—	P/C 5SB	C/B	B1FL	×	被水	—	—	—	—		
直流125V	125V DC BUS-1A	C/B	B1FL	×	水没	125V DC DIST CTR 2A	C/B	B1FL	×	水没	直流125V 主母線盤 3A	T/B	MB1FL	○	—	直流125V 主母線盤 4A	C/B	B1FL	×	水没	直流125V 主母線盤 5A	T/B	MB1FL	○	—	125V DC PLANT DISTR CENTER 6A	T/B	MB1FL	○	—	
	125V DC BUS-1B	C/B	B1FL	×	水没	125V DC DIST CTR 2B	C/B	B1FL	×	水没	直流125V 主母線盤 3B	T/B	MB1FL	○	—	直流125V 主母線盤 4B	C/B	B1FL	×	水没	直流125V 主母線盤 5B	T/B	MB1FL	○	—	125V DC PLANT DISTR CENTER 6B	T/B	MB1FL	○	—	
	—	—	—	—	—	直流125V 2D/G B 主母線盤	共用7-8	B1FL	×	水没	—	—	—	—	直流125V 4D/G B 主母線盤	共用7-8	B1FL	×	水没	—	—	—	—	—	125V DC HPCS DIST CTR	R/B	1FL	○	—		

使用可否：当社社員が現場で機器の状況を確認した上で判断した結果
 被水：浸水の痕跡がある状態
 水没：水がたまっている状態
 [赤色]：使用不可の機器
 [黄色]：給電元のM/Cが使用不可のため受電不可
 T/B：タービン建屋
 C/B：コントロール建屋
 R/B：原子炉建屋

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	E C C S系	CS (A)	R/B地下階 (OP. -1230)	A	○	○ 注1	×	津波後、電源・海水系（CCSW）とも喪失
		CS (C)	R/B地下階 (OP. -1230)	A	○	○ 注1	×	津波後、電源・海水系（CCSW）とも喪失
		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）とも喪失
		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）とも喪失
		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）とも喪失
		CS (D)	R/B地下階 (OP. -1230)	A	○	○ 注1	×	津波後、電源・海水系（CCSW）とも喪失
		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）とも喪失
		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）とも喪失
		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済加速度*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」

2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	○	◎	×	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(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	○	◎	×	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(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	○	◎	×	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	○	◎	×	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
		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	○	○ 注1	×	津波後、電源喪失(補助油ポンプ)	
	炉注水	RCIC	R/B地下階 (OP. -2060)	A	○	◎	◎	地震後、津波後に手動起動。暫くして停止(原因不明)
MUWC (代替注水)		T/B地下階 (OP. 1900)	B	◎	◎	×	津波後、電源喪失	
プール冷却	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	×	ブローアウトパネル開放
		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済加速度*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。
※JEAC4601-2008「原子力発電所耐震設計技術規程」

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	○	○	◎	津波後に起動、暫くしてトリップ、再起動不能（原因不明）	
	MUWC (代替注水)	T/B地下階 (OP. 2420)	B	◎	◎	×	津波後、電源喪失	
プール冷却	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済加速度*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。
 ※JEAC4601-2008「原子力発電所耐震設計技術規程」

4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 (O. P-1110)	A	—	—		
		RHR (B)	R/B地下階 (O. P-1110)	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 (O. P-1110)	A	—	—	—	
		RHR (D)	R/B地下階 (O. P-1110)	A	◎ (SFP冷却)	○注1	×	地震時、停電により停止（注2） 津波後、電源・海水系（RHRS B/D）とも喪失
		RHRS (A)	屋外 (OP. 4000)	A	—	—	—	
		RHRS (B)	屋外 (OP. 4000)	A	◎ (SFP冷却)	○注1	×	地震時、停電により停止（注2） 津波後、電源・海水系（RHRS B/D）とも喪失
		RHRS (C)	屋外 (OP. 4000)	A	—	—	×	
		RHRS (D)	屋外 (OP. 4000)	A	◎ (SFP冷却)	○注1	×	地震時、停電により停止（注2） 津波後、電源・海水系（RHRS B/D）とも喪失
		CS (A)	R/B地下階 (O. P-1110)	A	—	—	—	
		CS (B)	R/B地下階 (O. P-1110)	A	—	—	—	
	HPCI	R/B地下階 (O. P-2060)	A	—	—	—		
	炉注水	RCIC	R/B地下階 (O. P-2060)	A	—	—	—	
		MUWC (代替注水)	T/B地下階 (OP. 1900)	B	◎	◎	×	津波後、電源喪失
プール冷却	SFP冷却 (FPC系)	R/B3階 (OP. 26900)	B	◎	△	×	1台は点検中、1台は地震前に運転中。地震後通常電源断により停止。	
	SFP冷却 (RHR系)	R/B地下階 (O. P-1110)	A	◎	○注1	×	地震時、停電により停止（注2） 津波後、電源・海水系（RHRS B/D）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	—	—	—	定検中につき全燃料取り出し、MSIV閉、及びウェル満水。	

（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 —：定検停止中（機能要求なし）

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済加速度*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」

注2：非常用ディーゼル発電機からの給電を受けての残留熱除去系ポンプの再起動については、使用済みプールの水位は地震前には満水（オーバーフロー水位付近）、プール水温は27℃程度であることを確認しており、早期に燃料の冷却に支障をきたす状況ではなかったことから、津波の到達前に実施するには至らなかった。

5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	E C S 系	RHR (A)	R/B地下階 (OP. 940)	A	○	○注1	○注2	津波後、電源・海水系 (RHRS A/C) とも喪失
		RHR (B)	R/B地下階 (OP. 940)	A	○	○注1	○注2	津波後、電源・海水系 (RHRS B/D) とも喪失。
		RHR (C)	R/B地下階 (OP. 940)	A	○	○	◎注2	津波後、電源・海水系 (RHRS A/C) とも喪失。仮設水中ポンプ設置3/19 (電源復旧) より運転*SHCと非常時熱負荷モード交互運転中
		RHR (D)	R/B地下階 (OP. 940)	A	○	○注1	○注2	津波後、電源・海水系 (RHRS B/D) とも喪失
		RHRS (A)	屋外 (OP. 4000)	A	○	○注1	×	津波後、本体海水冠水し、かつ電源喪失
		RHRS (B)	屋外 (OP. 4000)	A	○	○注1	×	津波後、本体海水冠水し、かつ電源喪失
		RHRS (C)	屋外 (OP. 4000)	A	○	○	◎注2	津波後、本体海水冠水し、かつ電源喪失。3/18仮設水中ポンプ設置、仮設電源受電し使用可。(RHRS A/Cで1台)
		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. 940)	A	○	○注1	○注2	津波後、電源・海水系 (RHRS A/C) とも喪失
		CS (B)	R/B地下階 (OP. 940)	A	○	○注1	○注2	津波後、電源・海水系 (RHRS B/D) とも喪失
	HPCI	R/B地下階 (OP. 940)	A	—	—	—	定検停止中	
	炉注水	RCIC	R/B地下階 (OP. 940)	A	—	—	—	定検停止中
		MUWC (代替注水)	T/B地下階 (OP. 4900)	B	◎	◎	◎注2	地震発生後、運転。津波後電源喪失。仮設電源により運転
プール冷却	SFP冷却 (FPC系)	R/B3階 (OP. 32700)	B	◎	△	○注2	地震発生後通常電源断により停止。津波後、海水系 (SW) 喪失	
	SFP冷却 (RHR系)	R/B地下階 (OP. 940)	A	○	○	◎注2	津波後、電源・海水系 (RHRS A/C) とも喪失。仮設水中ポンプ設置3/19 (電源復旧) より運転*SHCと非常時熱負荷モード交互運転中	
閉じ込める機能	格納施設	原子炉建屋		A	○	○注1	×	津波後、3/18屋上に孔開け実施 (水素滞留防止：予防保全)
		原子炉格納容器		A	○	○	○	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 —：定検停止中（機能要求なし）

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済加速度[※]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。
※J E A C 4 6 0 1 - 2 0 0 8 「原子力発電所耐震設計技術規程」

注2：津波後、電源・海水系の両方または一方を喪失し一時的に系統の機能喪失に至ったが、その後仮設機器により機能が復旧した。

6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2階 (OP. 1000)	A	○	○注1	○注3	津波後、海水系 (RHRs A/C) が喪失
		RHR (B)	R/B地下2階 (OP. 1000)	A	◎ (SHC運転)	○	◎注3	地震時、停電により停止 (注2) 津波後、海水系 (RHRs B/D) が喪失。仮設水中ポンプ設置、3/19 (電源復旧) より運転※SHCと非常時熱負荷モード交互運転中
		RHR (C)	R/B地下2階 (OP. 1000)	A	○	○注1	○注3	津波後、海水系 (RHRs B/D) が喪失。仮設水中ポンプ設置により運転可
		RHRs (A)	屋外 (OP. 4000)	A	○	○注1	×	津波後、本体海水冠水し、かつ電源喪失
		RHRs (B)	屋外 (OP. 4000)	A	◎ (SHC運転)	○	◎注3	地震時、停電により停止 (注2) 津波後、本体海水冠水し、かつ電源喪失。3/18 仮設水中ポンプ設置、仮設電源受電し使用可。(RHRs B/Dで2台)
		RHRs (C)	屋外 (OP. 4000)	A	○	○注1	×	津波後、本体海水冠水し、かつ電源喪失。
		RHRs (D)	屋外 (OP. 4000)	A	◎ (SHC運転)	○	◎注3	地震時、停電により停止 (注2) 津波後、本体海水冠水し、かつ電源喪失。3/18 仮設水中ポンプ設置、仮設電源受電し使用可。(RHRs B/Dで2台)
		LPCS	R/B地下2階 (OP. 1000)	A	○	○注1	○注3	津波後、電源・海水系 (RHRs A/C) とも喪失
		HPCS	R/B地下2階 (OP. 1000)	A	○	○注1	○注3	津波後、海水系 (DG (H) SW) が喪失
	炉注水	RCIC	R/B地下2階 (OP. 1000)	A	—	—	—	定検停止中
MUWC (代替注水)		T/B地下階 (OP. 3400)	B	◎	◎	◎	B系はD/G B系起動、電源D系受電により運転	
プール冷却	SFP冷却 (FPC系)	R/B4階 (OP. 34000)	B	◎	△	○注3	地震発生後通常電源喪失。津波後、海水系 (SW) 喪失	
	SFP冷却 (RHR系)	R/B地下2階 (OP. 1000)	A	○	○注1	×	3/18 仮設水中ポンプ設置、仮設電源受電し使用可。(RHRs A/Cで1台) ※SHCと非常時熱負荷モード交互運転中	
閉じ込める機能	格納施設	原子炉建屋		A	○	○注1	×	津波後、3/18 屋上に孔開け実施 (水素滞留防止：予防保全)
		原子炉格納容器		A	○	○	○	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 ×：機能喪失又は待機除外 —：定検停止中（機能要求なし）

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」

注2：非常用ディーゼル発電機からの給電を受けての原子炉停止時冷却及びプール冷却については、原子炉は地震前に冷温停止状態であること及び使用済燃料プールの水位は地震前には満水（オーバーフロー水位付近）、プール水温は25℃程度であることを確認しており、早期に燃料の冷却に支障をきたす状況ではなかったことから、津波の到達前に実施するには至らなかった。

注3：津波後、電源・海水系の両方または一方を喪失し一時的に系統の機能喪失に至ったが、その後仮設機器により機能が復旧した。

添付資料目次

添付資料－7－1	事象発生時の主要経緯（時系列）	1
添付資料－7－2	プラントデータチャート	6
添付資料－7－3	過渡現象記録装置トレンドデータ	17
添付資料－7－4	系統概略図（地震発生前後、津波襲来後の主要機器状態）	24
添付資料－7－5	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）	27
添付資料－7－6	所内電源概略図	28
添付資料－7－7	H P C I について	30
添付資料－7－8	原子炉水位図	31
添付資料－7－9	M S I V インターロック	32
添付資料－7－10	I C について	33
添付資料－7－11	S R V 動作圧力について	34
添付資料－7－12	代替注水について	35
添付資料－7－13	P C V ベントについて	36
添付資料－7－14	P C V ベントにおける被ばく線量評価	39
添付資料－7－15	I C 電動弁インターロック線図	50
添付資料－7－16	炉心解析について	51

1号機 事象発生時の主要経緯（時系列）

日 時	主 要 経 緯
平成23年3月11日（金） 14:46	東北地方太平洋沖地震発生、原子炉自動スクラム、第3非常態勢を自動発令。
14:47	主タービン自動停止、D/G 1A、D/G 1B自動起動、主蒸気隔離弁閉。
14:52	IC自動起動。
15:02	原子炉未臨界確認。
15:03頃	ICによる原子炉圧力制御を行うために、手動停止、その後、ICによる原子炉圧力制御開始。
15:06	非常災害対策本部を本店に設置（地震による被害状況の把握、停電等の復旧）。
15:27	津波第一波到達。
15:35	津波第二波到達。
15:37	全交流電源喪失。
15:42	原災法第10条該当事象（全交流電源喪失）が発生したと判断、官庁等に通報。
15:42	第1次緊急時態勢を発令。緊急時対策本部を設置（非常災害対策本部との合同本部となる）。
15:50	計装用の電源喪失により、原子炉水位が不明な状態。
16:36	原子炉水位が確認出来ず、注水状況が不明なため、原災法第15条該当事象（非常用炉心冷却装置注水不能）が発生したと判断、16:45官庁等に通報。
16:36	第2次緊急時態勢を発令。
16:45	原子炉水位が確認出来たことから、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、16:55官庁等に通報。

17:07	再度、原子炉水位が確認出来なくなったため、原災法第15条該当事象（非常用炉心冷却装置注水不能）が発生したと判断、17:12官庁等に通報。
17:12	発電所長（発電所緊急時対策本部長）は、AM策として設置したFPライン、及び消防車を使用した原子炉への注水方法の検討開始を指示。
17:30	DD-FP起動（待機状態）。
18:18	ICの戻り配管隔離弁（MO-3A）、供給配管隔離弁（MO-2A）の開操作実施、蒸気発生を確認。
18:25	ICの戻り配管隔離弁（MO-3A）閉操作実施。
20:49	中操内の仮設照明が点灯。
20:50	福島県が福島第一原子力発電所から半径2kmの住民に避難指示。
21:19	原子炉水位判明、TAF+200mm。
21:23	内閣総理大臣が福島第一原子力発電所から半径3km圏内の避難、半径3km～10km圏内の屋内退避を指示。
21:30	ICの戻り配管隔離弁（MO-3A）開操作実施、蒸気発生を確認。
21:51	R/Bの線量が上昇したことから、R/Bへの入域を禁止。
22:00	原子炉水位がTAF+550mmであることを確認、22:20官庁等に連絡。
23:00	サーベイの結果として、T/B内での放射線量の上昇（タービン1階北側二重扉前1.2mSv/h、タービン1階南側二重扉前0.5mSv/h）を23:40官庁等に連絡。
平成23年3月12日（土） 0:06	D/W圧力が600kPa [abs] 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、準備を進めるよう発電所長指示。
0:30	国による避難住民の避難措置完了確認（双葉町及び大熊町の3km以内避難措置完了確認、1:45に再度確認）。

0 : 4 9	D/W圧力が600kPa [abs] を超えている可能性があることから、原災法第15条該当事象（格納容器圧力異常上昇）が発生したと判断、0 : 5 5 官庁等に通報。
1 : 3 0頃	1号機及び2号機のPCVベントの実施について、総理大臣、経済産業大臣、原子力安全・保安院に申し入れ、了解を得る。
1 : 4 8	不具合によるDD-FP停止を確認。消防車からFPラインへの送水口につなぎこむことを検討開始。
2 : 4 7	2 : 3 0にD/W圧力が840kPa [abs] に到達したことを官庁等に連絡。
3 : 0 6	PCVベント実施に関するプレス会見実施。
4 : 0 1	PCVベントを実施した場合の被ばく評価結果を官庁等に連絡。
4 : 5 5	発電所構内における放射線量が上昇（正門付近 0.069 μ Sv/h (4 : 0 0) \rightarrow 0.59 μ Sv/h (4 : 2 3)) したことを確認、官庁等に連絡。
5 : 1 4	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「外部への放射性物質の漏えい」が発生していると判断、官庁等に連絡。
5 : 4 4	内閣総理大臣が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。
5 : 4 6	原子炉内にFPラインから消防車による淡水注入開始。
5 : 5 2	消防車によりFPラインから淡水1,000リットルを注入完了。
6 : 3 0	消防車により消火系ラインから淡水2,000リットル（累計）注入完了。
6 : 3 3	地域の避難状況として、大熊町から都路方面へ移動を検討中であることを確認。
6 : 5 0	経済産業大臣より法令に基づくベントの実施命令（手動によるベント）。
7 : 1 1	内閣総理大臣が福島第一原子力発電所に到着。

7 : 5 5	消防車によりF Pラインから淡水3, 0 0 0リットル (累計) 注入完了。
8 : 0 3	P C Vベント操作を9時目標で行うよう発電所長指示。
8 : 0 4	内閣総理大臣が福島第一原子力発電所を出発。
8 : 1 5	消防車によりF Pラインから淡水4, 0 0 0リットル (累計) 注入完了。
8 : 2 7	大熊町の一部が避難できていないとの情報を確認。
8 : 3 0	消防車によりF Pラインから淡水5, 0 0 0リットル (累計) 注入完了。
8 : 3 7	福島県へ9時頃P C Vベントの開始に向けて準備していることを連絡。避難が完了してからベントをすることで調整。
9 : 0 3	大熊町 (熊地区) の避難完了を確認。
9 : 0 4	P C Vベントの操作を行うため運転員が現場へ出発。
9 : 0 5	P C Vベント実施に関するプレス発表。
9 : 1 5	消防車によりF Pラインから淡水6, 0 0 0リットル (累計) 注入完了。
9 : 1 5頃	P C Vベント弁 (MO弁) を手動開。
9 : 3 0頃	S / Cベント弁 (AO弁) 小弁の現場操作を試みるが、高線量のため断念。
9 : 5 3	P C Vベントを実施した場合の被ばく評価結果を官庁等に連絡。
1 0 : 1 7	中操にてS / Cベント弁 (AO弁) 小弁を開操作 (計装用圧縮空気系の残圧を期待) 。
1 0 : 4 0	正門及びモニタリングポストの線量が上昇していることが確認されたことから、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。
1 1 : 1 5	線量が下がっていることから、P C Vベントが十分効いていない可能性があることを確認。

11:39	PCVベント操作のために、R/B内に入域した当社社員1名の線量が100mSvを超過(106.30mSv)したことを官庁等に連絡。
14:30	S/Cベント弁(AO弁)大弁を動作させるため、14:00頃に仮設の空気圧縮機を設置したところ、D/W圧力が低下していることを確認し、ベントによる「放射性物質の放出」と判断、15:18官庁等に連絡。
14:53	消防車による原子炉への淡水注入、80トン(累計)注入完了。
14:54	原子炉への海水注入を実施するよう発電所長指示。
15:18	SLCの復旧作業を進めており、準備が整い次第、SLCポンプを起動し、原子炉内へ注入する予定。また、今後準備が整い次第、FPにて海水を原子炉へ注水する予定であることを官庁等に連絡。
15:30頃	電源車を用いた電源復旧により、原子炉へのSLCによる注水準備完了。
15:36	R/Bで水素ガスによると思われる爆発発生。
16:27	モニタリングポストで500 μ Sv/hを超える線量(1,015 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)が発生したと判断、官庁等に通報。
17:20頃	消防車、建屋などの状況の調査に出発。
18:05	経済産業大臣から法令に基づく命令があったことを本店・発電所間で共有。
18:25	内閣総理大臣が、福島第一原子力発電所から半径20km圏内の住民に対し避難指示。
18:30頃	消防車、建屋などの状況調査の結果、現場は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。
19:04	原子炉内にFPラインから消防車による海水注入開始。
20:45	ほう酸を海水と混ぜて原子炉内へ注入開始。

以上

プラントデータチャート

【1号機 アラームタイパー主要打ち出し (抜粋)】

H	MIN	SEC	MSEC	PID	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	LEVEL		-40.8< -20.0 MM	
1447	A523	APRM	DOWN SCAL		TRBL	
1447	A539	R6M	ROD BLOK		ON	
1447	A553	ALL CR	FULL IN		ON	
1447	G002	GENERATR	VOLT		18.56> 18.50 KV	
1447	C000	CONT ROD SYST	FLOW		OVR FLW	
1447	C020	SUPPRESSION	LEVEL		16.0 MM	NORMAL RETURN
14	47	09	140	D520	REAC WTR LEVEL A	LOW
1447	C004	REACTOR	WATR LEVEL		516< 800 MM	
14	47	09	150	D521	REAC WTR LEVEL B	LOW
1447	E004	SWCHGEAR	BUS 1A		7217> 7200 V	
14	47	10	910	D523	REAC WTR LEVEL D	LOW
1447	C020	SUPPRESSION	LEVEL		21.6> 20.0 MM	
14	47	10	910	D522	REAC WTR LEVEL C	LOW
1447	A549	LOW POWR	ALRM POINT		UNDER	
14	47	20	620	D522	REAC WTR LEVEL C	NORM
1447	D622	PCIS	ISO IN	TRIP	ON	
14	47	20	620	D523	REAC WTR LEVEL D	NORM

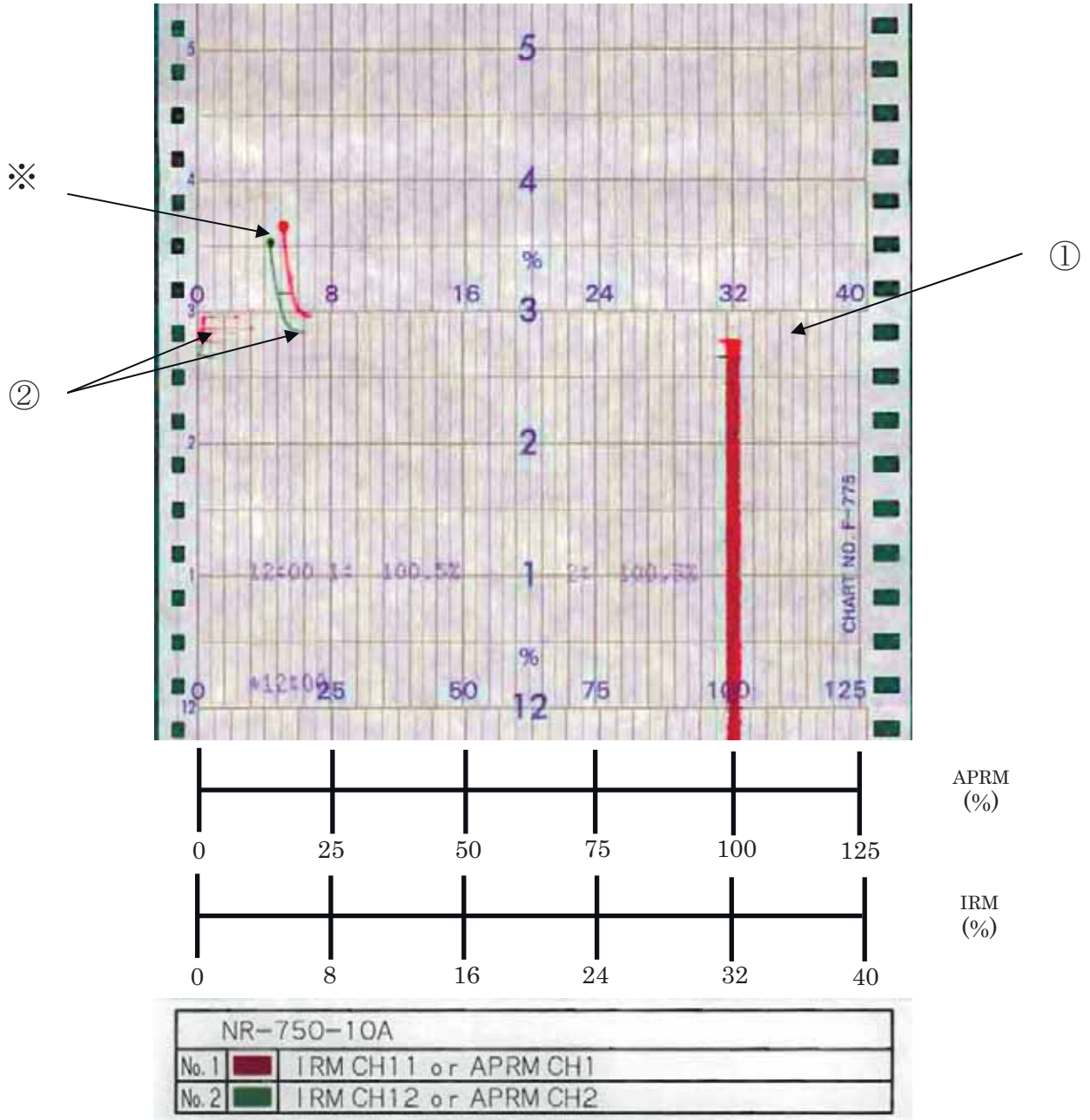
地震による自動スクラム

全制御棒全挿入

【1号機 アラームタイパー主要打ち出し (抜粋)】

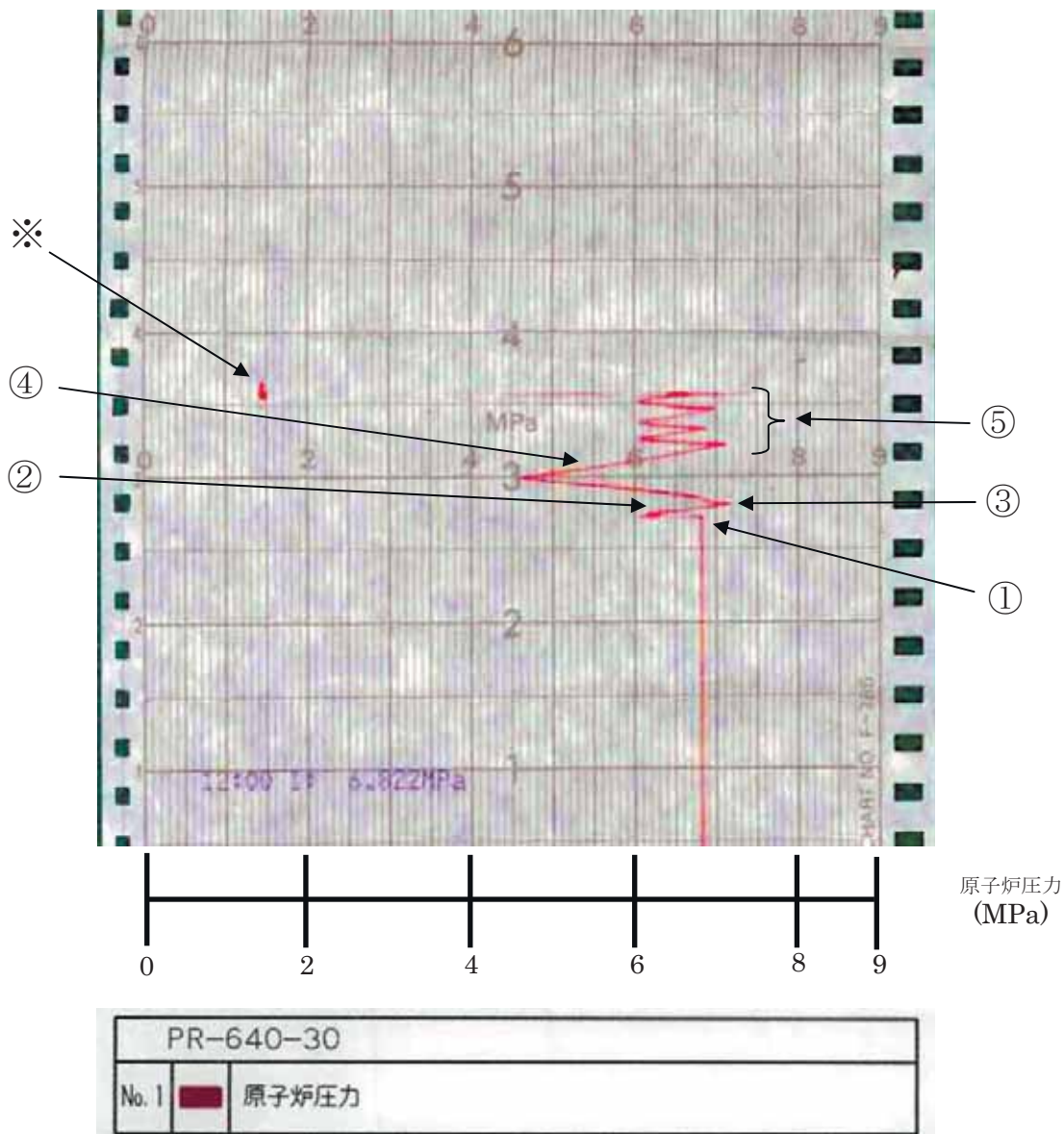
1447	A570	#1	MSIV	A	OPN	OFF			
14	47	52	080	D680	6.9KV BUS VLT 1C LOS	ON			
1447	A581	#2	MSIV	D	OPN	OFF			
14	47	52	090	D688	AUX POWER LOSS 1S	TRIP			
1447	A571	#1	MSIV	B	OPN	OFF			
14	47	52	120	D651	CWP B TRIP	ON			
1447	A573	#1	MSIV	D	OPN	OFF			
14	47	52	130	D657	REF C TRIP	ON			給水ポンプ (C) トリップ
1447	A579	#2	MSIV	B	OPN	OFF			
14	47	52	140	D654	CP C TRIP	ON			復水ポンプ (C) トリップ
1447	A580	#2	MSIV	C	OPN	OFF			
14	47	52	250	D653	CP B TRIP	ON			復水ポンプ (B) トリップ
1447	B031	CAMS	R2	MONI	D/W	LOW PSN			
14	47	52	250	D650	CWP A TRIP	ON			
1447	B032	CAMS	Q2	MONI	D/W	LOW PSN			
14	47	52	270	D655	REF A TRIP	ON			給水ポンプ (A) トリップ
1447	B033	CAMS	H2	MONI	S/C	LOW PSN			
14	47	57	070	D690	DIES GEN CB 1D-1	ON			
1447	B034	CAMS	Q2	MONI	S/C	LOW PSN			
14	47	57	140	D681	6.9KV BUS VLT 1D LOS	OFF			
1447	G000	GENERATR	GROS	LOAD	393.0 MW	NORMAL	RETURN		
14	47	58	920	D589	DIES GEN CB 1C-1	ON			
1447	U001	GENERATR	GROS	VAR	9.0< 10.0 MVAR				
14	47	58	970	D680	6.9KV BUS VLT 1C LOS	OFF			
1447	G002	GENERATR	VOLT		LOW PSN				
14	48	00	220	D660	PLR A LOCKOUT BY ACT	ON			
1447	C007	REAC	IMP	TUTL	FLOW	LOW PSN			
14	48	13	280	D576	TURBINE VIS OVER	NORM			
1447	C037	RECING2A	DRYS	FLOW	LOW PSN				
14	48	14	980	D661	PLR B LOCKOUT BY ACT	ON			

【1号機 I RM、APRM】



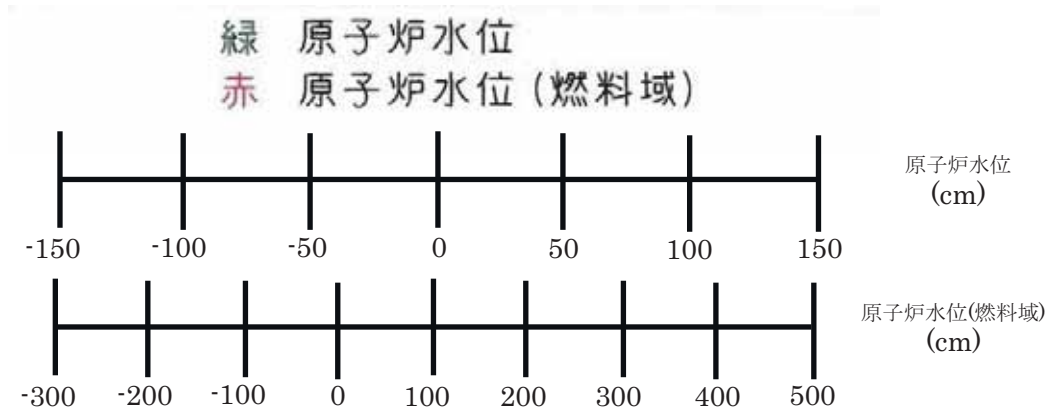
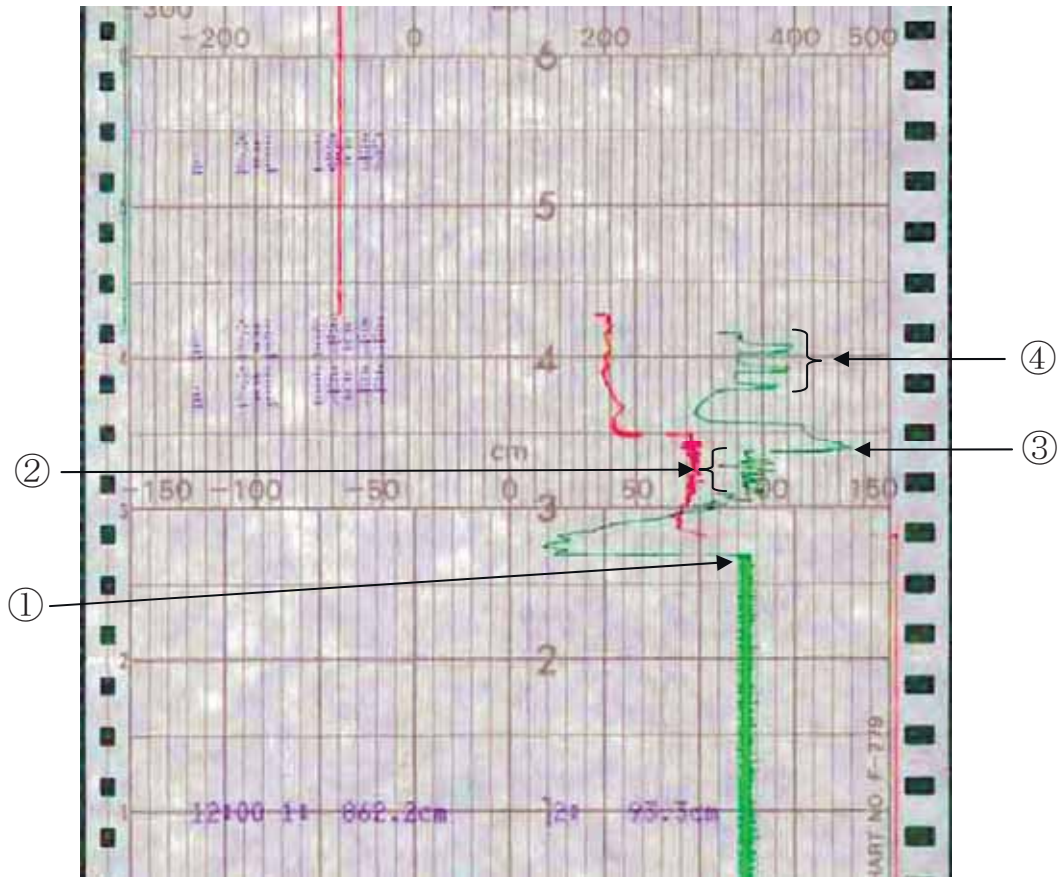
- ① 14時46分 地震によるスクラムとスクラムによる出力低下
- ② 平均出力領域モニタ (APRM) としてのダウンスケールと中間領域モニタ (IRM) への切替
- ※ 15時30分過ぎに津波が到来したと想定される。津波の影響によると思われる記録終了。

【1号機 原子炉圧力】



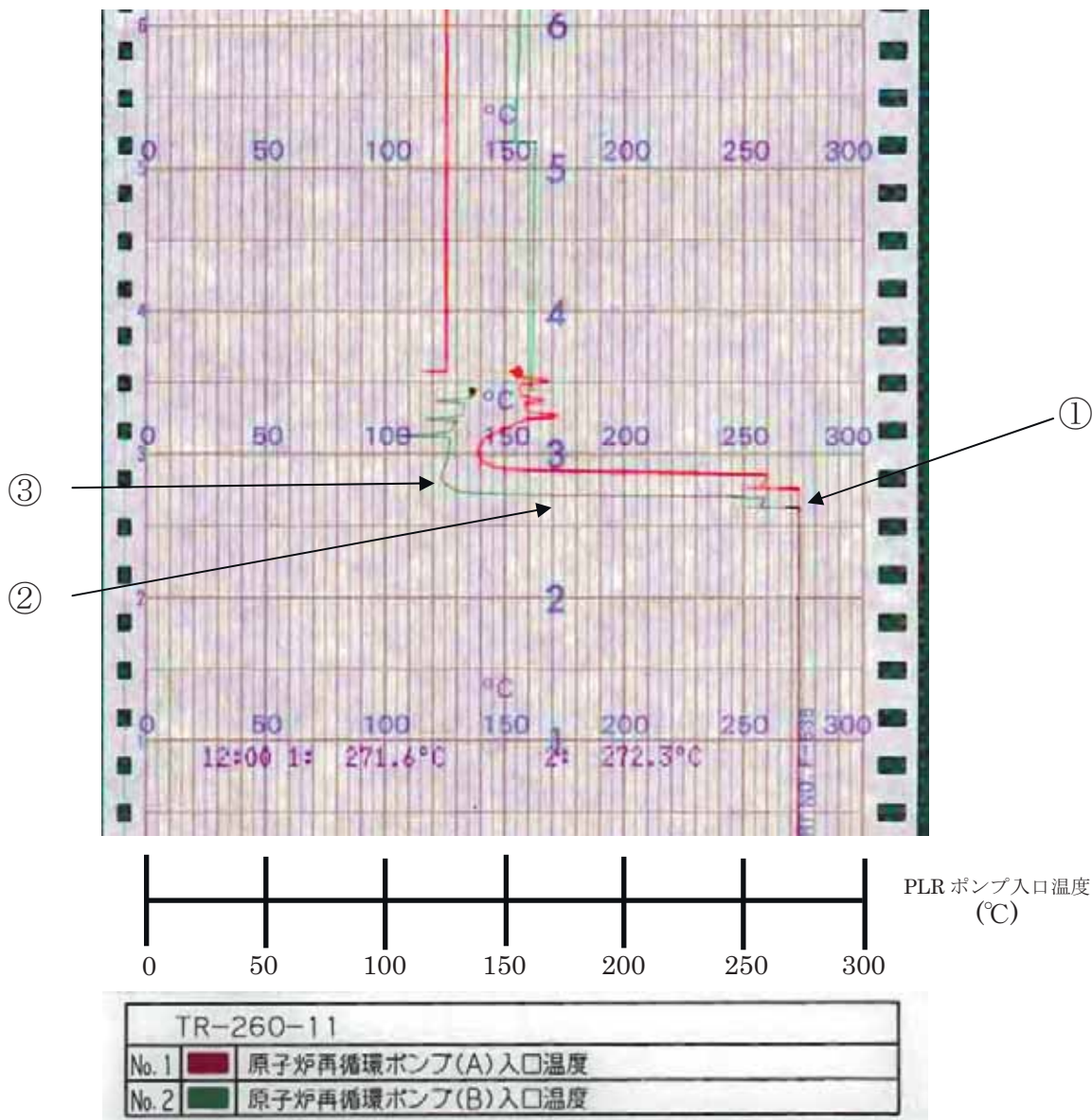
- ① 14時46分 地震によるスクラム
- ② 主蒸気隔離弁閉止に伴う圧力上昇
- ③ 14時52分 非常用復水器作動とそれに伴う減圧
- ④ 非常用復水器停止に伴う圧力上昇
- ⑤ 非常用復水器によると思われる圧力変動
- ※ 15時30分過ぎに津波が到来したと想定される。津波の影響によると思われる記録終了。

【1号機 原子炉水位】



- ① 14時46分 地震によるスクラム (チャート早送り：60倍の速度、1時間が1分)
- ② このあたりで外部電源喪失、主蒸気隔離弁閉 (電源喪失でチャート早送りリセット)
- ③ 非常用復水器自動起動
- ④ 非常用復水器の動作によると思われる水位変動

【1号機 PLRポンプ入口温度】



- ① 14時46分 地震によるスクラム
- ② スクラムによる出力低下、非常用復水器作動による減圧、低温水注入による温度低下
- ③ 自動起動した非常用復水器の停止

【1号機 アラームタイプ MSIV閉】

1447	FO65	SMP	DISCHG	HDR	PRES	LOW	RSN			
14	47	50	930	D520	REAC	WTR	LEVL	A	LOW	
1447	BO08	H2	IN	FLOW		LOW	RSN			
14	47	50	930	D508	MAIN	STM	VALV	A	CLOSE	
1447	BO09	O2	IN	FLOW		LOW	RSN			
14	47	50	930	D522	REAC	WTR	LEVL	C	LOW	
1447	BO01	OG	RECUM	OUT	O2	DENS	LOW	RSN		
14	47	50	930	D606	MAIN	STM	TEMP	HIGH	C	HIGH
1447	AO99	HOTWELL	MMHO	A		LOW	RSN			
14	47	50	930	D530	NEUT	MON	SYST	C	TRIP	
1447	CO30	D/W	PRES	(W/R)		LOW	RSN			
14	47	50	930	D526	STM	LINE	RAD	C	HIGH	
1447	FO01	CLEANUP	OUTL	A		LOW	RSN			
14	47	50	930	D510	MAIN	STM	VALV	C	CLOSE	
1447	CO16	SUPPRESSION	PRES		LOW	RSN				
14	47	50	930	D532	MANUAL	SCRM	A		TRIP	
1447	CO57	RX	WTR	LVL	(F/R)	A	LOW	RSN		
14	47	50	930	D504	CONDENSER	VAC	A		LOW	
1447	BO22	STACK	RAD	MONI	H/R	0.47>	-1.30	MS/H		
1447	A504	MAIN	STM	LEAK	A		HIGH			
14	47	51	720	D529	NEUT	MON	SYST	B	TRIP	
1447	A502	MAIN	STM	FLOW	C		HIGH			
14	47	51	720	D525	STM	LINE	RAD	B	HIGH	
1447	A506	MAIN	STM	LEAK	C		HIGH			
14	47	51	720	D533	MANUAL	SCRM	B		TRIP	
1447	A525	APRM		INOP		TRBL				
14	47	51	720	D511	MAIN	STM	VALV	D	CLOSE	
1447	A526	APRM	FLOW	BIAS	INOP		TRBL			
14	47	51	720	D509	MAIN	STM	VALV	B	CLOSE	
1447	A529	RBM		INOP		TRBL				
14	47	51	720	D527	STM	LINE	RAD	D	HIGH	
1447	A540	APRM	FLOW	BIAS	CMPR		TRBL			

主蒸気隔離弁閉

(注記) 主蒸気隔離弁閉に前後して破断検出等の各種異常信号が打ち出されているが、これは地震による外部電源喪失の影響によってこれら計器への電源が失われたことから、フェールセーフで異常信号が発生したものと考えられる。主蒸気隔離弁閉止の過程で蒸気流量の増大等、異常の兆候は見られていない。

【1号機 アラームタイプ D/G遮断機投入、IC作動】

1447	B033	CAMS	H2	MONI	S/C	LOW	RSN		
14	47	57	070	D590	DIES GEN CB	1D-1	ON		
1447	B034	CAMS	O2	MONI	S/C	LOW	RSN		
14	47	57	140	D681	5.9KV BUS VLT	1D LOS	OFF		
1447	G000	GENERATR	GROS	LOAD	383.0	MW	NORMAL	RETURN	
14	47	58	920	D589	DIES GEN CB	1C-1	ON		
1447	G001	GENERATR	GROS	VAR	9.0	< 10.0	MVAR		
14	47	58	970	D680	5.9KV BUS VLT	1C LOS	OFF		
1447	G002	GENERATR	VOLT				LOW	RSN	
14	48	00	220	D660	PLR A	LOCOUT RY ACT	ON		
1447	C007	REAC PMP	TOTL	FLOW			LOW	RSN	
14	48	13	280	D576	TURBINE	VIB OVER	NORM		

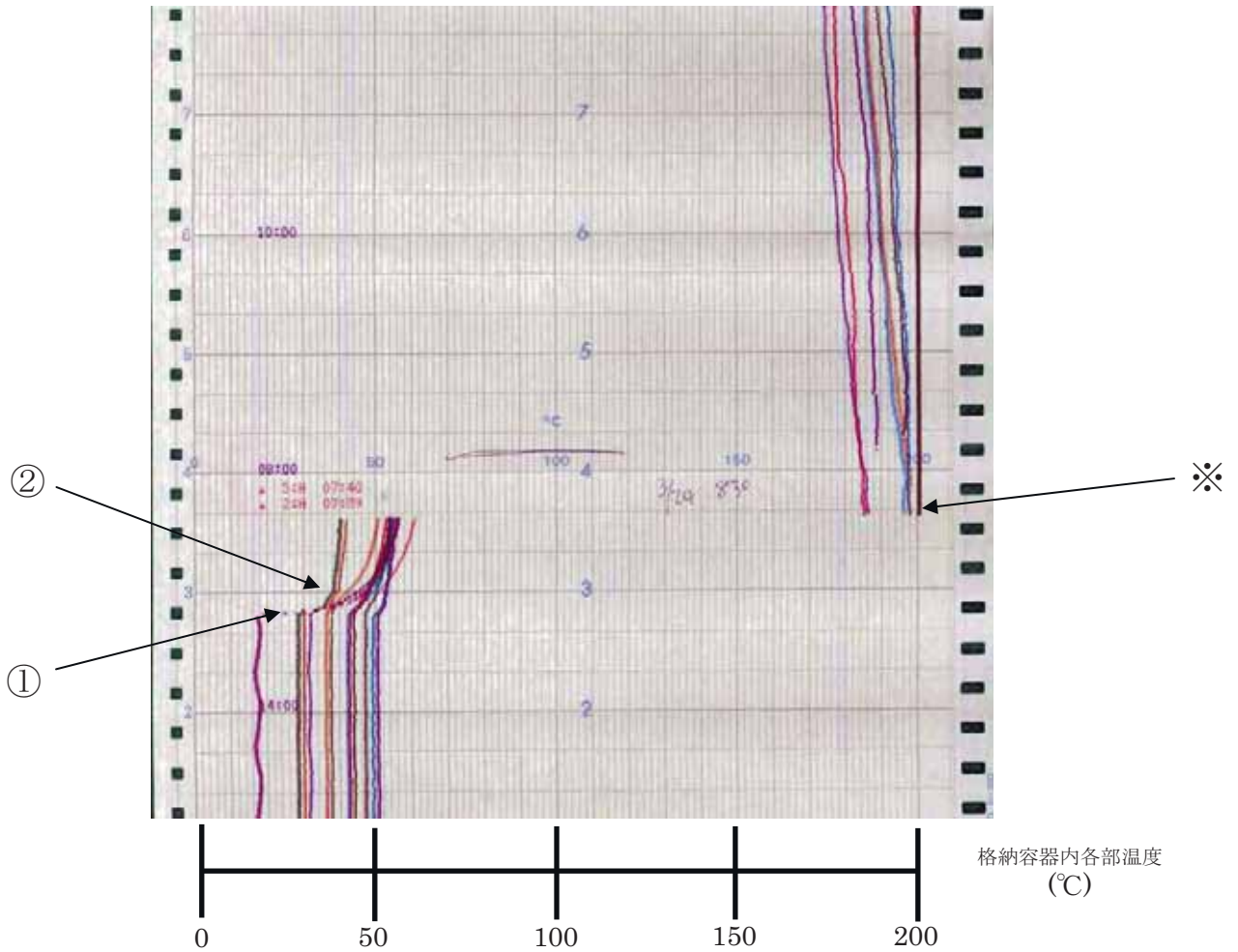
D/G 1 B 遮断器投入

D/G 1 A 遮断器投入

1452	A567	RX MODE	SW	REFUEL		OFF		
1452	C020	SUPPRESSION	LEVL	16.8	MM	NORMAL	RETURN	
1452	C020	SUPPRESSION	LEVL	37.6	> 20.0	MM		
1452	B526	ISO-CON	VLV	B	OPN	ON		
1452	B525	ISO-CON	VLV	A	OPN	ON		
1452	C020	SUPPRESSION	LEVL	14.0	MM	NORMAL	RETURN	
1452	A516	SRM	DET	POS		IN		
1452	C020	SUPPRESSION	LEVL	35.2	> 20.0	MM		

非常用復水器作動

【1号機 原子炉格納容器内各部温度】

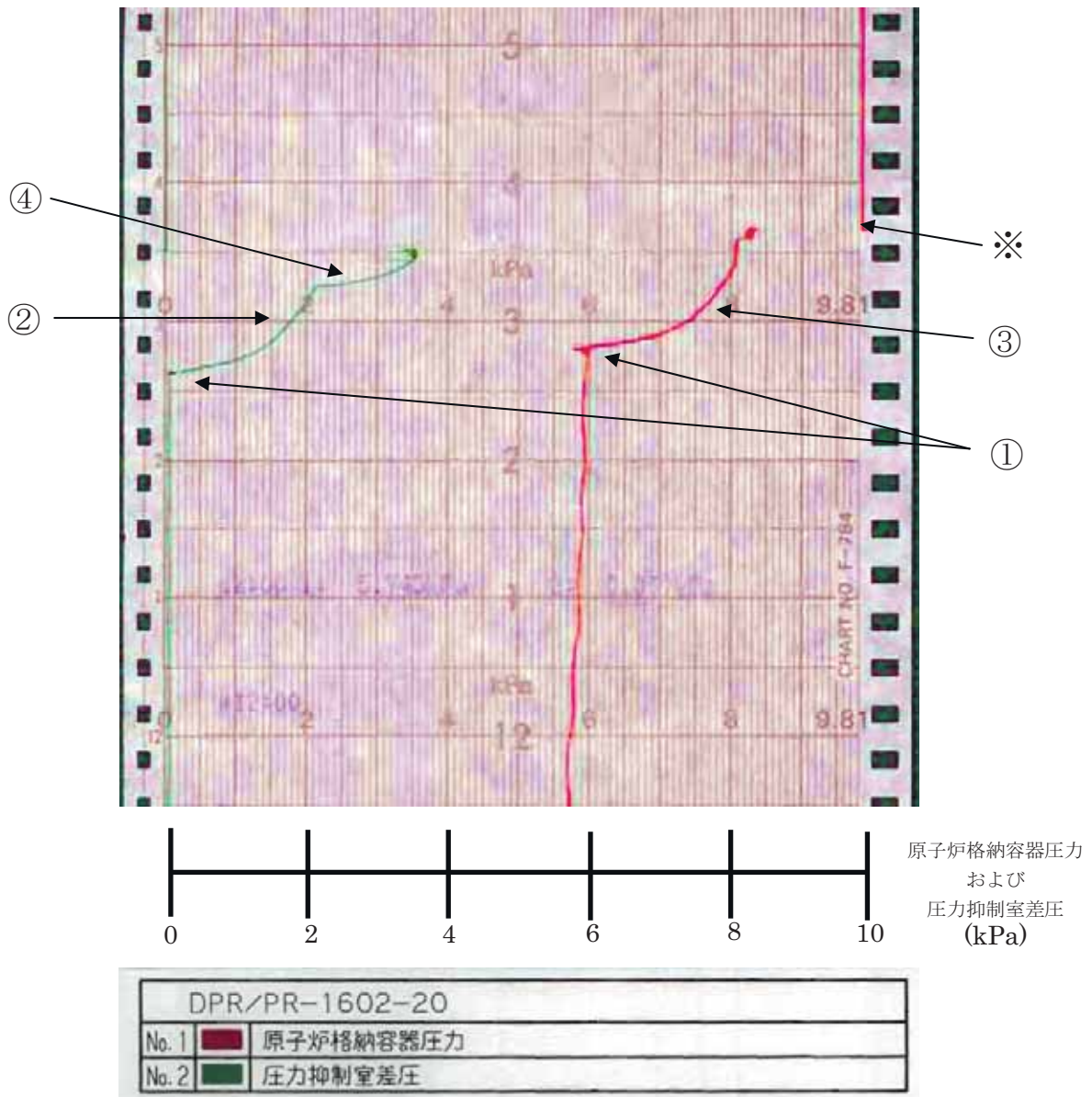


TR-1602-5

No	色印	測定名	No	色印	測定名
1	●	RETURN AIR DUCT HVH-12A	13	+	EQ AROUND C1 ROOM RPV BELLOWS TE-1625N
2	●	RETURN AIR DUCT HVH-12B	14	+	EQ AROUND C1 ROOM RPV BELLOWS TE-1625P
3	●	RETURN AIR DUCT HVH-12C	15	+	EQ AROUND C1 ROOM RPV BELLOWS TE-1625R
4	●	RETURN AIR DUCT HVH-12D	16	+	
5	●	RETURN AIR DUCT HVH-12E	17	+	
6	●	SUPPLY AIR DUCT HVH-12A	18	+	
7	○	SUPPLY AIR DUCT HVH-12B	19	Y	
8	○	SUPPLY AIR DUCT HVH-12C	20	Y	
9	○	SUPPLY AIR DUCT HVH-12D	21	Y	
10	○	SUPPLY AIR DUCT HVH-12E	22	Y	
11	○	EQ AROUND C1 ROOM RPV BELLOWS TE-1625L	23	Y	
12	○	EQ AROUND C1 ROOM RPV BELLOWS TE-1625M	24	Y	

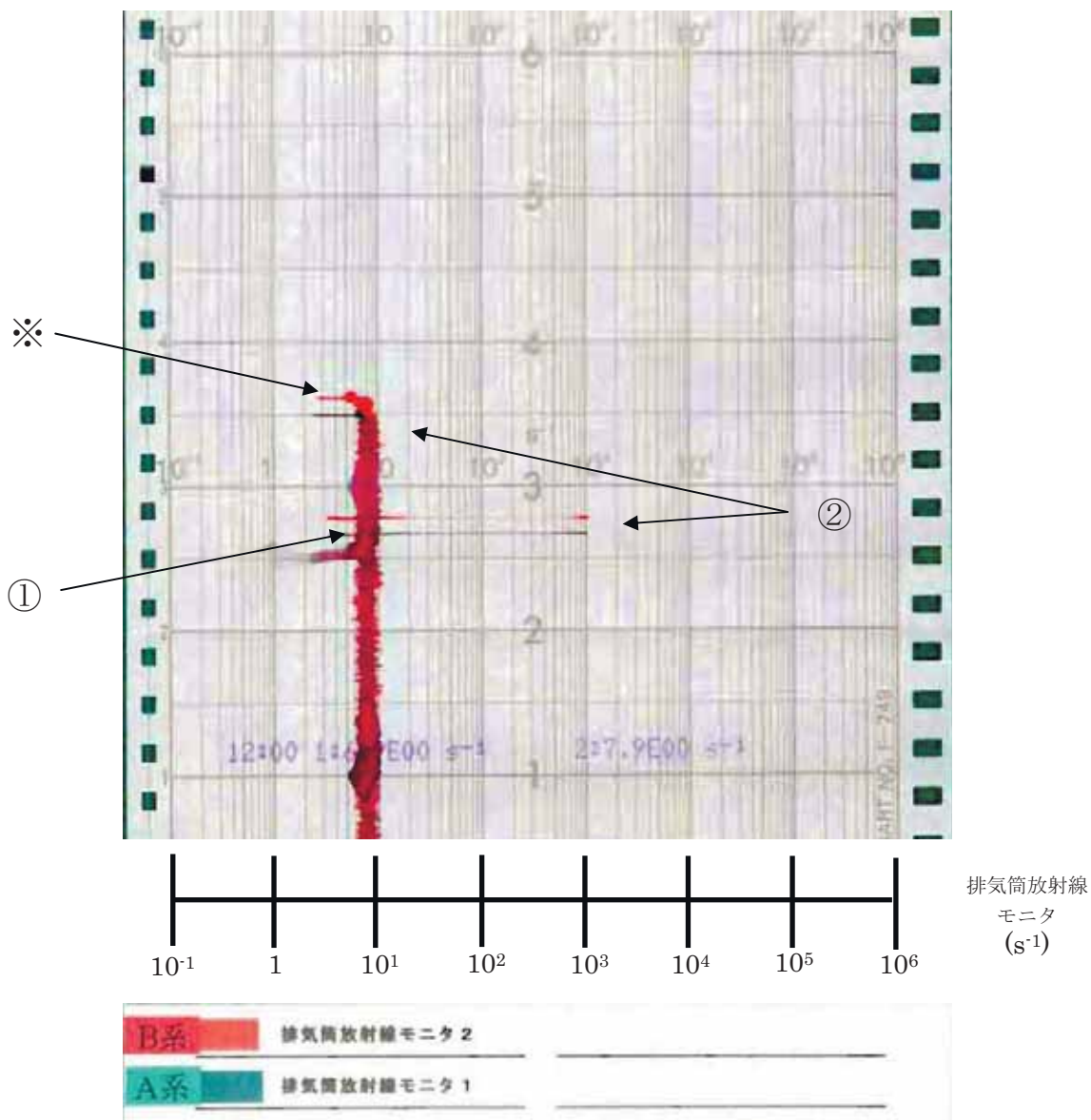
- ① 14時46分 地震によるスクラム
- ② 電源喪失による格納容器空調停止に伴う格納容器の温度上昇（配管破断等に起因する極端な温度上昇は認められず）
- ※ 15時30分過ぎに津波の到来により記録計電源が喪失し記録計が一旦停止。3月24日に記録計電源復旧に伴い記録再開。

【1号機 原子炉格納容器圧力、圧力抑制室差圧】



- ① 14時46分 地震によるスクラム
- ② 格納容器圧力上昇に伴う圧力抑制室差圧上昇
- ③ 格納容器空調停止に伴う格納容器圧力上昇
- ④ 圧力抑制室冷却に伴う圧力抑制室側圧力低下（さらなる差圧上昇を意味する）＝変曲点
- ※ 15時30分過ぎに津波が到来したと想定される。津波の影響により正確な指示をしていないことも想定される。

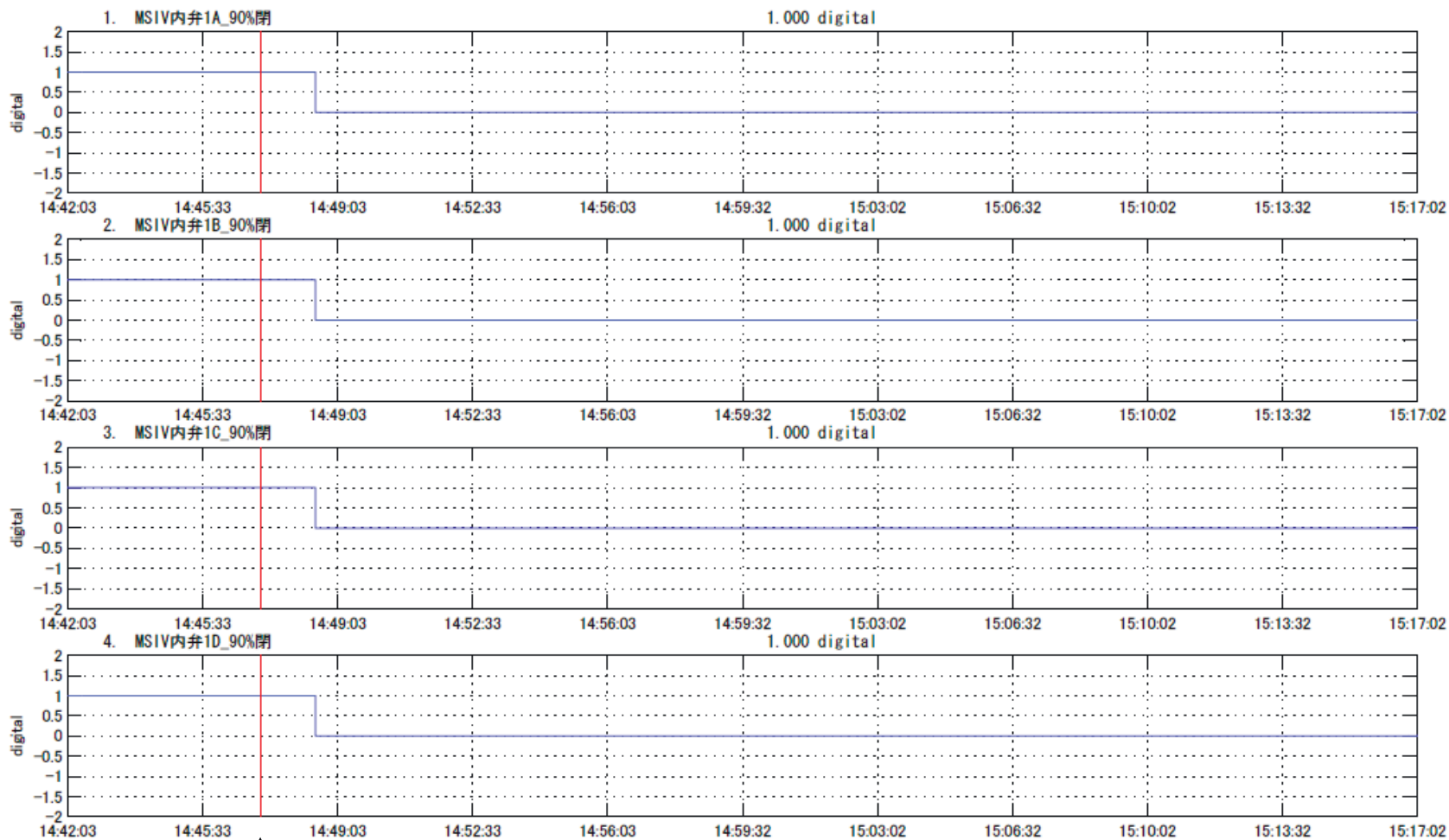
【1号機 排気筒放射線モニタ】



- ① 14時46分 地震によるスクラム
- ② ノイズと思われる信号
- ※ 15時30分過ぎに津波が到来したと想定される。津波の影響によると思われる記録終了。

パラメータ

備考



主蒸気隔離弁(内側)は、閉鎖している。

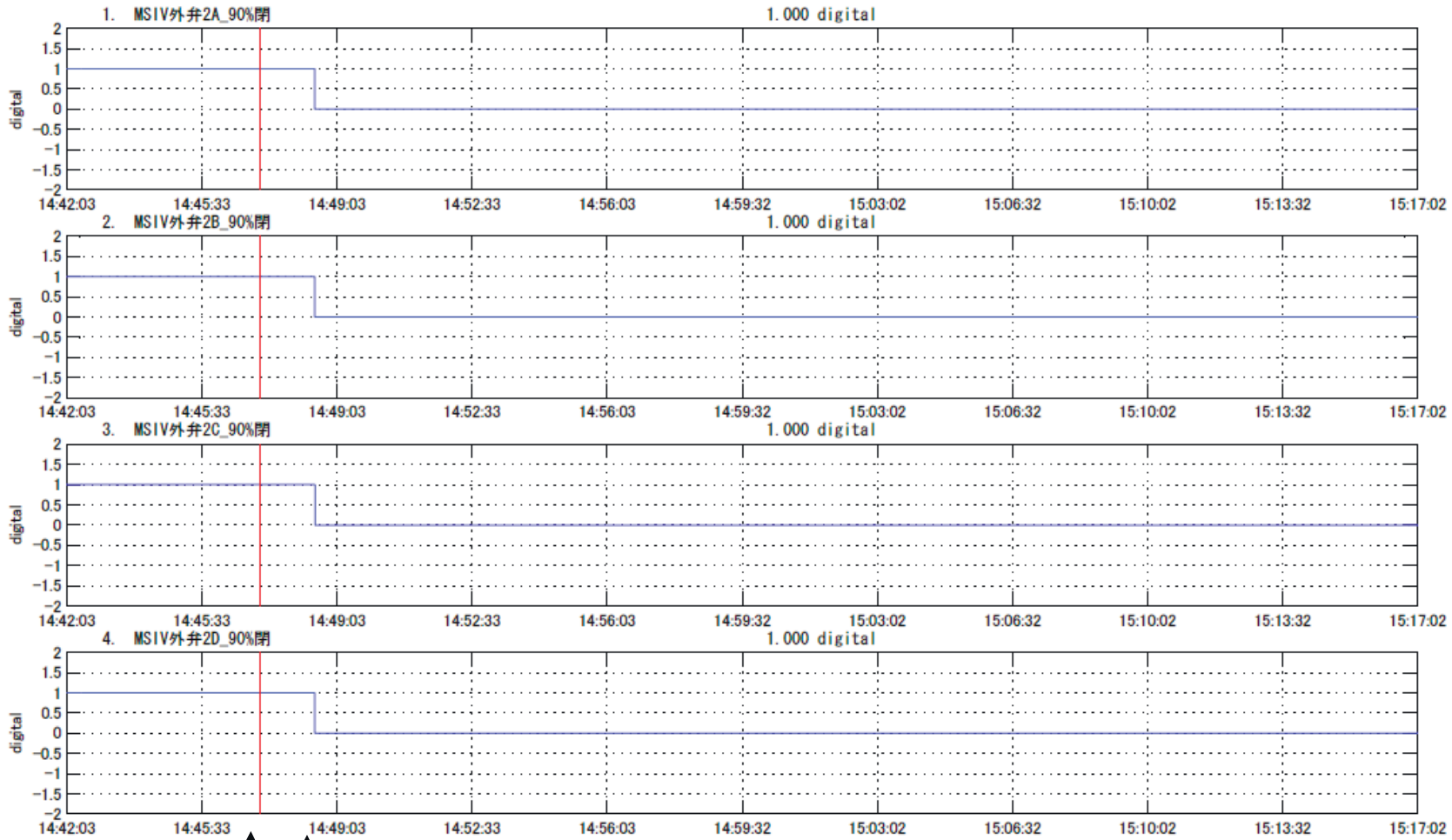
↑ 主蒸気隔離弁閉鎖
 原子炉再循環ポンプ(A)上部振動変動に伴う過渡現象記録装置自動収録開始

添付7-17

添付資料-7-3 (1/7)

パラメータ

備考



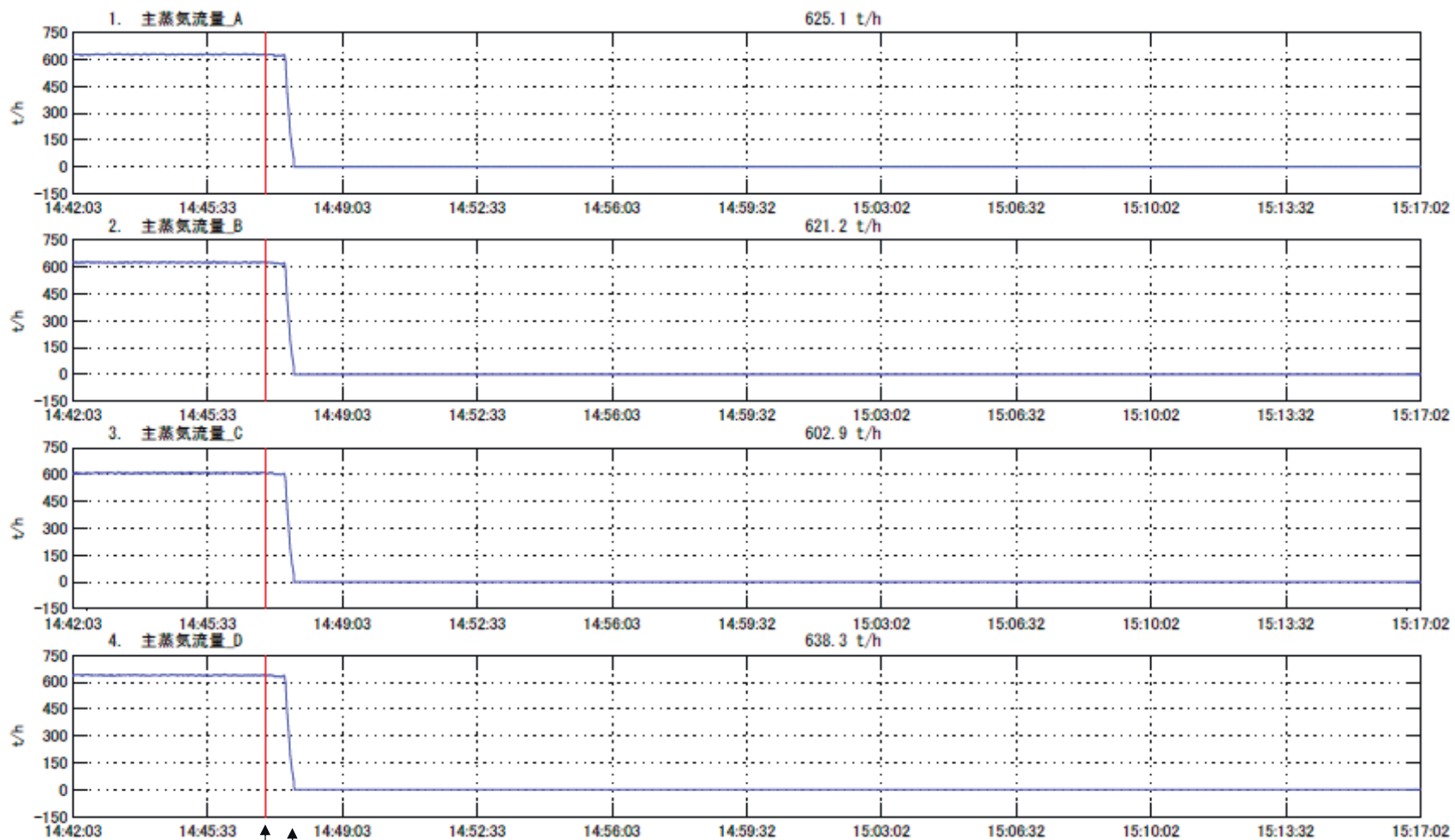
主蒸気隔離弁閉鎖

原子炉再循環ポンプ(A)上部振動変動に伴う過渡現象記録装置自動収録開始

主蒸気隔離弁(外側)は、閉鎖している。

パラメータ

備考



主蒸気隔離弁の閉鎖と共に、主蒸気流量は減少している。

主蒸気隔離弁閉鎖に伴い主蒸気流量減少
 原子炉再循環ポンプ(A)上部振動変動に伴う過渡現象記録装置自動収録開始

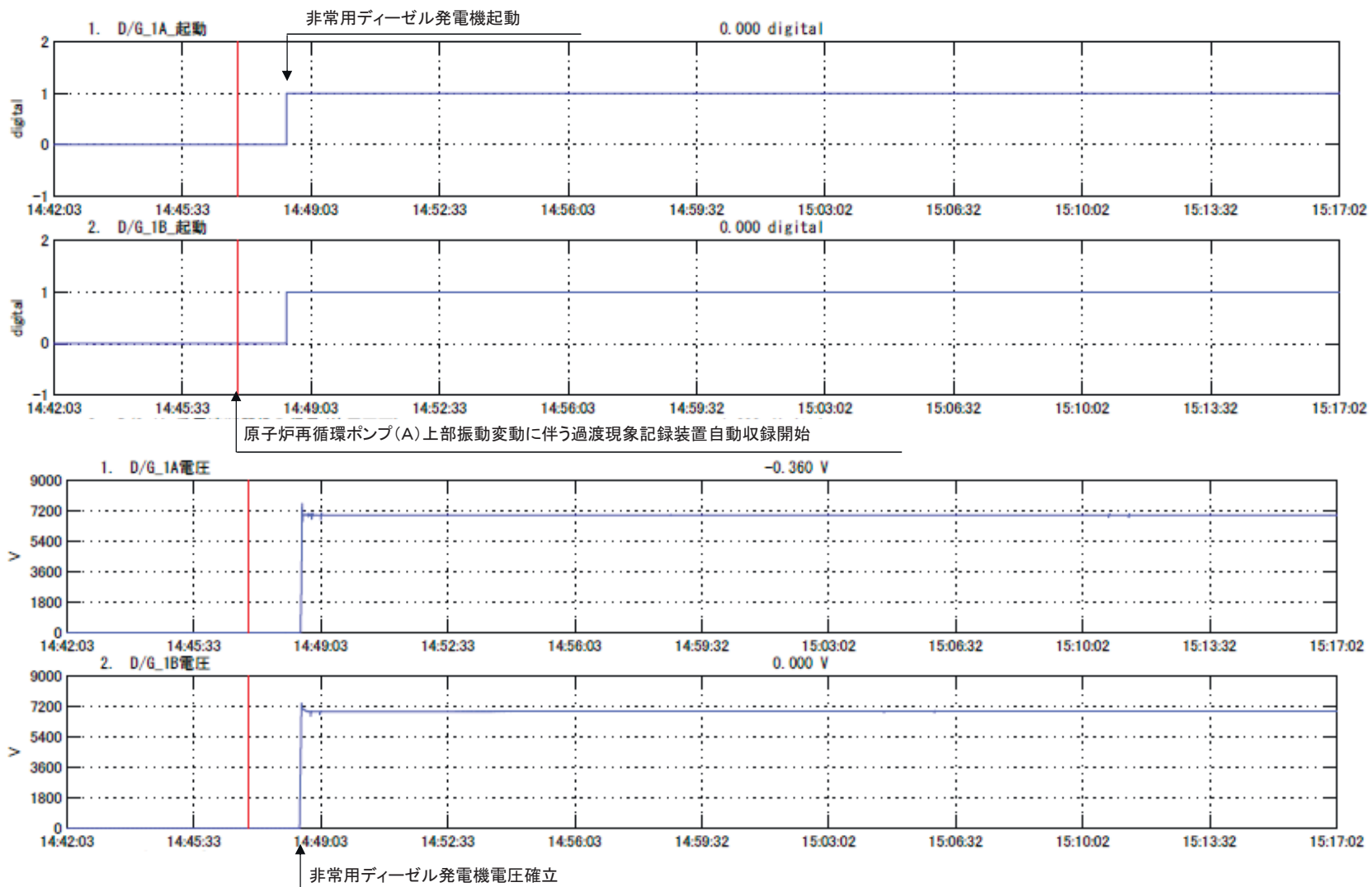
添付7-19

添付資料7-3 (3/7)

パラメータ	備考
<p>2. 原子炉水位 (W/R) A 91.44 cm</p> <p>地震に伴う原子炉自動停止 原子炉再循環ポンプ(A)上部振動変動に伴う過渡現象記録装置自動収録開始</p>	<p>原子炉水位は、スクラム直後にボイド(気泡)のつぶれに伴い瞬時変動し、その後通常水位で安定している。</p>
<p>3. 原子炉圧力 (W/R) A 6.819 MPa</p> <p>地震に伴う原子炉自動停止 原子炉再循環ポンプ(A)上部振動変動に伴う過渡現象記録装置自動収録開始</p>	<p>原子炉圧力は、スクラム直後に低下し、その後、主蒸気隔離弁の閉鎖、崩壊熱により上昇している。 14時52分頃、非常用復水器(IC)の起動に伴い圧力は低下し、また非常用復水器(IC)の停止に伴い上昇している。</p>
<p>1. IC_A出口弁3A開 0.000 digital</p> <p>非常用復水系起動 非常用復水系停止</p>	<p>非常用復水器(IC)は、14時52分頃起動し、15時03分頃に停止している。</p>

パラメータ

備考



14時48分頃、非常用ディーゼル発電機起動し、電圧が確立している。

添付7-21

添付資料7-3 (5/7)

パラメータ

備考



原子炉再循環ポンプ(A)上部振動変動に伴う過渡現象記録装置自動収録開始

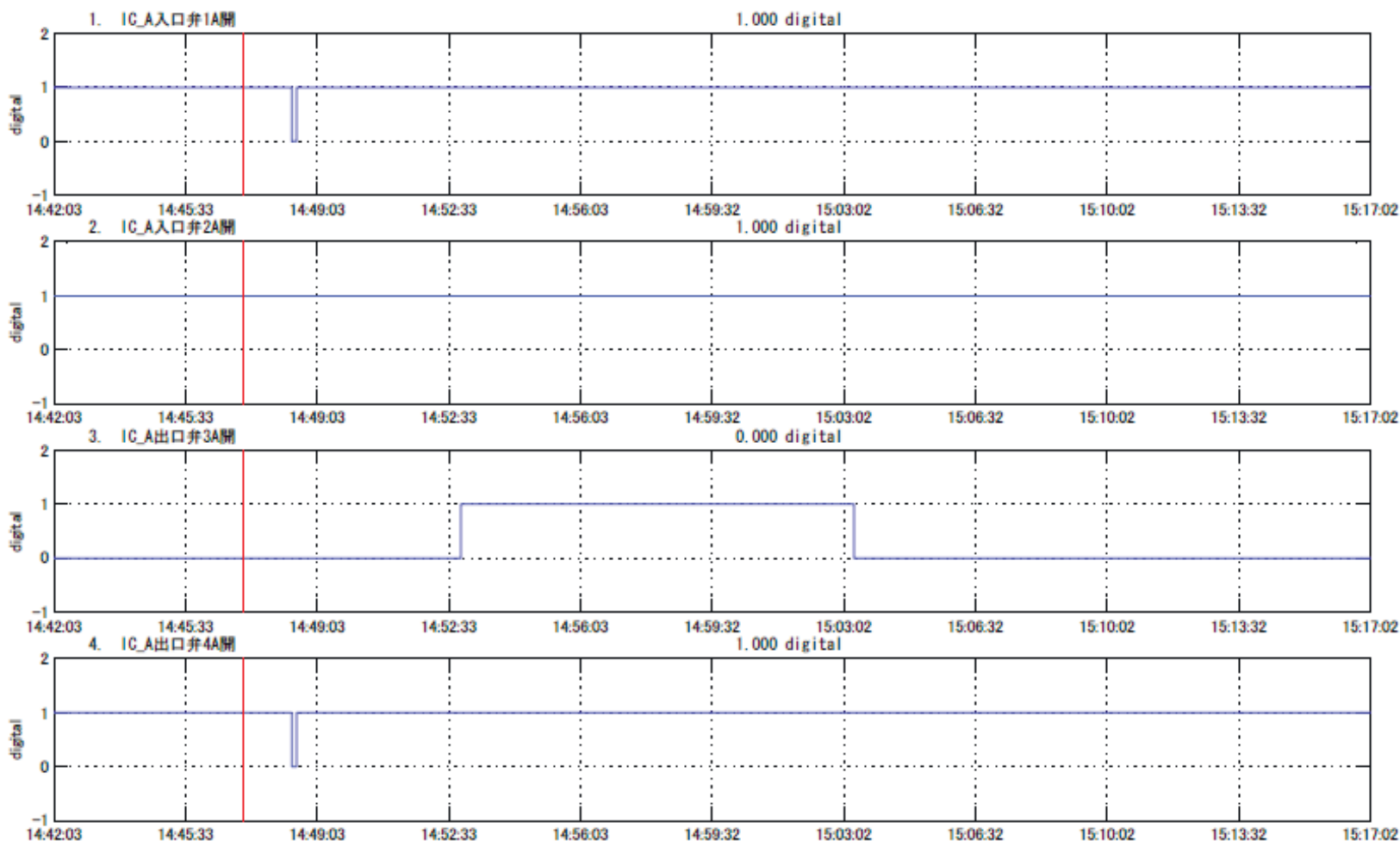
格納容器スプレイ系ポンプBを15時05分頃起動している。同様に格納容器スプレイ系ポンプAを15時11分頃起動している。これは、圧力抑制室プール水の冷却を行うために起動したものと推定される。

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

ファイル名 1F1_Cy24_EVf_DET_2011_03_11_Fri_14_47_04.dat データ周期 0.01秒
 イベント検出時刻 2011年03月11日14時47分03秒 900 ミリ秒

(1-

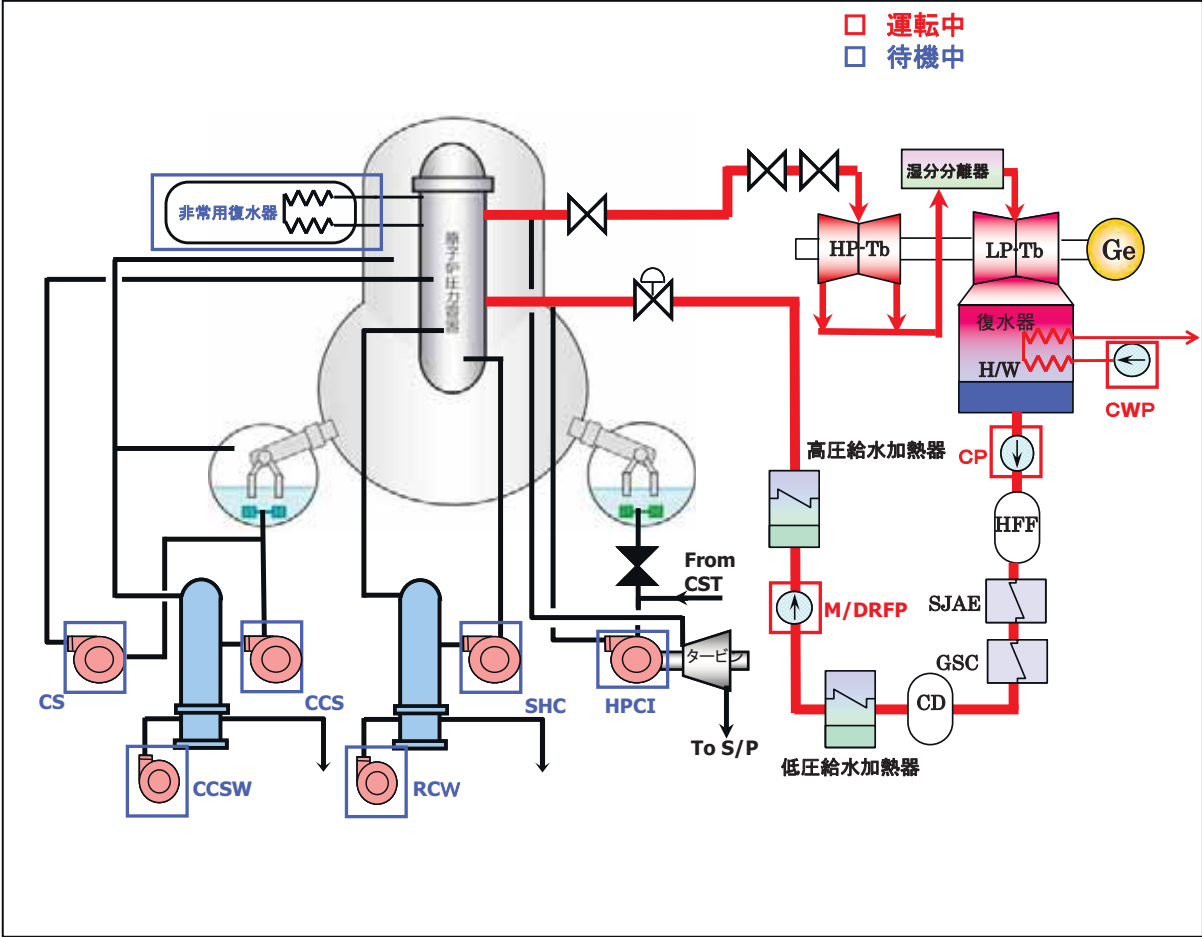
備考



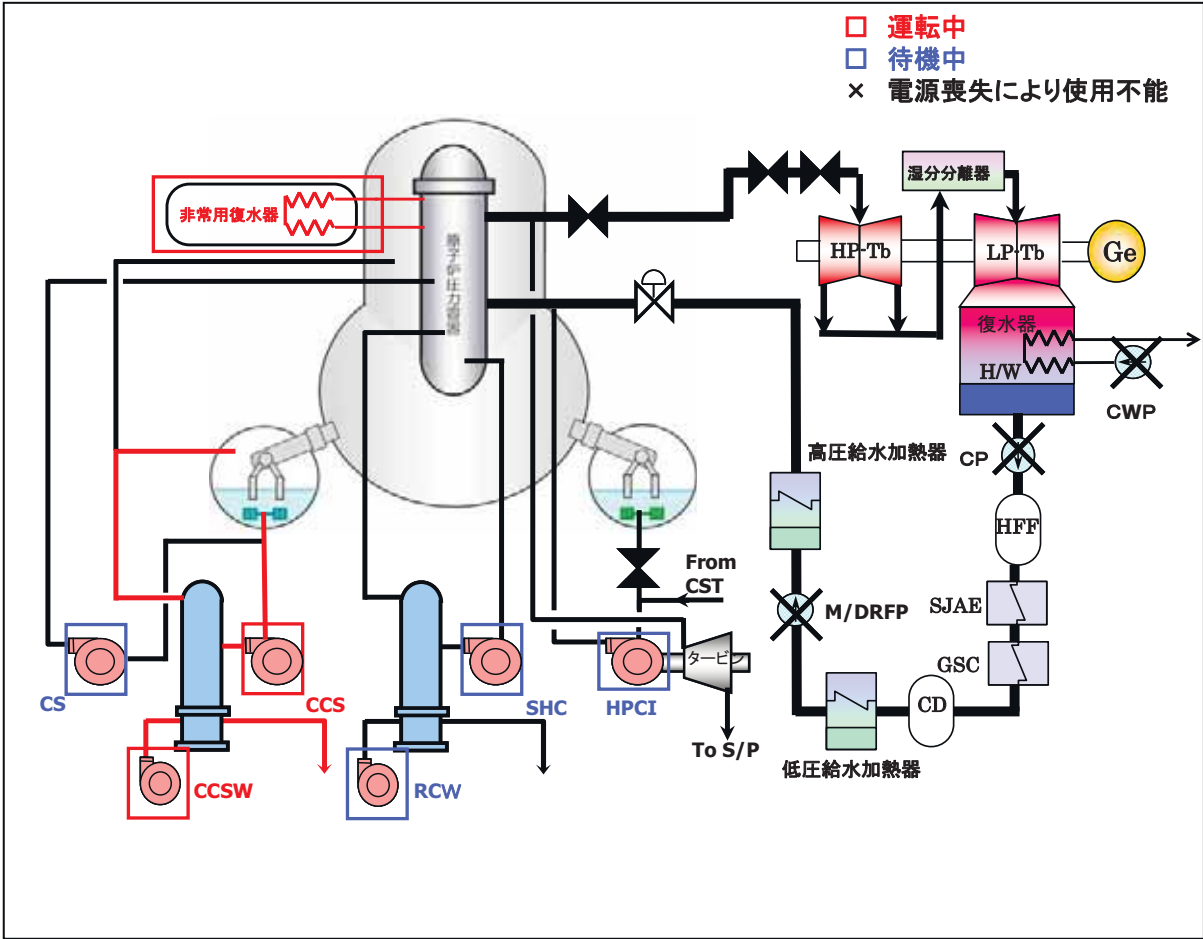
添付7-23

添付資料-7-3 (7/7)

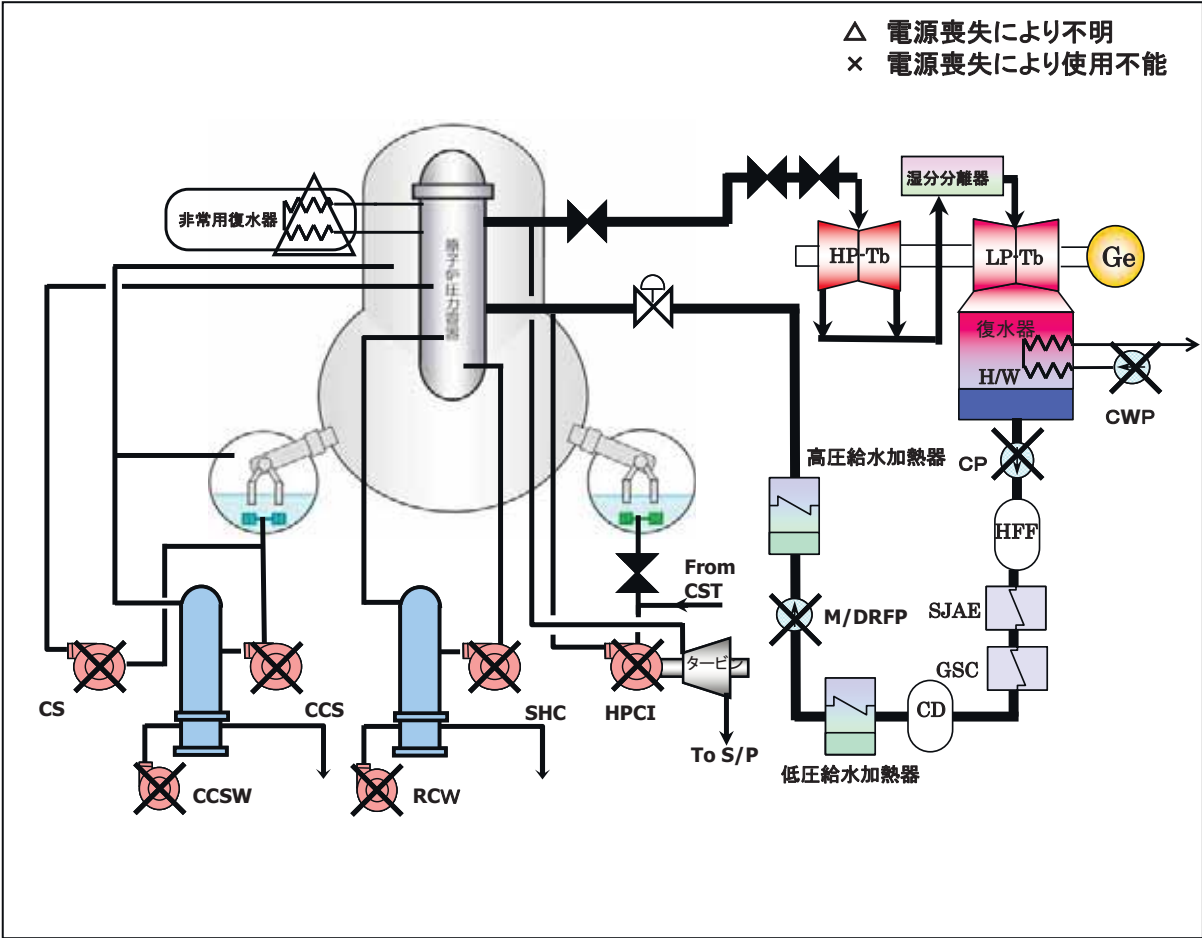
1号機 系統概略図 (3月11日地震発生前の主要機器状態)



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）

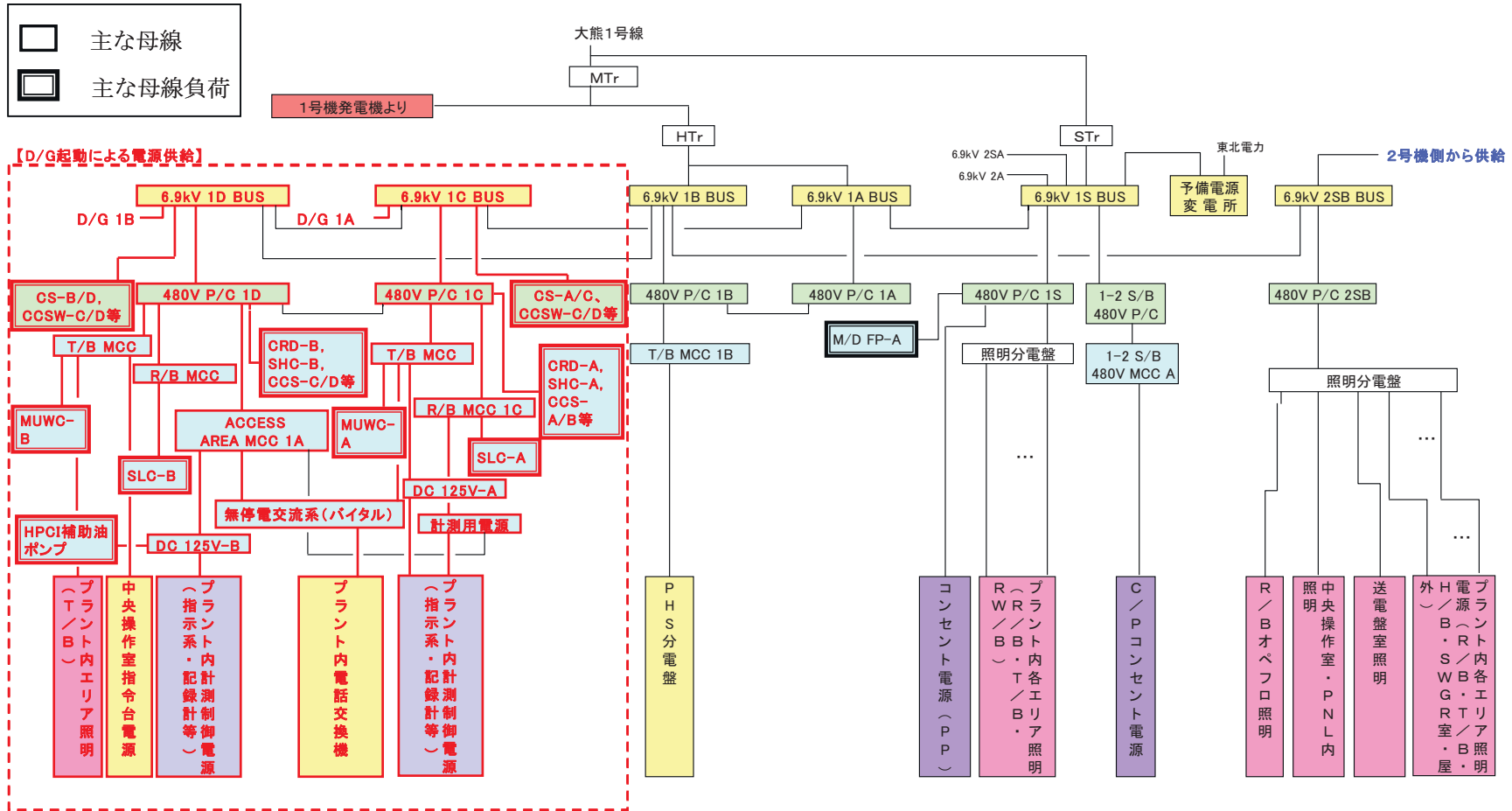
		設置場所	耐震クラス	地震スクラム時	地震スクラム～津波到達直前まで	津波到達以降	備考	
冷やす機能	E C C S系	CS (A)	R/B地下階 (OP. -1230)	A	○	○注1	×	津波後、電源・海水系（CCSW）とも喪失
		CS (C)	R/B地下階 (OP. -1230)	A	○	○注1	×	津波後、電源・海水系（CCSW）とも喪失
		CCS (A)	R/B地下階 (OP. -1230)	A	○	◎	×	津波前、手動起動(S/Gクーリング)で作動を確認 津波後、電源・海水系（CCSW）とも喪失
		CCS (B)	R/B地下階 (OP. -1230)	A	○	◎	×	津波前、手動起動(S/Gクーリング)で作動を確認 津波後、電源・海水系（CCSW）とも喪失
		CCSW (A)	屋外 (OP. 4000)	A	○	◎	×	津波前、手動起動(S/G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/G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）とも喪失
		CS (D)	R/B地下階 (OP. -1230)	A	○	○注1	×	津波後、電源・海水系（CCSW）とも喪失
		CCS (C)	R/B地下階 (OP. -1230)	A	○	◎	×	津波前、手動起動(S/Gクーリング)で作動を確認 津波後、電源・海水系（CCSW）とも喪失
		CCS (D)	R/B地下階 (OP. -1230)	A	○	◎	×	津波前、手動起動(S/Gクーリング)で作動を確認 津波後、電源・海水系（CCSW）とも喪失
		CCSW (C)	屋外 (OP. 4000)	A	○	◎	×	津波前、手動起動(S/G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/G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済加速度*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。
※J E A C 4 6 0 1 - 2 0 0 8 「原子力発電所耐震設計技術規程」

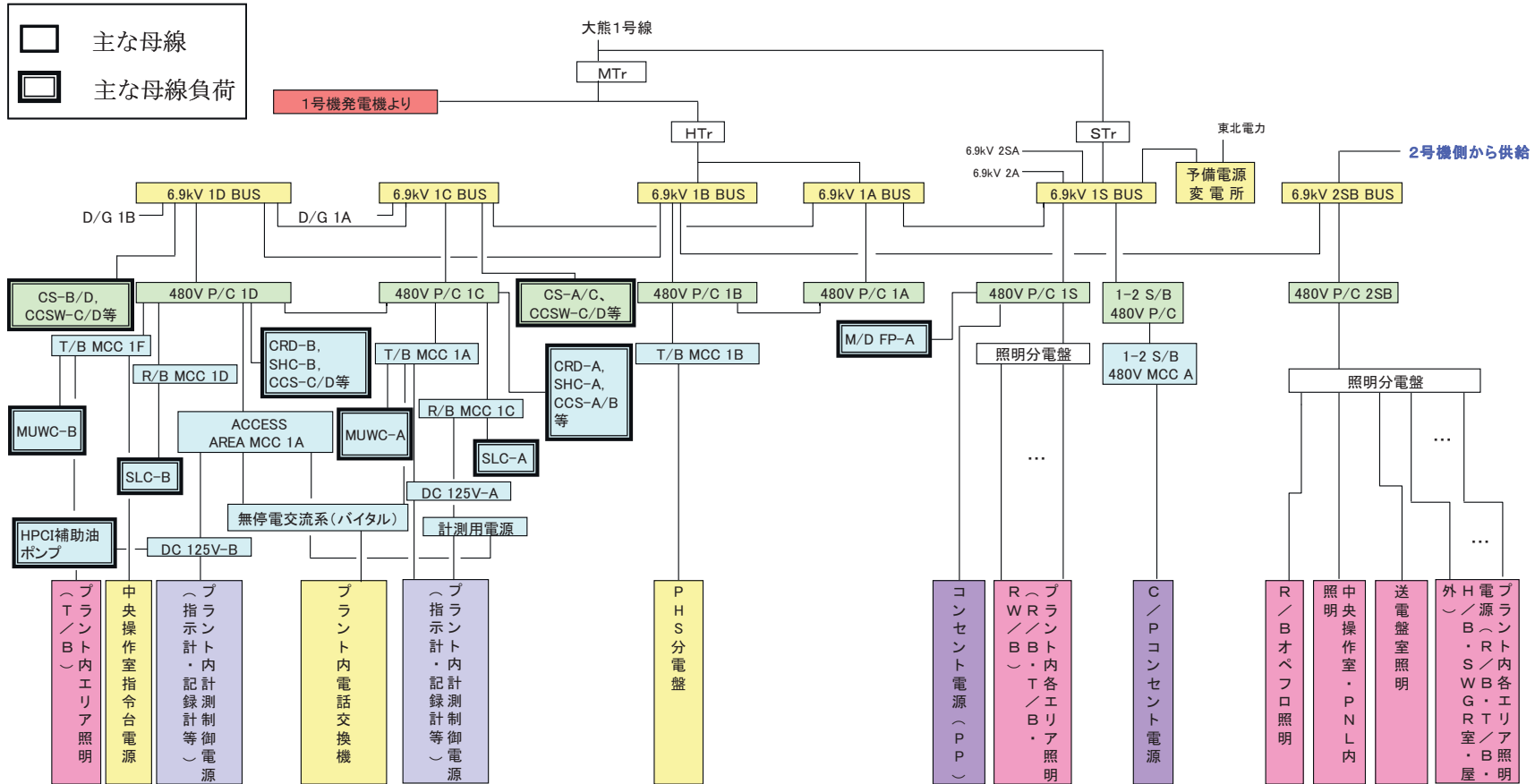
1号機 所内電源概略図（地震発生後の状態）

（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）



H P C I について

H P C I 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、H P C I 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H P C I が作動不能となった。

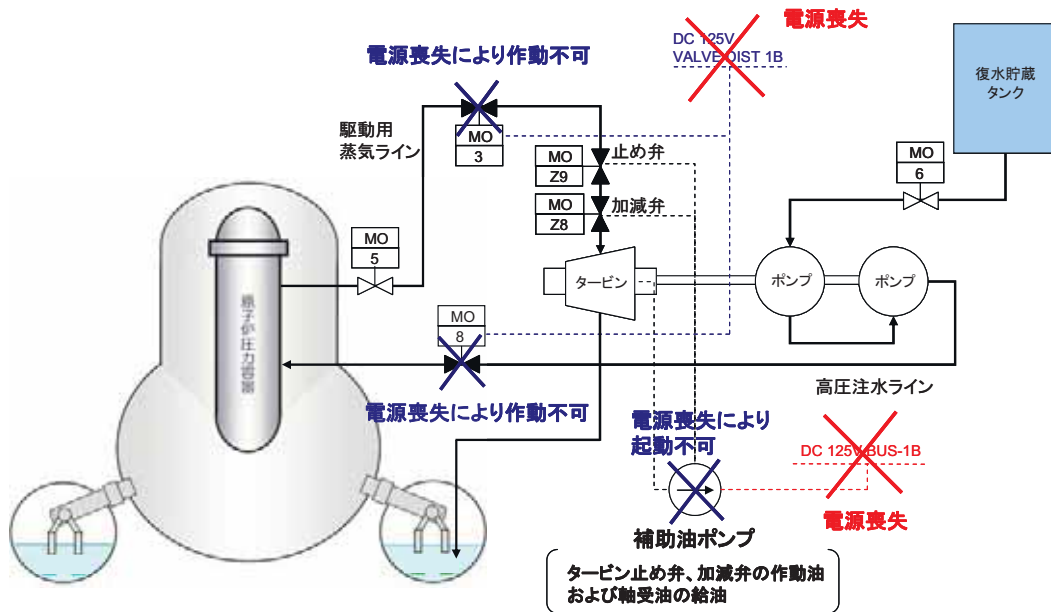


図 7-7-1 H P C I 機器状況

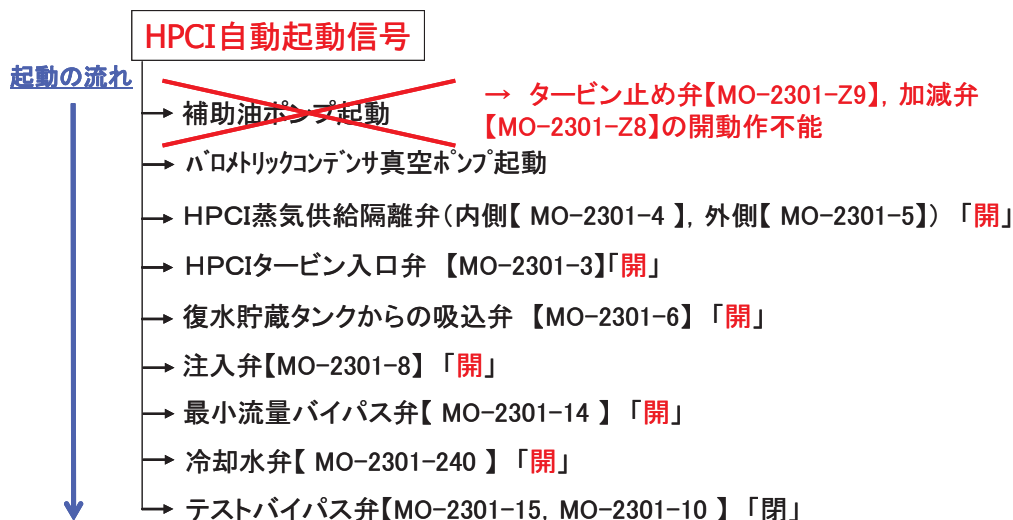
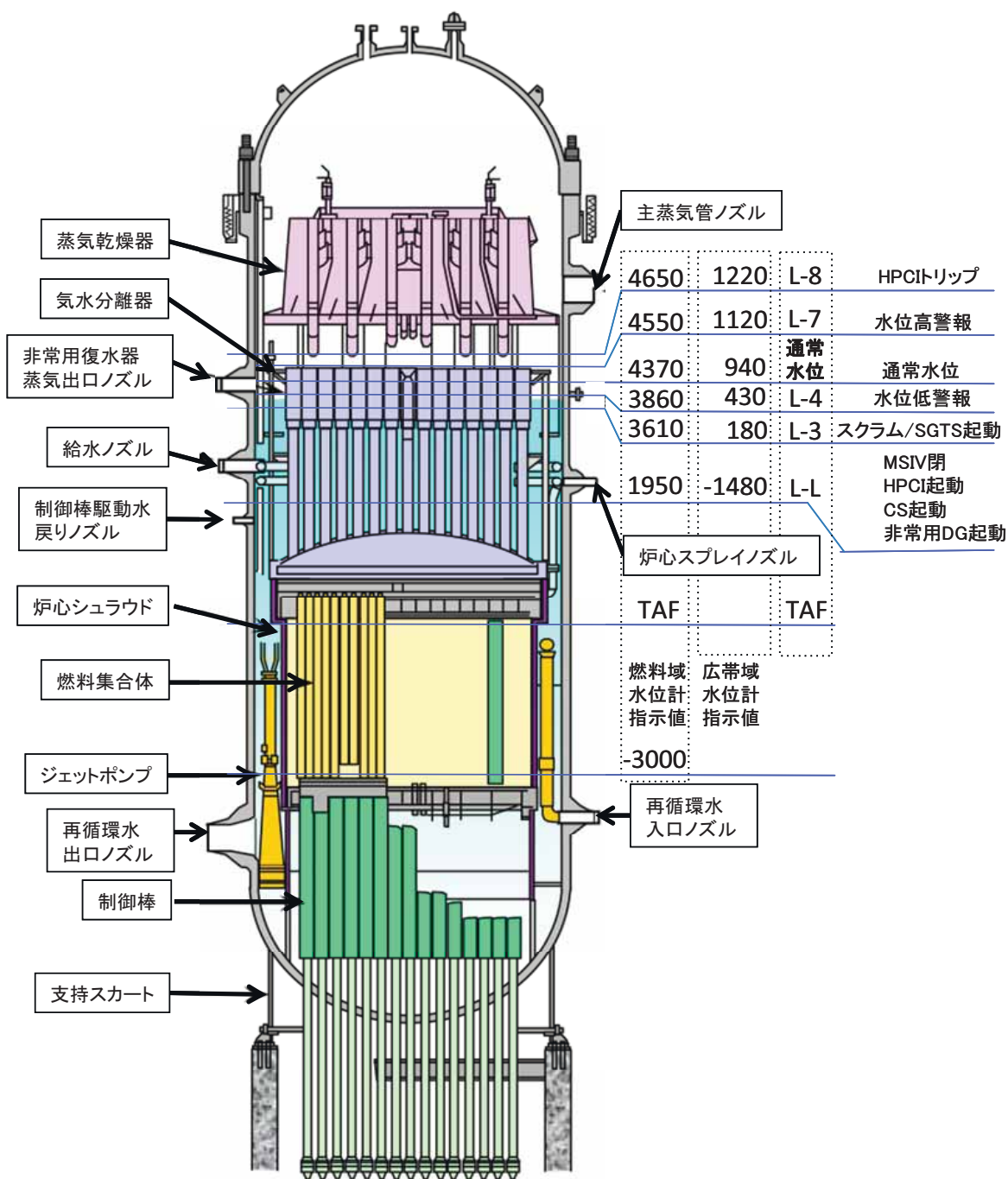
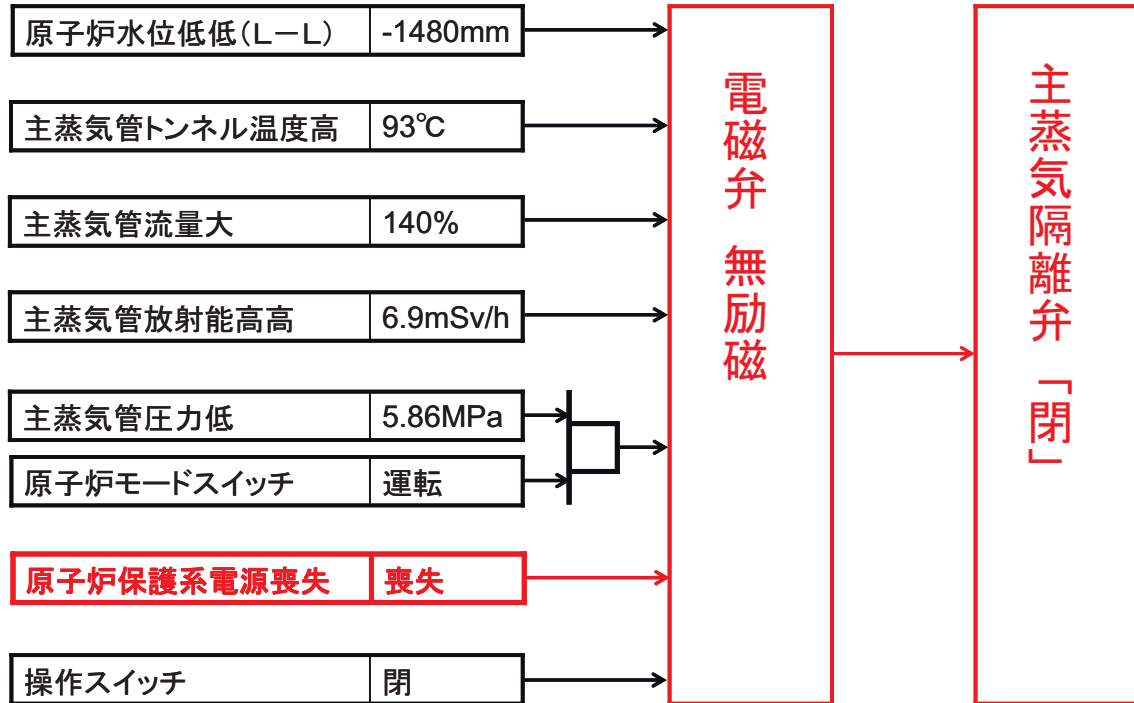


図 7-7-2 H P C I 起動の流れ

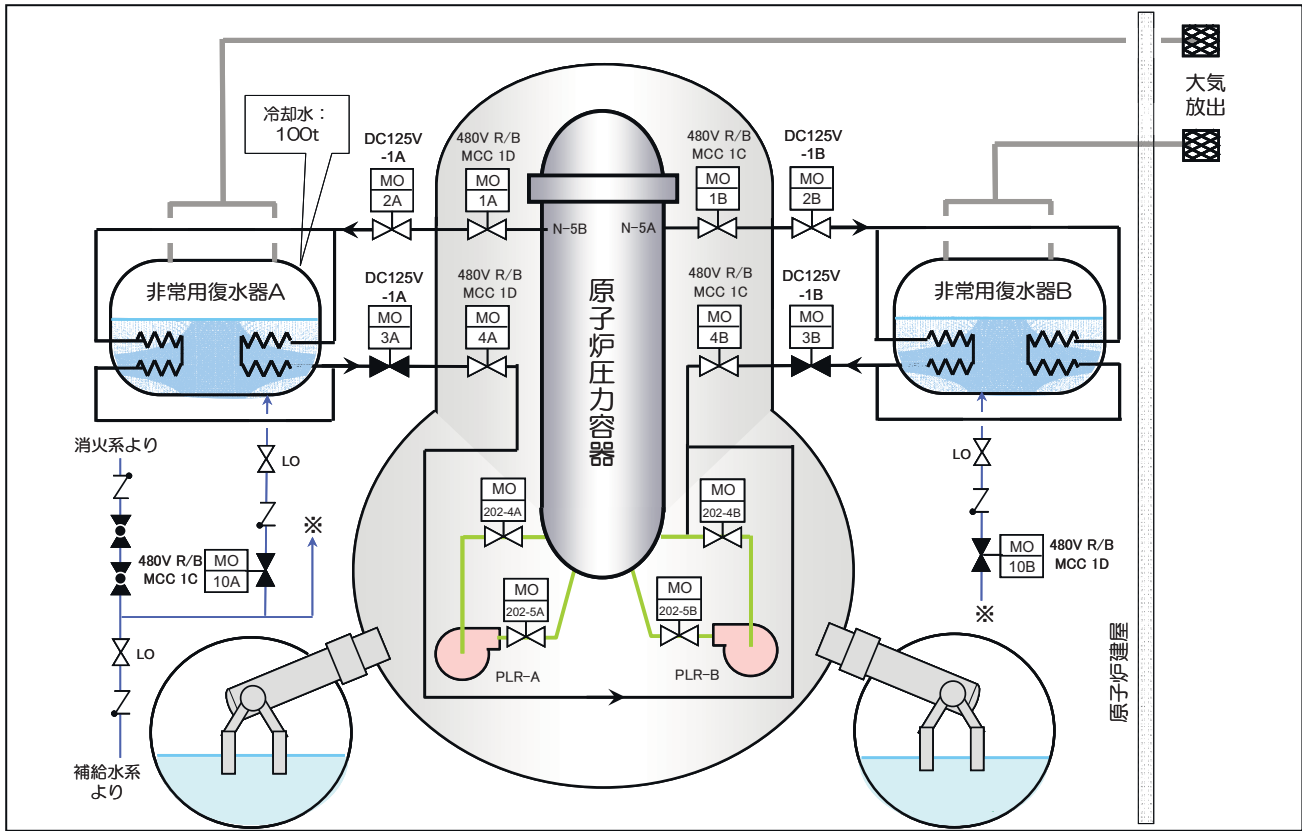
原子炉水位図



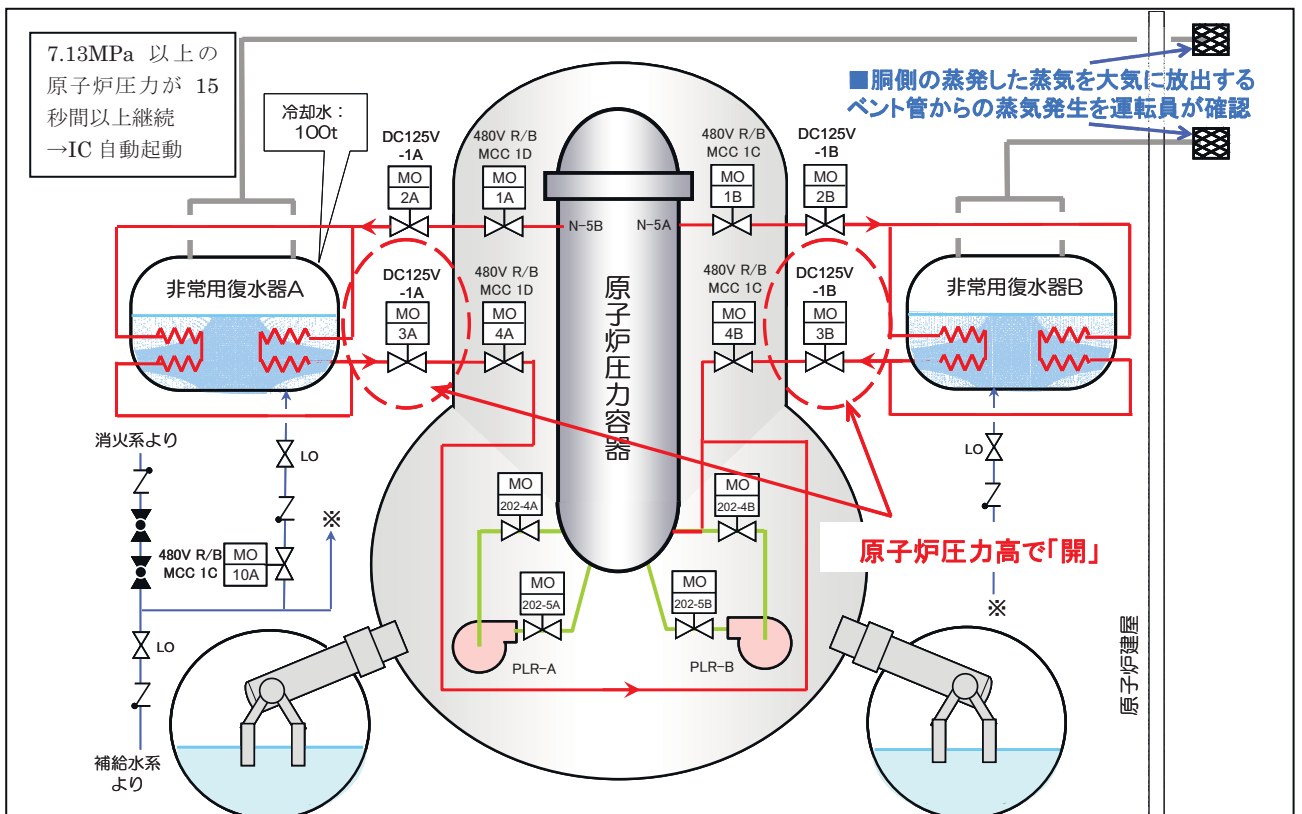
MS I Vインターロック



ICについて
地震前(待機状態)

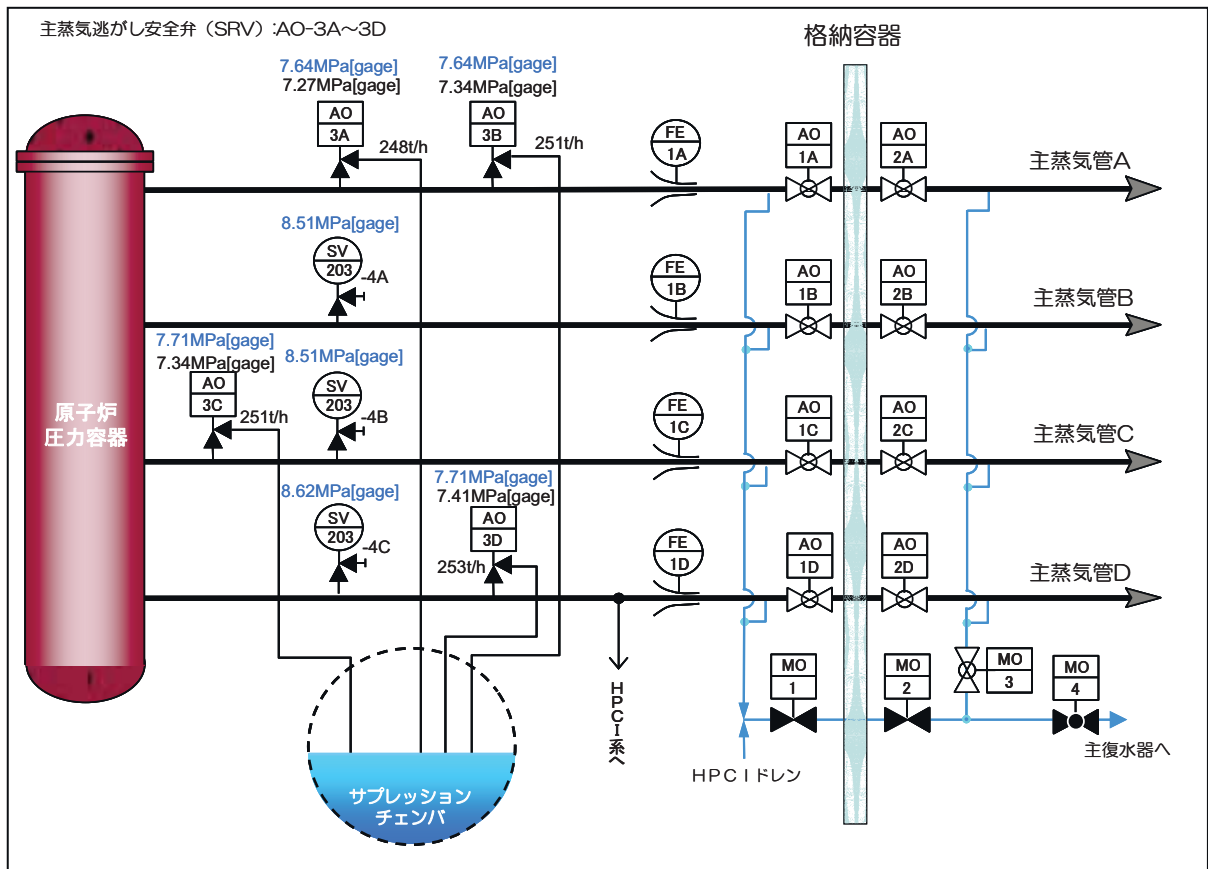


地震後(原子炉圧力高で自動起動)



SRV動作圧力について

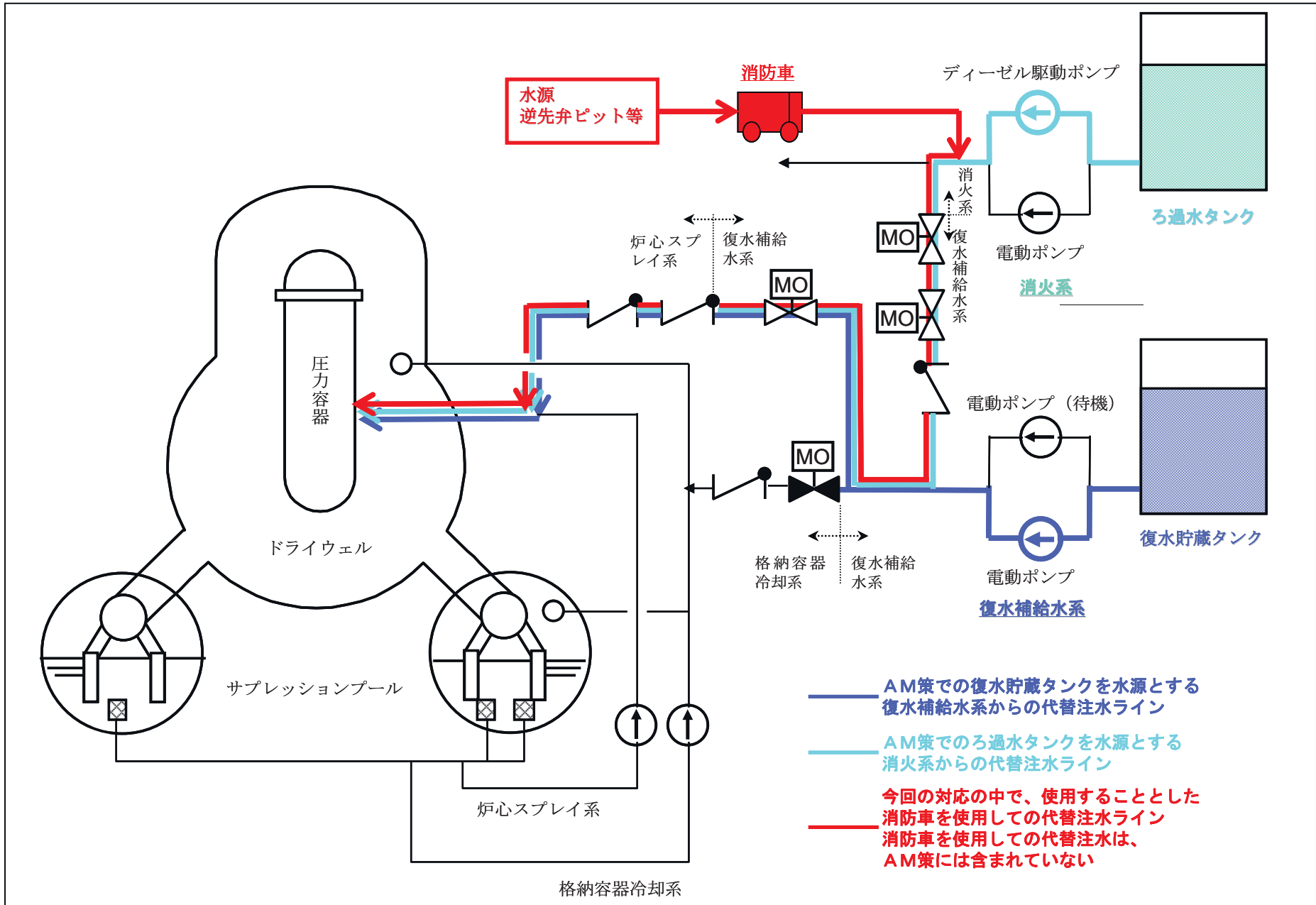
ICの自動起動インターロック（原子炉圧力高）設定圧力は7.13MPaであり、原子炉圧力の上昇に伴うSRVの動作（7.27MPa）前に自動起動する。今回、原子炉圧力をICによりSRV動作圧力以下で制御したため、SRVは動作していない。



注：黒字は圧力スイッチ動作圧力、青字は安全弁動作圧力

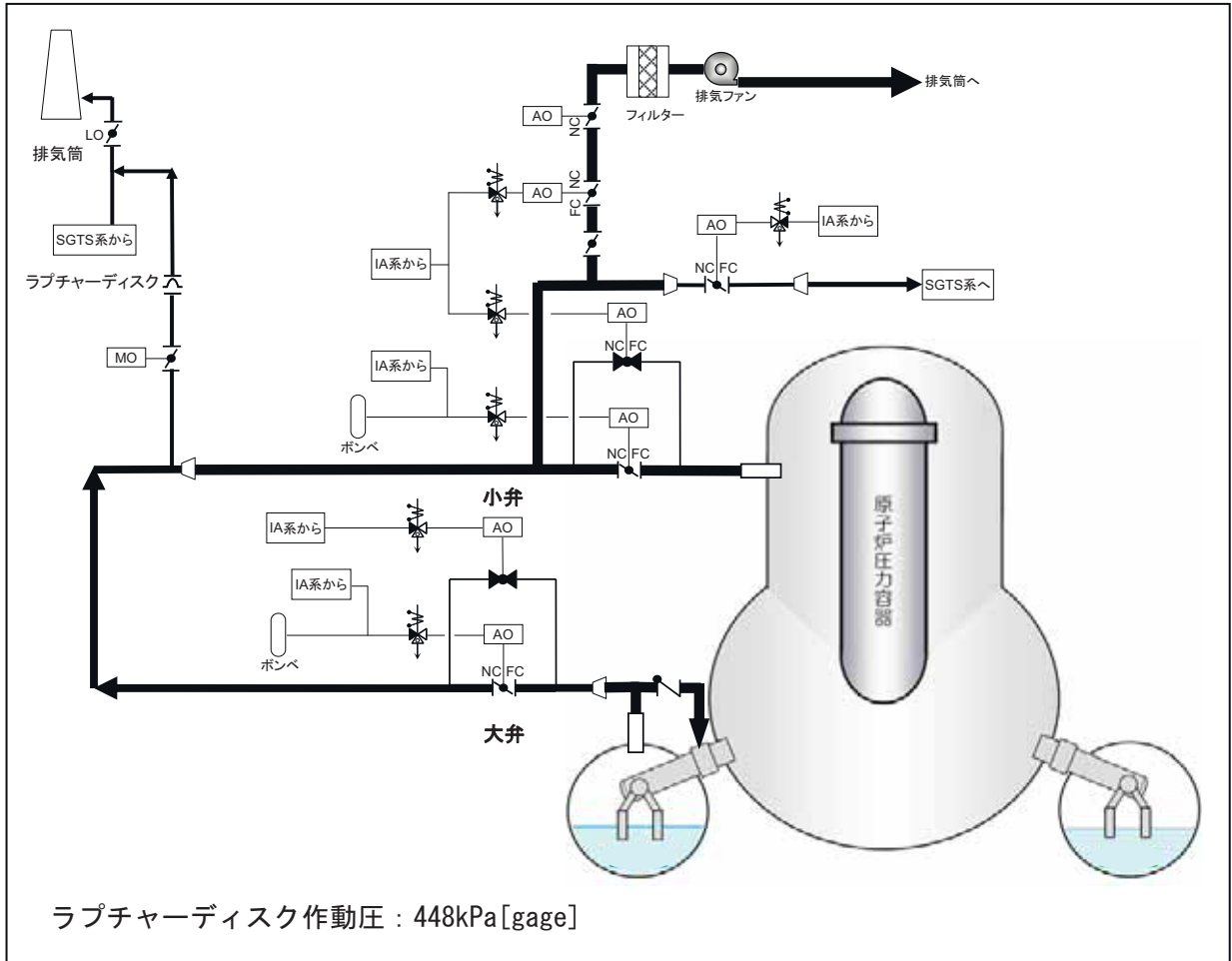
図7-11-1 SRV動作圧力

代替注水について

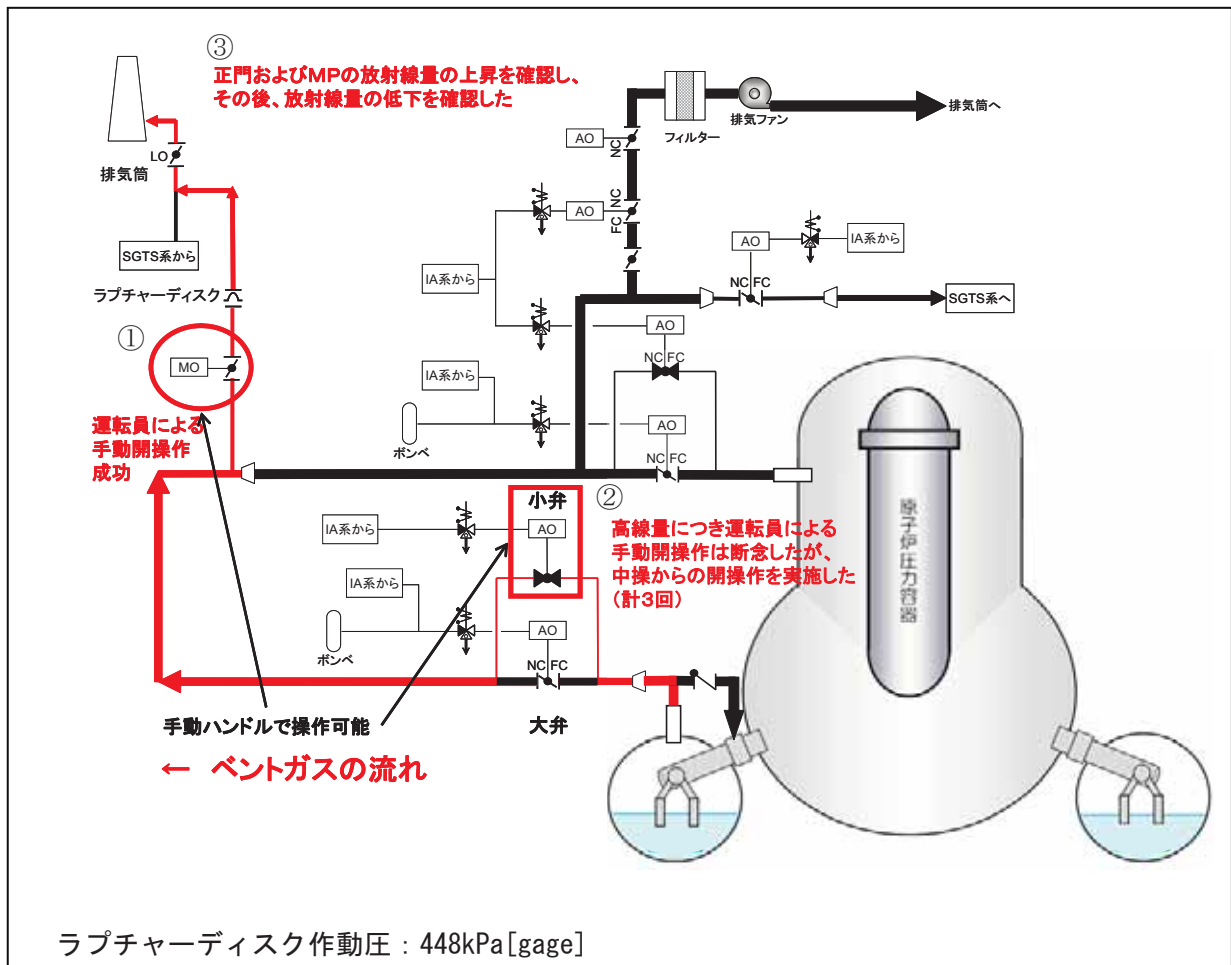


PCVベントについて

1号機 PCVベント図 (3月11日地震発生前)



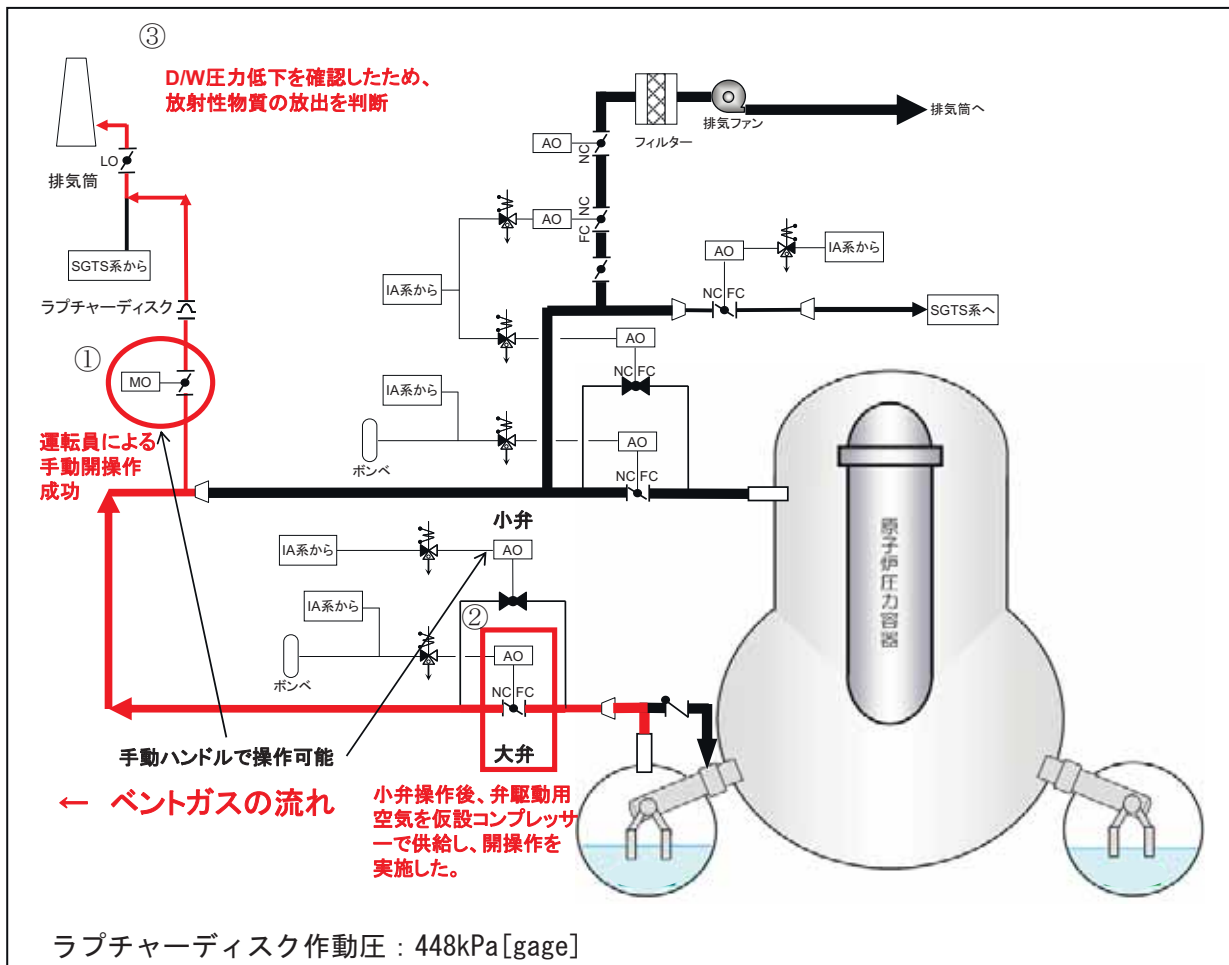
1号機 PCVベント図 (3月12日 10時40分頃 小弁使用時)



【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。

1号機 PCVベントにおける被ばく線量評価 (発信時刻: 12日4時01分)

(前提条件に基づく線量評価であり、実際の被ばく線量ではない)

様式8-1 (1/4)

異常事態連絡様式 (第2報以降) (原子炉施設)

※各項目について、情報が得られたものから記入し、迅速に連絡することとする。

平成 23 年 3 月 12 日 (第 報)		
発信時刻 4 時 01 分		
(第 15 条-13 報)		
経済産業大臣, 福島県知事, 大熊町長, 双葉町長 殿		
通報者名 福島第一原子力発電所長 吉田昌郎		
連絡先 (原子力防災管理者) 0240-32-2101(代)		
(G)		
特定事象の発生について、原子力災害対策特別措置法第10条第1項の規定に基づく通報以後の情報を通報します。		
原子力事業所の名称及び場所	名称: 東京電力株式会社 福島第一原子力発電所 (事業区分: 電気事業) 場所: 福島県双葉郡大熊町大字夫沢字北原2-2	
特定事象の発生箇所	福島第一原子力発電所 第1号炉	
特定事象の発生時刻	平成 23 年 3 月 11 日 16 時 36 分 (24時間表示)	
発生した特定事象の概要	特定事象の種類	㊦ 非常用炉心冷却装置注水不能 原子力緊急事態に該当 (<input type="checkbox"/> する, <input type="checkbox"/> しない)
	想定される原因	<input type="checkbox"/> 特定 <input type="checkbox"/> 調査中
	検出された放射線量の状況, 検出された放射性物質の状況又は主な施設・設備の状況等	被ばく 13機とPCVベントの場内の線量結果は注水の通り
その他特定事象の把握に参考となる情報	被ばく者の状況及び汚染拡大の有無 (確認時刻 時 分)	被ばく者の状況 不明 <input type="checkbox"/> 無 <input type="checkbox"/> 有: 被ばく者 名 要救助者 名 汚染拡大の有無 <input type="checkbox"/> 無 <input type="checkbox"/> 有:
	気象情報 (確認時刻 時 分)	・天候 : 別紙参照 ・風向 : 方位 ・風速 : m/s ・大気安定度 :
	周辺環境への影響	<input type="checkbox"/> 無 <input type="checkbox"/> 有: 別紙参照
	応急措置	

1号機 PCVベントにおける被ばく線量評価 (発信時刻: 12日4時01分)

(前提条件に基づく線量評価であり、実際の被ばく線量ではない)

ドライウエル 2次ベントの場合
線量評価

前提

ソース: 重大事故

容積: ドライウエル + S/P = 5600 m³

圧力: 8気圧 → 1気圧

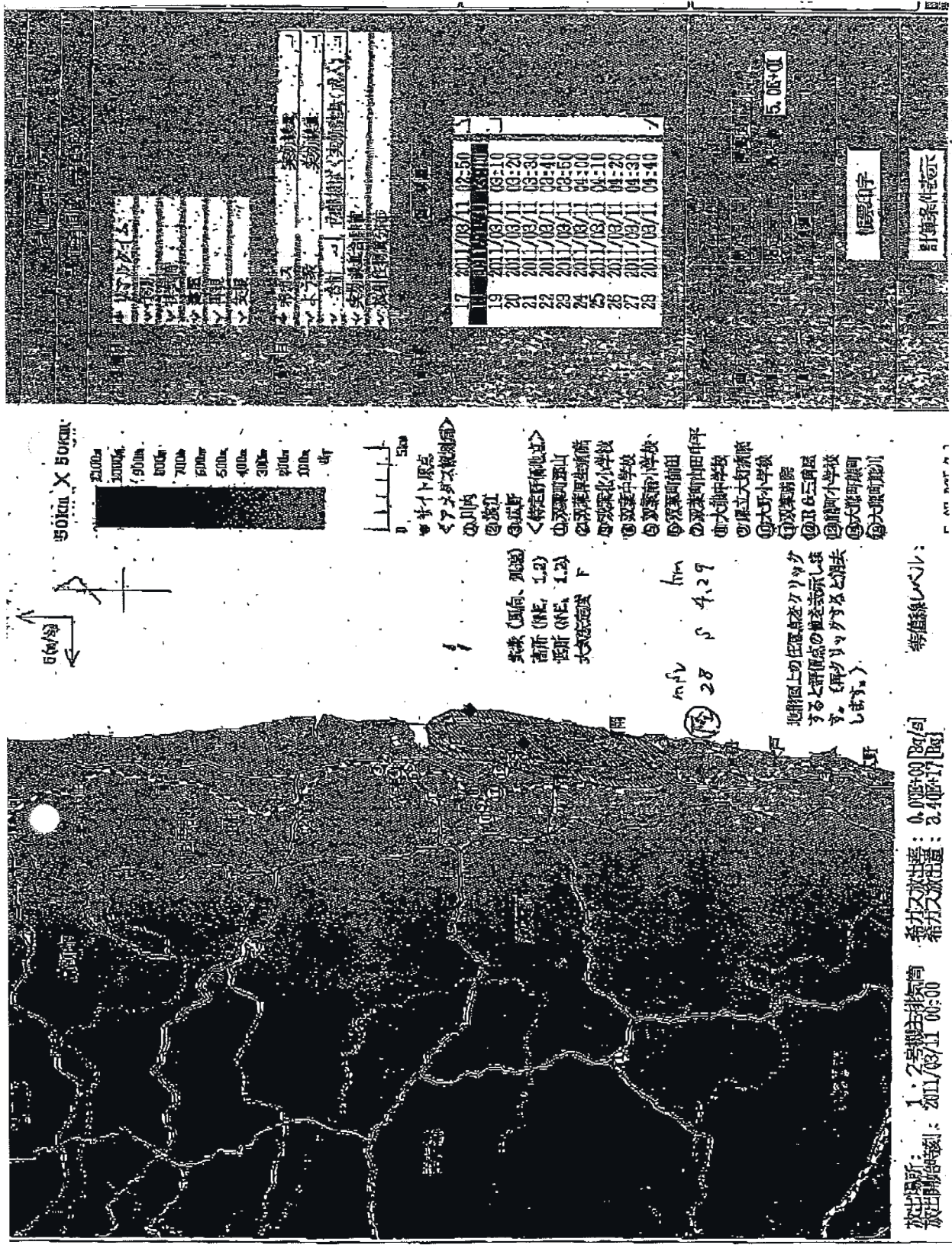
〈気流〉

北北東 / 風速 1.2 / 安定度 F

	希ガス		
1hr 後	14 mSv	SE	0.28 km
3hr 後	28 mSv	S	4.29 km
5hr 後	28 mSv	S	4.29 km

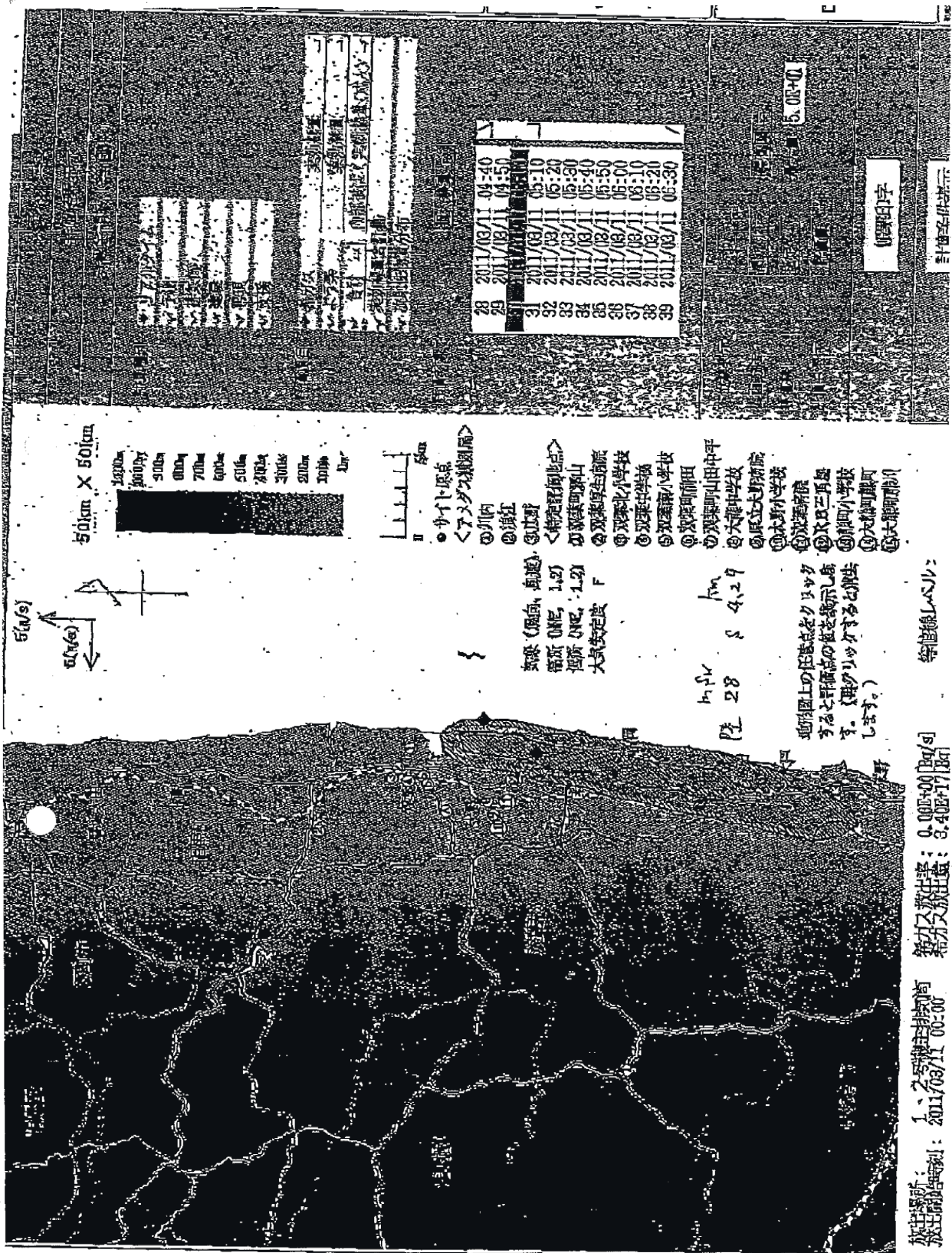
1号機 PCVベントにおける被ばく線量評価(発信時刻: 12日4時01分)

(前提条件に基づく線量評価であり、実際の被ばく線量ではない)



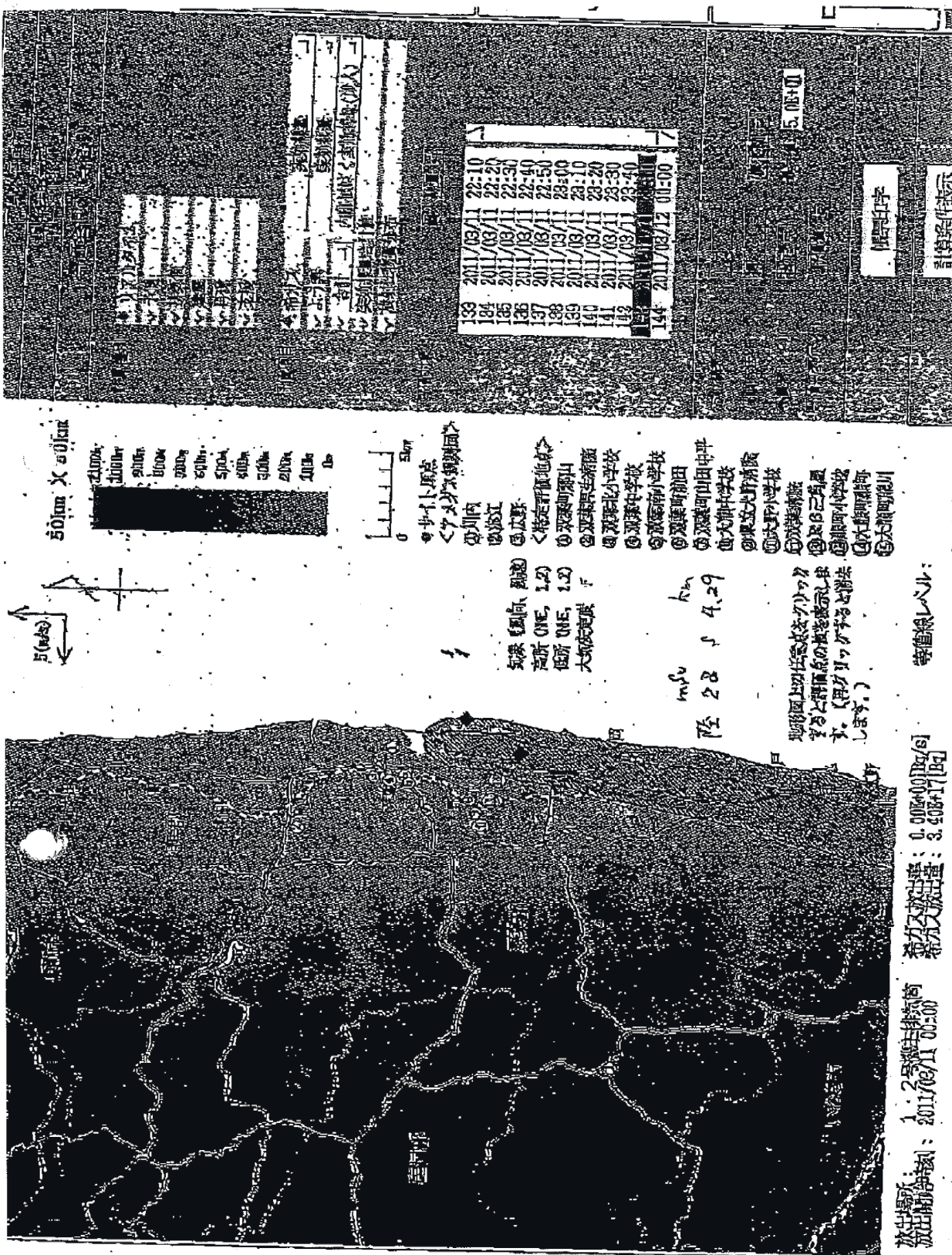
1号機 PCVベントにおける被ばく線量評価(発信時刻: 12日4時01分)

(前提条件に基づく線量評価であり、実際の被ばく線量ではない)



1号機 PCVベントにおける被ばく線量評価(発信時刻: 12日4時01分)

(前提条件に基づく線量評価であり、実際の被ばく線量ではない)



1号機 PCVベントにおける被ばく線量評価（発信時刻：12日9時53分）

（前提条件に基づく線量評価であり、実際の被ばく線量ではない）

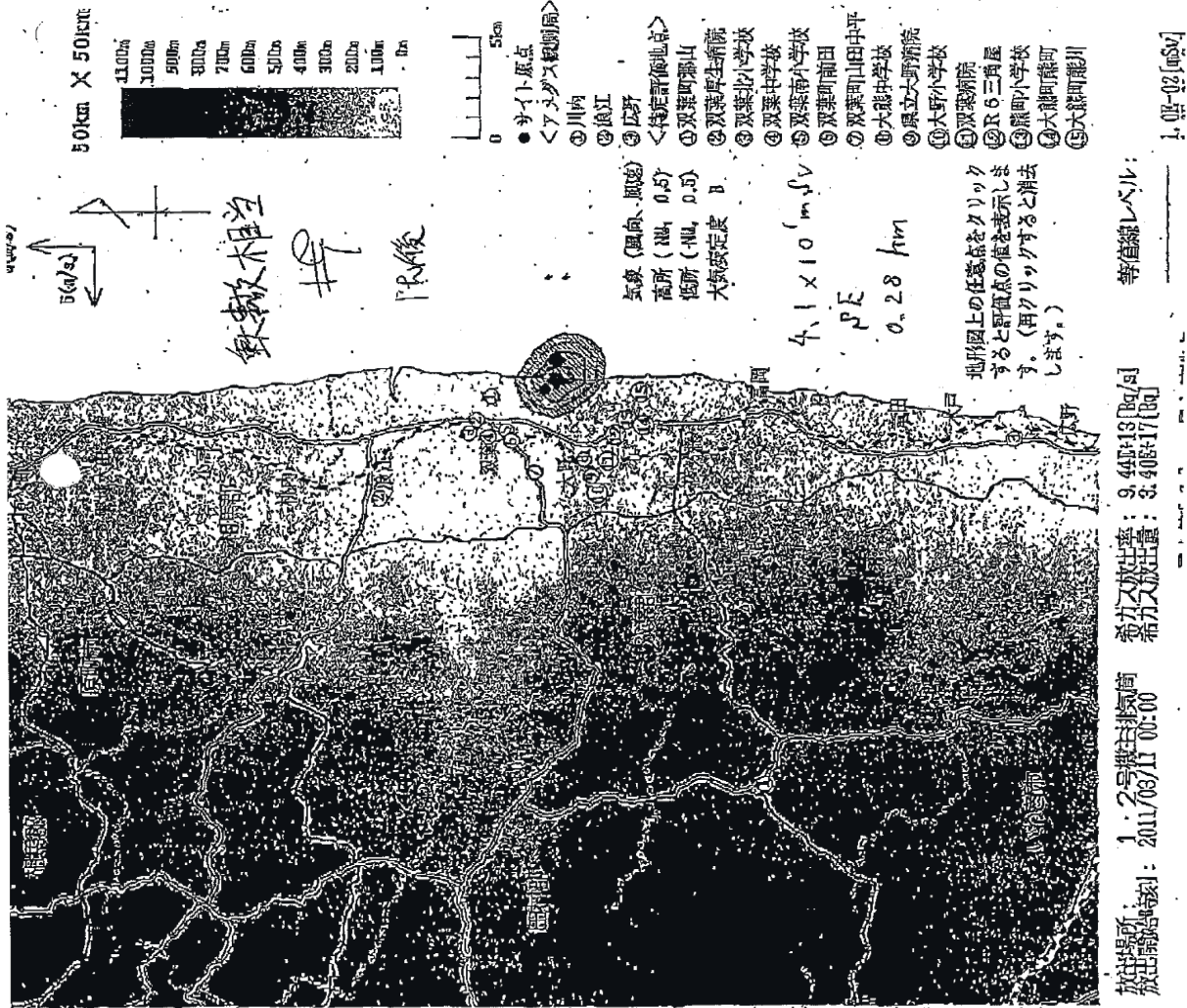
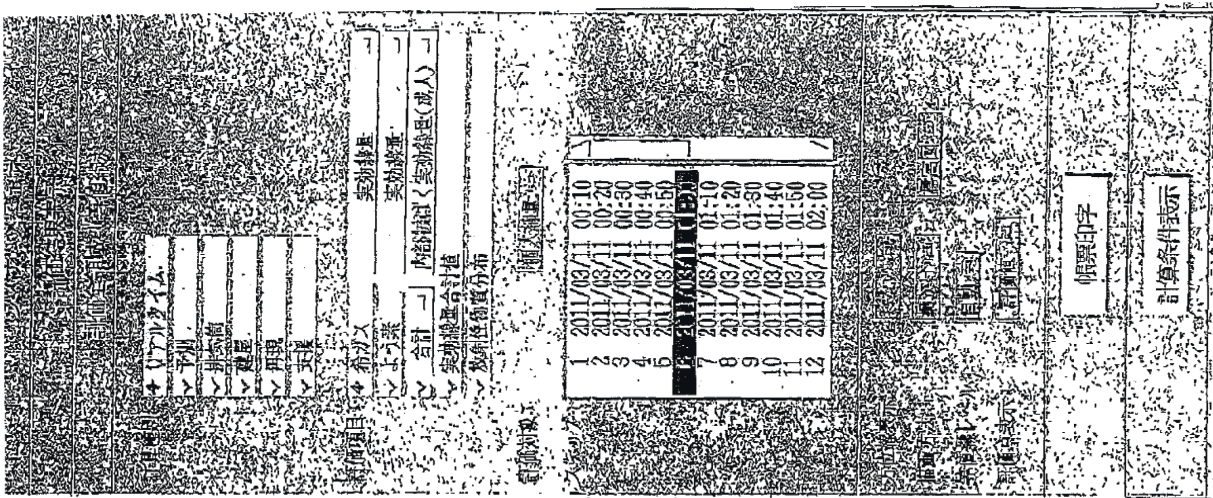
異常事態連絡様式（第2報以降）（原子炉施設）

※各項目について、情報が得られたものから記入し、迅速に連絡することとする。

平成 23 年 3 月 12 日 (第 15 報)		
発信時刻 9 時 53 分 (第 15 報 - 19 報)		
経済産業大臣、福島県知事、大熊町長、双葉町長 殿		
通報者名 福島第一原子力発電所長 吉田 昌郎		
連絡先 (原子力防災管理者) 0240-32-2101 (代)		
(G)		
特定事象の発生について、原子力災害対策特別措置法第10条第1項の規定に基づく通報以後の情報を通報します。		
原子力事業所の名称及び場所	名称：東京電力株式会社 福島第一原子力発電所 (事業区分：電気事業) 場所：福島県双葉郡大熊町大字夫沢字北原22	
特定事象の発生箇所	福島第一原子力発電所 第1号炉	
特定事象の発生時刻	平成 23 年 3 月 11 日 16 時 36 分 (24時間表示)	
発生した特定事象の概要	特定事象の種類	⑥非常用炉心冷却装置注入不能 原子力緊急事態に該当 (<input checked="" type="checkbox"/> する, <input type="checkbox"/> しない)
	想定される原因	<input type="checkbox"/> 特定 <input type="checkbox"/> 調査中
	検出された放射線量の状況、検出された放射性物質の状況又は主な施設・設備の状況等	1号機 PCVベント操作開始前の被ばく評価に ついて (詳細は別紙参照)
その他特定事象の把握に参考となる情報	被ばく者の状況及び汚染拡大の有無 (確認時刻 時 分)	被ばく者の状況 <input type="checkbox"/> 無 <input checked="" type="checkbox"/> 確認中 <input checked="" type="checkbox"/> 有：被ばく者 名 要救助者 名 汚染拡大の有無 <input type="checkbox"/> 無 <input checked="" type="checkbox"/> 確認中
	気象情報 (確認時刻 時 分)	・天候 : _____ ・風向 : 方位 _____ ・風速 : _____ m/s ・大気安定度 : _____
	周辺環境への影響	<input type="checkbox"/> 無 <input type="checkbox"/> 有： _____
	応急措置	_____

1号機 PCVベントにおける被ばく線量評価 (発信時刻: 12日9時53分)

(前提条件に基づく線量評価であり、実際の被ばく線量ではない)



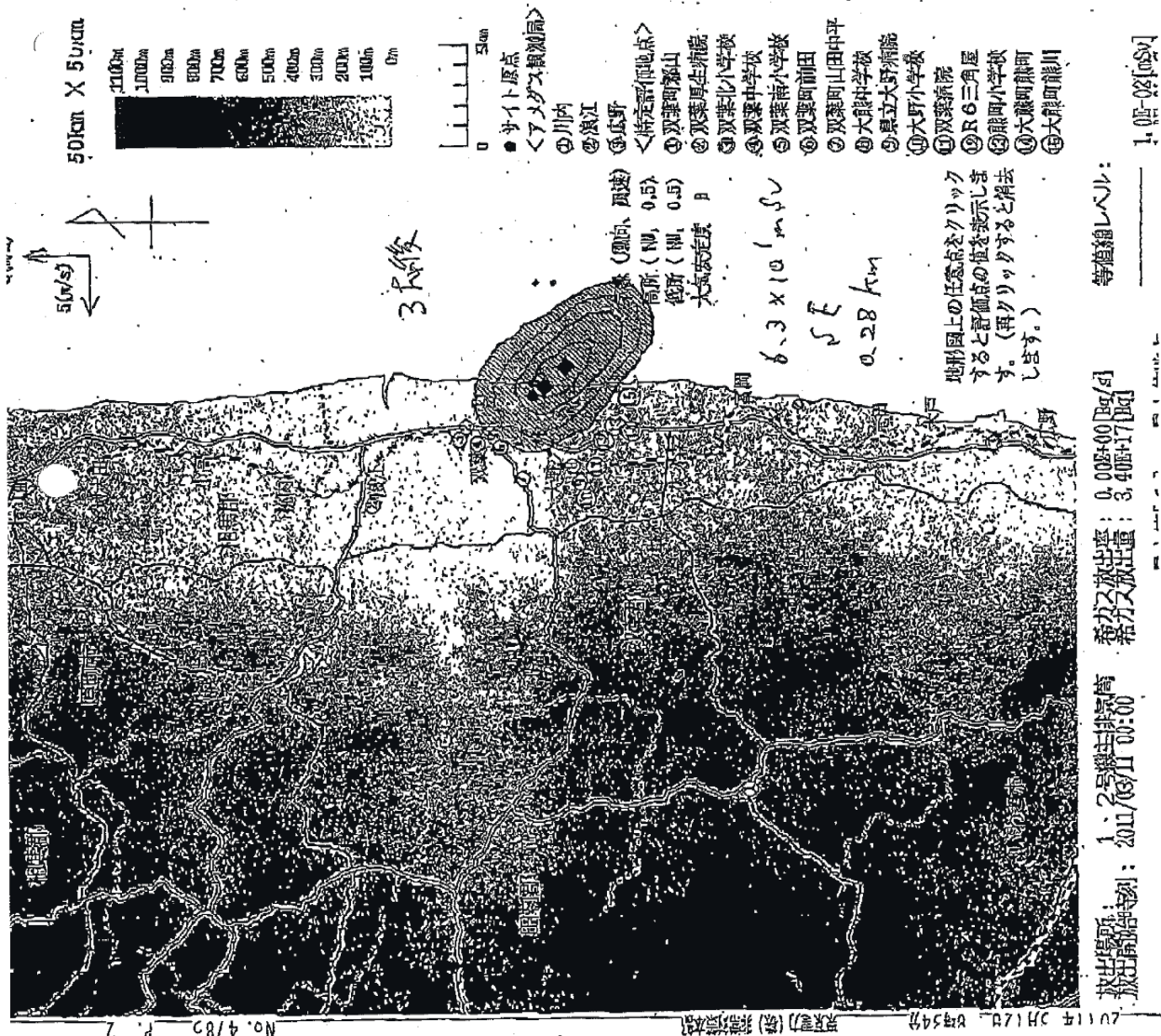
1号機 PCVベントにおける被ばく線量評価 (発信時刻: 12日9時53分)

(前提条件に基づく線量評価であり、実際の被ばく線量ではない)

測定時刻

7	2011/03/11	01:10
8	2011/03/11	01:20
9	2011/03/11	01:50
10	2011/03/11	01:50
11	2011/03/11	01:50
12	2011/03/11	02:00
13	2011/03/11	02:10
14	2011/03/11	02:20
15	2011/03/11	02:30
16	2011/03/11	02:40
17	2011/03/11	02:50
18	2011/02/11	02:00

計算条件表示



1号機 PCVベントにおける被ばく線量評価 (発信時刻: 12日9時53分)

(前提条件に基づく線量評価であり、実際の被ばく線量ではない)

50km X 50km

1100h
1000h
900h
800h
700h
600h
500h
400h
300h
200h
100h
0h

0 5km

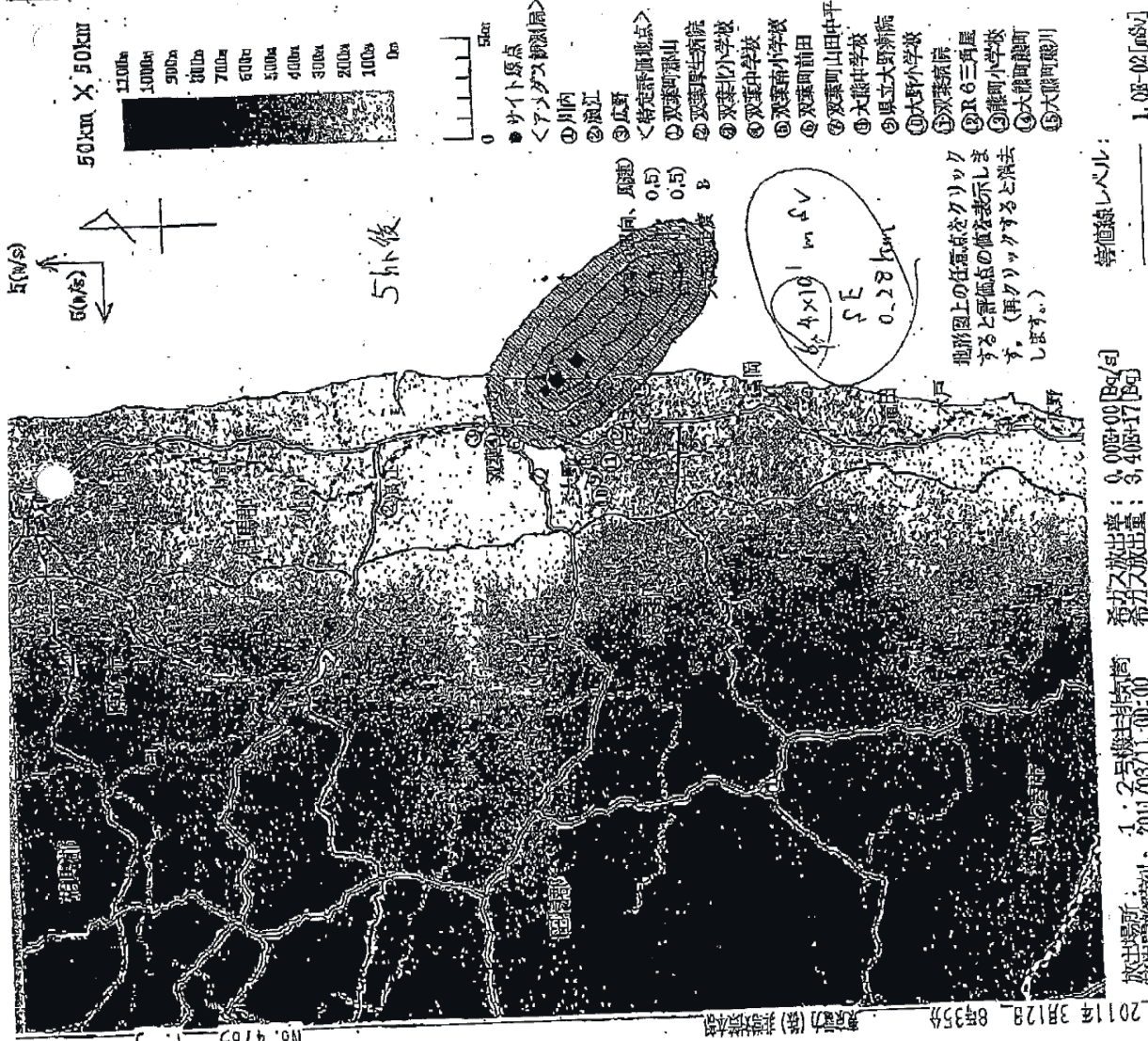
● サイト原点
<アングラス線源原>

① 川内
② 滝江
③ 広野
<特定評価地点>

④ 双葉町郡山
⑤ 双葉町生実院
⑥ 双葉町小学校
⑦ 双葉町中学校
⑧ 双葉町前田
⑨ 双葉町山田中平
⑩ 大熊中学校
⑪ 県立大野病院
⑫ 大野小学校
⑬ 双葉病院
⑭ R6三角屋
⑮ 熊野小学校
⑯ 大熊町熊野
⑰ 大熊町熊川

19	2011/03/11	03:10
20	2011/03/11	03:20
21	2011/03/11	03:30
22	2011/03/11	03:40
23	2011/03/11	03:50
24	2011/03/11	04:00
25	2011/03/11	04:10
26	2011/03/11	04:20
27	2011/03/11	04:30
28	2011/03/11	04:40
29	2011/03/11	04:50
30	2011/03/11	05:00

印刷条件表示



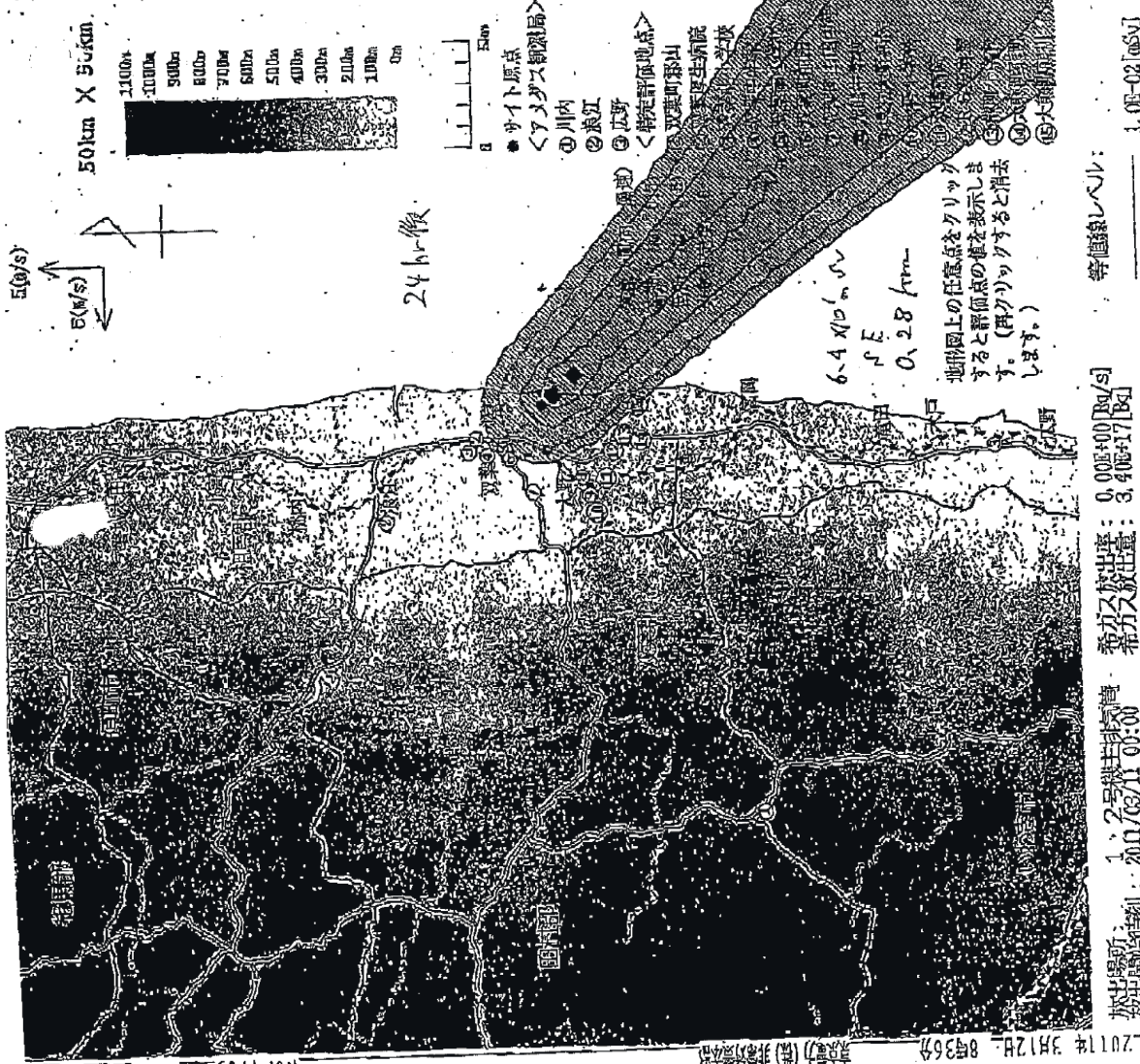
2011年 3月12日 8時53分 双葉町(仮)非営利公社 No.4182 R.3

1号機 PCVベントにおける被ばく線量評価 (発信時刻: 12日9時53分)

(前提条件に基づく線量評価であり、実際の被ばく線量ではない)

項目	内容
シナリオ	内部照射(個人)
シナリオ	外部照射
シナリオ	吸入
シナリオ	経口摂取
シナリオ	皮膚汚染
シナリオ	その他
シナリオ	合計
シナリオ	内部照射(個人)
シナリオ	外部照射
シナリオ	吸入
シナリオ	経口摂取
シナリオ	皮膚汚染
シナリオ	その他
シナリオ	合計

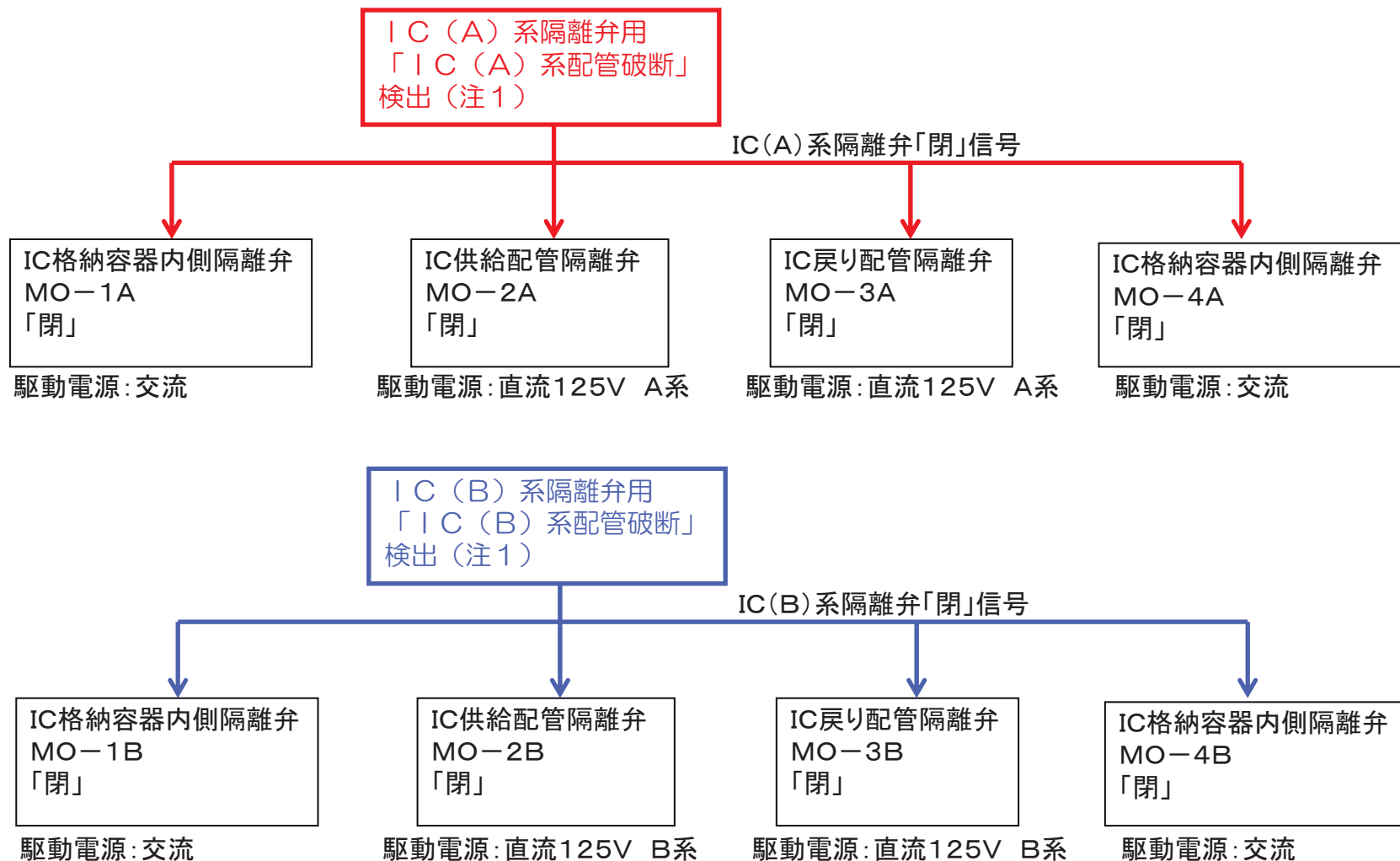
時刻	線量率 (μSv/h)
2011/03/11 22:10	133
2011/03/11 22:20	134
2011/03/11 22:30	135
2011/03/11 22:40	136
2011/03/11 22:50	137
2011/03/11 23:00	138
2011/03/11 23:10	139
2011/03/11 23:20	140
2011/03/11 23:30	141
2011/03/11 23:40	142
2011/03/11 23:50	143



No. 4785 P. 4
2011年 3月12日 8時53分
東京電力(株) 福島第一原子力発電所

	直流125V A系	直流125V B系
IC(A)系配管破断	検出回路(A)	検出回路(C)
IC(B)系配管破断	検出回路(B)	検出回路(D)

注1:「IC(A系)配管破断」および「IC(B系)配管破断」を検出する回路は、A系とB系の125V直流電源両方を使用している。片系の直流電源が喪失した場合でも、両系の検出回路がフェールセーフ動作し、IC(A)系と(B)系のすべての隔離弁に閉信号を発信する。



IC電動弁インターロックブロック線図

炉心解析について (1号機原子炉事故進展の解析結果)

1. 評価結果のまとめ

今回地震発生時におけるプラントデータについて可能な限り回収、整理した地震発生初期の設備状態や運転操作等に関する情報（平成23年5月16日NISA報告済み）より、MAAPを用いてプラントの状態を評価し、情報の整理を行った。

なお、ここで得られた解析結果は、あくまで本報告書作成時点で得られた限られた情報と解析上必要な条件に推定・仮定を置いた解析であり、解析結果の不確定性は極めて大きい。よって、今後原因調査が進むに従い、解析結果とは大幅に異なる結果になり得るものである。

MAAPコードにより解析を行った結果、1号機は、仮定したICの停止後、比較的早期に炉心損傷が開始し、その後RPVは破損に至るとの解析結果となる。（平成23年5月23日NISA報告済み）

解析を行った時点までの1号機におけるRPV温度等のプラントパラメータによれば、熱源（燃料）の大部分はRPV内にあることを示唆する温度挙動であり、RPVに損傷があったとしても、今回の解析結果のように大規模なものではないと推測されることから、解析結果は現実より厳しいものとなっていると考えられる。

よって、今回の解析結果とプラントパラメータによる考察の両者によれば、炉心の状態は、いずれのプラントにおいても相当量のペレットの熔融が進展しており、炉心の形状・位置は大幅に変化しているものと評価された。

なお、解析を行った時点までの1号機におけるRPV周辺温度によれば、解析時点において冷却は十分に行われていることから、引続き注水を継続することにより、今後大規模な放射性物質の放出に繋がるような事象の進展はないと考えられる。

2. 解析条件

主要な解析条件について表7-16-1及び表7-16-2に示す。

解析においてはD/Wからの漏えい及びICについては以下の仮定をおき解析を行っている。

(1) D/Wからの気相漏えいの仮定について

解析においては、実際に計測されたD/W圧力の値にある程度あわせるため、地震発生から約18時間後においてD/Wの気相部からの漏えい（約 ϕ 3cm）を仮定した。また、約50時間後において漏えいの拡大（約 ϕ 7cm）を

仮定した。

但し、あくまで解析上の仮定であり、実際にD/Wから漏えいがあったのか、計器側の問題による計測値と解析値の不整合なのかは、現時点では不明である。

(2) ICの動作条件に対する見解

全交流電源喪失以降のICの動作状況は未だ不明確であることから、解析においては全交流電源喪失以降の動作は仮定しないこととした。また、感度解析として、全交流電源喪失以降にICが一時的に動作していたと仮定した場合についても実施した。

なお、全交流電源喪失より前の期間は、SRVの動作設定圧力（約7.4 MPa [abs]）以下で原子炉圧力が変動していたことから、ICの片側一系統を間欠動作させたと仮定した。

表7-16-1 1号機 プラント条件

項目	条件
初期原子炉出力	1380 MW _t （定格出力）
初期原子炉圧力	7.03 MPa [abs]（通常運転圧力）
初期原子炉水位	通常水位
格納容器空間容積	D/W空間：3410 m ³ S/C空間：2620 m ³
S/P水量	1750 m ³

表7-16-2 1号機 事象イベント

凡例 ○：記録あり △：記録に基づき推定 □：解析上の仮定として整理

No	解析条件		分類	備考	○の場合：記録の参照箇所 △、□の場合：推定、仮定した根拠等
	日時	解析事象			
1	3/11	14:46	地震発生	○	—
2		14:46	原子炉スクラム	○	5/16 NISA報告 4. 運転日誌類 当直長引継日誌
3		14:47	MSIV 閉	○	5/16 NISA報告 4. 運転日誌類 当直長引継日誌
4		14:52	IC(A)(B)自動起動	○	5/16 NISA報告 3. 警報発生記録等データ アラームタイパ
5		15:03 頃	IC(A)停止	△	5/16 NISA報告 6. 過渡現象記録装置データの記録から、ICが停止しているものと推定
6		15:03 頃	IC(B)停止	△	5/16 NISA報告 6. 過渡現象記録装置データの記録から、ICが停止しているものと推定
7		15:17	IC(A)再起動	△	原子炉圧力の推移 (5/16 NISA報告 2. チャートの記録) から、ICの動作を推定 ※1
8		15:19	IC(A)停止	△	原子炉圧力の推移 (5/16 NISA報告 2. チャートの記録) から、ICの動作を推定 ※1
9		15:24	IC(A)再起動	△	原子炉圧力の推移 (5/16 NISA報告 2. チャートの記録) から、ICの動作を推定 ※1
10		15:26	IC(A)停止	△	原子炉圧力の推移 (5/16 NISA報告 2. チャートの記録) から、ICの動作を推定 ※1
11		15:32	IC(A)再起動	△	原子炉圧力の推移 (5/16 NISA報告 2. チャートの記録) から、ICの動作を推定 ※1

12		15:34	IC(A)停止	△	原子炉圧力の推移（5/16 NISA報告 2. チャートの記録）から、ICの動作を推定 ※1
13		15:37	全交流電源喪失	○	5/16 NISA報告 4. 運転日誌類 当直長引継日誌
14		18:10	IC(A)系2A、3A弁開／蒸気発生確認	□	5/16 NISA報告 7. 各種操作実績取り纏めに当該の記載はあるものの、本解析では全交流電源喪失以降ICの機能が喪失していたものと仮定 ※2
15		18:25	IC(A)系3A弁閉	□	5/16 NISA報告 7. 各種操作実績取り纏めに当該の記載はあるものの、本解析では全交流電源喪失以降ICの機能が喪失していたものと仮定 ※2
16		21:19	ICについて、D/D-FPからのラインナップ実施	□	5/16 NISA報告 7. 各種操作実績取り纏めに当該の記載はあるものの、本解析では全交流電源喪失以降ICの機能が喪失していたものと仮定 ※2
17		21:30	IC 3A弁開	□	5/16 NISA報告 7. 各種操作実績取り纏めに当該の記載はあるものの、本解析では全交流電源喪失以降ICの機能が喪失していたものと仮定 ※2
18		21:35	ICについて、D/D-FPから供給中	□	5/16 NISA報告 7. 各種操作実績取り纏めに当該の記載はあるものの、本解析では全交流電源喪失以降ICの機能が喪失していたものと仮定 ※2
19	3/12	1:48	ICについて、D/D-FPを確認したところ、燃料切れでなくポンプ不具合により供給停止	□	5/16 NISA報告 7. 各種操作実績取り纏めに当該の記載はあるものの、本解析では全交流電源喪失以降ICの機能が喪失していたものと仮定 ※2
20		5:46	消防ポンプによる淡水注水を開始	○	5/16 NISA報告 7. 各種操作実績取り纏め ※3

21		14:30	格納容器ベントについて、10:17 圧力抑制室側 A O 弁操作を実施し、14:30 に D/W 圧力低下を確認	△	5/16 N I S A 報告 7. 各種操作実績取り纏め。ベント成功は、圧力の低下が確認された 14:30 と仮定
22		14:49	格納容器ベント弁閉止	△	D/W 圧力の上昇から、解析上当該事項を仮定
23		14:53	淡水注水終了	○	5/16 N I S A 報告 7. 各種操作実績取り纏め
24		15:36	1号機原子炉建屋の爆発	○	5/16 N I S A 報告 7. 各種操作実績取り纏め
25		20:20	海水による注水を開始	○	5/16 N I S A 報告 7. 各種操作実績取り纏め※3

※1 全交流電源喪失以前の I C の動作には不明な点があるものの、2. チャートの記録（5/16 N I S A 報告）によると、原子炉圧力は約 6. 2～7. 2 MP a [abs] で推移しているが、S R V 第一弁の逃がし弁機能の設定圧力は約 7. 4 MP a [abs]、吹き止まり圧力は約 6. 9 MP a [abs] であることから、解析上は I C 片系が間欠的に動作したものと仮定。

※2 全交流電源喪失以降の I C の動作についても不明な点があるものの、機能したことの記録が不足していることから、I C の機能が喪失しているものと仮定。

※3 注水流量変更の時期や注水流量については、7. 各種操作実績取り纏め（5/16 N I S A 報告）に日付毎の炉内への注水量に基づき、日毎の平均流量及び注水総量を超えないように設定。

3. 解析結果

2. で示した条件に基づき、解析した結果を表7－16－3に示す。また、原子炉水位の変化等の解析結果について図7－16－1から図7－16－12に示す。

表7－16－3 1号機解析結果の纏め

項目	解析結果
炉心露出開始時間	地震発生後約3時間
炉心損傷開始時間	地震発生後約4時間
R P V破損時間	地震発生後約15時間

解析結果の詳細について以下に述べる。

原子炉水位は、仮定したI Cの停止後、約2時間でT A Fへ到達し、その後炉心損傷に至る（図7－16－1参照）。

地震発生以降、実際に計測された原子炉水位は燃料域内において推移している。解析結果とは大幅に異なるが、解析結果ではR P Vが破損するとの結果となっており、原子炉水位はR P V内において維持ができない。これに関してはD/W内が高温になることで水位計内の水が蒸発し、正確な水位を示していない可能性がある。1号機についてはその後水位計を校正したところ、水位は燃料域未満であるとの知見が得られている。

原子炉圧力は、仮定したI Cの停止後、原子炉圧力は上昇するが、S R Vにより8MP a近傍で維持される。炉心損傷後、溶融したペレット等が下部プレナムに移行し、地震発生から約15時間後、R P Vが破損し原子炉圧力は急激に減少する（図7－16－2参照）。

D/W圧力は、R P Vより放出された蒸気と炉内の水－金属反応で発生した水素ガスにより、一時的に上昇するが、その後、解析において仮定したD/Wからの漏えいにより、D/W圧力は低下傾向となり、3/12のベント操作により急激に減少する（図7－16－3参照）。

なお、事象初期においてD/W圧力は解析より高い圧力が計測されているが、例えば、炉心損傷初期に炉内の計装配管が損傷しD/W内へ蒸気が流入した、もしくは、主蒸気系において使用されているガスケットのシール機能が高温になることで喪失するなど、何らかのR P Vから蒸気が放出される状況が発生した等が考えられるが、現時点では計測器の問題なのかどうかも含め、原因は分かっていない。

D/W漏えいの仮定に関して、漏えいを仮定した、地震発生から約18時間後では、D/W温度は約300℃以上となっており、D/W設計温度(138℃)を大幅に超えている。過去に電力共通研究において、このような過温条件ではガスケットは損傷に至る可能性があるとの知見があることから、D/Wからの漏えいが事実とすれば過温によるガスケット損傷は要因の一つとして考えられる。また、地震発生から約50時間後におけるD/Wからの漏えいの仮定に関しても、解析においてD/W内温度は高温で推移していることから(図7-16-5参照)、漏えい箇所が徐々に増加することは要因の一つとして考えられる。

原子炉内への注水は、仮定したICの停止後から約14時間後に始まるものの、それまでに燃料は崩壊熱により熔融し、下部プレナムへ移行した後、地震発生から約15時間後にRPV破損に至る(図7-16-4及び図7-16-9参照)。

炉心が損傷することにより放出される放射性物質(以下「核分裂生成物」という)については、希ガスはベント操作によりほぼ全量が環境中へ放出されることとなる。ヨウ化セシウムについては約1%の放出であり、その他の核種は約1%未満の放出という解析結果となっている(図7-16-7及び図7-16-8参照)。なお、プルトニウムについては PuO_2 として UO_2 グループに含まれるが、解析結果において放出割合は 10^{-7} 以下であった。

発生する水素については、炉心損傷開始とほぼ同時に発生し、3/12の爆発はこの際に発生した水素による可能性がある(図7-16-6参照)。

ICについては津波到達以降の動作については不明確であるが、仮にICが一時的に動作していたと仮定した場合のケース(3/11 18時頃から3/22 2時頃までの間、片系のIC動作を仮定)について解析を行った。原子炉水位は絶対値としては異なるものの類似の挙動を示している(図7-16-10参照)。しかしながら、この仮定によりD/W圧力は計測された値と全く異なる挙動を示すこととなり(図7-16-11参照)、全交流電源喪失以降のICの動作状況は本解析では明らかにはできない。なお、このICの感度解析においても燃料域内において水位は維持できないことから、炉心は損傷することとなる(図7-16-12参照)。

なお、この評価はMAAPコードを用いた解析をベースに実施しているが、解析条件設定における不確定性、解析モデルの不確定性があり、結果としての事象進展にも不確定性があることに留意する必要がある。

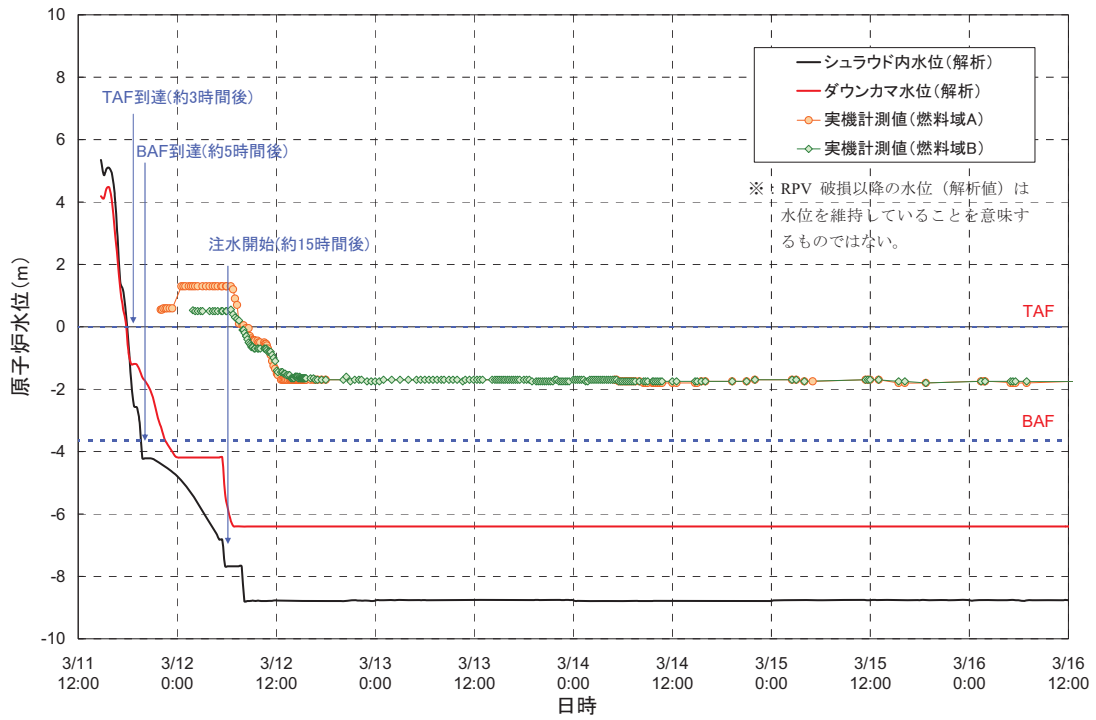


図7-16-1 1号機 原子炉水位変化

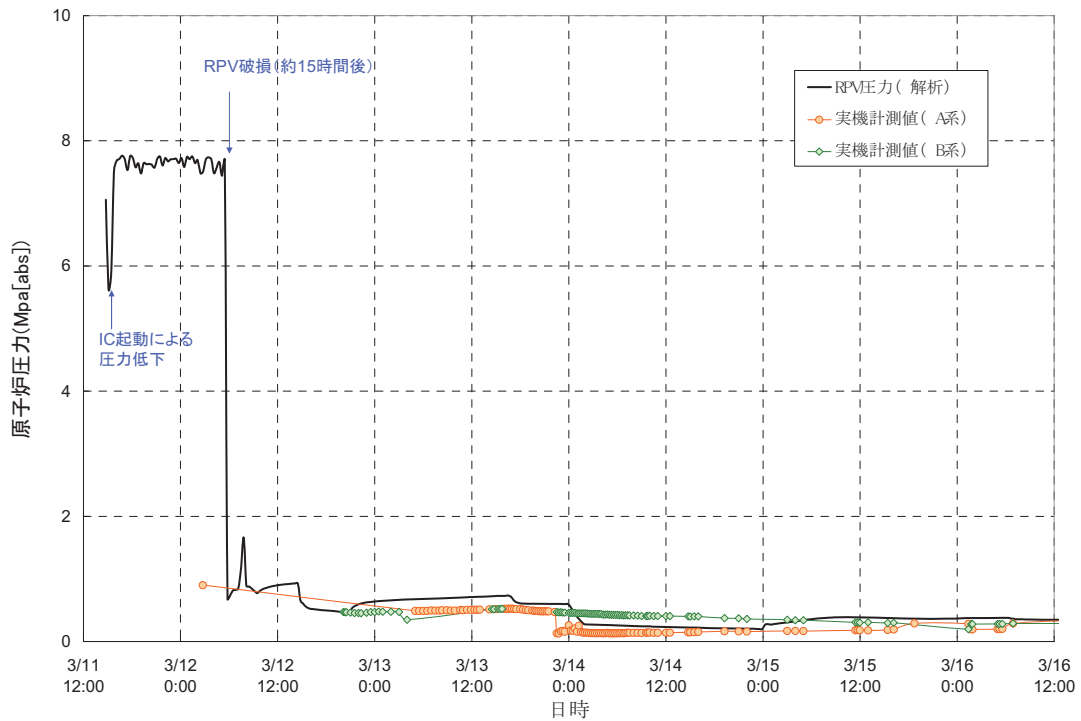


図7-16-2 1号機 RPV圧力変化

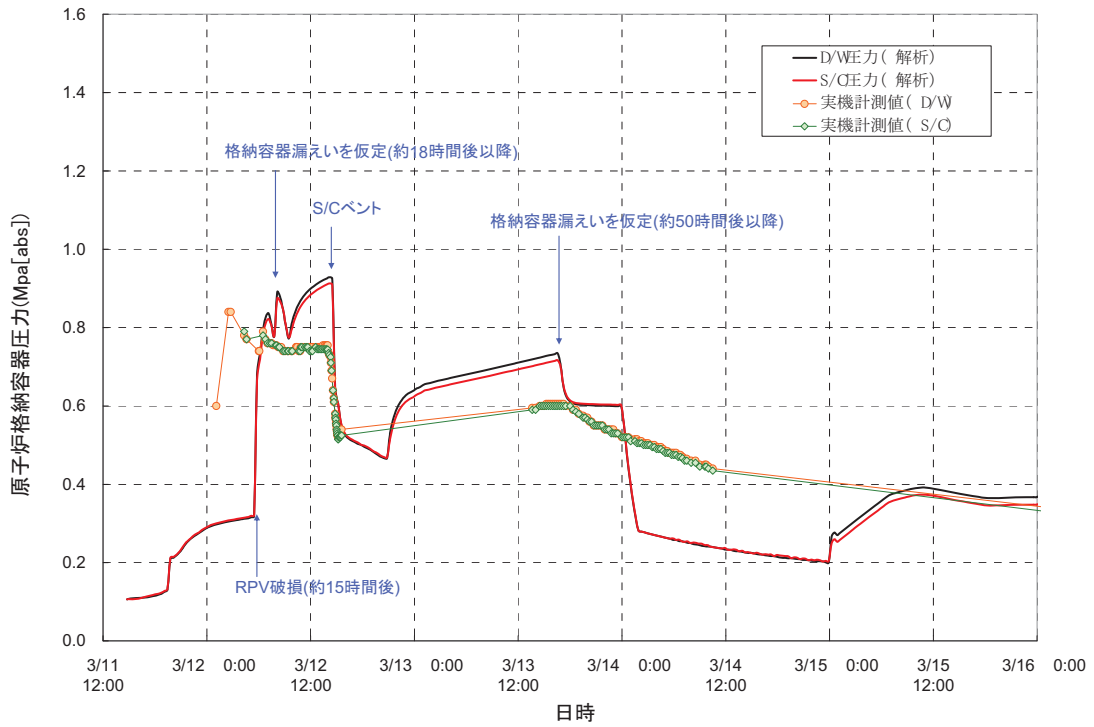


図7-16-3 1号機 D/W圧力変化

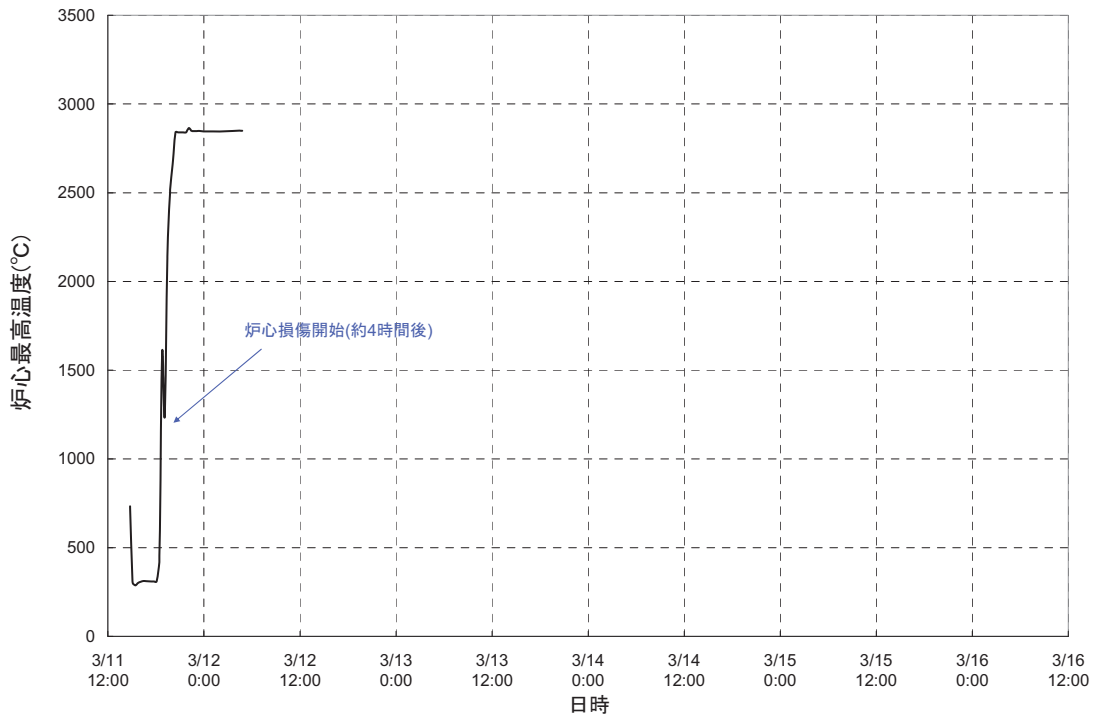


図7-16-4 1号機 炉心温度変化

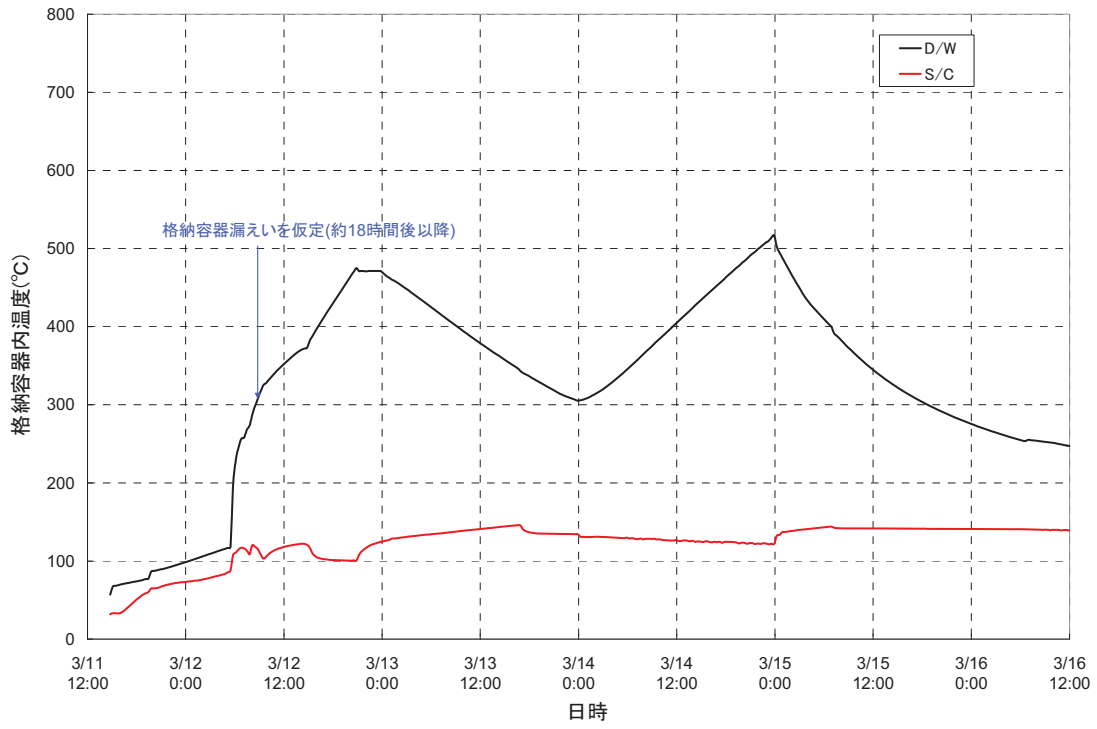


図7-16-5 1号機 D/W温度变化

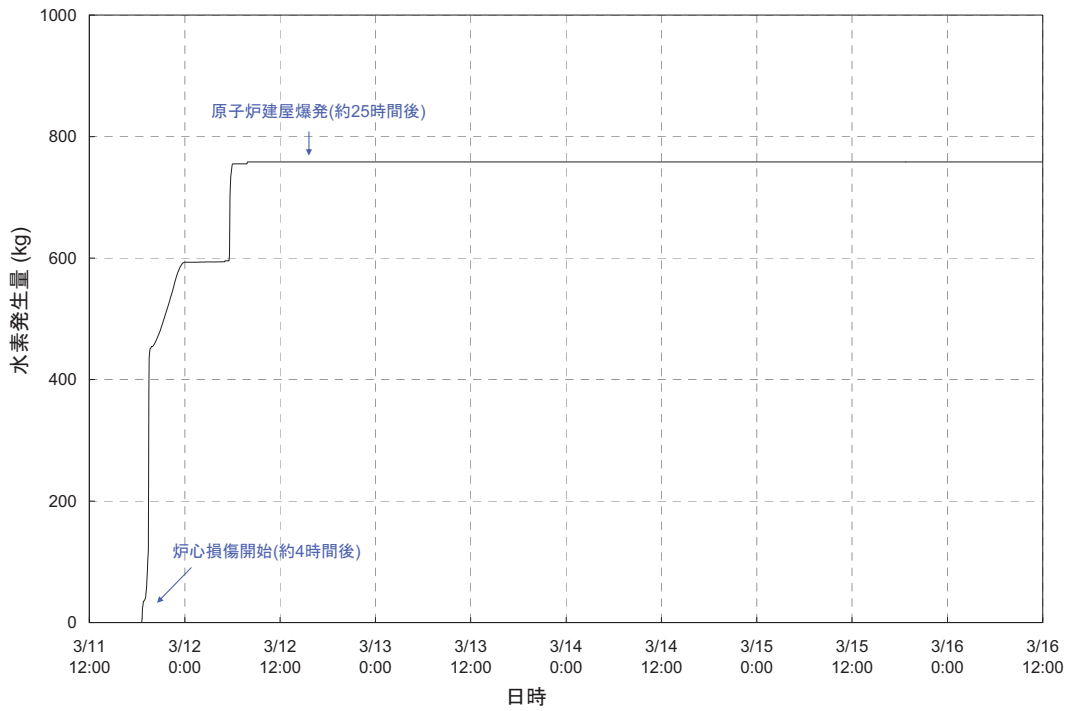


図7-16-6 1号機 水素発生量变化

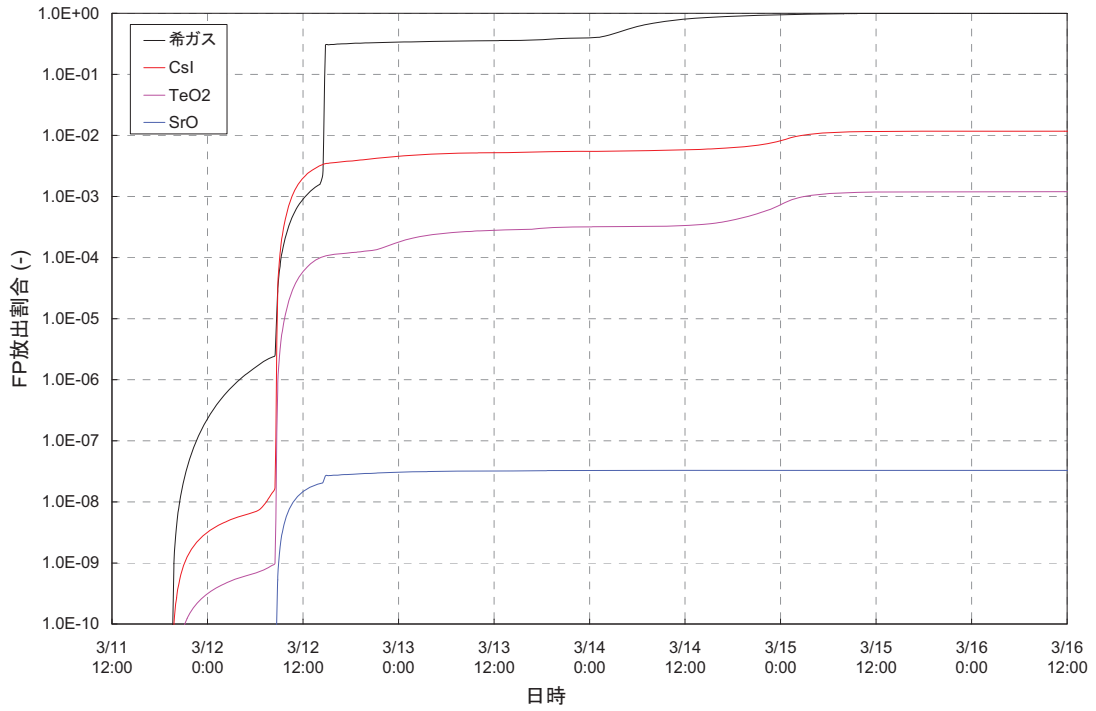


図7-16-7 1号機 核分裂生成物の放出割合 (1/3)

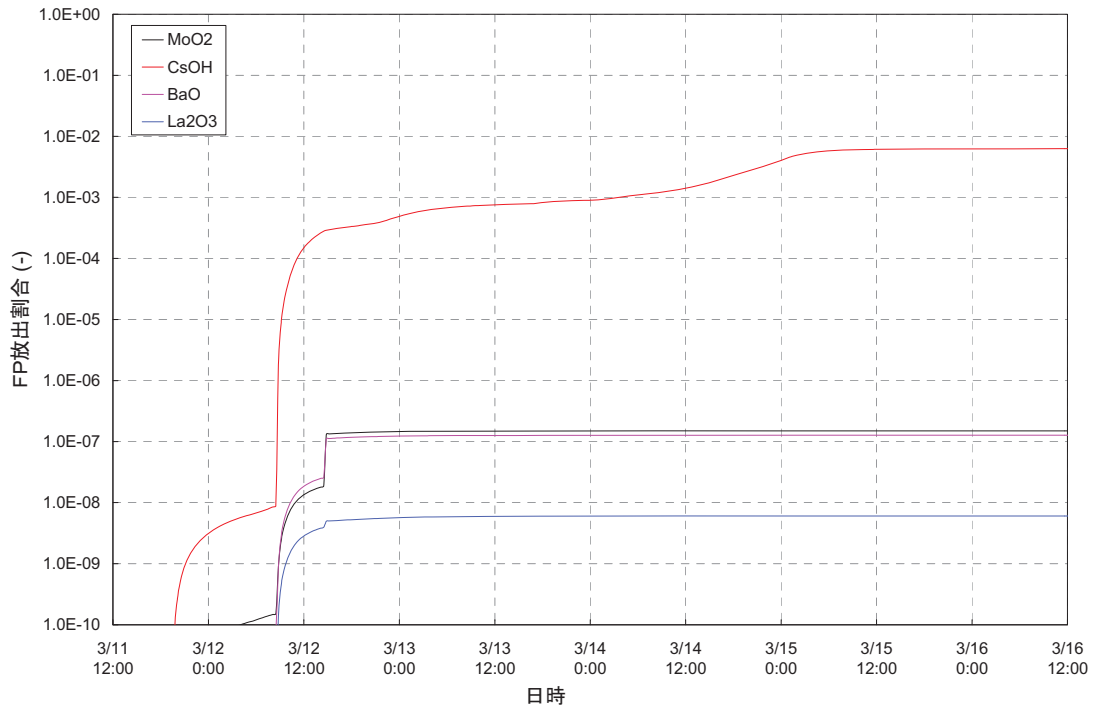


図7-16-7 1号機 核分裂生成物の放出割合 (2/3)

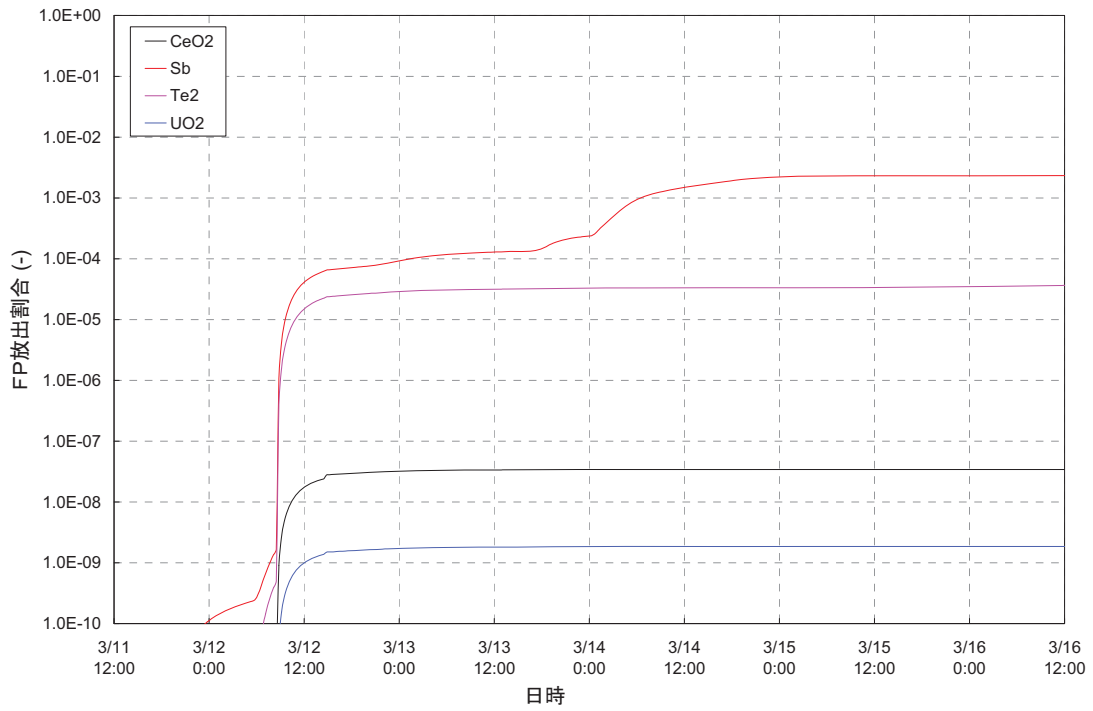


図7-16-7 1号機 核分裂生成物の放出割合 (3/3)

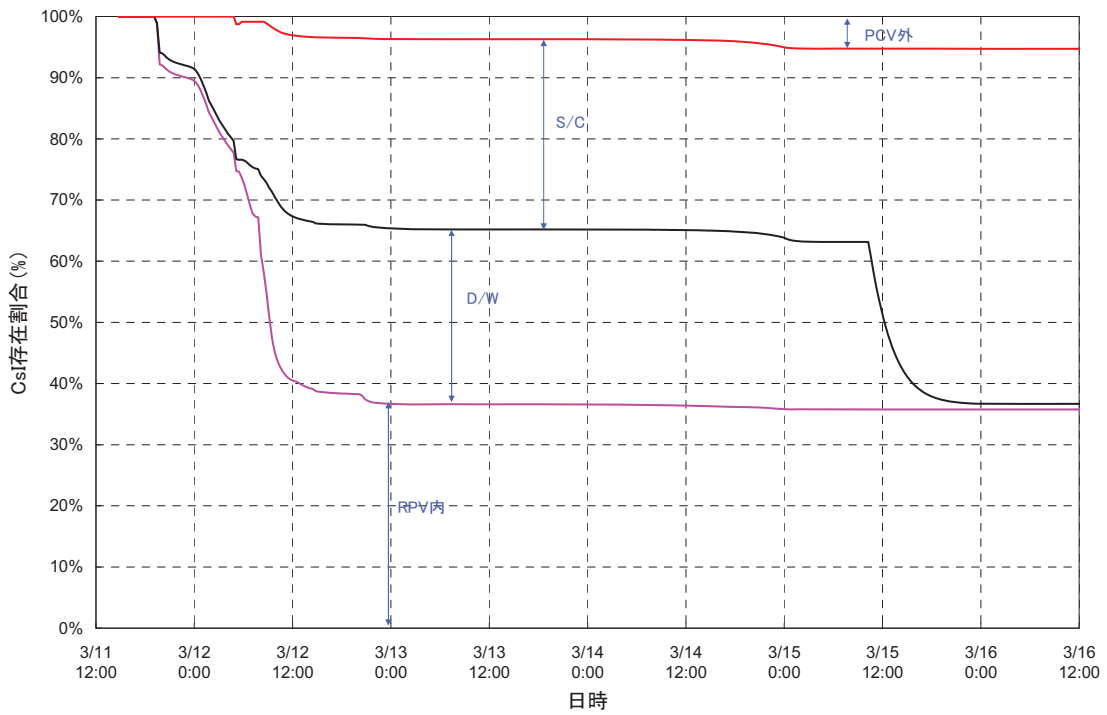


図7-16-8 1号機 核分裂生成物の存在割合 (1/2)

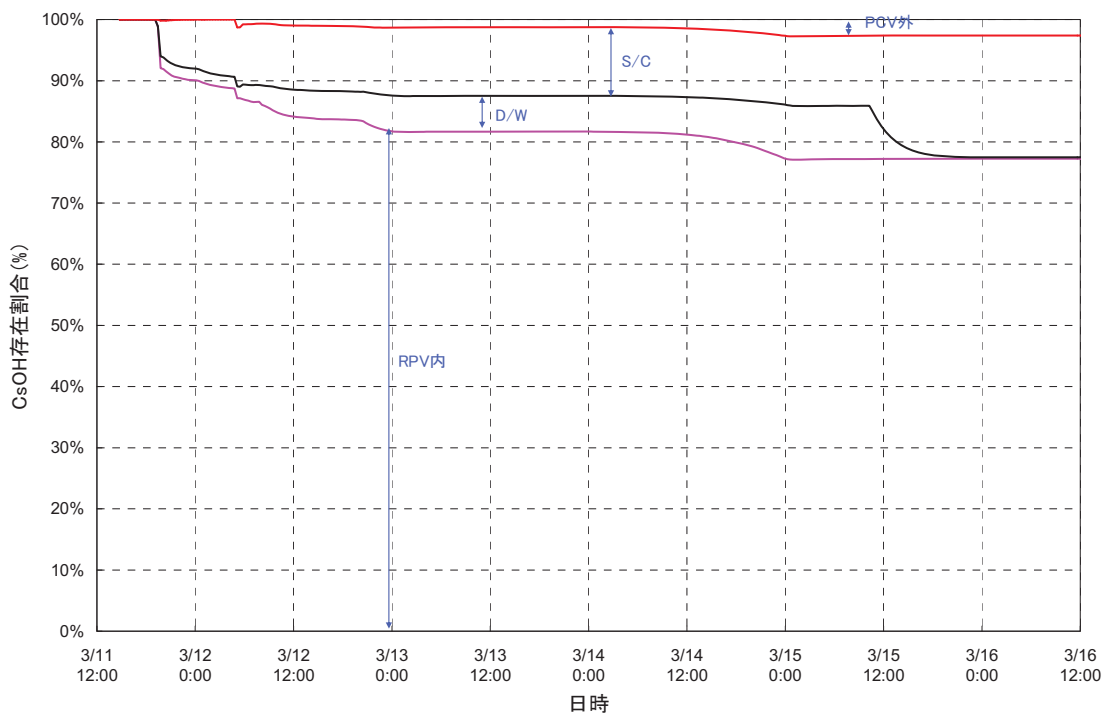
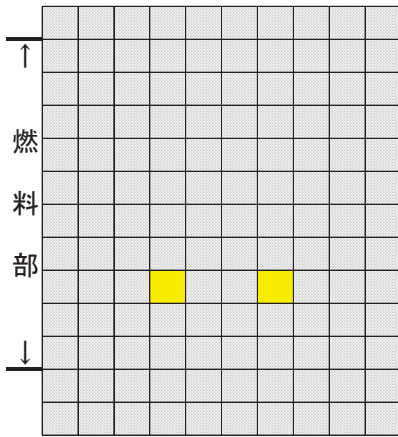
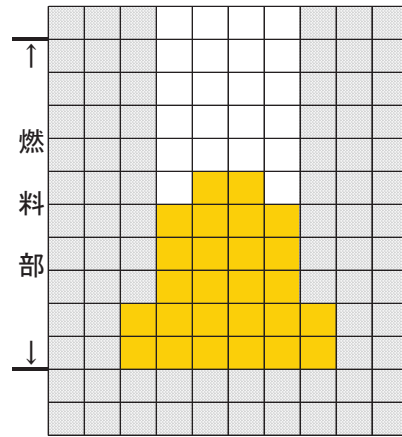


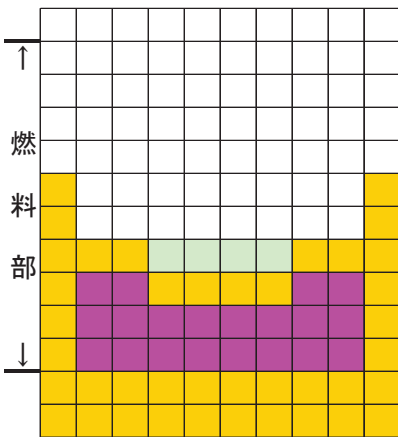
図7-16-8 1号機 核分裂生成物の存在割合 (2/2)



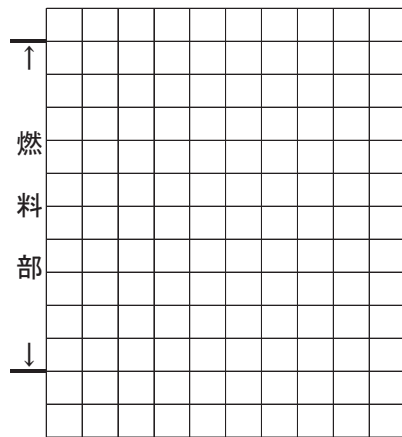
スクラム後 約4.7時間



スクラム後 約5.3時間



スクラム後 約14.3時間



スクラム後 約15時間

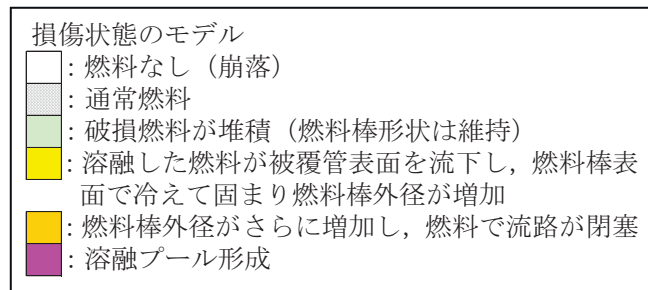


図7-16-9 1号機 炉心の状態図

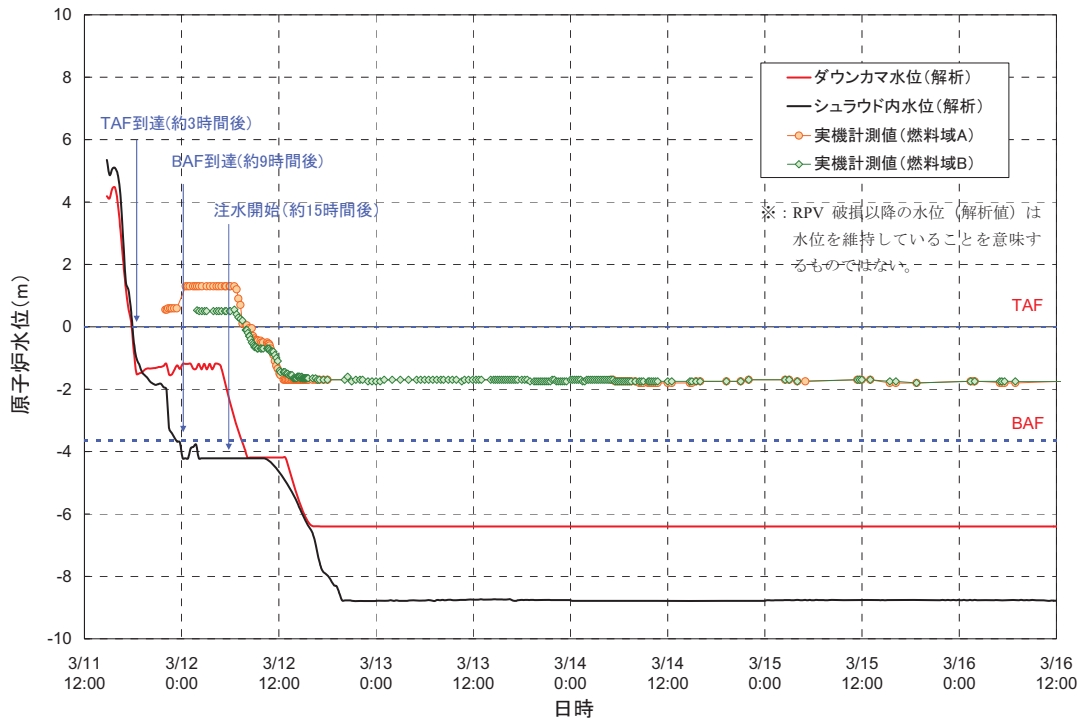


図7-16-10 1号機 原子炉水位変化 (IC継続運転)

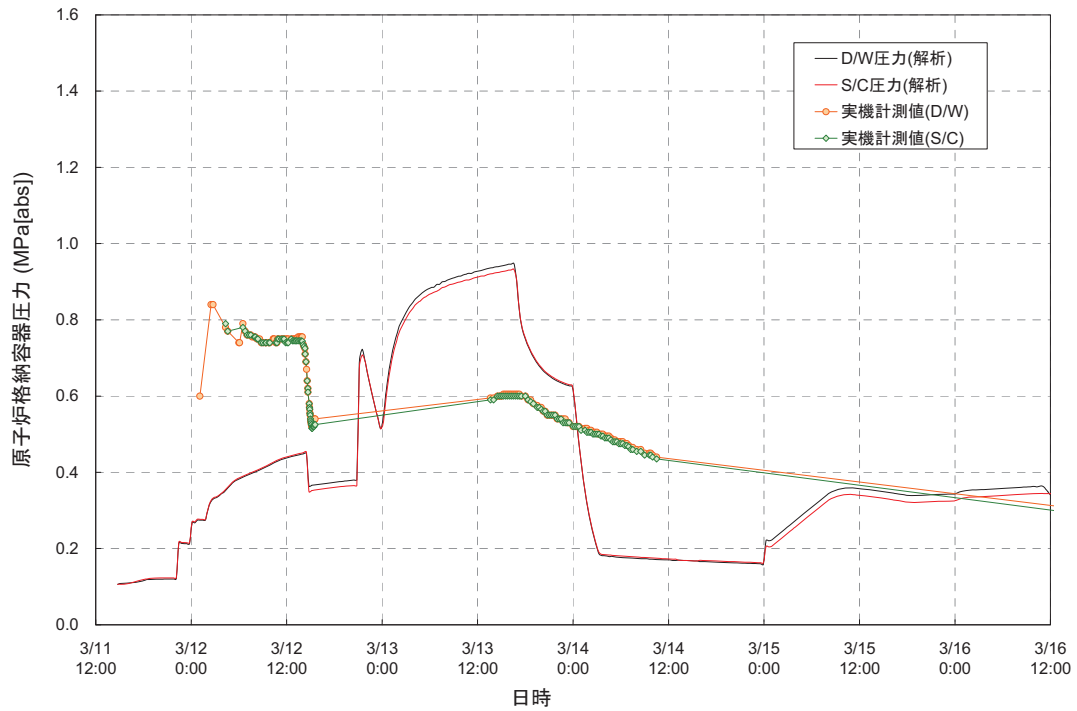


図7-16-11 1号機 PCV圧力変化 (IC継続運転)

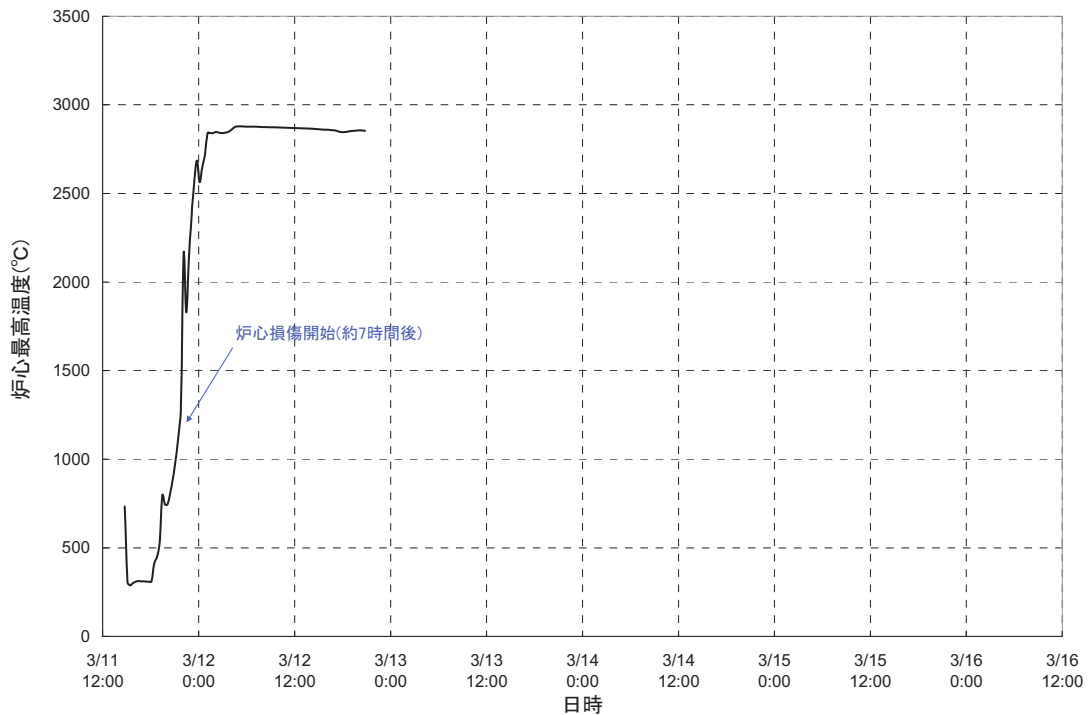


図7－16－12 1号機 炉心温度変化（IC継続運転）

4. 評価結果

上述のとおり、解析結果からは全交流電源喪失（津波到達）以降、比較的早期に炉心の損傷が開始し、RPVが破損するとの解析結果となったが、以下に示す各部温度等から推測されるプラントの状態を考慮すると解析は厳しめな結果であると思われる。

各部の温度が測定できるようになった段階で、RPV温度は複数の測定点で400°Cを超えていた。この時期には、炉心の冷却が不十分な状態が継続していたと考えられるが、この後に給水ラインから原子炉へ注水することで、確実に原子炉に注水できるよう変更したことを期に、各部温度が急速に低下したため、冷却は十分に行われたものと考えられる。

また、原子炉水位計の校正を行った結果、RPV内の水位は燃料域内ないと推定している。

一方、現時点においてもRPV下部のCRDハウジング等の温度は測定できしており、仮にRPVが破損していた場合は、温度の測定はできていない可能性があること、現在のRPVの鋼材温度は100～120°C付近で推移しており複数の測定点が注水量の変動等と同じように応答していること、RPV上部の

複数の温度が高めであり熱源はR P V内にあると推定されることから、燃料の大部分はR P V内で冷却されていると考えられる。

よって、解析及びプラントパラメータ（R P V周辺温度）によれば、炉心は大幅に損傷しているが、所定の装荷位置から下（下部プレナム）に移動・落下し、大部分はその位置付近で安定的に冷却できていると考える。

以上

添付資料目次

添付資料－８－１	事象発生時の主要経緯（時系列）	１
添付資料－８－２	プラントデータチャート	７
添付資料－８－３	過渡現象記録装置トレンドデータ	１４
添付資料－８－４	系統概略図（地震発生前後、津波襲来後の主要機器状態）	２４
添付資料－８－５	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）	２７
添付資料－８－６	所内電源概略図	２８
添付資料－８－７	MS I Vインターロック	３０
添付資料－８－８	S R V動作圧力について	３１
添付資料－８－９	原子炉水位図	３２
添付資料－８－１０	代替注水について	３３
添付資料－８－１１	P C Vベントについて	３４
添付資料－８－１２	P C Vベントにおける被ばく線量評価	３８
添付資料－８－１３	炉心解析について	５１

2号機 事象発生時の主要経緯（時系列）

日 時	主 要 経 緯
平成23年3月11日（金）	
14:46	東北地方太平洋沖地震発生、第3非常態勢を自動発令。
14:47	原子炉自動スクラム、主タービン自動停止、D/G 2A、D/G 2B自動起動。
14:50	RCIC手動起動。
14:51	RCIC停止（原子炉水位高）。
15:01	原子炉未臨界確認。
15:02	RCIC手動起動。
15:06	非常災害対策本部を本店に設置（地震による被害状況の把握、停電等の復旧）。
15:27	津波第一波到達。
15:28	RCIC停止（原子炉水位高）。
15:35	津波第二波到達。
15:39	RCIC手動起動。
15:41	全交流電源喪失。
15:42	原災法第10条該当事象（全交流電源喪失）が発生したと判断、官庁等に通報。
15:42	第1次緊急時態勢を発令。緊急時対策本部を設置（非常災害対策本部との合同本部となる）。
16:36	原子炉水位が確認出来ず、注水状況が不明なため、原災法第15条該当事象（非常用炉心冷却装置注水不能）が発生したと判断、16:45官庁等に通報。
16:36	第2次緊急時態勢を発令。
17:12	発電所長（発電所緊急時対策本部長）は、AM策として設置したFPライン、及び消防車を使用した原子炉への注水方法の検討開始を指示。

20 : 49	中操内の仮設照明が点灯。
20 : 50	福島県が福島第一原子力発電所から半径2 kmの住民に避難指示。
21 : 02	原子炉水位が不明であり、R C I Cによる原子炉への注水状況が確認できないため、T A Fに到達する可能性があることを官庁等に連絡。
21 : 13	T A F到達時間を21 : 40と評価、官庁等に連絡。
21 : 23	内閣総理大臣が福島第一原子力発電所から半径3 km圏内の避難、半径3 km～10 km圏内の屋内退避を指示。
21 : 50	原子炉水位がT A F + 3, 400 mmにあることが判明した。
平成23年3月12日 (土) 0 : 30	国による避難住民の避難措置完了確認（双葉町及び大熊町の3 km以内避難措置完了確認、1 : 45に再度確認）。
1 : 30頃	1号機及び2号機のベントの実施について、総理大臣、経済産業大臣、原子力安全・保安院に申し入れ、了解を得る。
2 : 55	R C I Cが運転していることを確認。
3 : 06	ベント実施に関するプレス会見実施。
3 : 33	P C Vベントを実施した場合の被ばく評価結果を官庁等に連絡。
4 : 55	発電所構内における放射線量が上昇（正門付近0.069 μ S v / h (4 : 00) \rightarrow 0.59 μ S v / h (4 : 23) したことを確認、官庁等に連絡。
5 : 44	内閣総理大臣が福島第一原子力発電所から半径10 km圏内の住民に避難指示。
6 : 50	経済産業大臣より法令に基づくP C Vベントの実施命令（手動によるベント）。
7 : 11	内閣総理大臣が福島第一原子力発電所に到着。
8 : 04	内閣総理大臣が福島第一原子力発電所を出発。

16:27	モニタリングポストで500 μ Sv/hを超える線量(1,015 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)が発生したと判断、官庁等に通報。
17:30	PCVベント操作の準備を開始するよう発電所長指示。
18:25	内閣総理大臣が、福島第一原子力発電所から半径20km圏内の住民に対し避難指示。
平成23年3月13日(日) 8:10	PCVベント弁(MO弁)開。
8:56	モニタリングポストで500 μ Sv/hを超える線量(882 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)が発生したと判断、9:01官庁等に通報。
10:15	PCVベントを実施するよう発電所長指示。
11:00	ラプチャーディスクを除く、PCVベントライン構成完了。
11:20	PCVベント実施に関するプレス発表。
12:05	海水を使用する準備を進めるよう発電所長指示。
14:15	モニタリングポストで500 μ Sv/hを超える線量(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)が発生したと判断、14:23官庁等に通報。
15:18	PCVベントを実施した場合の被ばく評価結果を官庁等へ連絡。
平成23年3月14日(月) 2:20	正門付近で500 μ Sv/hを超える線量(751 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)が発生したと判断、4:24官庁等に通報。
2:40	モニタリングポストで500 μ Sv/hを超える線量(650 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)が発生したと判断、5:37官庁等に通報。

4 : 0 0	モニタリングポストで500 μ S v / h を超える線量 (820 μ S v / 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) が発生したと判断、8 : 0 0 官庁等に通報。
9 : 1 2	モニタリングポストで500 μ S v / h を超える線量 (518.7 μ S v / 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) が発生したと判断、9 : 3 4 官庁等に通報。
11 : 0 1	3号機R/Bの爆発により、S/Cベント弁 (AO弁) 大弁が閉となる。開不能を確認。準備が完了していた注水ラインは、消防車及びホースが破損して使用不可能。
13 : 0 5	消防車を含む海水注入のライン構成を再開。
13 : 1 8	原子炉水位が低下傾向であったことから、直ちに原子炉への海水注入操作などの準備作業を進めることを官庁等に連絡。
13 : 2 5	原子炉の水位が低下していることからRCICの機能が喪失している可能性があり、原災法第15条該当事象 (原子炉冷却機能喪失) が発生したと判断、13 : 3 8 官庁等に通報。
15 : 2 8	TAF到達時間を16 : 3 0 と評価、官庁等に連絡。
16 : 3 0	原子炉への海水注入を行うため消防車を起動。
16 : 3 4	原子炉減圧操作を開始するとともに、FPラインから海水注入を開始することを官庁等に連絡。
17 : 1 7	原子炉水位がTAFに到達。17 : 2 5 官庁等に連絡。
18 : 0 0 頃	原子炉減圧開始 (原子炉圧力5.4 MP a [gage] → 19 : 0 3 0.63 MP a [gage]) 。
18 : 2 2	原子炉水位がTAF - 3,700 mmに到達し、燃料全体が露出したものと判断、19 : 3 2 官庁等に連絡。
19 : 2 0	原子炉への海水注入のための消防車が燃料切れで停止していることを確認。
19 : 5 4	原子炉内に消火系ラインから消防車 (19 : 5 4、19 : 5 7 に各1台起動) による海水注入開始。

21:00頃	S/Cベント弁(AO弁)小弁開操作。ラプチャーディスクを除く、ベントライン構成完了。
21:20	SRVを2弁開し、原子炉水位が回復してきたことを確認、21:34官庁等に連絡(21:30現在:原子炉水位TAF-3,000mm)。
21:35	モニタリングカーで500 μ Sv/hを超える線量(760 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)が発生したと判断、22:35官庁等に通報。
22:50	D/W圧力が最高使用圧力427kPa[gage]を超えたことから、原災法第15条該当事象(格納容器圧力異常上昇)が発生したと判断、23:39官庁等に通報。
23:35頃	S/C側の圧力がラプチャーディスク作動圧よりも低く、D/W側の圧力が上昇していることから、D/Wベント弁小弁の開によりベントを実施する方針を決定。
平成23年3月15日(火) 0:02	D/Wベント弁(AO弁)小弁開操作。ラプチャーディスクを除く、ベントライン構成完了(数分後に弁が閉であることを確認)。
3:00	D/W圧力が設計上の最高使用圧力を超えたことから、減圧操作および原子炉内への注水操作を試みているが、まだ減圧しきれていない状況であることを4:17官庁等に連絡。
6:00~6:10頃	大きな衝撃音が発生。
6:50	正門付近で500 μ Sv/hを超える線量(583.7 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)が発生したと判断、7:00官庁等に通報。
7:00	監視、作業に必要な要員を除き、福島第二へ一時退避することを官庁等に連絡。
8:11	正門付近で500 μ Sv/hを超える線量(807 μ Sv/h)を計測したことから、原災法第15条該当事象(火災爆発等による放射性物質異常放出)が発生したと判断、8:36官庁等に通報。

8 : 2 5	R / B 5階付近壁より白いもやがあがっていることを確認、 9 : 1 8官庁等に連絡。
1 1 : 0 0	内閣総理大臣が、福島第一原子力発電所から半径2 0 k m以上 3 0 k m圏内の住民に対し屋内退避指示。
1 6 : 0 0	正門で5 0 0 μ S v / hを超える線量 (5 3 1 . 6 μ S v / h) を計測したことから、原災法第1 5条該当事象 (敷地境 界放射線量異常上昇) が発生したと判断、1 6 : 2 2官庁等 に通報。
2 3 : 0 5	正門付近で5 0 0 μ S v / hを超える線量 (4 5 4 8 μ S v / h) を計測したことから、原災法第1 5条該当事象 (敷地 境界放射線量異常上昇) が発生したと判断、2 3 : 2 0官庁 等に通報。

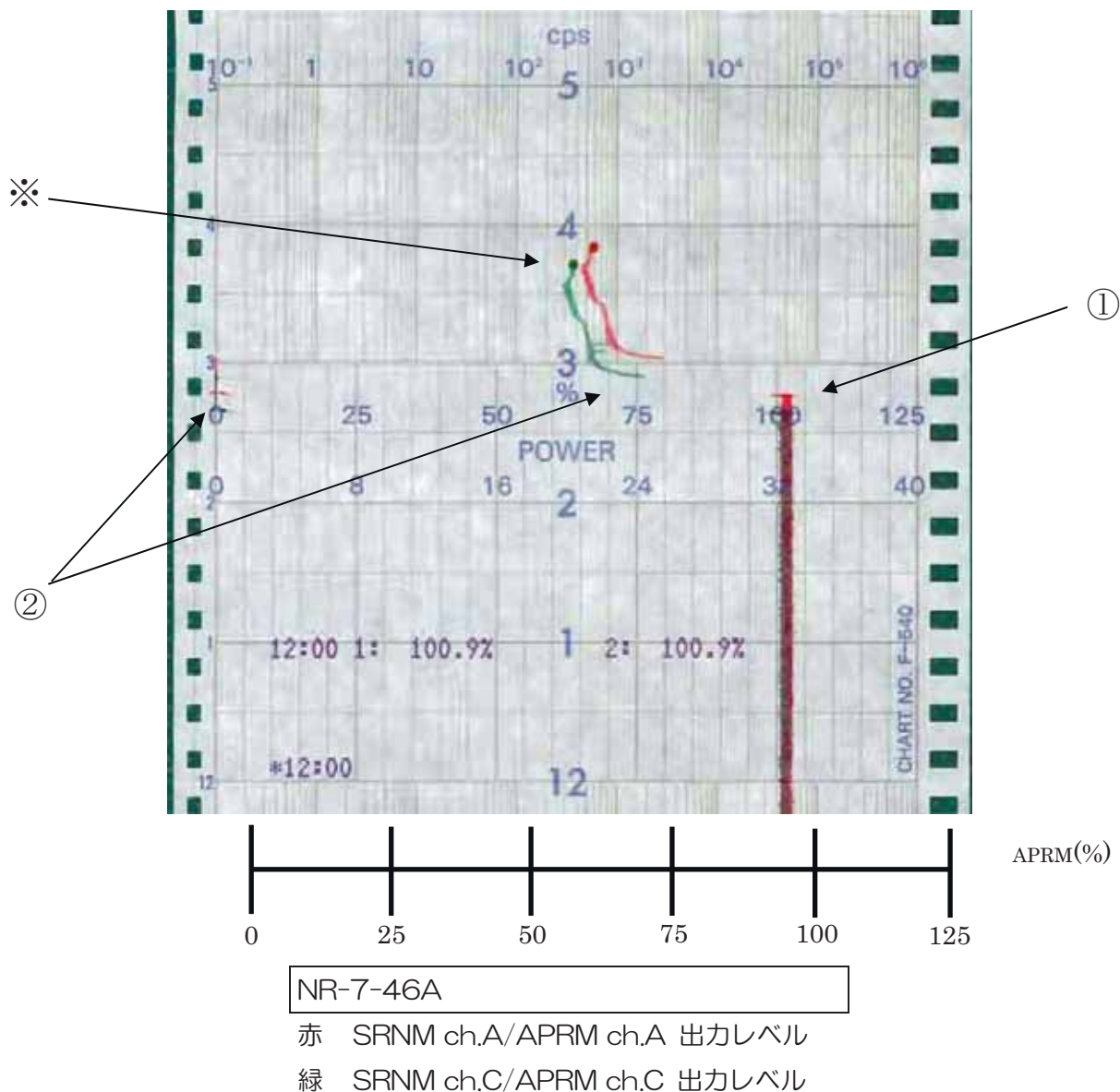
以 上

プラントデータチャート

【2号機 アラームタイパー主要打ち出し (抜粋)】

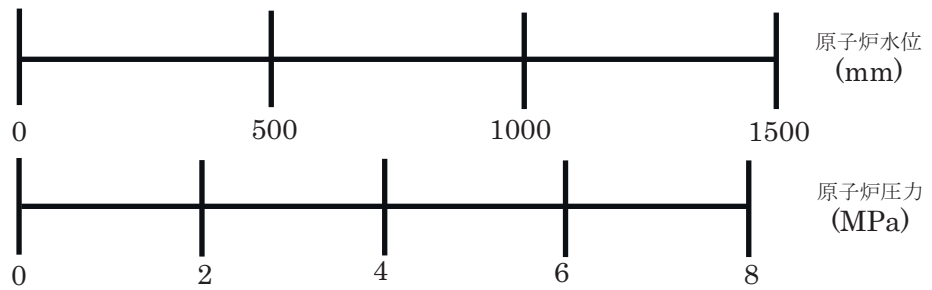
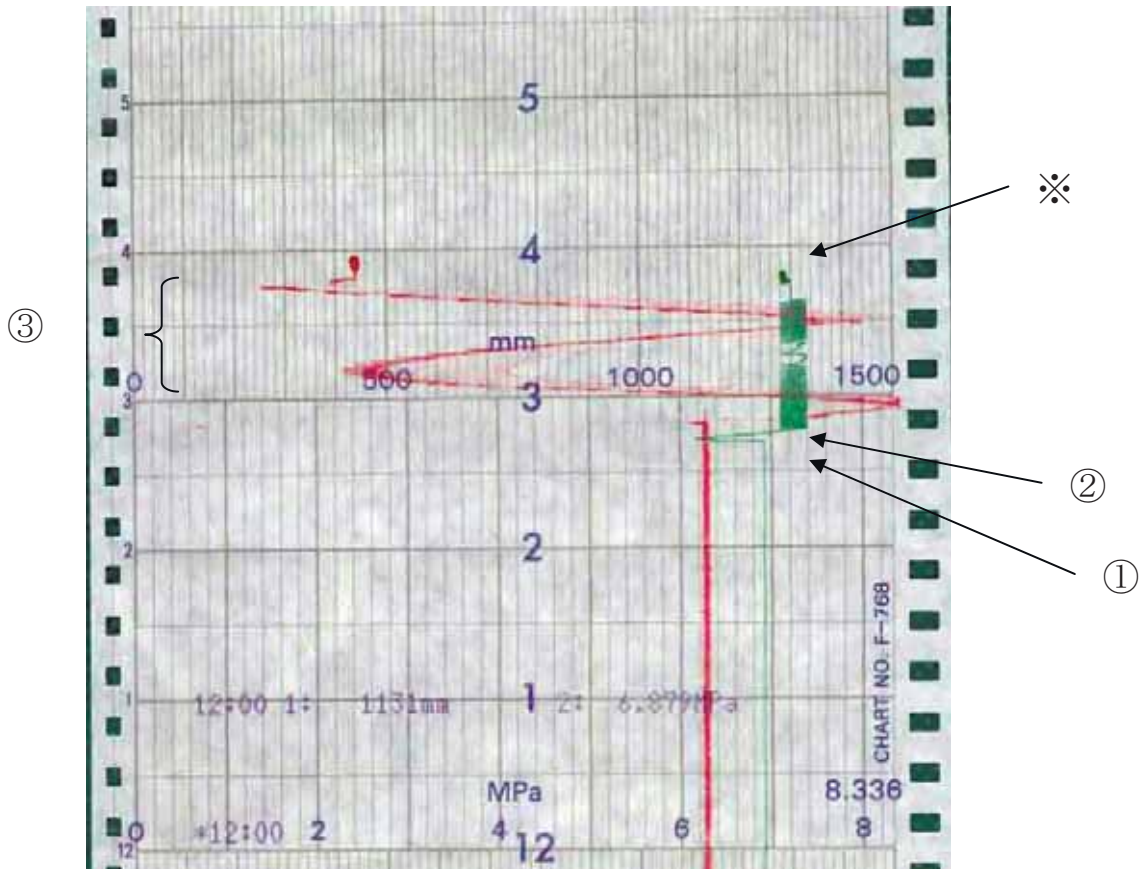
* 2011/03/11 14:47	A524	A P R M 中	地震による自動スクラム	
* 2011/03/11 14:47	D535	原子炉 自動スクラム B	}	
* 2011/03/11 14:47	D565	地震トリップ C日-D		
2011/03/11 14:47	C028	圧力抑制室 水位		
* 2011/03/11 14:47	D534	原子炉 自動スクラム A		
* 2011/03/11 14:47	D562	地震トリップ C日-A		
2011/03/11 14:47	未選択制御棒	位置変化 18-03	99pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択制御棒	位置変化 22-03	99pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択制御棒	位置変化 26-03	99pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択制御棒	位置変化 30-03	99pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択制御棒	位置変化 34-03	99pos	ドリフト
2011/03/11 14:47	未選択制御棒	位置変化 38-07	99pos	ドリフト
				↓
				スクラムに伴う制御棒ドリフト発生 (以降同様)
2011/03/11 14:47	A545	全制御棒 全挿入	全制御棒全挿入	
* 2011/03/11 14:47	C002	原子炉 給水流量 B		
* 2011/03/11 14:47	T006	タービン グランドシール 蒸気圧力		
* 2011/03/11 14:47	P008	E H C 負荷要求偏差信号		
2011/03/11 14:47	G004	発電機 励磁 電圧		
* 2011/03/11 14:47	R033	運転領域制御発生		
2011/03/11 14:47	G004	発電機 無効電力		
2011/03/11 14:47	G004	発電機 励磁 電流		
2011/03/11 14:47	C028	圧力抑制室 水位		
* 2011/03/11 14:47	T008	タービン 調節油 レベル		

【2号機 SRNM、APRM】



- ① 14時47分 地震によるスクラムとスクラムによる出力低下
- ② 平均出力領域モニタ (APRM) としてのダウンスケールと起動領域モニタ (SRNM) への切替
- ※ 15時30分過ぎに津波が到来したと想定される。津波の影響によると思われる記録終了。

【2号機 原子炉水位、原子炉圧力】



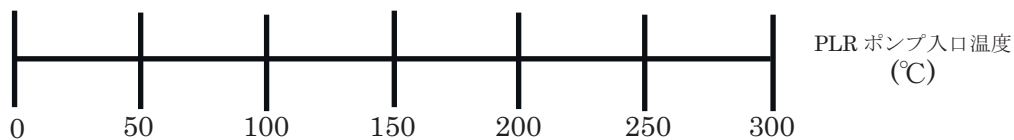
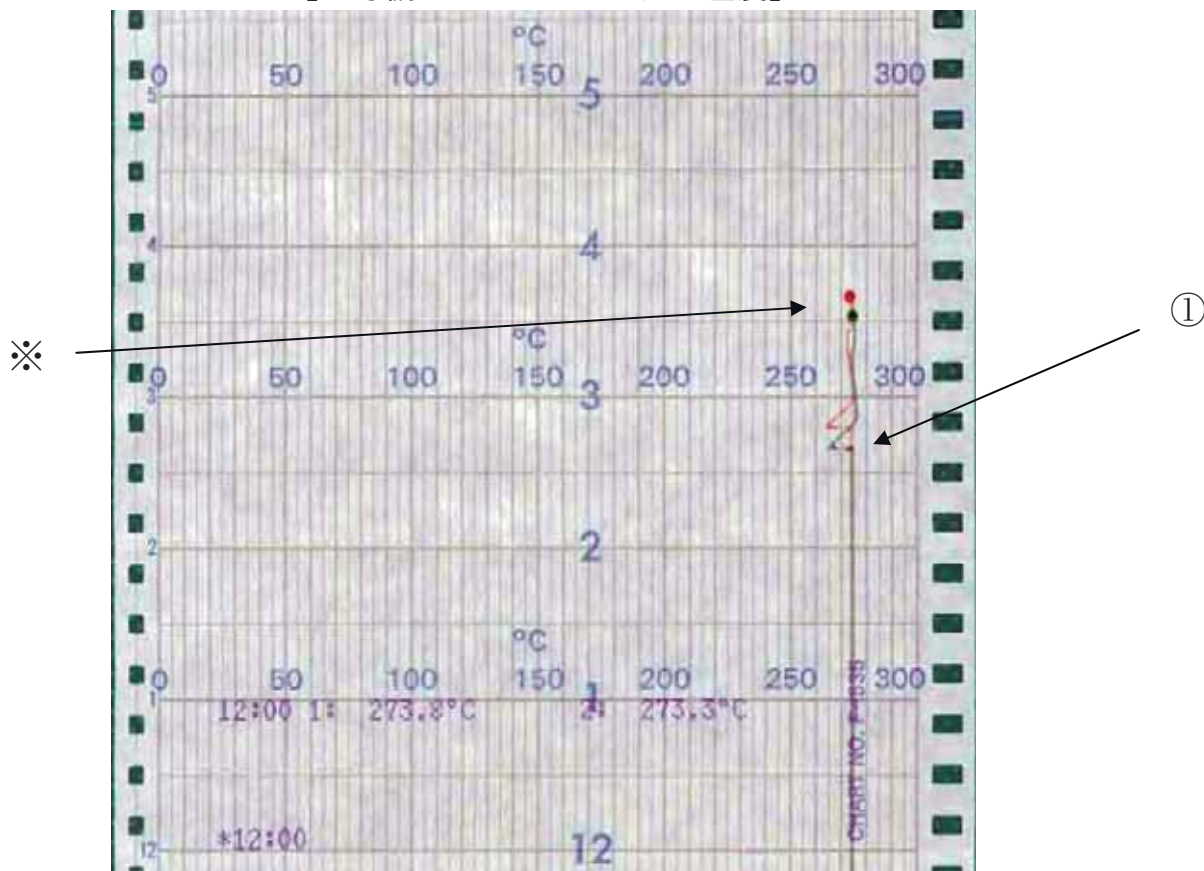
LR/PR-6-97

赤 原子炉水位

緑 原子炉圧力

- ① 14時47分 地震によるスクラム
- ② MSIV閉止に伴う圧力上昇とその後のSRV開閉による圧力制御
- ③ RCI Cの起動、停止による水位調整
- ※ 15時30分過ぎに津波が到来したと想定される。津波の影響によると思われる記録終了。

【2号機 PLRポンプ入口温度】

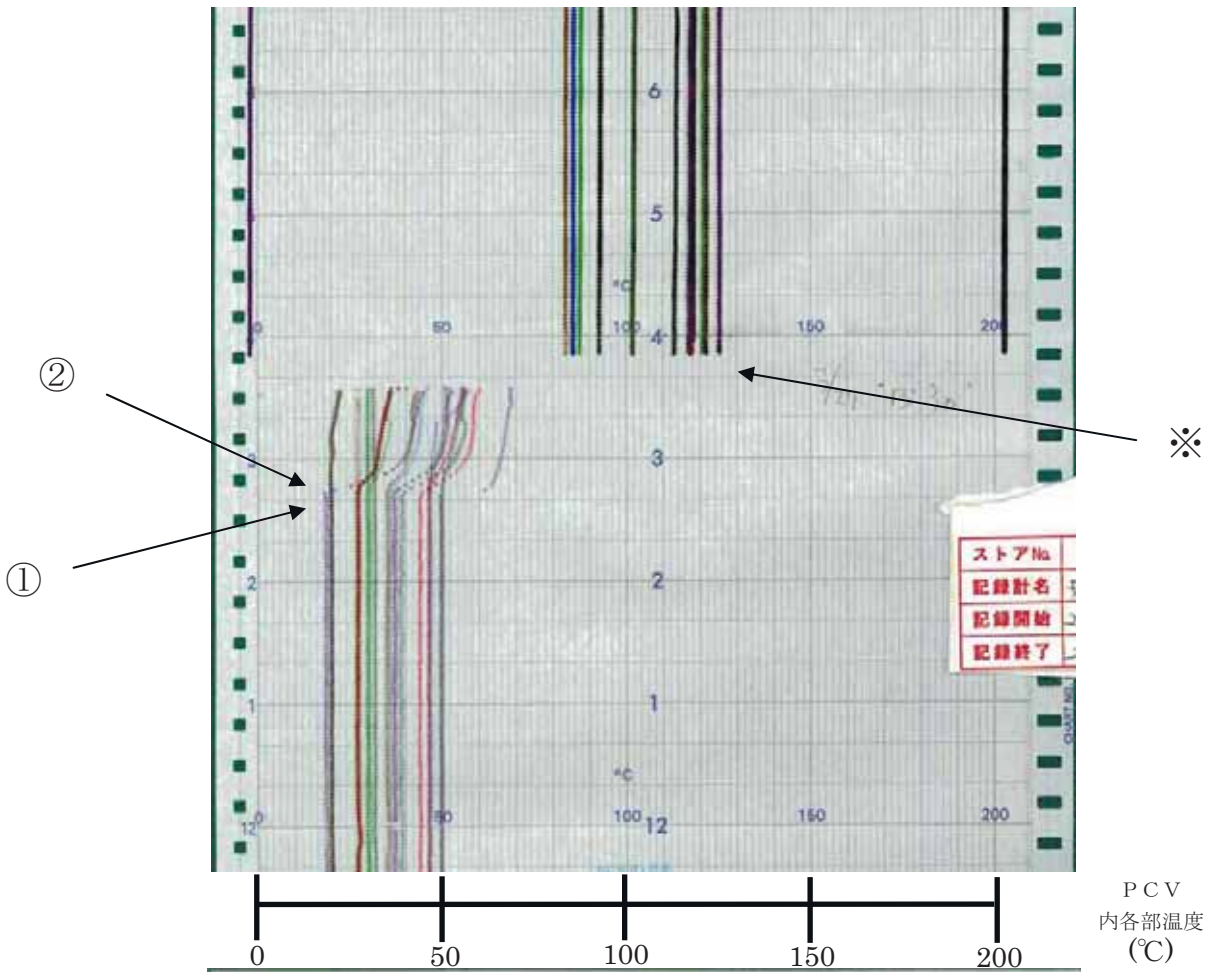


TR-2-165

赤 PLR PUMP A SUCTION TEMP
 緑 PLR PUMP B SUCTION TEMP

- ① 14時47分 地震によるスクラム
- ※ 15時30分過ぎに津波が到来したと想定される。津波の影響によると思われる記録終了。

【2号機 PCV内各部温度】



TRIS-16-115	測定場所	Object of Measurement	設定値
● 1	原子炉圧力容器	HVH-16A	68.0°C
● 2	原子炉圧力容器	HVH-16B	68.0°C
○ 3	原子炉圧力容器	HVH-16C	68.0°C
○ 4	原子炉圧力容器	HVH-16D	68.0°C
○ 5	原子炉圧力容器	HVH-16E	68.0°C
+ 6	原子炉圧力容器	HVH-16A	68.0°C
▽ 7	原子炉圧力容器	HVH-16B	68.0°C
▽ 8	原子炉圧力容器	HVH-16C	68.0°C
● 9	原子炉圧力容器	HVH-16D	68.0°C
● 10	原子炉圧力容器	HVH-16E	68.0°C
○ 11	原子炉圧力容器	ローレルエリア	68.0°C
○ 12	原子炉圧力容器	ローレルエリア	68.0°C
+ 13	原子炉圧力容器	ローレルエリア	68.0°C
+ 14	原子炉圧力容器	ローレルエリア	68.0°C
▽ 15	原子炉圧力容器	ローレルエリア	68.0°C
▽ 16	原子炉圧力容器	ローレルエリア	68.0°C
● 17	原子炉圧力容器	ローレルエリア	68.0°C
● 18	原子炉圧力容器	ローレルエリア	68.0°C
○ 19	原子炉圧力容器	ローレルエリア	68.0°C
○ 20	原子炉圧力容器	ローレルエリア	68.0°C
+ 21	原子炉圧力容器	ローレルエリア	68.0°C
+ 22	原子炉圧力容器	ローレルエリア	68.0°C
▽ 23	原子炉圧力容器	ローレルエリア	68.0°C
▽ 24	原子炉圧力容器	ローレルエリア	68.0°C

- ① 14時47分 地震によるスクラム
- ② 電源喪失による格納容器空調停止に伴うPCVの温度上昇（配管破断等に起因する極端な温度上昇は認められず）
- ※ 15時30分過ぎに津波が到来したと想定される。津波の影響により正確な指示をしていないことも想定される。ただし、記録計は直流電源があったことからその後も暫く記録を続けた。

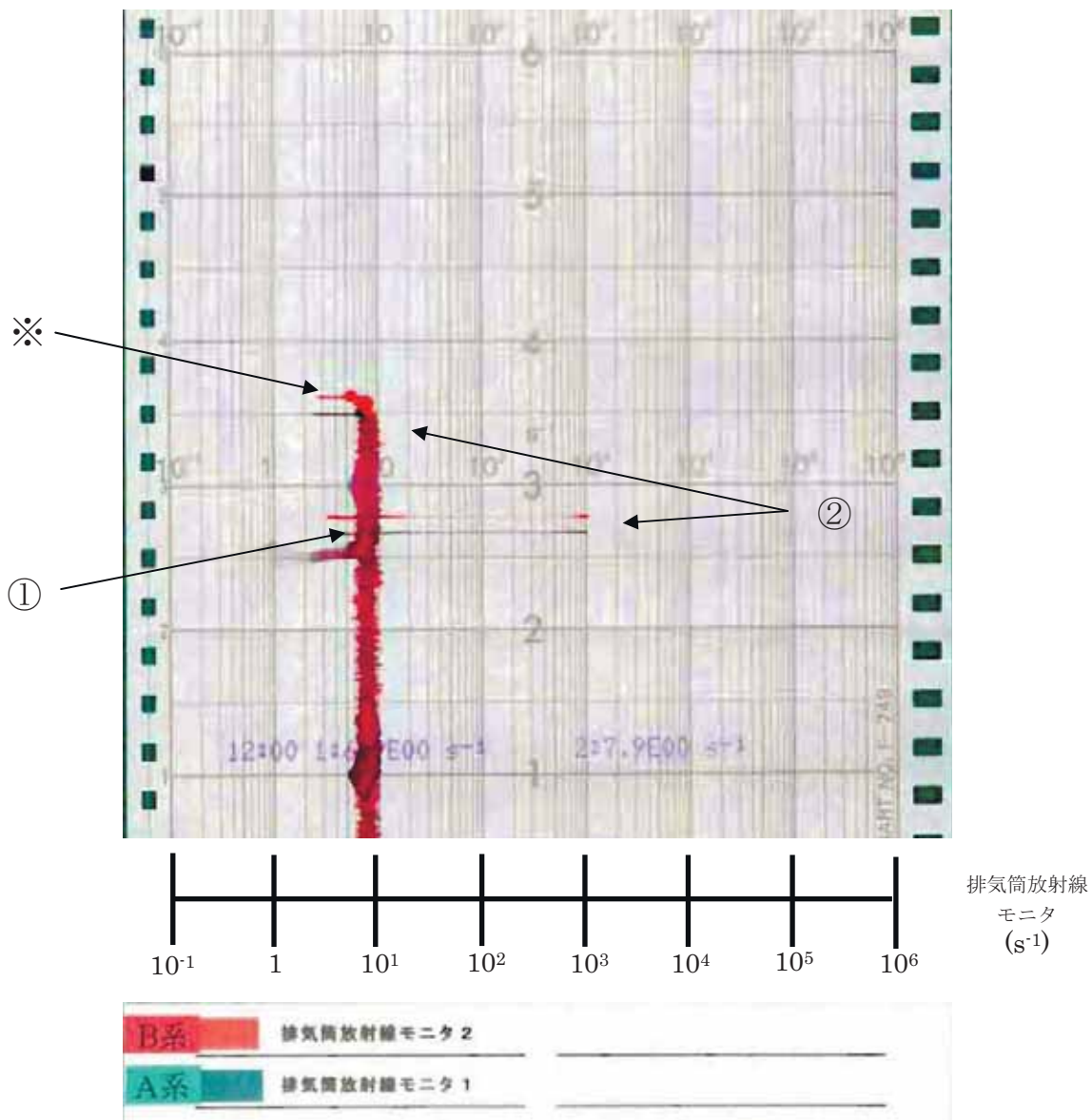
【2号機 RCIC作動状況】

1F2プロセス計算機アラームプリンタ出力

時間	PID	名称	値	単位	状態
* 2011/3/11 14:50	P418	PLRポンプB 上部振動	= 157.2699922	μm	不良
2011/3/11 14:50	P418	PLRポンプB 上部振動	= 127.4175034	μm	正常
* 2011/3/11 14:50	C028	圧力抑制室 水位	= -64.6875	mm	低
* 2011/3/11 14:50	P417	PLRポンプA 上部振動	= 186.2774963	μm	不良
* 2011/3/11 14:50	D648	RCIC タービン 起動	= ON		警報
2011/3/11 14:50	D703	RCIC 注入弁 開	= ON		正常
2011/3/11 14:50	F066	復水器 ホットウェル レベル A	= 152.53125	mm	正常
2011/3/11 14:50	R705	RCIC起動信号	= 起動		正常
2011/3/11 14:50	C028	圧力抑制室 水位	= 40.5375	mm	正常
2011/3/11 14:51	S236	復水器 ホットウェル 水位	= 152.625	mm	正常
* 2011/3/11 14:51	C585	原子炉 水位高	= 高		警報
2011/3/11 14:51	C028	圧力抑制室 水位	= 25.625	mm	正常
2011/3/11 14:51	D648	RCIC タービン 起動	= OFF		正常
* 2011/3/11 14:51	C028	圧力抑制室 水位	= -51.25	mm	低
2011/3/11 15:02	R734	S/R弁 F 全開	= OFF		正常
* 2011/3/11 15:02	D648	RCIC タービン 起動	= ON		警報
2011/3/11 15:02	R705	RCIC起動信号	= 起動		正常
2011/3/11 15:02	R708	RHSW Cポンプ遮断器	= リセット		正常
* 2011/3/11 15:28	C048	D/W クーラー戻り空気温度 A	= 64.43157196	℃	高高
* 2011/3/11 15:28	D585	原子炉 水位高	= 高		警報
2011/3/11 15:28	D648	RCIC タービン 起動	= OFF		正常
2011/3/11 15:28	D620	遮し安全弁 F 開	= OFF		正常
2011/3/11 15:39	T006	タービン グランドシール 蒸気圧力	= -0.665531218	kPa	正常
* 2011/3/11 15:39	D648	RCIC タービン 起動	= ON		警報
* 2011/3/11 15:39	D672	発電機 モータリング トリップ	= ON		警報
2011/3/11 15:39	D703	RCIC 注入弁 開	= ON		正常
* 2011/3/11 15:39	C048	D/W クーラー戻り空気温度 A	= 66.72718811	℃	L3高
* 2011/3/11 15:39	T006	タービン グランドシール 蒸気圧力	= -0.665531218	kPa	低
2011/3/11 15:39	R705	RCIC起動信号	= 起動		正常
* 2011/3/11 15:39	T006	タービン グランドシール 蒸気圧力	= -0.665531218	kPa	RL下層過熱

- ① 14時50分にRCICを手動起動、その後、14時51分に原子炉水位高により停止。
- ② 15時02分にRCICを手動起動、その後、15時28分に原子炉水位高により停止。
- ③ 15時39分にRCICを手動起動。

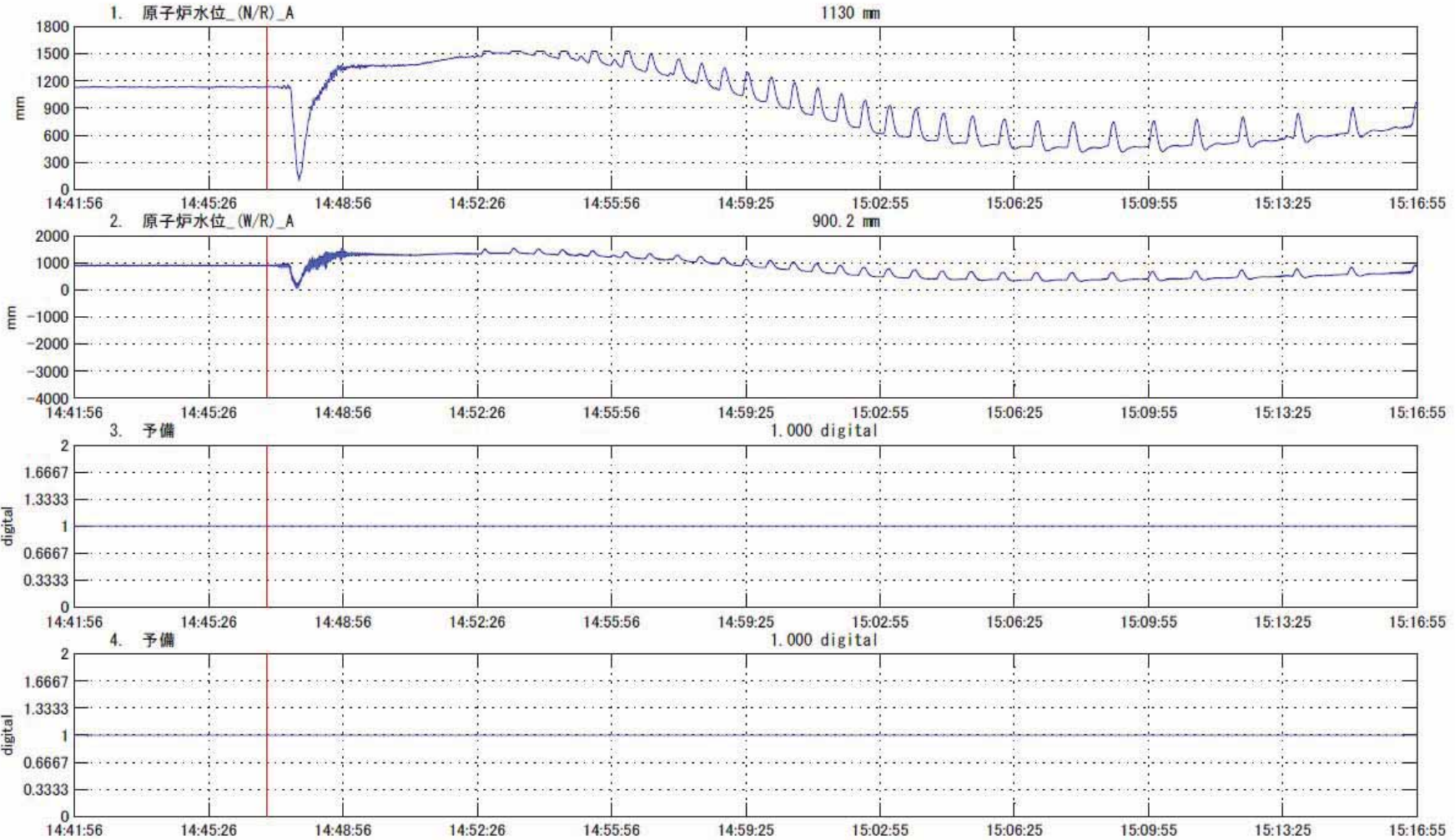
【1号機 排気筒放射線モニタ】
 (排気筒放射線モニタは1-2号共通)



- ① 14時46分 地震によるスクラム
- ② ノイズと思われる信号
- ※ 15時30分過ぎに津波が到来したと想定される。津波の影響によると思われる記録終了。

福島第一原子力発電所 2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41分56秒～2011年03月11日15時16分55秒
グループ名称 : 1F-2 (1) 原子炉水位

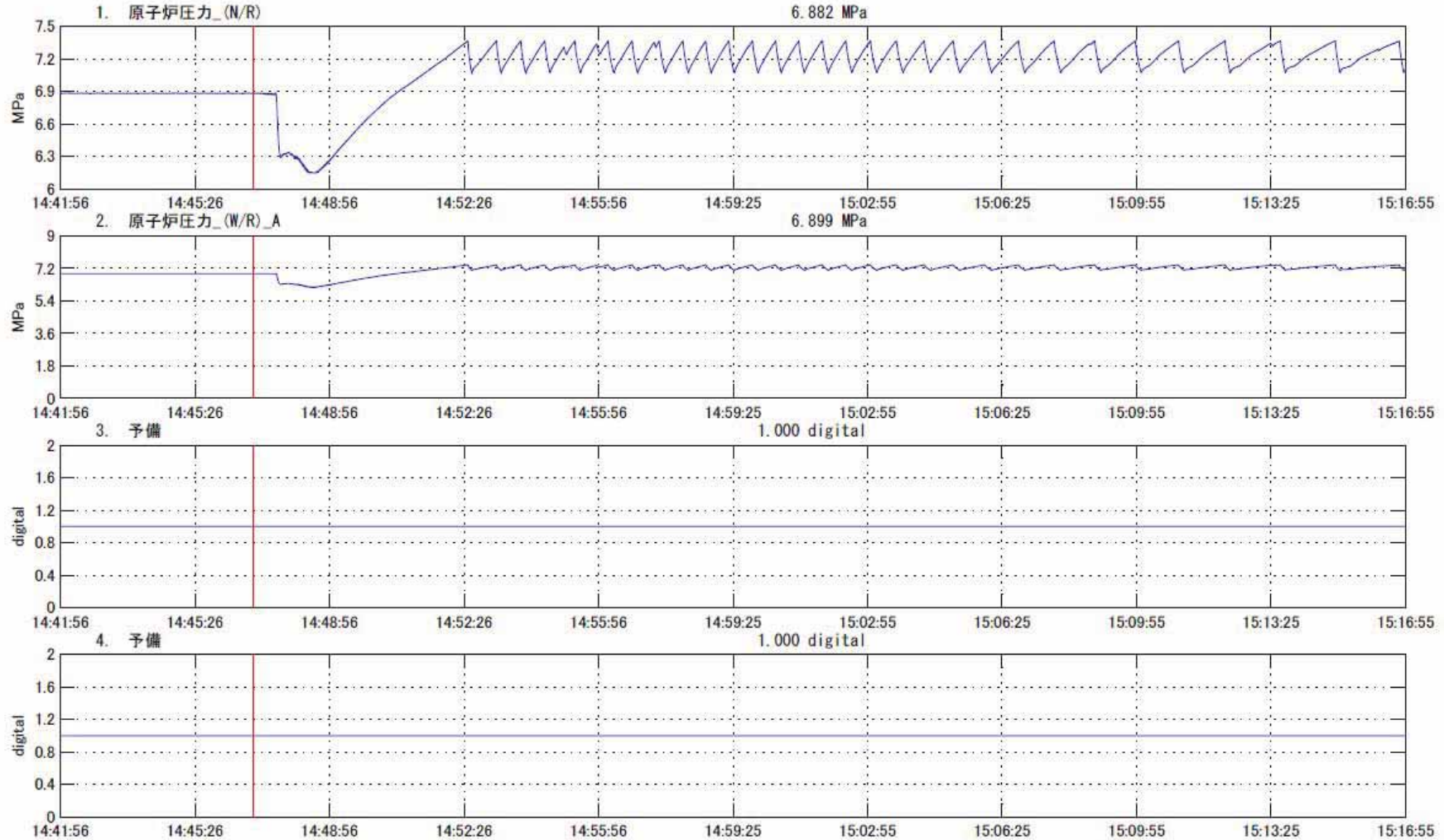
ファイル名 1F2_Cy26_EVF_DET_2011_03_11_14_46_56_400.dat データ周期 0.01秒
イベント検出時刻 2011年03月11日14時46分56秒 400 ミリ秒



2号機 過渡現象記録装置トレンドデータ

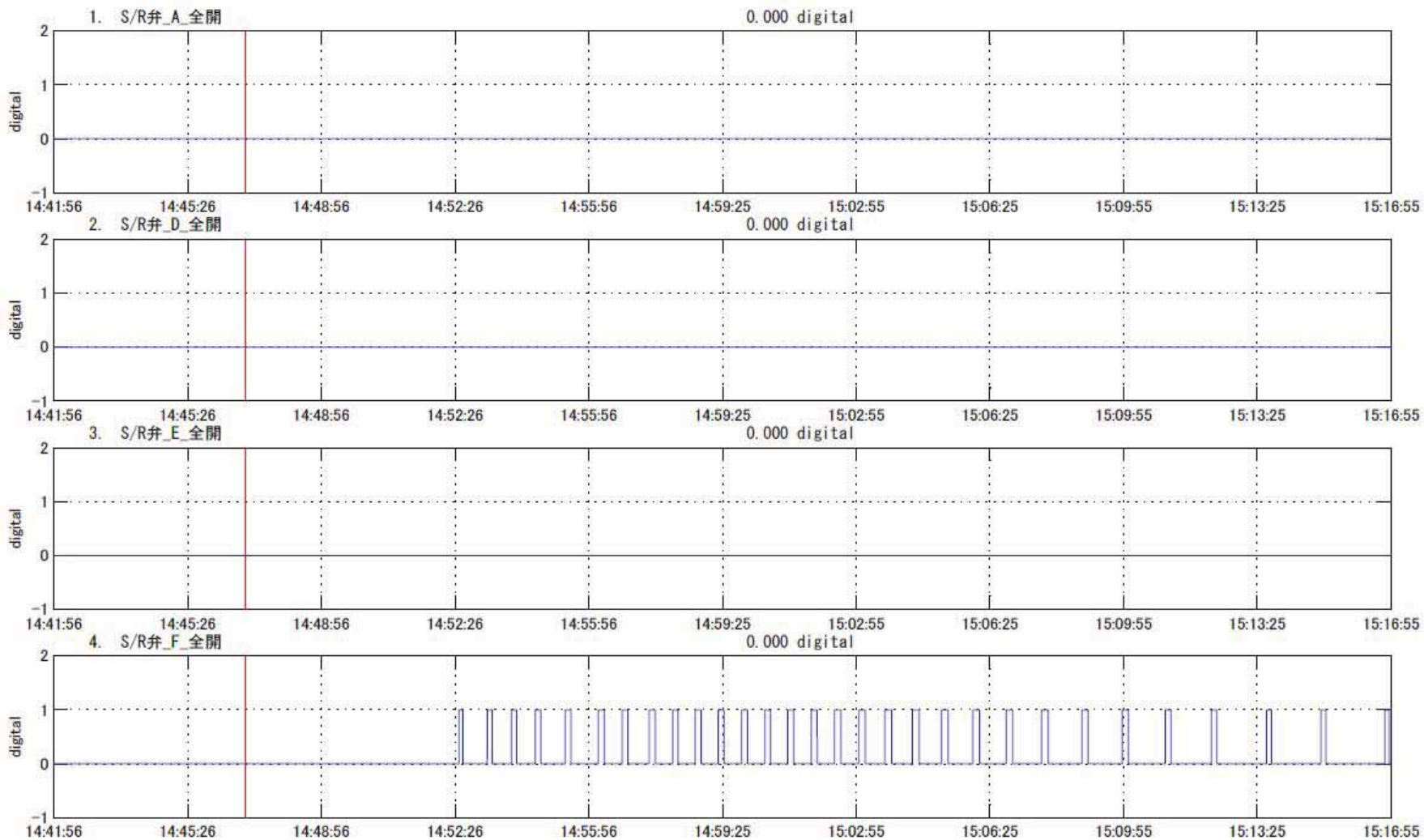
福島第一原子力発電所 2号機 イベントデータ 時系列データ表示
データ表示期間 2011年03月11日14時41分56秒～2011年03月11日15時16分55秒
グループ名称 : 1F-2 (1) 原子炉圧力 (1)

ファイル名 1F2_Cy26_EVF_DET_2011_03_11_14_46_56_400.dat データ周期 0.01秒
イベント検出時刻 2011年03月11日14時46分56秒 400 ミリ秒

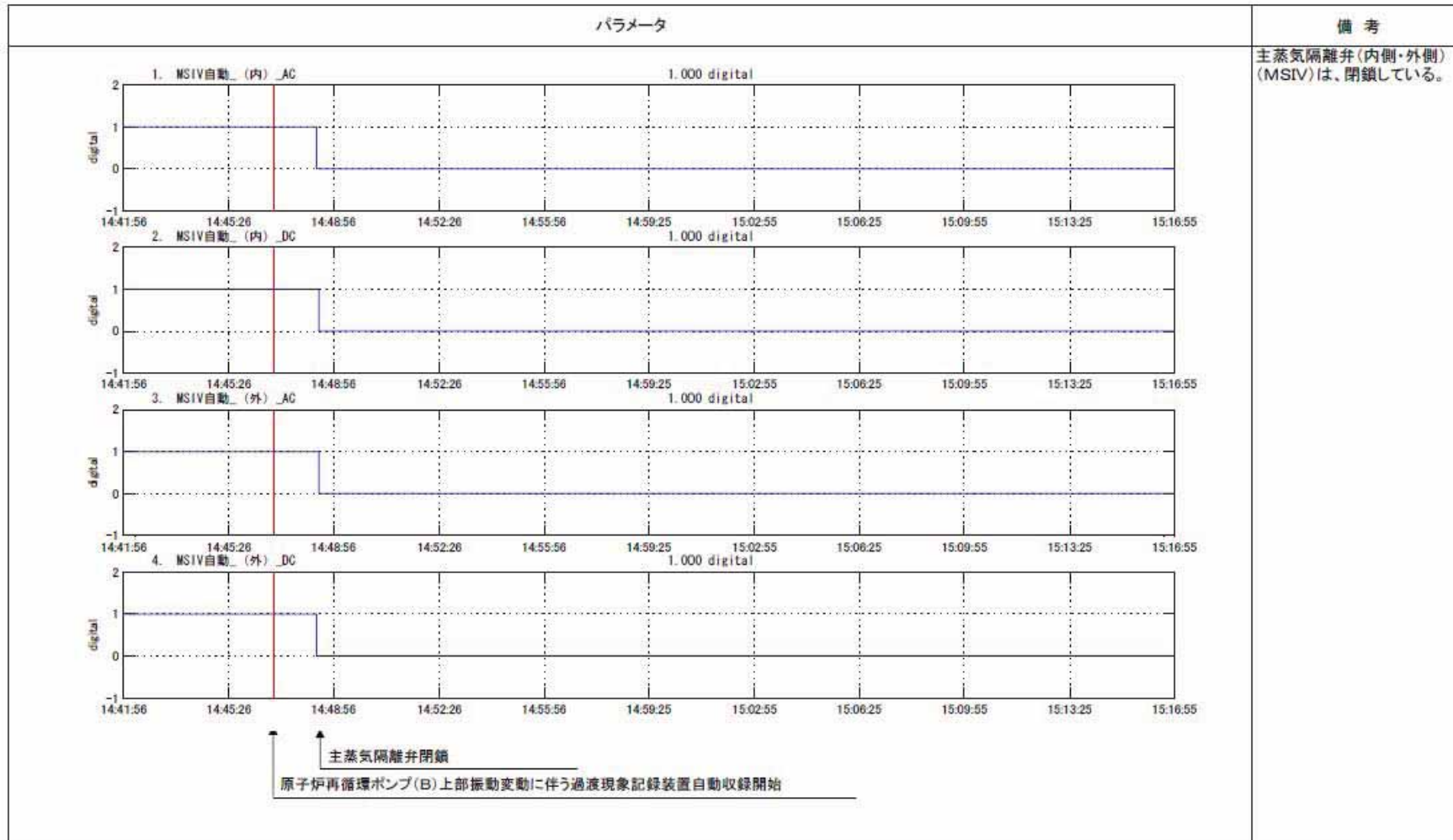


福島第一原子力発電所 2号機 イベントデータ 時系列データ表示
データ表示期間 2011年03月11日14時41分56秒～2011年03月11日15時16分55秒
グループ名称： 1F-2 (1) 原子炉圧力 (2)

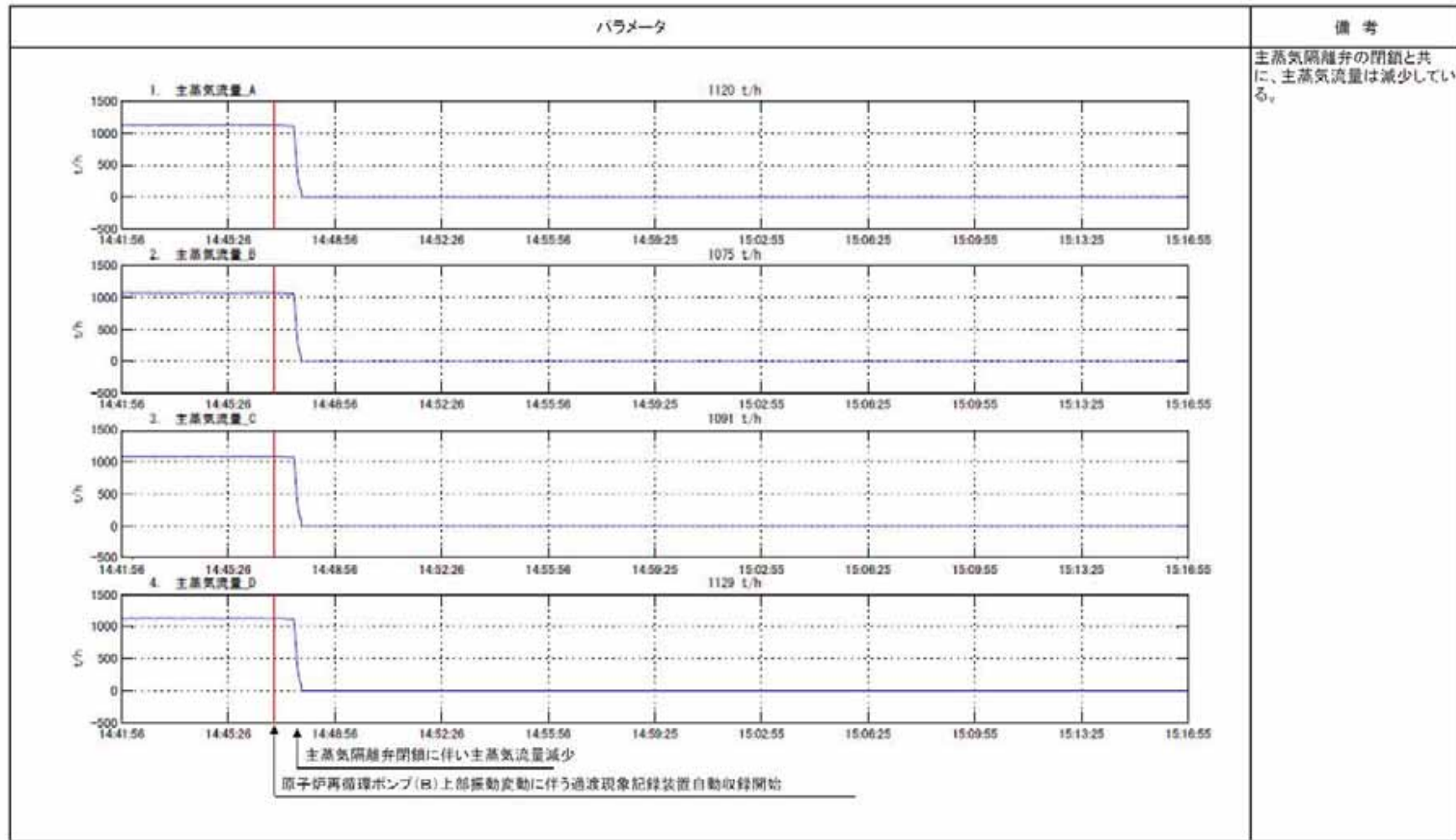
ファイル名 1F2_Cy26_EVF_DET_2011_03_11_14_46_56_400.dat データ周期 0.01秒
イベント検出時刻 2011年03月11日14時46分56秒 400 ミリ秒



2号機 過渡現象記録装置トレンドデータ

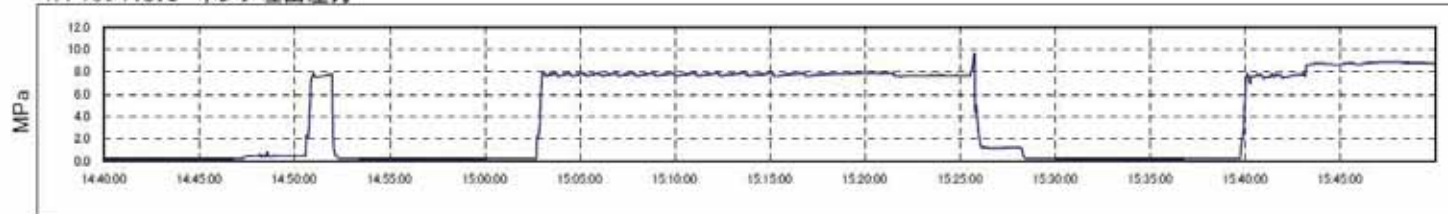


2号機 過渡現象記録装置トレンドデータ

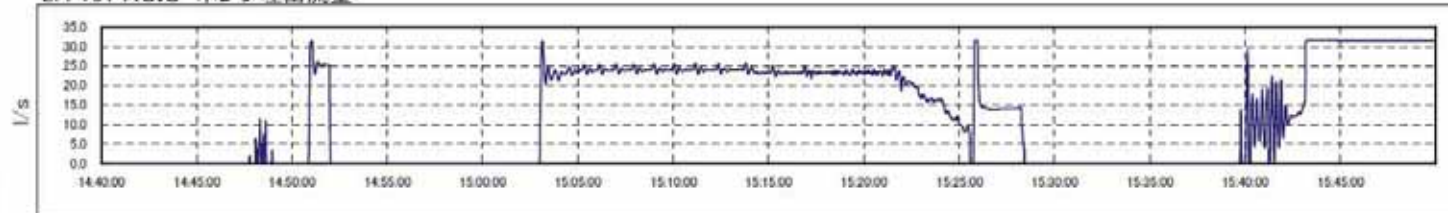


2号機 過渡現象記録装置トレンドデータ

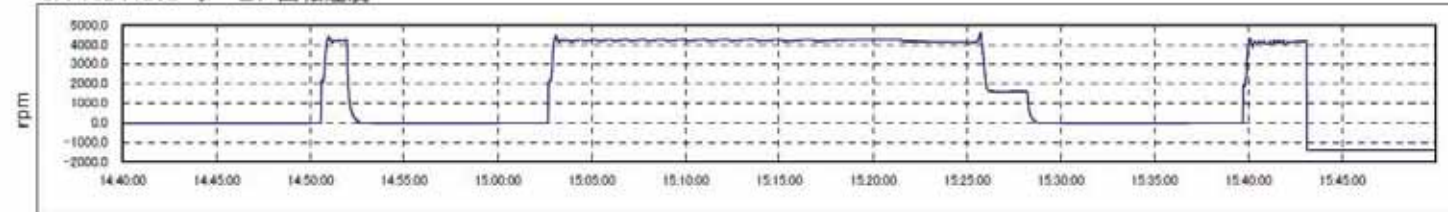
福島第一原子力発電所 2号機プロセス計算機履歴データ
データ表示期間 2011年3月11日 14:40:00 ~ 2011年3月11日 15:50:00
データ周期 1秒
1. P750 RCIC ポンプ吐出圧力



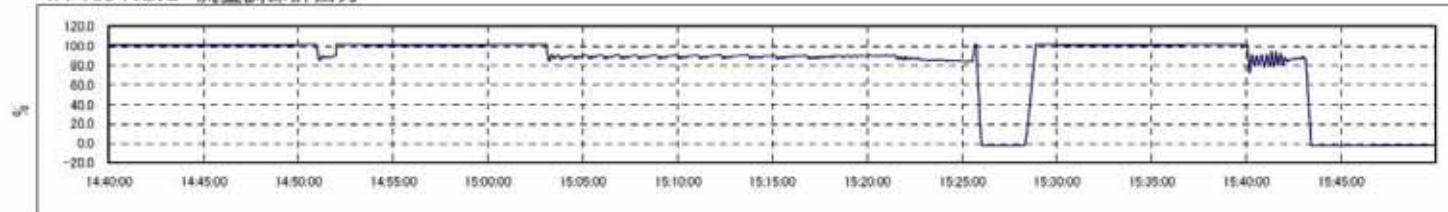
2. P751 RCIC ポンプ吐出流量



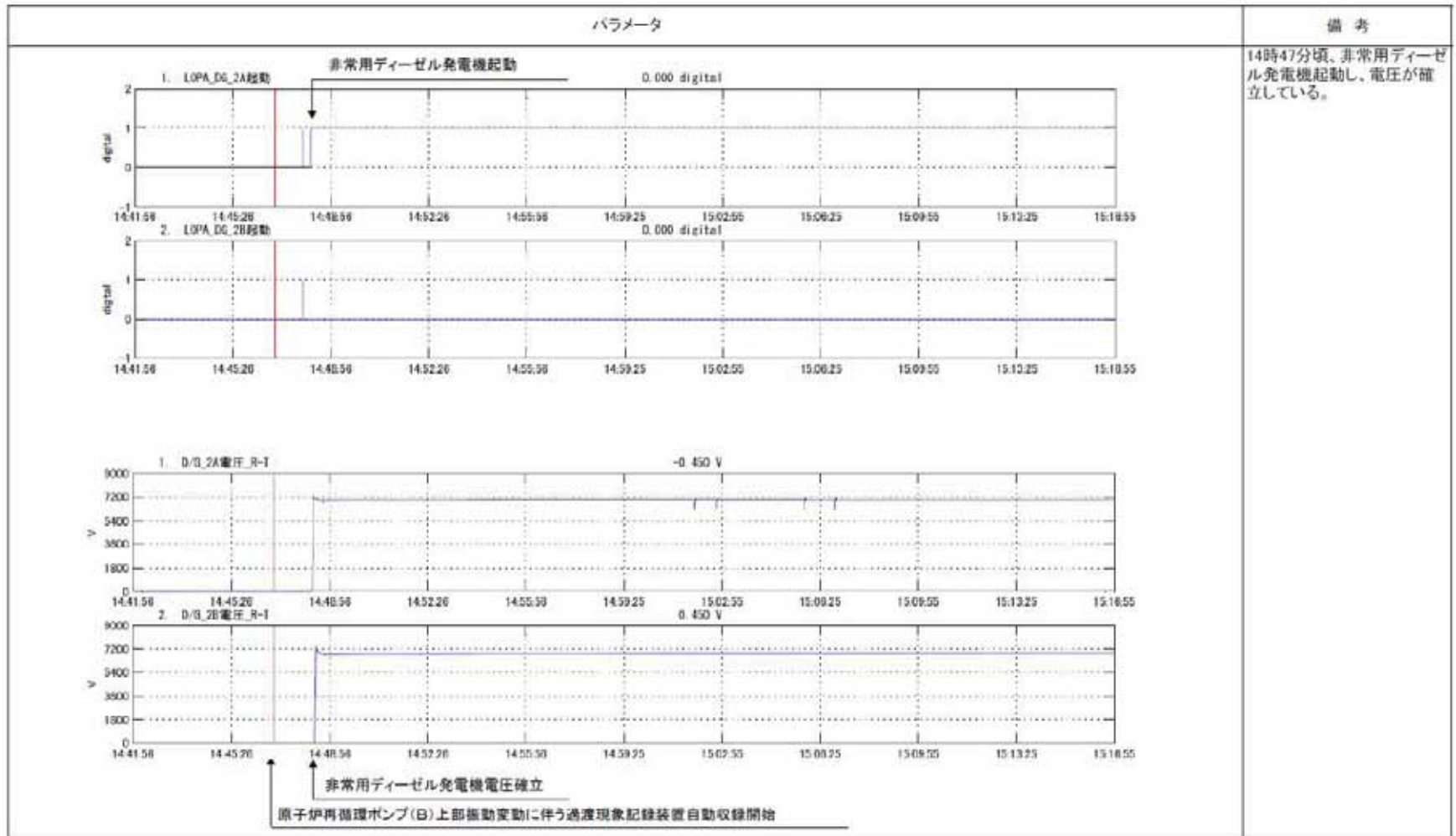
3. P752 RCIC タービン回転速度



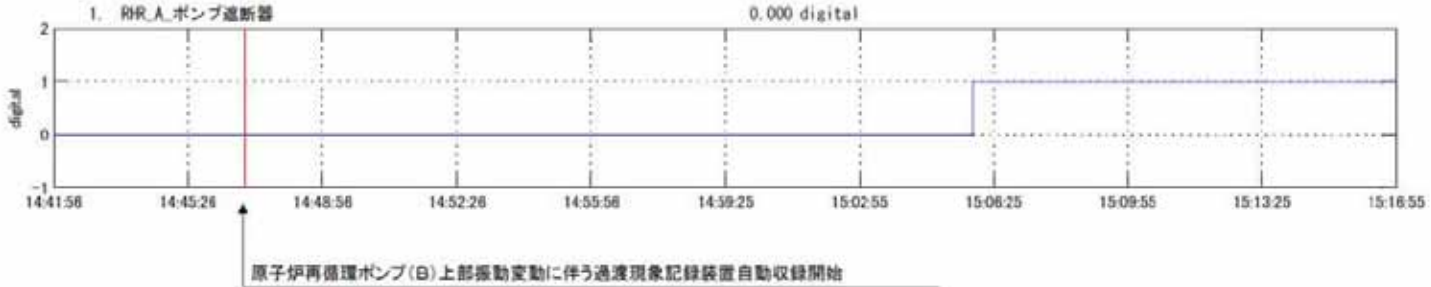
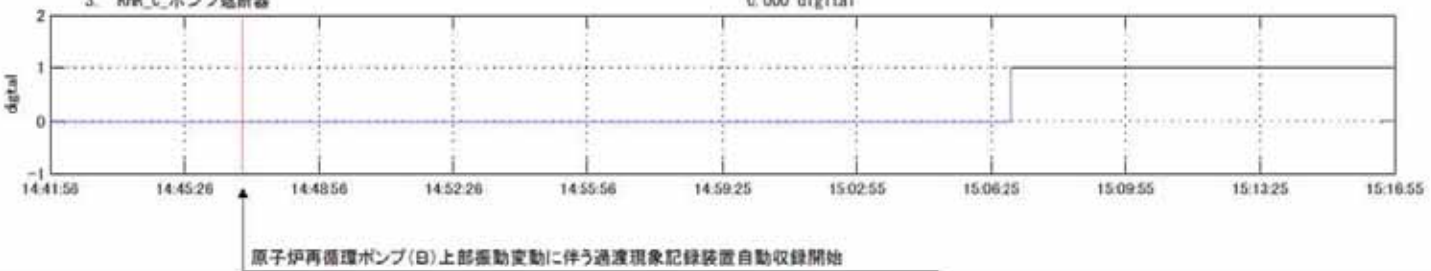
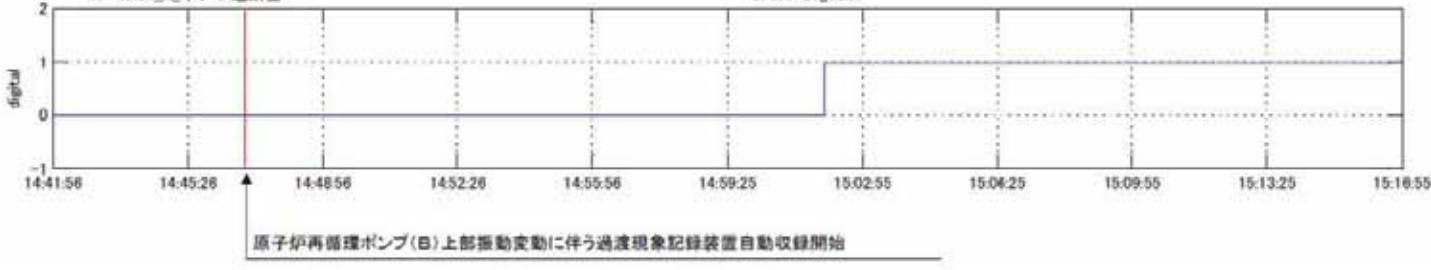
4. P753 RCIC 流量調節計出力



2号機 過渡現象記録装置トレンドデータ



2号機 過渡現象記録装置トレンドデータ

パラメータ	備考
<p>1. RHR_A_ポンプ遮断器</p>  <p>0.000 digital</p>	<p>圧力抑制室プール水冷却のため、15時04分頃、残留熱除去系(RHR)ポンプAを起動したものと推定される。</p>
<p>3. RHR_C_ポンプ遮断器</p>  <p>0.000 digital</p>	<p>圧力抑制室プール水冷却のため、15時07分頃、残留熱除去系(RHR)ポンプCを起動したものと推定される。</p>
<p>1. RHR_B_ポンプ遮断器</p>  <p>0.000 digital</p>	<p>圧力抑制室プール水冷却のため、15時00分頃、残留熱除去海水系ポンプAを起動したものと推定される。</p>

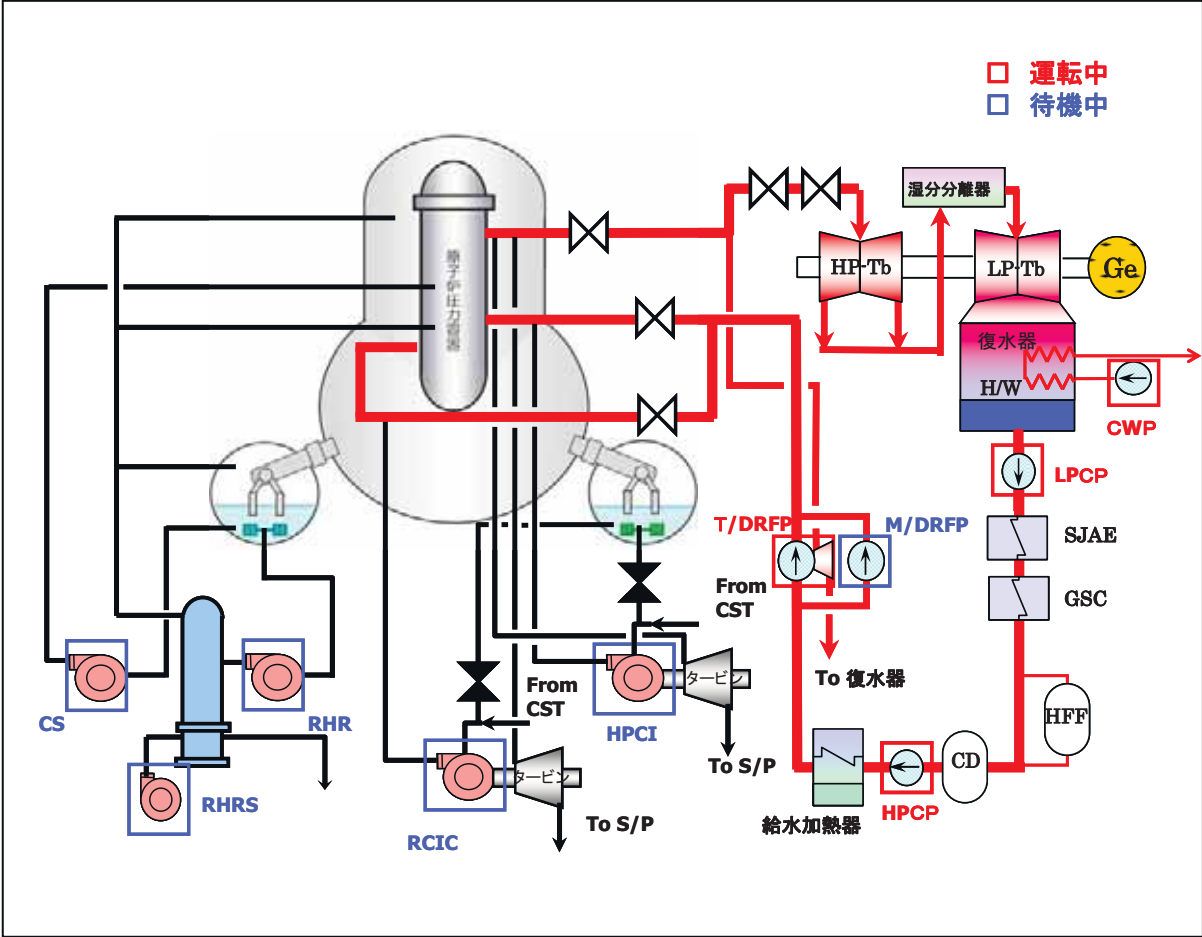
パラメータ	備考
<p>1. D/G 2A電圧 R-T 6942 V</p> <p>3. D/G 2A電流 (R) 379.8 A</p> <p>3. D/G 2A遮断器 1.000 digital</p> <p>1. D/G 2A 起動 0.000 digital</p>	<p>D/G 2Aは動作していたが、津波の影響により停止している。</p> <p>15:38頃に再度起動信号が発信された形跡があるが、起動には至っていない。</p>

2号機 過渡現象記録装置トレンドデータ

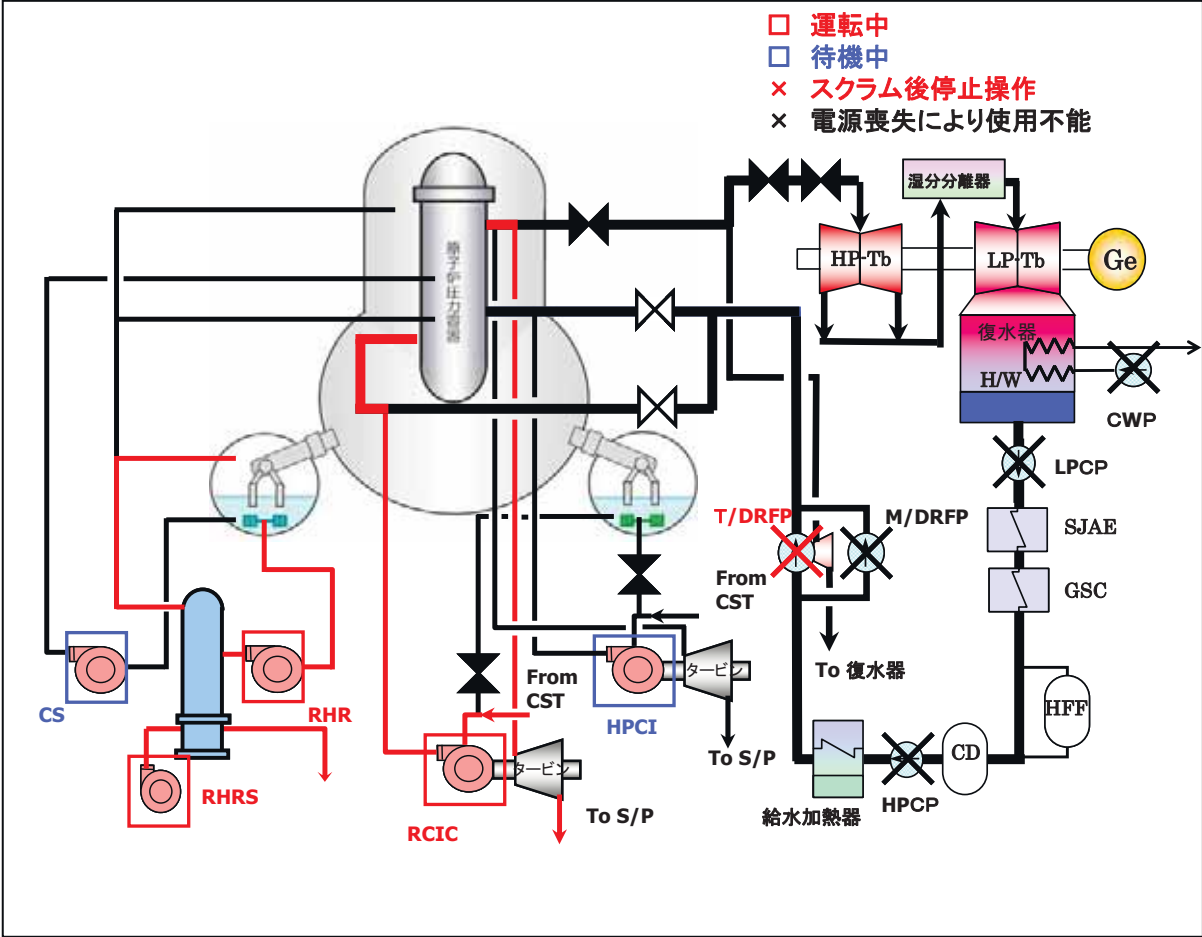
パラメータ	備考
<p>2. D/G_2B電圧_R-T 6888 V</p> <p>4. D/G_2B電流_(R) 76.95 A</p> <p>4. D/G_2B_遮断器 1.000 digital</p> <p>2. D/G_2B_起動 0.000 digital</p>	<p>D/G 2Bは動作していたが、津波の影響により停止している。</p> <p>2Aとの時間差は、設置位置の違い(2Bは陸側の運用補助共用建屋に設置)のためと推察される。</p>

2号機 過渡現象記録装置トレンドデータ

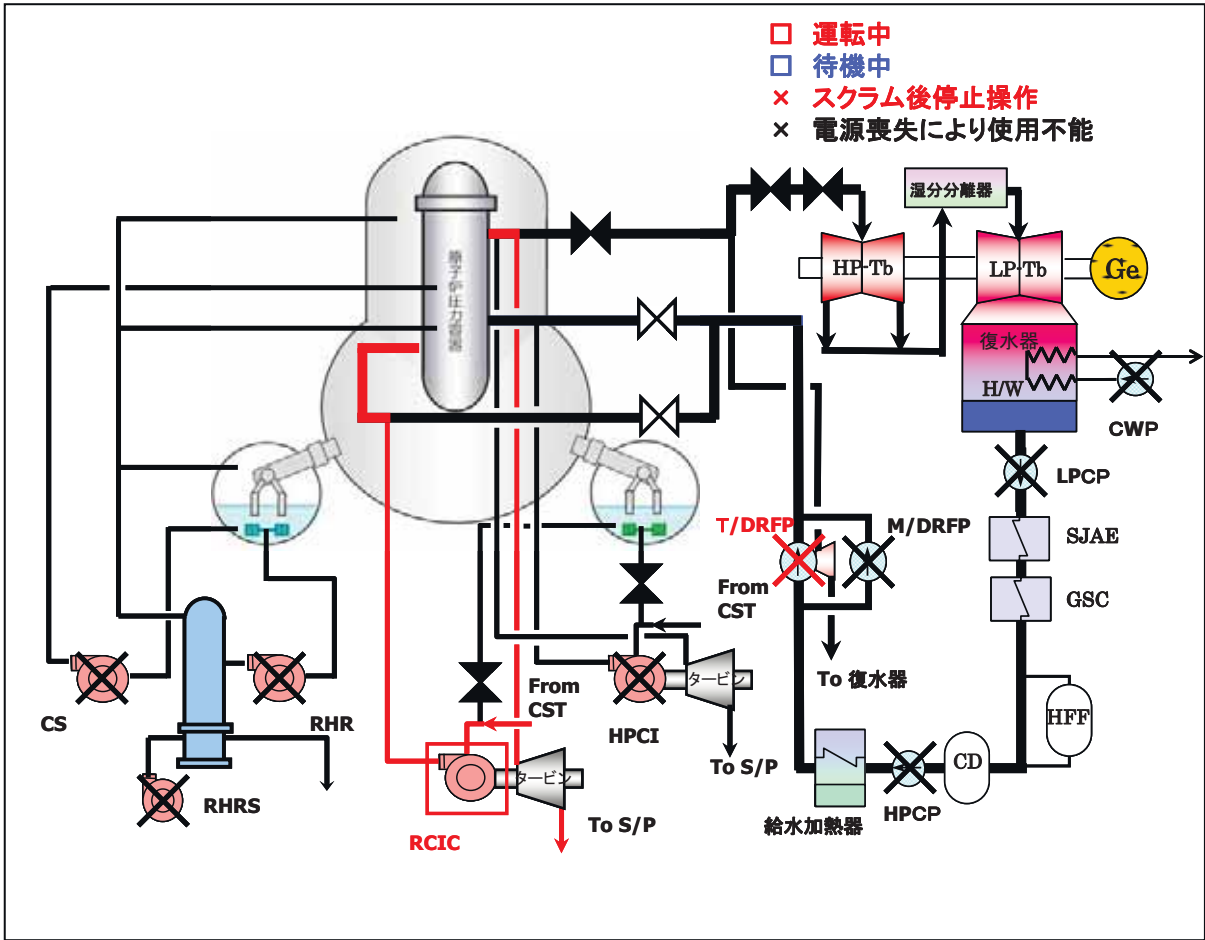
2号機 系統概略図 (3月11日地震発生前の主要機器状態)



2号機 系統概略図 (3月11日地震発生後の主要機器状態)



2号機 系統概略図 (3月11日津波襲来後の主要機器状態)



2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）

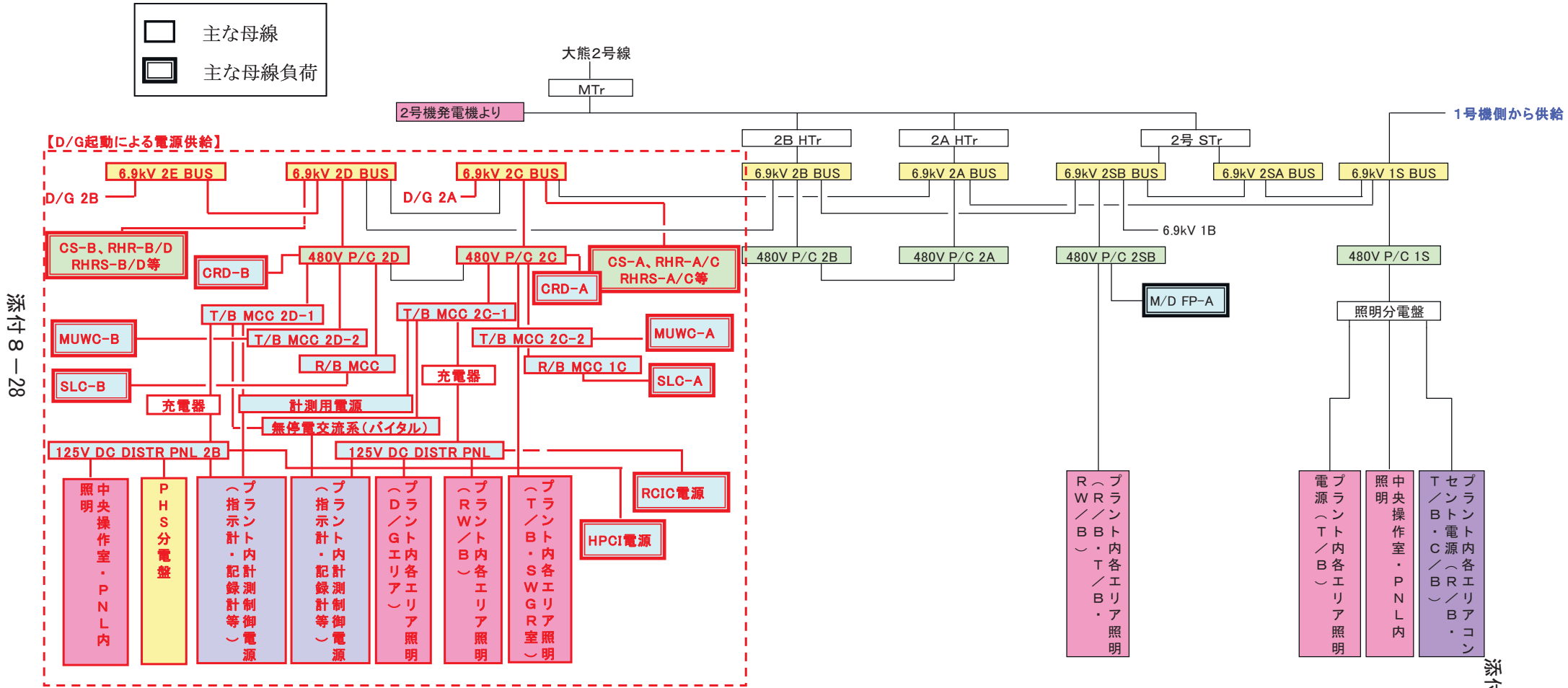
		設置場所	耐震クラス	地震スクラム時	地震スクラム～津波到達直前まで	津波到達以降	備考	
冷やす機能	ECCS系	RHR(A)	R/B地下階 (OP. -1030)	A	○	◎	×	津波前、手動起動(S/Pクーリング)で作動を確認 津波後、電源・海水系(RHRS A/C)とも喪失
		RHR(B)	R/B地下階 (OP. -1030)	A	○	○ 注1	×	津波後、電源・海水系(RHRS B/D)とも喪失
		RHR(C)	R/B地下階 (OP. -1030)	A	○	◎	×	津波前、手動起動(S/Pクーリング)で作動を確認 津波後、電源・海水系(RHRS A/C)とも喪失
		RHR(D)	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	○	◎	×	津波前、手動起動(S/Pクーリング)で作動を確認 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	○	◎	×	津波前、手動起動(S/P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
		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	○	○ 注1	×	津波後、電源喪失(補助油ポンプ)
炉注水	RCIC	R/B地下階 (OP. -2060)	A	○	◎	◎	地震後、津波後に手動起動。暫くして停止(原因不明)	
	MUWC (代替注水)	T/B地下階 (OP. 1900)	B	◎	◎	×	津波後、電源喪失	
プール冷却	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	×	ブローアウトパネル開放
		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済加速度*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」

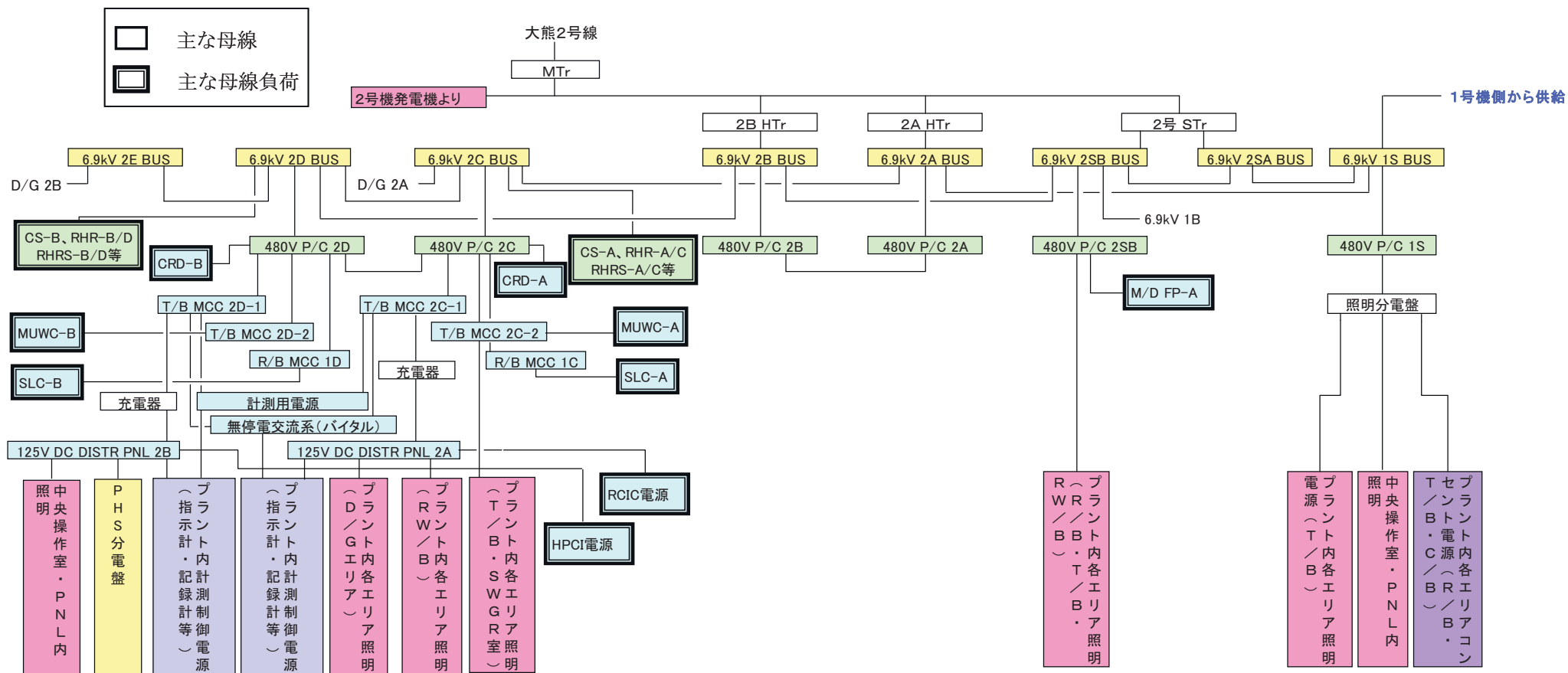
2号機 所内電源概略図（地震発生後の状態）

（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）



2号機 所内電源概略図 (津波襲来後の状態)

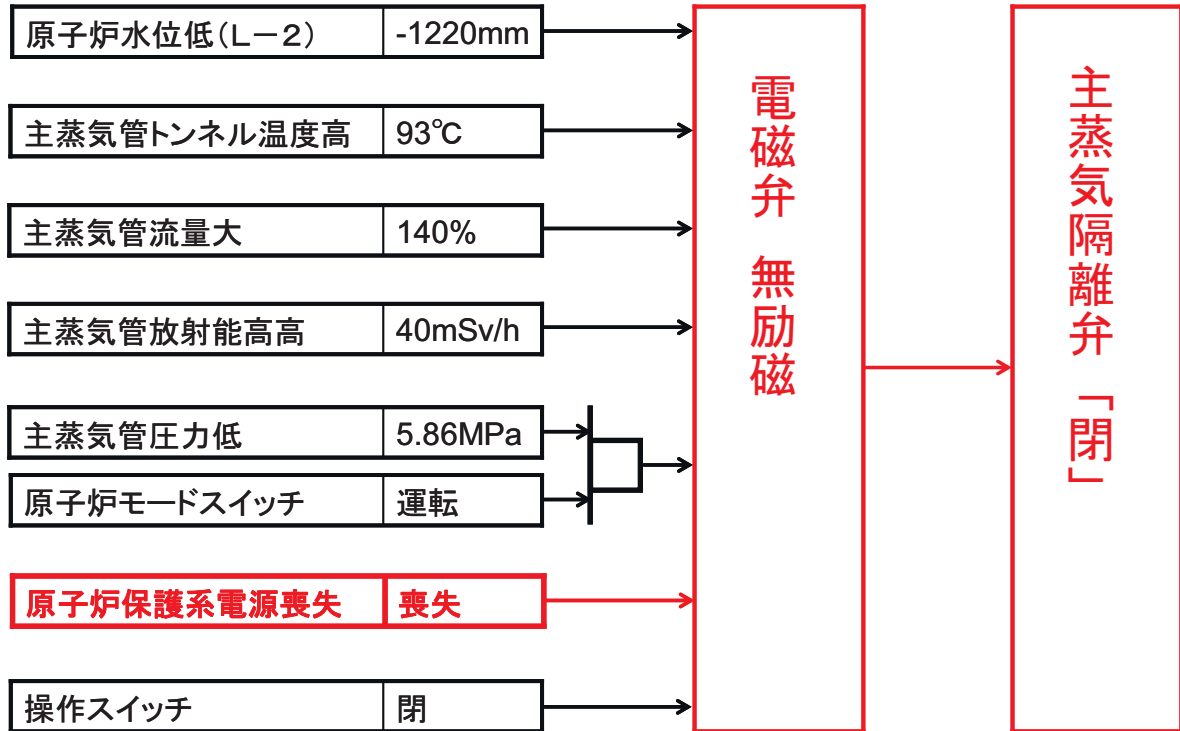
(黒字 : D/Gも停止し、全電源喪失状態)



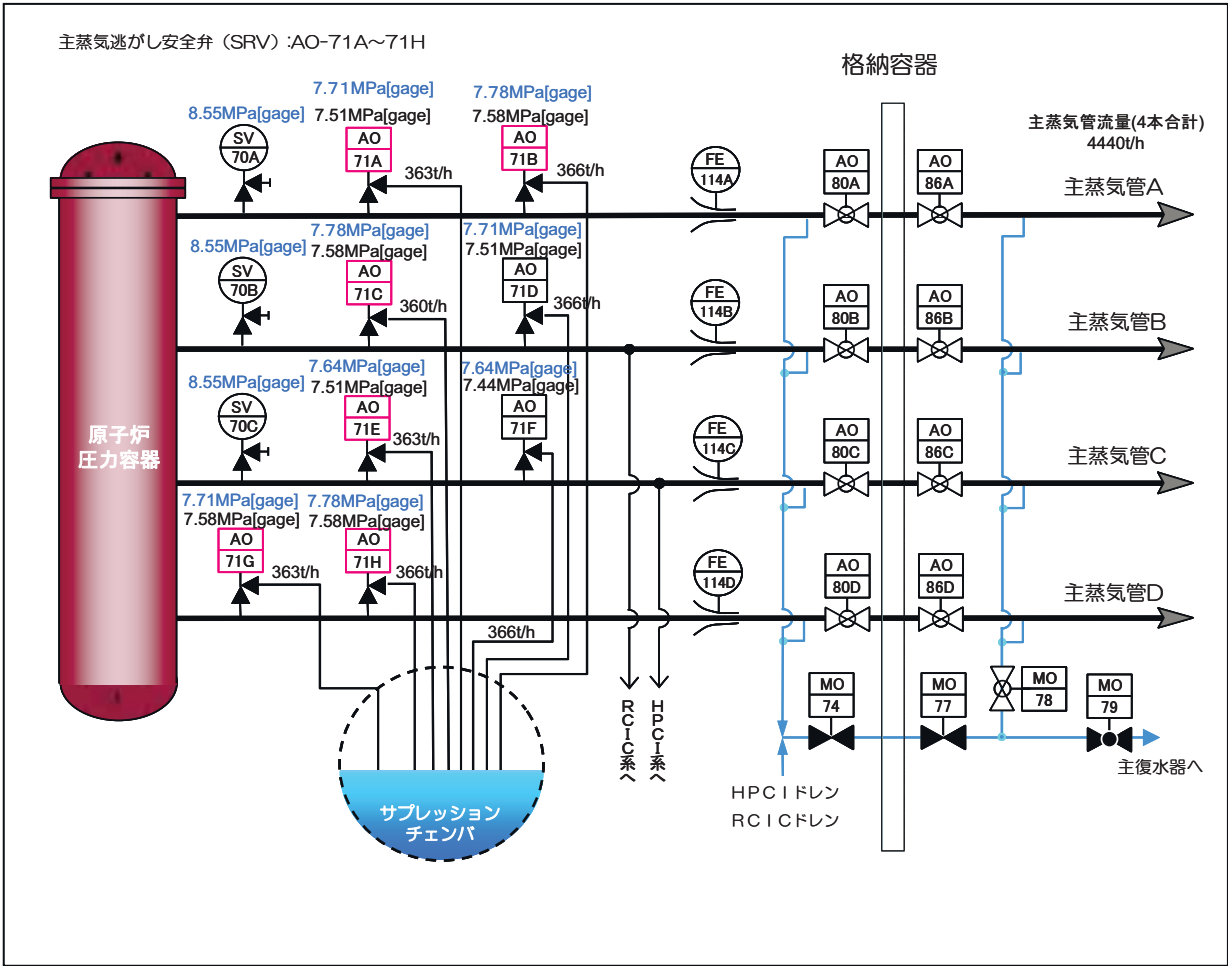
添付 8-29

添付資料 8-6

MS I Vインターロック



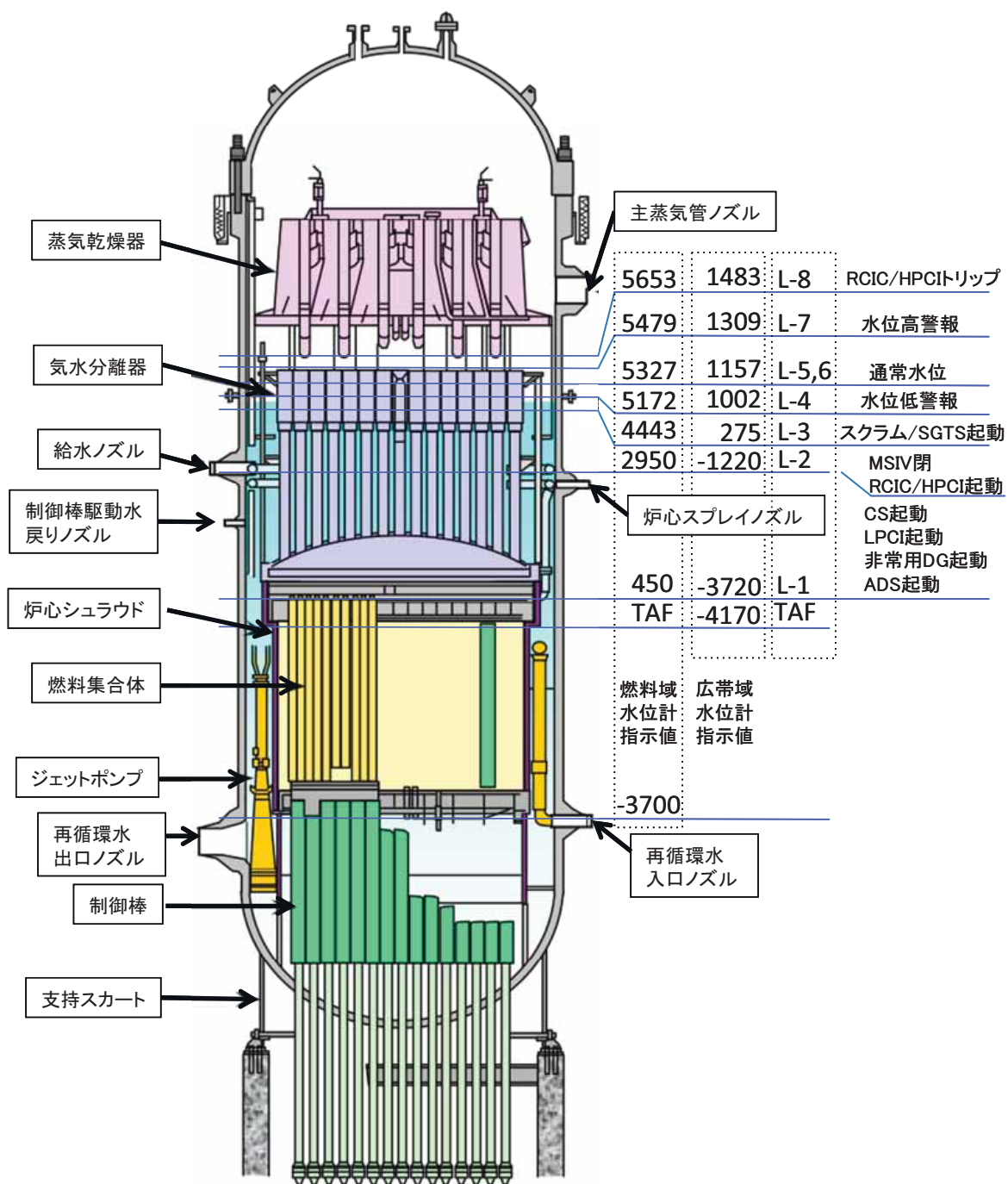
S R V 動作圧力について



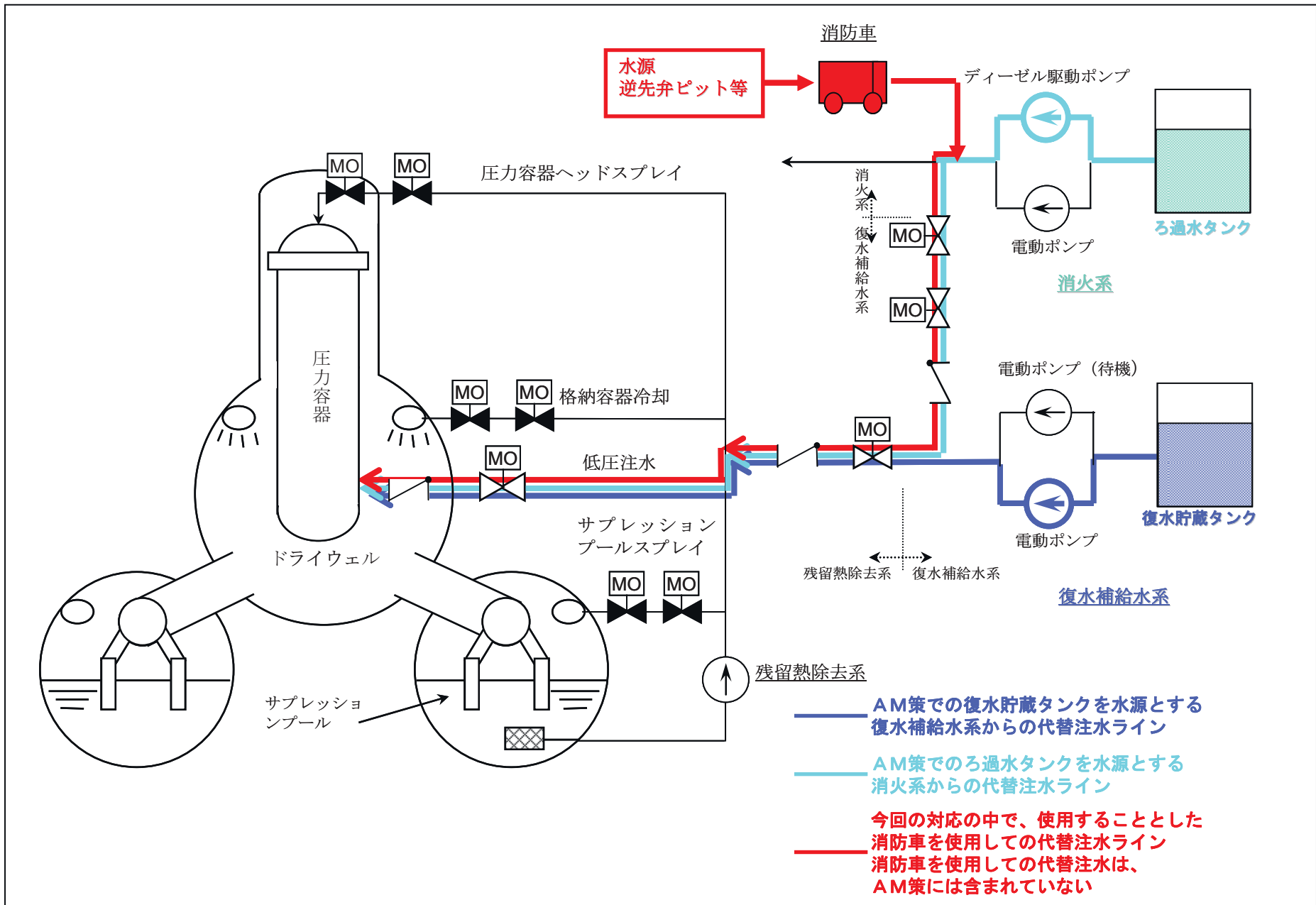
注：黒字は圧カスイッチ動作圧力、青字は安全弁動作圧力

図 8 - 8 - 1 S R V 動作圧力

原子炉水位図

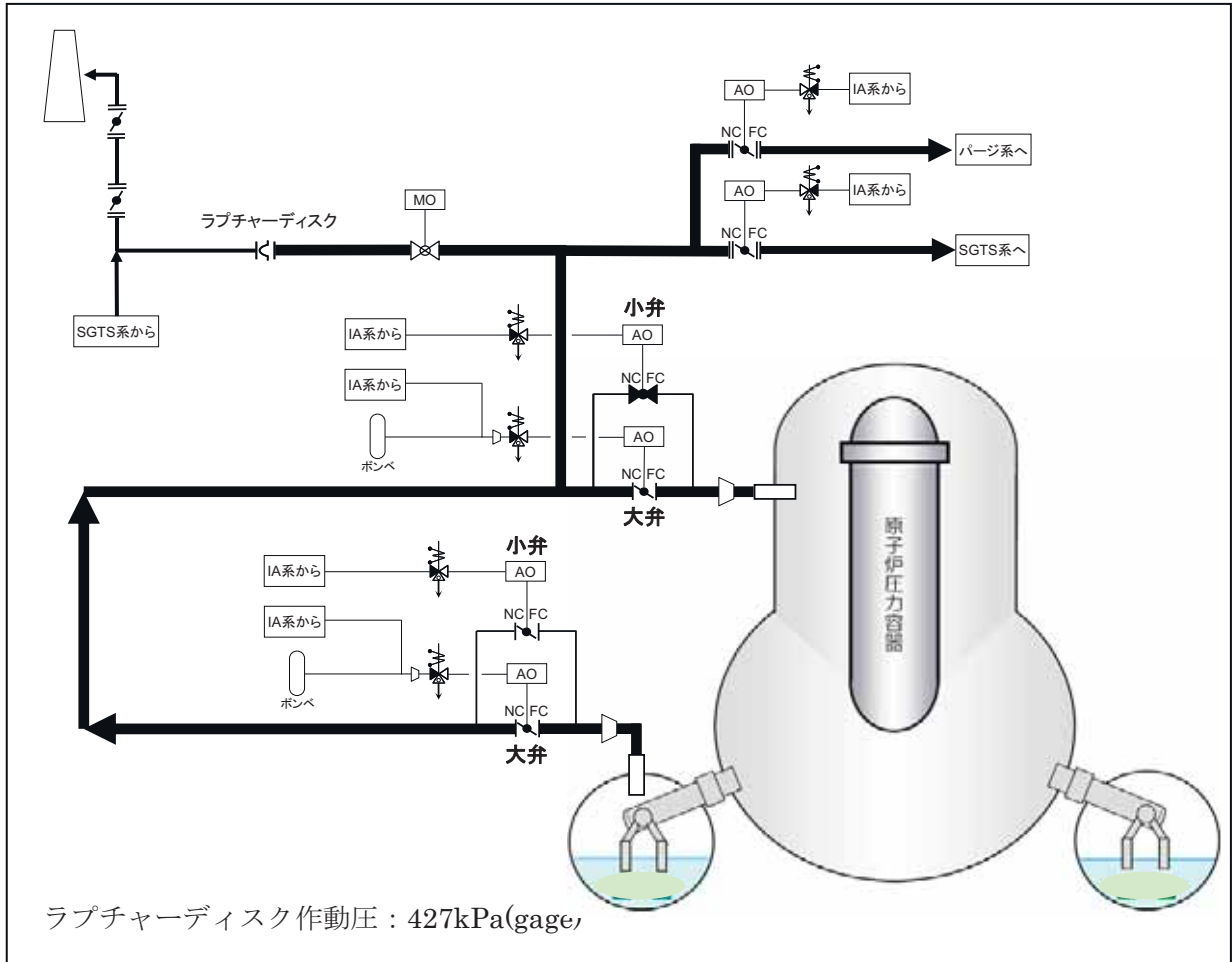


代替注水について

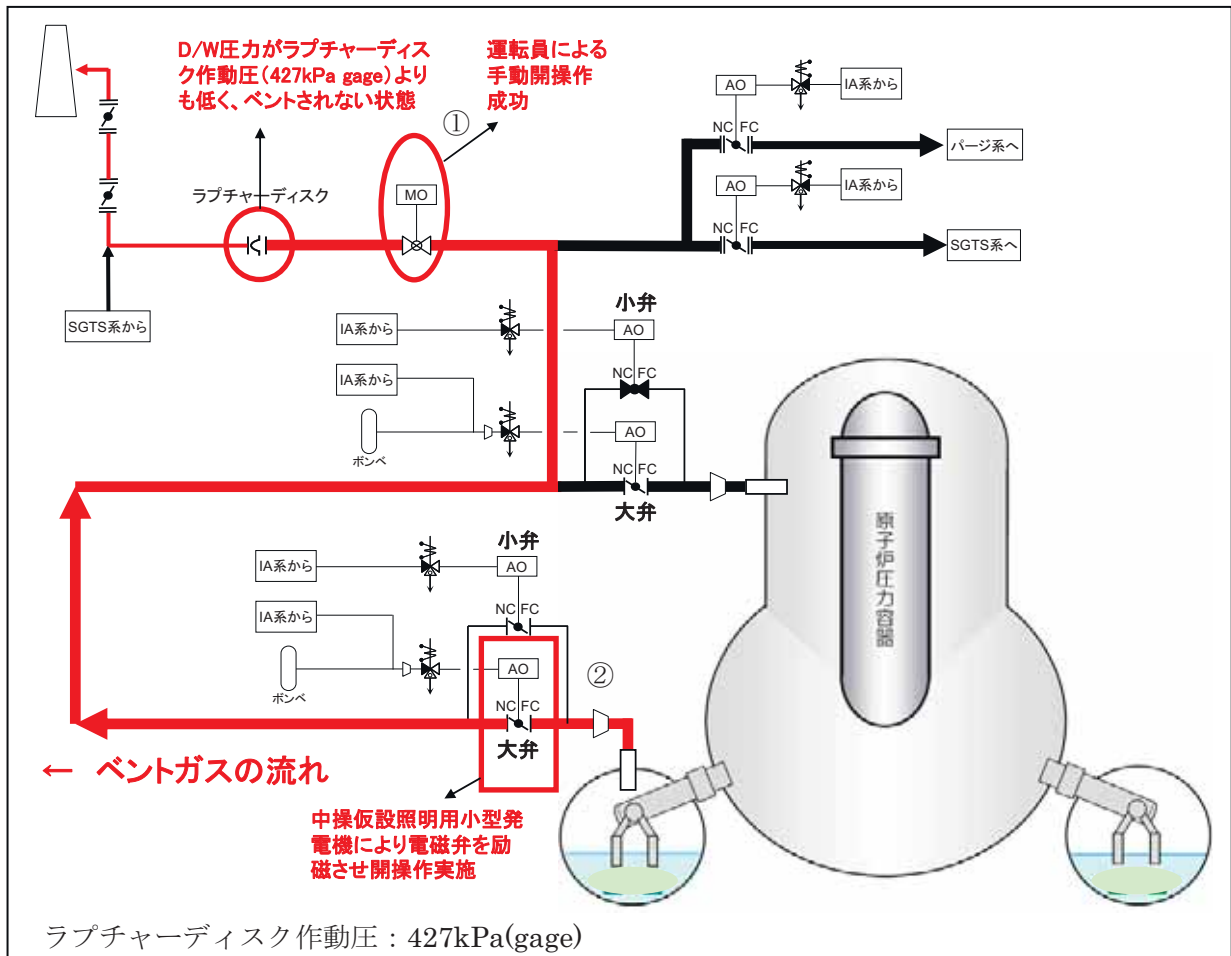


PCVベントについて

2号機 PCVベント図 (3月11日地震発生前)



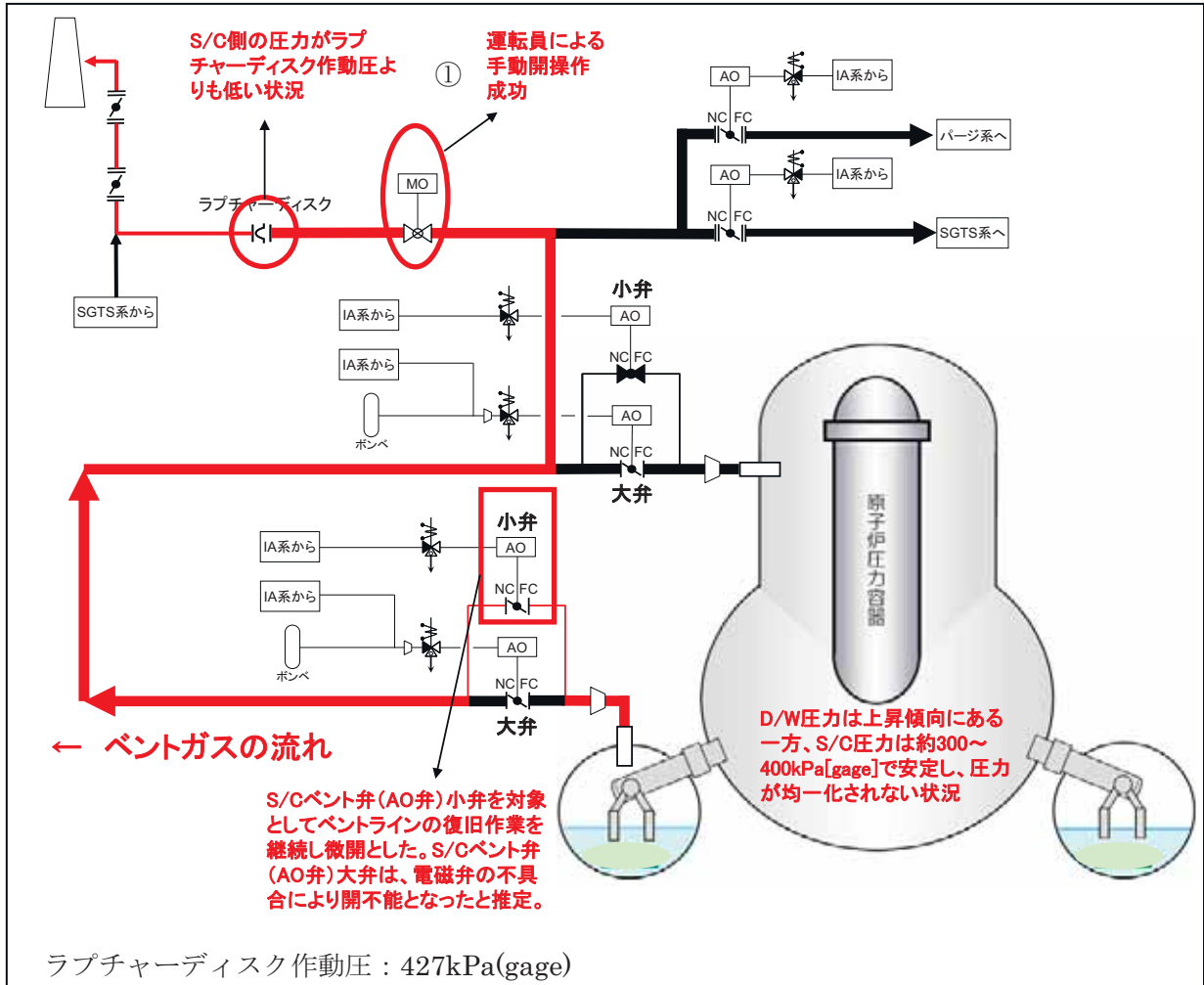
2号機 PCVベント図 (3月11日 11時00分頃 S/C側大弁使用時)



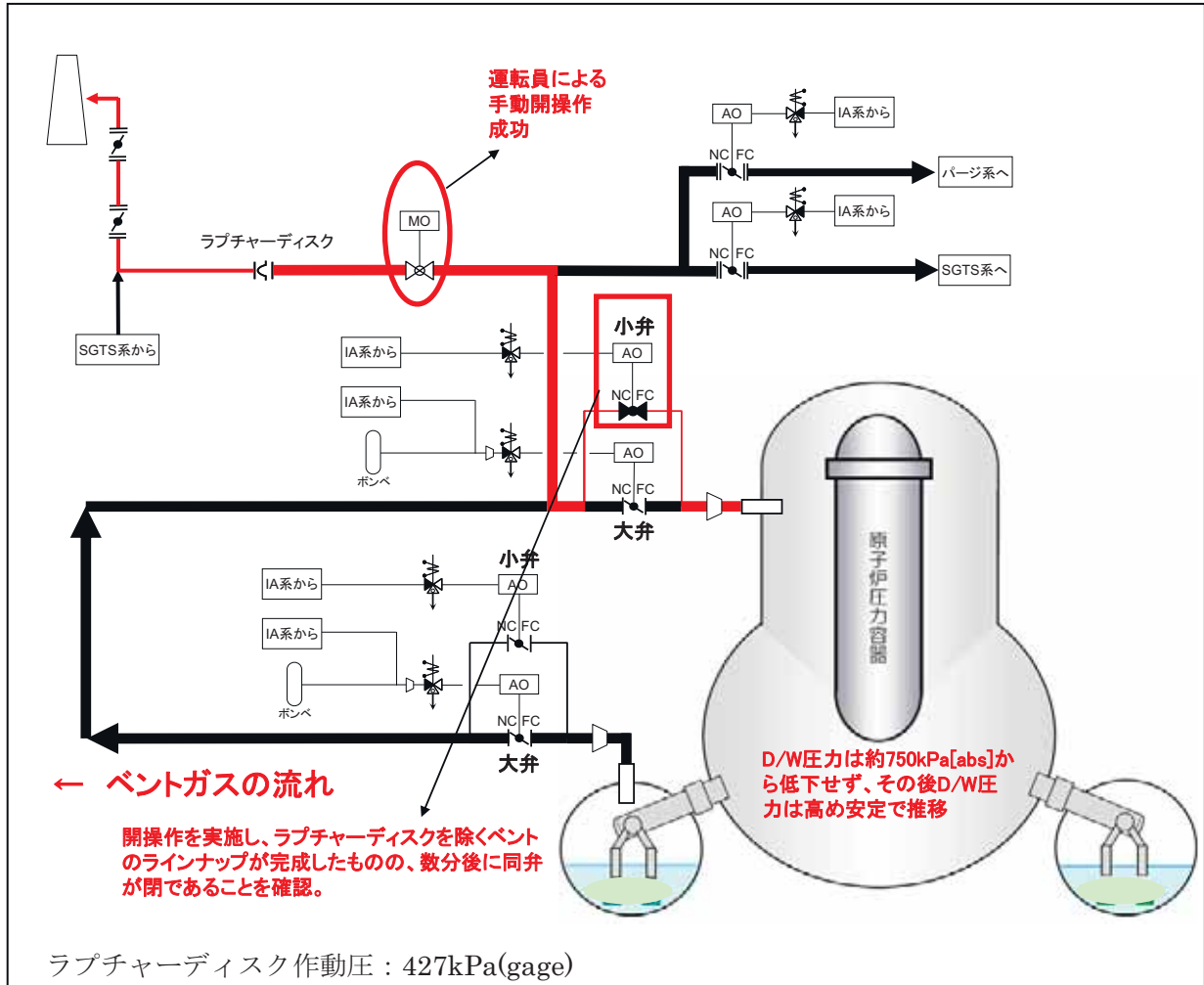
【PCVベント弁(MO弁)開操作とS/Cベント弁(AO弁)大弁開操作の実施】

- ① 3月13日8時10分
PCVベントMO弁を運転員が手動にて25%まで開操作。
- ② 3月13日11時00分
S/CベントAO弁(大弁)を開にするため、中操仮設照明用小型発電機からの電源を用いて電磁弁を強制的に励磁させ開操作。ラプチャーディスクを除くPCVベントライン系統構成までが完了。
- ③ その後
D/W圧力はラプチャーディスク作動圧(427kPa [gage])よりも低く、ラプチャーディスクの破裂待ちの状態であり、PCVベントされない状態であることから、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。

2号機 PCVベント図 (3月14日 18時35分頃 S/C側小弁使用時)



2号機 PCVベント図（3月15日0時02分頃 D/W側小弁使用時）



【D/Wベント弁（AO弁）小弁開操作】

- ① 3月13日8時10分
PCVベントMO弁を運転員が手動にて25%まで開操作。
- ② 3月15日0時02分頃
D/WからのベントラインにあるAO弁（小弁）の開操作を実施し、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したが、数分後にD/WからのベントAO弁（小弁）が閉であることを確認。（D/W圧力は約750kPa[abs]から低下せず、その後D/W圧力は高め安定で推移。）
- ③ 3月15日3時00分
D/W圧力が設計上の最高使用圧力（約528kPa[abs]（427kPa[gage]））を超えたことから、減圧操作および原子炉内への注水操作を試みたが、原子炉が減圧しきれていない状況であることを確認した。

2号機 PCVベントにおける被ばく線量評価（発信時刻：12日3時33分）

（前提条件に基づく線量評価であり、実際の被ばく線量ではない）

様式8-1（1/4）

異常事態連絡様式（第2報以降）（原子炉施設）

※各項目について、情報が得られたものから記入し、迅速に連絡することとする。

平成 23 年 3 月 12 日 (第 報)		
発信時刻 3 時 33 分		
(第 15 条-12 報)		
経済産業大臣，福島県知事，大熊町長，双葉町長 殿		
通報者名 福島第一原子力発電所長 吉田昌郎		
連絡先（原子力防災管理者） 0240-32-2101(代)		
(G)		
特定事象の発生について、原子力災害対策特別措置法第10条第1項の規定に基づく通報 （ 後の情報を通報します。 ）		
原子力事業所の名称及び場所	名称：東京電力株式会社 福島第一原子力発電所 （事業区分：電気事業） 場所：福島県双葉郡大熊町大字夫沢字北原22	
特定事象の発生箇所	福島第一原子力発電所 第二号炉 1.2号機	
特定事象の発生時刻	平成23年3月11日16時26分（24時間表示）	
発生した特定事象の概要	特定事象の種類	⑥非常用炉心冷却装置注水不能 原子力緊急事態に該当（ <input checked="" type="checkbox"/> する， <input type="checkbox"/> しない）
	想定される原因	<input type="checkbox"/> 特定 <input type="checkbox"/> 調査中
	検出された放射線量の状況，検出された放射性物質の状況又は主な施設・設備の状況等	3/12 2時50分現在のプラント運転状況 1号機 原子炉圧力 0.84MPa 原子炉水位 (A)TAF+130cm D/W圧力 0.84MPa (B)TAF+50cm 2号機 RCICポンプの運転していること確認 原子炉圧力 5.64MPa 原子炉水位 TAF+3600mm RCIC圧力 6.0MPa ※2号機D/Wベントした場合の線量評価は添付資料の通り
	その他特定事象の把握に参考となる情報	被ばく者の状況 <input type="checkbox"/> 無 <input checked="" type="checkbox"/> 不明 <input type="checkbox"/> 有：被ばく者 名 要救助者 名 汚染拡大の有無 (確認時刻 時 分) <input type="checkbox"/> 無 <input type="checkbox"/> 有： 気象情報 (確認時刻 時 分) ・天候 : 別紙参照 ・風向 : 方位 ・風速 : m/s ・大気安定度 : 周辺環境への影響 <input type="checkbox"/> 無 <input type="checkbox"/> 有： 応急措置

2号機 PCVベントにおける被ばく線量評価 (発信時刻: 12日3時33分)

(前提条件に基づく線量評価であり、実際の被ばく線量ではない)

1/F-2

トライウエル 2次ベントの場合の線量評価

前提条件

- ・システム: ~~システム~~ ^{重大事故} (Fuel 破損あり)
- ・容積: トライウエル + S/P = ~~6730~~ ⁶⁷³⁰ m³
- ・圧力: 0気圧 → 1気圧

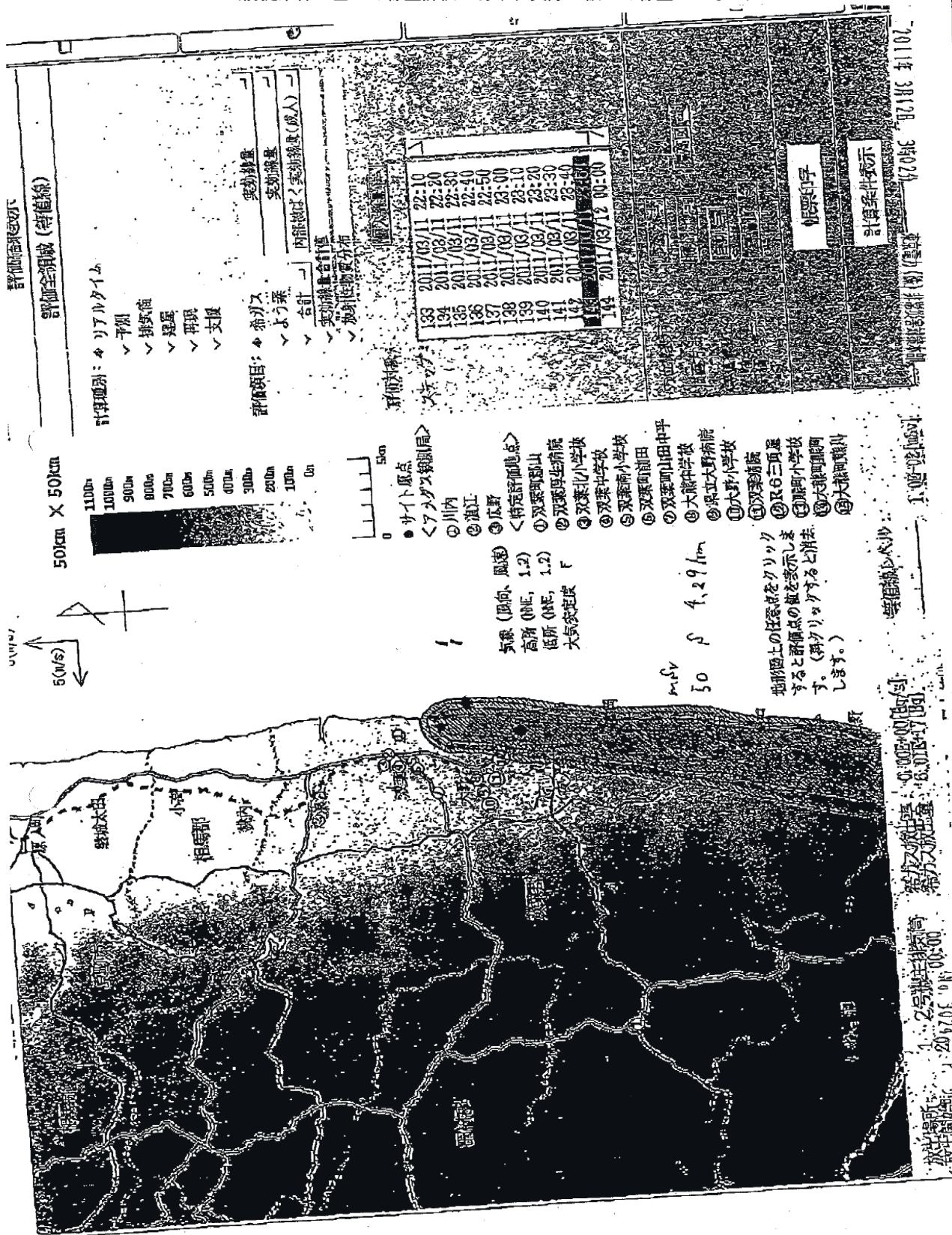
<気象>

風向: 北北東 / 風速: 1.2 m/s / 希ガス / 安定度: 下

1 秒後	26 mSv	SE	0.28 tcm
3 秒	50 秒	N	4.29
5 秒	50 秒	N	4.29

2号機 PCVベントにおける被ばく線量評価 (発信時刻: 12日3時33分)

(前提条件に基づく線量評価であり、実際の被ばく線量ではない)



2号機 PCVベントにおける被ばく線量評価（発信時刻：12日3時33分）

（前提条件に基づく線量評価であり、実際の被ばく線量ではない）

福島第一 モニタリングポストNo.6付近の測定データ

時刻	空間線量率 [nGy/h]	風向	風速 [m/s]	ヨウ素131濃度	
				採取時間	濃度[Bq/cm ³]
2011/3/11 19:45	57	NW	2.8		
2011/3/11 20:00	60	-	-		
2011/3/11 20:10	59	-	-		
2011/3/11 20:35	67	E	0.4		
2011/3/11 20:45	61	NE	0.4		
2011/3/11 21:00	60	NW	0.4		
2011/3/11 21:15	64	SW	0.5		
2011/3/11 21:30	62	NE	0.4		
2011/3/11 21:40	61	NW	0.5		
2011/3/11 21:50	61	NEN	0.4		
2011/3/11 22:00	59	N	0.4		
2011/3/11 22:10	60	NEN	0.6		
2011/3/11 22:20	62	NE	0.5		
2011/3/11 22:30	60	NNW	0.5		
2011/3/11 22:40	60	N	0.6		
2011/3/11 22:50	59	W	0.7		
2011/3/11 23:00	60	N	0.6		
2011/3/11 23:10	63	WNW	0.3		
2011/3/11 23:20	60	N	0.3		
2011/3/11 23:30	61	N	0.2		
2011/3/11 23:40	63	N	0.4		
2011/3/11 23:50	59	NNE	0.4		
2011/3/12 0:00	60	SE	0.5	2011/3/11 23:40 ~ 2011/3/12 0:00	< 4.6E-06
2011/3/12 0:10	62	NE	2		
2011/3/12 0:20	65	NE	1.8		
2011/3/12 0:30	64	ENE	0.9		
2011/3/12 0:40	63	ENE	1.1		
2011/3/12 0:50	63	WSW	1.4		
2011/3/12 1:00	64	NW	1.3		
2011/3/12 1:10	66	N	1.4		
2011/3/12 1:20	64	NNW	1.5	2011/3/12 1:00 ~ 2011/3/12 1:20	< 4.6E-06
2011/3/12 1:30	64	W	1.4		
2011/3/12 1:40	66	NNW	0.6		
2011/3/12 1:50	66	WSW	0.9		

2号機 PCVベントにおける被ばく線量評価 (発信時刻: 13日15時18分)

(前提条件に基づく線量評価であり、実際の被ばく線量ではない)

様式8-1 (1/4)

異常事態連絡様式 (第2報以降) (原子炉施設)

※各項目について、情報が得られたものから記入し、迅速に連絡することとする。

平成 23 年 3 月 13 日 (第 報) 発信時刻 15 時 18 分 (第 15 条-39 報)	
経済産業大臣, 福島県知事, 大熊町長, 双葉町長 殿 通報者名 福島第一原子力発電所長 吉田 昌郎 連絡先 (原子力防災管理者) 0240-32-2101(代) (G)	
特定事象の発生について、原子力災害対策特別措置法第10条第1項の規定に基づく通報以後の情報を通報します。	
原子力事業所の名称及び場所	名称: 東京電力株式会社 福島第一原子力発電所 (事業区分: 電気事業) 場所: 福島県双葉郡大熊町大字夫沢字北原22
特定事象の発生箇所	福島第一原子力発電所 第 号炉
特定事象の発生時刻	平成 23 年 3 月 11 日 16 時 36 分 (24時間表示)
発生した特定事象の概要	特定事象の種類 ⑥非常用炉心冷却装置注水可能 原子力緊急事態に該当 (<input type="checkbox"/> する, <input type="checkbox"/> しない)
	想定される原因 <input type="checkbox"/> 特定 <input type="checkbox"/> 調査中
	検出された放射線量の状況, 検出された放射性物質の状況又は主な施設・設備の状況等 先に知らされた2号機D/Wベント操作に因りして、開始前の被ばく評価について、別紙の通りご連絡します。
その他特定事象の把握に参考となる情報	被ばく者の状況及び汚染拡大の有無 (確認時刻 時 分) 被ばく者の状況 <input type="checkbox"/> 無 <input checked="" type="checkbox"/> 有: 被ばく者 名 要救助者 名 汚染拡大の有無 <input type="checkbox"/> 無 <input checked="" type="checkbox"/> 有:
	気象情報 (確認時刻 時 分) ・天候 : _____ ・風向 : 方位 _____ ・風速 : _____ m/s ・大気安定度 : _____
	周辺環境への影響 <input type="checkbox"/> 無 <input type="checkbox"/> 有: _____
	応急措置 _____ _____

2号機 PCVベントにおける被ばく線量評価 (発信時刻: 13日15時18分)

(前提条件に基づく線量評価であり、実際の被ばく線量ではない)

1F2

PCVベント ~~の~~ 評価

(条件)

・ 重大事故 (希ガス 2% 放出)
(炉内インベントリーの)

・ 最新の気象条件 { 風向
風速
大気安定度

・ 1分放出を継続

・ D/W + S/C の体積を

37°47' - ディスク圧力から 大気圧

破壊

に相当として 評価

2号機 PCVベントにおける被ばく線量評価 (発信時刻: 13日15時18分)

(前提条件に基づく線量評価であり、実際の被ばく線量ではない)

▼ リリースタイム

- ▼ 平原
- ▼ 林内高
- ▼ 雑木
- ▼ 再現
- ▼ 支援

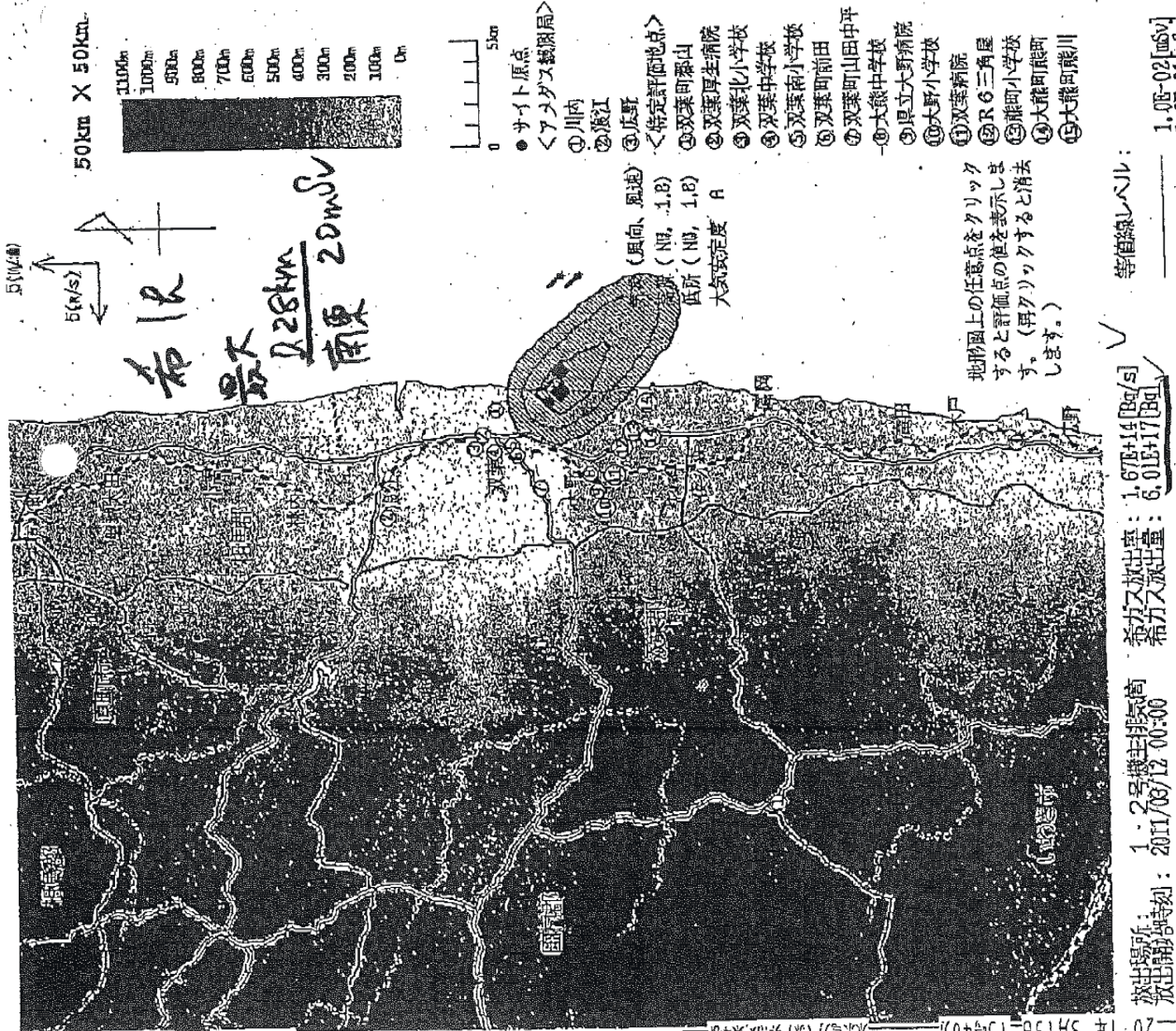
▼ 放射線量

- ▼ 希ガス
- ▼ 放射性物質
- ▼ 内部被ばく実効線量(成人)

▼ 放射線量台計値

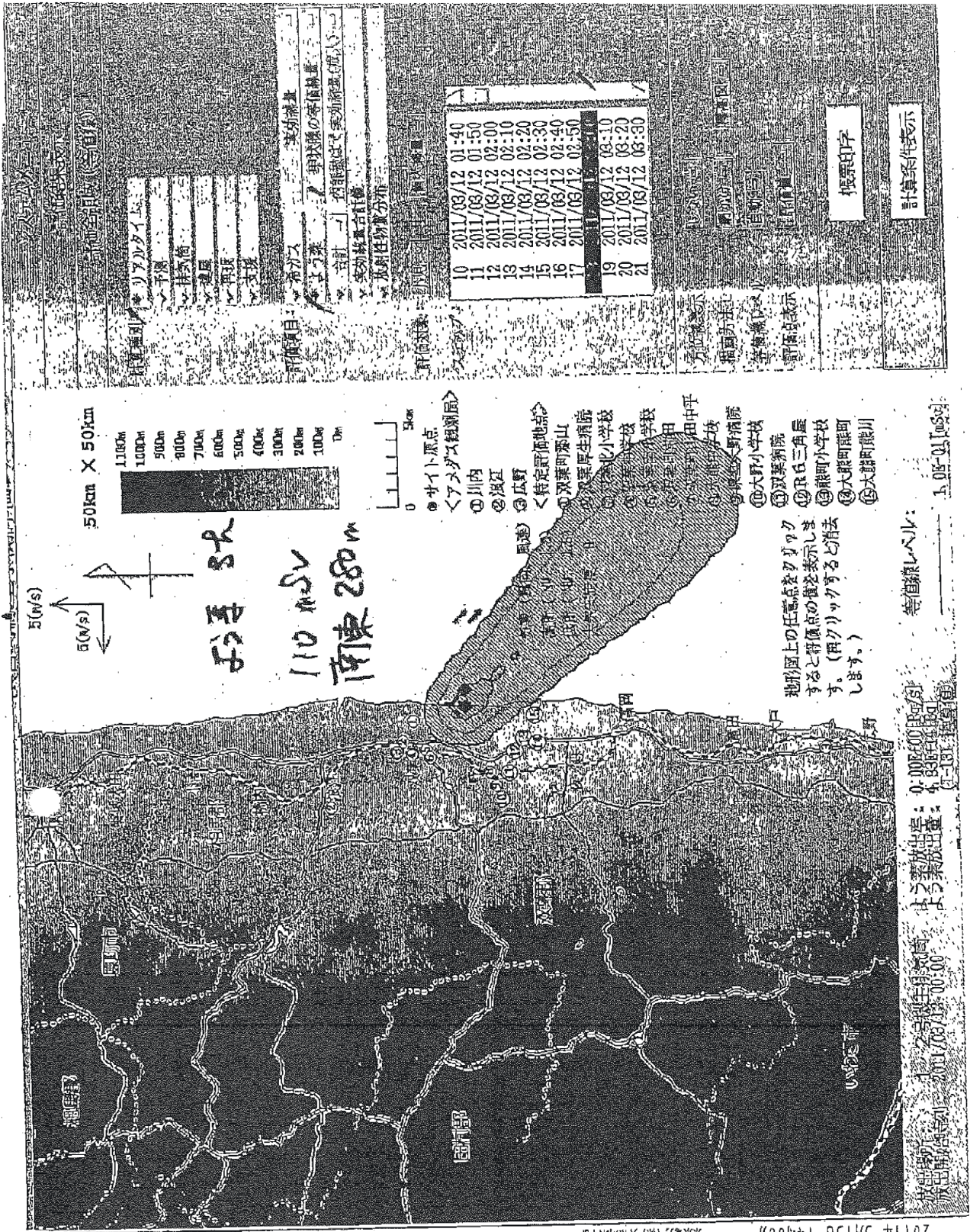
▼ 放射線量分布

1	2011/03/12 00:10
2	2011/03/12 00:20
3	2011/03/12 00:30
4	2011/03/12 00:40
5	2011/03/12 00:50
6	2011/03/12 01:00
7	2011/03/12 01:10
8	2011/03/12 01:20
9	2011/03/12 01:30
10	2011/03/12 01:40
11	2011/03/12 01:50
12	2011/03/12 02:00



2号機 PCVベントにおける被ばく線量評価 (発信時刻: 13日15時18分)

(前提条件に基づく線量評価であり、実際の被ばく線量ではない)



炉心解析について (２号機原子炉事故進展の解析結果)

１．評価結果のまとめ

今回地震発生時におけるプラントデータについて可能な限り回収、整理した地震発生初期の設備状態や運転操作等に関する情報（平成２３年５月１６日原子力安全・保安院報告済み）より、MAAPを用いてプラントの状態を評価し、情報の整理を行った。

なお、ここで得られた解析結果は、あくまで本報告書作成時点で得られた限られた情報と解析上必要な条件に推定・仮定を置いた解析であり、解析結果の不確定性は極めて大きい。よって、今後原因調査が進むに従い、解析結果とは大幅に異なる結果になり得るものである。

MAAPコードにより解析を行った結果、２号機は、RCIC又はHPCIの機能低下に伴う原子炉水位の低下により、炉心損傷が開始するものの、最終的にはRPV内において炉心は保持されるとの解析結果となった。しかしながら、実際の水位が計測値より低く、有効燃料棒底部以下であった場合は、炉心損傷はさらに進展し、その後RPV破損に至るとの解析結果となる。（平成２３年５月２３日原子力安全・保安院報告済み）

解析を行った時点までの２号機におけるRPV温度等のプラントパラメータによれば、熱源（燃料）の大部分はRPV内にあることを示唆する温度挙動であり、RPVに損傷があったとしても、今回の解析結果のように大規模なものではないと推測されることから、解析結果は現実より厳しいものとなっていると考えられる。

よって、今回の解析結果とプラントパラメータによる考察の両者によれば、炉心の状態は、２号機プラントにおいても相当量のペレットの溶融が進展しており、炉心の形状・位置は大幅に変化しているものと評価された。

なお、解析を行った時点までの２号機におけるRPV周辺温度によれば、解析時点において冷却は十分に行われていることから、引続き注水を継続することにより、今後大規模な放射性物質の放出に繋がるような事象の進展はないと考えられる。

2. 解析条件

主要な解析条件について表8－13－1及び表8－13－2に示す。

解析は以下の2つのケースを行い、また、D/Wからの漏えいについては以下の仮定をおき解析を行っている。

【その1】：原子炉水位の計測値にあわせるため、消防ポンプの吐出側の流量ではなく、原子炉水位維持を可能な量として少なめに仮定する

【その2】：原子炉水位は燃料域内において維持できていないとして、消防ポンプの吐出側の流量ではなく、燃料域以下程度を維持する注水量を仮定する

(1) D/Wからの気相漏えいの仮定について

解析においては、実際に計測されたD/W圧力の値にある程度あわせるため、地震発生から約21時間後に、D/Wの気相部からの漏えい（約 $\phi 10\text{ cm}$ ）を仮定した。また、同様に3/15のS/C付近で発生した異音を境に、S/Cの気相部からの漏えい（約 $\phi 10\text{ cm}$ ）を仮定した。

但し、あくまで解析上の仮定であり、実際にD/Wから漏えいがあったのか、計器側の問題による計測値と解析値の不整合なのかは、現時点では不明である。

表8－13－1 2号機 プラント条件

項目	条件
初期原子炉出力	2381 MW t（定格出力）
初期原子炉圧力	7.03 MP a [abs]（通常運転圧力）
初期原子炉水位	通常水位
PCV空間容積	D/W空間：4240 m ³ S/C空間：3160 m ³
S/P水量	2980 m ³

表 8-13-2 2号機 事象イベント

凡例 ○：記録あり △：記録に基づき推定 □：解析上の仮定

No	解析条件		分類	備考	○の場合：記録の参照箇所 △、□の場合：推定、仮定した根拠等
	日時	解析事象			
1	3/11	14:46	地震発生	○	—
2		14:47	原子炉スクラム	○	5/16 原子力安全・保安院報告 4. 運転日誌類 当直長引継日誌
3		15:02	RCIC手動起動	○	5/16 原子力安全・保安院報告 7. 各種操作実績取り纏め
4		15:28	RCICトリップ (L-8)	○	5/16 原子力安全・保安院報告 7. 各種操作実績取り纏め
5		15:41	全交流電源喪失	○	5/16 原子力安全・保安院報告 4. 運転日誌類 当直長引継日誌
6	3/12	4:20 ~5:00	RCIC水源を復水貯蔵タンクからS/Pに切替	○	5/16 原子力安全・保安院報告 7. 各種操作実績取り纏め
7	3/14	13:25	RCIC停止	○	5/16 原子力安全・保安院報告 7. 各種操作実績取り纏め
8		16:34	RPV減圧 (SRV1弁開) 操作開始	○	5/16 原子力安全・保安院報告 7. 各種操作実績取り纏め
		16:34	FPラインを用いた海水注入作業開始	○	5/16 原子力安全・保安院報告 7. 各種操作実績取り纏め ※1
9		18:00頃	原子炉圧力低下確認	○	5/16 原子力安全・保安院報告 7. 各種操作実績取り纏め
10		19:20	消防ポンプが燃料切れで停止	○	5/16 原子力安全・保安院報告 7. 各種操作実績取り纏め ※1
11		19:54	消防ポンプ起動	○	5/16 原子力安全・保安院報告 7. 各種操作実績取り纏め ※1 ※2

		19:57	消防ポンプ2台目起動	○	5/16 原子力安全・保安院報告 7. 各種操作実績取り纏め ※1
12		21:20	SRV2 弁開により原子炉を減圧、水位が回復する	○	5/16 原子力安全・保安院報告 7. 各種操作実績取り纏め ※1
13		23:00頃	SRV1 弁閉を仮定	□	23時頃の原子炉圧力の上昇から、当該時刻にSRV1 弁が閉じたことを仮定。
14	3/15	6:14頃	S/C付近で異音が発生するとともに、同室内の圧力が低下	○	東京電力HP (http://www.tepco.co.jp/index-j.html) のプレスより

※1 海水注水開始の時期について、3/14 19:20の記録で「消防ポンプが停止」とあることから、3/14 16:34以降ある程度の注水がなされた可能性があるが、解析上はその後の水位上昇が確認された3/14 19:54からの注水を、最初の海水注水開始時期と仮定。

※2 注水流量変更の時期や注水流量については、7. 各種操作実績取り纏め（5/16 原子力安全・保安院報告）の日付毎の炉内への注水量に基づき、日毎の平均流量及び注水総量を超えないように設定。

３．解析結果【解析ケース（その１）】

２．で示した条件に基づき、解析した結果を表８－１３－３に示す。また、原子炉水位の変化等の解析結果について図８－１３－１から図８－１３－１０に示す。

表８－１３－３ ２号機解析結果の纏め

項目	解析結果
炉心露出開始時間	地震発生後約 7.5 時間
炉心損傷開始時間	地震発生後約 7.7 時間
R P V 破損時間	— (本解析では R P V 破損に至らず)

解析結果の詳細について以下に述べる。

原子炉水位は、R C I C が停止した後徐々に低下し、炉心が露出し始め、S R V 開放により炉心は完全に露出することとなり、炉心損傷が開始する（図 8－13－1 参照）。ほぼ同時期に注水は開始されるものの今回の解析では計測値で示した原子炉水位に見合った注水量となるよう仮定して解析を行っていることから、注水量は十分ではなく、炉心領域の半分程度が冠水する程度に維持される。このため炉心は損傷することとなる。

原子炉圧力は、R C I C が停止するまでの間は、S R V 作動圧力近傍で高圧状態に維持される。R C I C 停止後の S R V 開放により原子炉は急速に減圧され、その後大気圧近傍まで低下する。

R C I C 動作期間において原子炉圧力の計測値は解析値より低い値で推移しており、S R V を通じて S / C へのリークパスが形成されていた可能性があるが、実際にリークがあったか、計測器の問題かは現時点では不明である。S R V 開以降の挙動は解析値と計測値で概ね一致している（図 8－13－2 参照）。

D / W 圧力は、S / P の水温の上昇に伴い上昇するが、D / W からの漏えいを仮定しているため、計測値と同様に、地震発生からの D / W 圧力上昇は緩慢となる。その後、3 / 1 4 の S R V の開放により一時的な圧力上昇が生じ、その後計測値では D / W 圧力は低下傾向に転じることとなる。解析においても 3 / 1 5 の S / C 付近で観測された異音を境に、S / C の気相部において漏えいが発生したものと仮定して解析を実施した（図 8－13－3 参照）。

D / W からの漏えいの仮定に関して、仮定した時点においては、既に D / W 温度は D / W 設計温度を超えていることから、過温の影響による D / W からの漏

えいの増加は要因の一つとして考えられる（図8－13－5参照）。D/Wに何らかの漏えいを仮定しない場合、D/W圧力は比較的早期に $2P_d$ （D/W設計圧力の2倍）に到達することとなる（図8－13－10参照）。また、S/C付近で観測された異音を境に圧力は急減しており、解析においてもS/Cからの漏えいを仮定しているが、これらが実際にD/Wに漏えいがあったか、もしくは計器の問題かは現時点では明らかではない。

炉心温度変化は、RCIC停止以降、原子炉水位が低下するのに伴い温度が上昇し、燃料ペレットの溶融が発生する（図8－13－4参照）。

水素は、炉心が露出し、燃料被覆管の温度が上昇し始める時期に大量に発生する。地震後約1週間で燃料有効部被覆管の約79%の反応に相当する量が発生する（図8－13－6参照）。

核分裂生成物の放出は、炉心損傷後、希ガスはRPVからS/Cに放出され、本解析において仮定したD/Wからの漏えいにより、希ガスのほぼ全量が放出されるとの結果であった。ヨウ化セシウムは約1%の放出割合であり、大半はS/C内に存在する。但し、核分裂生成物のD/W外への放出に寄与したのはD/Wからの漏えいの仮定によるものであり、現実とは異なる解析結果となっている可能性がある（図8－13－7及び図8－13－8参照）。

2号機の炉心は一部溶融プールが存在しているものの燃料域にとどまり、RPV破損には至らないとの結果となった。これは初期のRCICによる注水が比較的継続的に行われていたこと、RCIC停止から注水開始までの時間が1号機に比べて短かったこと、などが理由として挙げられる（図8－13－9参照）。

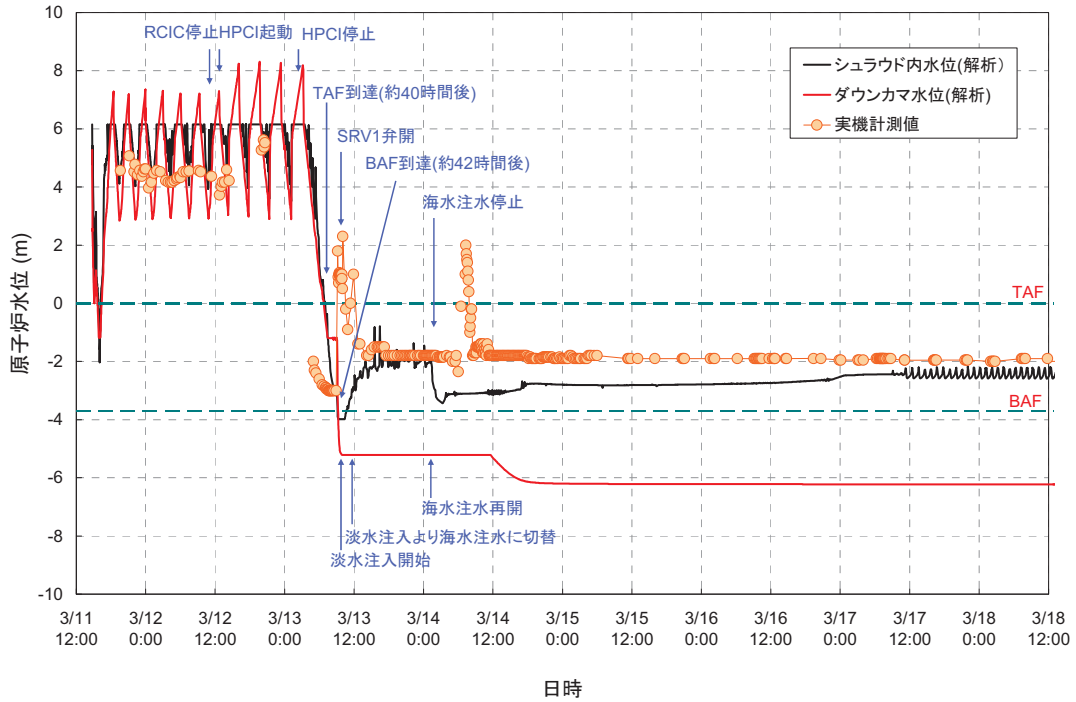


図8-13-1 2号機 原子炉水位変化【その1】

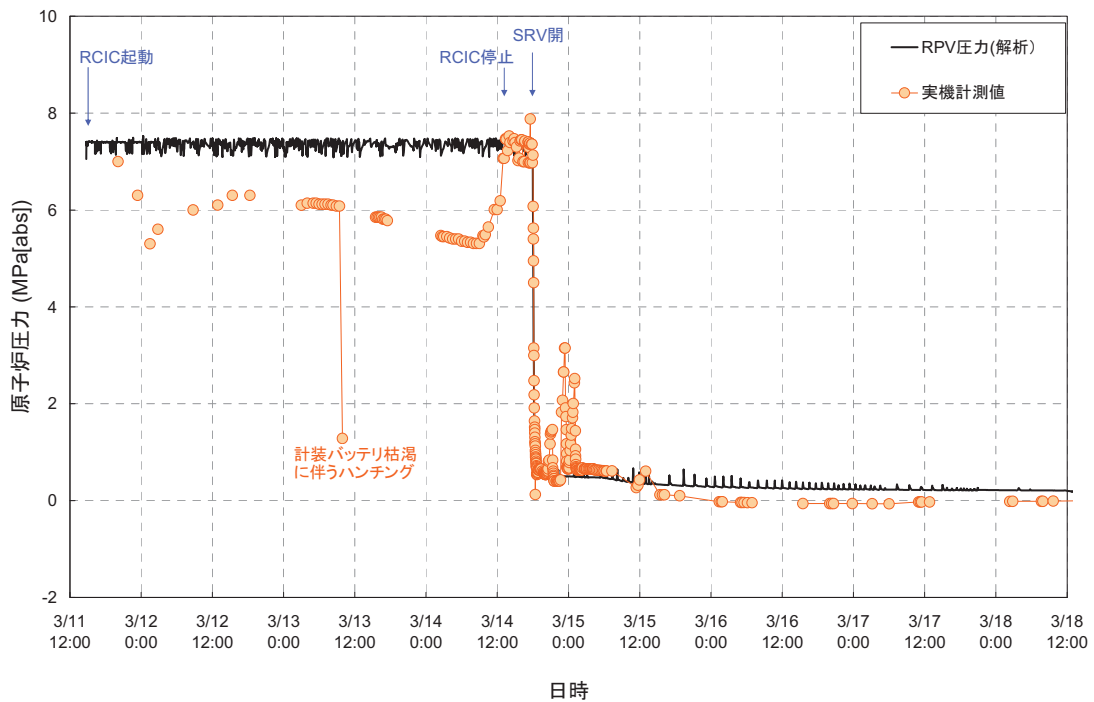


図8-13-2 2号機 RPV圧力変化【その1】

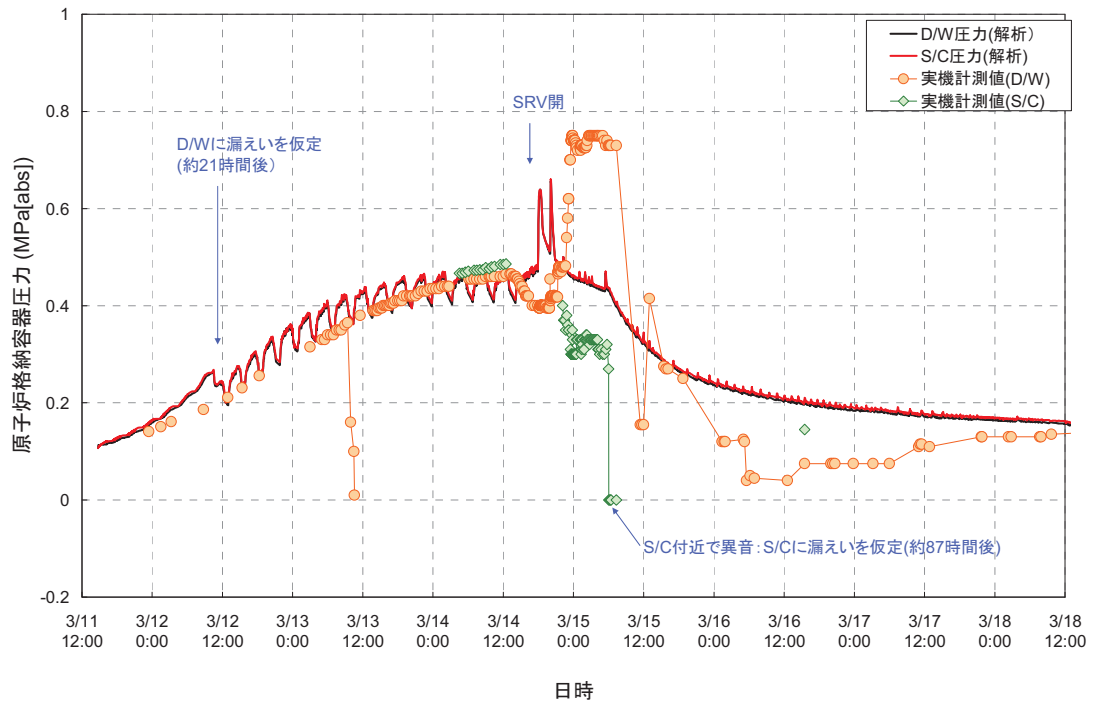


図 8 - 1 3 - 3 2号機 D/W圧力変化【その1】

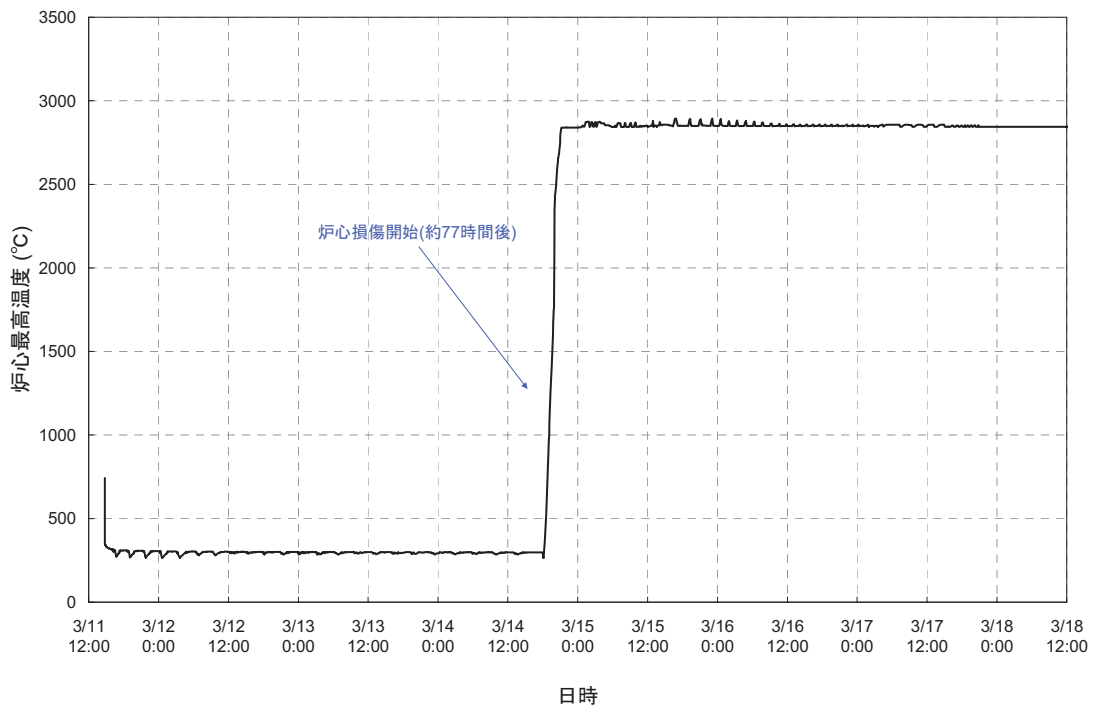


図 8 - 1 3 - 4 2号機 炉心温度変化【その1】

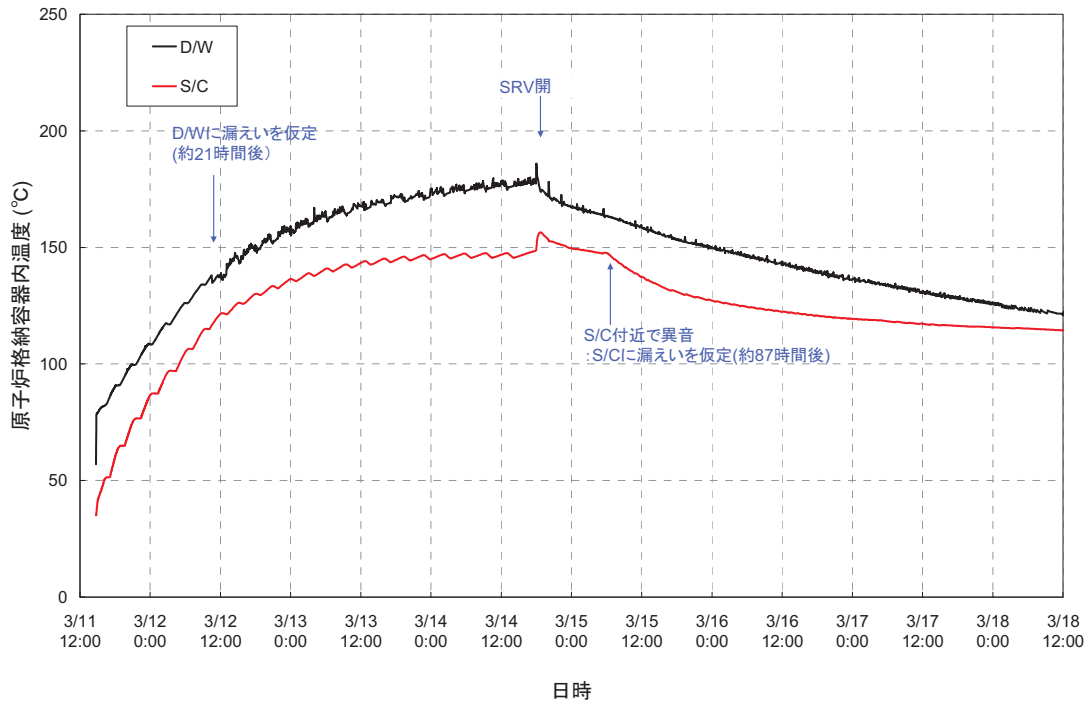


図8-13-5 2号機 D/W温度変化【その1】

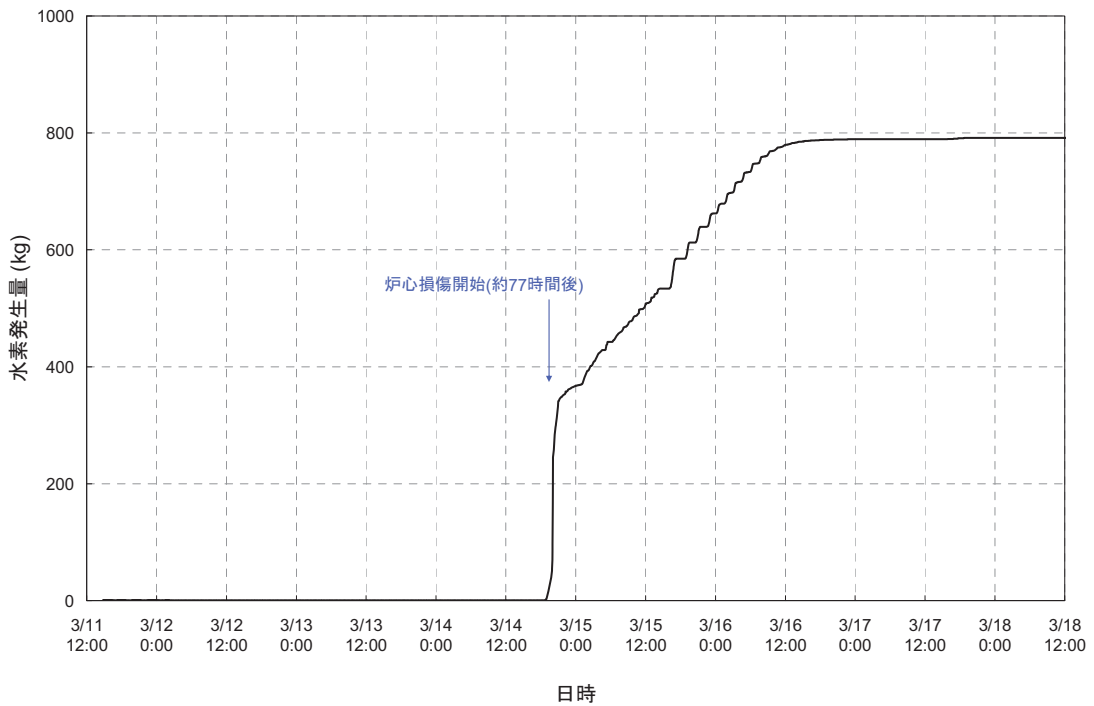


図8-13-6 2号機 水素発生量変化【その1】

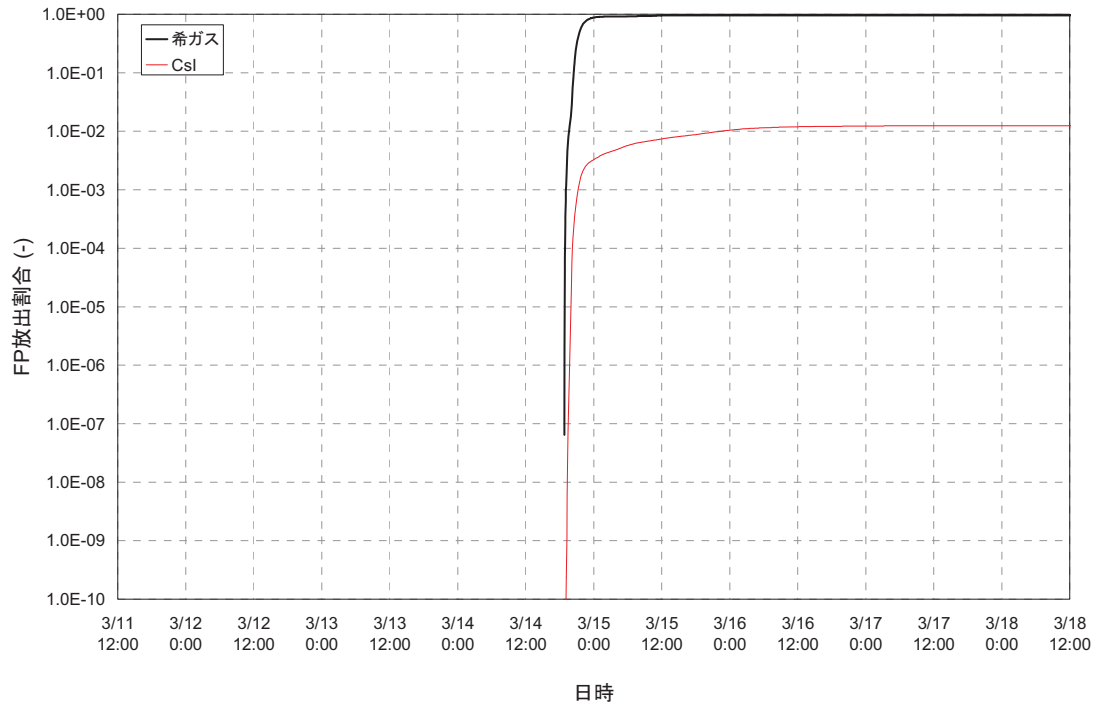


図 8－ 1 3－ 7 2号機 核分裂生成物の放出割合【その1】

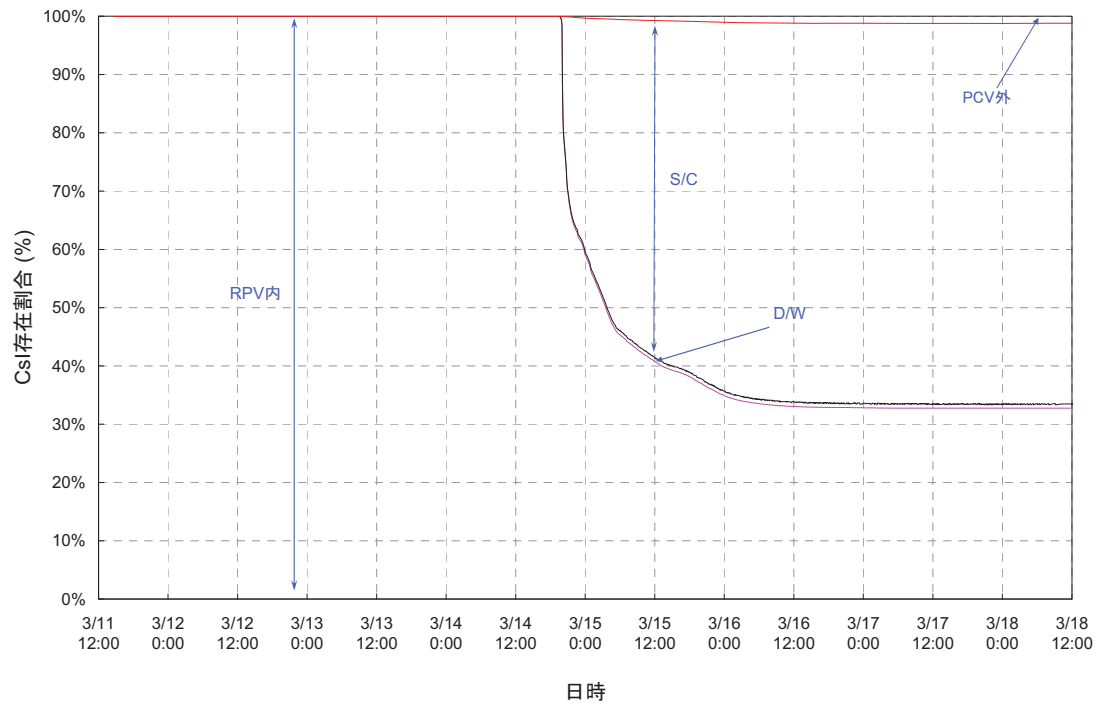


図 8－ 1 3－ 8 2号機 核分裂生成物の存在割合 (1/2)【その1】

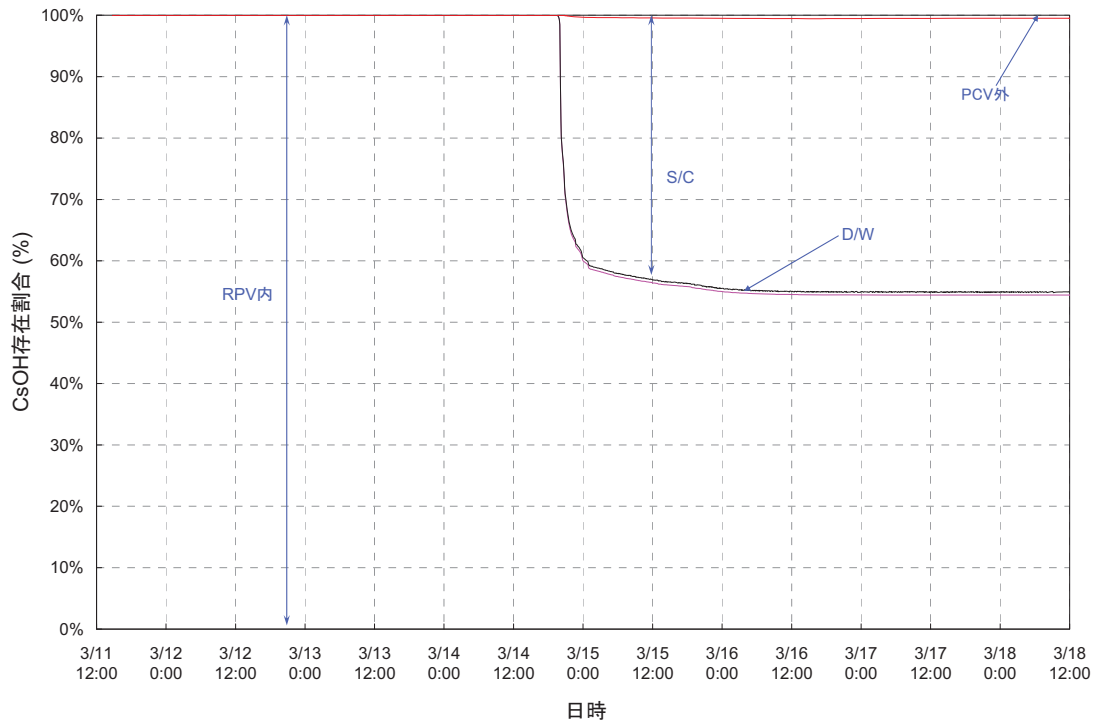
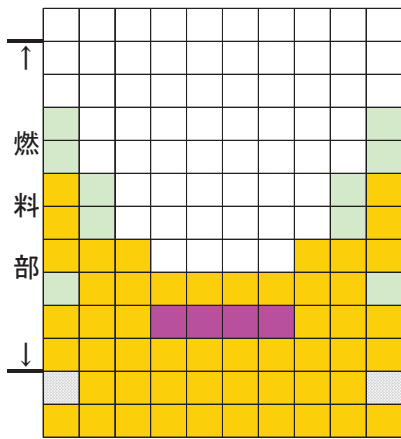
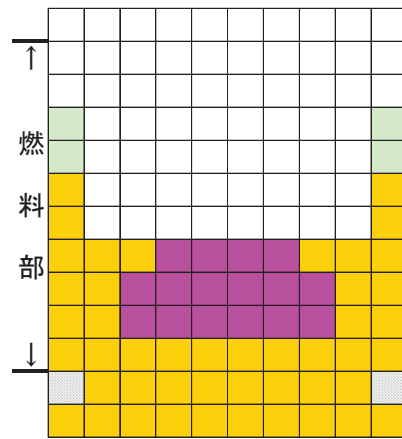


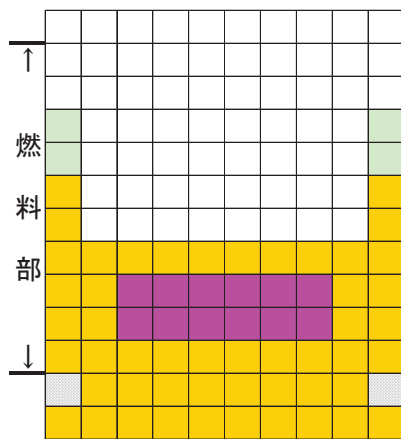
図 8－13－8 2号機 核分裂生成物の存在割合（2／2）【その1】



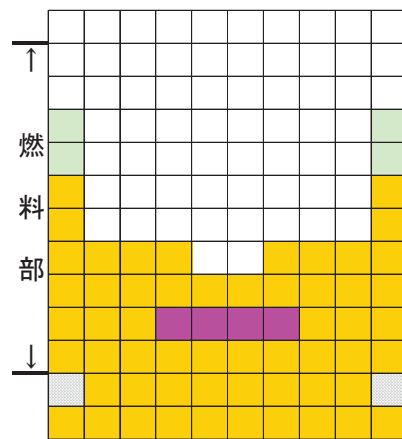
スクラム後 約 8 7 時間



スクラム後 約 9 6 時間



スクラム後 約 1 2 0 時間



スクラム後 約 1 週間

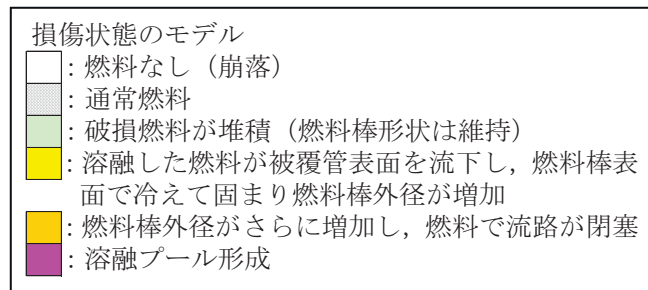


図 8 - 1 3 - 9 2号機 炉心の状態図【その 1】

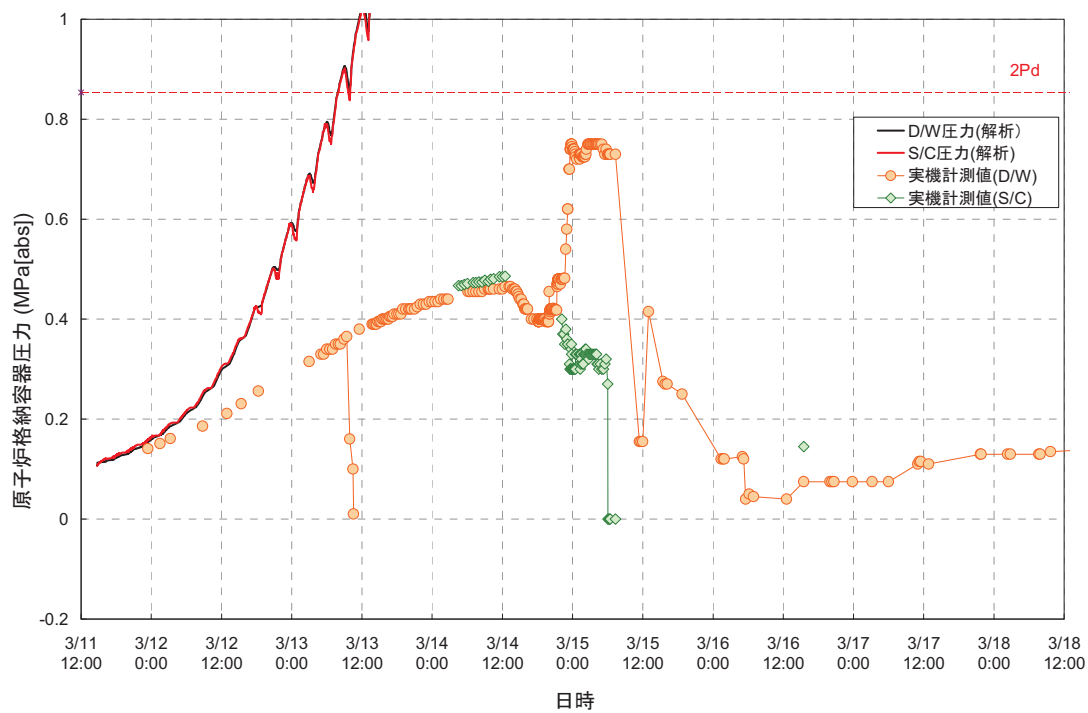


図 8-13-10 2号機 D/W圧力変化【その1】(過温リーク想定なし)

４．解析結果【解析ケース（その２）】

２．で示した条件に基づき、解析した結果を表８－１３－４に示す。また、原子炉水位の変化等の解析結果について図８－１３－１１から図８－１３－１９に示す。

表８－１３－４ ２号機解析結果の纏め

項目	解析結果
炉心露出開始時間	地震発生後約 7.5 時間
炉心損傷開始時間	地震発生後約 7.7 時間
R P V 破損時間	地震発生後約 10.9 時間

解析結果の詳細について以下に述べる。

原子炉水位は R C I C 停止後、徐々に低下し、炉心が露出し始め、S R V 開放により炉心は完全に露出することとなり、炉心損傷が開始する。ほぼ同時期に注水は開始されるものの、仮定した注水量は十分でないため有効燃料棒底部以上には上がらない（図 8－13－11 参照）。

原子炉圧力は、S R V による減圧以降、炉心が下部プレナムへ移行する際に発生する蒸気等による一時的な圧力の増加が見られるが、その他の挙動については、【その 1】の解析結果とほぼ同様の挙動を示している（図 8－13－12 参照）。

原子炉 D/W 圧力は、原子炉圧力同様、炉心が下部プレナムへ移行する際に発生する蒸気等による一時的な圧力の増加が見られるが、その他の挙動については、【その 1】の解析結果とほぼ同様の挙動を示している（図 8－13－13 参照）。

炉心温度変化は、原子炉水位が低下するのに伴い温度が上昇し、燃料ペレットの溶融が生じている（図 8－13－14 参照）。

水素は、炉心が露出し、燃料被覆管の温度が上昇し始める時期に大量に発生し、燃料有効部被覆管の約 3.6% の反応に相当する量が発生する（図 8－13－16 参照）。

核分裂生成物の放出について、希ガスは【その 1】同様に S/C からのリークによりほぼ全量が放出されるとの結果であった。ヨウ化セシウム等の核種は約 1% 以下の放出割合であった（図 8－13－17 及び図 8－13－18 参照）。

一部の燃料については R P V 内にとどまる結果となったものの、R P V は破損

する結果となった。初期の注水量を【その１】より少なめに設定したことで、炉心の損傷がさらに進展する結果となった。初期の注水量を【その１】より少なめに設定したことで、炉心の損傷がさらに進展する結果となった（図８－１３－１９参照）。

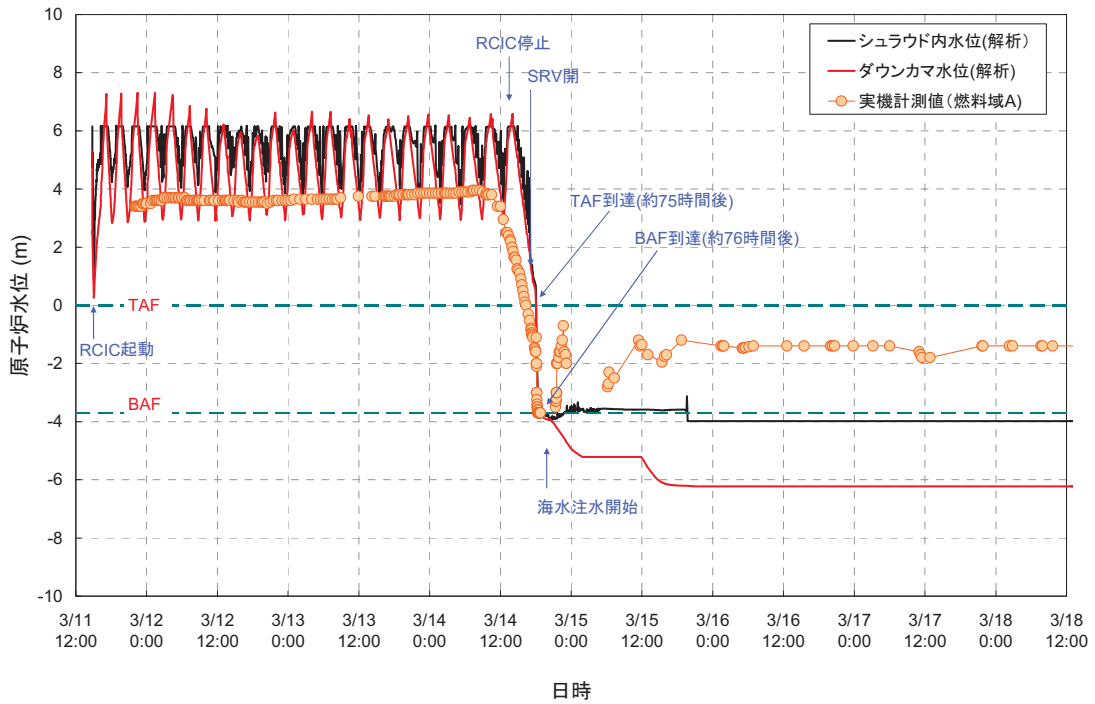


図8-13-11 2号機 原子炉水位変化【その2】

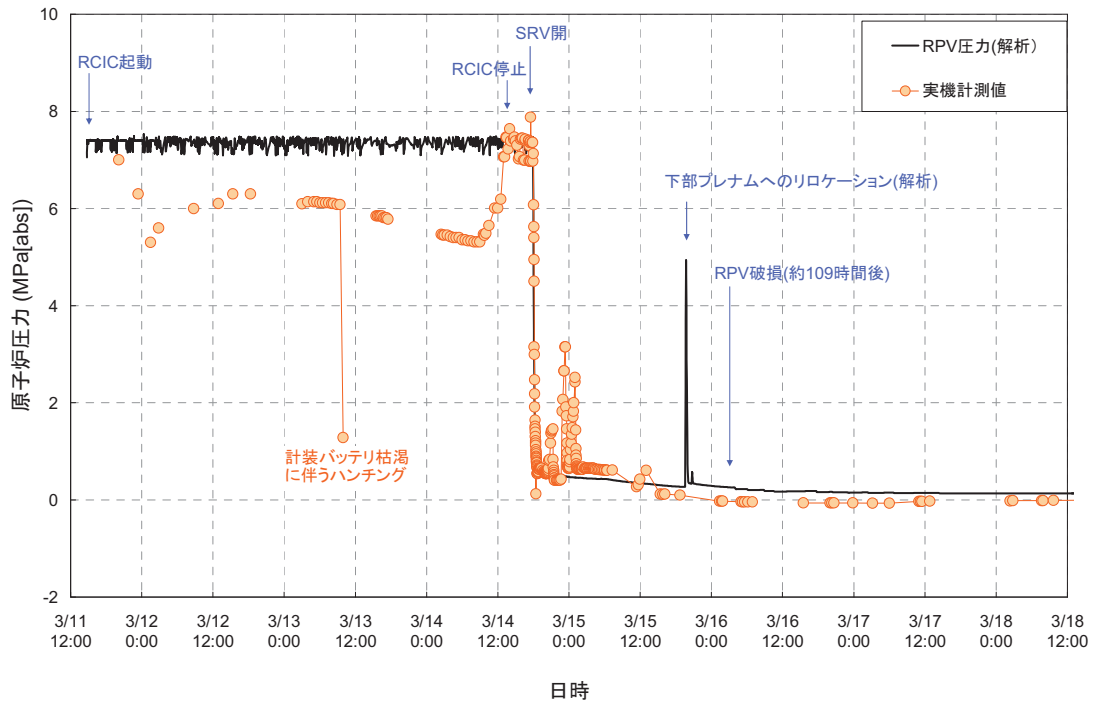


図8-13-12 2号機 RPV圧力変化【その2】

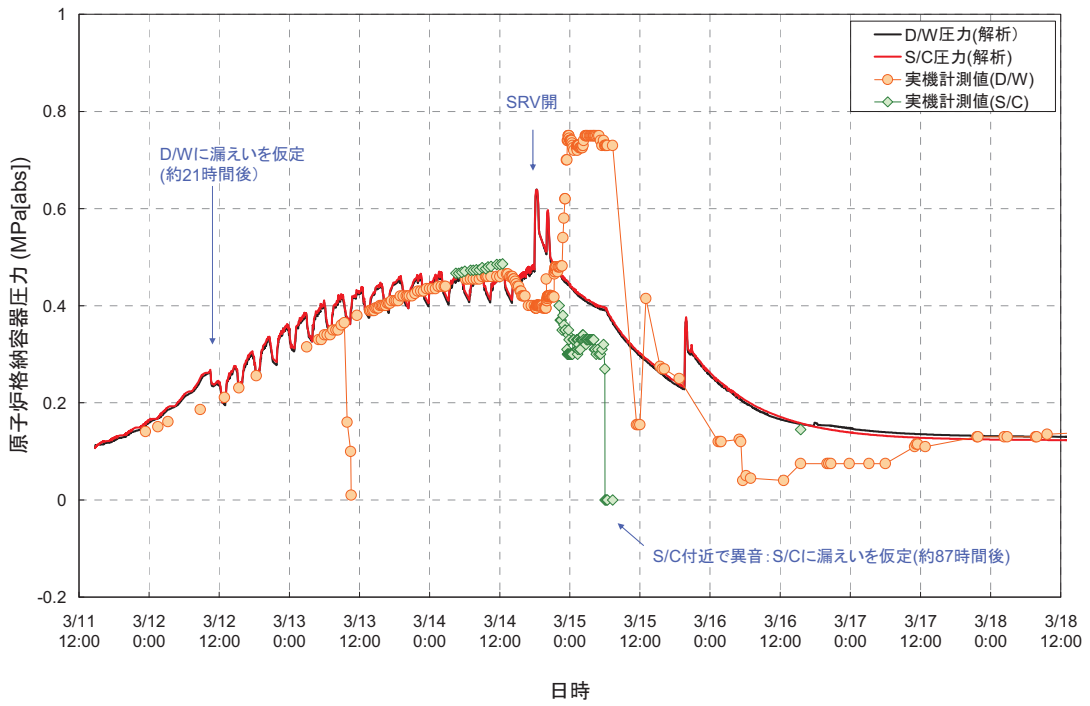


図8-13-13 2号機 D/W圧力変化【その2】

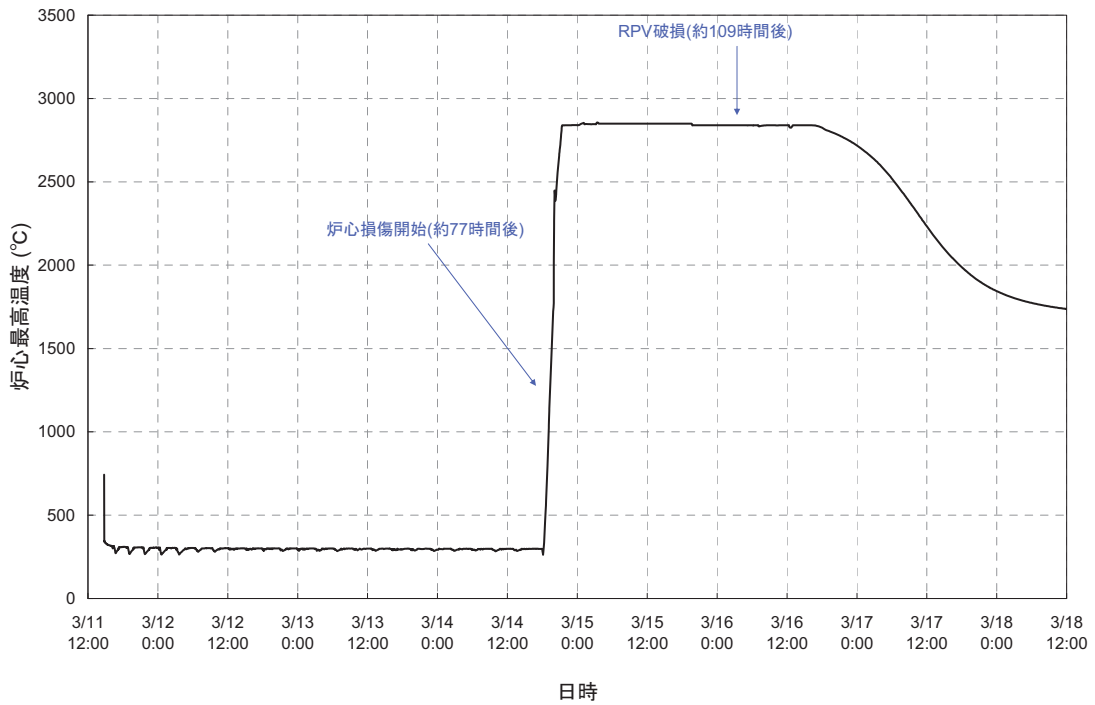


図8-13-14 2号機 炉心温度変化【その2】

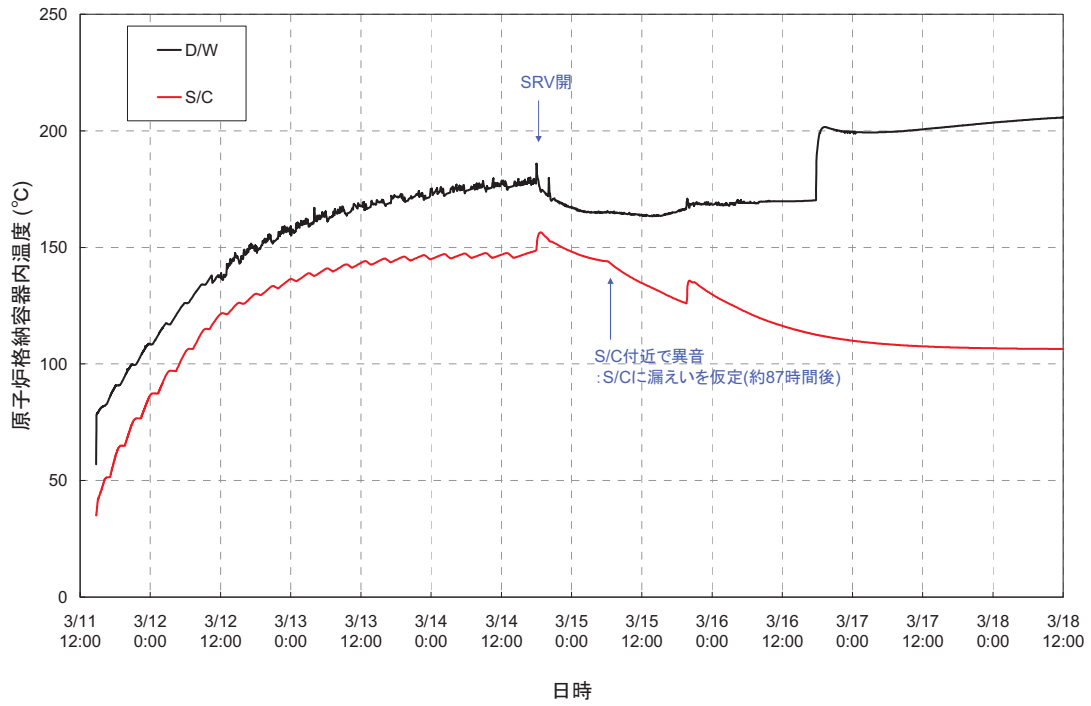


図8-13-15 2号機 D/W温度変化【その2】

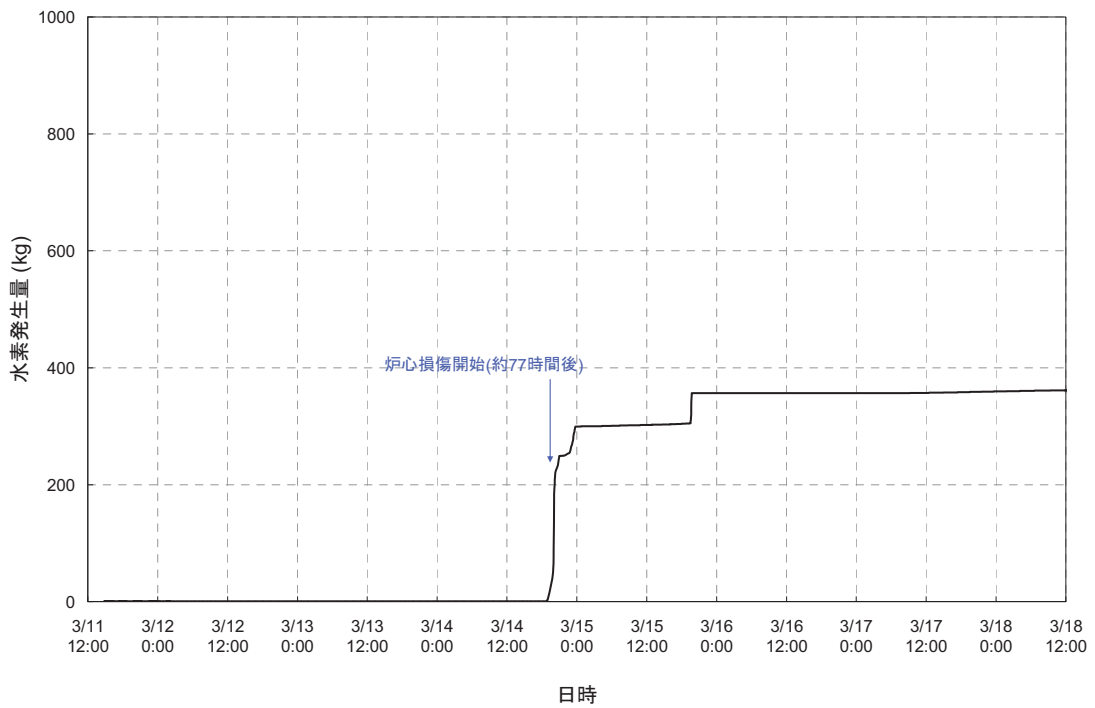


図8-13-16 2号機 水素発生量変化【その2】

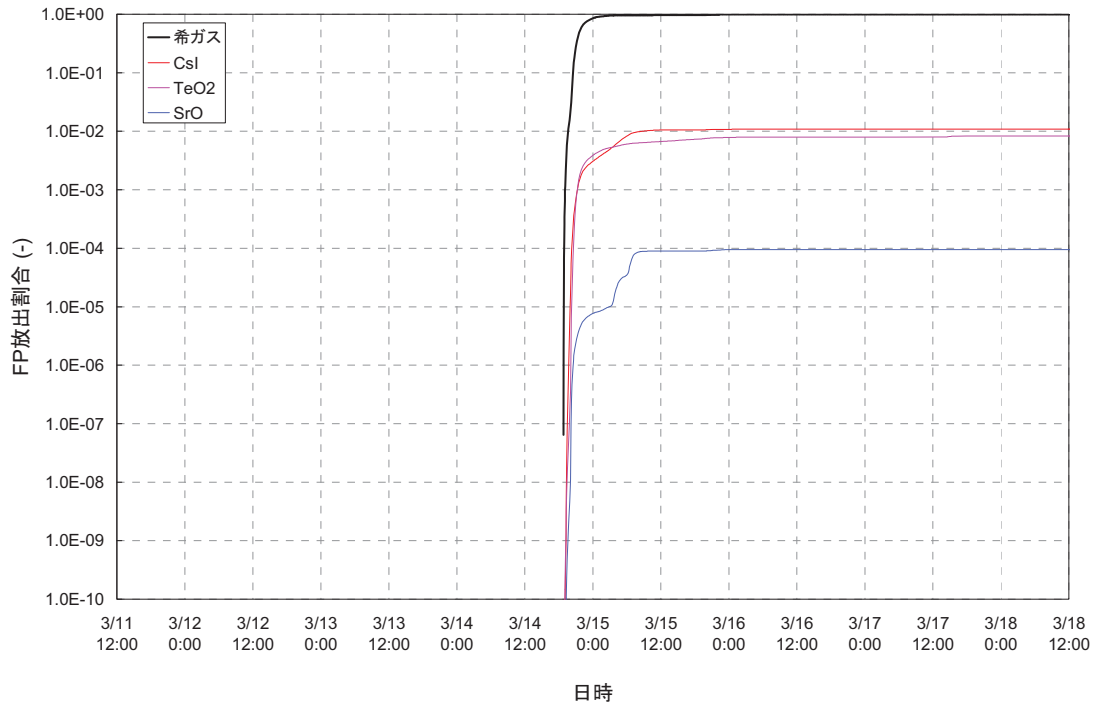


図8-13-17 2号機 核分裂生成物の放出割合 (1/3) 【その2】

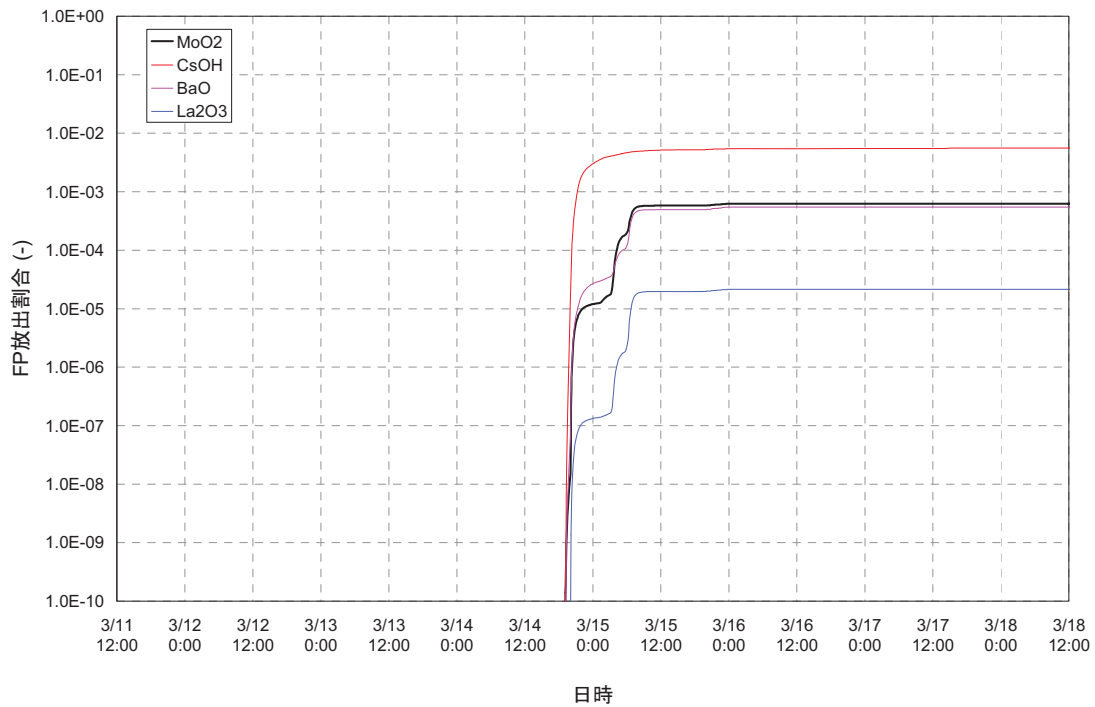


図8-13-17 2号機 核分裂生成物の放出割合 (2/3) 【その2】

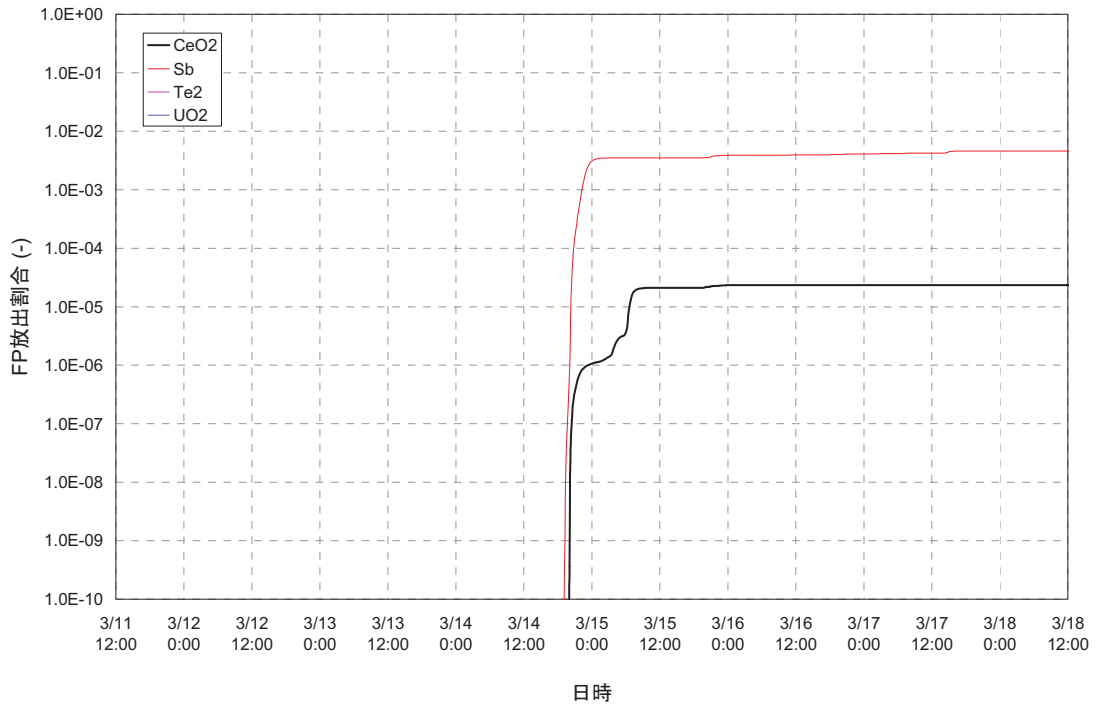


図 8－ 1 3－ 1 7 2号機 核分裂生成物の放出割合（ 3 / 3）【その 2】

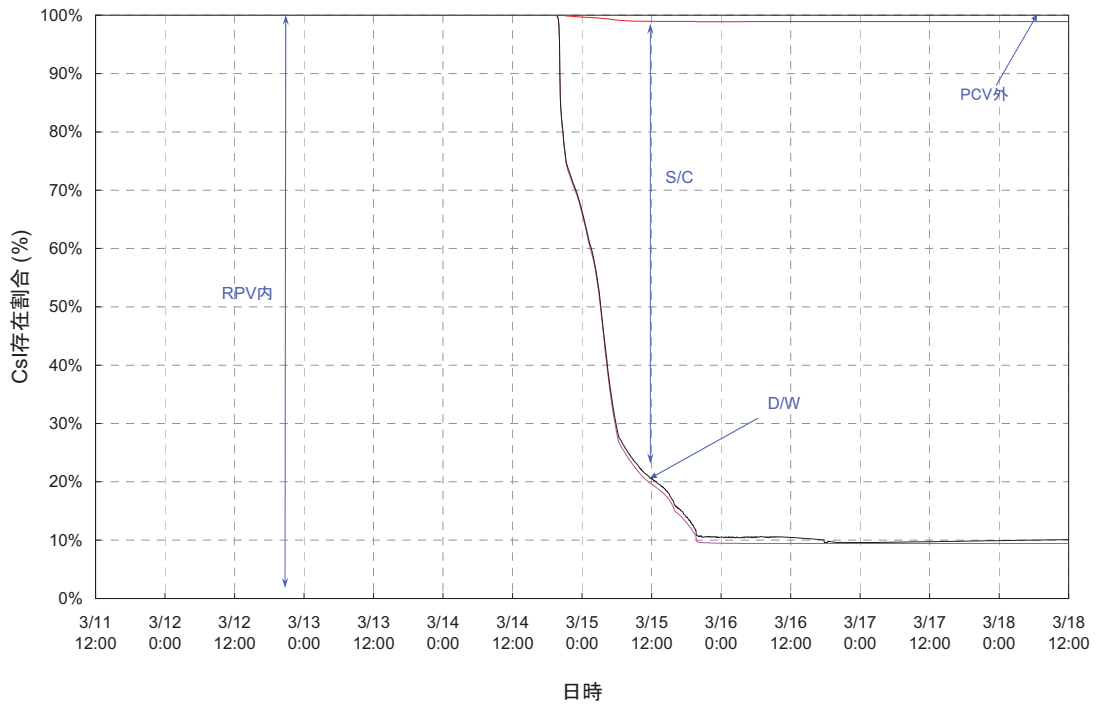


図 8－ 1 3－ 1 8 2号機 核分裂生成物の存在割合（ 1 / 2）【その 2】

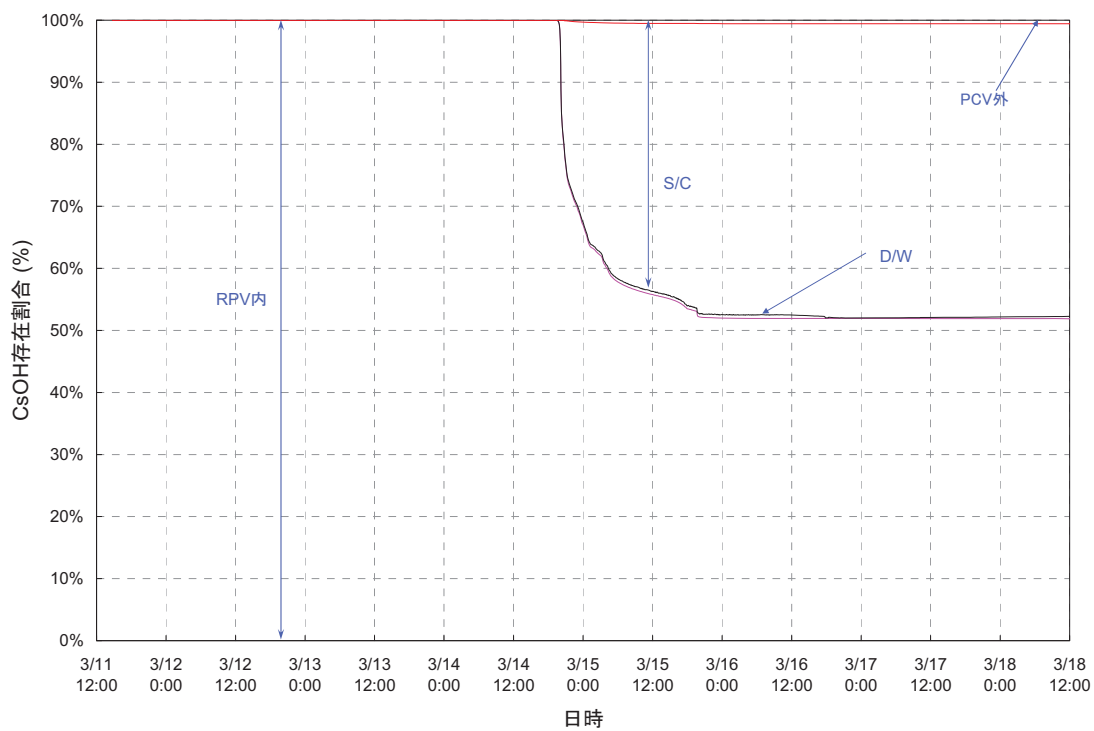
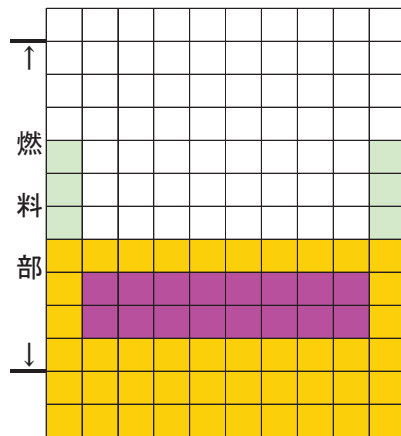
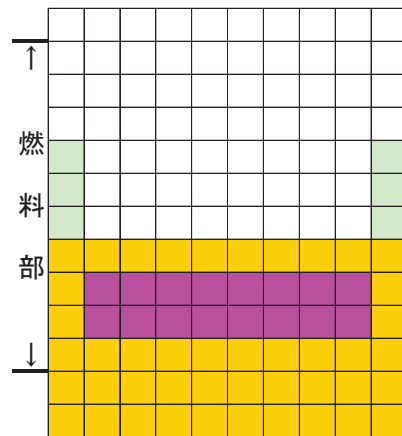


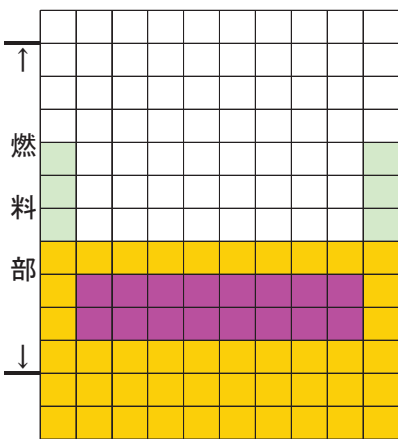
図8－13－18 2号機 核分裂生成物の存在割合（2／2）【その2】



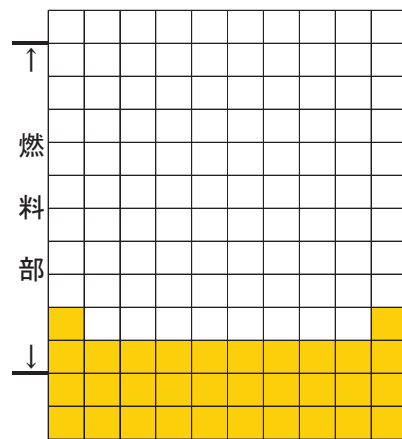
スクラム後 約 8 7 時間



スクラム後 約 9 6 時間



スクラム後 約 1 0 0 時間



スクラム後 約 1 0 9 時間

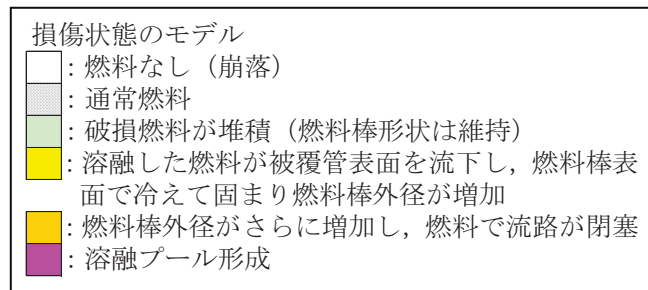


図 8 - 1 3 - 1 9 2 号機 炉心の状態図【その 2】

5. 評価結果

【その1】における解析では、2号機の炉心は一部溶融プールが存在しているものの燃料域にとどまり、RPV破損には至らないとの解析結果となった。【その2】における解析では、一部の燃料についてはRPV内にとどまる結果となったものの、RPVは破損するとの解析結果となった。

なお、1号機では原子炉水位計の校正を行った結果、RPV内の水位は燃料域内にはないということが分かった。同様のことが2号機で発生している可能性は否定できない。

プラントパラメータによれば、現在のRPV底部の温度は約100～約120℃付近で推移しており、複数の測定点が注水量の変動等と同じように応答していること、RPV上部の温度が高めであり熱源はRPV内にあると推定されることから、燃料の大部分はRPV内で冷却されていると考えられる。

よって、本解析及びプラントパラメータによれば、炉心は大幅に損傷しているが、所定の装荷位置から下（下部プレナム）に移動・落下し、大部分はその位置付近で安定的に冷却できているものとする。

6. 原子炉水位計の校正について

平成23年6月23日に実施した原子炉水位計の校正作業において、原子炉水位低下後の実機計測値は有効燃料棒底部以上の水位を示しているが、燃料域内に水位がないと推定している。

これは計装配管からの漏えいや弁のシートパス等の可能性も考えられたが、原子炉水位計の水張りを実施した以降もL側（基準面器側）及びH側ともに継続的な圧力低下が見られることからPCV温度の影響により1号機と同様に原子炉水位計内の基準用の水が蒸発したためと考えられる。

以上

添付資料目次

添付資料－9－1	事象発生時の主要経緯（時系列）	1
添付資料－9－2	プラントデータチャート	6
添付資料－9－3	過渡現象記録装置トレンドデータ	15
添付資料－9－4	系統概略図（地震発生前後、津波襲来後の主要機器状態）	21
添付資料－9－5	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）	24
添付資料－9－6	所内電源概略図	25
添付資料－9－7	MS I Vインターロック	28
添付資料－9－8	S R V動作圧力について	29
添付資料－9－9	原子炉水位図	30
添付資料－9－10	代替注水について	31
添付資料－9－11	P C Vベントについて	32
添付資料－9－12	P C Vベントにおける被ばく線量評価	36
添付資料－9－13	炉心解析について	40

3号機 事象発生時の主要経緯（時系列）

日 時	主 要 経 緯
平成23年3月11日(金) 14:46	東北地方太平洋沖地震発生。第3非常態勢を自動発令。
14:47	原子炉自動スクラム、主タービン手動トリップ。
14:48頃	D/G 3A、D/G 3B自動起動。
14:54	原子炉未臨界確認。
15:05	R C I C手動起動。
15:06	非常災害対策本部を本店に設置（地震による被害状況の把握、停電等の復旧）。
15:25	R C I Cトリップ（原子炉水位高）。
15:27	津波第一波到達。
15:35	津波第二波到達。
15:38	全交流電源喪失。
15:42	原災法第10条該当事象（全交流電源喪失）が発生したと判断、官庁等に通報。
15:42	第1次緊急時態勢を発令。緊急時対策本部を設置（非常災害対策本部との合同本部となる）。
16:03	R C I C手動起動。
16:36	第2次緊急時態勢を発令。
20:50	福島県が福島第一原子力発電所から半径2kmの住民に避難指示。
21:23	内閣総理大臣が福島第一原子力発電所から半径3km圏内の避難、半径3km～10km圏内の屋内退避を指示。

21:58	中央制御室内の仮設照明が点灯。
平成23年3月12日(土)	
0:30	国による避難住民の避難措置完了確認(双葉町及び大熊町の3km以内避難措置完了確認、1:45に再度確認)。
4:55	発電所構内における放射線量が上昇(正門付近 $0.069\mu\text{Sv/h}$ (4:00) \rightarrow $0.59\mu\text{Sv/h}$ (4:23))したことを確認、官庁等に連絡。
5:44	内閣総理大臣が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。
7:11	内閣総理大臣が福島第一原子力発電所に到着。
8:04	内閣総理大臣が福島第一原子力発電所を出発。
11:36	RCICトリップ。
12:35	HPCI自動起動(原子炉水位低)。
17:30	PCVベントの準備を開始するよう発電所長指示。
18:25	内閣総理大臣が、福島第一原子力発電所から半径20km圏内の住民に対し避難指示。
平成23年3月13日(日)	
2:42	HPCI停止。
5:10	RCICによる原子炉注水ができなかったため、原災法第15条該当事象(原子炉冷却機能喪失)に該当すると判断、5:58官庁等に通報。
5:15	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発電所長指示。
5:50	PCVベント実施に関するプレス発表。
6:19	4:15にTAFに到達したものと判断、官庁等に連絡。

7 : 3 5	PCVベントを実施した場合の被ばく評価結果を官庁等に連絡。
7 : 3 9	格納容器スプレイを開始、7 : 5 6 官庁等に連絡。
8 : 3 5	PCVベント弁 (MO弁) 開。
8 : 4 1	S/Cベント弁 (AO弁) 大弁開により、ラプチャーディスクを除く、PCVベントライン構成完了、8 : 4 6 官庁等に連絡。
8 : 5 6	モニタリングポストで $500 \mu\text{Sv/h}$ を超える線量 ($882 \mu\text{Sv/h}$) 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) が発生したと判断、9 : 0 1 官庁等に通報。
9 : 0 8 頃	SRVによる原子炉圧力の急速減圧を実施。今後、FPラインによる原子炉内への注水を開始することを9 : 2 0 官庁等に連絡。
9 : 2 5	原子炉内にFPラインから消防車による淡水注入開始 (ほう酸入り)。
9 : 3 6	PCVベント操作により、9時20分頃よりD/W圧力が低下していることを確認、また、FPラインによる原子炉内への注水を開始したことを官庁等に連絡。
10 : 3 0	海水注入を視野に入れて動くとの発電所長指示。
11 : 1 7	S/Cベント弁 (AO弁) 大弁の閉確認 (作動用空気ポンベ圧低下のため)。
12 : 2 0	淡水注入終了。
12 : 3 0	S/Cベント弁 (AO弁) 大弁開 (作動用空気ポンベ交換)。
13 : 1 2	原子炉内にFPラインから消防車による海水注入開始。

14:15	モニタリングポストで500 μ Sv/hを超える線量(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)が発生したと判断、14:23官庁等に通報。
平成23年3月14日(月)	
1:10	原子炉へ供給している海水が残り少なくなったことから、逆洗弁ピット内への海水補給のために消防車を停止。
2:20	正門付近で500 μ Sv/hを超える線量(751 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)が発生したと判断、4:24官庁等に通報。
2:40	モニタリングポストで500 μ Sv/hを超える線量(650 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)が発生したと判断、5:37官庁等に通報。
3:20	消防車による海水注入再開。
4:00	モニタリングポストで500 μ Sv/hを超える線量(820 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)が発生したと判断、8:00官庁等に通報。
5:20	S/Cベント弁(AO弁)小弁開操作開始。
6:10	S/Cベント弁(AO弁)小弁の開確認。
9:12	モニタリングポストで500 μ Sv/hを超える線量(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)が発生したと判断、9:34官庁等に通報。
9:20	物揚場から逆洗弁ピットへの海水の補給を開始。
11:01	R/Bで爆発発生。消防車やホースが損傷し、海水注入停止。

16:30頃	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。
21:35	モニタリングカーで500 μ Sv/hを超える線量(760 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)が発生したと判断、22:35官庁等に通報。
平成23年3月15日(火) 6:50	正門付近で500 μ Sv/hを超える線量(583.7 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)が発生したと判断、7:00官庁等に通報。
7:00	監視、作業に必要な要員を除き、福島第二へ一時退避することを官庁等に連絡。
7:55	R/B建屋上部に蒸気が浮いているのを確認、官庁等に連絡。
8:11	正門付近で500 μ Sv/hを超える線量(807 μ Sv/h)を計測したことから、原災法第15条該当事象(火災爆発等による放射性物質異常放出)が発生したと判断、8:36官庁等に通報。
11:00	内閣総理大臣が、福島第一原子力発電所から半径20km以上30km圏内の住民に対し屋内退避指示。
16:00	正門で500 μ Sv/hを超える線量(531.6 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)が発生したと判断、16:22官庁等に通報。
23:05	正門付近で500 μ Sv/hを超える線量(4548 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)が発生したと判断、23:20官庁等に通報。

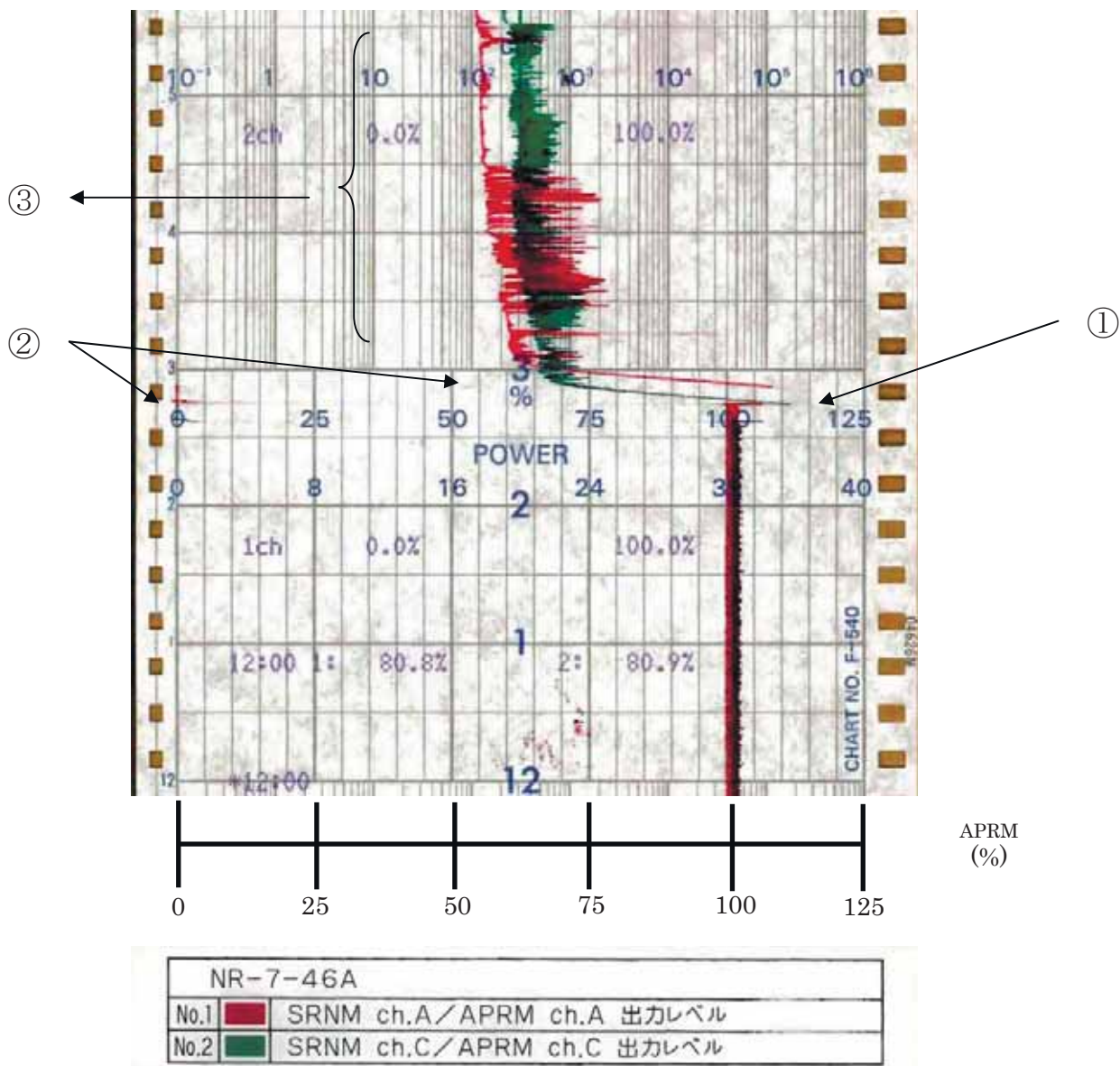
以上

プラントデータチャート

【3号機 アラームタイパー主要打ち出し (抜粋)】

*1447	C190	給水流量	A	CTP計算用	判定 不能	
*1447	C191	空水流量	B	CTP計算用	判定 不能	
>1447	A639	全制御棒	全挿入		オン	← 全制御棒全挿入
*1447	C004	原子炉 水位			836<	1002 MM
*1447	C000	制御棒駆動水流量			オーバーフロー	
*1447	G001	発電機無効電力			498>	390 MVAR
1447	G001	発電機無効電力			165	MVAR 正常 復帰

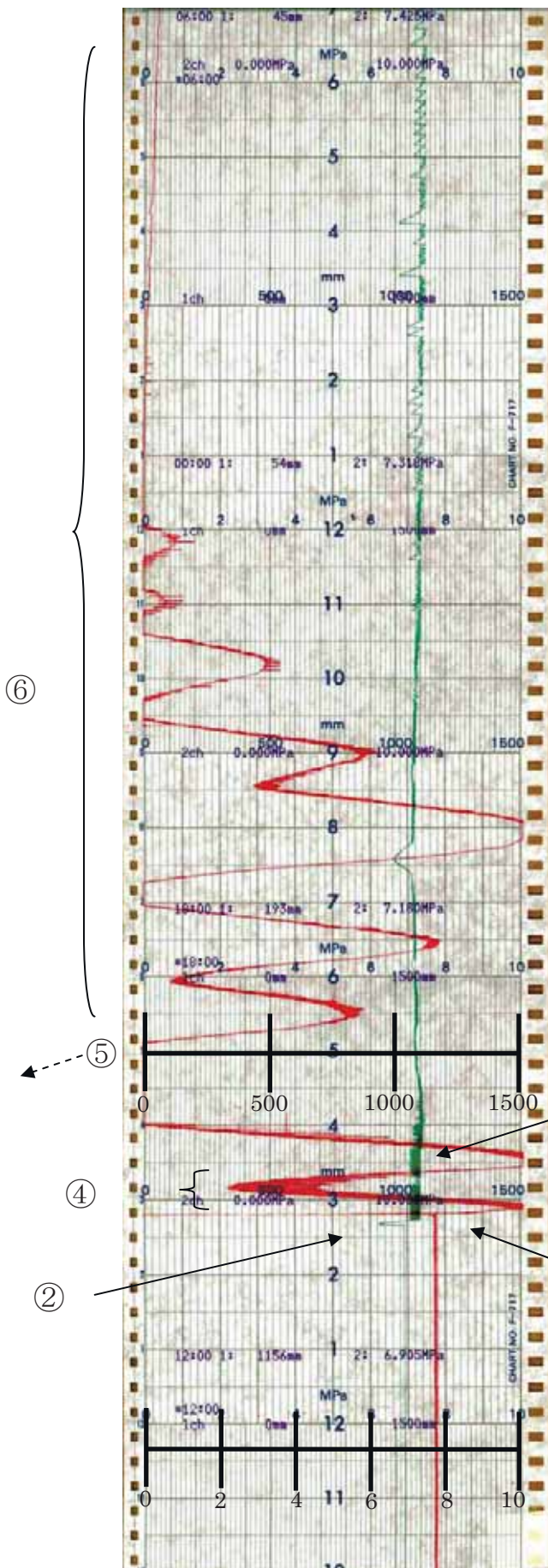
【3号機 SRNM、APRM】



- ① 14時47分 地震によるスクラムとスクラムによる出力低下
- ② 平均出力領域モニタ (APRM) としてのダウンスケールと起動領域モニタ (SRNM) への切替
- ③ ノイズによる指示の変動

【3号機 原子炉水位、原子炉圧力 (1/3)】

LR/PR-6-97	
No.1	原子炉水位
No.2	原子炉圧力



- ① 14時47分 地震によるスクラム
- ② 出力低下による炉圧低下とそれに続く主蒸気隔離弁閉による炉圧増加
- ③ 主蒸気逃し安全弁による炉圧制御
- ④ 主蒸気逃し安全弁開閉、原子炉隔離時冷却系の起動・停止に伴う水位変動

15時05分；

原子炉隔離時冷却系起動

15時25分；

同系トリップ (水位高)

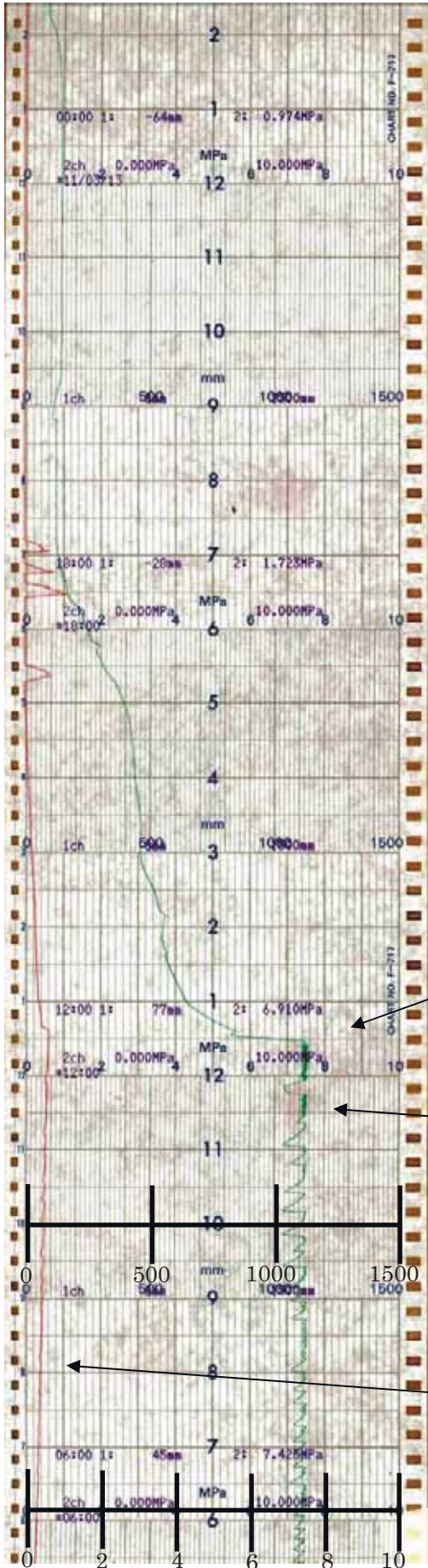
- ⑤ 原子炉隔離時冷却系の起動に伴う水位変動

16時03分；

原子炉隔離時冷却系起動

- ⑥ 炉圧7MPa程度、炉水位は狭帯域 (有効燃料頂部から約4m上に設定された通常運転時に使用される水位計装域)レンジに維持され、安定的に推移

【3号機 原子炉水位、原子炉圧力 (2/3)】



LR/PR-6-97	
No.1	原子炉水位
No.2	原子炉圧力

- ⑦ 炉水位は狭帯域（有効燃料頂部から約4 m上に設定された通常運転時に使用される水位計装域）レンジに維持され、安定的に推移。
- ⑧ 3月12日11時30分頃より、圧力制御の様相変化（11時30分頃より小刻みな変動）
11時36分；
原子炉隔離時冷却系停止
- ⑨ 3月12日12時頃より、6時間程度かけて炉圧の低下

⑨

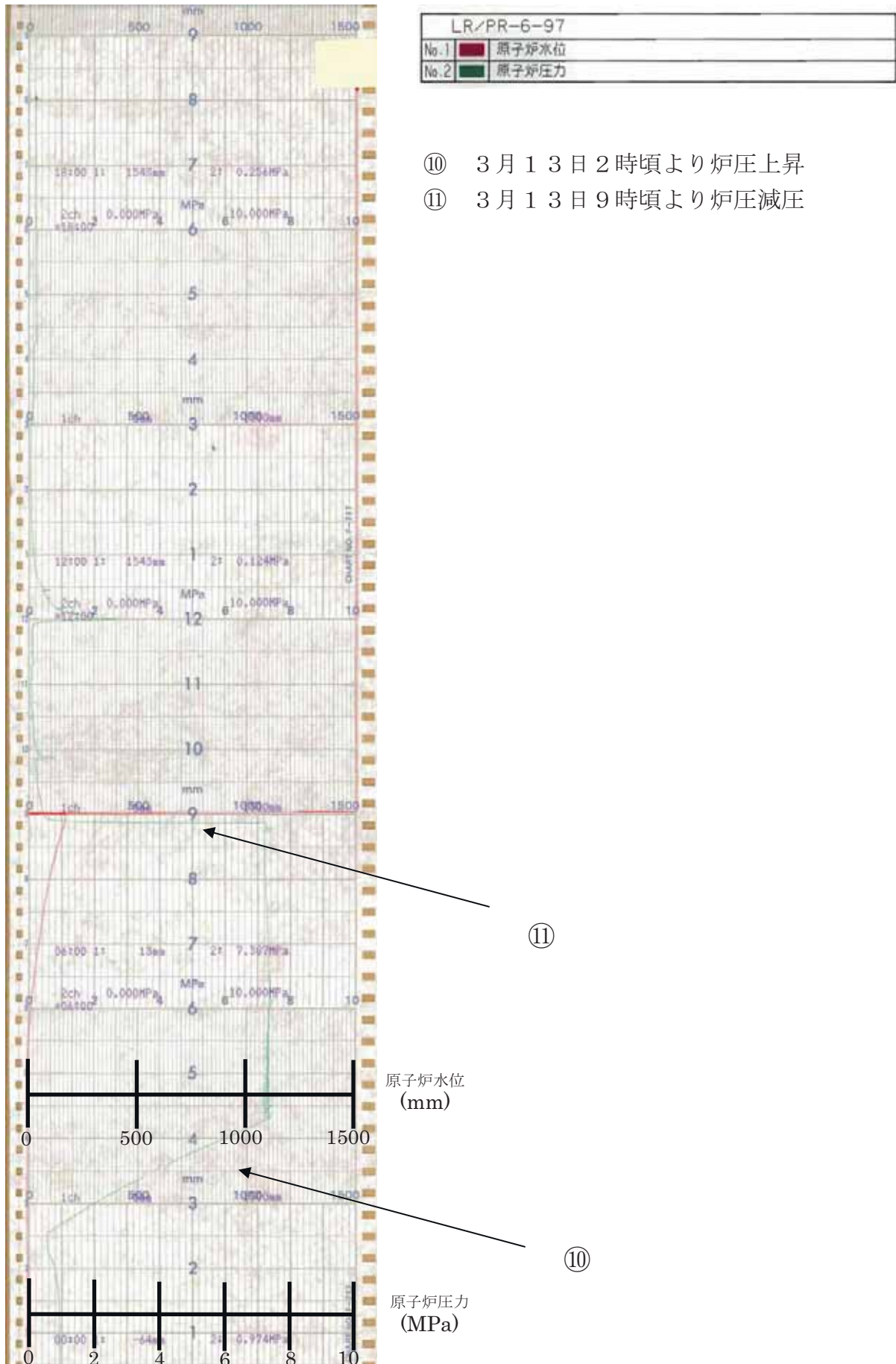
⑧

⑦

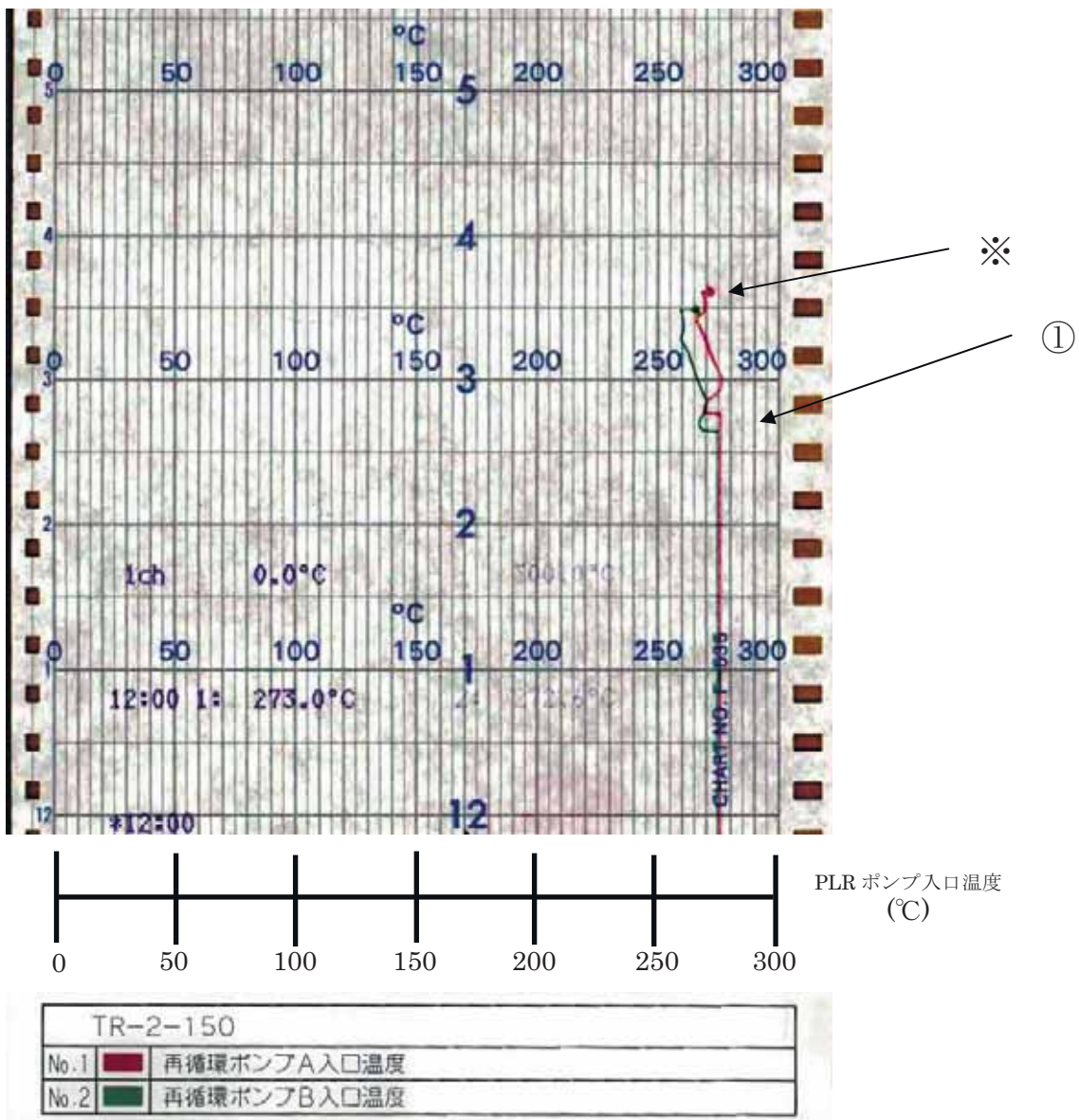
原子炉水位
(mm)

原子炉圧力
(MPa)

【3号機 原子炉水位、原子炉圧力 (3/3)】



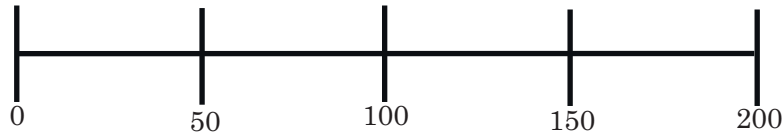
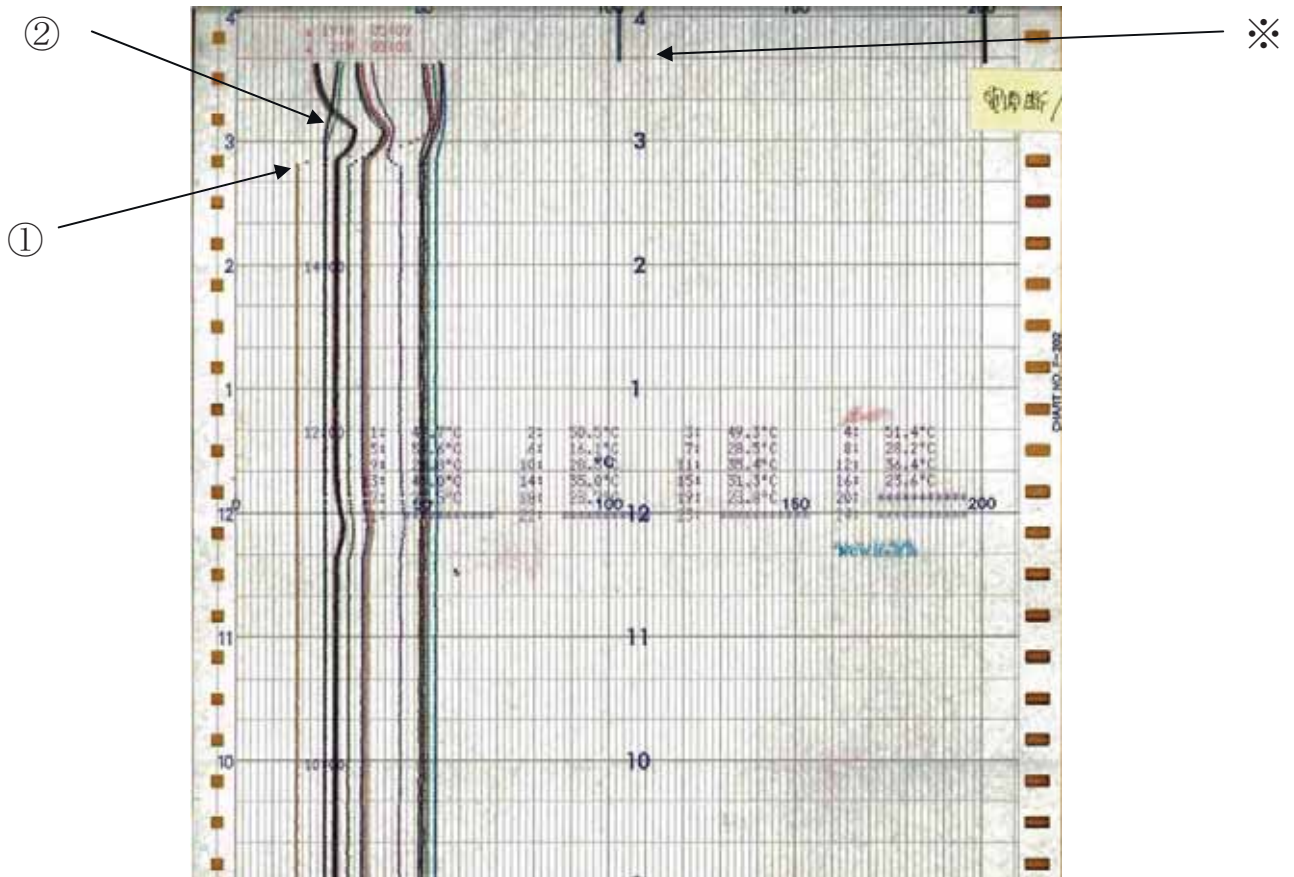
【3号機 PLRポンプ入口温度】



① 14時47分 地震によるスクラム

※ 15時30分過ぎに津波が到来したと想定される。津波の影響によると思われる記録終了。

【3号機 原子炉格納容器内各部温度】

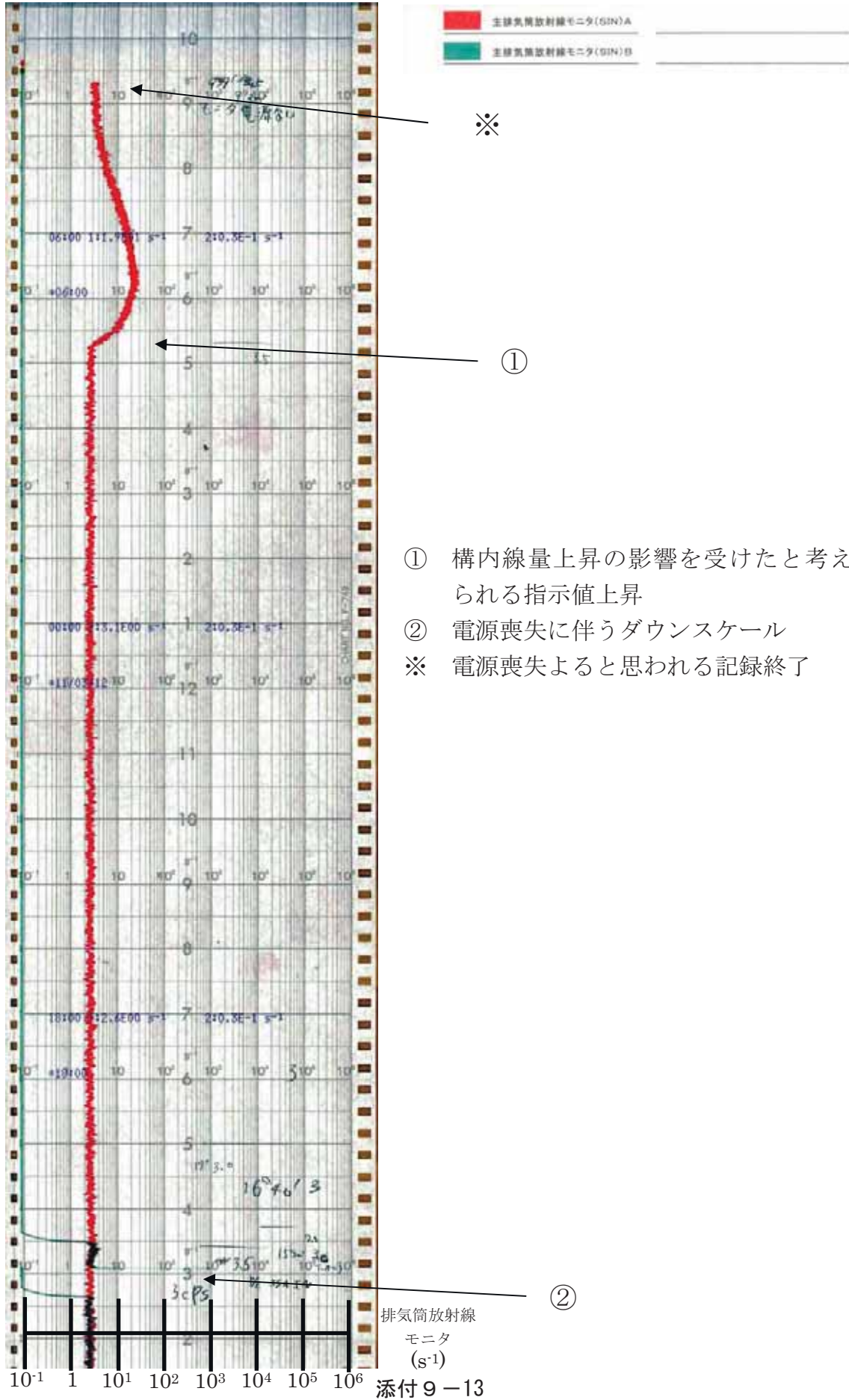


原子炉格納容器内各部温度 (°C)

TRIS-16-115		ストアNo. 3号機-19					
色	入力計器番号	入力計器測定点	スイッチ設定値	色	入力計器番号	入力計器測定点	スイッチ設定値
1	● TE-16-114A	格納容器空調機戻り空気温度	65.6℃	13	● TE-16-114N	原子炉ペロー シール部温度	65.6℃
2	● TE-16-114B	格納容器空調機戻り空気温度	65.6℃	14	● TE-16-114P	原子炉ペロー シール部温度	65.6℃
3	● TE-16-114C	格納容器空調機戻り空気温度	65.6℃	15	● TE-16-114R	原子炉ペロー シール部温度	65.6℃
4	● TE-16-114D	格納容器空調機戻り空気温度	65.6℃	16	● TE-16-114I	圧力抑制室 ガス温度	65.6℃
5	● TE-16-114E	格納容器空調機戻り空気温度	65.6℃	17	● TE-16-114J	圧力抑制室 ガス温度	65.6℃
6	● TE-16-114F	格納容器空調機供給空気温度	65.6℃	18	● TE-16-114V	圧力抑制室 ガス温度	65.6℃
7	● TE-16-114G	格納容器空調機供給空気温度	65.6℃	19	● TE-16-114W	圧力抑制室 ガス温度	65.6℃
8	○ TE-16-114H	格納容器空調機供給空気温度	65.6℃	20	Y		
9	○ TE-16-114I	格納容器空調機供給空気温度	65.6℃	21	Y		
10	○ TE-16-114K	格納容器空調機供給空気温度	65.6℃	22	Y		
11	○ TE-16-114L	原子炉ペロー シール部温度	65.6℃	23	Y		
12	○ TE-16-114M	原子炉ペロー シール部温度	65.6℃	24	Y		

- ① 14時47分 地震によるスクラム
- ② 電源喪失による格納容器空調停止、スクラムによる出力低下等に伴う格納容器内温度変化（配管破断等に起因する極端な温度上昇は認められず）
- ※ 15時30分過ぎに津波の到来により記録計電源が喪失し、記録計が一旦停止したものと考えられる。

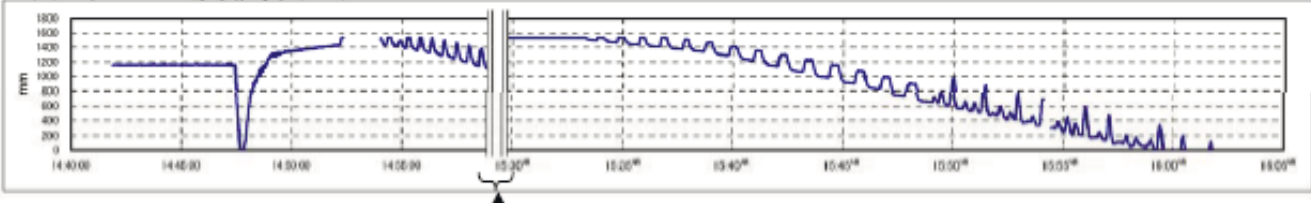
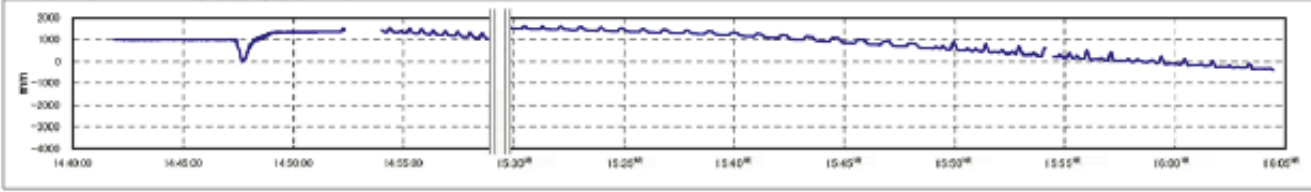
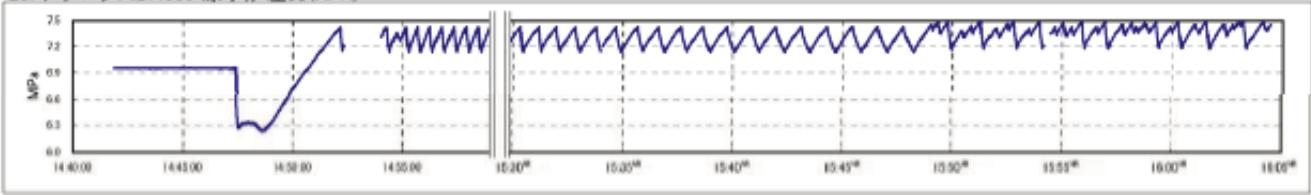
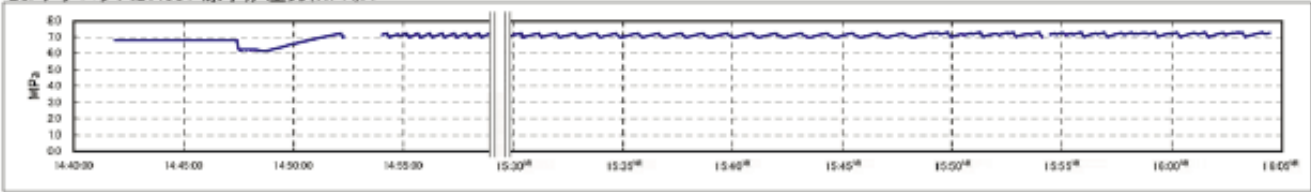
【3号 主排気筒放射線モニタ】

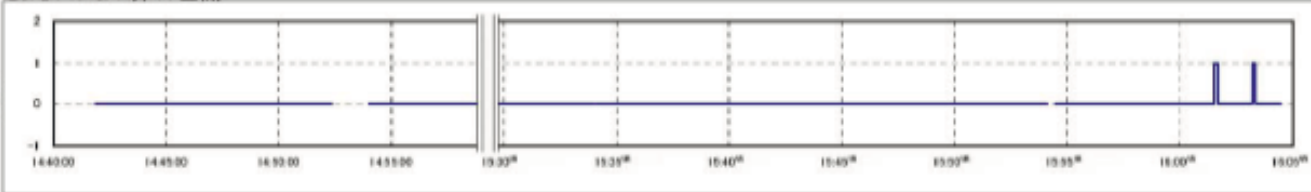
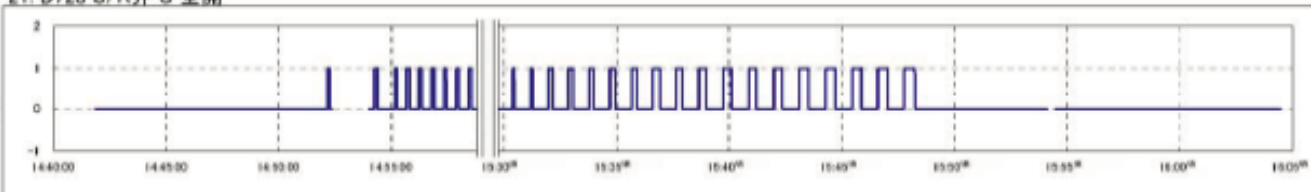
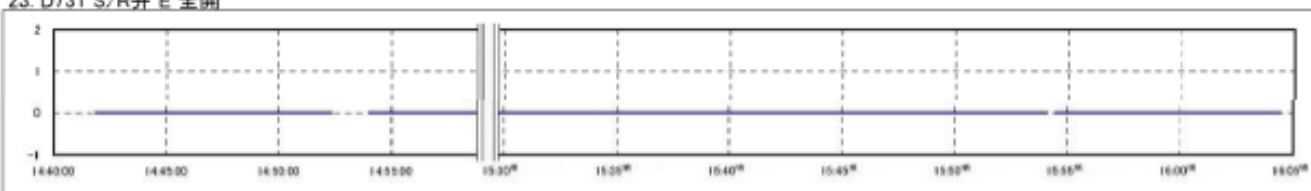
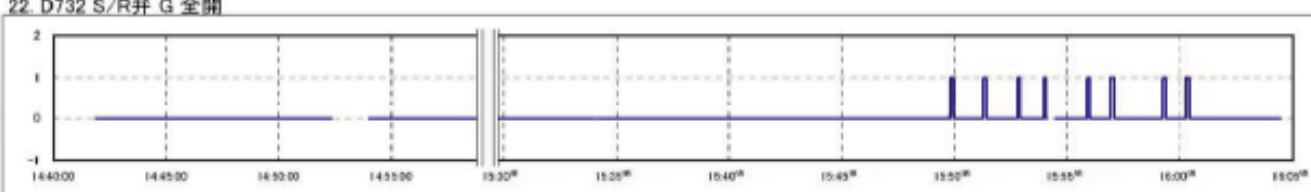


【3号 RCIC作動状況】

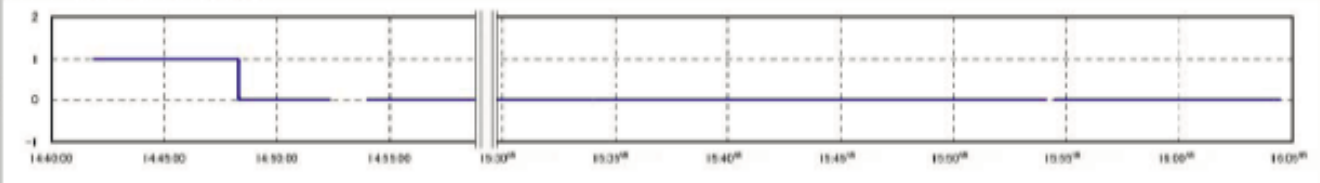
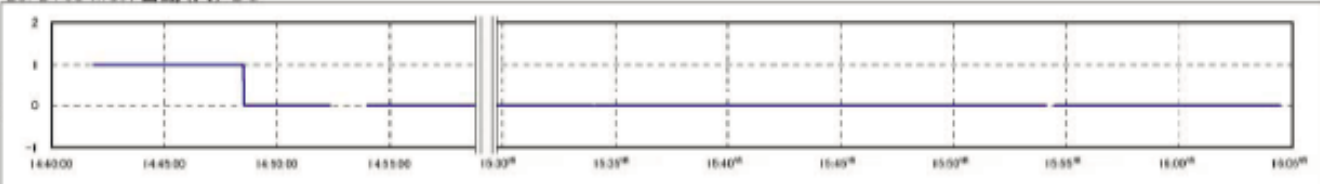
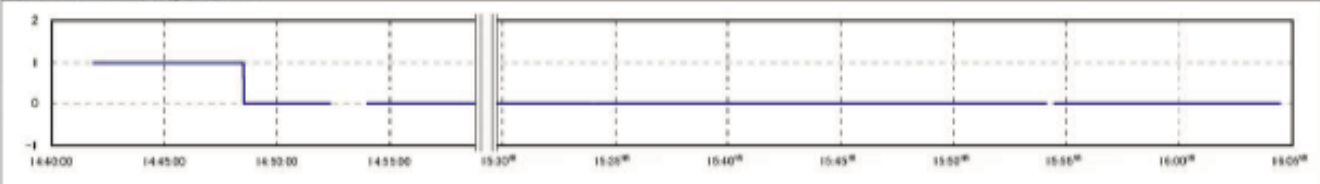
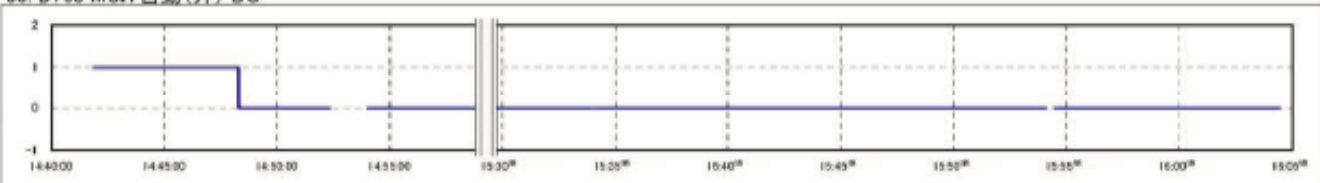
15	05	38	210	D626	蒸し気全弁 C 開	31:8	DEGC	正常	復帰	オフ
15	05	39	420	D648	RCICタービン 起動					オン
15	05	00				2. A		正常	復帰	
15	25	01	000	D648*	RCICタービン 起動					オフ
15	25	02	880	D685	原子炉水位高 トリップ					トリップ
15	25									オン

- ① 15時05分にRCICを手動起動、その後、15時25分に原子炉水位高により停止。

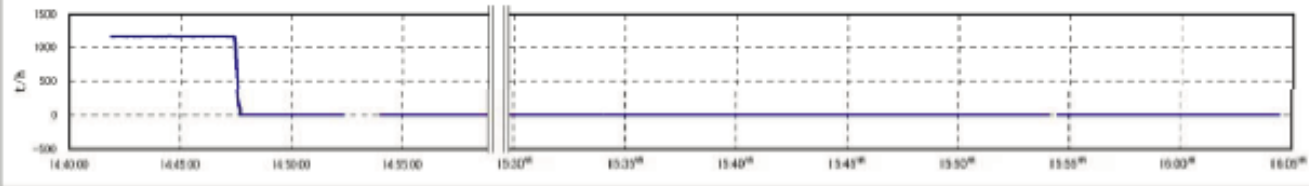

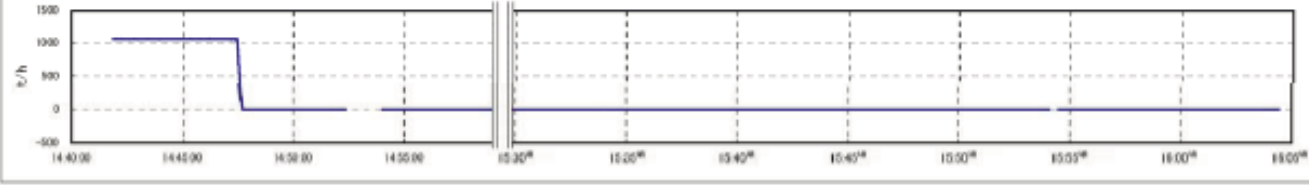
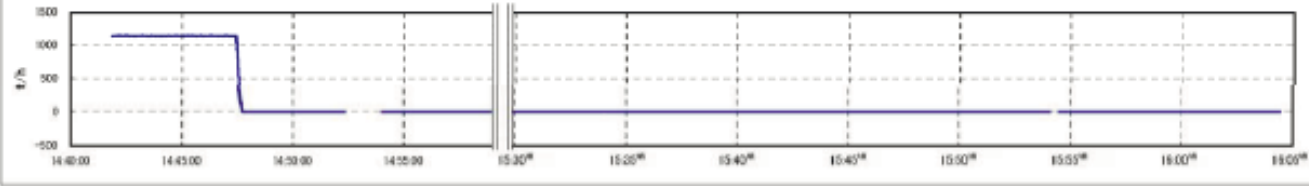
パラメータ	備考
<p>7. アナログPIDA300 原子炉水位(N/R)A</p>  <p>約30分間の欠測と想定(以下同じ)</p> <p>8. アナログPIDA303 原子炉水位(W/R)A</p> 	<p>備考</p> <p>原子炉水位は、スクラム直後にボイド(気泡)のつぶれに伴い瞬時変動し、その後通常水位に復帰している。 14時55分あたりから、主蒸気逃し安全弁の開閉動作に伴い原子炉水位は周期的に変動している。また、水位は徐々に低下している。</p>
<p>25. アナログPIDA600 原子炉圧力(N/R)</p>  <p>26. アナログPIDA601 原子炉圧力(W/R)A</p> 	<p>原子炉圧力は、スクラム直後に低下し、その後主蒸気隔離弁が閉鎖することで、崩壊熱により上昇するものの主蒸気逃し安全弁の開閉動作により周期的に変動している。</p>

パラメータ	備考
<p>26. D747 S/R弁 A 全開</p>  <p>21. D728 S/R弁 C 全開</p>  <p>23. D731 S/R弁 E 全開</p>  <p>22. D732 S/R弁 G 全開</p> 	<p>主蒸気逃し安全弁(SR弁)は、14時55分あたりから周期的に作動している。 主蒸気逃し安全弁は、当初C弁が動作していたが、動作回数が多く作動圧力を喪失したためにG弁に切り替わり、同様にアクムレータの作動圧力を喪失したG弁からA弁に切り替わっていたものと推定する。</p>

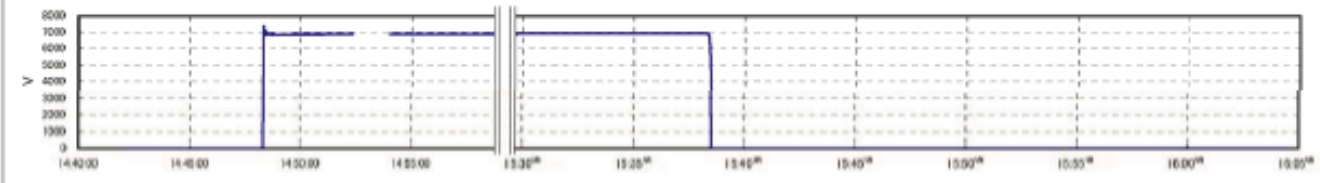
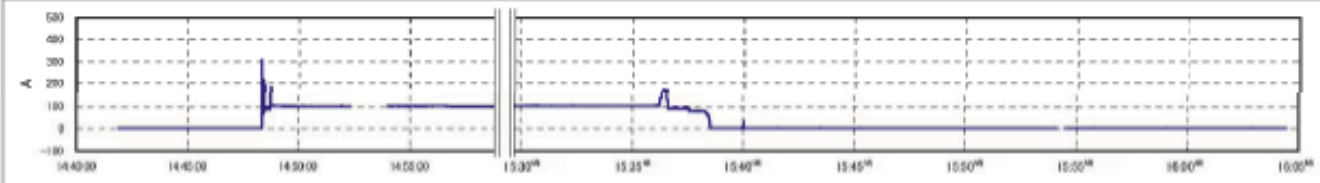
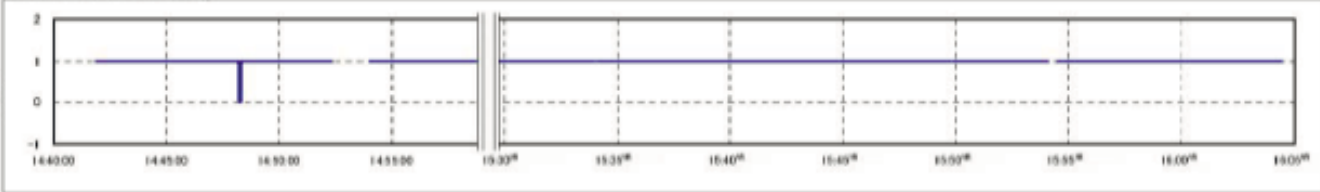
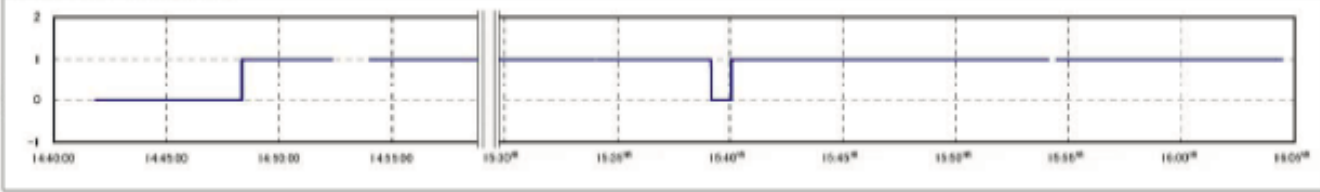
3号機 過渡現象記録装置トレンドデータ

パラメータ	備考
<p>27. D762 MSIV自動(内) AC</p> 	<p>主蒸気隔離弁については、内側弁、外側弁の閉鎖信号が出ている。</p>
<p>28. D763 MSIV自動(内) DC</p> 	
<p>29. D764 MSIV自動(外) AC</p> 	
<p>30. D765 MSIV自動(外) DC</p> 	

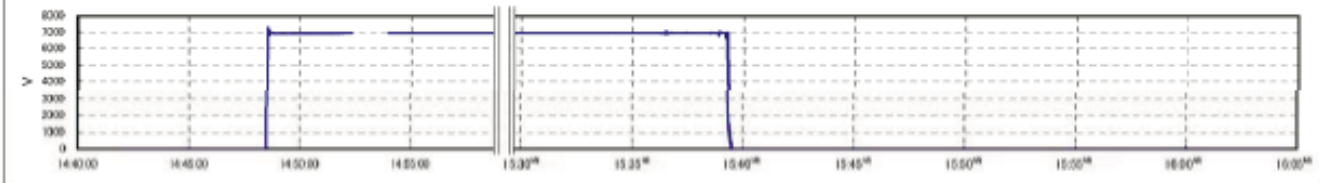
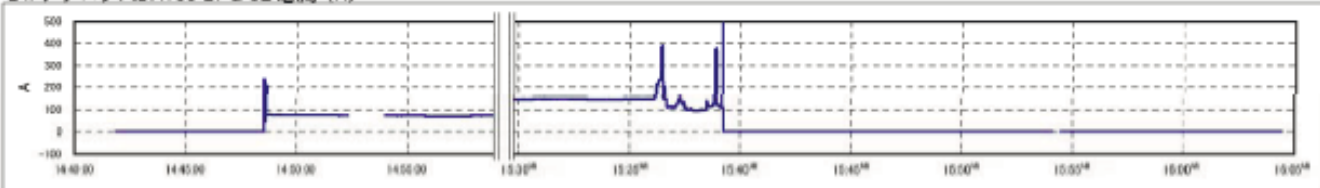
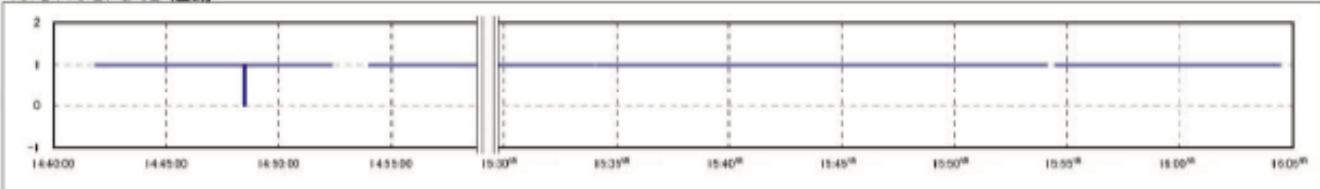
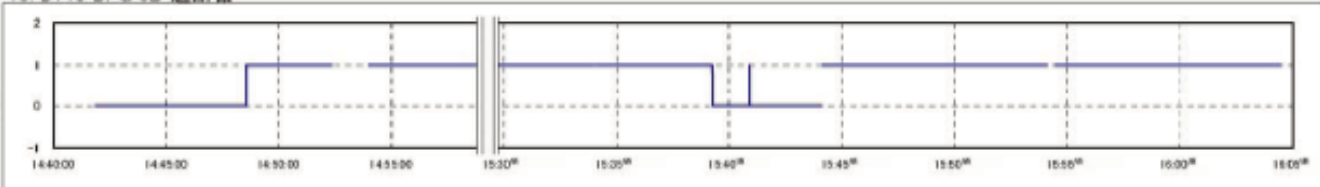
3号機 過渡現象記録装置トレンドデータ

パラメータ	備考
<p>27. アナログPIDA309 主蒸気流量 A</p> 	<p>主蒸気流量については、主蒸気隔離弁が閉鎖し、流量は0（ゼロ）となっており、その過程で蒸気流量の増大等はなく、主蒸気の漏えいの兆候は認められない。</p>
<p>28. アナログPIDA310 主蒸気流量 B</p> 	
<p>29. アナログPIDA311 主蒸気流量 C</p> 	
<p>30. アナログPIDA312 主蒸気流量 D</p> 	

3号機 過渡現象記録装置トレンドデータ

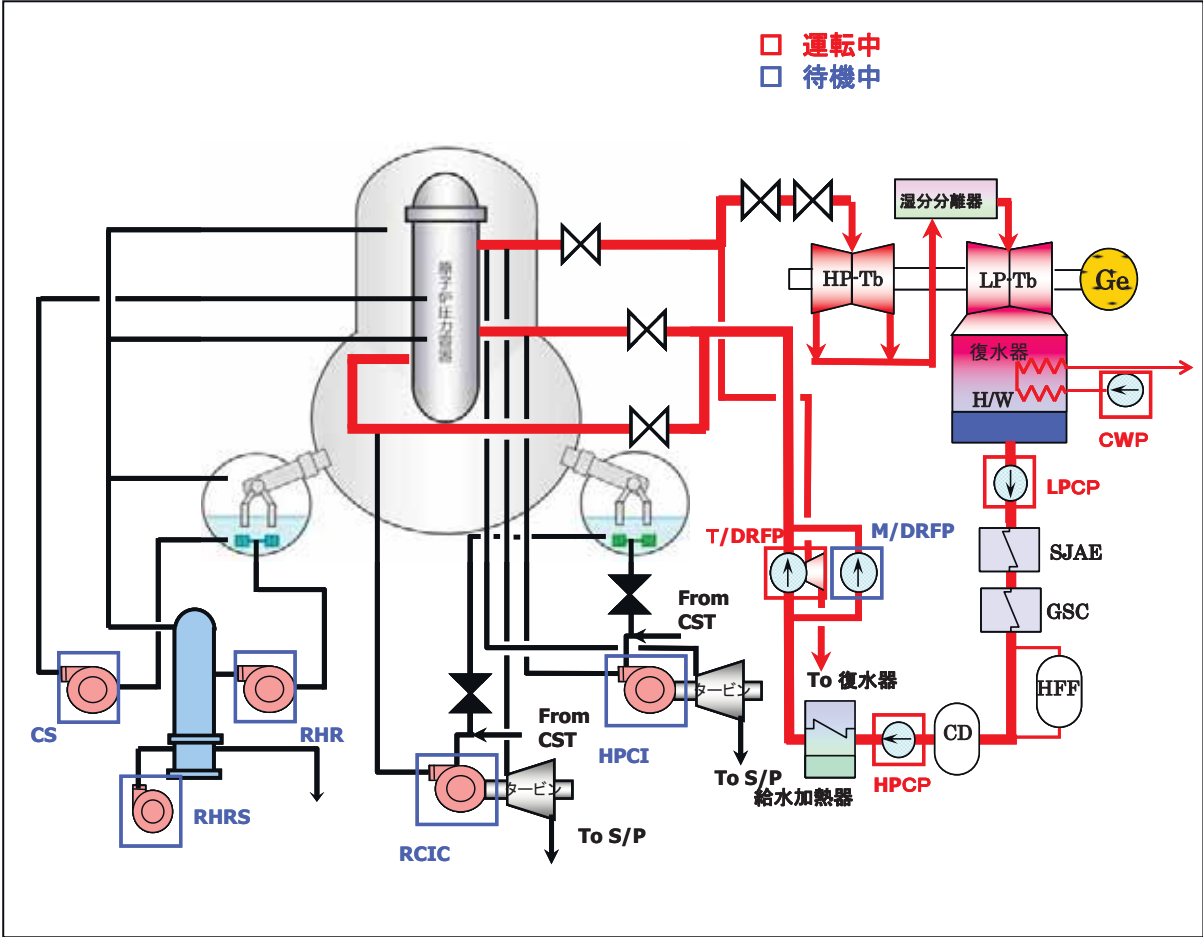
パラメータ	備考	
<p>21. アナログPIDA754 D/G 3A電圧 R-T</p> 	<p>ディーゼル発電機(3A)については、15時35分～40分の間において、津波による影響と思われるが停止したものと推定される。</p>	
<p>23. アナログPIDA757 D/G 3A電流 (R)</p> 		
<p>12. D717 D/G 3A 起動</p> 		
<p>14. D720 D/G 3A 遮断器</p> 		

3号機 過渡現象記録装置トレンドデータ

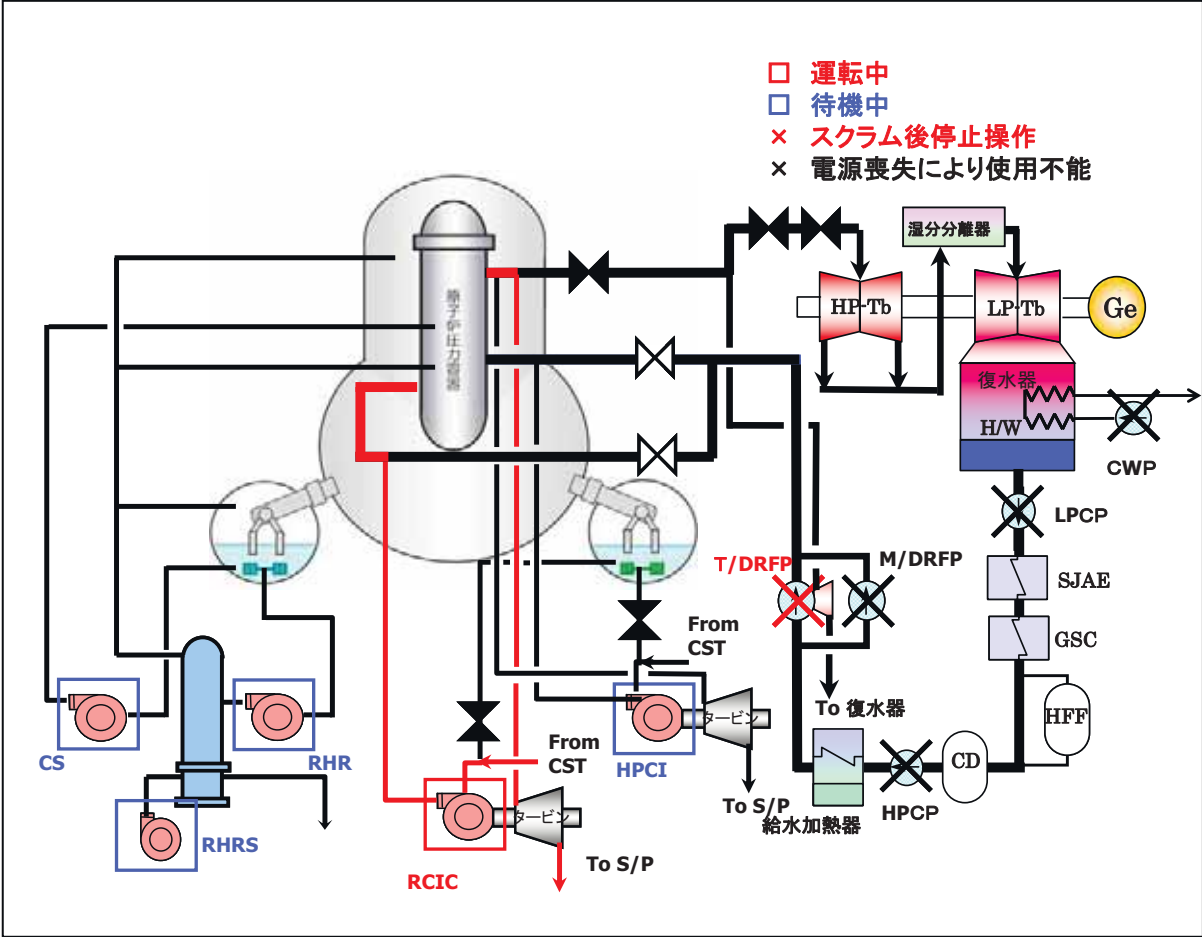
パラメータ	備考	
<p>22. アナログPIDA755 D/G 3B電圧 R-T</p> 	<p>ディーゼル発電機(3B)については、15時35分~40分の間において、津波による影響と思われるが停止したものと推定される。</p>	
<p>24. アナログPIDA758 D/G 3B電流 (R)</p> 		
<p>13. D716 D/G 3B 起動</p> 		
<p>15. D719 D/G 3B 遮断器</p> 		

3号機 過渡現象記録装置トレンドデータ

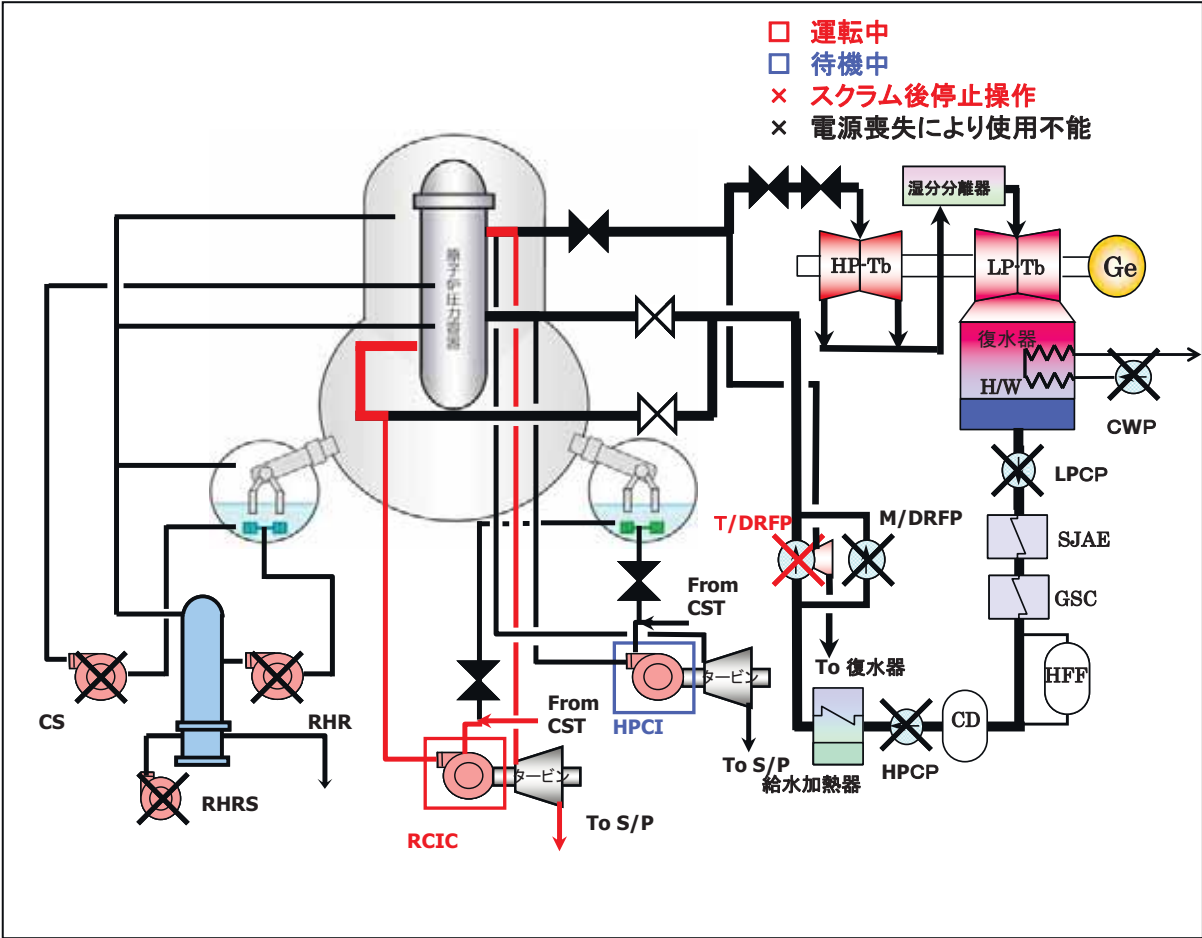
3号機 系統概略図 (3月11日地震発生前の主要機器状態)



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）

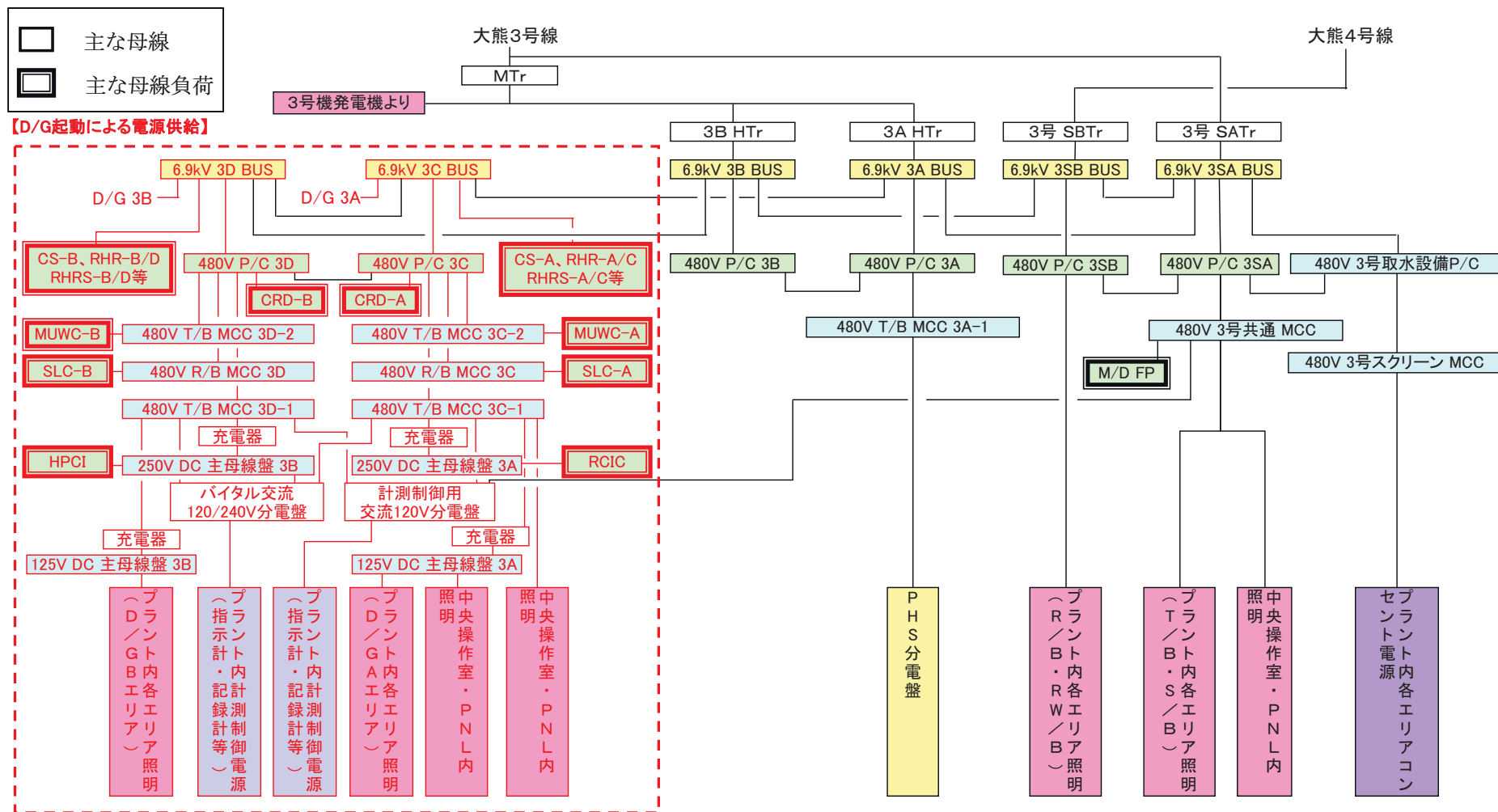
		設置場所	耐震クラス	地震スクラム時	地震スクラム～津波到達直前まで	津波到達以降	備考	
冷やす機能	E C C S 系	RHR (A)	R/B地下階 (OP. -1030)	A	○	○注1	×	津波後、電源・海水系（RHRS A/C）とも喪失
		RHR (B)	R/B地下階 (OP. -1030)	A	○	○注1	×	津波後、電源・海水系（RHRS B/D）とも喪失
		RHR (C)	R/B地下階 (OP. -1030)	A	○	○注1	×	津波後、電源・海水系（RHRS A/C）とも喪失
		RHR (D)	R/B地下階 (OP. -1030)	A	○	○注1	×	津波後、電源・海水系（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	○	○	◎	津波後に起動、暫くしてトリップ、再起動不能（原因不明）	
	MUWC (代替注水)	T/B地下階 (OP. 2420)	B	◎	◎	×	津波後、電源喪失	
プール冷却	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。
 ※J E A C 4 6 0 1 - 2 0 0 8 「原子力発電所耐震設計技術規程」

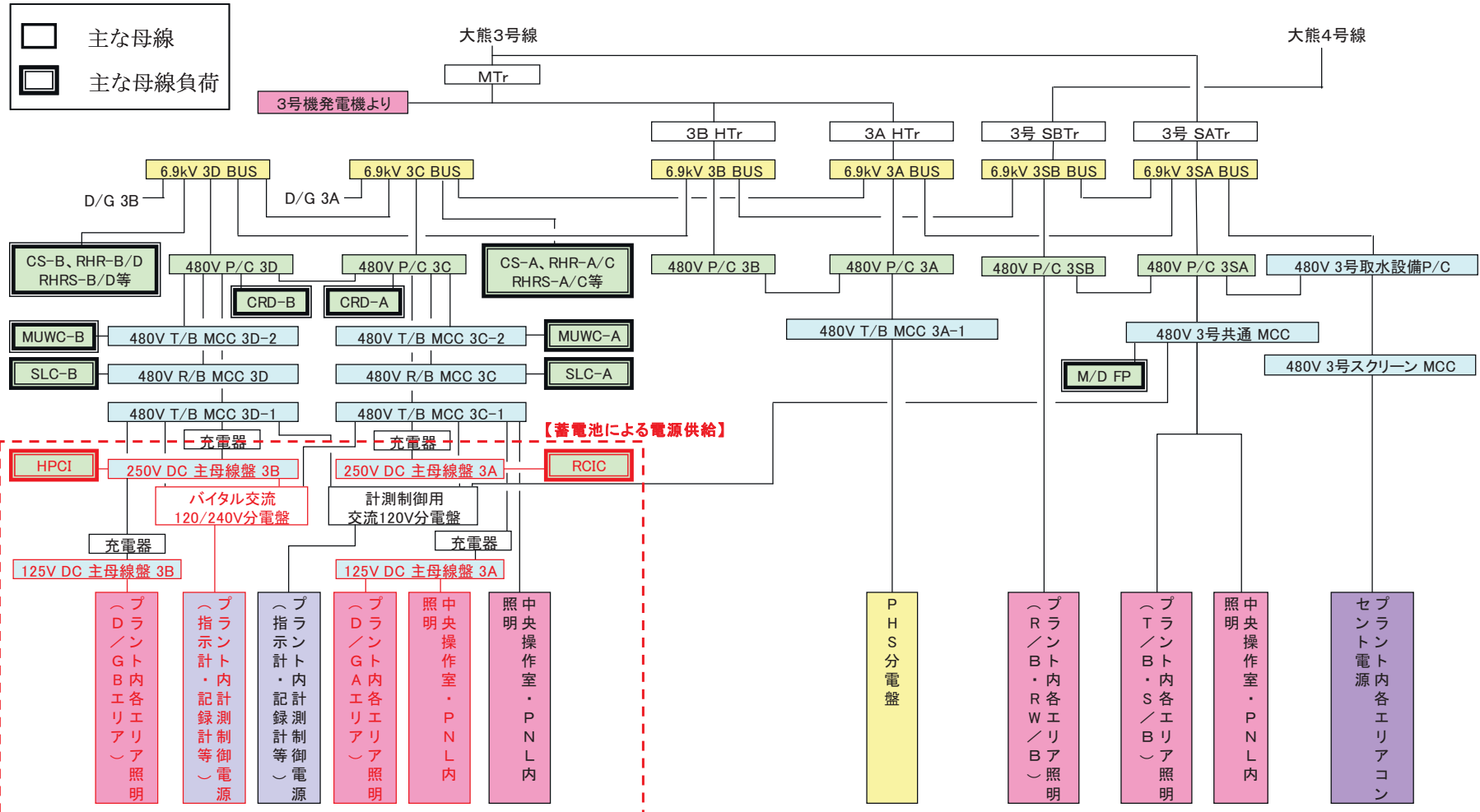
3号機 所内電源概略図（地震発生後の状態）

（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）



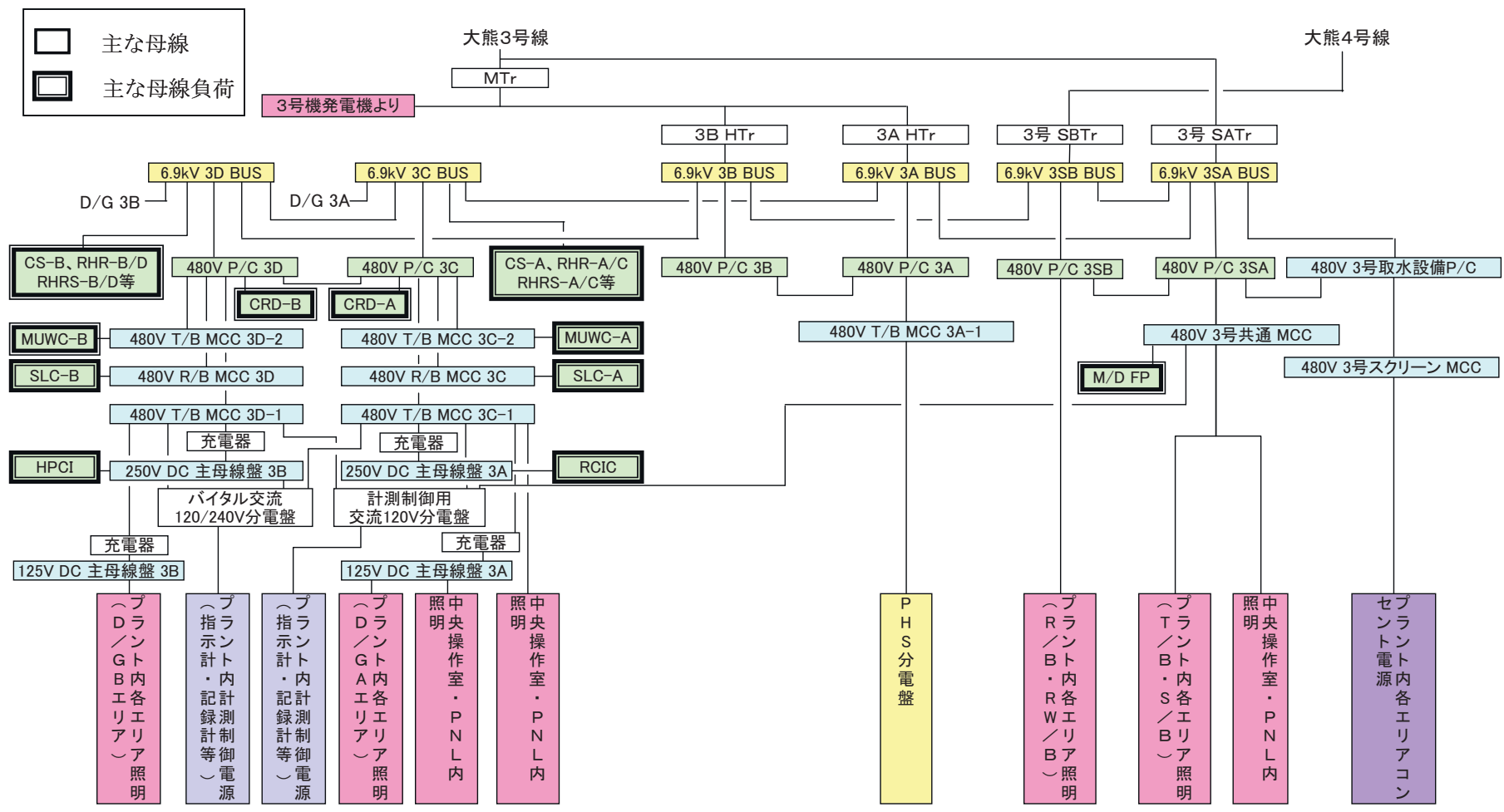
3号機 所内電源概略図（津波襲来後（蓄電池枯渇前）の状態）

（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）



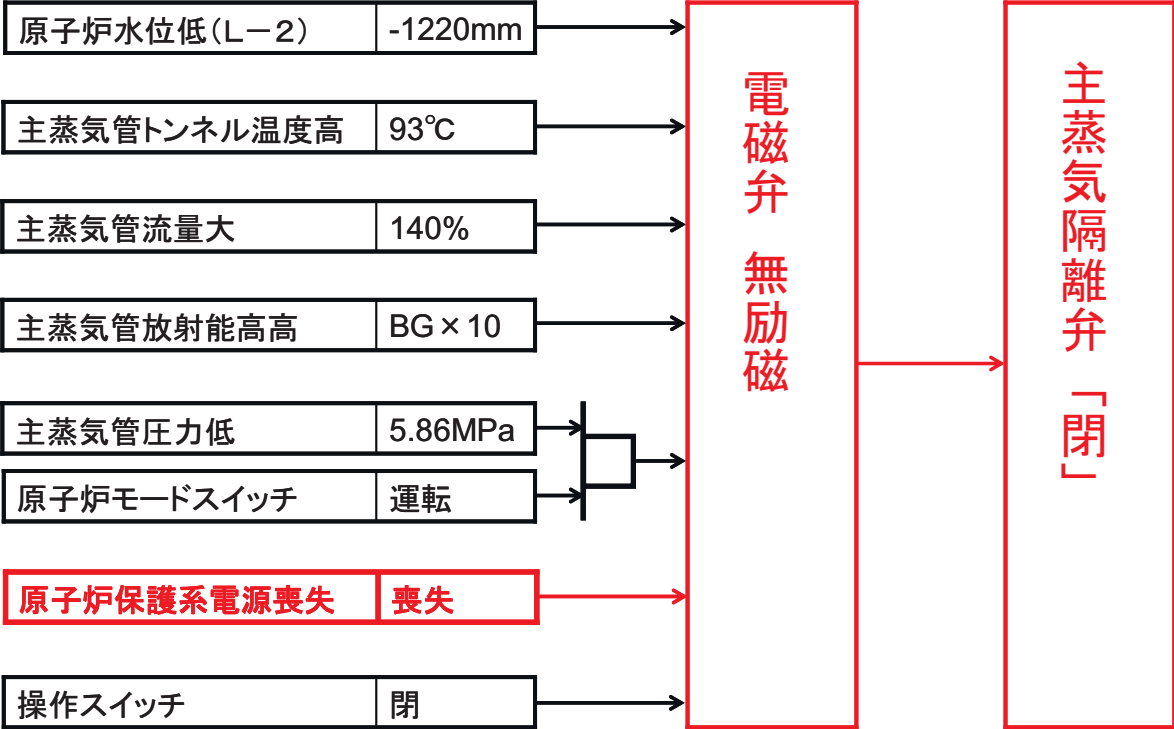
※直流電源設備については被水を免れたため、蓄電池が枯渇するまでの間、直流電源を要する機器（RCIC、HPCIや記録計等）に電源を供給した

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）

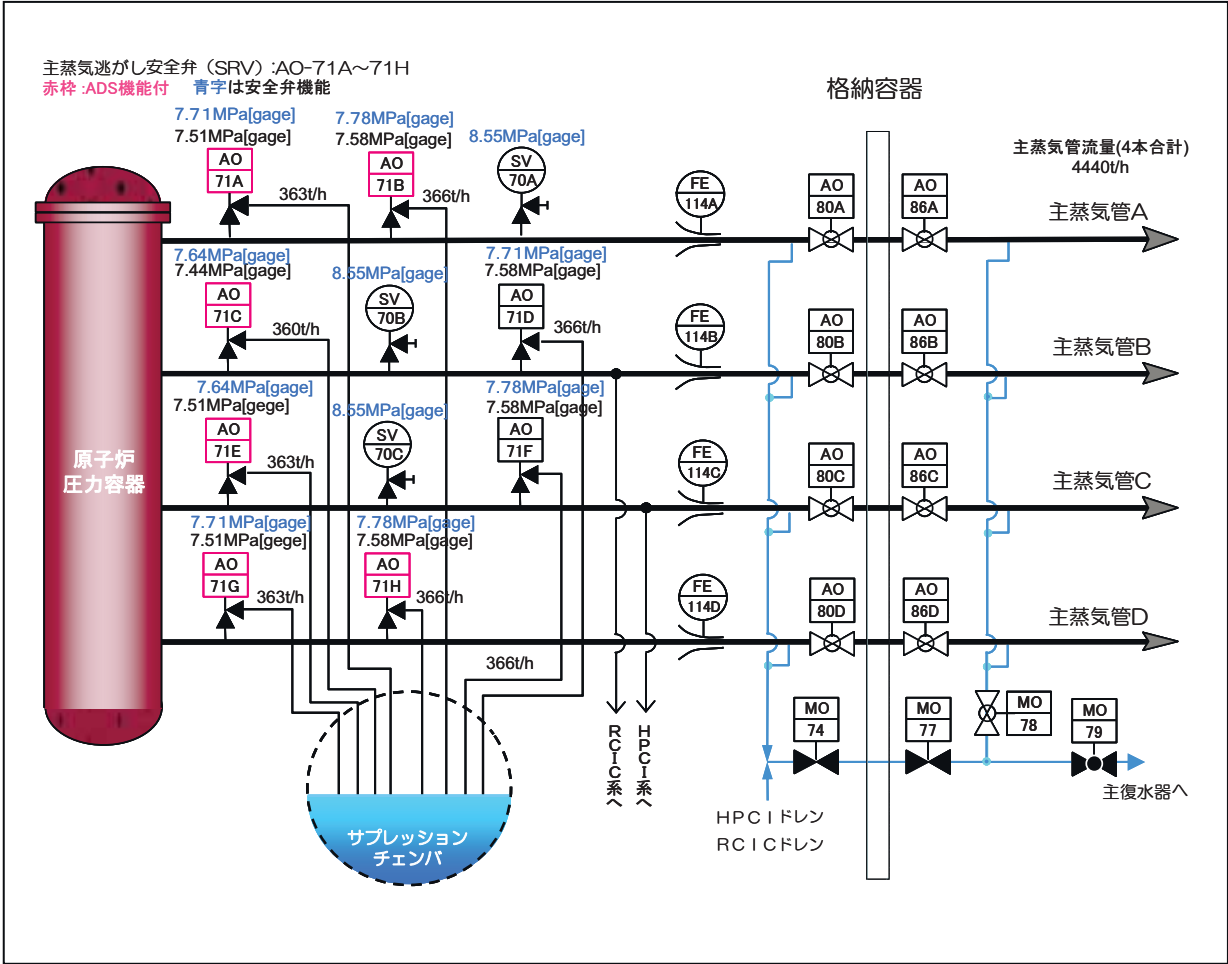


添付9-27

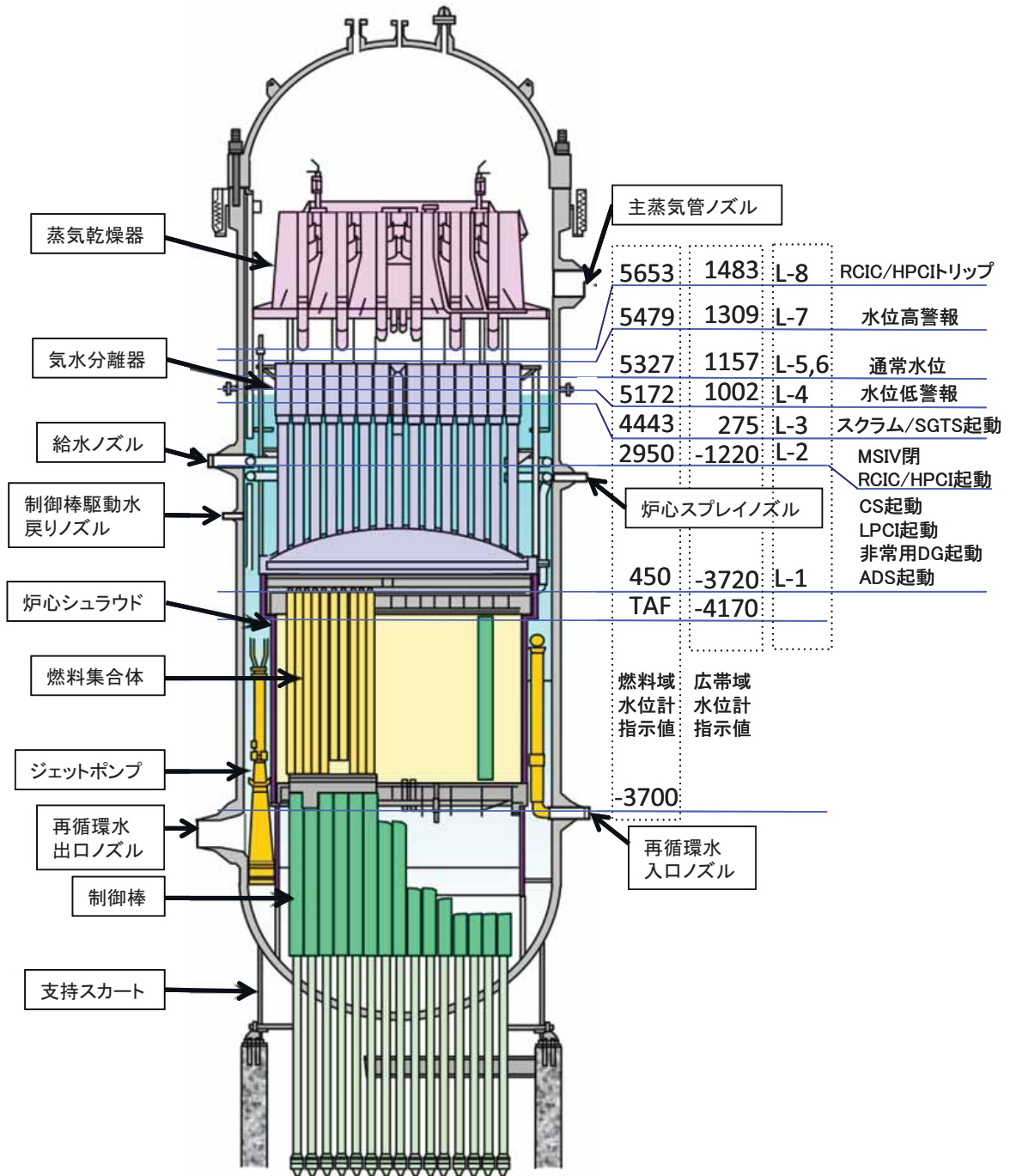
3号機 MSIVインターロック



3号機 SRV動作圧力について

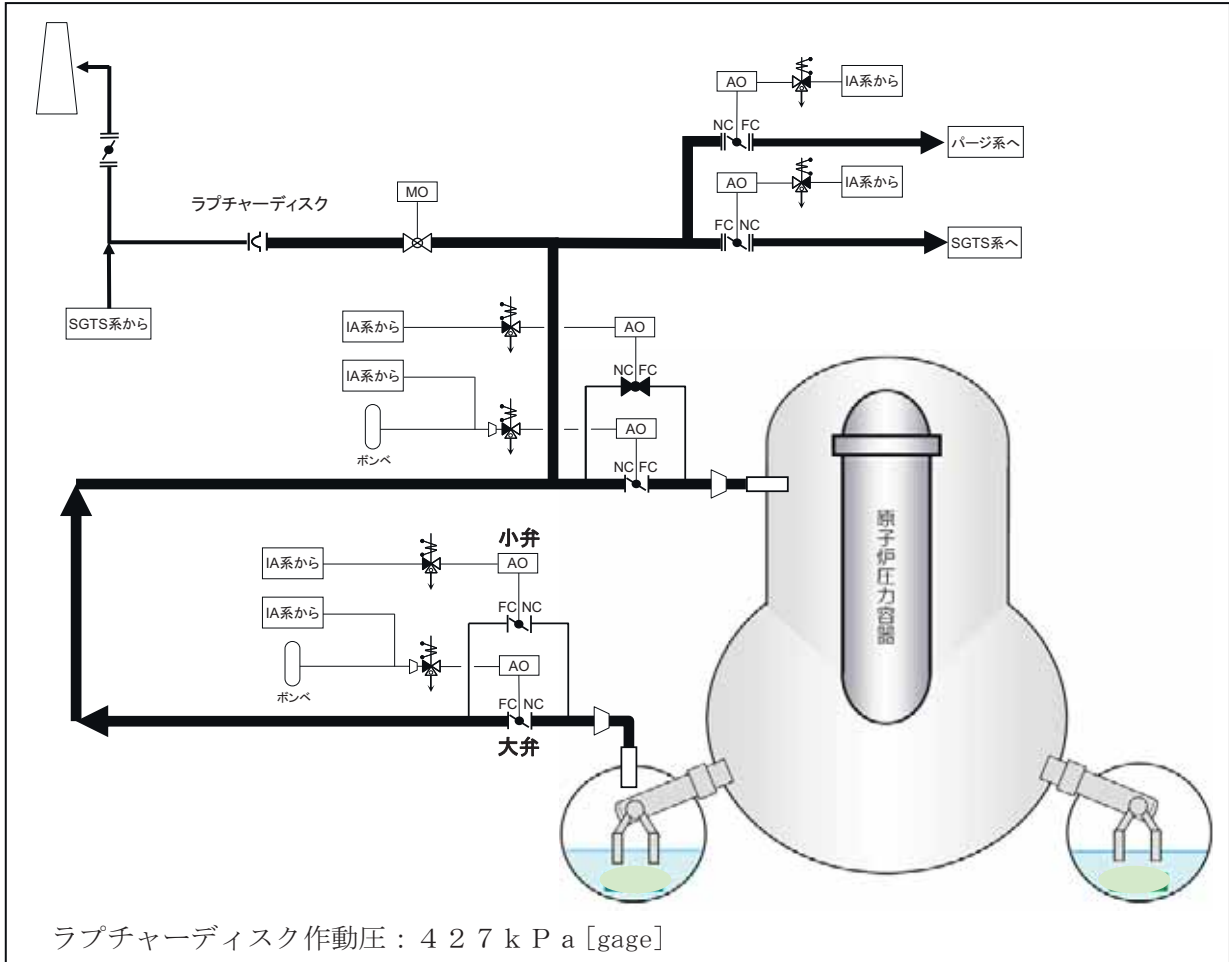


原子炉水位図

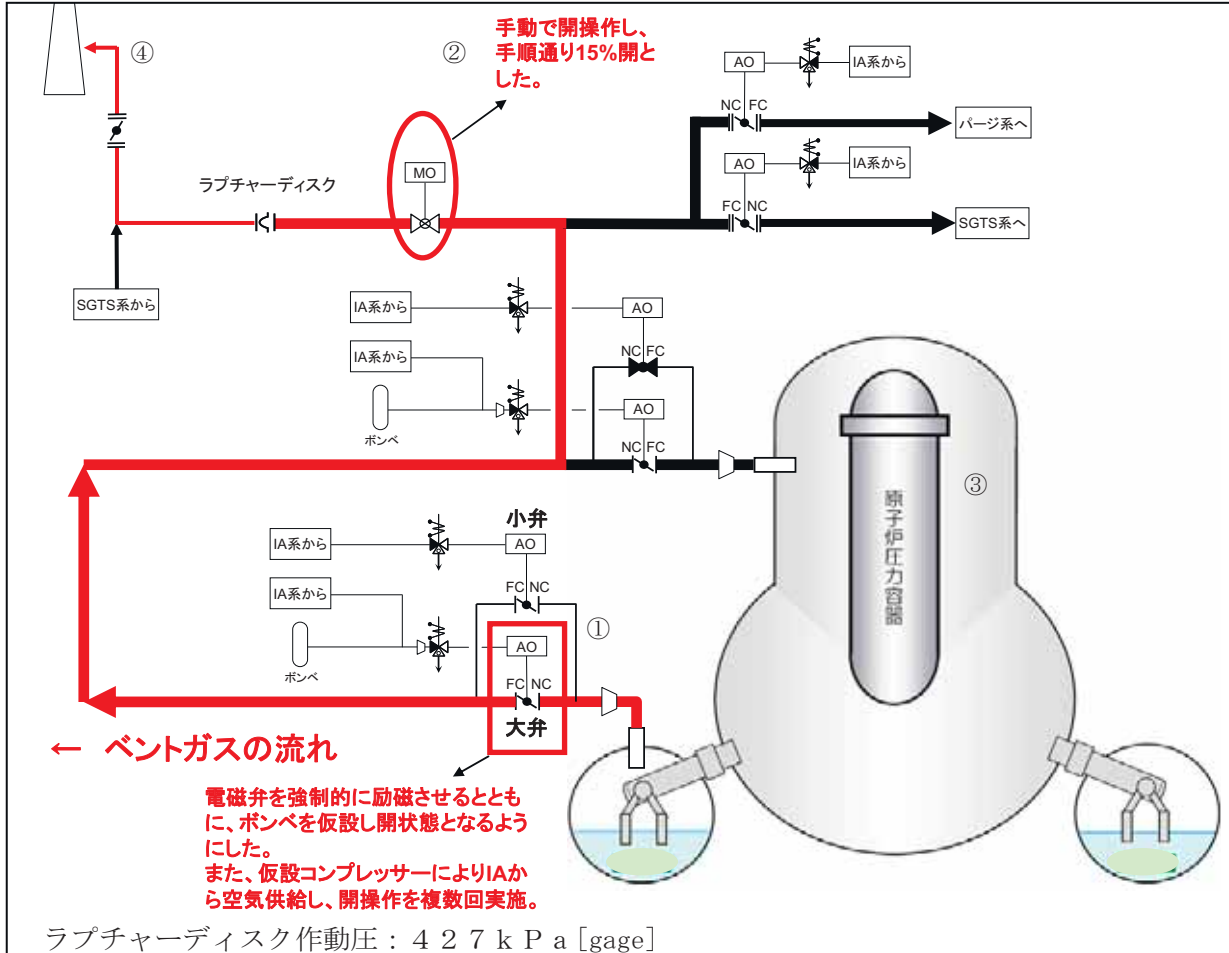


PCVベントについて

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。

【その後のPCVベント実施】

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18日	5時30分	閉確認	→	同日5時30分頃	開操作
3月19日	11時30分	閉確認	→	3月20日11時25分頃	開操作

【小弁】

3月15日	16時00分	閉確認	→	3月16日	1時55分	開操作
-------	--------	-----	---	-------	-------	-----

3号機 PCVベントにおける被ばく線量評価 (発信時刻: 13日7時35分)

(前提条件に基づく線量評価であり、実際の被ばく線量ではない)

1F-3 D/W 2次ベントの場合 の線量評価

前提

ソース: 重大事故

容積: $D/W + S/C = 3770 + 3100 \text{ m}^3$

圧力: $\underline{4.27} + 101.3 \rightarrow 101.3 \text{ kPa}$
ラジエーター
の圧力

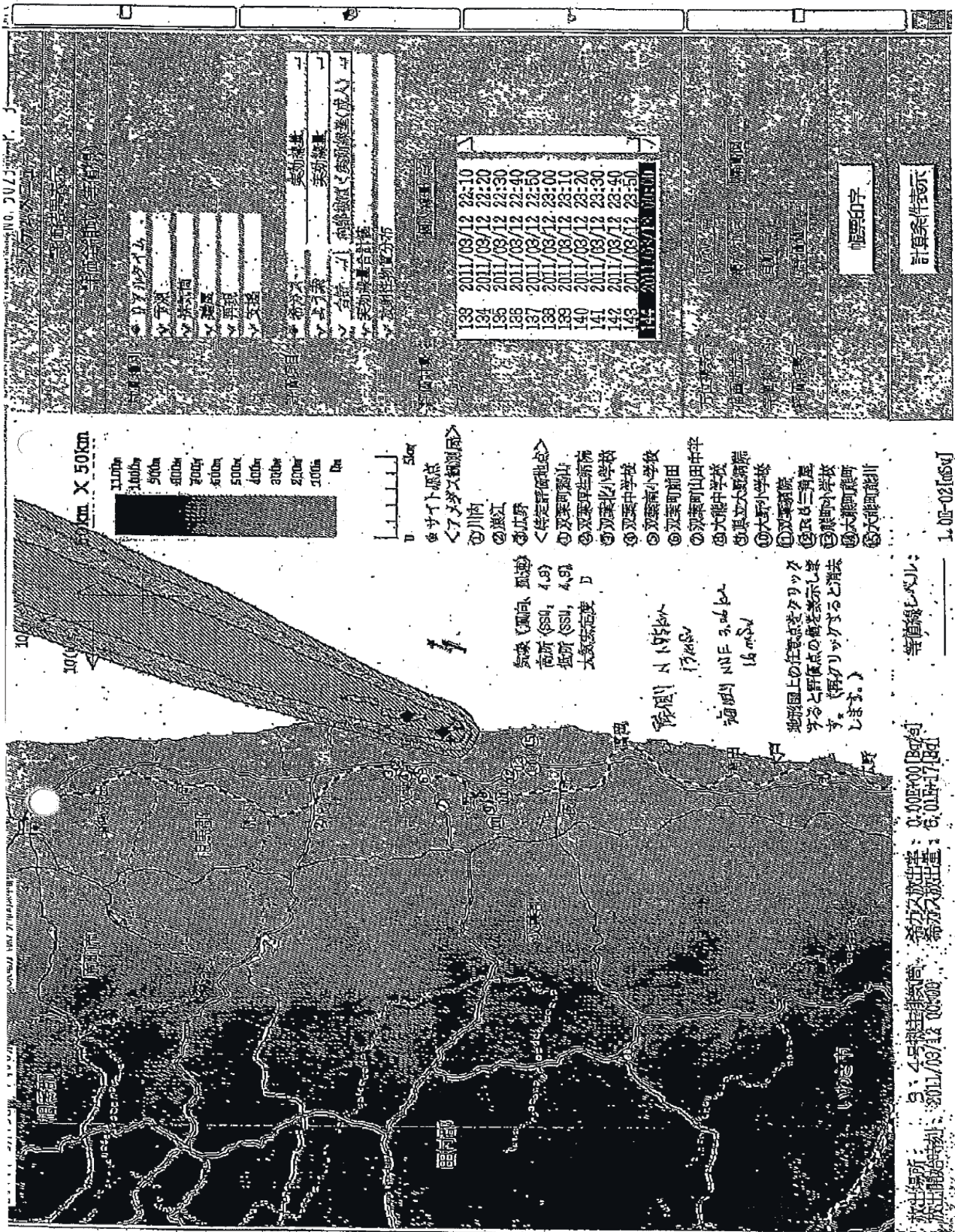
気象: $S/W \quad 4.9 \text{ m/s}$

○ 大気安定度 D

(6:30現在 2F. 気象条件)

3号機 PCVベントにおける被ばく線量評価 (発信時刻: 13日7時35分)

(前提条件に基づく線量評価であり、実際の被ばく線量ではない)



炉心解析について (3号機原子炉事故進展の解析結果)

1. 評価結果のまとめ

今回地震発生時におけるプラントデータについて可能な限り回収、整理した地震発生初期の設備状態や運転操作等に関する情報（平成23年5月16日原子力安全・保安院報告済み）より、MAAPを用いてプラントの状態を評価し、情報の整理を行った。

なお、ここで得られた解析結果は、あくまで本報告書作成時点で得られた限られた情報と解析上必要な条件に推定・仮定を置いた解析であり、解析結果の不確定性は極めて大きい。よって、今後原因調査が進むに従い、解析結果とは大幅に異なる結果になり得るものである。

MAAPコードにより解析を行った結果、3号機は、RCIC又はHPCIの機能低下に伴う原子炉水位の低下により、炉心損傷が開始するものの、最終的にはRPV内において炉心は保持されるとの解析結果となった。しかしながら、実際の水位が計測値より低く、有効燃料棒底部以下であった場合は、炉心損傷はさらに進展し、その後RPV破損に至るとの解析結果となる。（平成23年5月23日原子力安全・保安院報告済み）

解析を行った時点までの3号機におけるRPV温度等のプラントパラメータによれば、熱源（燃料）の大部分はRPV内にあることを示唆する温度挙動であり、RPVに損傷があったとしても、今回の解析結果のように大規模なものではないと推測されることから、解析結果は現実より厳しいものとなっていると考えられる。

よって、今回の解析結果とプラントパラメータによる考察の両者によれば、炉心の状態は、3号機プラントにおいても相当量のペレットの溶融が進展しており、炉心の形状・位置は大幅に変化しているものと評価された。

なお、解析を行った時点までの3号機におけるRPV周辺温度によれば、解析時点において冷却は十分に行われていることから、引続き注水を継続することにより、今後大規模な放射性物質の放出に繋がるような事象の進展はないと考えられる。

2. 解析条件

主要な解析条件について表9-13-1及び表9-13-2に示す。

解析は以下の2つのケースを行った。

- 【その 1】：原子炉水位の計測値にあわせるため、消防ポンプの吐出側の流量ではなく、原子炉水位維持を可能な量として少なめに仮定する
- 【その 2】：原子炉水位は燃料域内において維持できていないとして、消防ポンプ吐出側の流量ではなく、燃料域以下程度を維持する注水量を仮定する

表 9－13－1 3号機 プラント条件

項目	条件
初期原子炉出力	2 3 8 1 MW t (定格出力)
初期原子炉圧力	7. 0 3 MP a [abs] (通常運転圧力)
初期原子炉水位	通常水位
P C V 空間容積	D / W 空間 : 4 2 4 0 m ³ S / C 空間 : 3 1 6 0 m ³
S / P 水量	2 9 8 0 m ³

表9-13-2 3号機 事象イベント

凡例 ○：記録あり △：記録に基づき推定 □：解析上の仮定として整理

解析条件			分類	備考	○の場合：記録の参照箇所等 △、□の場合：推定、仮定した根拠等
No	日時	解析事象			
1	3/11	14:46	地震発生	○	—
2		14:47	原子炉スクラム	○	5/16原子力安全・保安院報告 4. 運転日誌類 当直長引継日誌
3		15:06	RCIC手動起動	○	5/16原子力安全・保安院報告 7. 各種操作実績取り纏め
4		15:25	RCICトリップ (L-8)	○	5/16原子力安全・保安院報告 7. 各種操作実績取り纏め
5		15:38	全交流電源喪失	○	5/16原子力安全・保安院報告 4. 運転日誌類 当直長引継日誌
6		16:03	RCIC手動起動	○	5/16原子力安全・保安院報告 7. 各種操作実績取り纏め
7	3/12	11:36	RCICトリップ	○	5/16原子力安全・保安院報告 7. 各種操作実績取り纏め
8		12:35	HPCI起動 (L-2)	○	5/16原子力安全・保安院報告 7. 各種操作実績取り纏め
9	3/13	2:42	HPCI停止	○	5/16原子力安全・保安院報告 7. 各種操作実績取り纏め
10		9:08 頃	SRVによるRPV減圧操作	○	5/16原子力安全・保安院報告 7. 各種操作実績取り纏め
11		9:20	PCVベントについて、D/W圧力の低下を確認	○	5/16原子力安全・保安院報告 7. 各種操作実績取り纏めでは、8:41S/C側AO弁操作によってベントライン構成が終了しているが、D/Wの圧力降下が確認された9:20をベントの開始と仮定
12		9:25	淡水注入開始	○	5/16原子力安全・保安院報告 7. 各種操作実績取り纏め ※1

13		11:17	PCVベントについて、駆動用空気圧抜けによるベントラインAO弁閉確認	○	5/16原子力安全・保安院報告 7. 各種操作実績取り纏め
14		12:30	PCVベントについて、開操作	○	5/16原子力安全・保安院報告 7. 各種操作実績取り纏め
15		13:12	淡水注入より海水注入に切替	○	5/16原子力安全・保安院報告 7. 各種操作実績取り纏め ※1
16		14:10	PCVベントについて、ベント弁閉を仮定	△	D/W圧力の上昇から、3/13 12:30開始のベントの終了をこの時刻に仮定。なお、5/16原子力安全・保安院報告 7. 各種操作実績取り纏めでは、3/15 16:00に閉が確認されたことが記載されている
17	3/14	1:10	水源ピットへの水補給のため注水停止	○	5/16原子力安全・保安院報告 7. 各種操作実績取り纏め
18		3:20	水源ピットへの水補給完了、注水開始	○	5/16原子力安全・保安院報告 7. 各種操作実績取り纏め ※1
19		5:20	PCVベントについて、S/C側AO弁操作	○	5/16原子力安全・保安院報告 7. 各種操作実績取り纏め
20		12:00	PCVベントについて、S/C側弁閉を仮定	△	D/W圧力の上昇から、3/14 5:20開始のベントの終了をこの時刻に仮定。なお、5/16原子力安全・保安院報告 7. 各種操作実績取り纏めでは、3/15 16:00に閉が確認されたことが記載されている
21		16:00	PCVベントについて、S/C側弁開操作を仮定	△	D/W圧力の下降から、当該時刻のベントを仮定
22		21:04	PCVベントについて、S/C側弁閉操作を仮定	△	D/W圧力の上昇から、当該時刻にベントの終了を仮定

23	3/15	16:05	PCVベントについて、S/C側 弁開操作	○	5/16原子力安全・保安院報告 7. 各種操作実績取り纏め
24	3/16	1:55	PCVベントについて、S/C側 弁開操作	△	5/16原子力安全・保安院報告 7. 各種操作実績取り纏めでは当該の時刻にベントが実施されたことが記載されているが、D/W 圧力の変動がないことから、ベントは実施されなかったものと仮定
25	3/17	21:00	PCVベントについて、S/C側 弁閉確認	△	5/16原子力安全・保安院報告 7. 各種操作実績取り纏めでは、3/15 16:05ベント弁開操作に対する閉確認がなされているものの、D/W 圧力の推移から閉していないものと仮定
26		21:30	PCVベントについて、S/C側 弁開操作	△	5/16原子力安全・保安院報告 7. 各種操作実績取り纏めでは、開操作の記載があるものの、D/W 圧力の推移から閉していないものと仮定
27	3/18	5:30	PCVベントについて、S/C側 弁閉確認	—	5/16原子力安全・保安院報告に当該ベントの記載があるものの、本解析では解析対象の期間外
28		5:30 頃	PCVベントについて、S/C側 弁開操作	—	5/16原子力安全・保安院報告に当該ベントの記載があるものの、本解析では解析対象の期間外
29	3/19	11:30	PCVベントについて、S/C側 弁閉確認	—	5/16原子力安全・保安院報告に当該ベントの記載があるものの、本解析では解析対象の期間外
30	3/20	11:25 頃	PCVベントについて、S/C側 弁開操作	—	5/16原子力安全・保安院報告に当該ベントの記載があるものの、本解析では解析対象の期間外

※1 注水流量変更の時期や注水流量については、7. 各種操作実績取り纏め（5/16原子力安全・保安院報告）の日付毎の炉内への注水量に基づき、日毎の平均流量及び注水総量を超えないように設定。

3. 解析結果【解析ケース（その1）】

2. で示した条件に基づき、解析した結果を表9-13-3に示す。また、原子炉水位の変化等の解析結果について図9-13-1から図9-13-11に示す。

表9-13-3 3号機解析結果の纏め

項目	結果
炉心露出開始時間	地震発生後約40時間
炉心損傷開始時間	地震発生後約42時間
R P V破損時間	— (本解析ではR P V破損に至らず)

解析結果の詳細について以下に述べる。

原子炉水位は、H P C I が停止した後徐々に低下し、炉心が露出し始め、S R V 開放により炉心は完全に露出することとなり、炉心損傷が開始する（図9-13-1参照）。注水は開始されるものの今回の解析では計測値で示した原子炉水位に見合った注水量となるよう仮定して解析を行っていることから、注水量は十分ではなく、炉心領域の半分程度が冠水する程度に維持される。このため炉心は損傷することとなる。

原子炉圧力は、R C I C、H P C I が停止するまでの間は、S R V 作動圧力近傍で高圧状態に維持される。H P C I 停止後のS R V 開放により原子炉は急速に減圧され、その後大気圧近傍まで低下する（図9-13-2参照）。

なお、H P C I が動作している期間において圧力の低下傾向が見られている。平成23年5月23日原子力安全・保安院報告の解析の条件としては、R P V 圧力及びD/W圧力の変化を模擬する手法として、H P C I の蒸気配管を通じてD/W外へ蒸気がリークすると仮定した解析を行ったが、平成23年5月23日原子力安全・保安院報告以降も調査及び評価を進めたところ、仮にH P C I 蒸気配管を通じて蒸気がリークしていた場合は、H P C I 室を含めR/Bが高温又は高い蒸気雰囲気になり立ち入ることが不可能と考えられるが、3月13日にH P C I が停止した後H P C I 室に立ち入った運転員がいること、耐震性評価の結果H P C I の蒸気配管は地震で損傷していないと考えられることから、H P C I の系統にはリークパスが形成されていたとは考えられない。R P V 圧力の変化は、H P C I が連続運転していたことで継続的に蒸気が消費され

たことによるものと考えられる。

D/W圧力は、炉内発生蒸気をS/Cへ放出するためD/W及びS/Cの圧力は上昇を続ける。また、SRVの開放により圧力は一時的に大きく上昇するが、S/Cベントにより圧力は低下する。その後においてもベント操作に応じて圧力は増加・減少を繰り返す（図9-13-3参照）。

炉心温度は、HPCI停止以降、原子炉水位が低下するのに伴い温度が上昇し、燃料ペレットの溶融が発生しているとの結果となった（図9-13-4参照）。

水素は、炉心が露出し、燃料被覆管の温度が上昇し始めると同時に大量に発生し、地震後約1週間で燃料有効部被覆管の約70%の反応に相当する水素が発生する。解析においては、S/Cベントにより大部分がPCV外へ放出されるが、水素発生総量では3号機のR/Bの爆発を引き起こすのに十分な量であると考えられる（図9-13-6参照）。

核分裂生成物の放出は、炉心損傷後、希ガスはRPVからS/Cに放出され、ベントにより、希ガスの約86%が放出されるとの結果であった。また、ヨウ化セシウムは約0.5%の放出であり、大半はS/C内に存在する（図9-13-7及び図9-13-8参照）。

炉心の状態は、一部溶融プールが存在しているものの、燃料域にとどまり、RPV破損には至らない結果となった。これは初期のRCIC・HPCIによる注水が比較的継続的に行われていたこと、HPCI停止から注水開始までの時間が1号機に比べて短かったこと、などが理由として挙げられる（図9-13-9参照）。

また、本解析では、水源ピットへの水補給のため、注水を途中約2時間停止しているが、仮にこの注水が継続して行われていた場合について解析を実施した。初期の原子炉水位は若干ではあるが、高めに推移するも、燃料域を冠水するには至らないことから、炉心は損傷することとなる（図9-13-10及び図9-13-11参照）。

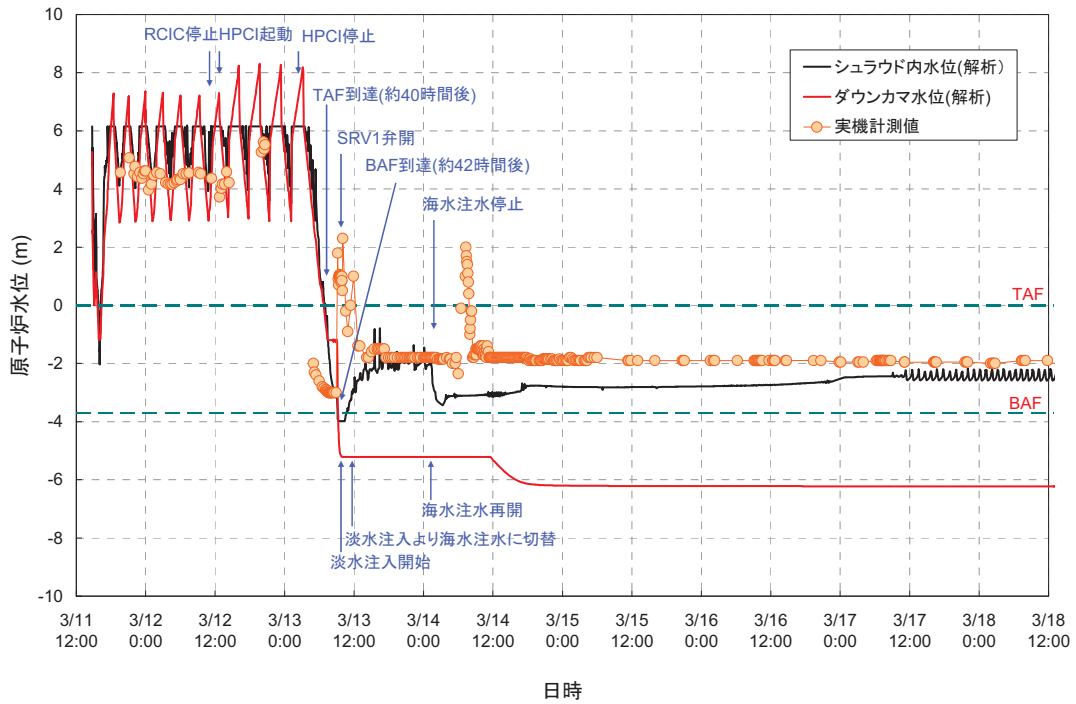


図 9 - 1 3 - 1 3号機 原子炉水位変化【その1】

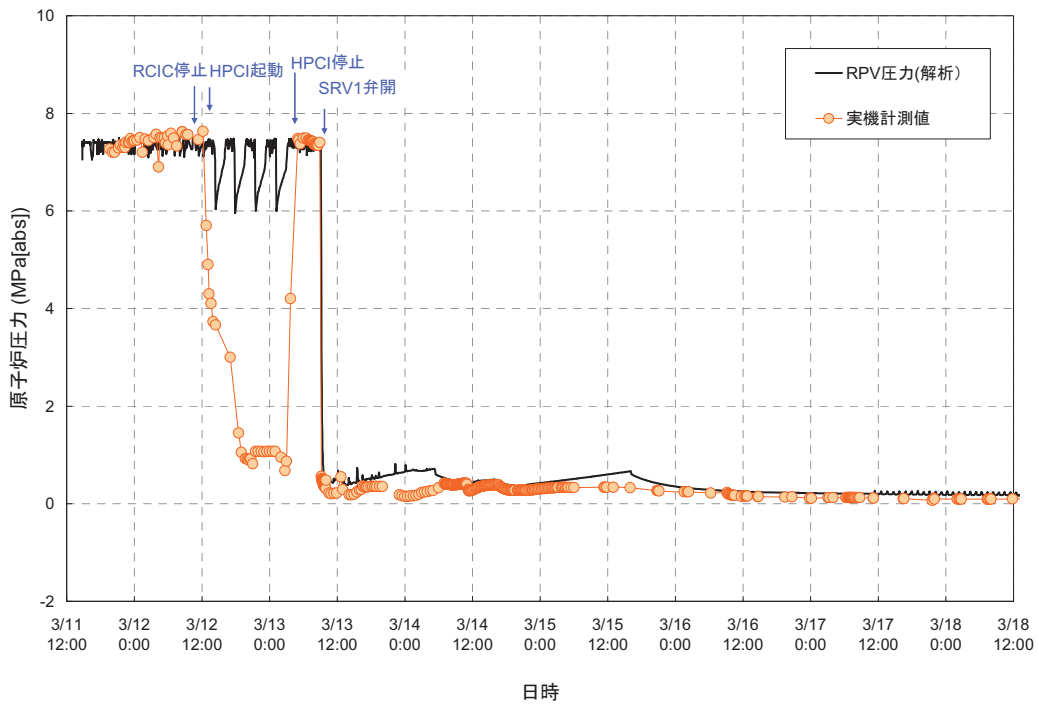


図 9 - 1 3 - 2 3号機 RPV圧力変化【その1】

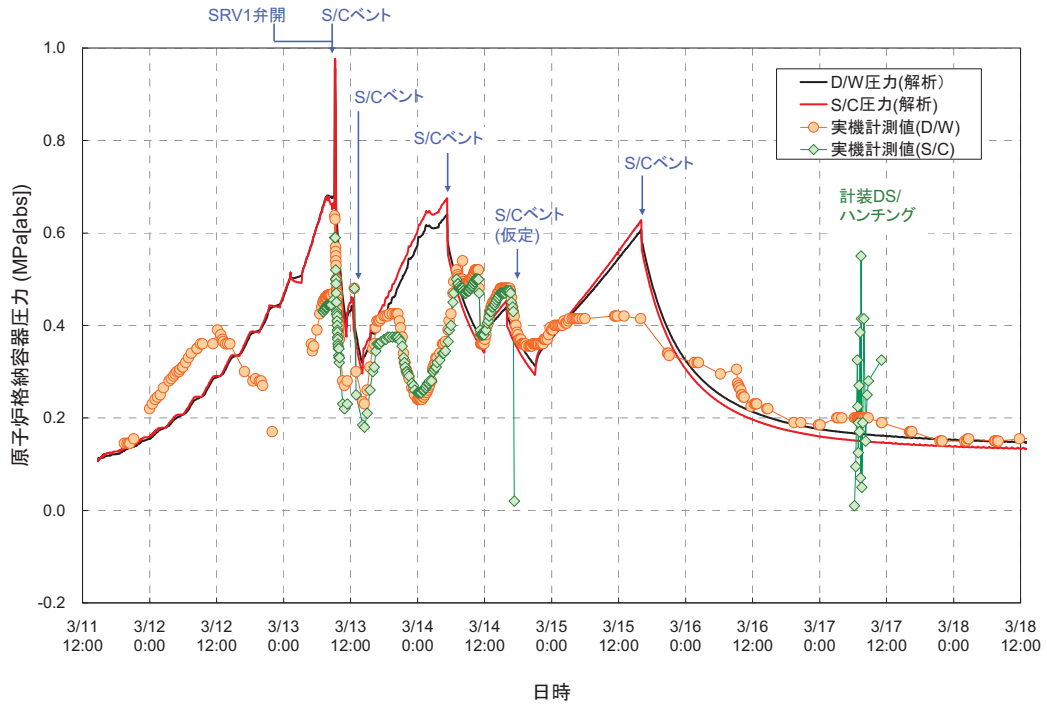


図 9 - 1 3 - 3 3号機 D/W圧力変化【その1】

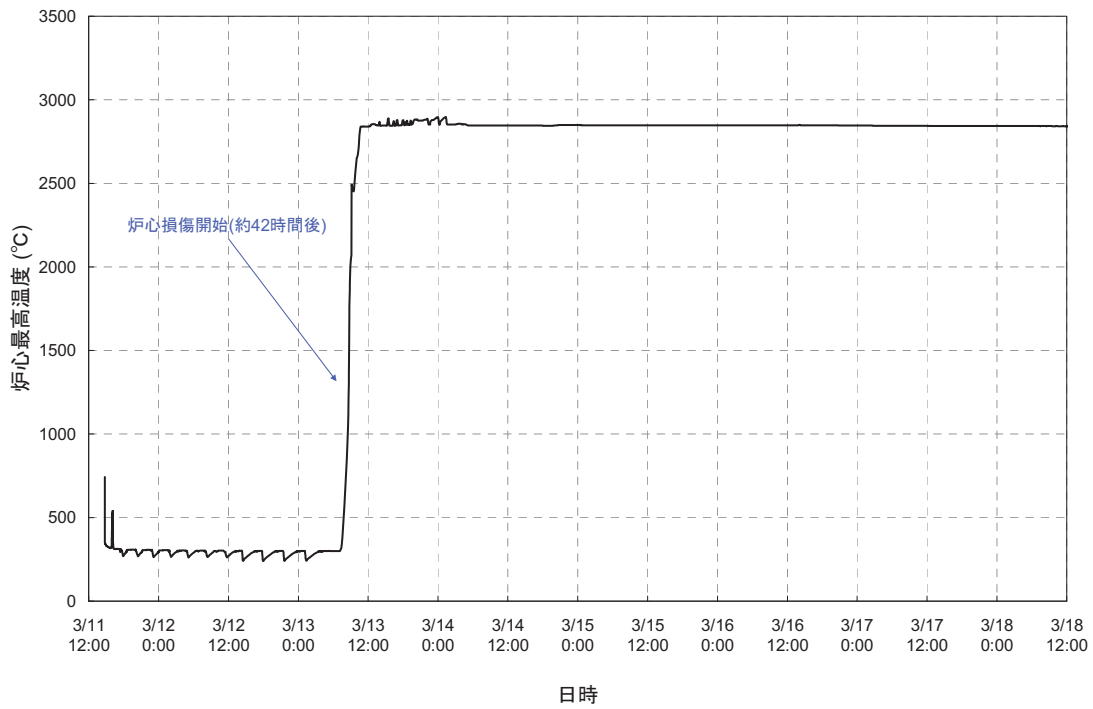


図 9 - 1 3 - 4 3号機 炉心温度変化【その1】

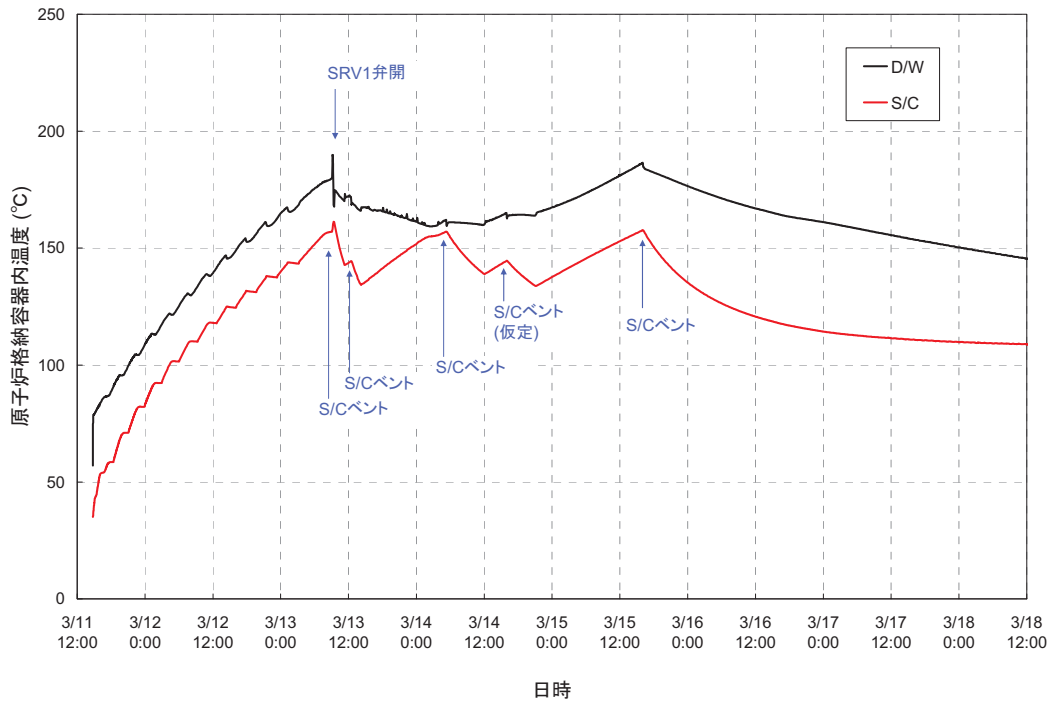


図 9 - 1 3 - 5 3号機 D/W温度変化【その1】

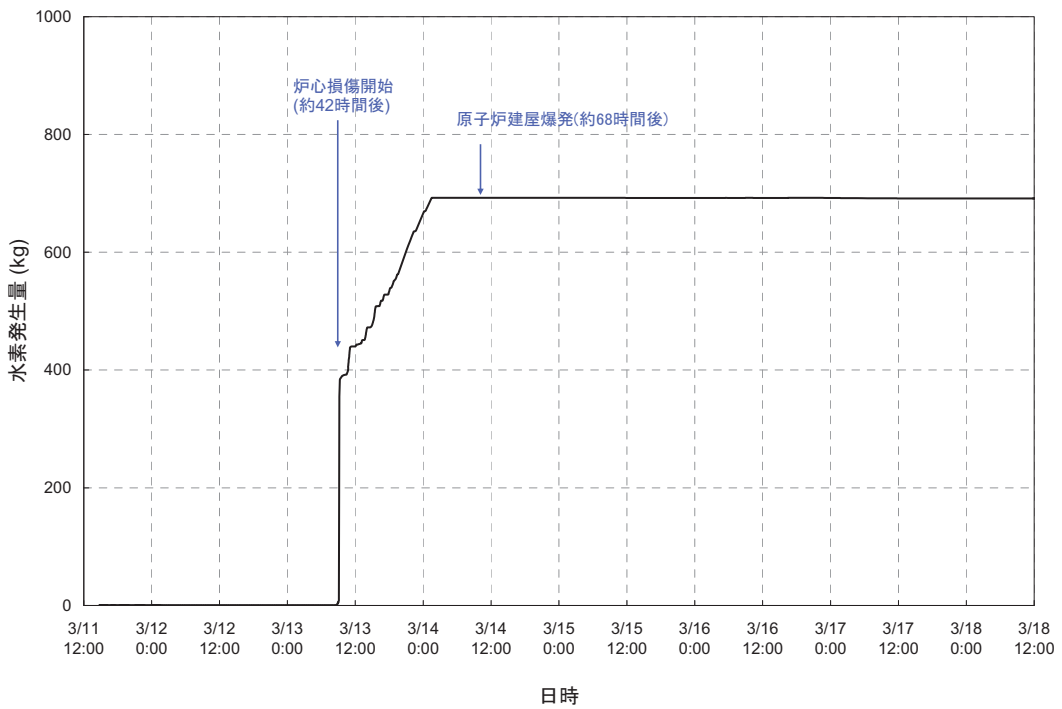


図 9 - 1 3 - 6 3号機 水素発生量変化【その1】

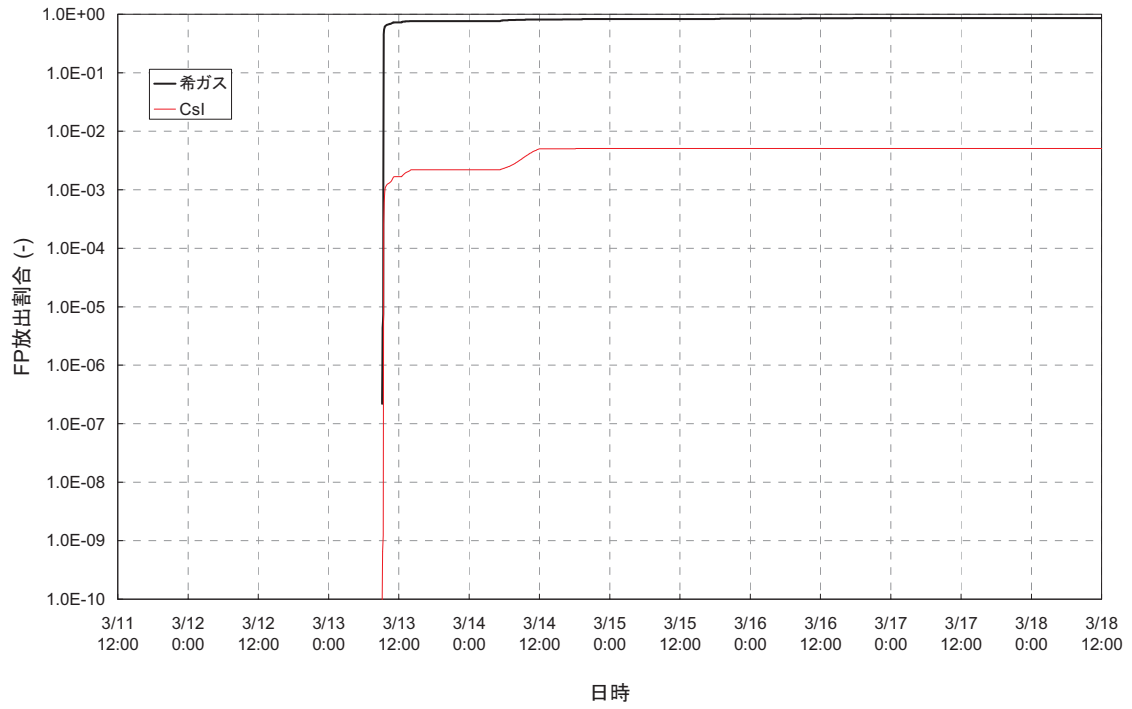


図 9 - 1 3 - 7 3号機 核分裂生成物の放出割合【その1】

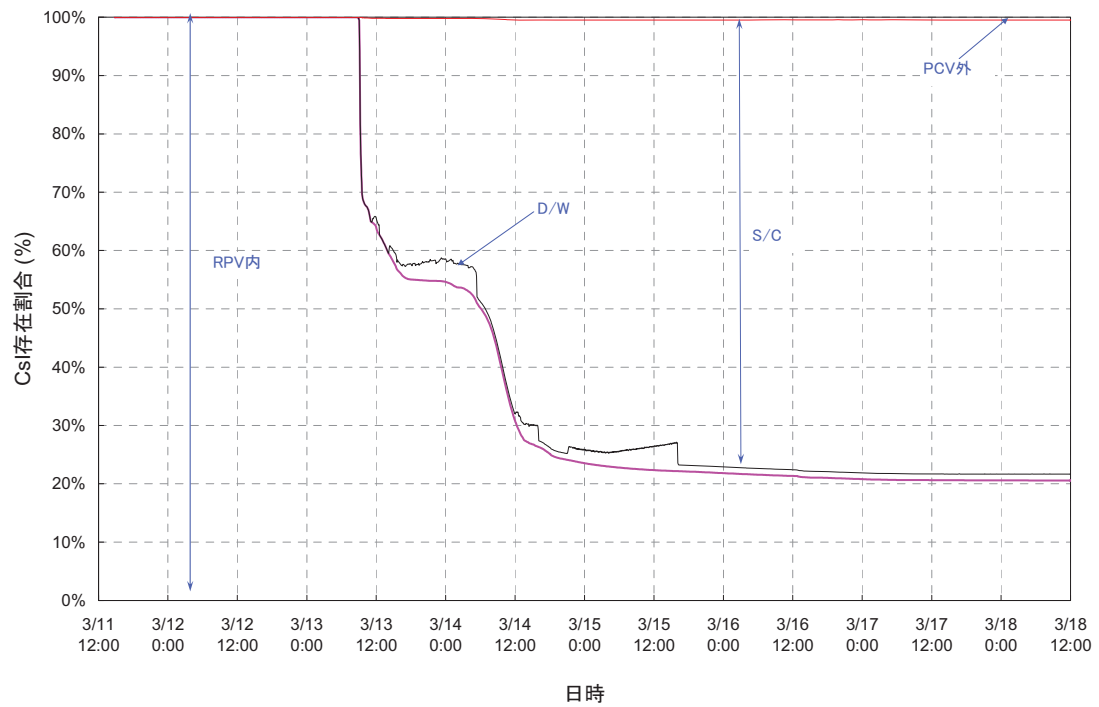


図 9 - 1 3 - 8 3号機 核分裂生成物の存在割合 (1 / 2)【その1】

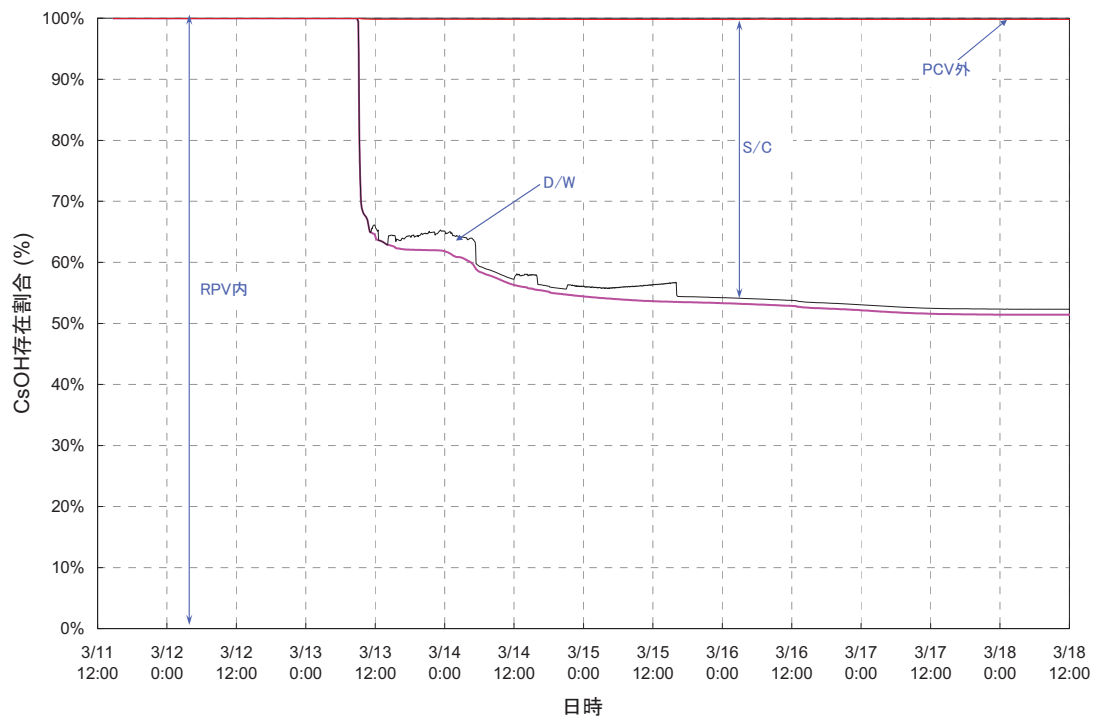
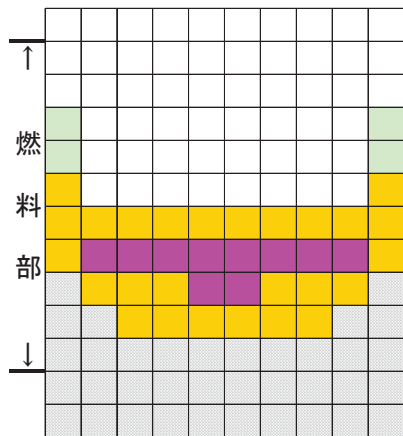
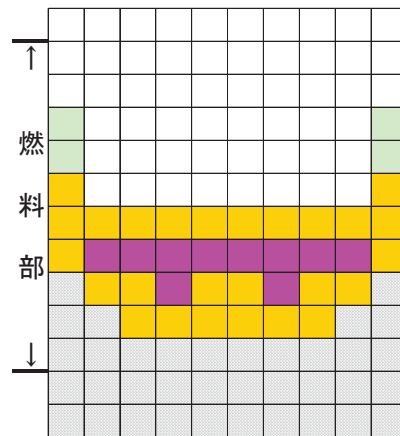


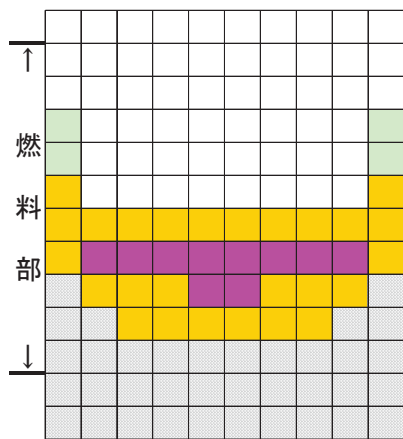
図 9 - 1 3 - 8 3号機 核分裂生成物の存在割合 (2 / 2) 【その 1】



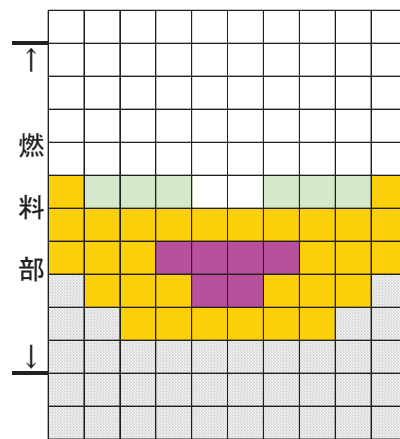
スクラム後 約 6 4 時間



スクラム後 約 6 8 時間



スクラム後 約 7 2 時間



スクラム後 約 1 週間

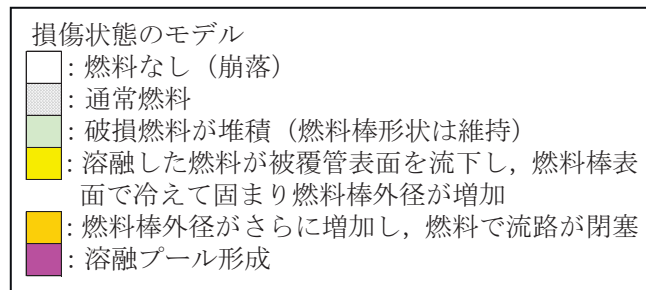


図 9 - 1 3 - 9 3号機 炉心の状態図【その 1】

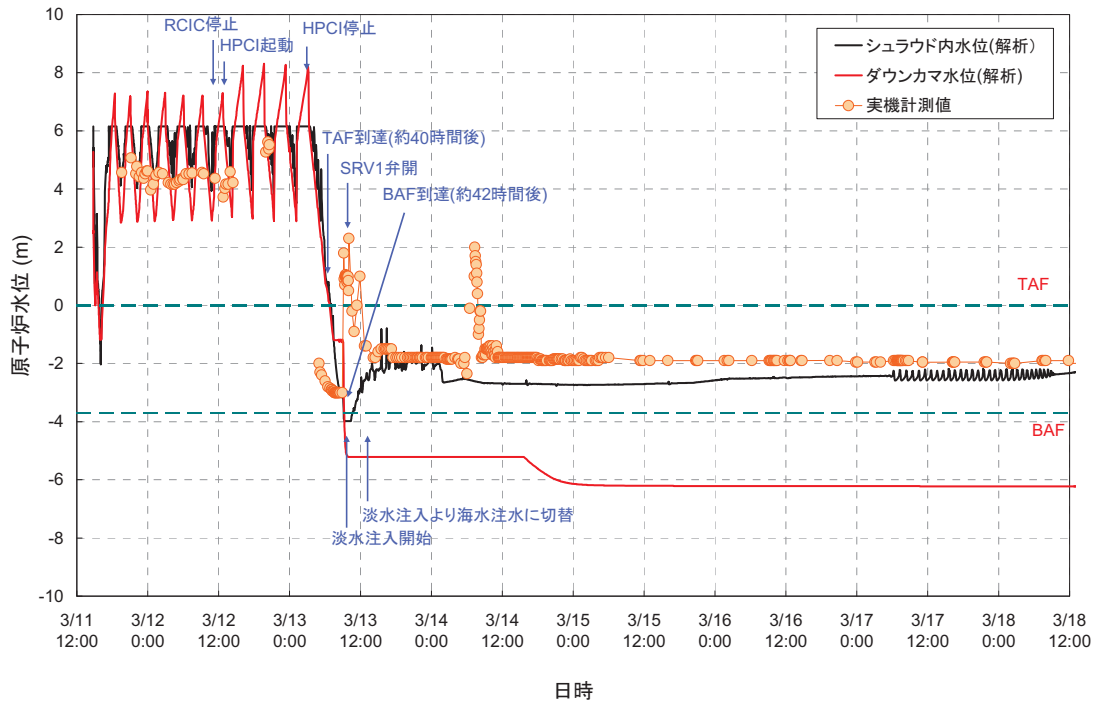


図 9 - 1 3 - 1 0 3号機 原子炉水位変化【その1】(注水継続)

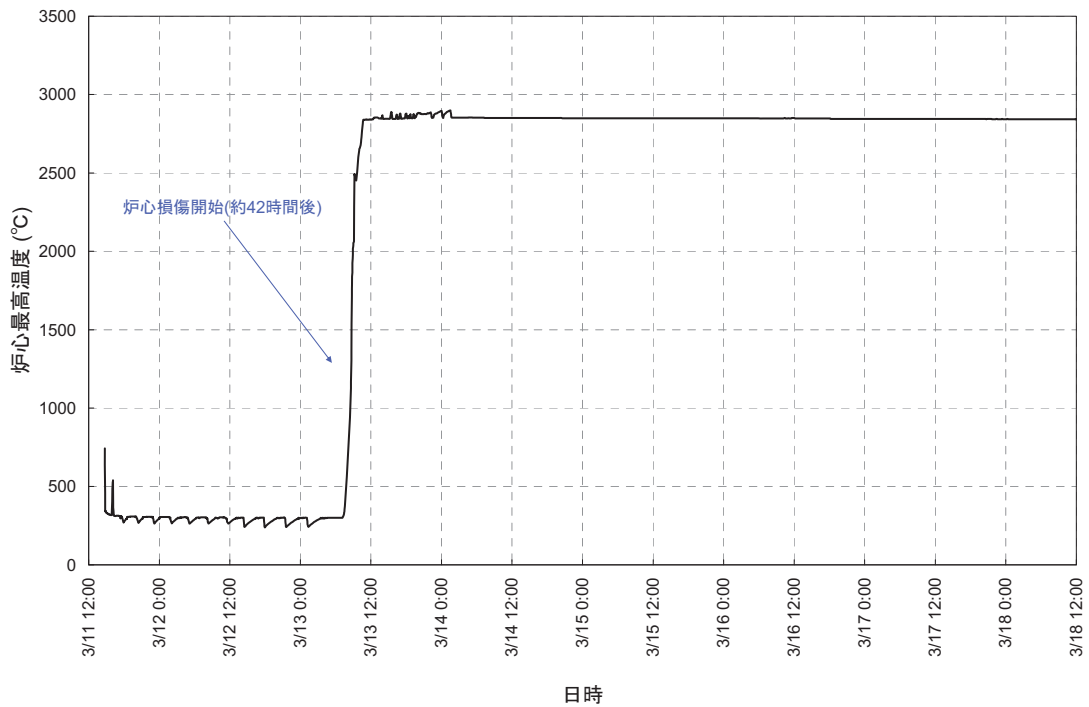


図 9 - 1 3 - 1 1 3号機 炉心温度変化【その1】(注水継続)

4. 解析結果【解析ケース（その2）】

2. で示した条件に基づき、解析した結果を表 9 - 1 3 - 4 に示す。また、原子炉水位の変化等を解析結果について図 9 - 1 3 - 1 2 から図 9 - 1 3 - 2 0 に示す。

表 9 - 1 3 - 4 3号機解析結果の纏め

項目	結果
炉心露出開始時間	地震発生後約 4 0 時間
炉心損傷開始時間	地震発生後約 4 2 時間
R P V 破損時間	地震発生後約 6 6 時間

解析結果の詳細について以下に述べる。

原子炉水位変化は、H P C I が停止して以降、徐々に低下し、炉心が露出し始め、S R V 開放により炉心は完全に露出することとなり、炉心損傷が開始する（図 9 - 1 3 - 1 2 参照）。注水は開始されるものの、仮定した注水量が十分ではないため有効燃料棒底部以上には上がらず、炉心損傷は【その 1】よりも進展する結果となる。

原子炉圧力は、S R V による減圧以降、炉心が下部プレナムへ移行する際に発生する蒸気により一時的な圧力の増加が見られるが、その他の挙動については、【その 1】の解析結果とほぼ同様の推移を示している（図 9 - 1 3 - 1 3 参照）。

D/W 圧力は、原子炉圧力同様、炉心が下部プレナムへ移行する際に発生する蒸気により一時的な圧力の増加が見られるが、その他の挙動については、【その 1】の解析結果とほぼ同様の推移を示している（図 9 - 1 3 - 1 4 参照）。

炉心温度変化は、H P C I 停止以降、原子炉水位が低下するのに伴い温度が上昇し、燃料ペレットが融点に達するとの結果が得られた（図 9 - 1 3 - 1 5 参照）。

水素は、炉心が露出し、燃料被覆管の温度が上昇し始める時期に大量に発生し、燃料有効部被覆管の約 5 9 % の反応に相当する量が発生する。解析においては、S/C ベントにより大部分が P C V 外へ放出される。水素発生総量は、3号機の原子炉建屋の爆発を引き起こすのに十分な量であると考えられる（図 9 - 1 3 - 1 7 参照）。

核分裂生成物の放出は、炉心損傷後、希ガスは R P V から S/C に放出され、

ベントにより、希ガスのほぼ全量が放出されるとの結果であった。また、ヨウ化セシウムは約 0.5% の放出であり、大半は S / C 内に存在するとの結果であった。(図 9 - 1 3 - 1 8 及び図 9 - 1 3 - 1 9 参照)

一部の燃料については R P V 内にとどまる結果となったものの、R P V は破損する結果となった。初期の注水量が【その 1】より少ないため、炉心の損傷がさらに進展する結果となった (図 9 - 1 3 - 2 0 参照)。

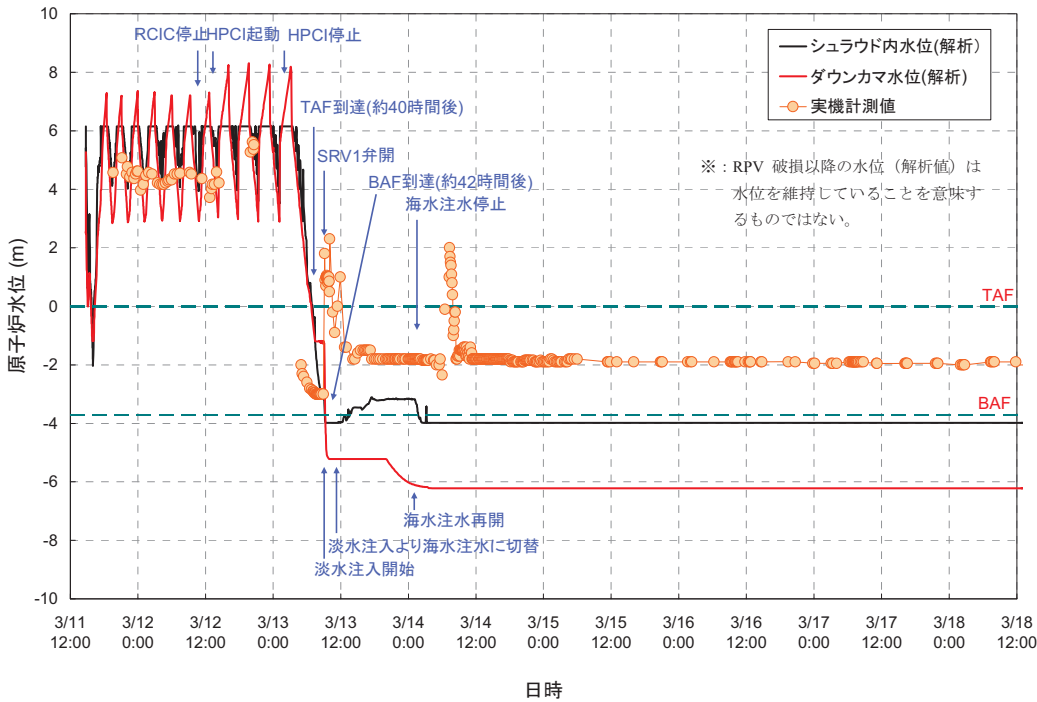


図 9 - 1 3 - 1 2 3号機 原子炉水位変化【その 2】

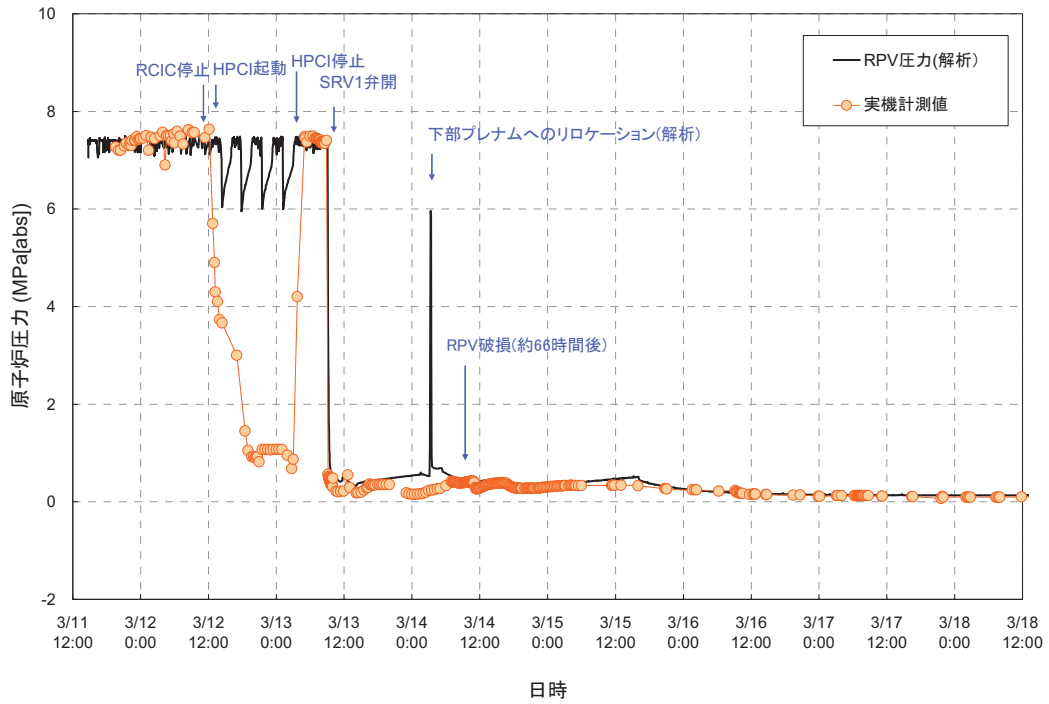


図 9 - 1 3 - 1 3 3号機 RPV圧力変化【その2】

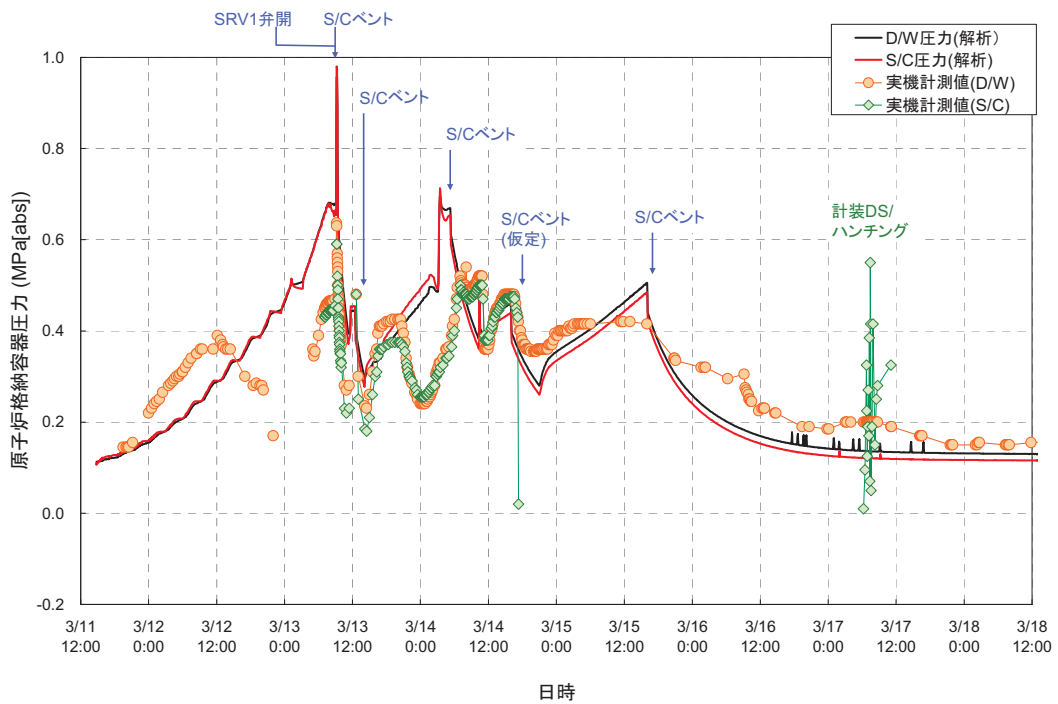


図 9 - 1 3 - 1 4 3号機 D/W圧力変化【その2】

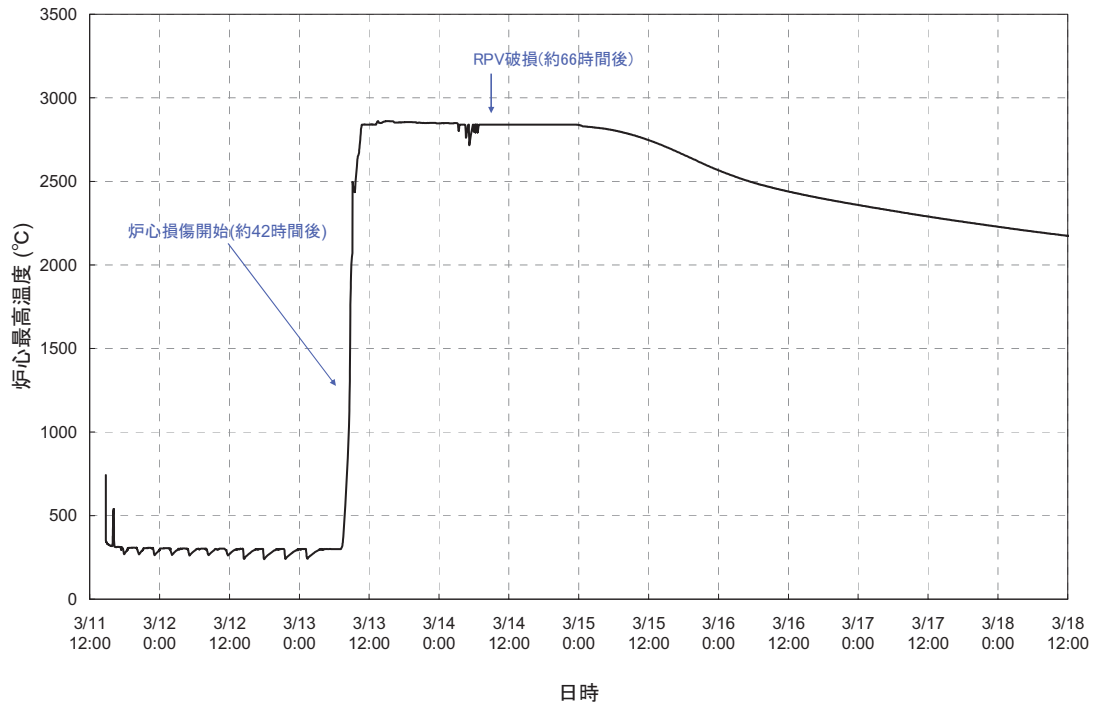


図 9 - 1 3 - 1 5 3号機 炉心温度変化【その2】

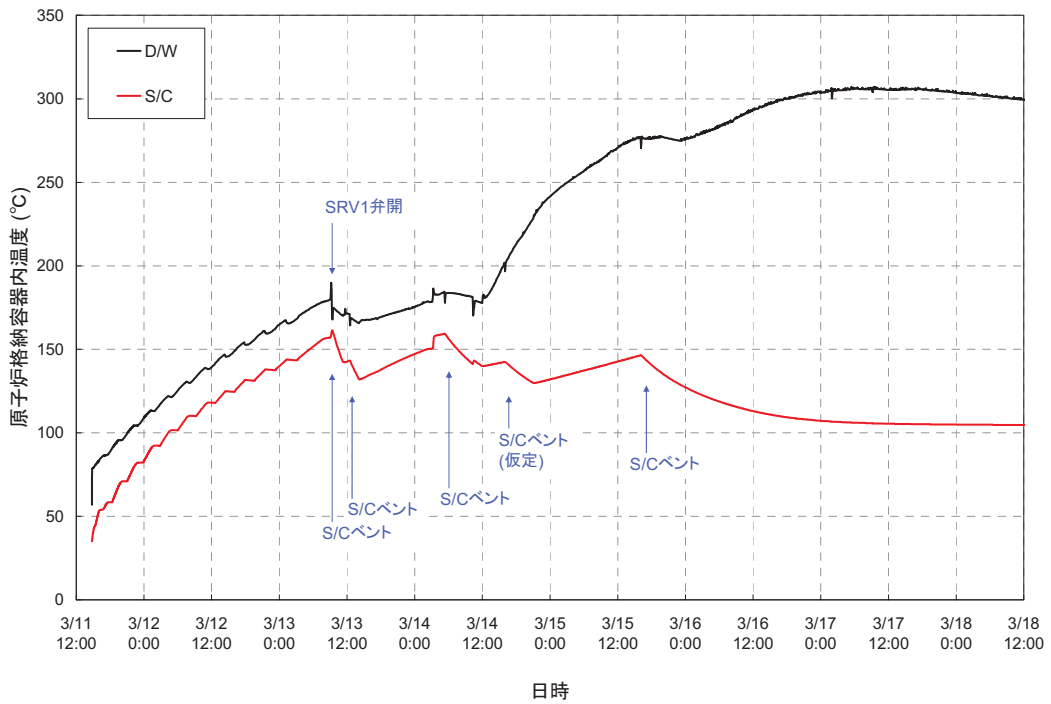


図 9 - 1 3 - 1 6 3号機 D/W温度変化【その2】

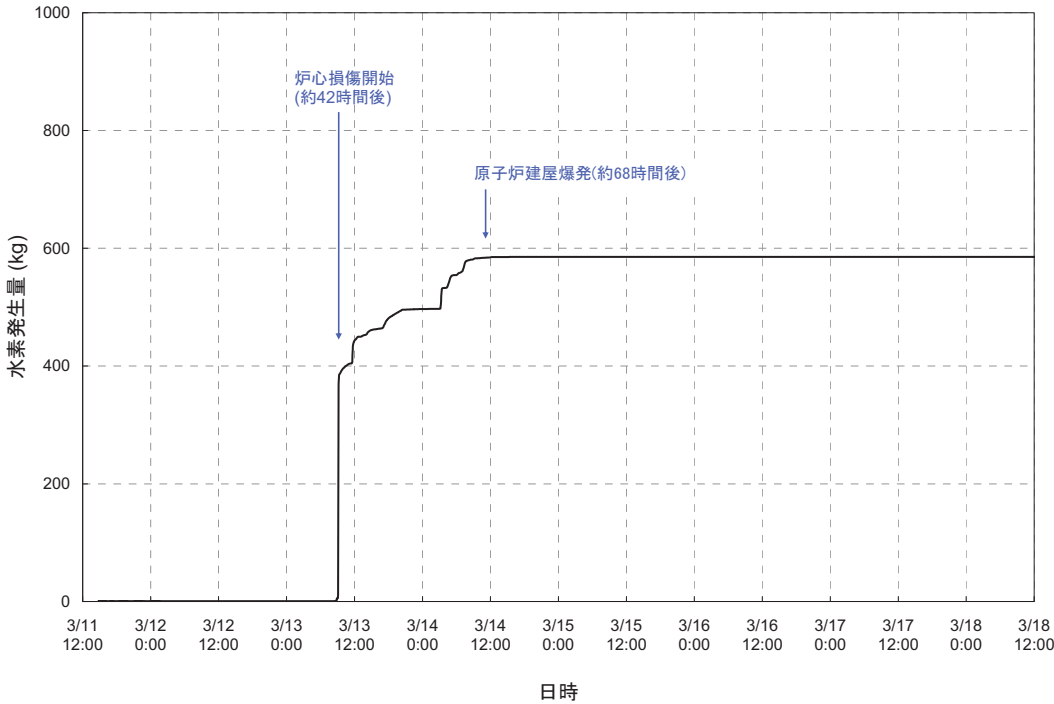


図 9 - 1 3 - 1 7 3号機 水素発生量変化【その2】

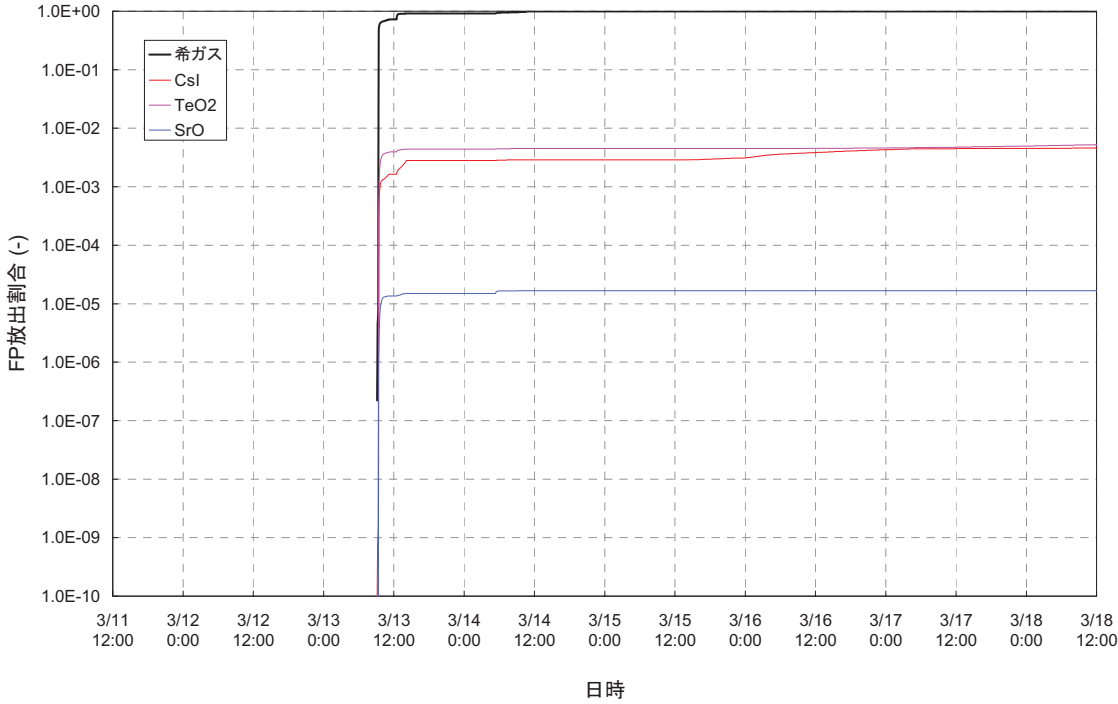


図 9 - 1 3 - 1 8 3号機 核分裂生成物の放出割合 (1 / 3)【その2】

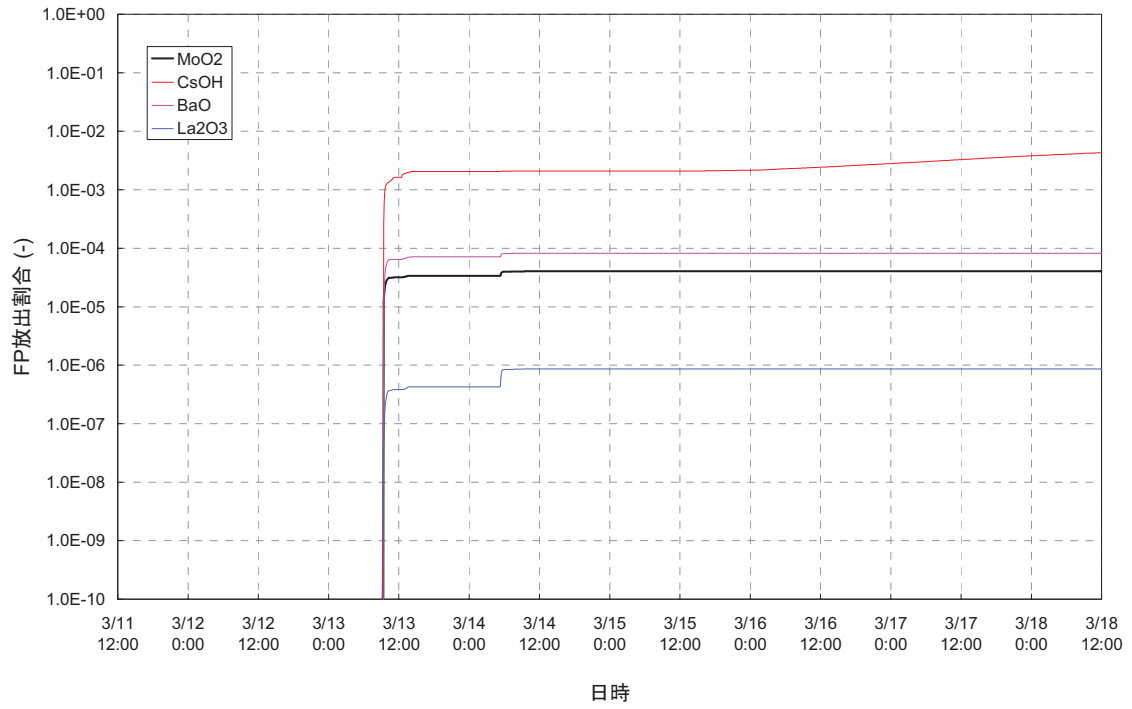


図 9 - 1 3 - 1 8 3号機 核分裂生成物の放出割合 (2 / 3) 【その 2】

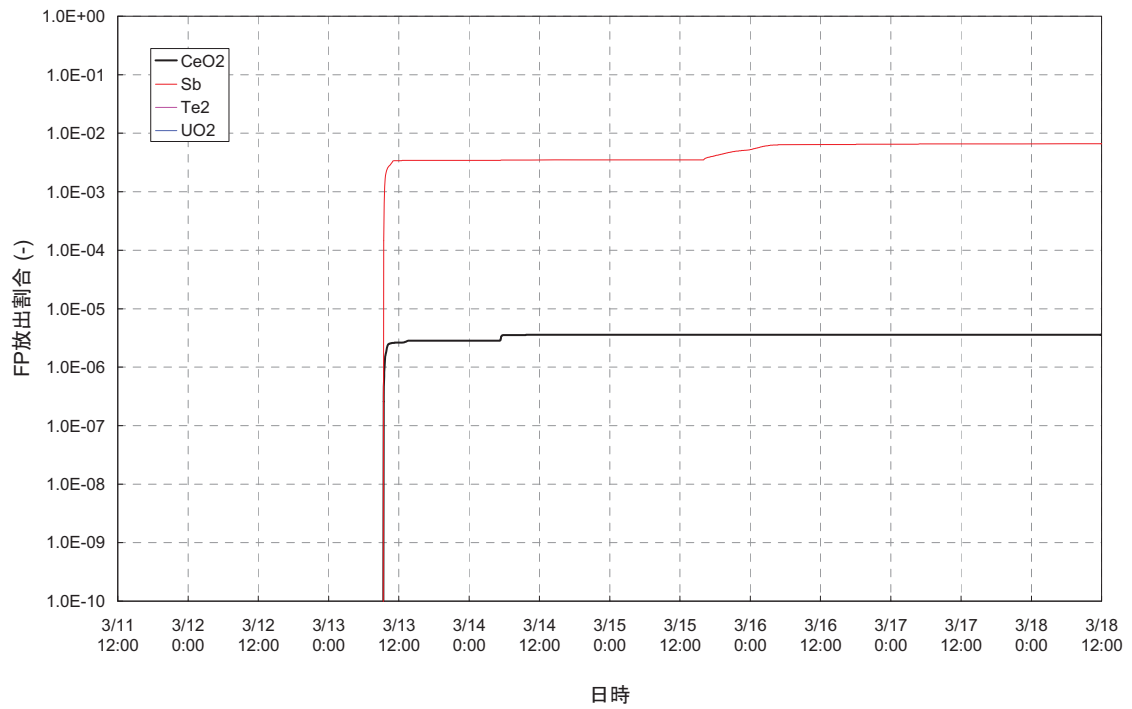


図 9 - 1 3 - 1 8 3号機 核分裂生成物の放出割合 (3 / 3) 【その 2】

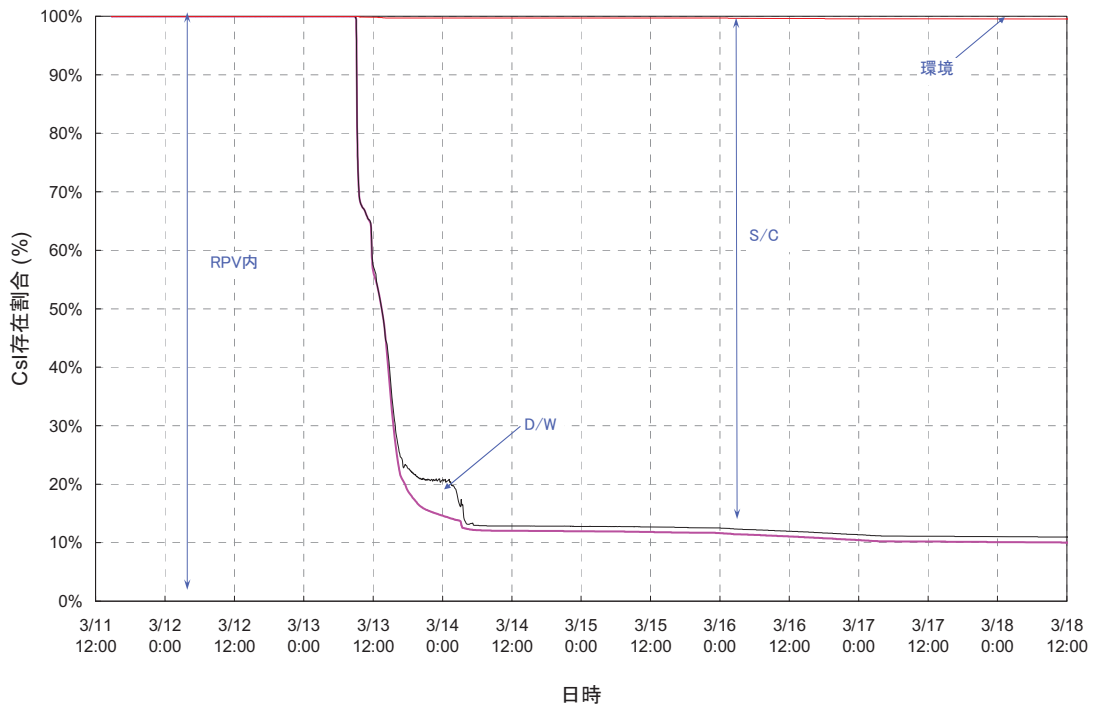


図 9 - 1 3 - 1 9 3号機 核分裂生成物の存在割合 (1 / 2) 【その 2】

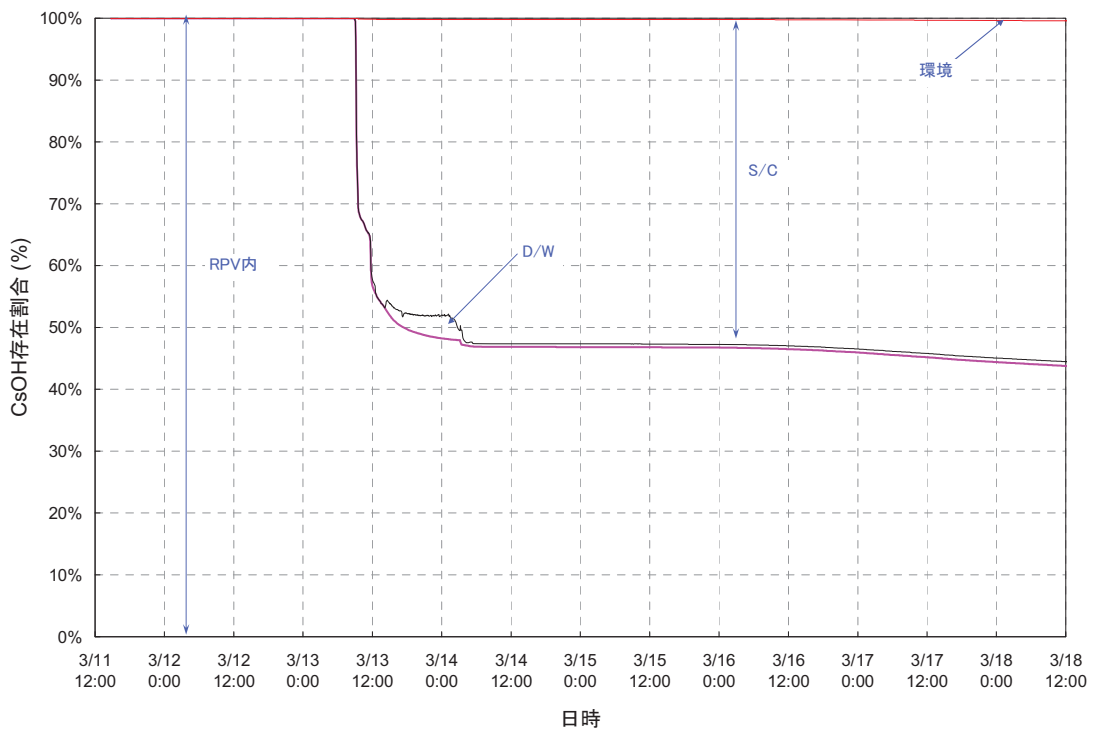
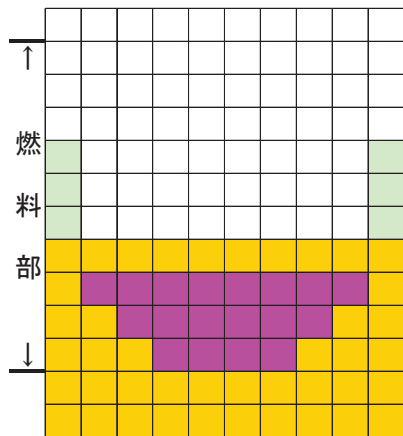
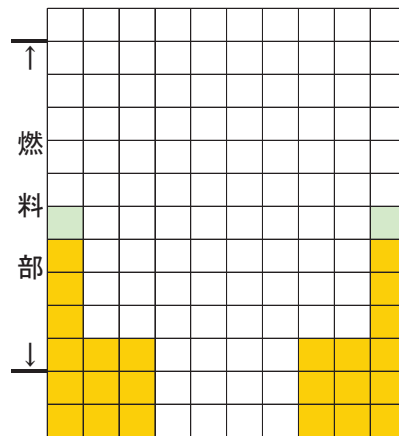


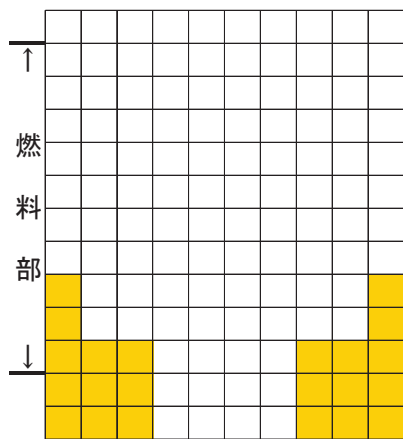
図 9 - 1 3 - 1 9 3号機 核分裂生成物の存在割合 (2 / 2) 【その 2】



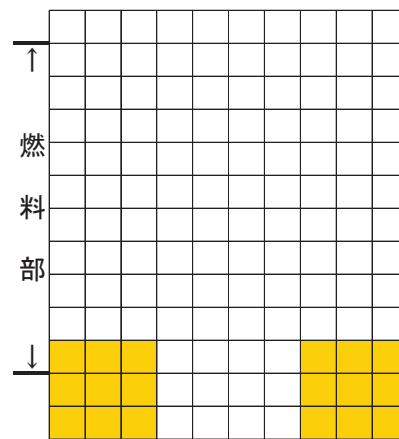
スクラム後 約 5 8 時間



スクラム後 約 6 2 時間



スクラム後 約 6 6 時間



スクラム後 約 9 6 時間

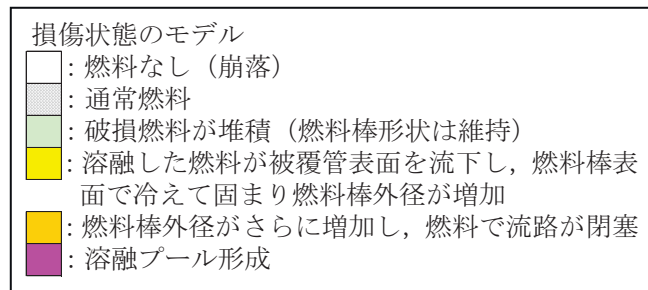


図 9 - 1 3 - 2 0 3号機 炉心の状態図【その2】

5. 評価結果

【その1】における解析では、3号機の炉心は一部溶融プールが存在しているものの、燃料域にとどまり、RPV破損には至らないとの解析結果となった。【その2】における解析では、一部の燃料についてはRPV内にとどまる結果となったものの、RPVは破損するとの解析結果となった。

なお、1号機では原子炉水位計の校正を行った結果、RPV内の水位は燃料域内にはないということが分かった。同様のことが3号機で発生している可能性は否定できない。

プラントパラメータによれば、現在のRPVの鋼材温度は約100℃～約200℃付近で推移しており、複数の測定点が注水量の変動等と同じように応答していること、5月に入り数点の温度が上昇を示しており、現在炉心流量を増加し経過を観察中であるが、このことから熱源はRPV内にあると推定されること、RPV底部の温度は約100℃～約170℃とその他のRPV周りの温度と同程度で推移していることから、燃料の大部分はRPV内で冷却されていると考えられる。

よって、本解析及びプラントパラメータによれば、炉心は大幅に損傷しているが、所定の装荷位置から下（下部プレナム）に移動・落下し、大部分はその位置付近で安定的に冷却できているものとする。

以上

添付資料目次

添付資料－10－1	事象発生時の主要経緯（時系列）	1
添付資料－10－2	プラントデータチャート	5
添付資料－10－3	系統概略図（地震発生前後、津波襲来後の主要機器状態）	11
添付資料－10－4	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）	14
添付資料－10－5	所内電源概略図	15
添付資料－10－6	3号機から4号機へのPCVベント流の流入の可能について	17

4号機 事象発生時の主要経緯（時系列）

日 時	主 要 経 緯
平成23年3月11日(金)	
14:46	東北地方太平洋沖地震発生。第3非常態勢を自動発令。
15:06	非常災害対策本部を本店に設置（地震による被害状況の把握、停電等の復旧）。
15:27	津波第一波到達。
15:35	津波第二波到達。
15:38	全交流電源喪失。
15:42	原災法第10条該当事象（全交流電源喪失）が発生したと判断、官庁等に通報（平成23年4月24日に、1号機、2号機、3号機のみ訂正）。
15:42	第1次緊急時態勢を発令。緊急時対策本部を設置（非常災害対策本部との合同本部となる）。
16:36	第2次緊急時態勢を発令。
20:50	福島県が福島第一原子力発電所から半径2kmの住民に避難指示。
21:23	内閣総理大臣が福島第一原子力発電所から半径3km圏内の避難、半径3km～10km圏内の屋内退避を指示。
平成23年3月12日(土)	
0:30	国による避難住民の避難措置完了確認（双葉町及び大熊町の3km以内避難措置完了確認、1:45に再度確認）。
4:55	発電所構内における放射線量が上昇したことを確認、官庁等に連絡。
5:44	内閣総理大臣が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。

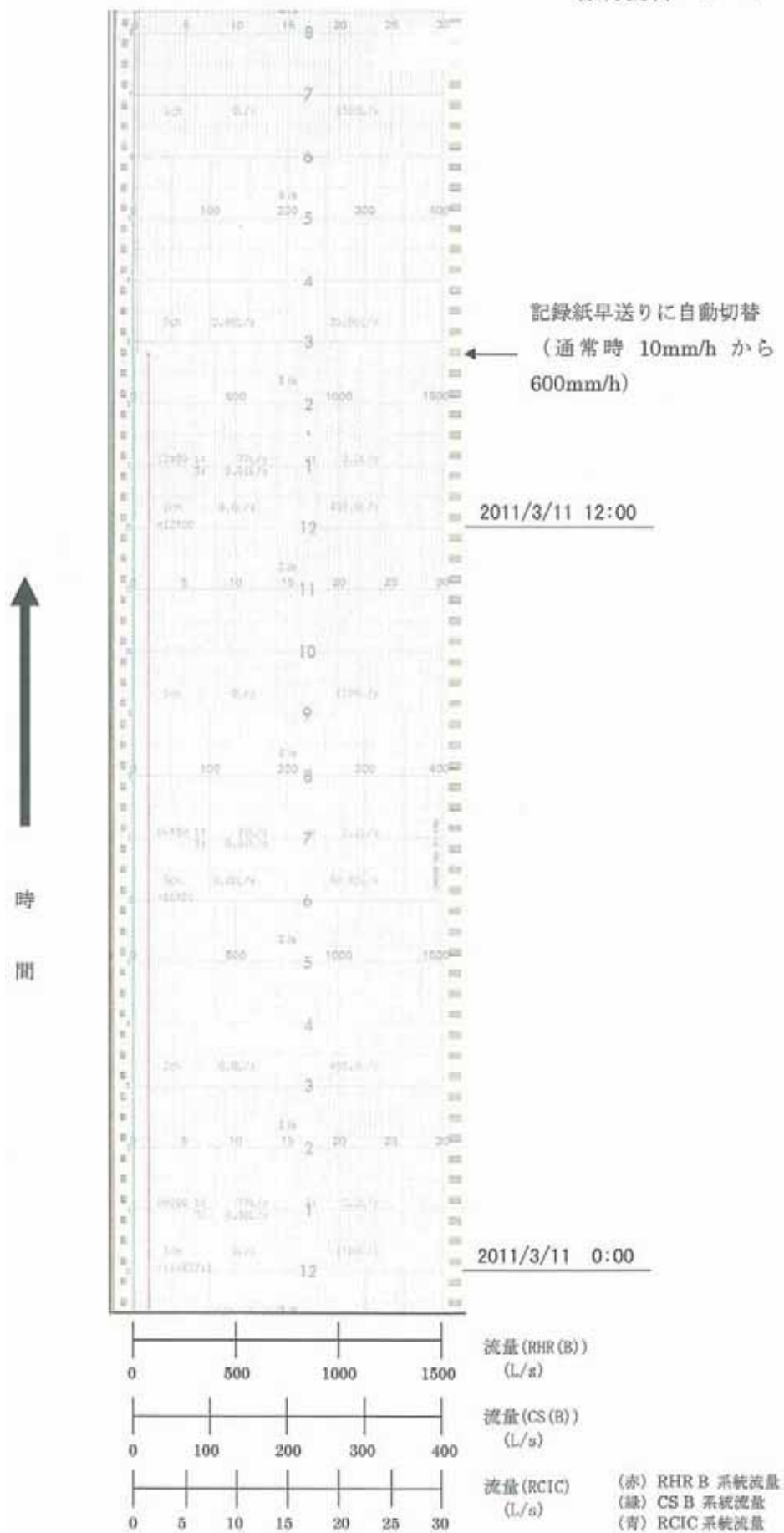
7 : 1 1	内閣総理大臣が福島第一原子力発電所に到着。
8 : 0 4	内閣総理大臣が福島第一原子力発電所を出発。
1 6 : 2 7	モニタリングポストで $500 \mu\text{Sv/h}$ を超える線量（ $1,015 \mu\text{Sv/h}$ ）を計測したことから、原災法第15条該当事象（敷地境界放射線量異常上昇）が発生したと判断、官庁等に通報。
1 8 : 2 5	内閣総理大臣が、福島第一原子力発電所から半径20km圏内の住民に対し避難指示。
平成23年3月13日（日）	
8 : 5 6	モニタリングポストで $500 \mu\text{Sv/h}$ を超える線量（ $882 \mu\text{Sv/h}$ ）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）が発生したと判断、9:01官庁等に通報。
1 4 : 1 5	モニタリングポストで $500 \mu\text{Sv/h}$ を超える線量（ $905 \mu\text{Sv/h}$ ）を計測したことから、原災法第15条第1項の規定に基づく特定事象（敷地境界放射線量異常上昇）が発生したと判断、14:23官庁等に通報。
平成23年3月14日（月）	
2 : 2 0	正門付近で $500 \mu\text{Sv/h}$ を超える線量（ $751 \mu\text{Sv/h}$ ）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）が発生したと判断、4:24官庁等に通報。
2 : 4 0	モニタリングポストで $500 \mu\text{Sv/h}$ を超える線量（ $650 \mu\text{Sv/h}$ ）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）が発生したと判断、5:37官庁等に通報。
4 : 0 0	モニタリングポストで $500 \mu\text{Sv/h}$ を超える線量（ $820 \mu\text{Sv/h}$ ）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）が発生したと判断、8:00官庁等に通報。

4 : 0 8	4号機、SFP温度が84℃であることを確認。
9 : 1 2	モニタリングポストで500 μ Sv/hを超える線量(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)が発生したと判断、9:34官庁等に通報。
21 : 3 5	モニタリングカーで500 μ Sv/hを超える線量(760 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)が発生したと判断、22:35官庁等に通報。
平成23年3月15日(火) 6 : 0 0 ~ 6 : 1 0 頃	大きな音が発生。その後、4号機R/B5階屋根付近に損傷を確認。
6 : 5 0	正門付近で500 μ Sv/hを超える線量(583.7 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)が発生したと判断、7:00官庁等に通報。
7 : 5 5	4号機のR/B5階屋根付近にて損傷を発見したことを官庁等に連絡。
8 : 1 1	4号機のR/Bに損傷を確認、正門付近で500 μ Sv/hを超える線量(807 μ Sv/h)を計測したことから、原災法第15条該当事象(火災爆発等による放射性物質異常放出)が発生したと判断、8:36官庁等に通報。
9 : 3 8	4号機のR/B3階北西コーナー付近より火災が発生していることを確認、9:56官庁等に連絡。
11 : 0 0	内閣総理大臣が、福島第一原子力発電所から半径20km以上30km圏内の住民に対し屋内退避指示。
11 : 0 0 頃	4号機のR/Bの火災について、当社社員が現場確認をしたところ、自然に火が消えていることを確認、11:45官庁等に連絡。

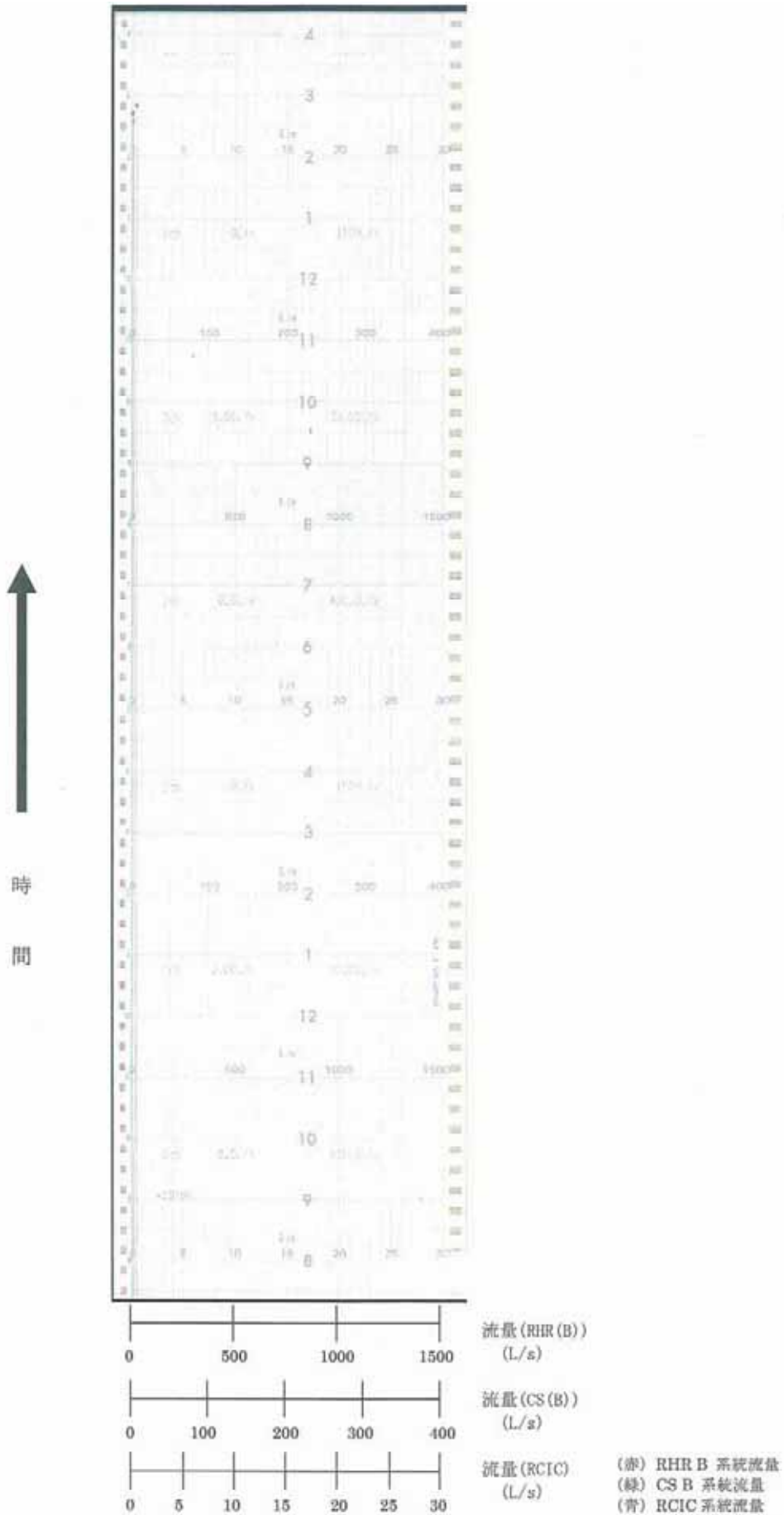
16:00	正門で500 μ Sv/hを超える線量（531.6 μ Sv/h）を計測したことから、原災法第15条該当事象（敷地境界放射線量異常上昇）が発生したと判断、16:22官庁等に通報。
23:05	正門付近で500 μ Sv/hを超える線量（4548 μ Sv/h）を計測したことから、原災法第15条該当事象（敷地境界放射線量異常上昇）が発生したと判断、23:20官庁等に通報。

以上

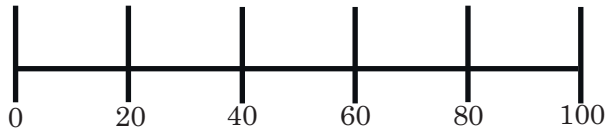
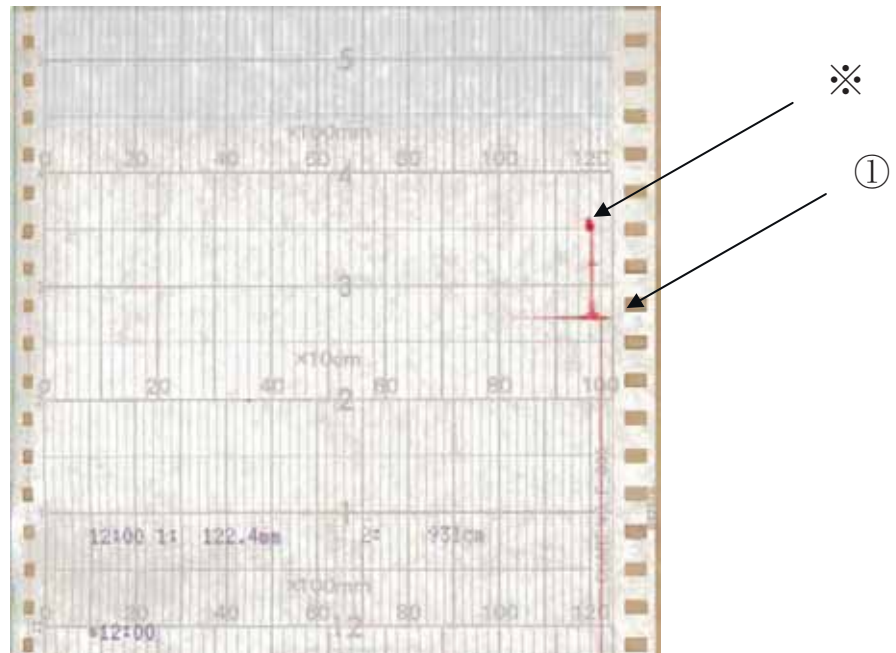
【4号機 RHR B/CS B/RCIC系統流量 (1/2)】



【4号機 RHR B/CS B/RCIC系統流量 (2/2)】



【4号機 原子炉水位（水張り用、ワイドレンジ）】



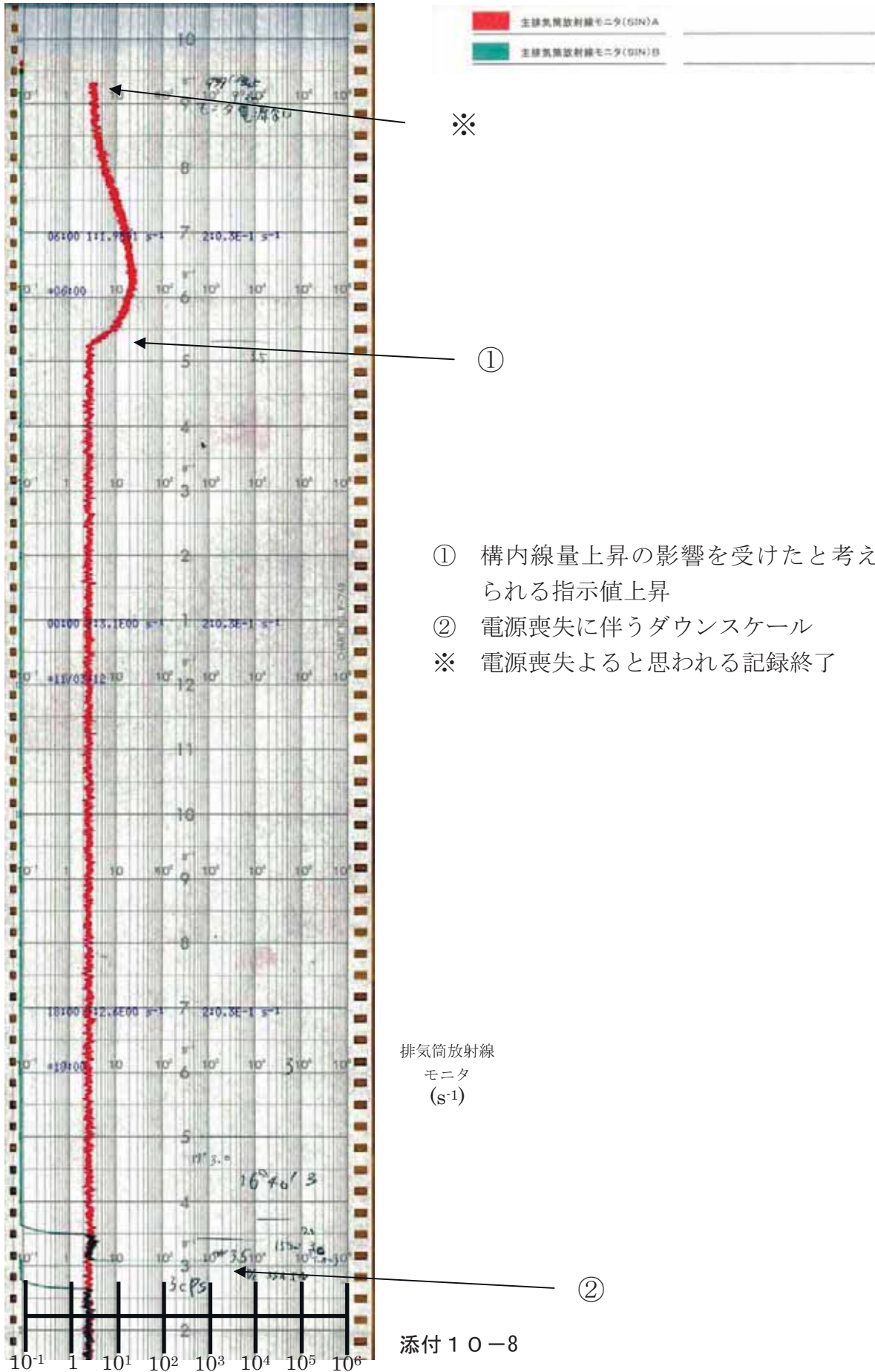
原子炉水位
(mm)

LR-2-3-103

赤 原子炉水位（水張り用）
緑 原子炉水位（ワイドレンジ）

- ① 14時46分 地震発生
(地震後も十分な水位が維持されている)
- ※ 15時30分過ぎに津波が到来したと想定される。津波の影響によると思われる記録終了。

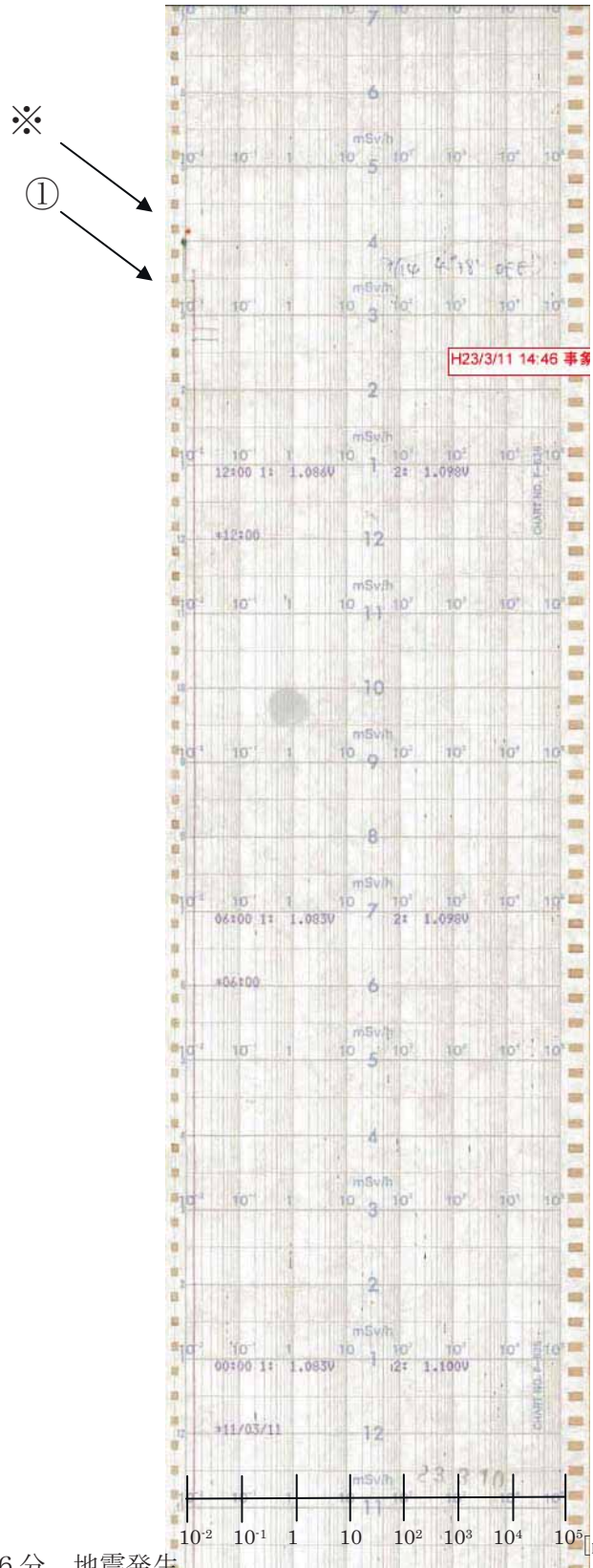
【3号 主排気筒放射線モニタ】
 (排気筒放射線モニタは3-4号共通)



- ① 構内線量上昇の影響を受けたと考えられる指示値上昇
- ② 電源喪失に伴うダウンスケール
- ※ 電源喪失よると思われる記録終了

排気筒放射線
 モニタ
 (s⁻¹)

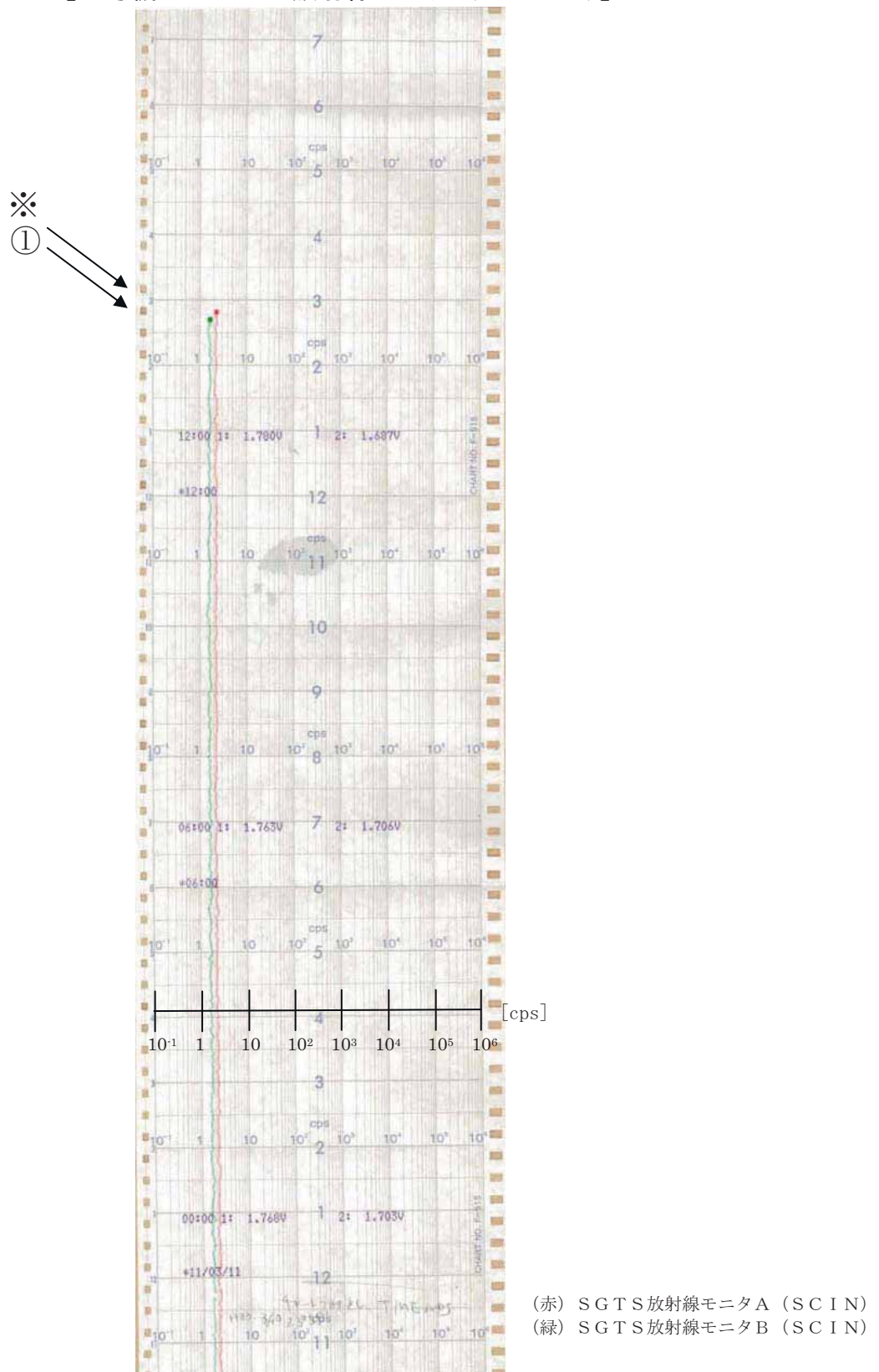
【4号機 SGT S放射線モニタ (IC)】



(赤) SGT SモニタA (IC)
 (緑) SGT SモニタB (IC)

- ① 14時46分 地震発生
- ② ※ 15時30分過ぎに津波が到来したと想定される。津波の影響によると思われる記録終了。

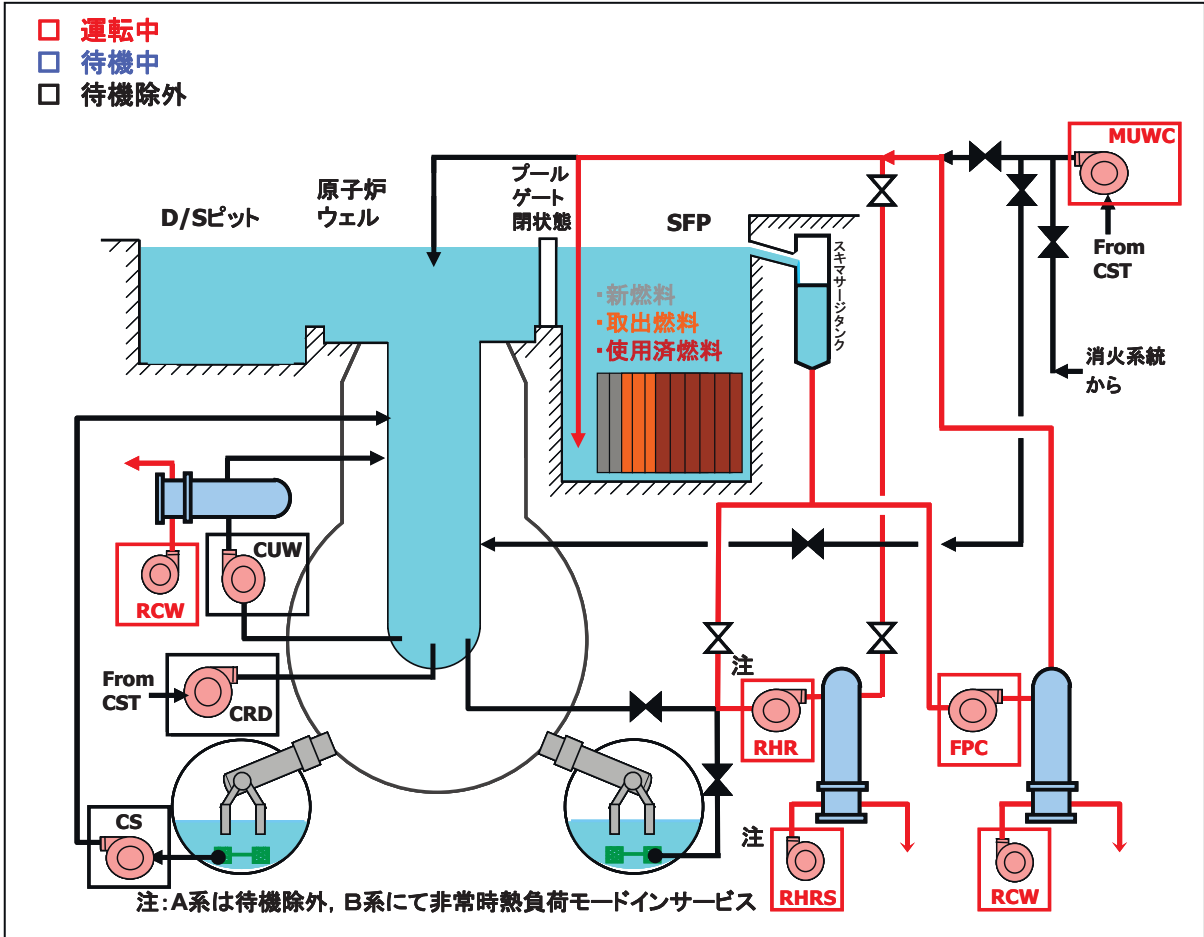
【4号機 SGTS放射線モニタ (SCIN)】



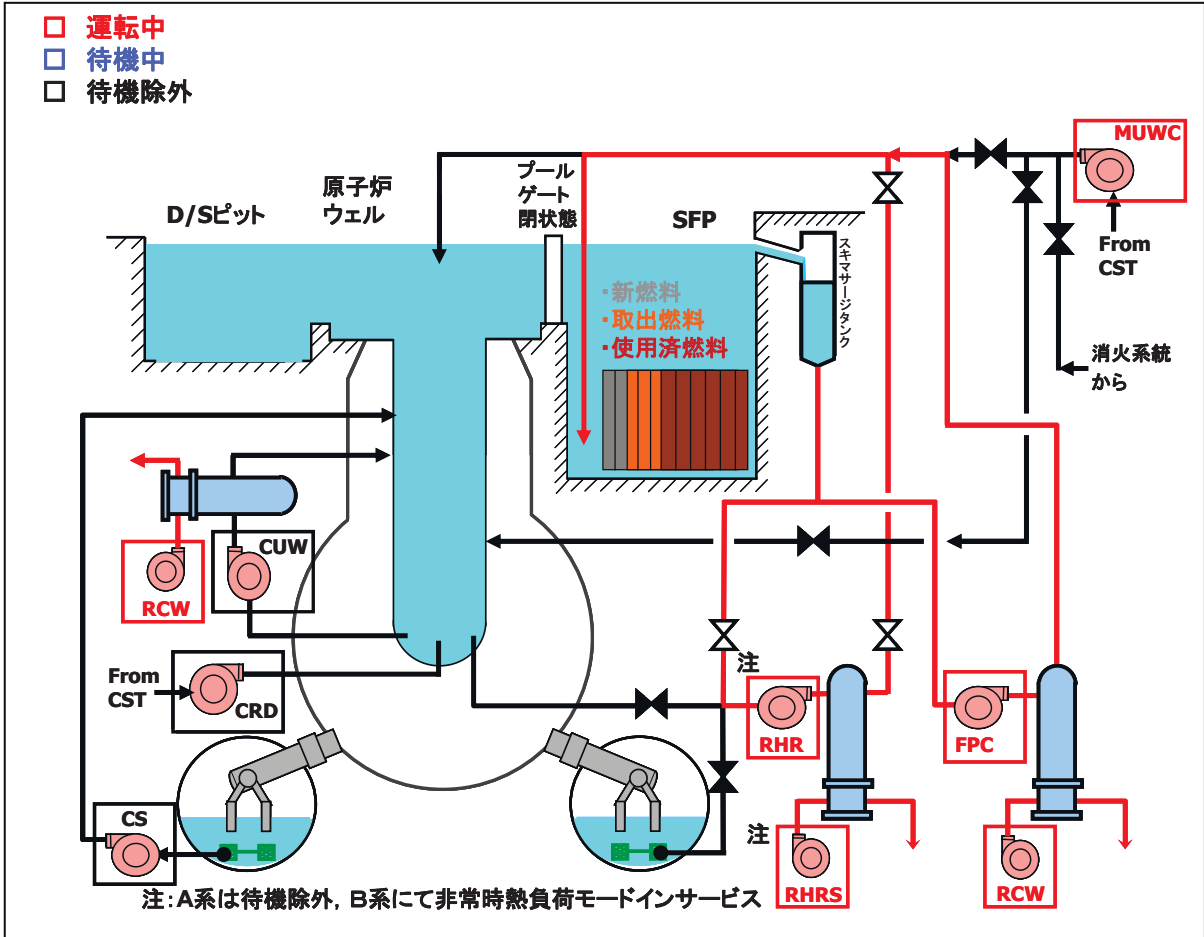
① 14時46分 地震発生

② ※ 記録終了

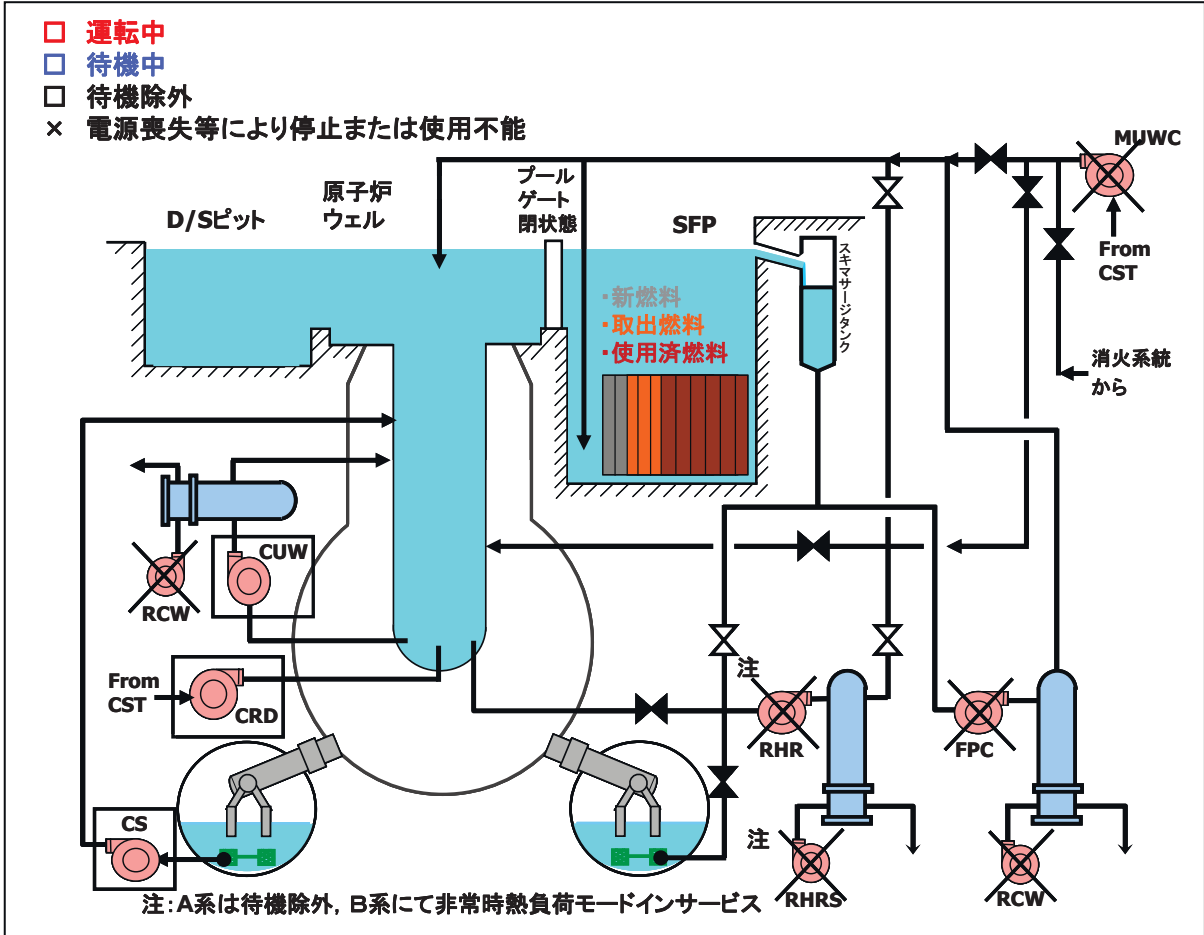
4号機 系統概略図（3月11日地震発生前の主要機器状態）



4号機 系統概略図（3月11日地震発生後の主要機器状態）



4号機 系統概略図（3月11日津波襲来後の主要機器状態）



4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 (O.P-1110)	A	—	—	—	
		RHR(B)	R/B地下階 (O.P-1110)	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 (O.P-1110)	A	—	—	—	—
		RHR(D)	R/B地下階 (O.P-1110)	A	◎ (SFP冷却)	○注1	×	地震時、停電により停止（注2） 津波後、電源・海水系（RHRS B/D）とも喪失
		RHRS(A)	屋外 (OP.4000)	A	—	—	—	—
		RHRS(B)	屋外 (OP.4000)	A	◎ (SFP冷却)	○注1	×	地震時、停電により停止（注2） 津波後、電源・海水系（RHRS B/D）とも喪失
		RHRS(C)	屋外 (OP.4000)	A	—	—	×	—
		RHRS(D)	屋外 (OP.4000)	A	◎ (SFP冷却)	○注1	×	地震時、停電により停止（注2） 津波後、電源・海水系（RHRS B/D）とも喪失
		CS(A)	R/B地下階 (O.P-1110)	A	—	—	—	—
		CS(B)	R/B地下階 (O.P-1110)	A	—	—	—	—
		HPCI	R/B地下階 (O.P-2060)	A	—	—	—	—
炉注水	RCIC	R/B地下階 (O.P-2060)	A	—	—	—	—	
	MUWC (代替注水)	T/B地下階 (OP.1900)	B	◎	◎	×	津波後、電源喪失	
プール冷却	SFP冷却 (FPC系)	R/B3階 (OP.26900)	B	◎	△	×	1台は点検中、1台は地震前に運転中。地震後通常電源断により停止。	
	SFP冷却 (RHR系)	R/B地下階 (O.P-1110)	A	◎	○注1	×	地震時、停電により停止（注2） 津波後、電源・海水系（RHRS B/D）とも喪失	
閉じ込める機能	格納施設	原子炉建屋	/	A	○	○注1	×	爆発により破損
	格納施設	原子炉格納容器	/	A	—	—	—	定検中につき全燃料取り出し、MSIV閉、及びウェル満水。

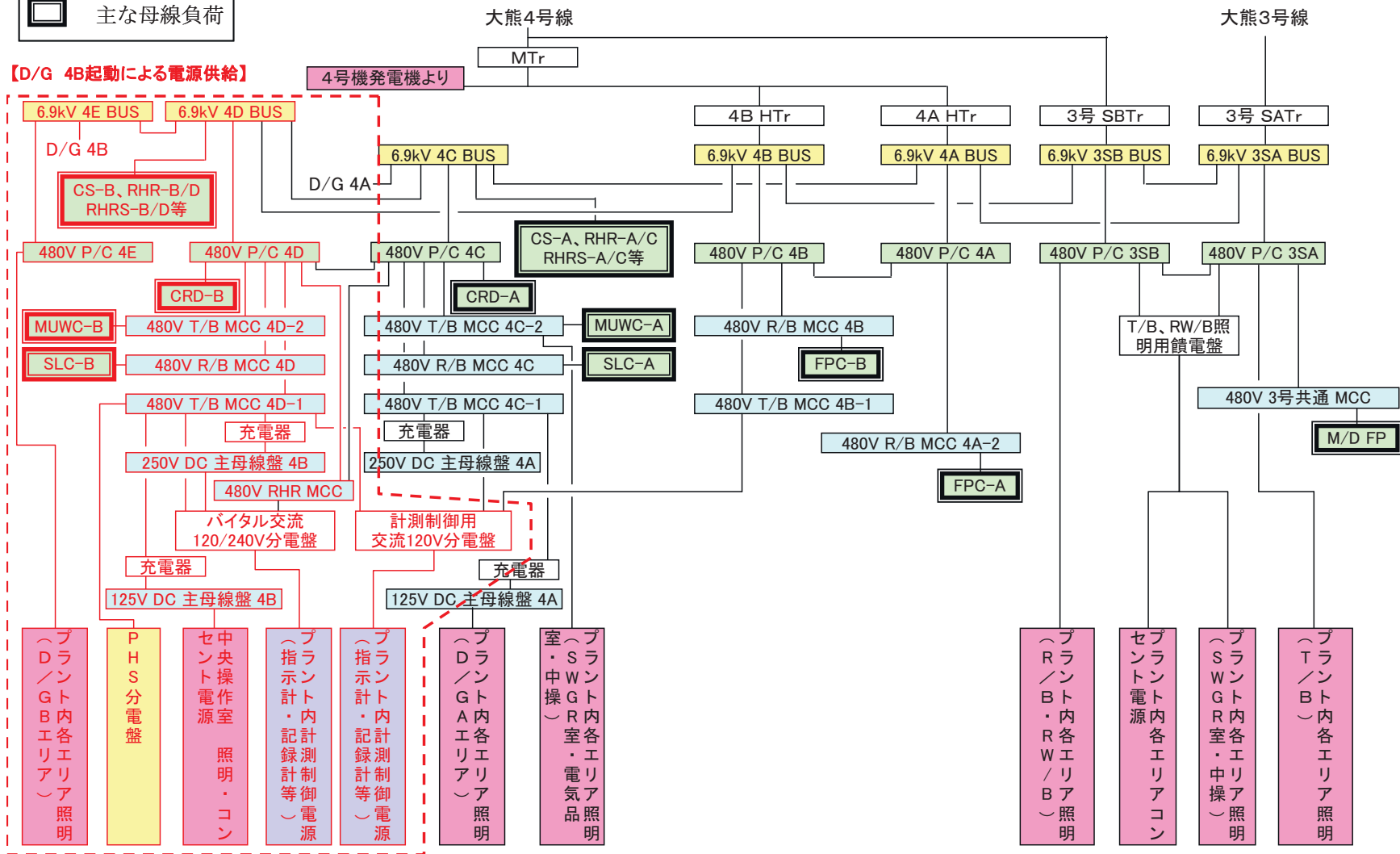
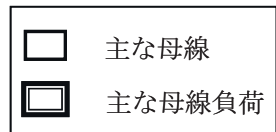
（凡例）◎：運転 ○：待機 △：通常電源断による停止 ×：機能喪失又は待機除外 —：定検停止中（機能要求なし）

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済加速度※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。
※JEAC4601-2008「原子力発電所耐震設計技術規程」

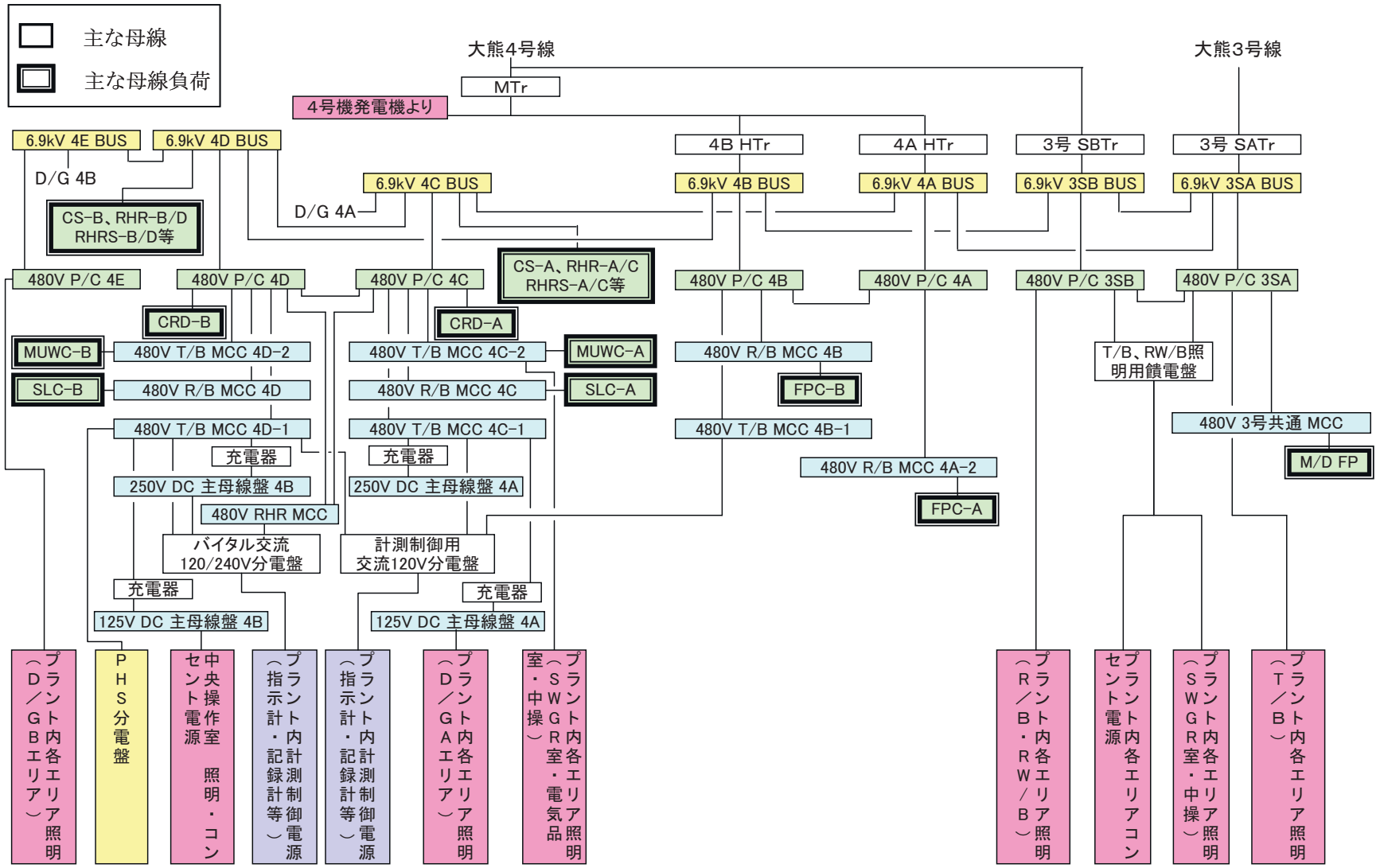
注2：非常用ディーゼル発電機からの給電を受けての残留熱除去系ポンプの再起動については、使用済みプールの水位は地震前には満水（オーバーフロー水位付近）、プール水温は27℃程度であることを確認しており、早期に燃料の冷却に支障をきたす状況ではなかったことから、津波の到達前に実施するには至らなかった。

4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）



4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)



3号機から4号機へのPCVベント流の流入の可能性について

4号機では、3月15日にR/Bが損壊していることが確認された。損壊の原因については、水素ガスによる爆発の可能性も含め、現在調査中であるが、原因のひとつとして3号機の水素ガスを含むPCVベント流が排気筒合流部を通じて流入した可能性が考えられることから、平成23年8月25日調査を実施した。

1. 4号機SGTSフィルタトレイン放射線量測定調査結果

3号機の水素ガスを含むPCVベント流が、4号機へ流入した事実関係を確認すべく、4号機のSGTSフィルタトレインの放射線量測定（平成23年8月25日）を実施した。その結果、4号機SGTSフィルタトレインは3号機側（4号機SGTS出口側、高性能フィルタや活性炭フィルタ設置）の放射線量が高く（SGTS（A）フィルタ出口付近：約6.7 mSv/h、SGTS（B）フィルタ出口付近：約5.5 mSv/h）、4号機側（4号機SGTS入口側）に向かうに従い、線量が下がっていく（SGTS（A）、（B）フィルタ入口付近：約0.1 mSv/h）ことが確認された（図10-6-3）。

2. まとめ

4号機のSGTSは、排気筒手前で3号機の排気管と合流しているため、設備状況として、3号機のPCVベント流が流入する可能性がある。

SGTS1系統のフィルタトレインには上流側と下流側に高性能フィルタが設置されており、まず上流側の高性能フィルタで粒子状放射性物質等を除去するため、下流より線量が相対的に高くなる設計であるが、今回の調査においては、SGTSフィルタトレイン出口側の放射線量が高く、入口側に行くに従い下がっていくことが確認された。

これは、3号機のPCVベント流がSGTS系配管を經由して4号機に回り込んだ可能性を示す結果と考えられる。

以上

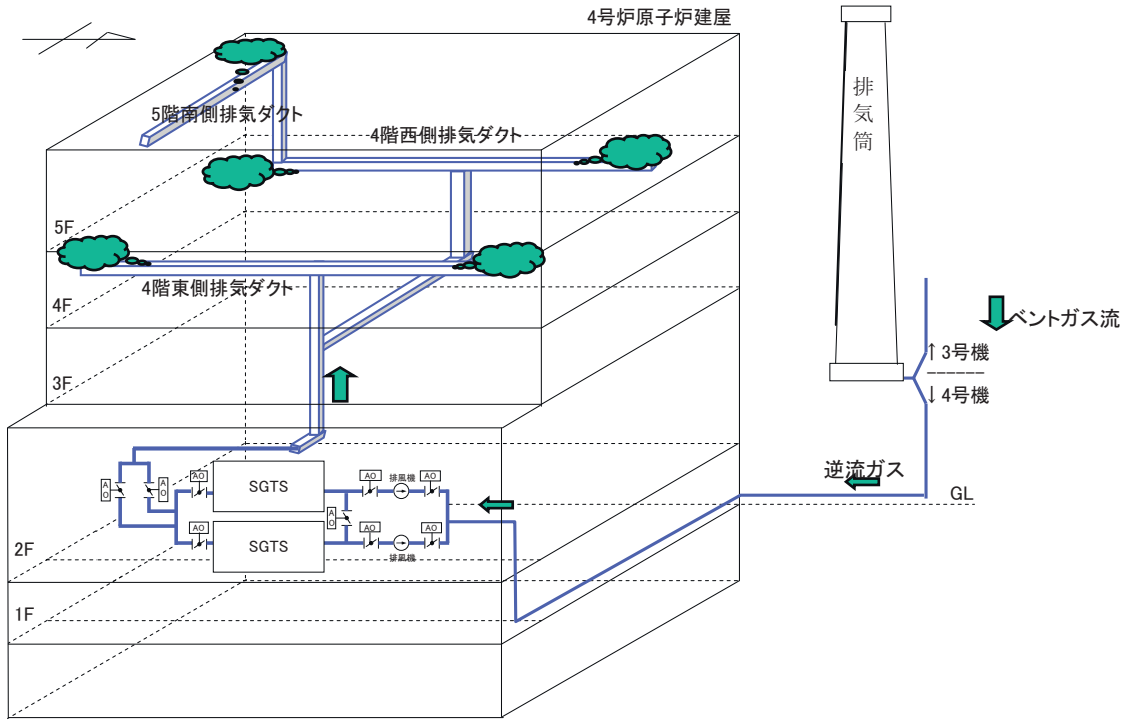


図10-6-1 3号機から4号機へのPCVベント流の流入経路



図10-6-2 SGTS排気管

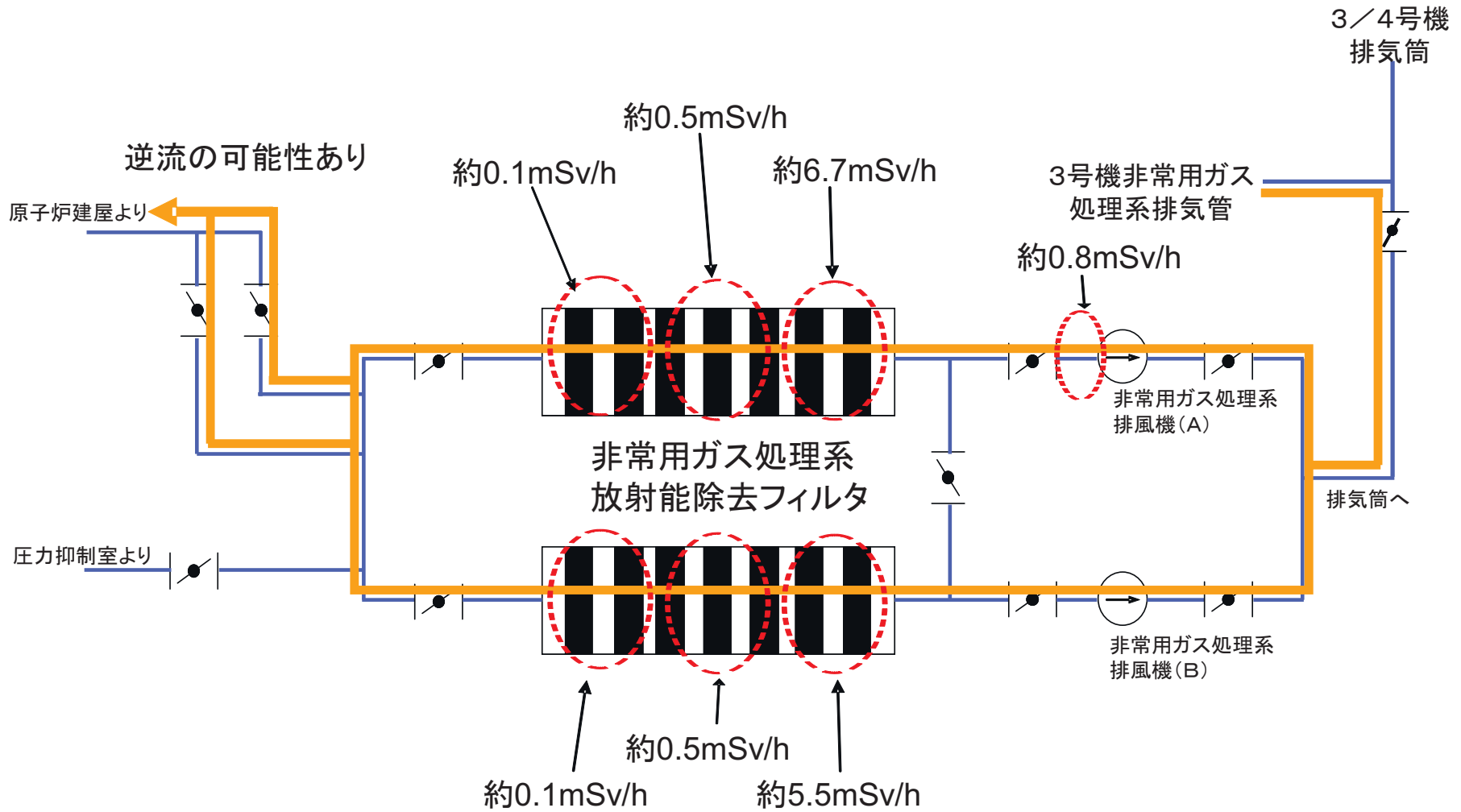


図 10-6-3 4号機SGTS 放射線量測定結果 (平成23年8月25日実施)

添付資料目次

添付資料－1 1－1	事象発生時の主要経緯（時系列）	1
添付資料－1 1－2	プラントデータチャート	6
添付資料－1 1－3	系統概略図（地震発生前後、津波襲来後の主要機器状態）	3 1
添付資料－1 1－4	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）	3 5
添付資料－1 1－5	所内電源概略図	3 6
添付資料－1 1－6	6号機から5号機への電源融通	4 0
添付資料－1 1－7	SRV動作圧力について	4 1
添付資料－1 1－8	RHRによるSHCと非常時熱負荷モード（SFP冷却）について	4 2

5号機 事象発生時の主要経緯（時系列）

日 時	主 要 経 緯
平成23年3月11日(金)	
14:46	東北地方太平洋沖地震発生。第3非常態勢を自動発令。
14:47	D/G 5A、D/G 5B自動起動。
15:06	非常災害対策本部を本店に設置（地震による被害状況の把握、停電等の復旧）。
15:27	津波第一波到達。
15:35	津波第二波到達。
15:40	全交流電源喪失。
15:42	原災法第10条該当事象（全交流電源喪失）が発生したと判断、官庁等に通報（平成23年4月24日に、1号機、2号機、3号機のみ訂正）。
15:42	第1次緊急時態勢を発令。緊急時対策本部を設置（非常災害対策本部との合同本部となる）。
16:36	第2次緊急時態勢を発令。
20:50	福島県が福島第一原子力発電所から半径2kmの住民に避難指示。
21:23	内閣総理大臣が福島第一原子力発電所から半径3km圏内の避難、半径3km～10km圏内の屋内退避を指示。
平成23年3月12日(土)	
0:09	所内電源系統の点検のため、5号機および6号機の現場に出発。
0:30	国による避難住民の避難措置完了確認（双葉町及び大熊町の3km以内避難措置完了確認、1:45に再度確認）。
1:40頃	SRV自動開（以降、開閉を繰り返し原子炉圧力を約8MPaに維持）。

4 : 5 5	発電所構内における放射線量が上昇したことを確認、官庁等に連絡。
5 : 4 4	内閣総理大臣が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。
6 : 0 6	原子炉圧力容器頂部の弁の開操作により、RPVの減圧実施。
7 : 1 1	内閣総理大臣が福島第一原子力発電所に到着。
8 : 0 4	内閣総理大臣が福島第一原子力発電所を出発。
8 : 1 3	5号機へ、6号機のD/Gからの本設ケーブルによる電源融通（直流電源の一部）が可能となる。
14 : 4 2	D/Gからの電源により、5/6号中央制御室非常用換気空調系のうち6号機側の空調系を手動起動し、5/6号中央制御室内の空気浄化を開始。
16 : 2 7	モニタリングポストで500 μ Sv/hを超える線量（1,015 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）が発生したと判断、官庁等に通報。
18 : 2 5	内閣総理大臣が、福島第一原子力発電所から半径20km圏内の住民に対し避難指示。
平成23年3月13日（日）	
8 : 5 6	モニタリングポストで500 μ Sv/hを超える線量（882 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）が発生したと判断、9:01官庁等に通報。
14 : 1 5	モニタリングポストで500 μ Sv/hを超える線量（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）が発生したと判断、14:23官庁等に通報。

18:29	6号機のD/GからMUWCへ仮設ケーブルによる電源の供給を開始。
20:54	MUWCポンプ手動起動。
21:01	SGTSを手動起動。
平成23年3月14日(月)	
2:20	正門付近で500 μ Sv/hを超える線量(751 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)が発生したと判断、4:24官庁等に通報。
2:40	モニタリングポストで500 μ Sv/hを超える線量(650 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)が発生したと判断、5:37官庁等に通報。
4:00	モニタリングポストで500 μ Sv/hを超える線量(820 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)が発生したと判断、8:00官庁等に通報。
5:00	SRVを開操作し、RPVの減圧実施(以降、断続的に開操作)。
5:30	MUWCによる原子炉注水を開始(以降、断続的に注水)。
9:12	モニタリングポストで500 μ Sv/hを超える線量(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)が発生したと判断、9:34官庁等に通報。
9:27	SFPへの水の補給開始(以降、断続的に補給)。
21:35	モニタリングカーで500 μ Sv/hを超える線量(760 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)が発生したと判断、22:35官庁等に通報。

平成23年3月15日(火) 6:50	正門付近で500 μ Sv/hを超える線量(583.7 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)が発生したと判断、7:00官庁等に通報。
11:00	内閣総理大臣が、福島第一原子力発電所から半径20km以上30km圏内の住民に対し屋内退避指示。
16:00	正門で500 μ Sv/hを超える線量(531.6 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)が発生したと判断、16:22官庁等に通報。
23:05	正門付近で500 μ Sv/hを超える線量(4,548 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)が発生したと判断、23:20官庁等に通報。
平成23年3月16日(水) 22:16	SFP水の入替え開始。
平成23年3月17日(木) 5:43	SFP水の入替え完了。
平成23年3月18日(金) 13:30	R/Bの屋上孔あけ(3ヶ所)作業終了。
平成23年3月19日(土) 1:55	電源車からの仮設電源により、仮設RHRSポンプ起動。
4:22	6号機D/G(A)2台目起動。
5:00頃	RHR手動起動(非常時熱負荷モードにて、SFP冷却を開始)。
8:58	西門付近で500 μ Sv/hを超える線量(830.8 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)が発生したと判断、9:15官庁等に通報。

平成23年3月20日(日)	
10:49	RHR手動停止(非常時熱負荷モード)。
12:25	RHR手動起動(SHCモードにて、原子炉冷却を開始)。
14:30	原子炉水温度が100℃未満になり、原子炉冷温停止。

以上

【5号機 アラームタイパー主要打ち出し（抜粋）】

2011/03/11 14:47:35

1F5 プロセス計算機サーバ1系
アラームタイパーメッセージ

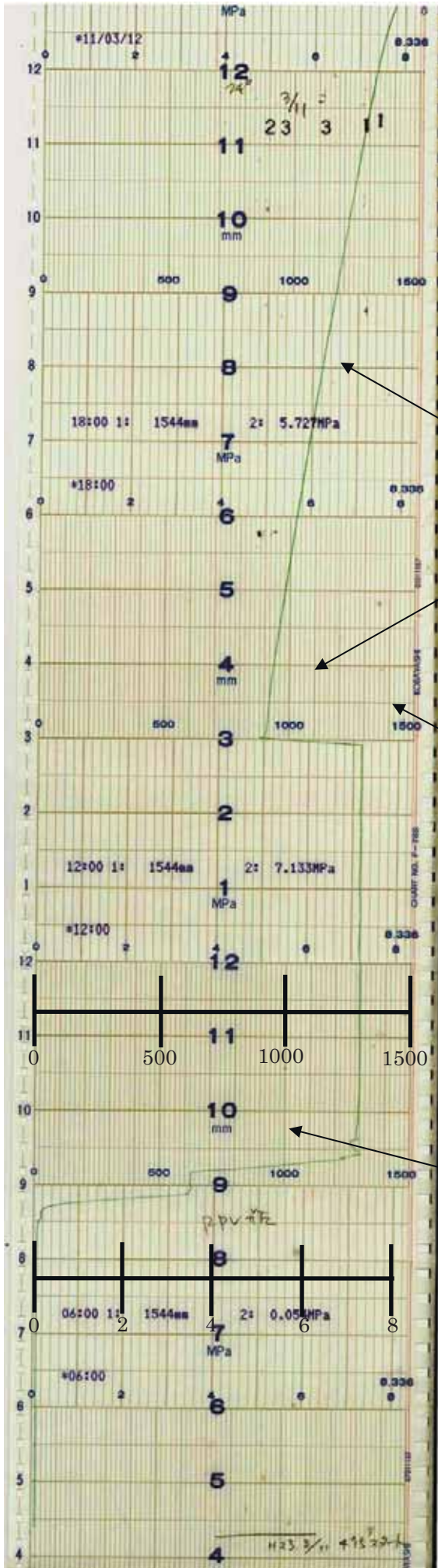
ページ 4192

2011/03/11 14:43	W712	制御棒状態 (警報)	3 4-0 7	= 正常		F=01	正常復帰
* 2011/03/11 14:43	W712	制御棒状態 (警報)	3 4-0 7	= ドリフト		F=01	警報
2011/03/11 14:43	W712	制御棒状態 (警報)	3 4-0 7	= 正常		F=01	正常復帰
* 2011/03/11 14:43	W712	制御棒状態 (警報)	3 4-0 7	= ドリフト		F=01	警報
2011/03/11 14:43	W712	制御棒状態 (警報)	3 4-0 7	= 正常		F=01	正常復帰
* 2011/03/11 14:43	W712	制御棒状態 (警報)	3 4-0 7	= ドリフト		F=01	警報
2011/03/11 14:43	A639	全制御棒全挿入		= ON		F=01	正常復帰
2011/03/11 14:43	W712	制御棒状態 (警報)	3 4-0 7	= 正常		F=01	正常復帰
2011/03/11 14:43	A651	制御棒ドリフト		= リセット		F=01	高
* 2011/03/11 14:44	CL23	機器ドレンサンパ水位変化率		= 3.25	制限値=3.19	F=01	高
2011/03/11 14:44	CL23	機器ドレンサンパ水位変化率		= 3.04		F=01	正常復帰
2011/03/11 14:44	制御棒 30-07	0Pos 移動開始		= ON			
2011/03/11 14:44	A541	制御棒引抜中		= ON			
2011/03/11 14:44	A553	制御棒選択駆動中		= ON			
2011/03/11 14:44	A639	全制御棒全挿入		= OFF			
2011/03/11 14:45	制御棒 30-07	48Pos 移動停止		= OFF			
2011/03/11 14:45	A553	制御棒選択駆動中		= OFF			
2011/03/11 14:45	A541	制御棒引抜中		= OFF			
2011/03/11 14:45	制御棒 30-07	48Pos 移動開始		= ON			
2011/03/11 14:45	A541	制御棒引抜中		= ON			
2011/03/11 14:45	A553	制御棒選択駆動中		= ON			
2011/03/11 14:45	制御棒 30-07	48Pos 移動停止		= OFF			
2011/03/11 14:45	A553	制御棒選択駆動中		= OFF			
2011/03/11 14:45	A541	制御棒引抜中		= OFF		F=01	警報
* 2011/03/11 14:46	W711	制御棒状態 (警報)	3 0-0 7	= ドリフト		F=01	警報
* 2011/03/11 14:46	A551	制御棒ドリフト		= オン		F=01	正常復帰
2011/03/11 14:46	W711	制御棒状態 (警報)	3 0-0 7	= 正常		F=01	警報
* 2011/03/11 14:46	W711	制御棒状態 (警報)	3 0-0 7	= ドリフト		F=01	正常復帰
2011/03/11 14:46	W711	制御棒状態 (警報)	3 0-0 7	= 正常		F=01	警報
* 2011/03/11 14:46	W711	制御棒状態 (警報)	3 0-0 7	= ドリフト		F=01	警報
2011/03/11 14:46	A639	全制御棒全挿入		= ON		F=01	R/L上階逸脱
* 2011/03/11 14:47	F202	P/LRポンプA 上部振動		= 160	制限値=---	F=01	正常復帰
2011/03/11 14:47	B013	S/C 水位		= 2.7		F=01	低
* 2011/03/11 14:47	B013	S/C 水位		= -3.4	制限値=-3	F=01	正常復帰
2011/03/11 14:47	B013	S/C 水位		= 3.4		F=01	高
* 2011/03/11 14:47	B013	S/C 水位		= 7.7	制限値=7	F=01	正常復帰
2011/03/11 14:47	B013	S/C 水位		= 1.6		F=01	低
* 2011/03/11 14:47	B013	S/C 水位		= -4.4	制限値=-3	F=01	正常復帰
2011/03/11 14:47	B013	S/C 水位		= 3.0		F=01	高
* 2011/03/11 14:47	CL23	機器ドレンサンパ水位変化率		= 3.87	制限値=3.19	F=01	高
2011/03/11 14:47	A563	格納容器機器ドレンサンパポンプ A 運転		= ON			
2011/03/11 14:47	A563	格納容器機器ドレンサンパポンプ A 運転		= OFF			
* 2011/03/11 14:47	B013	S/C 水位		= -5.0	制限値=-3	F=01	低
2011/03/11 14:47	A563	格納容器機器ドレンサンパポンプ A 運転		= ON			
2011/03/11 14:47	B013	S/C 水位		= 2.6		F=01	正常復帰
* 2011/03/11 14:47	B013	S/C 水位		= -4.4	制限値=-3	F=01	低
2011/03/11 14:47	D535	原子炉 自動スクラム B		= トリップ			
2011/03/11 14:47	D563	地震トリップ CH-B		= トリップ			

全制御棒全挿入

地震による自動スクラム

【5号機 原子炉水位、原子炉圧力 (1/4)】



LR/PR-6-97	
No.1	原子炉水位
No.2	原子炉圧力

- ① R P V 耐圧漏えい試験のための昇圧
- ② 14時46分 地震発生
- ③ 地震後の電源喪失で耐圧漏えい試験の加圧源としていた機器が停止し圧力が降下
- ④ 崩壊熱による緩やかな圧力上昇

④

③

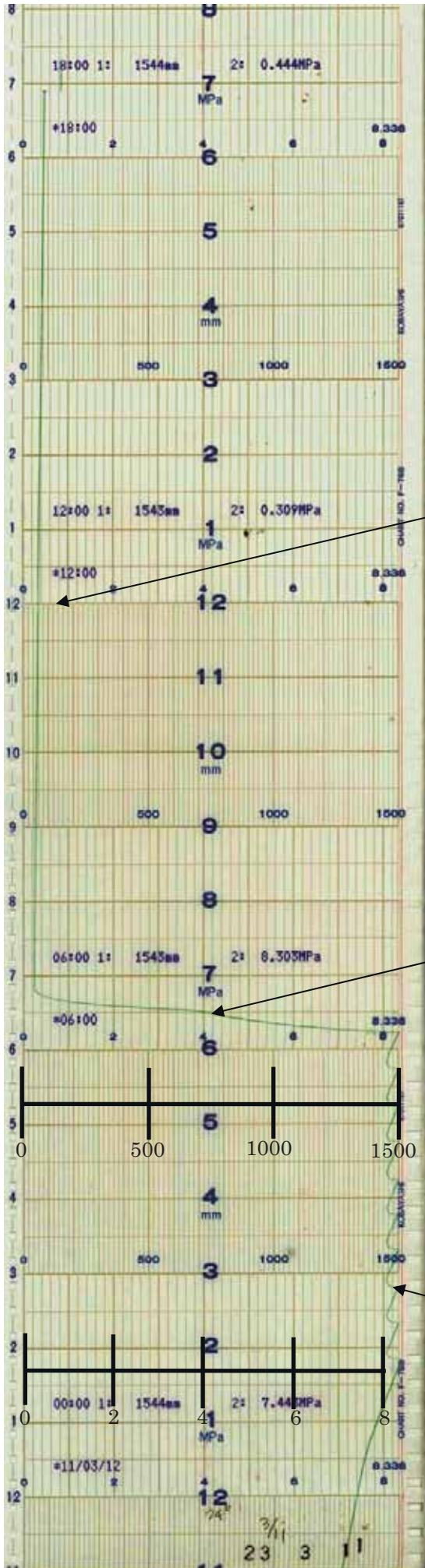
②

原子炉水位 (mm)

原子炉圧力 (MPa)

①

【5号機 原子炉水位、原子炉圧力 (2/4)】



LR/PR-6-97	
No. 1	原子炉水位
No. 2	原子炉圧力

- ⑤ SRVによる炉圧制御
- ⑥ RPV頂部の弁の開操作による原子炉減圧
- ⑦ 崩壊熱による緩やかな圧力上昇

⑦

⑥

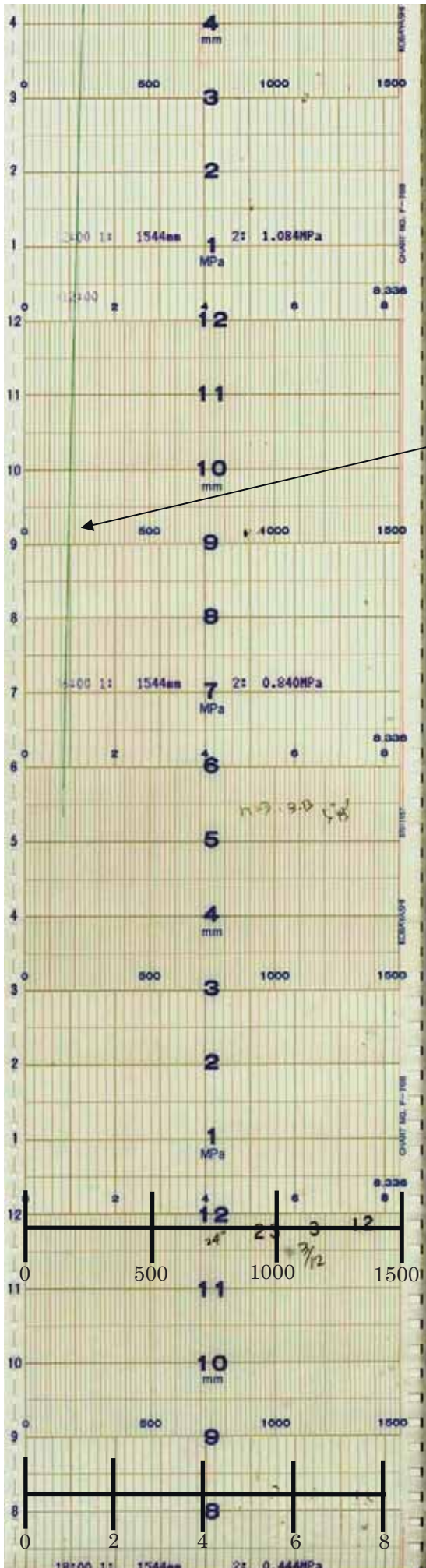
原子炉水位
(mm)

⑤

原子炉圧力
(MPa)

【5号機 原子炉水位、原子炉圧力 (3/4)】

LR/PR-6-97	
No.1	原子炉水位
No.2	原子炉圧力



⑧ 崩壊熱による緩やかな圧力上昇

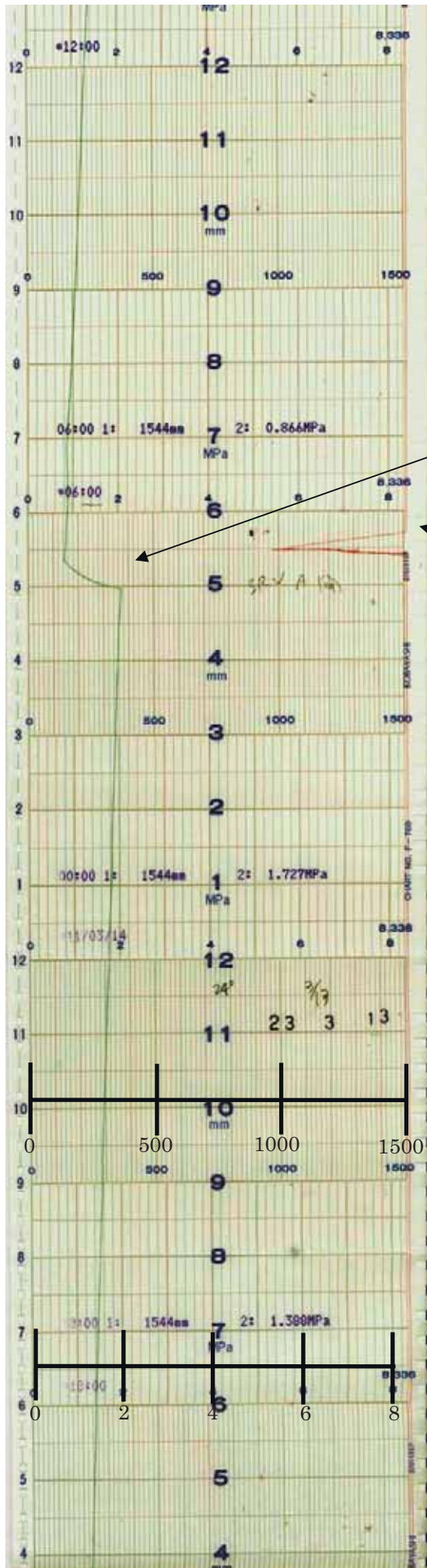
⑧

原子炉水位
(mm)

原子炉圧力
(MPa)

添付 11-10

【5号機 原子炉水位、原子炉圧力 (4/4)】



LR/PR-6-97	
No.1	原子炉水位
No.2	原子炉圧力

- ⑨ SRVによる減圧、以降この操作を繰り返す
- ⑩ 圧力変動による水位の変動

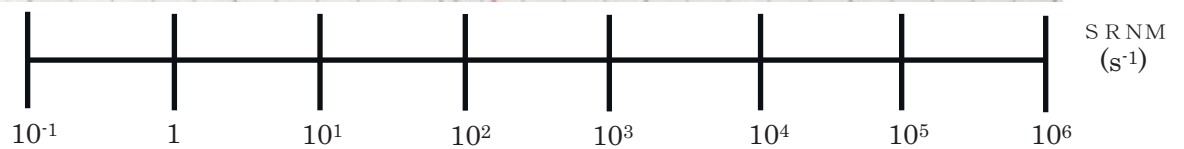
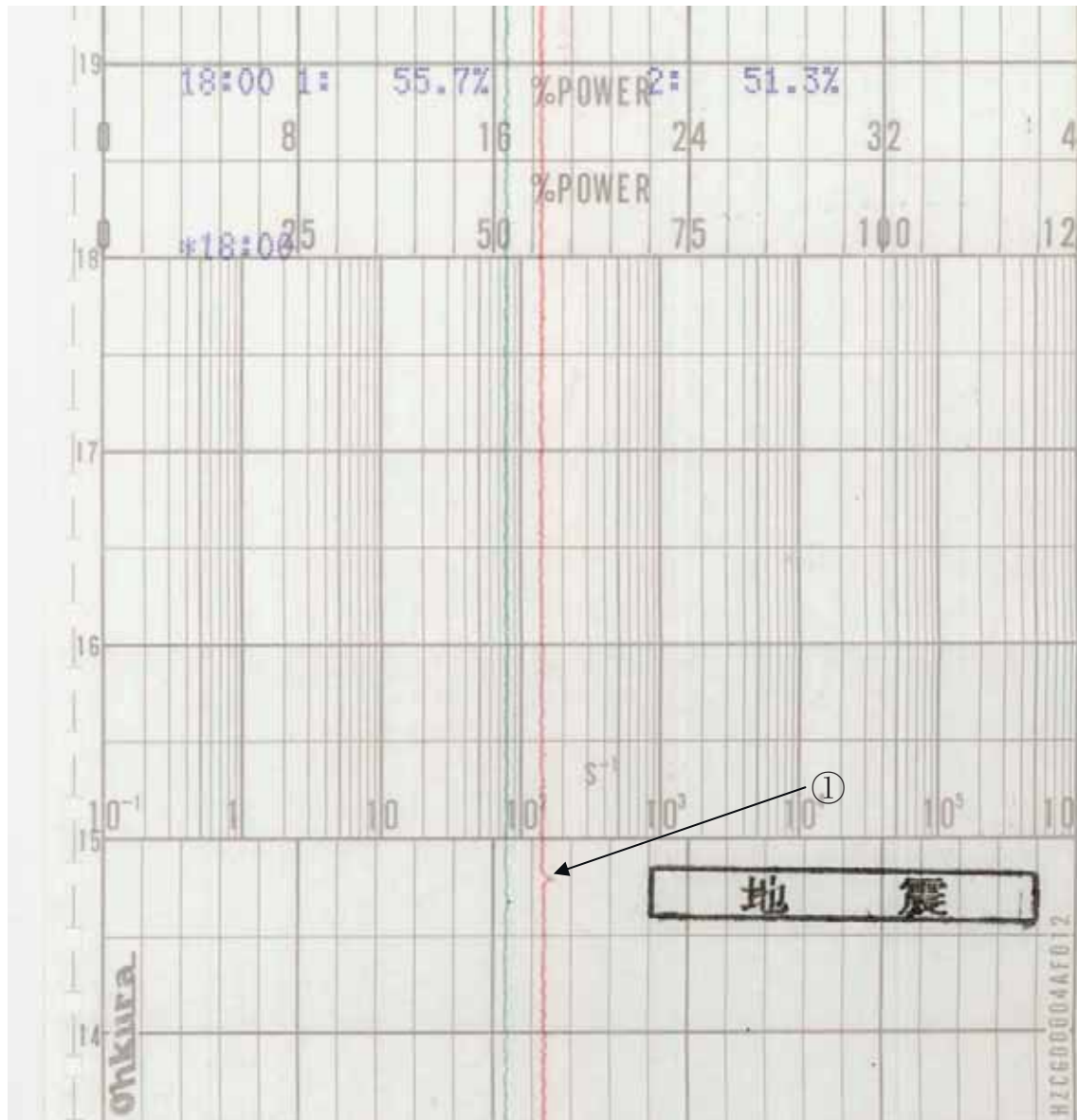
⑨

⑩

原子炉水位
(mm)

原子炉圧力
(MPa)

【5号機 SRNM(A/Cチャンネル) (1/3)】



NR-7-46A

赤 SRNM ch.A 出力レベル

緑 SRNM ch.C 出力レベル

① 14時47分 地震発生

【5号機 SRNM(A/Cチャンネル) (2/3)】



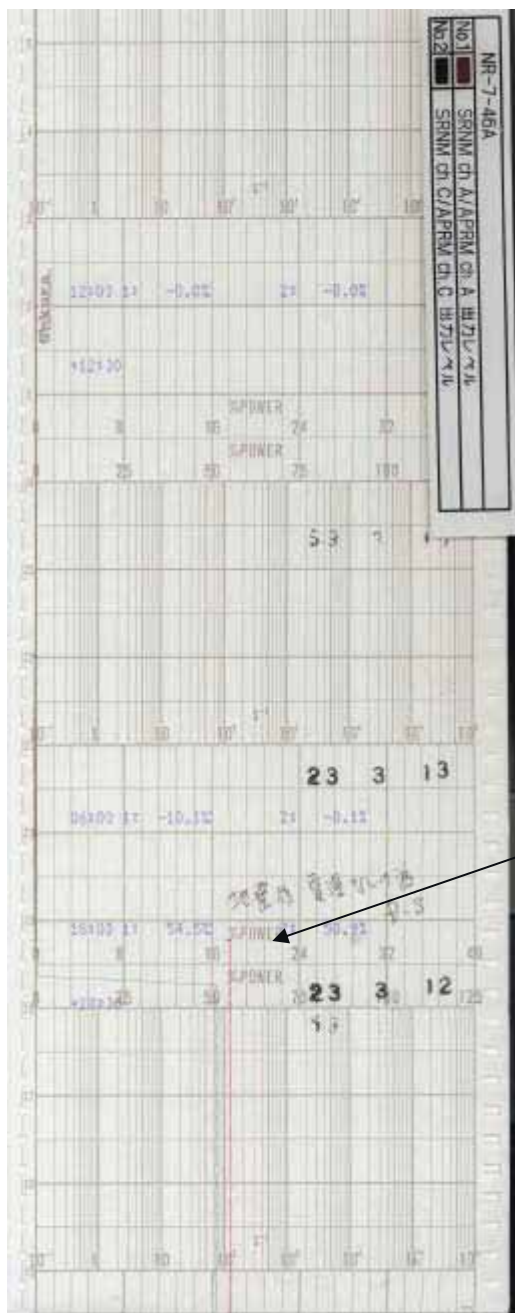
NR-7-46A

赤 SRNM ch.A 出力レベル

緑 SRNM ch.C 出力レベル

SRNM
(s⁻¹)
10⁻¹ 1 10¹ 10² 10³ 10⁴ 10⁵ 10⁶

【5号機 SRNM(A/Cチャンネル) (3/3)】

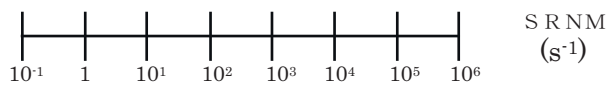


NR-7-46A

赤 SRNM ch.A 出力レベル

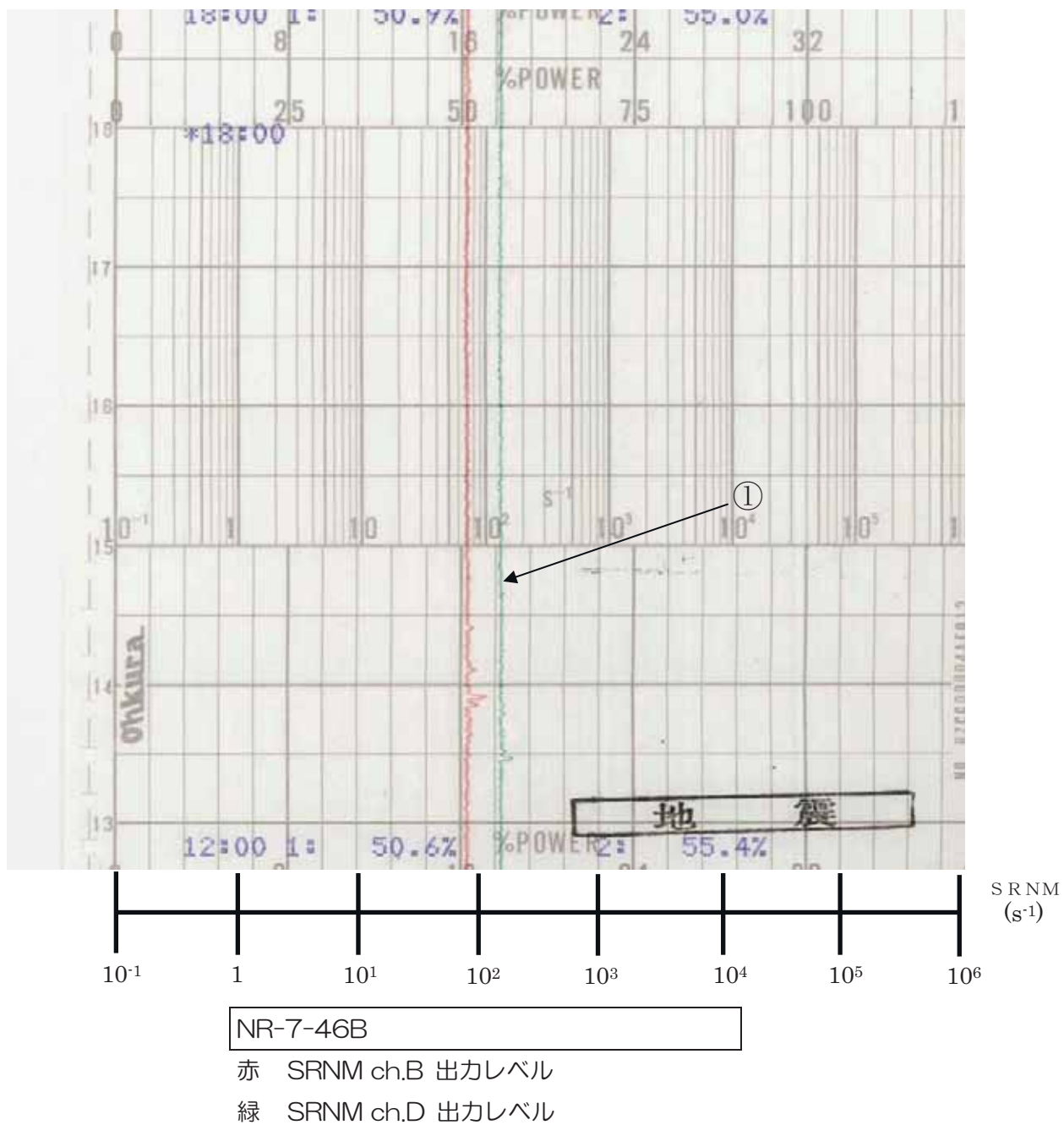
緑 SRNM ch.C 出力レベル

② 記録計が停止



SRNM (s⁻¹)

【5号機 SRNM(B/Dチャンネル) (1/3)】



① 14時47分 地震発生

【5号機 SRNM(B/Dチャンネル) (2/3)】

NR-7-46B

赤 SRNM ch.B 出力レベル

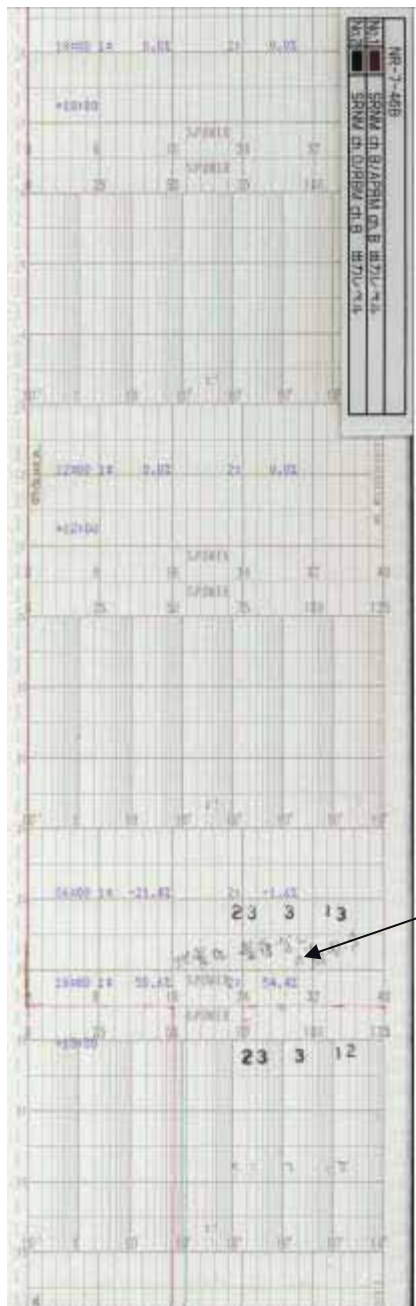
緑 SRNM ch.D 出力レベル



SRNM
(s^{-1})

10⁻¹ 1 10¹ 10² 10³ 10⁴ 10⁵ 10⁶

【5号機 SRNM(B/Dチャンネル) (3/3)】



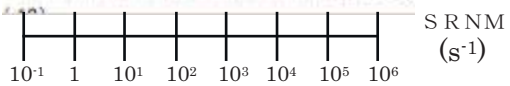
NR-7-46B

赤 SRNM ch.B 出力レベル

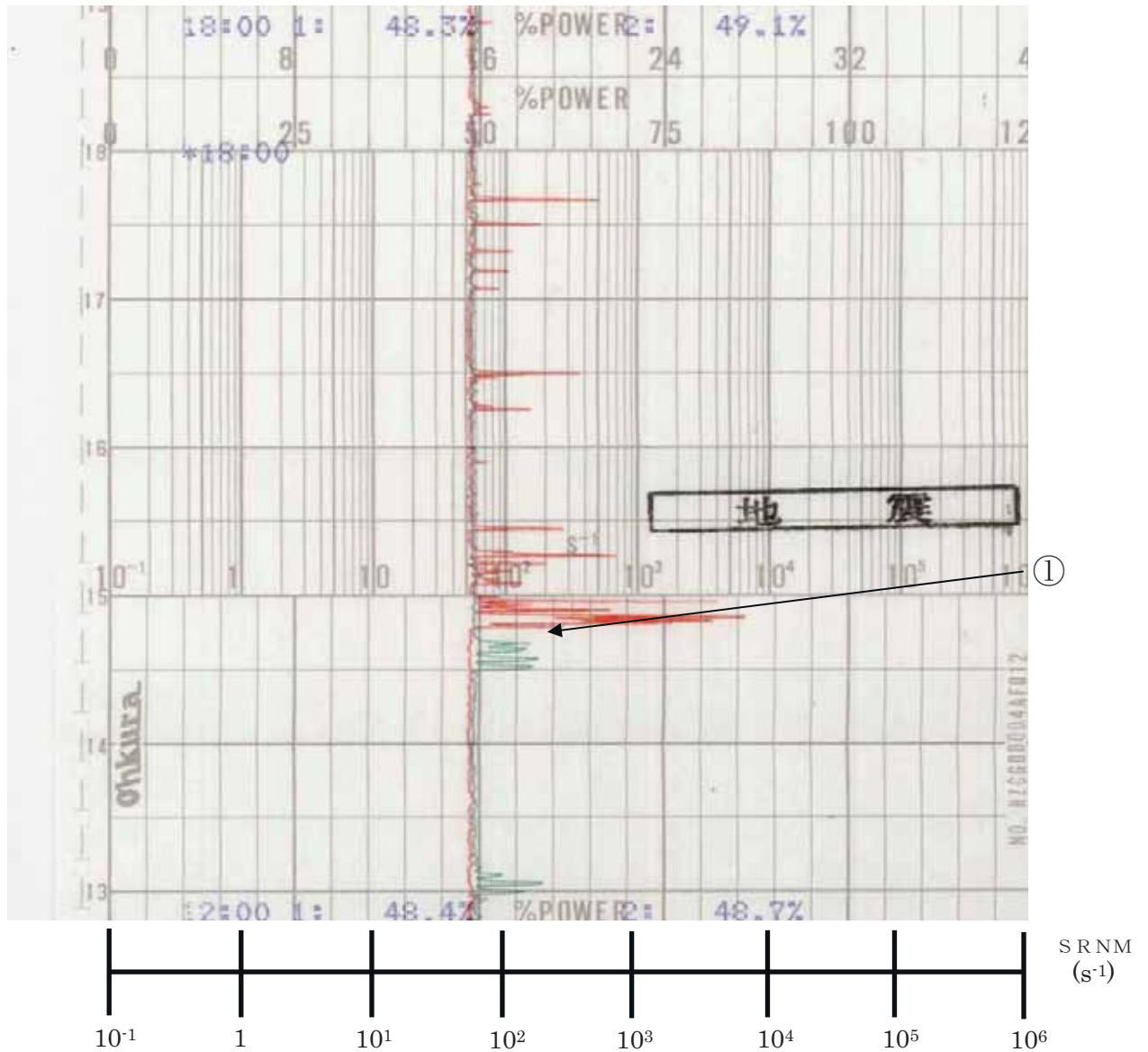
緑 SRNM ch.D 出力レベル

② 記録計が停止

②



【5号機 SRNM(E/Gチャンネル) (1/3)】



NR-7-46C

赤 SRNM ch.E 出力レベル

緑 SRNM ch.G 出力レベル

① 14時47分 地震発生

【5号機 SRNM(E/Gチャンネル) (2/3)】



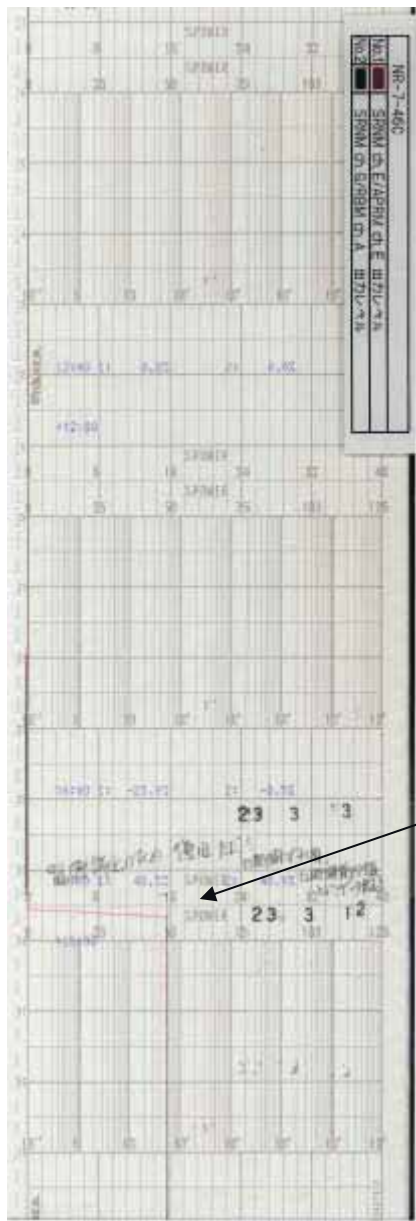
NR-7-46C

赤 SRNM ch.E 出力レベル

緑 SRNM ch.G 出力レベル

SRNM
(s⁻¹)

【5号機 SRNM(E/Gチャンネル) (3/3)】



NR-7-46C

赤 SRNM ch.E 出力レベル

緑 SRNM ch.G 出力レベル

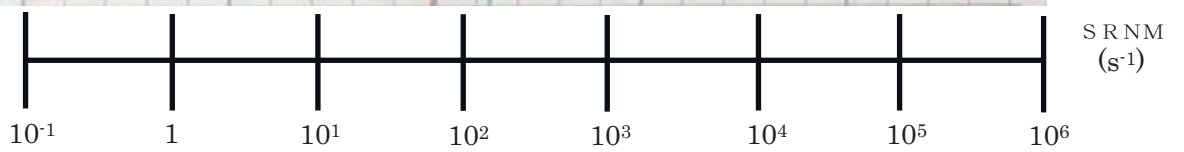
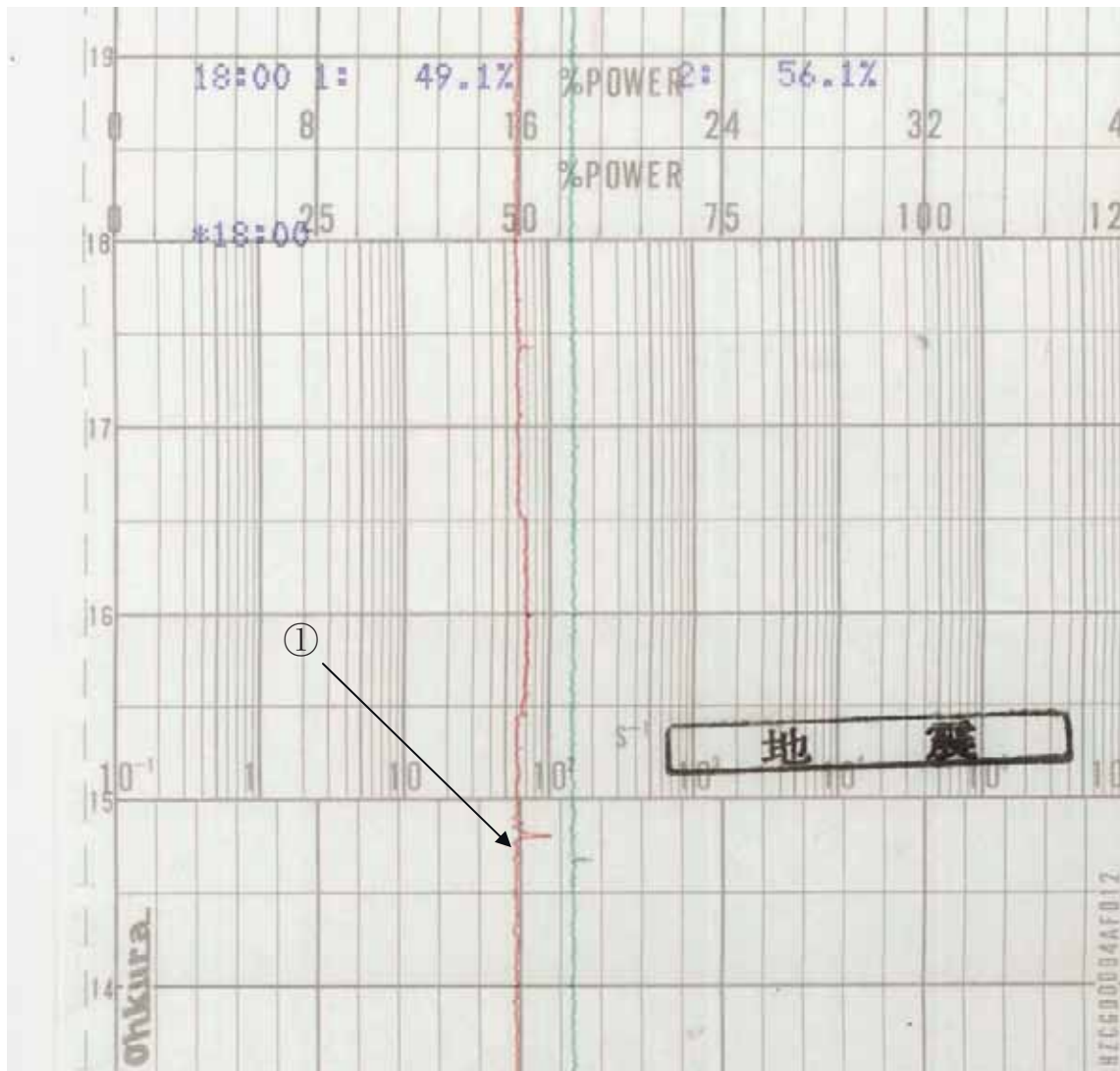
② 記録計が停止

②

SRNM
(s⁻¹)

10⁻¹ 1 10¹ 10² 10³ 10⁴ 10⁵ 10⁶

【5号機 SRNM(F/Hチャンネル) (1/3)】



NR-7-46D

赤 SRNM ch.F 出力レベル

緑 SRNM ch.H 出力レベル

① 14時47分 地震発生

【5号機 SRNM(F/Hチャンネル) (2/3)】

NR-7-46D

赤 SRNM ch.F 出力レベル

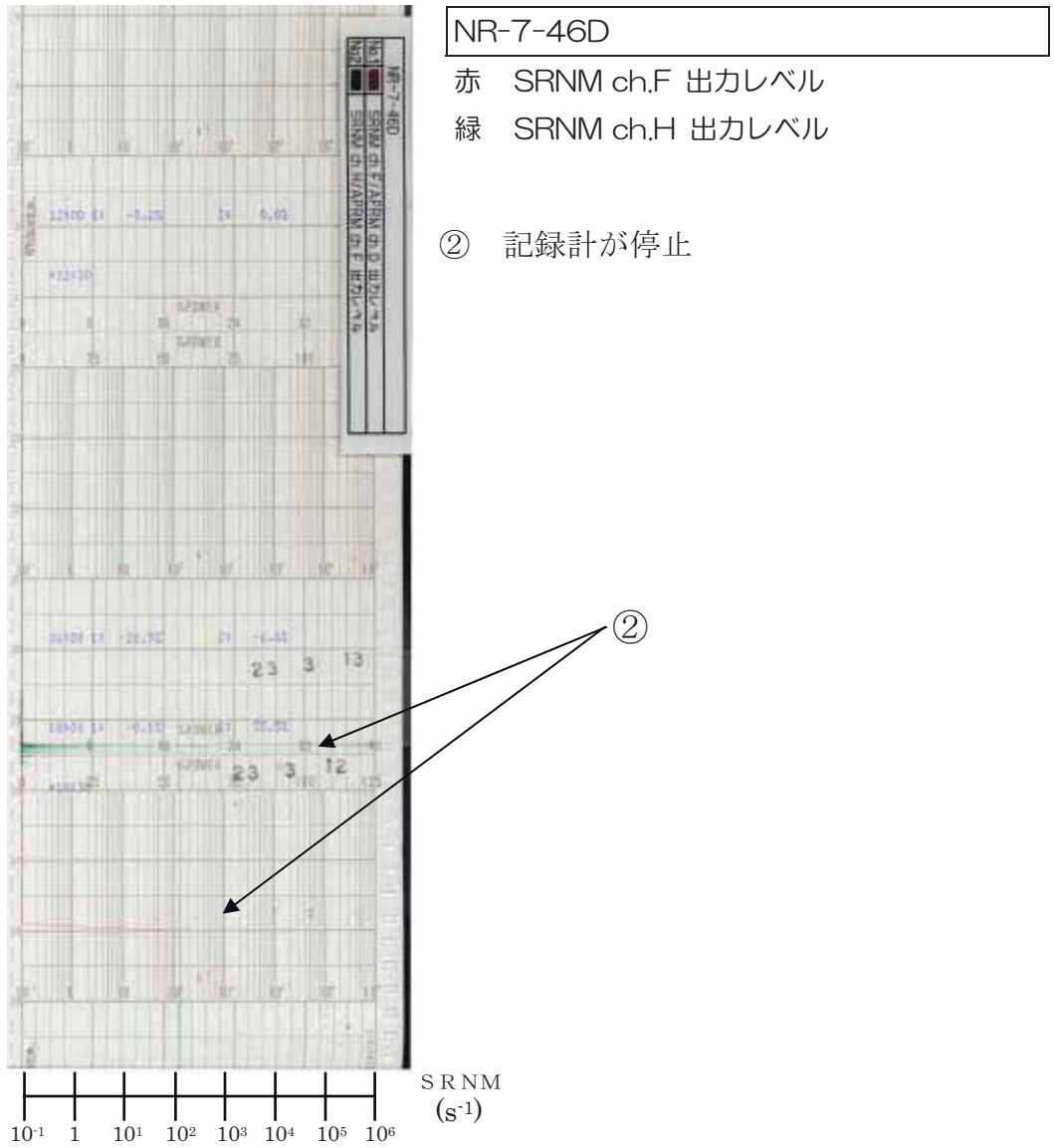
緑 SRNM ch.H 出力レベル



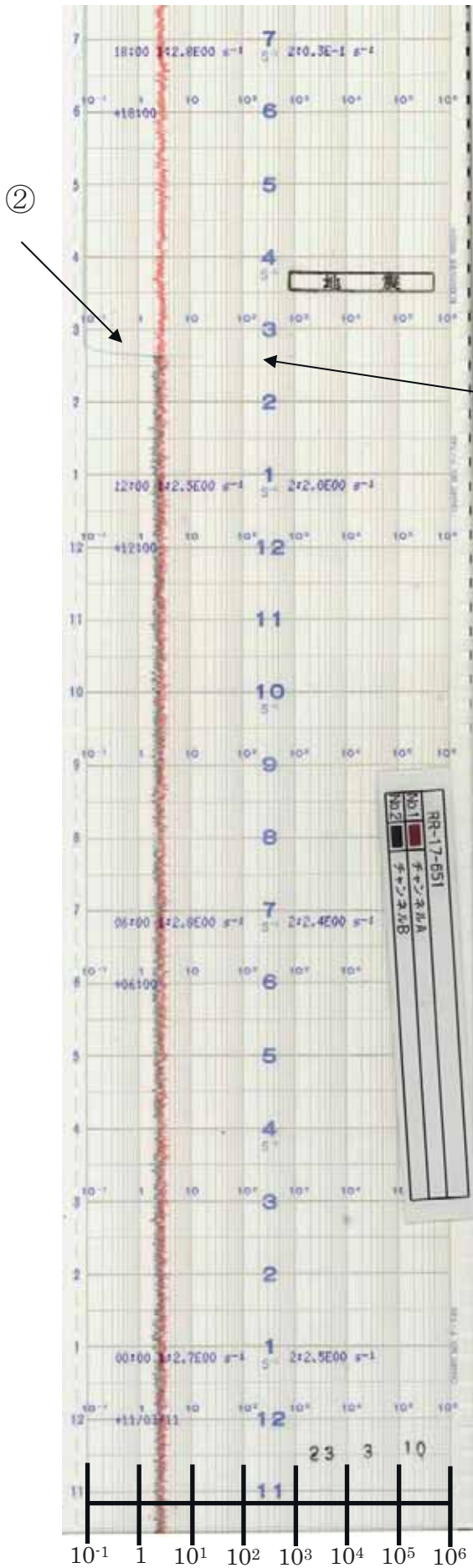
SRNM
(s⁻¹)

10⁻¹ 1 10¹ 10² 10³ 10⁴ 10⁵ 10⁶

【5号機 SRNM(F/Hチャンネル) (3/3)】



【5号機 主排気筒モニタ (1/3)】

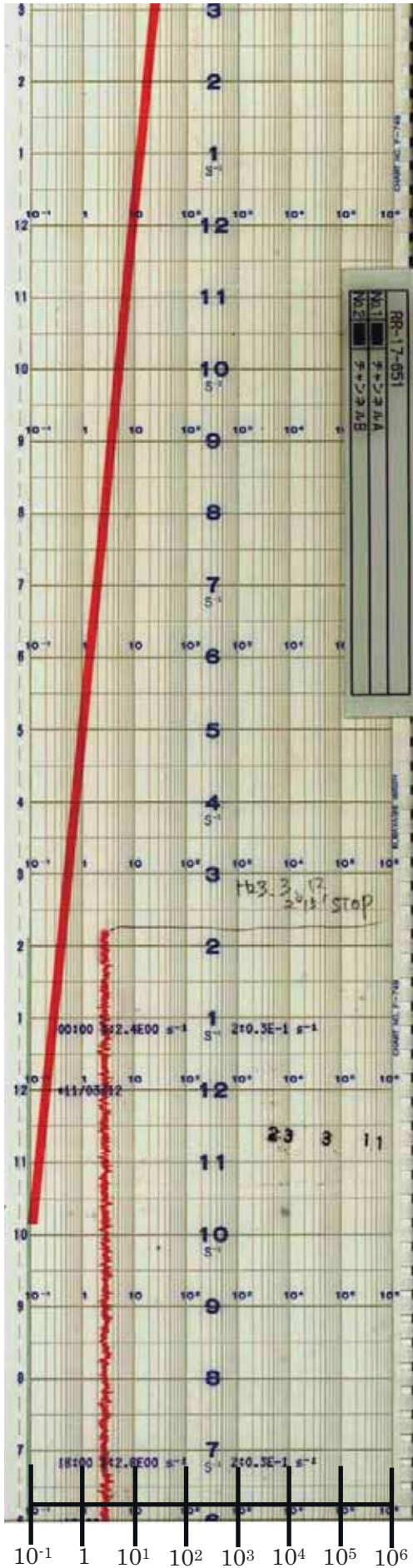


RR-17-651	
No.1	チャンネルA
No.2	チャンネルB

- ① 14時47分 地震によるスクラム
- ② 電源喪失によるチャンネルBの停止

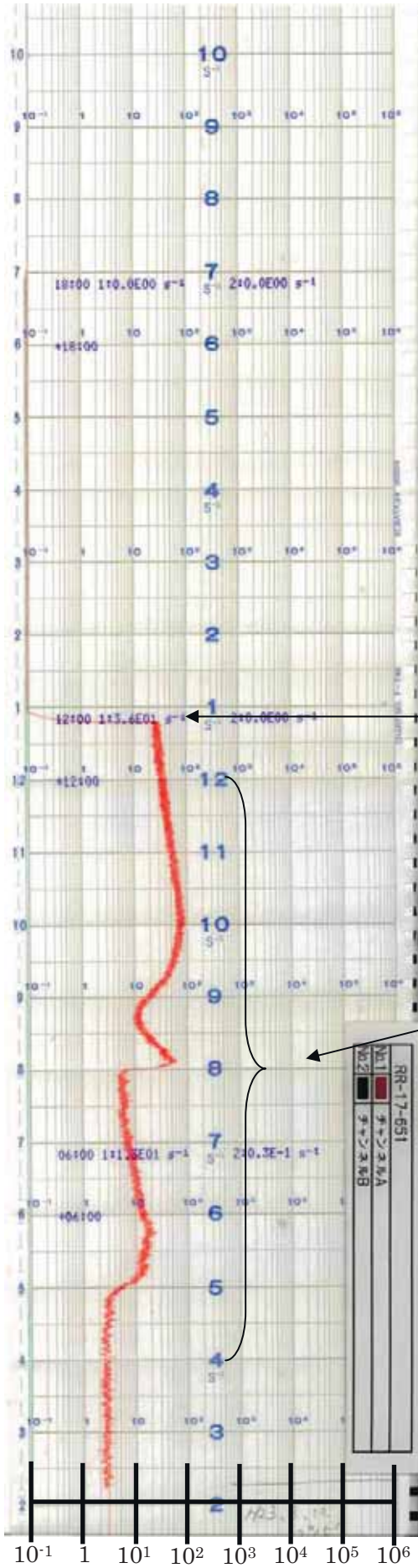
排気筒放射線
モニタ
(s⁻¹)

【5号機 主排気筒モニタ (2/3)】



排気筒放射線
 モニタ
 (s⁻¹)

【5号機 主排気筒モニタ (3/3)】

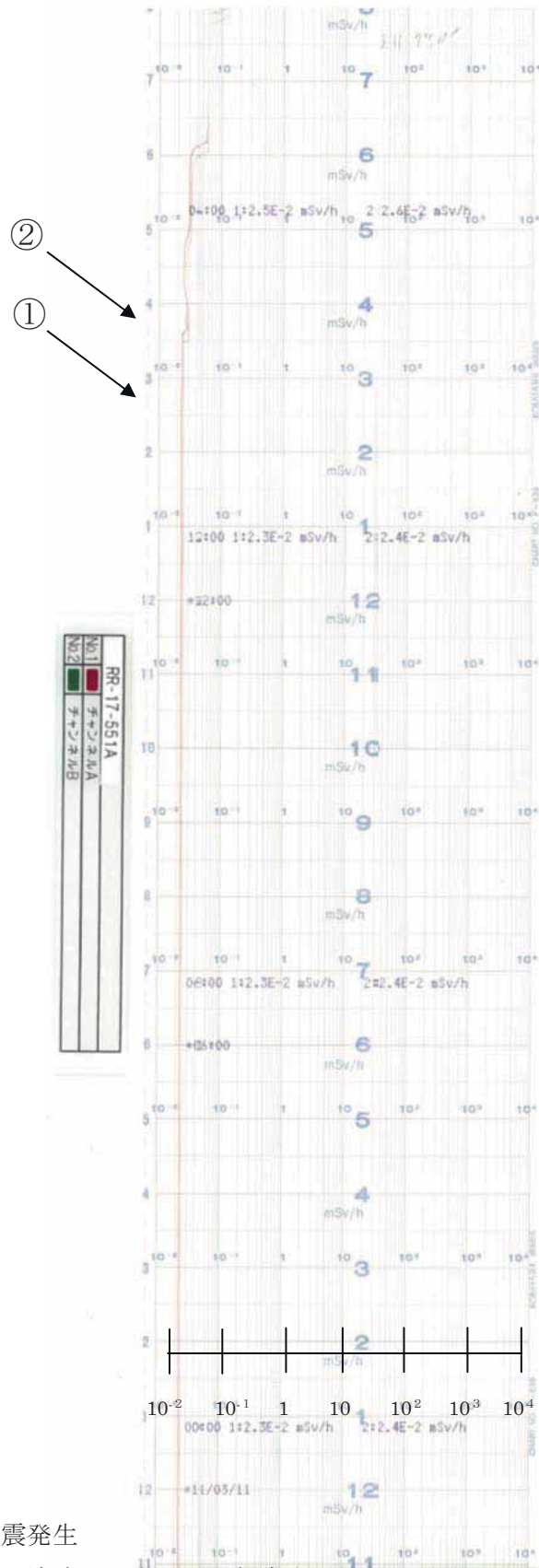


RR-17-651	
No.1	チャンネルA
No.2	チャンネルB

- ③ 構内線量上昇の影響を考えられる指示上昇
- ※ 電源喪失による記録停止

排気筒放射線
モニタ
(s⁻¹)

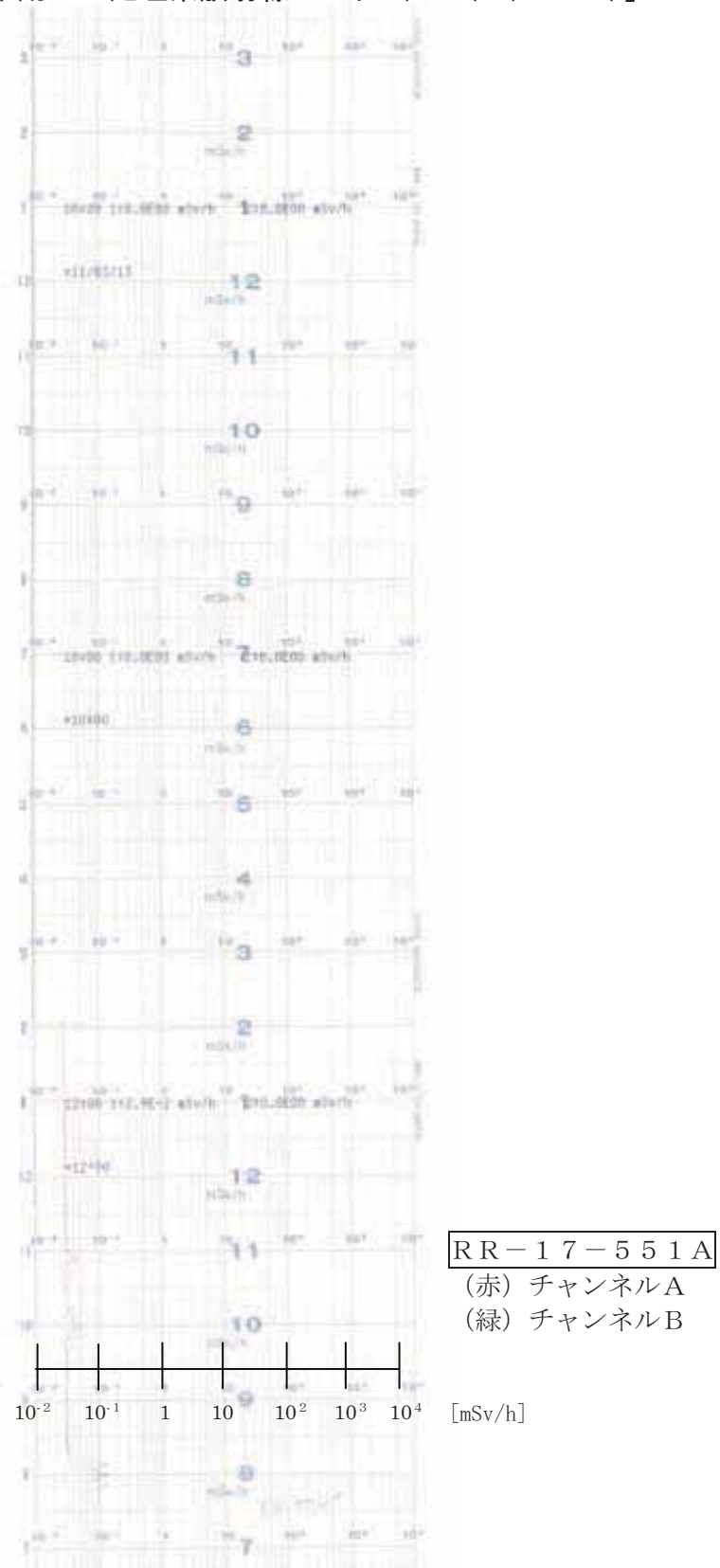
【5号機 非常用ガス処理系放射線モニタ (IC) (1/2)】



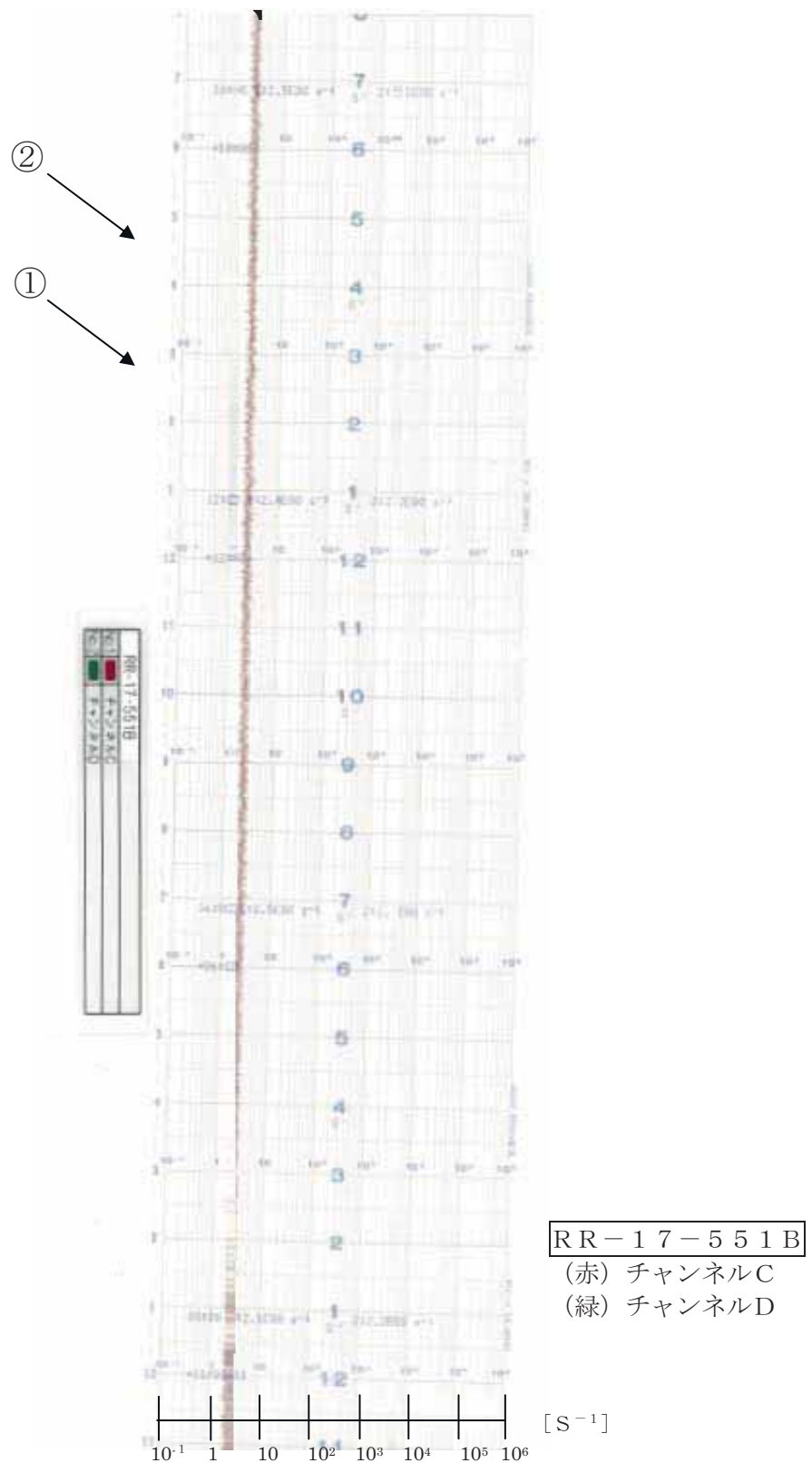
RR-17-551A
 (赤) チャンネルA
 (緑) チャンネルB

[mSv/h]

【5号機 非常用ガス処理系放射線モニタ (IC) (2/2)】



【5号機 非常用ガス処理系放射線モニタ (SIN) (1/2)】



- ① 14時46分 地震発生
- ② 15時30分過ぎに津波が到来したと想定される。

【5号機 非常用ガス処理系放射線モニタ (S I N) (2/2)】



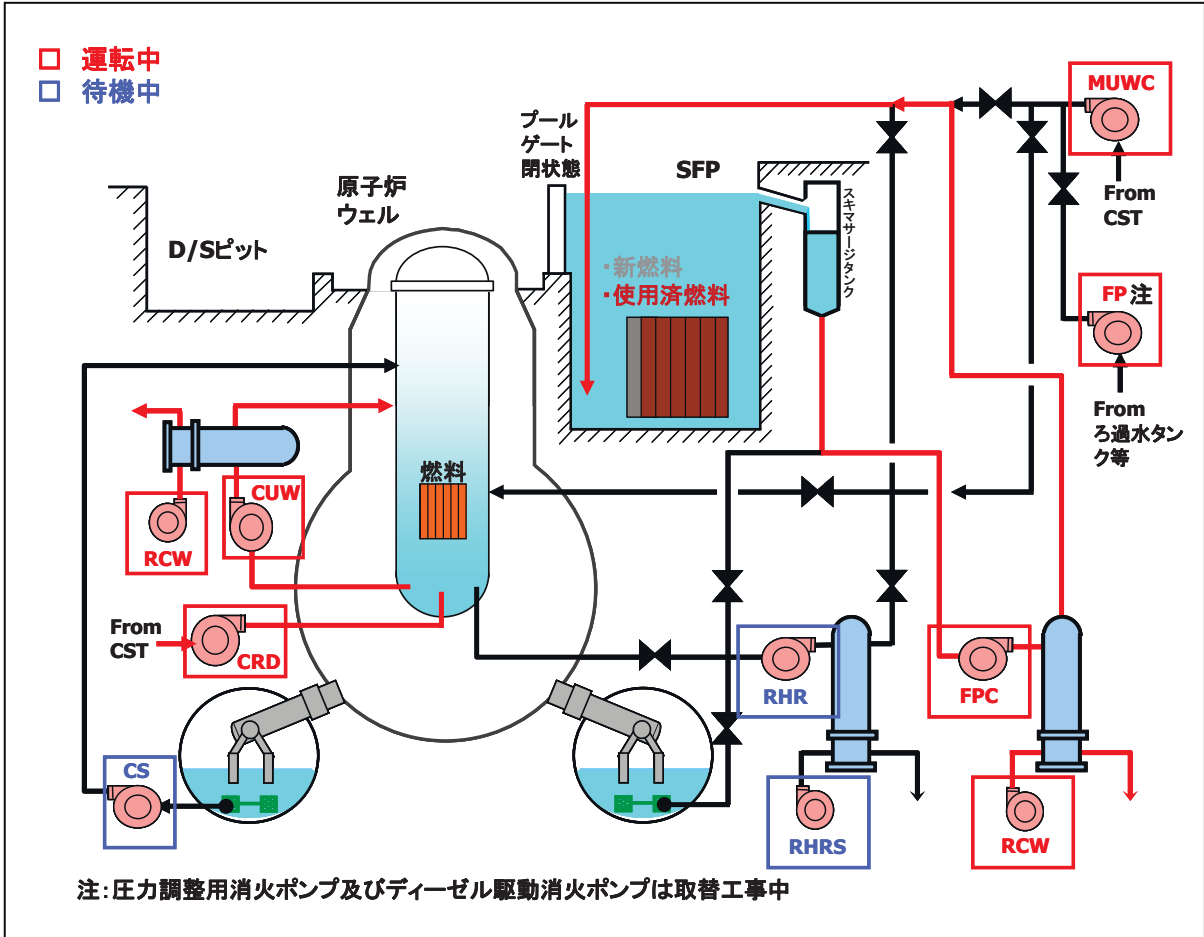
RR-17-551B

(赤) チャンネルC

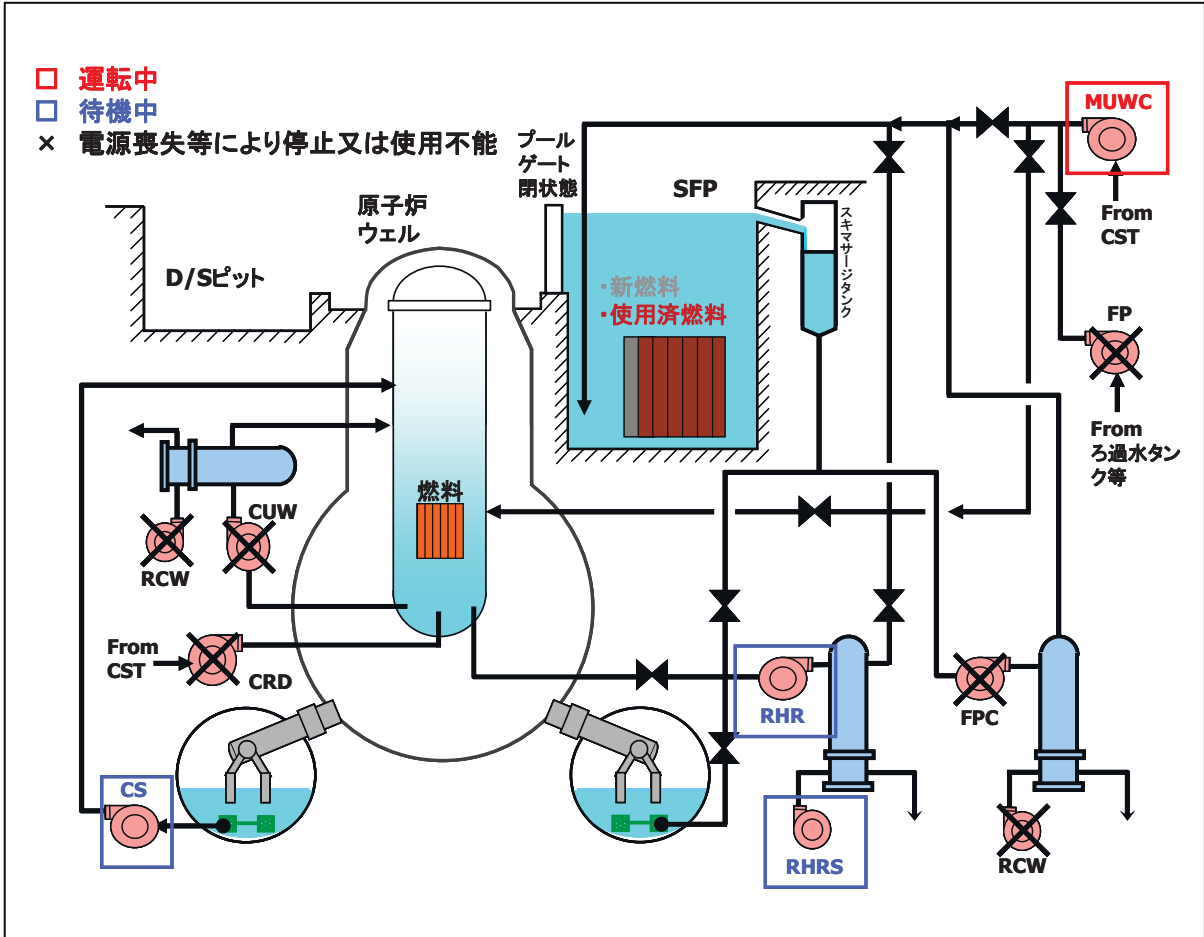
(緑) チャンネルD

③ ※ 3月12日14時過ぎに記録終了

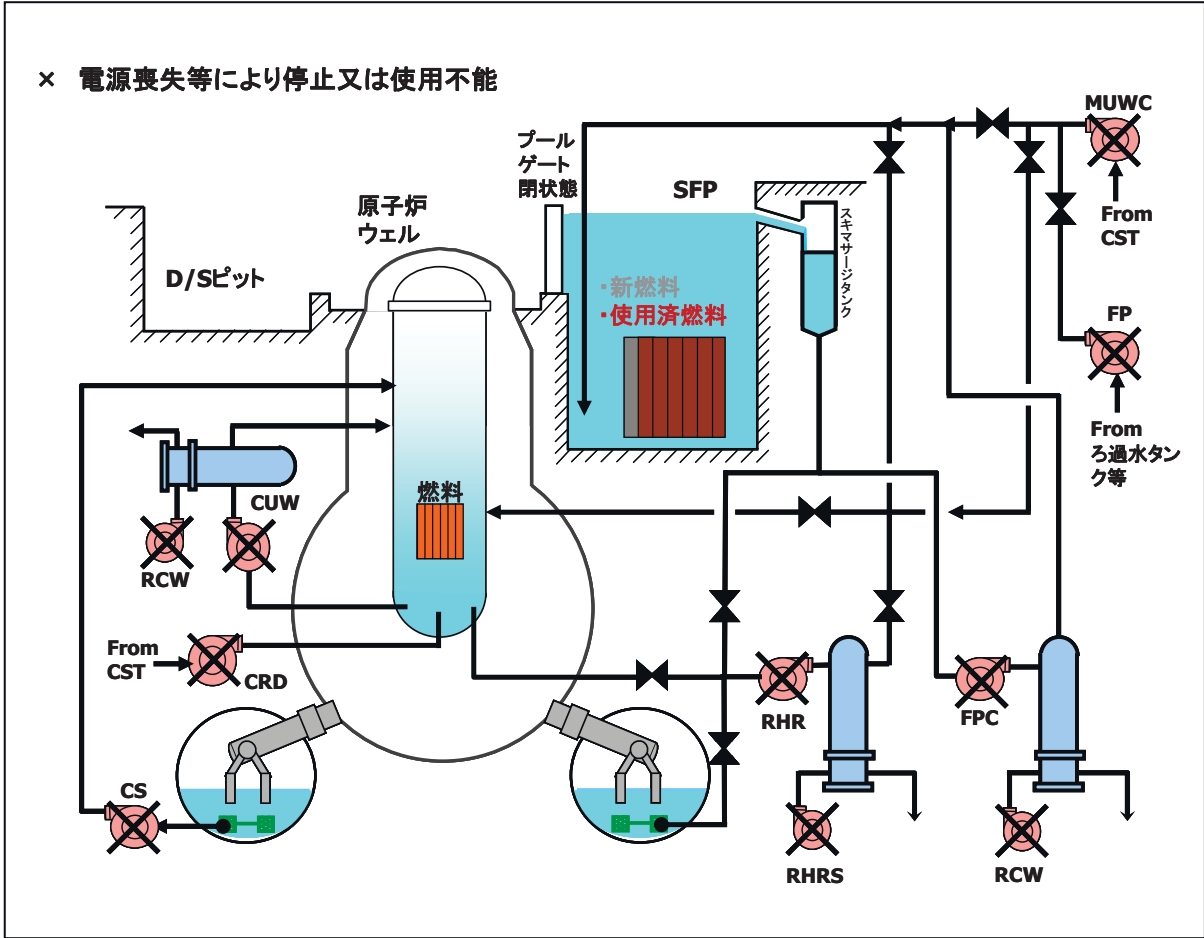
5号機 系統概略図（3月11日地震発生前の主要機器状態）



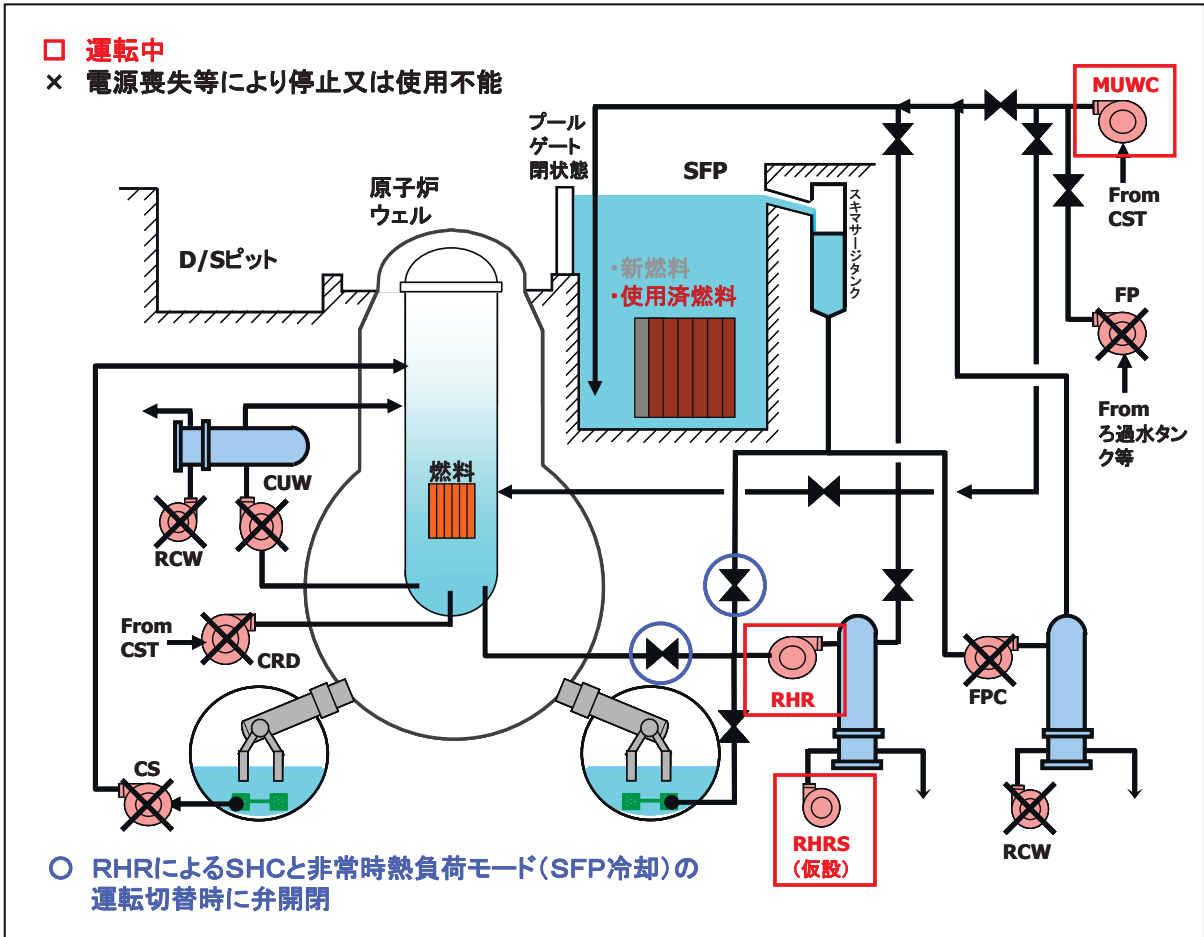
5号機 系統概略図（3月11日地震発生後の主要機器状態）



5号機 系統概略図（3月11日津波襲来後の主要機器状態）



5号機 系統概略図（冷温停止時における主要機器状態）



5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	E C C S系	RHR (A)	R/B地下階 (OP. 940)	A	○	○注1	○注2	津波後、電源・海水系 (RHRS A/C) とも喪失
		RHR (B)	R/B地下階 (OP. 940)	A	○	○注1	○注2	津波後、電源・海水系 (RHRS B/D) とも喪失。
		RHR (C)	R/B地下階 (OP. 940)	A	○	○	◎注2	津波後、電源・海水系 (RHRS A/C) とも喪失。仮設水中ポンプ設置 3/19 (電源復旧) より運転 * S H C と非常時熱負荷モード交互運転中
		RHR (D)	R/B地下階 (OP. 940)	A	○	○注1	○注2	津波後、電源・海水系 (RHRS B/D) とも喪失
		RHRS (A)	屋外 (OP. 4000)	A	○	○注1	×	津波後、本体海水冠水し、かつ電源喪失
		RHRS (B)	屋外 (OP. 4000)	A	○	○注1	×	津波後、本体海水冠水し、かつ電源喪失
		RHRS (C)	屋外 (OP. 4000)	A	○	○	◎注2	津波後、本体海水冠水し、かつ電源喪失。3/18 仮設水中ポンプ設置、仮設電源受電し使用可。(RHRS A/Cで1台)
		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. 940)	A	○	○注1	○注2	津波後、電源・海水系 (RHRS A/C) とも喪失
		CS (B)	R/B地下階 (OP. 940)	A	○	○注1	○注2	津波後、電源・海水系 (RHRS B/D) とも喪失
		HPCI	R/B地下階 (OP. 940)	A	—	—	—	定検停止中
炉注水	RCIC	R/B地下階 (OP. 940)	A	—	—	—	定検停止中	
	MUWC (代替注水)	T/B地下階 (OP. 4900)	B	◎	◎	◎注2	地震発生後、運転。津波後電源喪失。仮設電源により運転	
プールの冷却	SFP冷却 (FPC系)	R/B3階 (OP. 32700)	B	◎	△	○注2	地震発生後通常電源断により停止。津波後、海水系 (SW) 喪失	
	SFP冷却 (RHR系)	R/B地下階 (OP. 940)	A	○	○	◎注2	津波後、電源・海水系 (RHRS A/C) とも喪失。仮設水中ポンプ設置 3/19 (電源復旧) より運転 * S H C と非常時熱負荷モード交互運転中	
閉じ込める機能	格納施設	原子炉建屋	/	A	○	○注1	×	津波後、3/18 屋上に孔開け実施 (水素滞留防止：予防保全)
		原子炉格納容器	/	A	○	○	○	格納容器圧力に破損を示す徴候は認められず

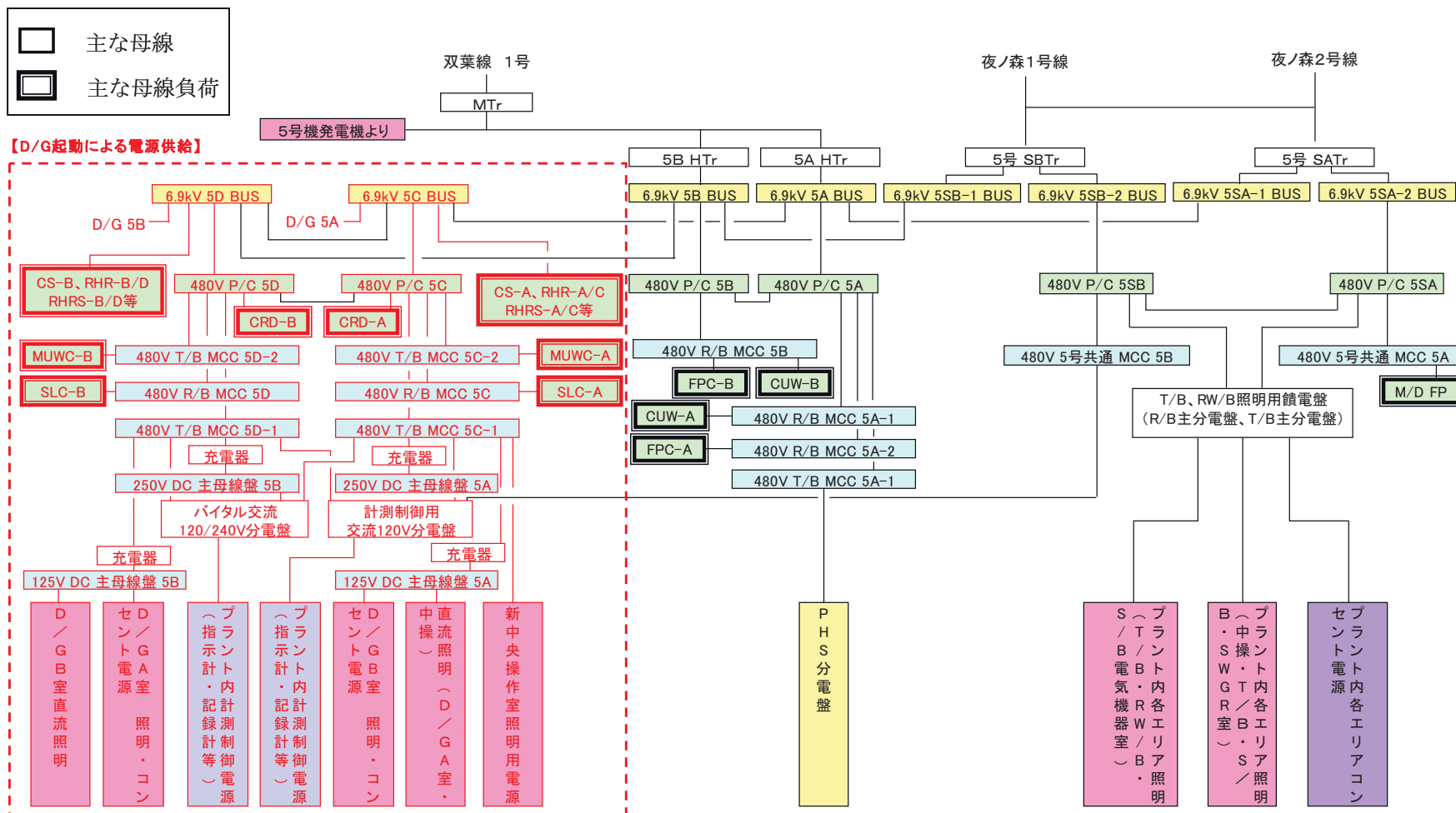
(凡例) ◎：運転 ○：待機 △：通常電源断による停止 ×：機能喪失又は待機除外 —：定検停止中（機能要求なし）

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。
※J E A C 4 6 0 1 - 2 0 0 8 「原子力発電所耐震設計技術規程」

注2：津波後、電源・海水系の両方または一方を喪失し一時的に系統の機能喪失に至ったが、その後仮設機器により機能が復旧した。

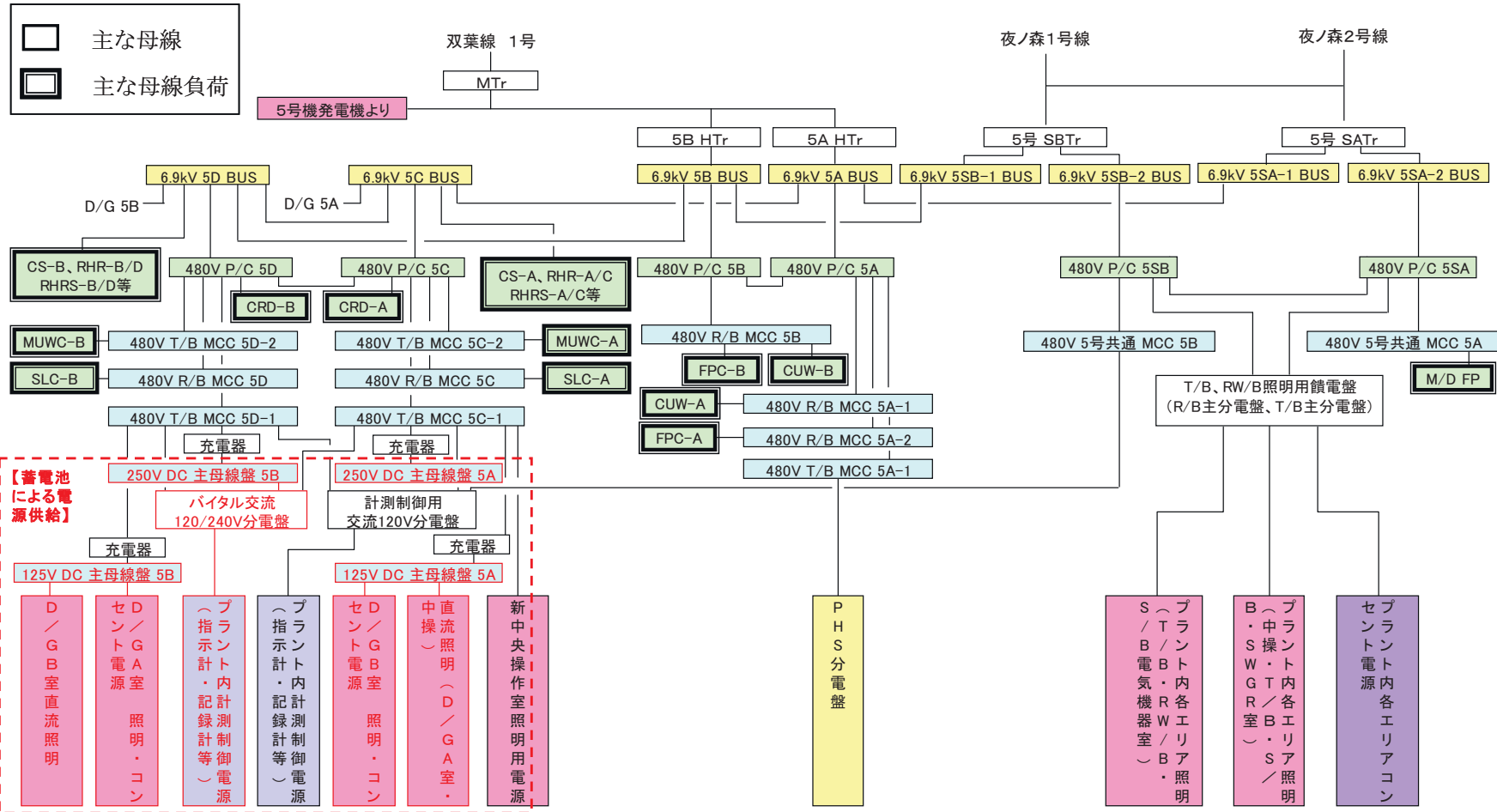
5号機 所内電源概略図（地震発生後の状態）

（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）



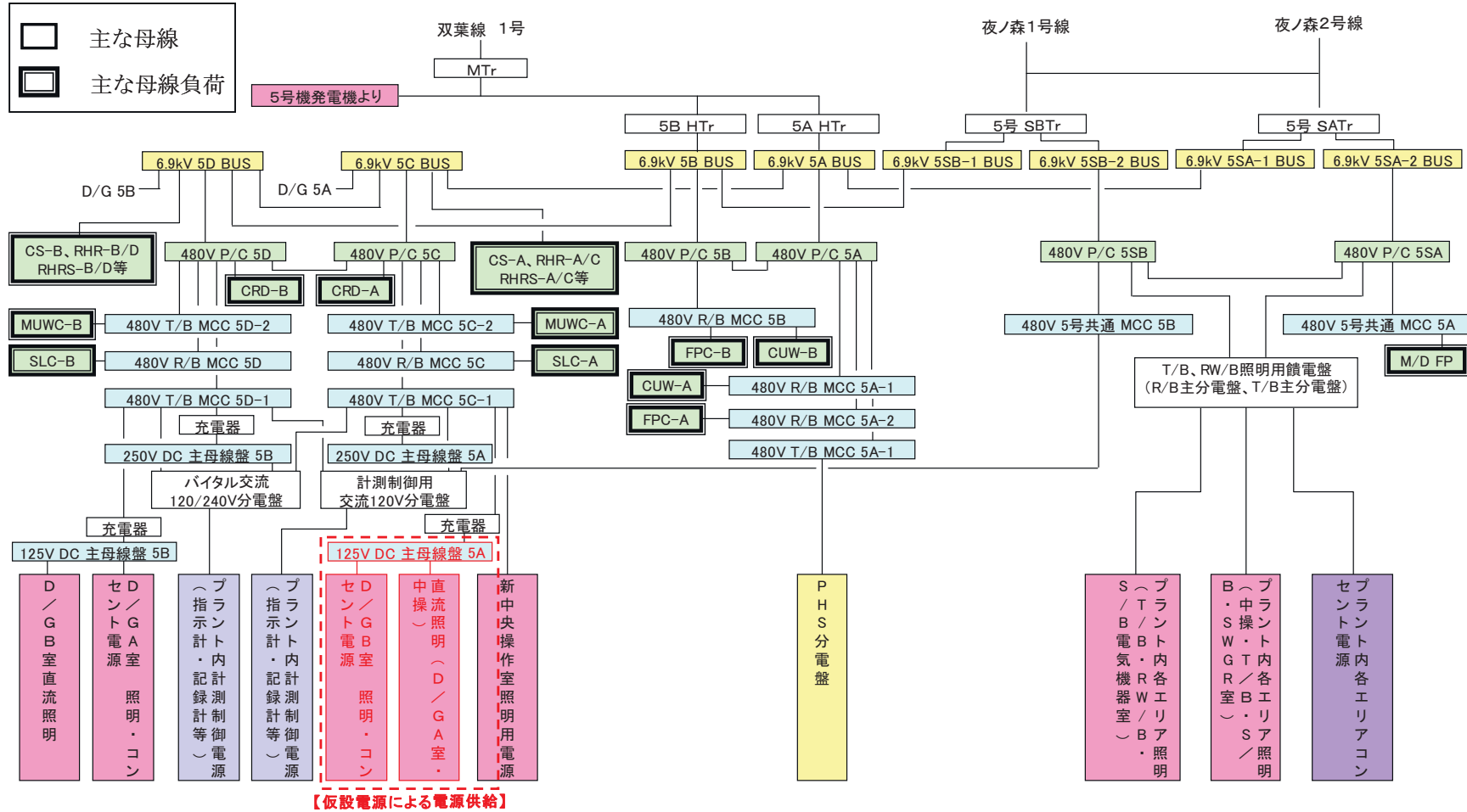
5号機 所内電源概略図（津波襲来後（蓄電池枯渇前）の状態）

（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）



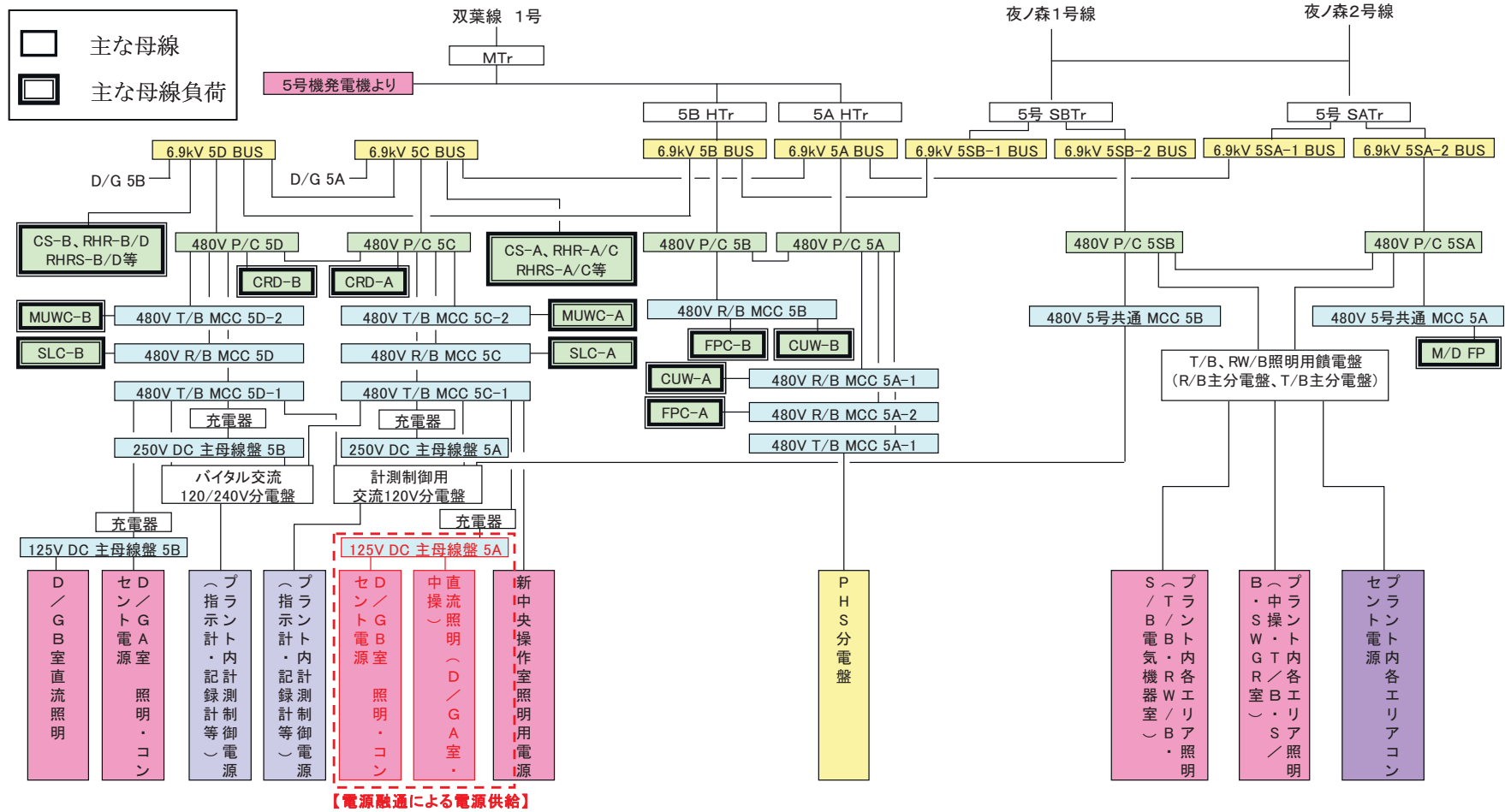
5号機 所内電源概略図（津波襲来後（蓄電池枯渇後）の状態）

（黒字：蓄電池も枯渇し、全交流電源及び一部の直流電源喪失状態、赤字：仮設電源により通電状態）

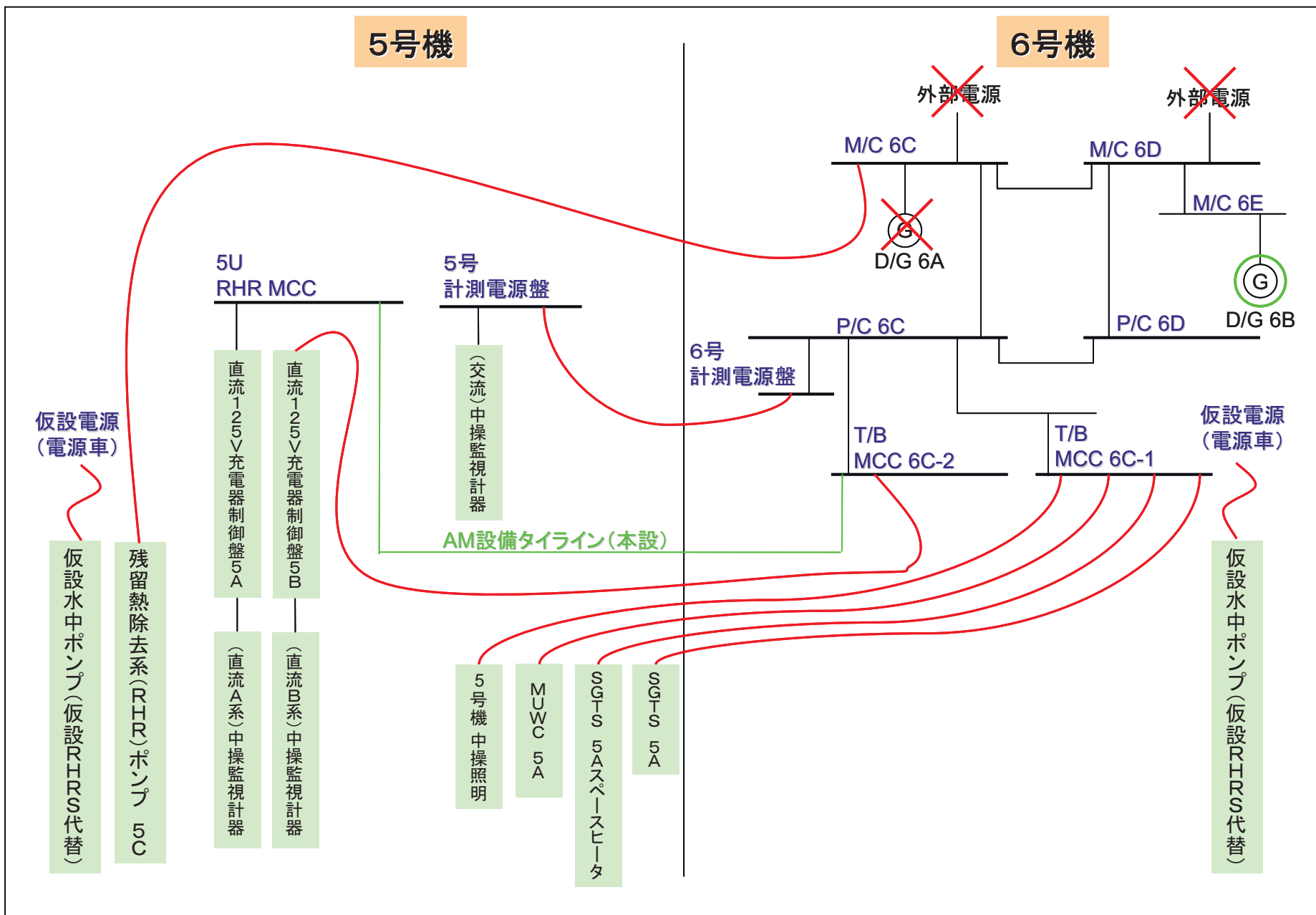


5号機 所内電源概略図（津波襲来後（電源融通後）の状態）

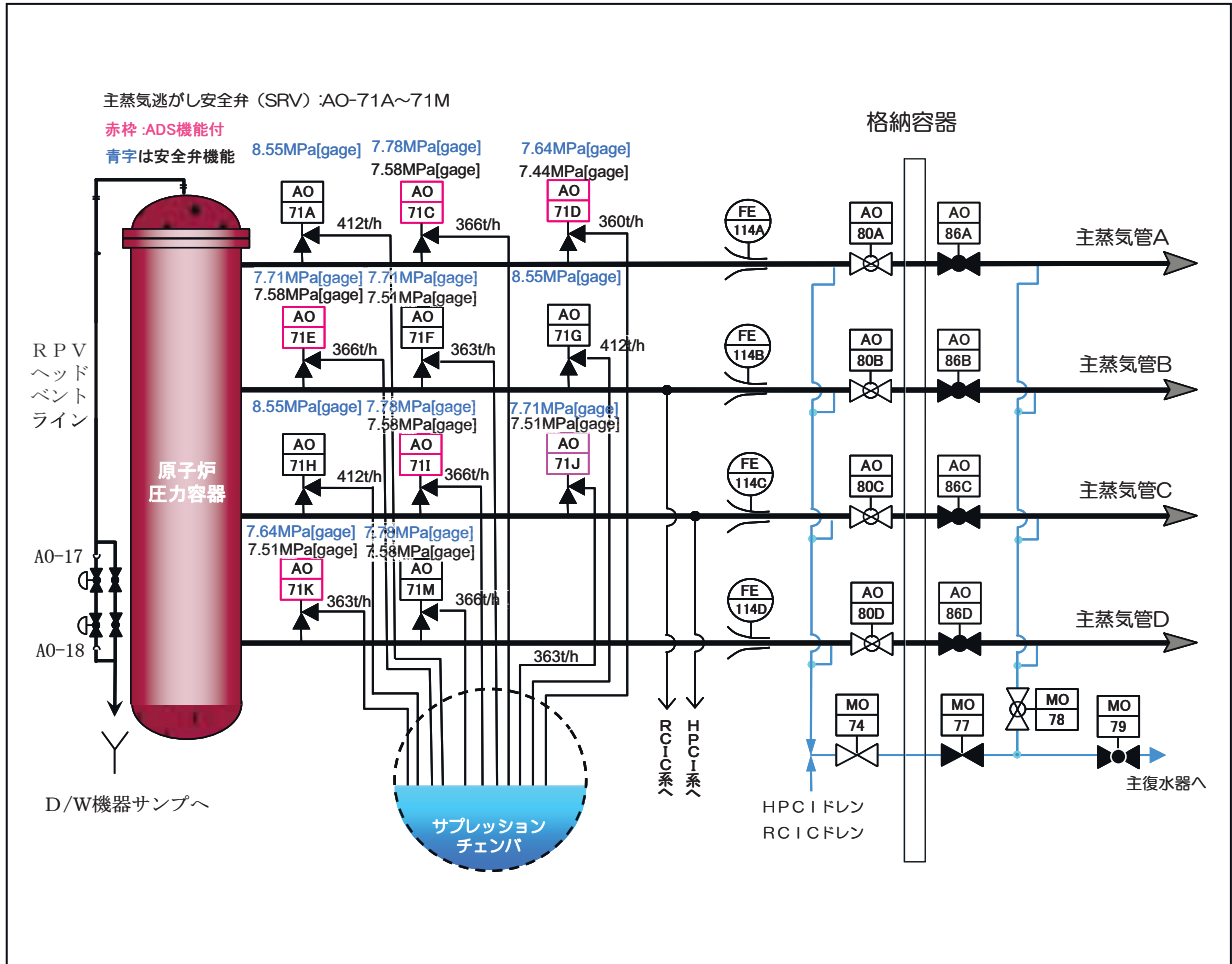
（黒字：蓄電池も枯渇し、全交流電源及び一部の直流電源喪失状態、赤字：6号機からの電源融通により通電状態）



6号機から5号機への電源融通

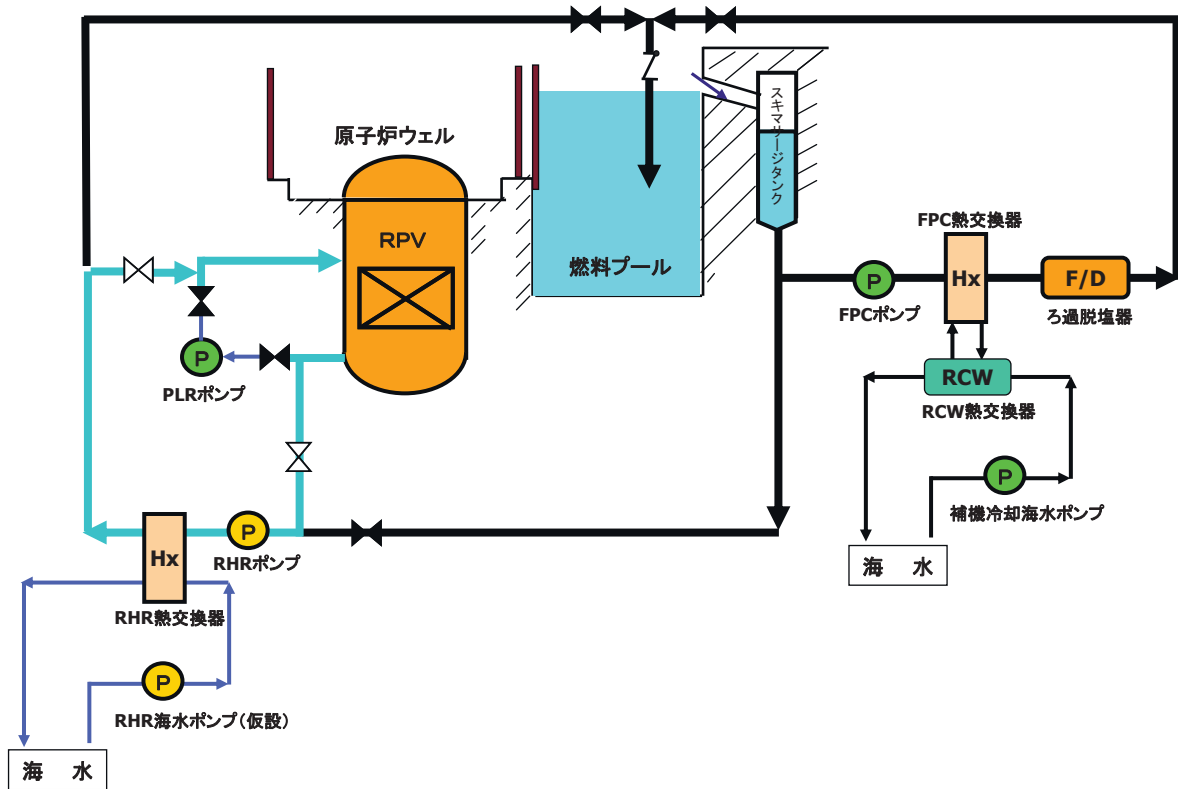


5号機 SRV動作圧力について

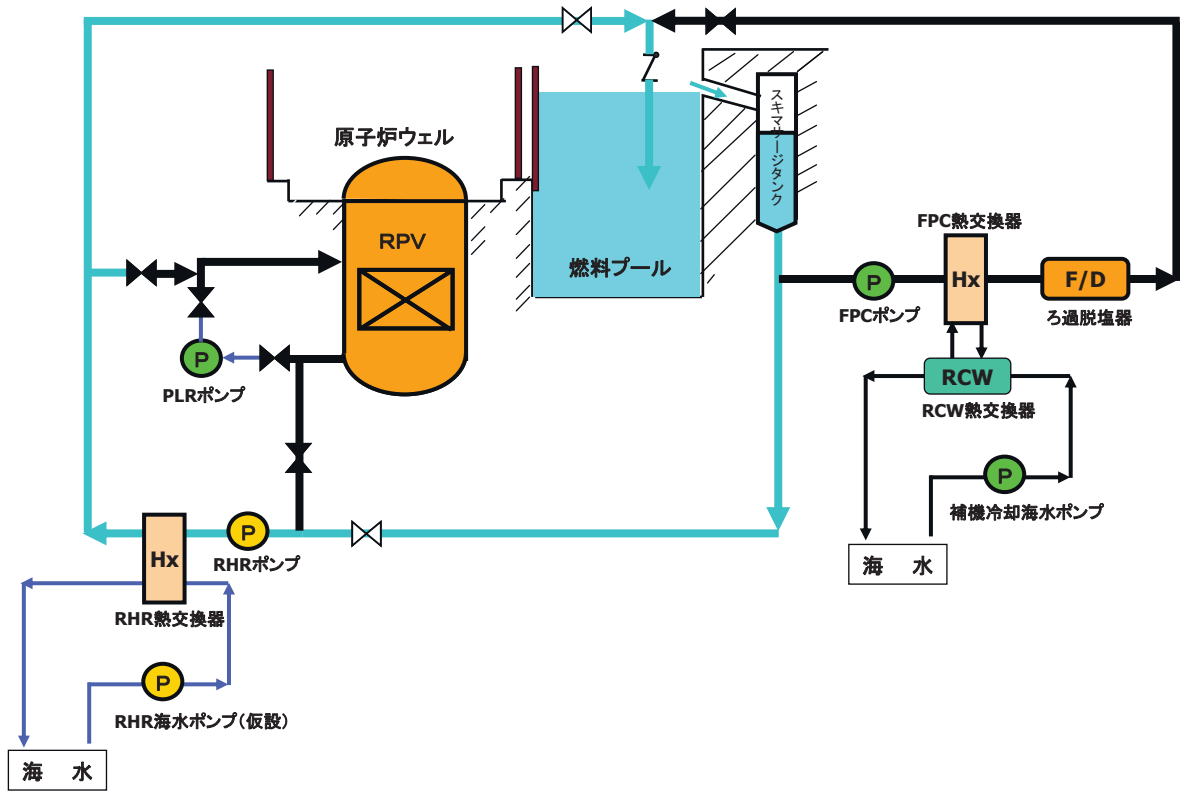


注：黒字は圧カスイッチ動作圧力、青字は安全弁動作圧力

RHRによるSHCと非常時熱負荷モード（SFP冷却）について
 （SHCモードによる原子炉冷却運転状態）



RHRによるSHCと非常時熱負荷モード（SFP冷却）について
 （非常時熱負荷モードによるSFP冷却運転状態）



添付資料目次

添付資料－12－1	事象発生時の主要経緯（時系列）	1
添付資料－12－2	プラントデータチャート	5
添付資料－12－3	系統概略図（地震発生前後、津波襲来後の主要機器状態）	34
添付資料－12－4	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）	38
添付資料－12－5	所内電源概略図	39
添付資料－12－6	6号機から5号機への電源融通	41
添付資料－12－7	SRV動作圧力について	42
添付資料－12－8	RHRによるSHCと非常時熱負荷モード（SFP冷却）について	43

6号機 事象発生時の主要経緯（時系列）

日 時	主 要 経 緯
平成23年3月11日(金)	
14:46	東北地方太平洋沖地震発生。第3非常態勢を自動発令。
14:47	D/G3台自動起動。
15:06	非常災害対策本部を本店に設置（地震による被害状況の把握、停電等の復旧）。
15:27	津波第一波到達。
15:35	津波第二波到達。
15:36	D/G2台トリップ。
15:42	第1次緊急時態勢を発令。緊急時対策本部を設置（非常災害対策本部との合同本部となる）。
16:36	第2次緊急時態勢を発令。
20:50	福島県が福島第一原子力発電所から半径2kmの住民に避難指示。
21:23	内閣総理大臣が福島第一原子力発電所から半径3km圏内の避難、半径3km～10km圏内の屋内退避を指示。
平成23年3月12日(土)	
0:09	所内電源系統の点検のため、5号機および6号機現場に出発。
0:30	国による避難住民の避難措置完了確認。（双葉町及び大熊町の3km以内避難措置完了確認、1:45に再度確認）
4:55	発電所構内における放射線量が上昇したことを確認、官庁等に連絡。
5:44	内閣総理大臣が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。

6 : 0 3	6号機のD/Gから所内電源供給のライン構成を開始。
7 : 1 1	内閣総理大臣が福島第一原子力発電所に到着。
8 : 0 4	内閣総理大臣が福島第一原子力発電所を出発。
8 : 1 3	5号機へ、6号機のD/Gからの本設ケーブルによる電源融通（直流電源の一部）が可能となる。
1 4 : 4 2	D/Gからの電源により、5/6号中央制御室非常用換気空調系のうち6号機側の空調系を手動起動し、5/6号中央制御室内の空気浄化を開始。
1 6 : 2 7	モニタリングポストで500 μ Sv/hを超える線量（1,015 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）が発生したと判断、官庁等に通報。
1 8 : 2 5	内閣総理大臣が、福島第一原子力発電所から半径20km圏内の住民に対し避難指示。
平成23年3月13日（日）	
8 : 5 6	モニタリングポストで500 μ Sv/hを超える線量（882 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）が発生したと判断、9:01官庁等に通報。
1 3 : 0 1	MUWCポンプ手動起動。
1 3 : 2 0	D/Gからの電源により、MUWCによる原子炉注水を開始（以降、断続的に注水）。
1 4 : 1 5	モニタリングポストで500 μ Sv/hを超える線量（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）が発生したと判断、14:23官庁等に通報。
1 8 : 2 9	D/Gから5号機のMUWCへ仮設ケーブルによる電源の供給を開始。

平成23年3月14日(月) 2:20	正門付近で500 μ Sv/hを超える線量(751 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)が発生したと判断、4:24官庁等に通報。
2:40	モニタリングポストで500 μ Sv/hを超える線量(650 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)が発生したと判断、5:37官庁等に通報。
4:00	モニタリングポストで500 μ Sv/hを超える線量(820 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)が発生したと判断、8:00官庁等に通報。
9:12	モニタリングポストで500 μ Sv/hを超える線量(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)が発生したと判断、9:34官庁等に通報。
14:13	SFPへの水の補給開始(以降、断続的に補給)。
21:35	モニタリングカーで500 μ Sv/hを超える線量(760 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)が発生したと判断、22:35官庁等に通報。
平成23年3月15日(火) 6:50	正門付近で500 μ Sv/hを超える線量(583.7 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)が発生したと判断、7:00官庁等に通報。
11:00	内閣総理大臣が、福島第一原子力発電所から半径20km以上30km圏内の住民に対し屋内退避指示。
16:00	正門で500 μ Sv/hを超える線量(531.6 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)が発生したと判断、16:22官庁等に通報。

23:05	正門付近で500 μ Sv/hを超える線量(4548 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)が発生したと判断、23:20官庁等に通報。
平成23年3月16日(水) 13:10	FPC手動起動(除熱機能がない循環運転)。
平成23年3月18日(金) 17:00	R/Bの屋上孔あけ(3ヶ所)作業終了。
19:07	D/G海水ポンプ起動。
平成23年3月19日(土) 4:22	D/G2台目起動。
8:58	西門付近で500 μ Sv/hを超える線量(830.8 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)が発生したと判断、9:15官庁等に通報。
21:26	電源車からの仮設電源により、仮設RHRSポンプ起動。
22:14	RHR手動起動(非常時熱負荷モードにて、SFP冷却を開始)。
平成23年3月20日(日) 16:26	RHR手動停止(非常時熱負荷モード)。
18:48	RHR手動起動(SHCモードにて、原子炉冷却を開始)。
19:27	原子炉水温度が100℃未満になり、原子炉冷温停止。

以上

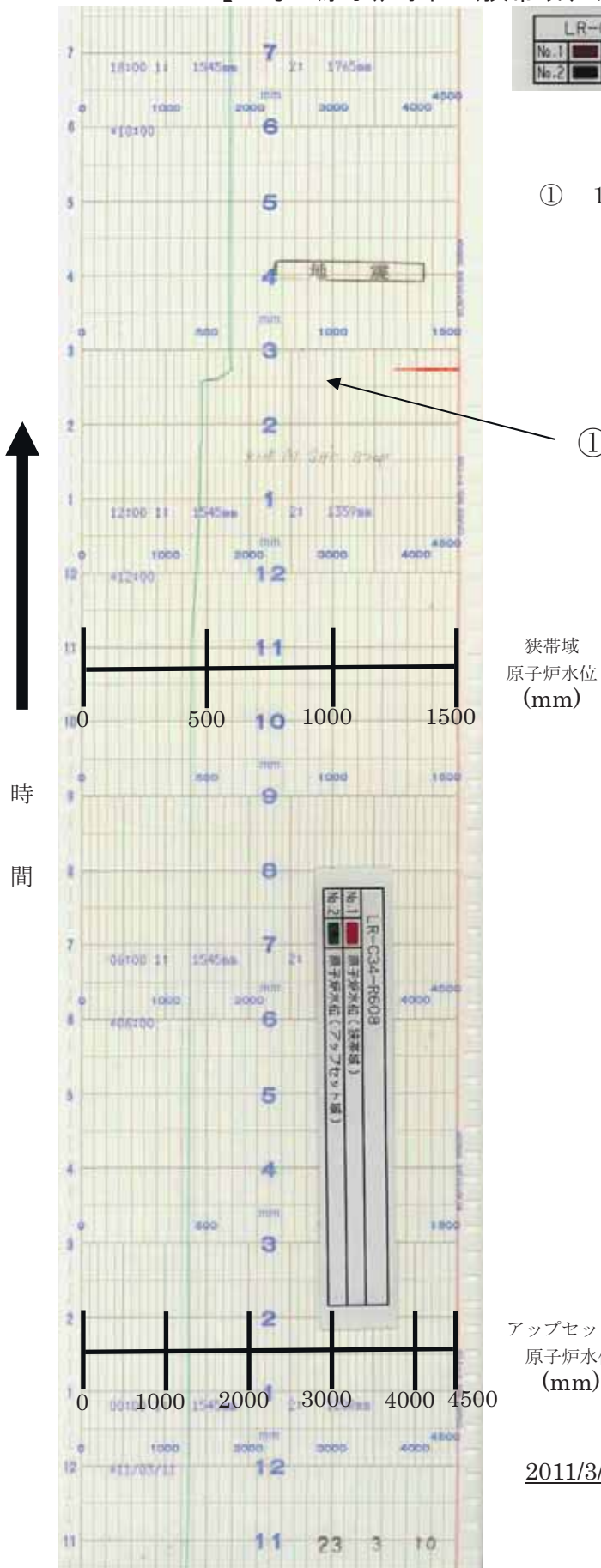
【6号機 アラームタイパー主要打ち出し (抜粋)】

H	MIN	SEC	MSSEC	VID	ABBREVIATION	STATUS	
14	47	41	960	D664*	SEISMIC MON A2	ALM	
14	47	41	960	D666	REACTOR STEAM CHNL A	TRIP	
1447	A667 CONTROL ROD TRIP					ON	
14	47	42	040	D667	SEISMIC MON B2	ALM	
14	47	42	050	D665	SEISMIC MON B1	ALM	
1447	D034	100	WTR LVL (N) C		1496 MM	NORMAL RETURN	
14	47	42	080	D636	REACTOR STEAM CHNL B	TRIP	
1447	D665	100	WTR LVL (N) D		1411 MM	NORMAL RETURN	
14	47	45	180	D697	TURB VID OVER TRIP	ON	
1447	D005	100	WTR LVL(N)MIDDLE		1493 MM	NORMAL RETURN	
14	47	46	460	D697	TURB VID OVER TRIP	OFF	
1447	T045	ALTX	SHAFT VID D0611		140> 105 LM		
14	47	49	960	D642	GEN EXCITATION LOSS	TRIP	
1447	T045	ALTX	SHAFT VID D0611		101 LM	NORMAL RETURN	
14	47	48	970	D640	GEN LOCKOUT RELAY G2	TRIP	
1447	L025	COND	WTR COND A		OFF		
14	47	48	980	D639	GEN LOCKOUT RELAY G1	TRIP	
1447	L047	STEAM	SEAL HD ITEM		LOW ISN		
14	47	49	160	D642	GEN EXCITATION LOSS	SKIRM	
1447	L047	STEAM	SEAL HD ITEM		-0.39< 14.71 KPA		

地震による自動スクラム

プラントデータチャート

【6号 原子炉水位 (狭帯域、アップセット域) (1/5)】



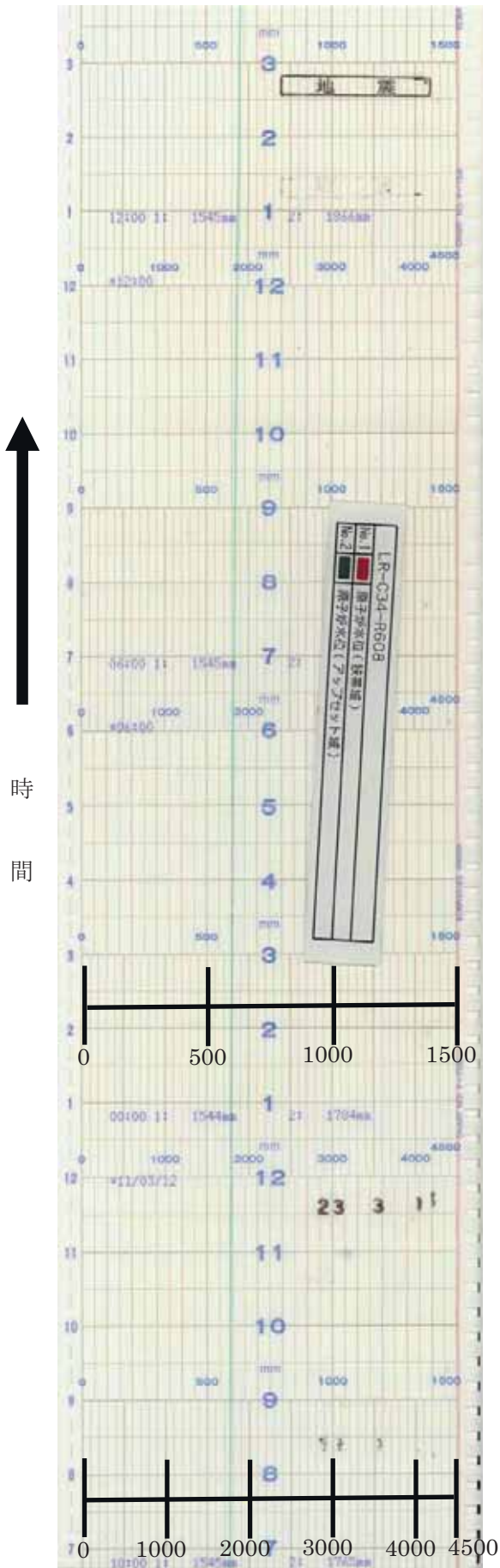
① 14時46分 地震発生と地震に伴う水位変動

狭帯域
原子炉水位
(mm)

アップセット域
原子炉水位
(mm)

2011/3/11 0:00

【6号 原子炉水位 (狭帯域、アップセット域) (2/5)】

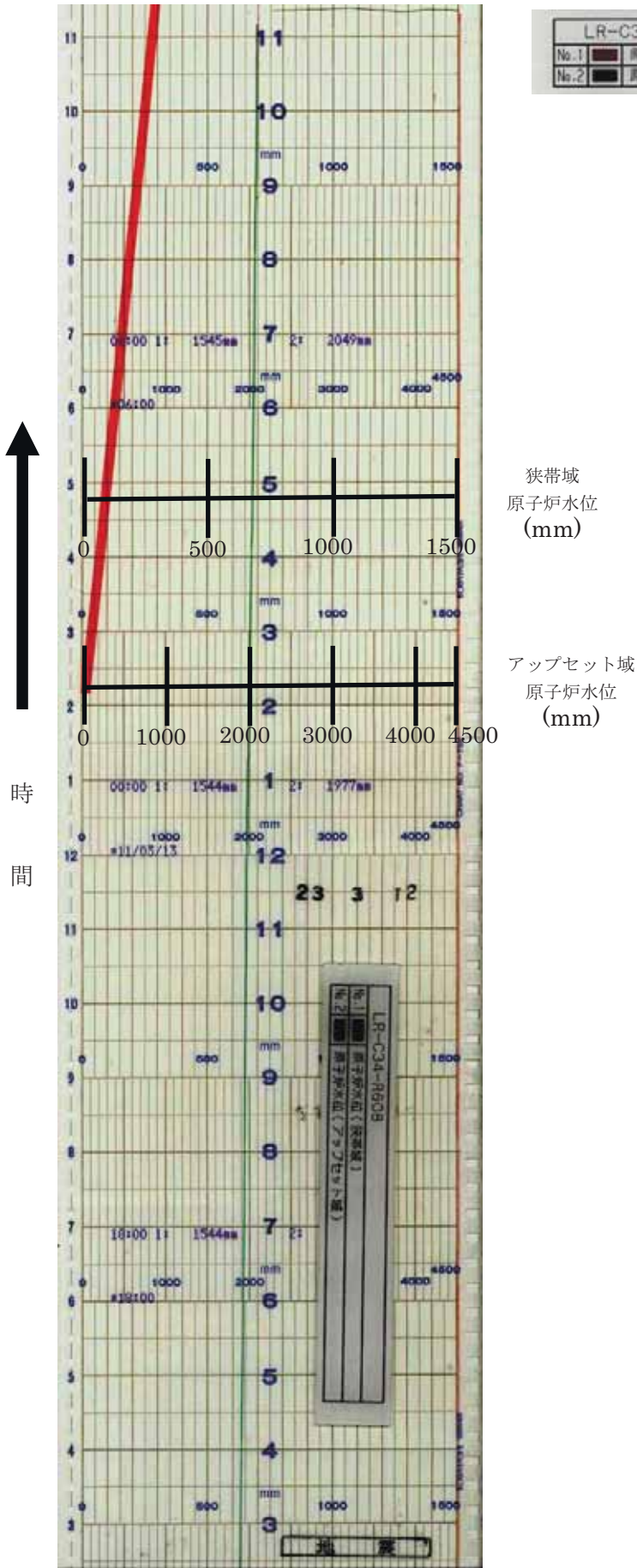


LR-C34-R608	
No.1	原子炉水位 (狭帯域)
No.2	原子炉水位 (アップセット域)

狭帯域
原子炉水位
(mm)

アップセット域
原子炉水位
(mm)

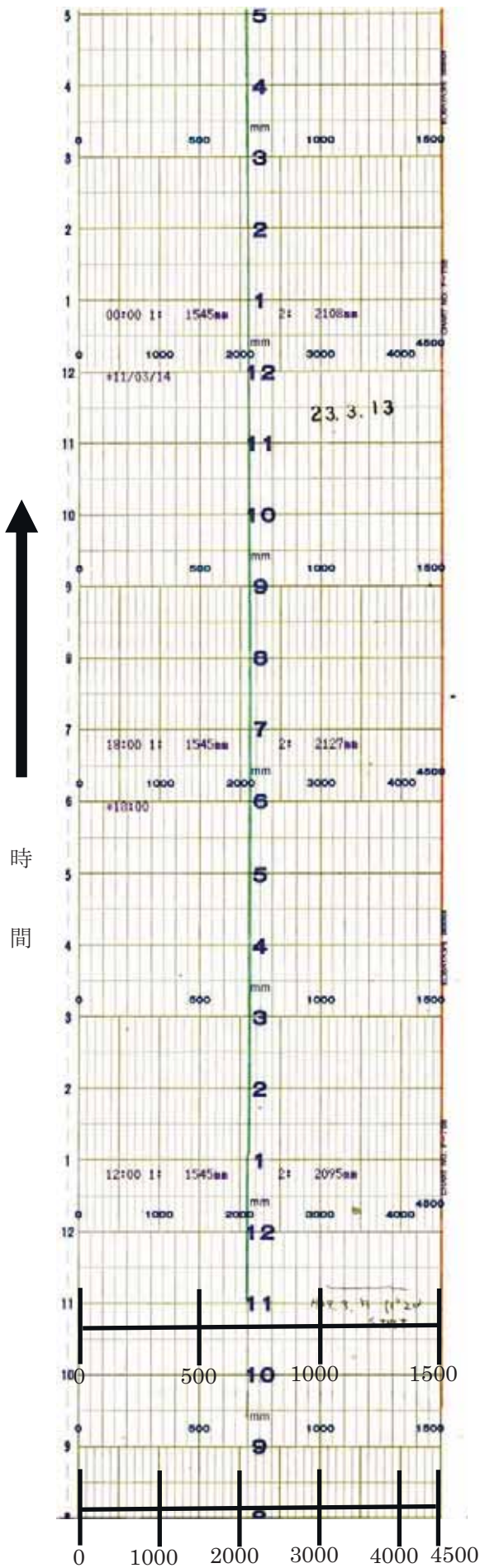
【6号 原子炉水位 (狭帯域、アップセット域) (3/5)】



LR-C34-R608	
No.1	原子炉水位 (狭帯域)
No.2	原子炉水位 (アップセット域)

LR-C34-R608	
No.1	原子炉水位 (狭帯域)
No.2	原子炉水位 (アップセット域)

【6号 原子炉水位 (狭帯域、アップセット域) (4/5)】

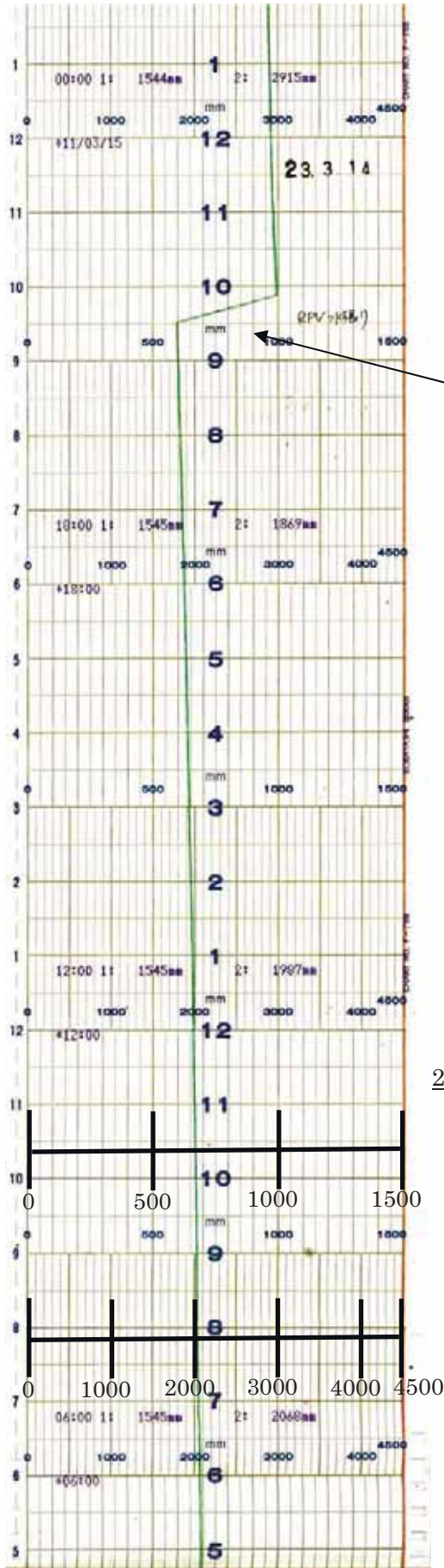


LR-C34-R608	
No.1	原子炉水位 (狭帯域)
No.2	原子炉水位 (アップセット域)

狭帯域
原子炉水位
(mm)

アップセット域
原子炉水位
(mm)

【6号 原子炉水位 (狭帯域、アップセット域) (5/5)】



LR-C34-R608	
No.1	原子炉水位 (狭帯域)
No.2	原子炉水位 (アップセット域)

② 補給水の注水、以降この操作を繰り返す

②



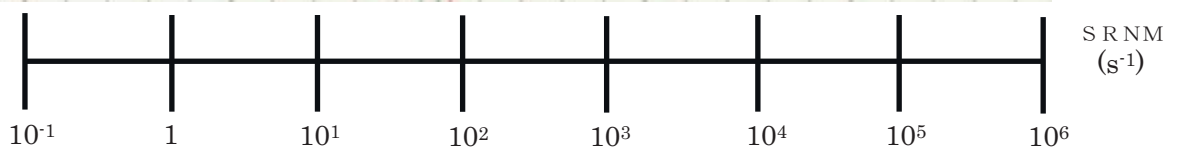
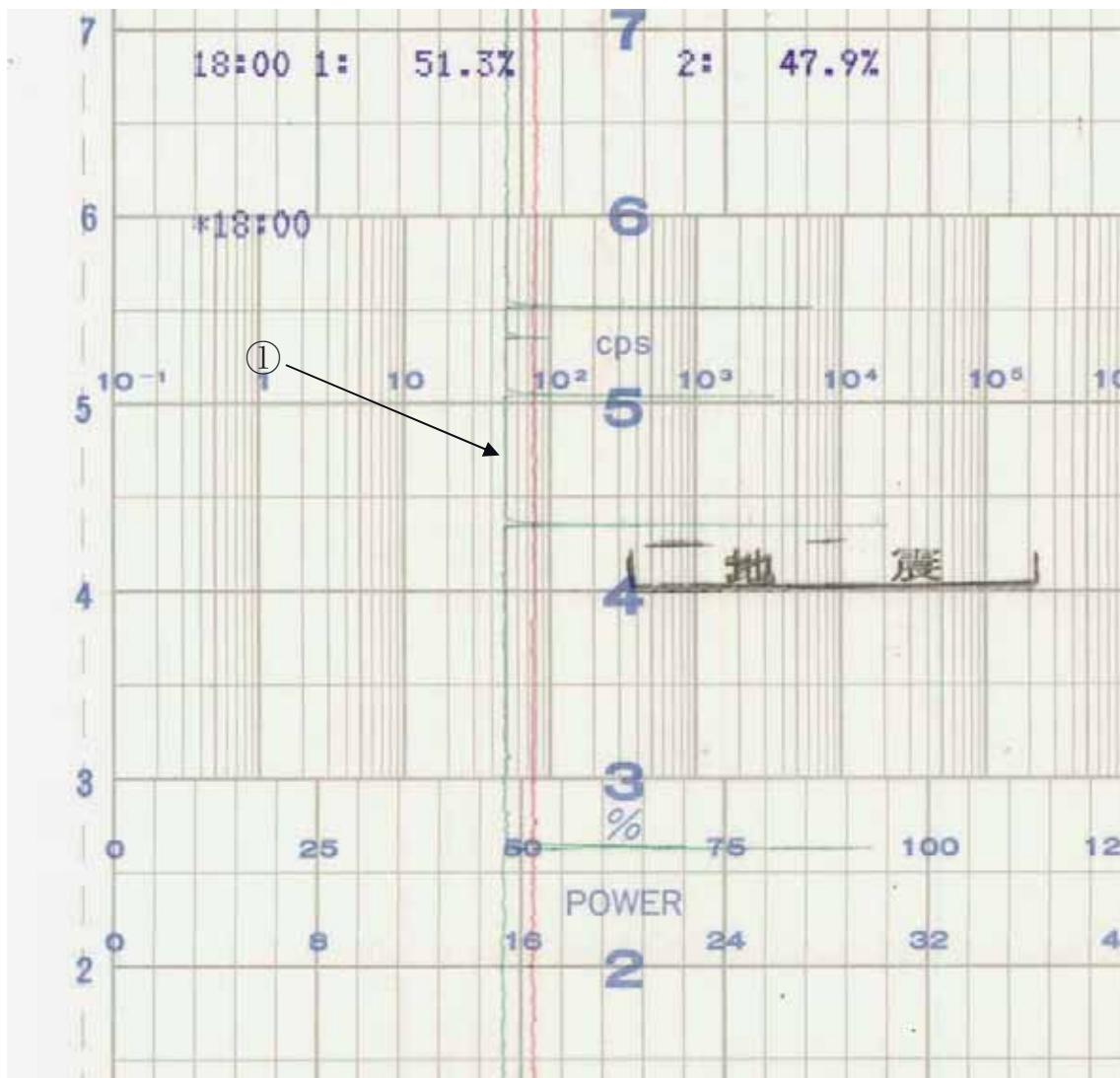
時間

2011/3/14 12:00

狭帯域
原子炉水位
(mm)

アップセット域
原子炉水位
(mm)

【6号機 SRNM(A/Cチャンネル) (1/4)】



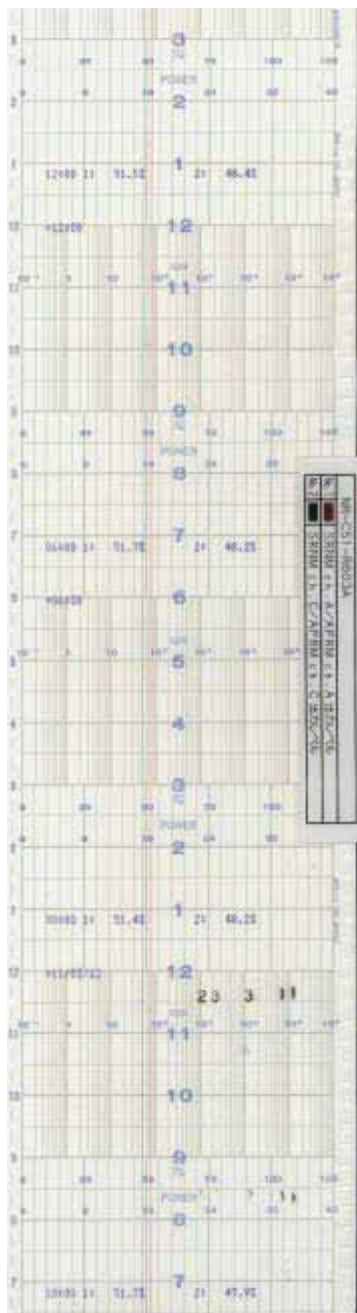
NR-C51-R603A

赤 SRNM ch.A 出力レベル

緑 SRNM ch.C 出力レベル

① 14時47分 地震発生

【6号機 SRNM(A/Cチャンネル) (2/4)】



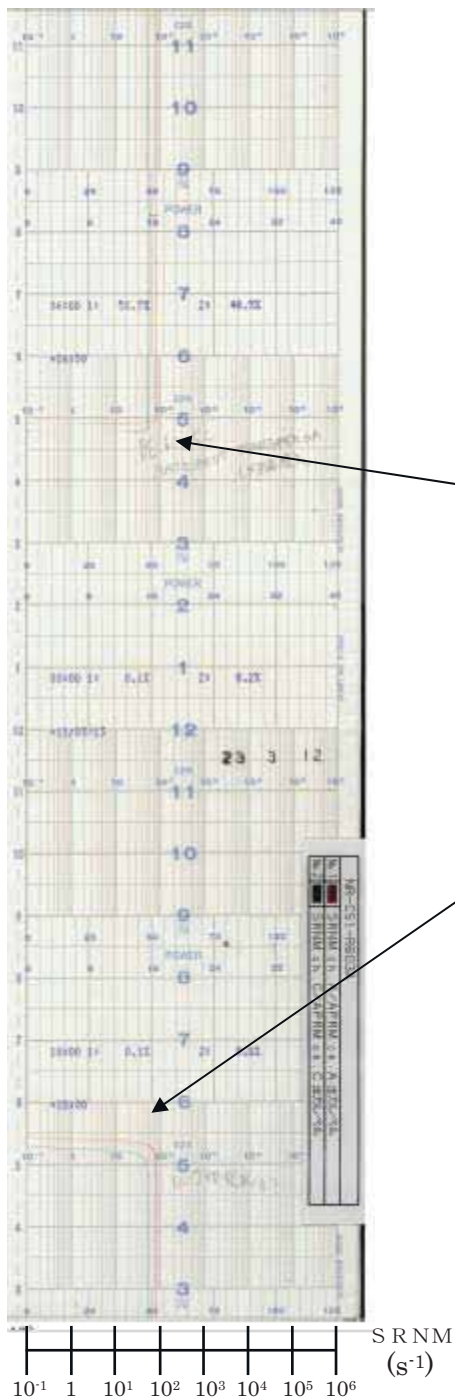
NR-C51-R603A

赤 SRNM ch.A 出力レベル

緑 SRNM ch.C 出力レベル

SRNM
(s⁻¹)
10⁻¹ 1 10¹ 10² 10³ 10⁴ 10⁵ 10⁶

【6号機 SRNM(A/Cチャンネル) (3/4)】



NR-C51-R603A

赤 SRNM ch.A 出力レベル

緑 SRNM ch.C 出力レベル

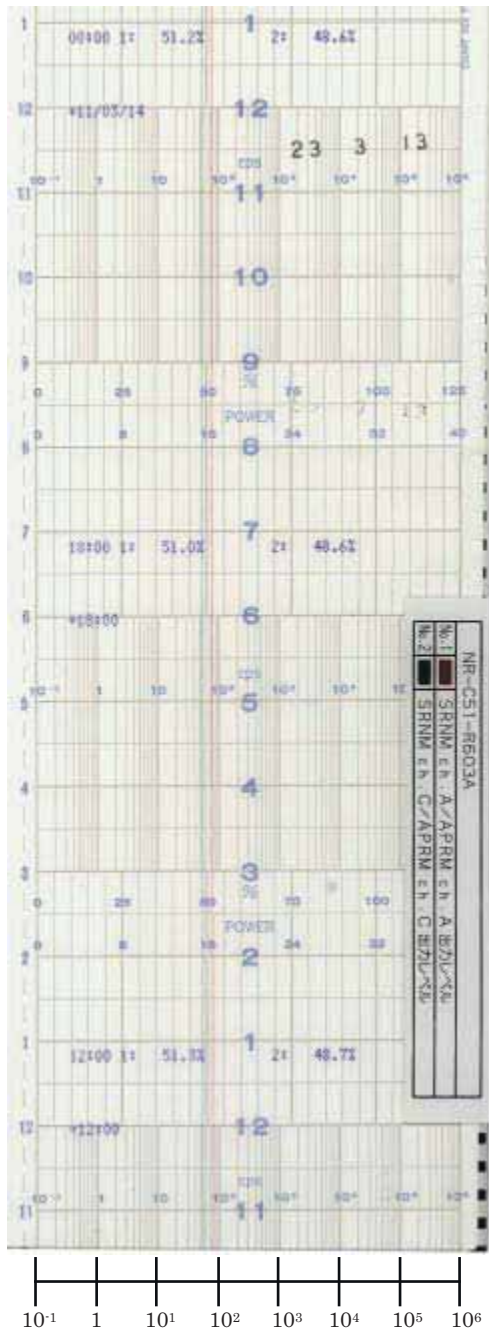
② 記録計電圧低下

③ 記録計電圧復帰

③

②

【6号機 SRNM(A/Cチャンネル) (4/4)】



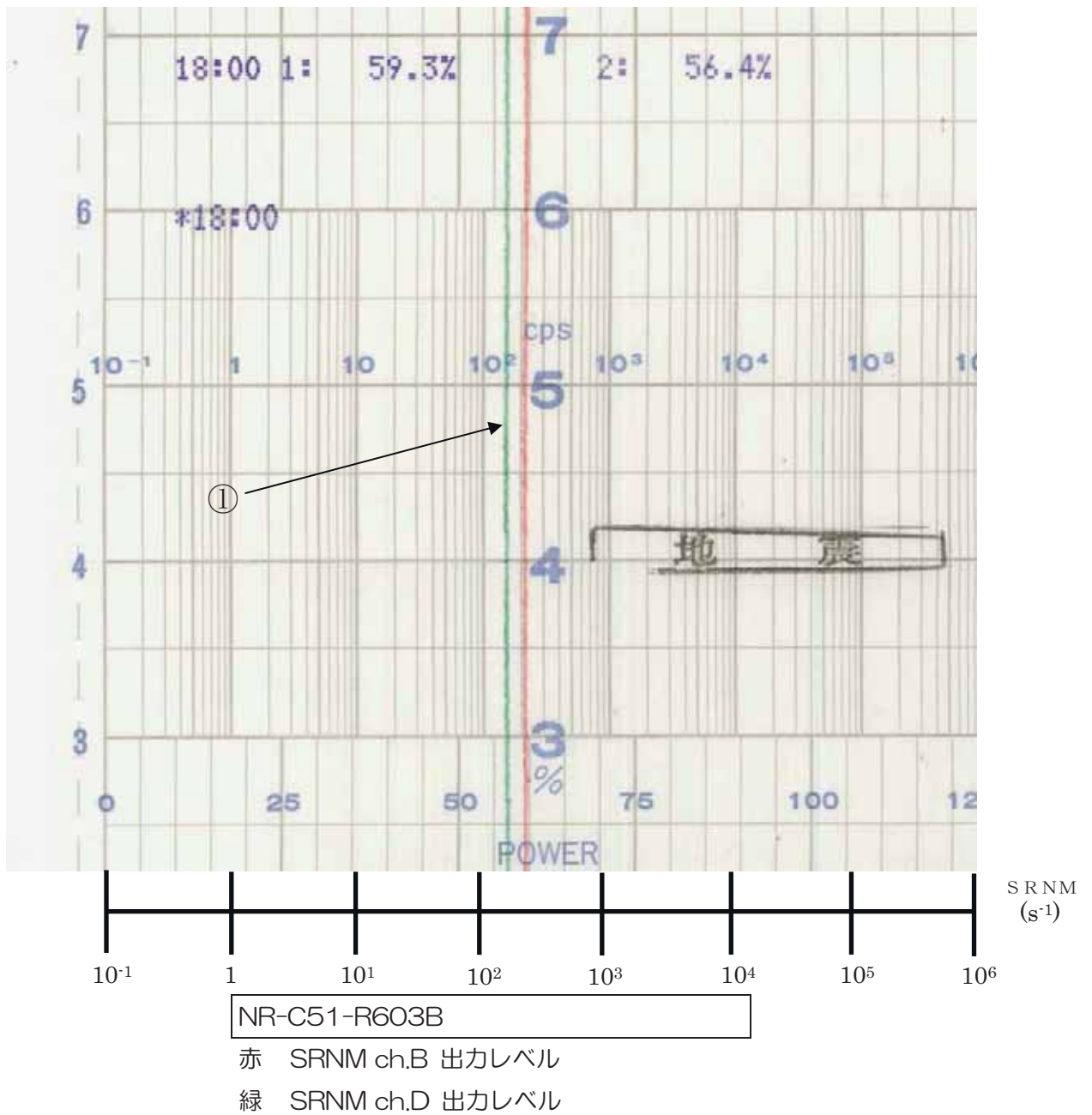
NR-C51-R603A

赤 SRNM ch.A 出力レベル

緑 SRNM ch.C 出力レベル

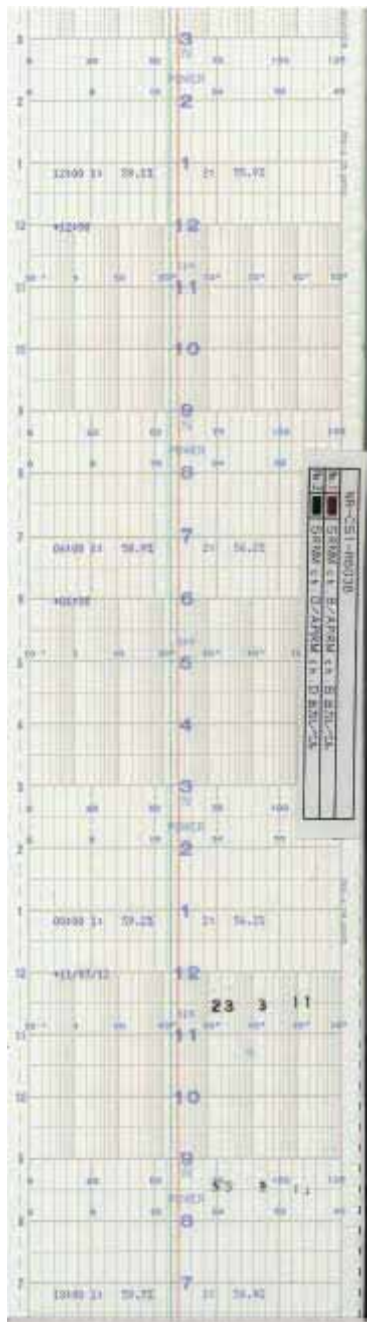
SRNM
(s⁻¹)

【6号機 SRNM(B/Dチャンネル) (1/4)】



① 14時47分 地震発生

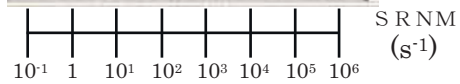
【6号機 SRNM(B/Dチャンネル) (2/4)】



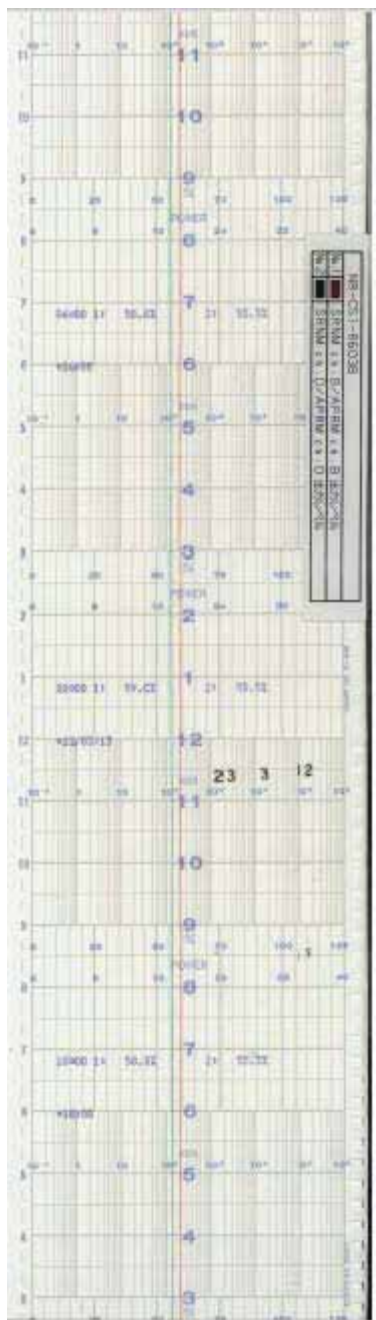
NR-C51-R603B

赤 SRNM ch.B 出力レベル

緑 SRNM ch.D 出力レベル



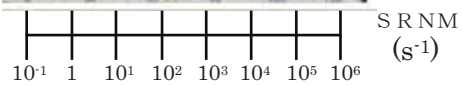
【6号機 SRNM(B/Dチャンネル) (3/4)】



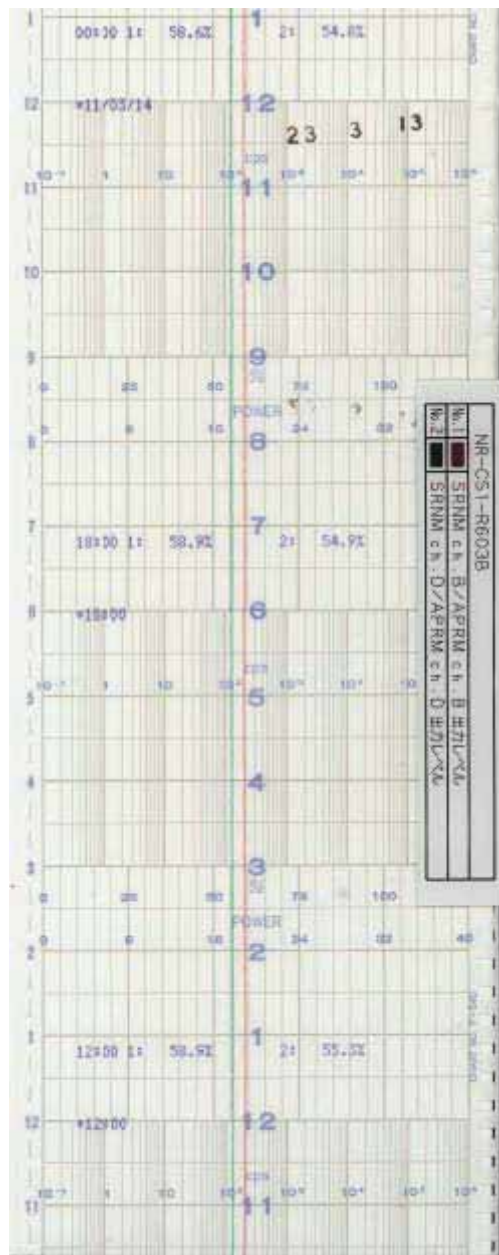
NR-C51-R603B

赤 SRNM ch.B 出力レベル

緑 SRNM ch.D 出力レベル



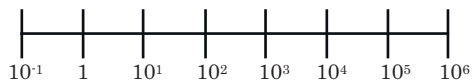
【6号機 SRNM(B/Dチャンネル) (4/4)】



NR-C51-R603B

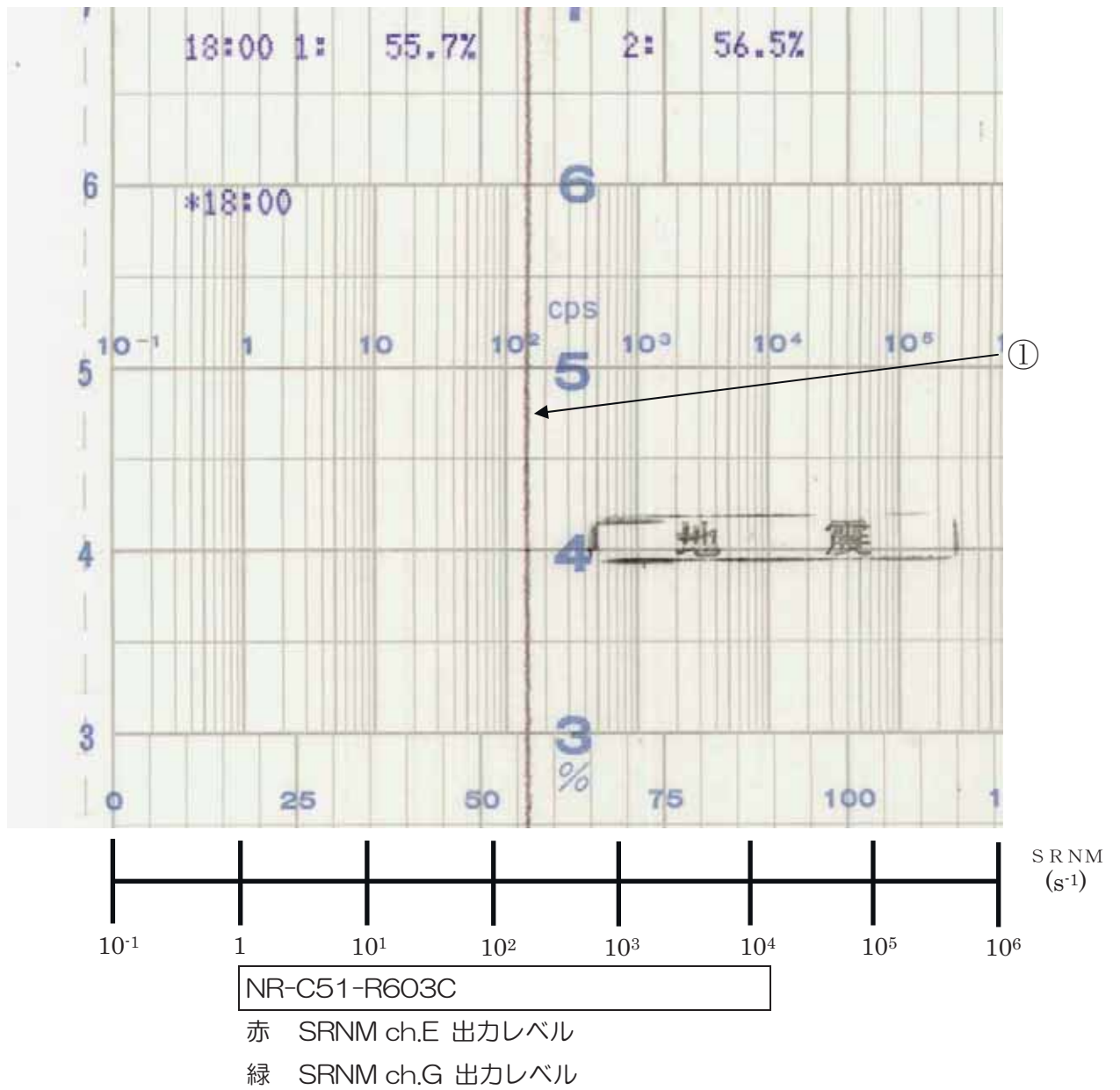
赤 SRNM ch.B 出力レベル

緑 SRNM ch.D 出力レベル



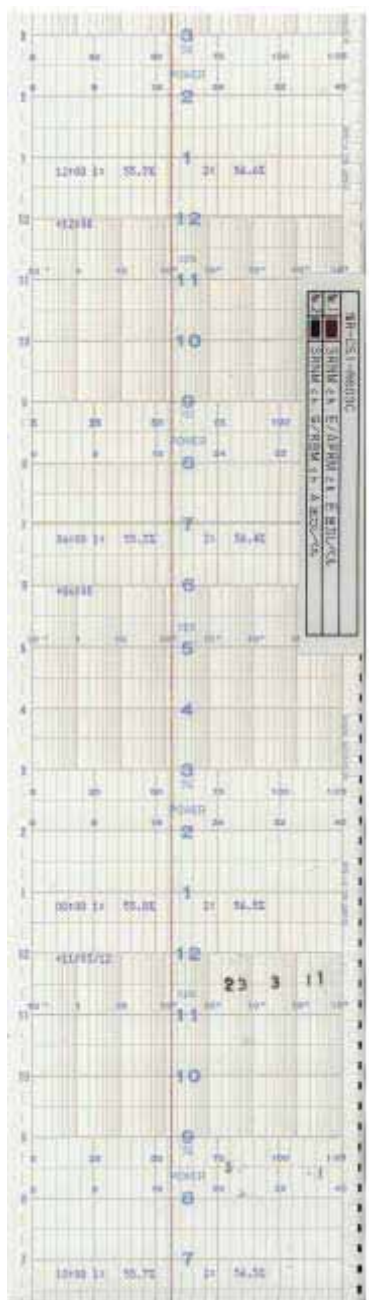
SRNM
(s⁻¹)

【6号機 SRNM(E/Gチャンネル) (1/4)】



① 14時47分 地震発生

【6号機 SRNM(E/Gチャンネル) (2/4)】



NR-C51-R603C

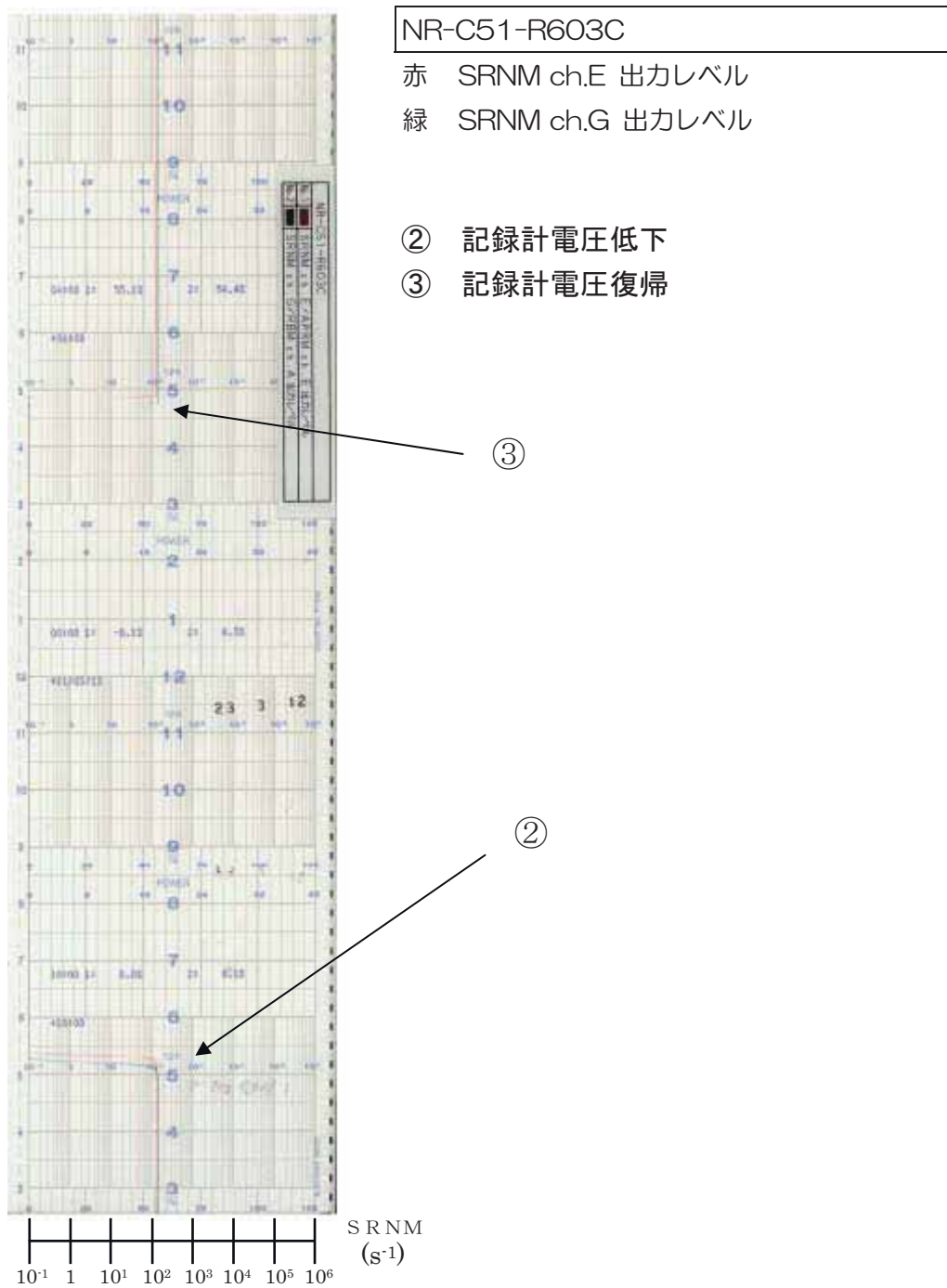
赤 SRNM ch.E 出力レベル

緑 SRNM ch.G 出力レベル

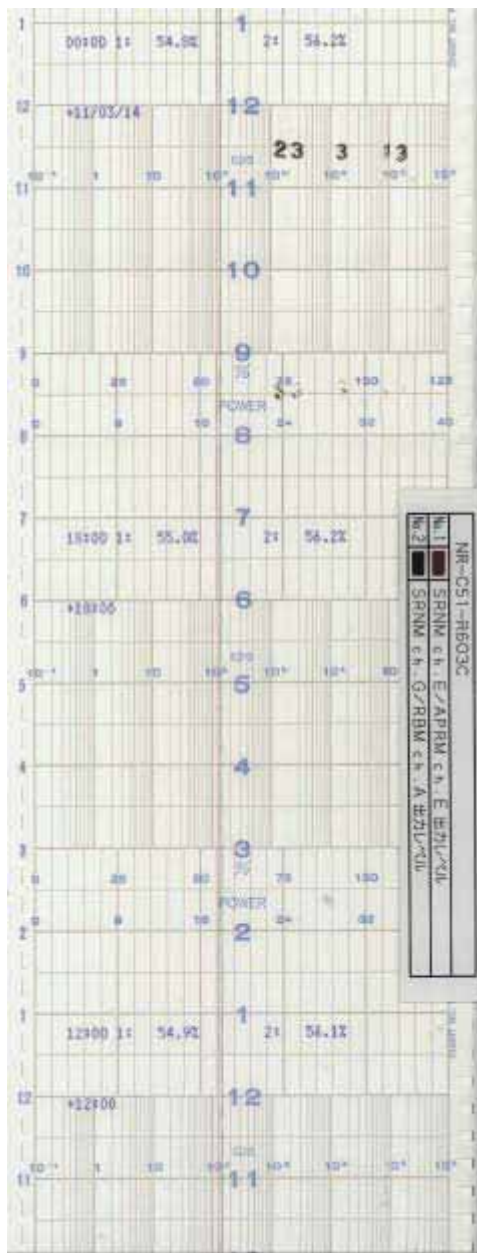
SRNM
(s⁻¹)

10⁻¹ 1 10¹ 10² 10³ 10⁴ 10⁵ 10⁶

【6号機 SRNM(E/Gチャンネル) (3/4)】



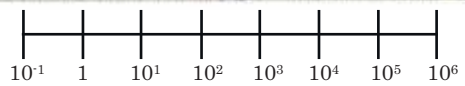
【6号機 SRNM(E/Gチャンネル) (4/4)】



NR-C51-R603C

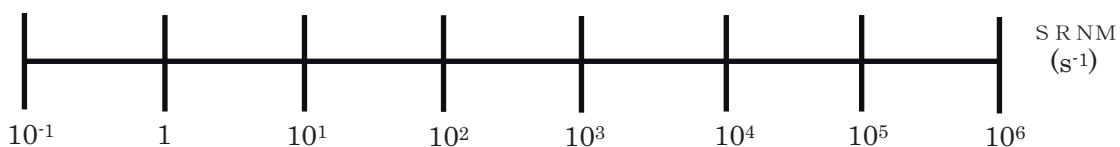
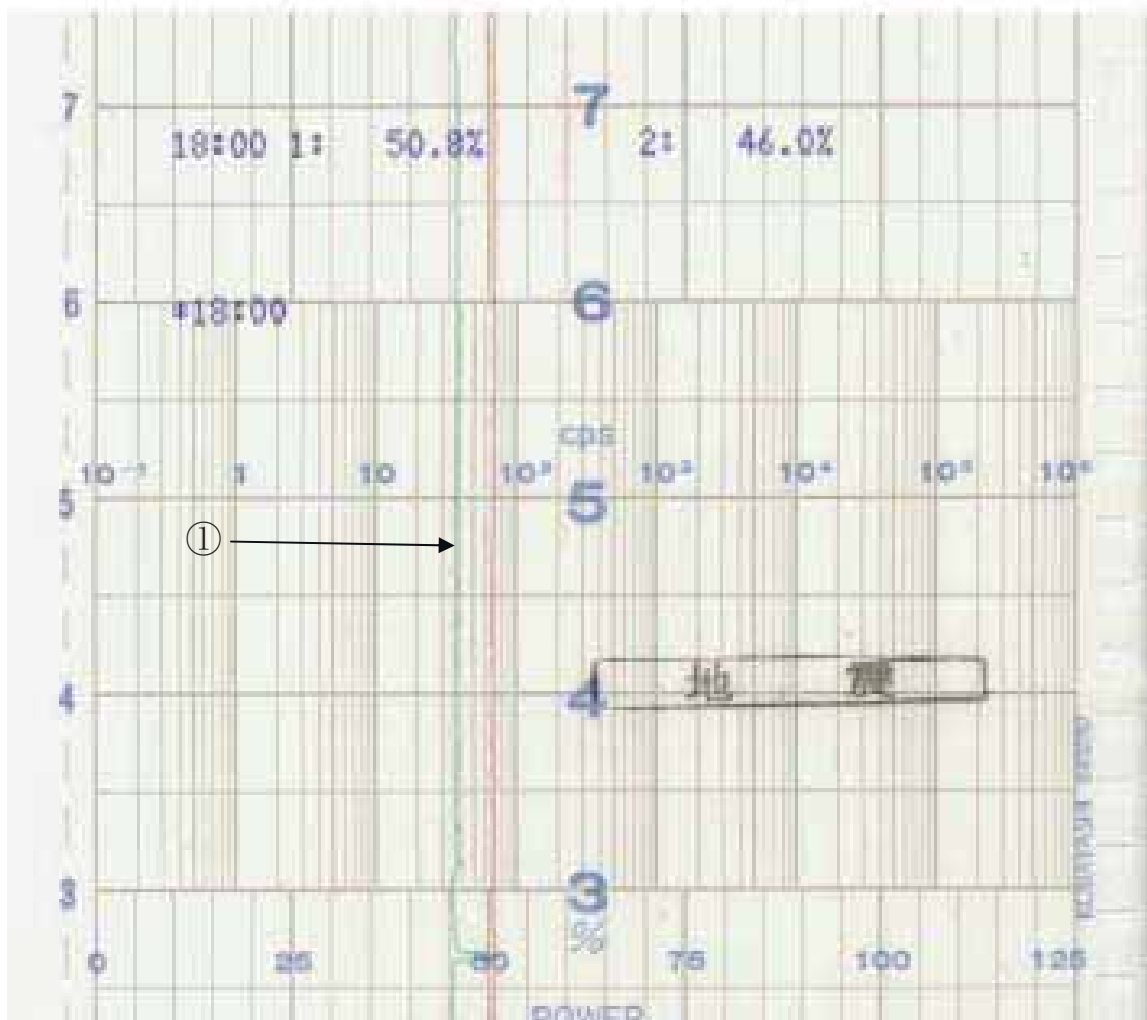
赤 SRNM ch.E 出力レベル

緑 SRNM ch.G 出力レベル



SRNM
(s⁻¹)

【6号機 SRNM(F/Hチャンネル) (1/4)】



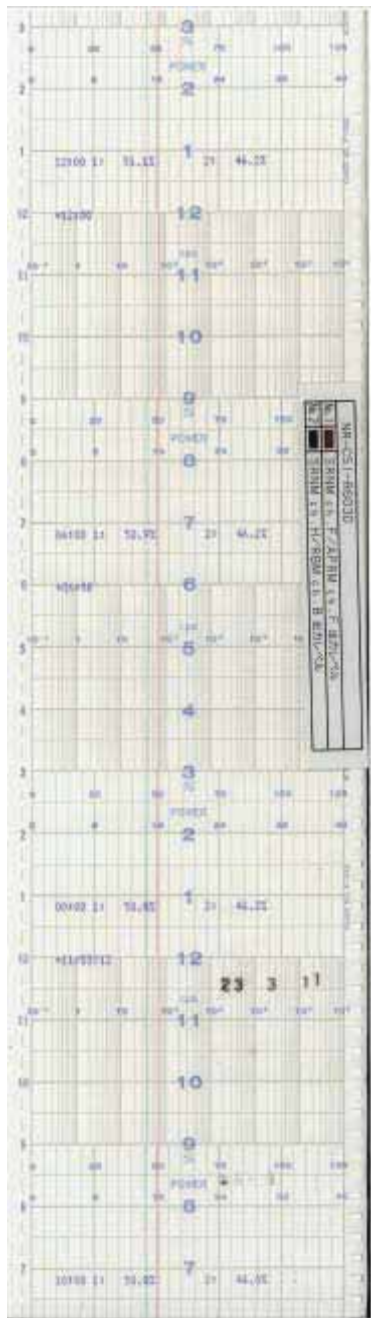
NR-C51-R603D

赤 SRNM ch.F 出力レベル

緑 SRNM ch.H 出力レベル

① 14時47分 地震発生

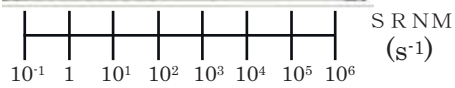
【6号機 SRNM(F/Hチャンネル) (2/4)】



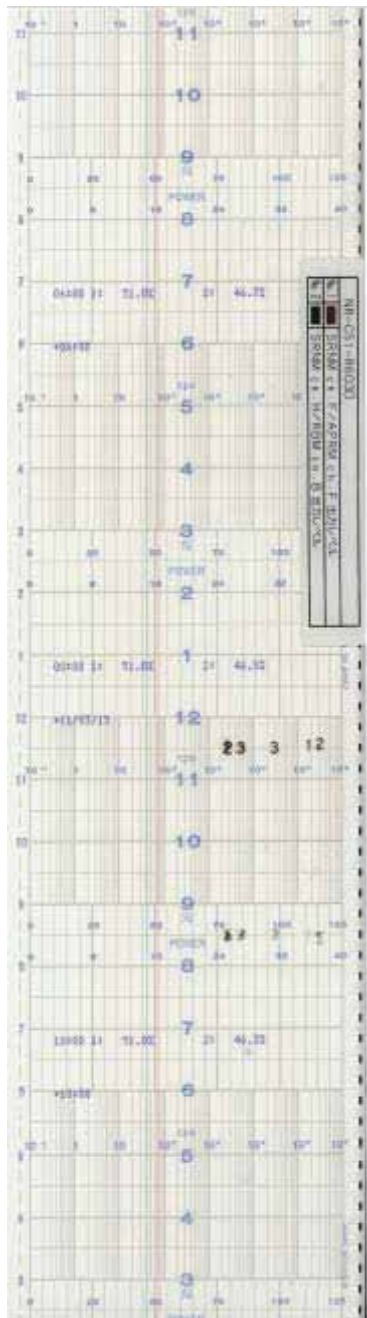
NR-C51-R603D

赤 SRNM ch.F 出力レベル

緑 SRNM ch.H 出力レベル



【6号機 SRNM(F/Hチャンネル) (3/4)】



NR-C51-R603D

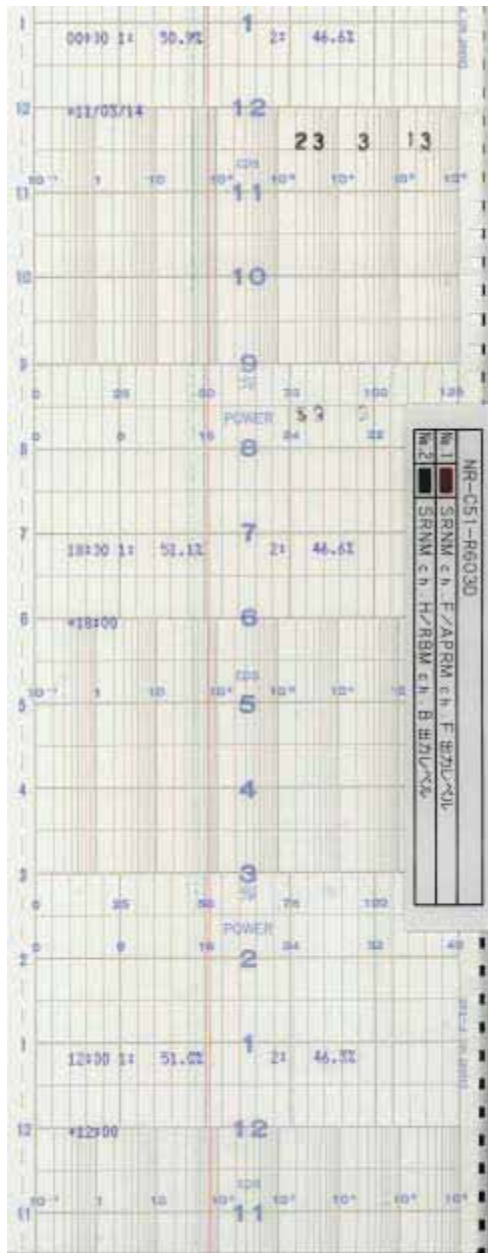
赤 SRNM ch.F 出力レベル

緑 SRNM ch.H 出力レベル

SRNM
(s⁻¹)

10⁻¹ 1 10¹ 10² 10³ 10⁴ 10⁵ 10⁶

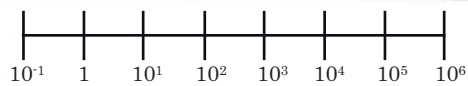
【6号機 SRNM(F/Hチャンネル) (4/4)】



NR-C51-R603D

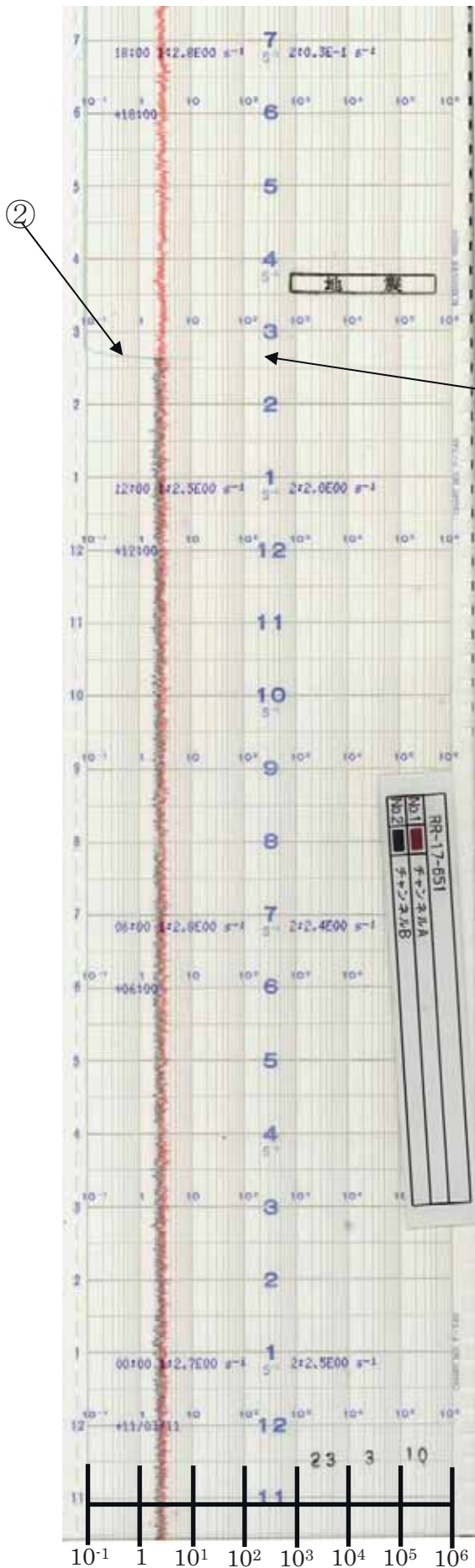
赤 SRNM ch.F 出力レベル

緑 SRNM ch.H 出力レベル



SRNM
(s⁻¹)

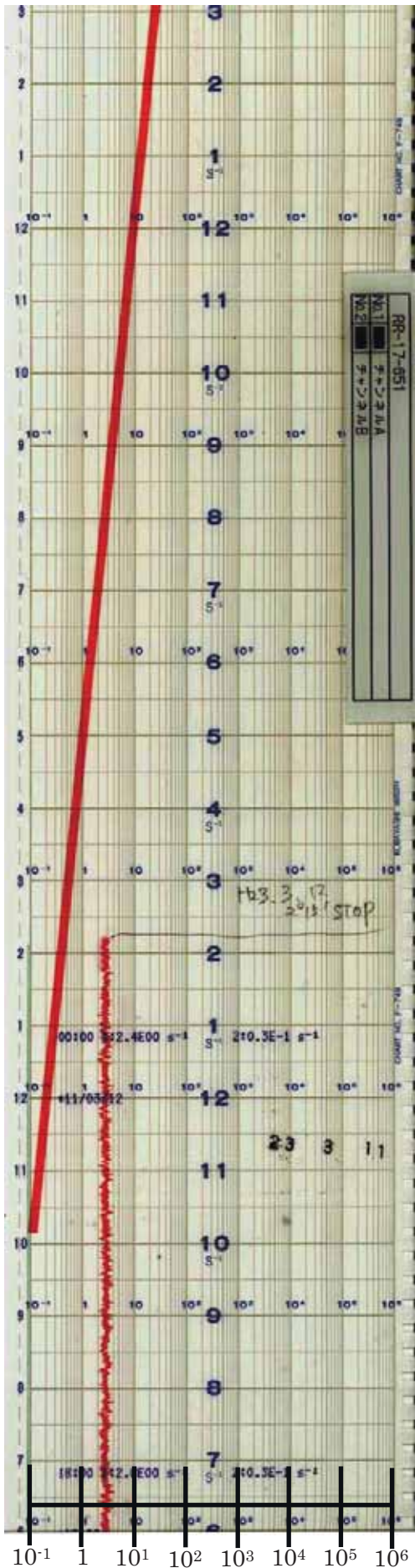
【5号機 主排気筒モニタ】
 (排気筒放射線モニタは5-6号共通)



- ① 14時47分 地震によるスクラム
- ② 電源喪失によるチャンネルBの停止

排気筒放射線
モニタ
(s⁻¹)

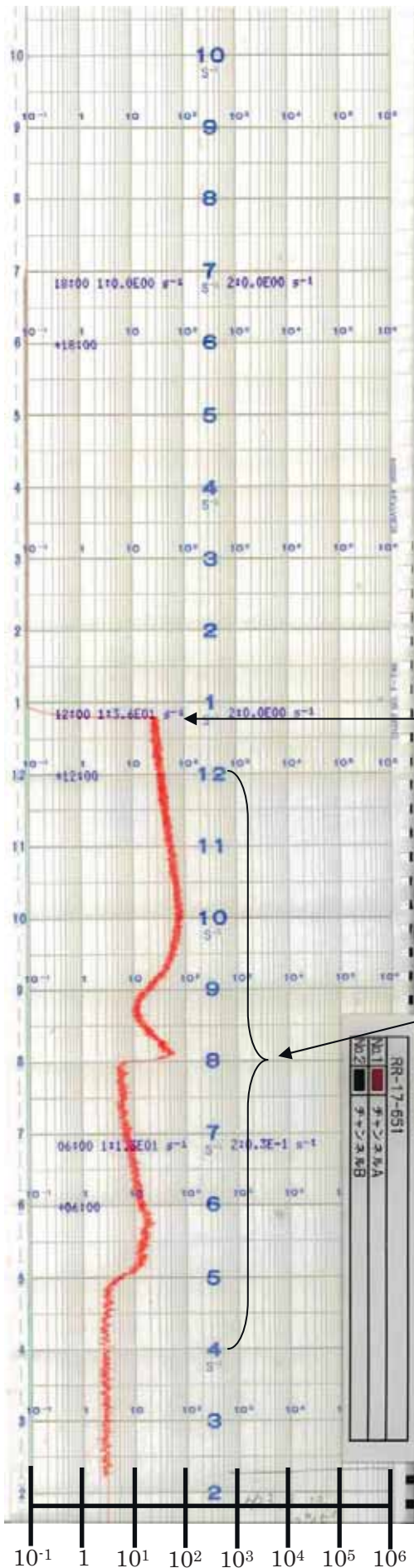
【5号機 主排気筒モニタ】
 (排気筒放射線モニタは5-6号共通)



RR-17-651	
No.1	チャンネルA
No.2	チャンネルB

排気筒放射線
 モニタ
 (s⁻¹)

【5号機 主排気筒モニタ】
 (排気筒放射線モニタは5-6号共通)

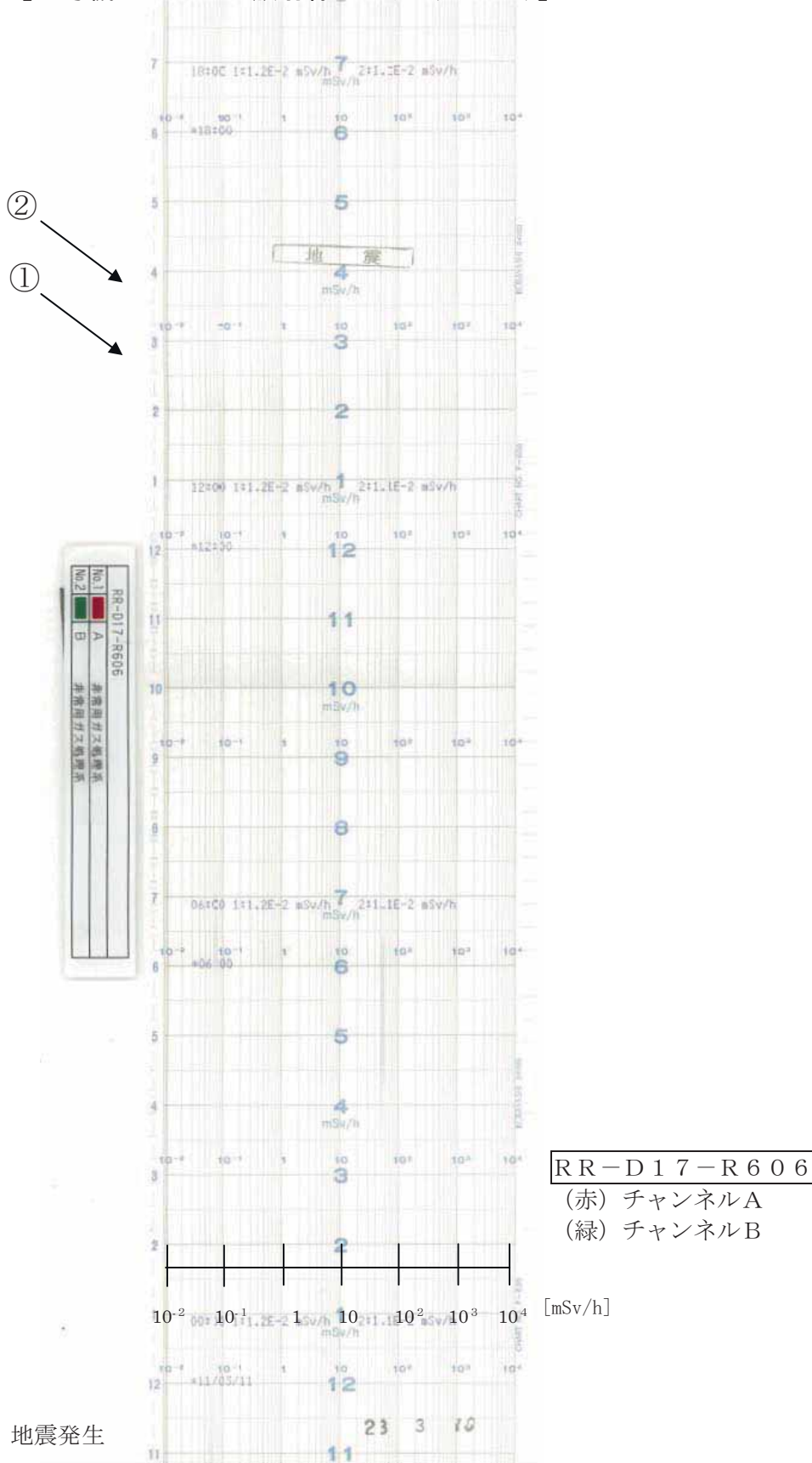


RR-17-651	
No.1	チャンネルA
No.2	チャンネルB

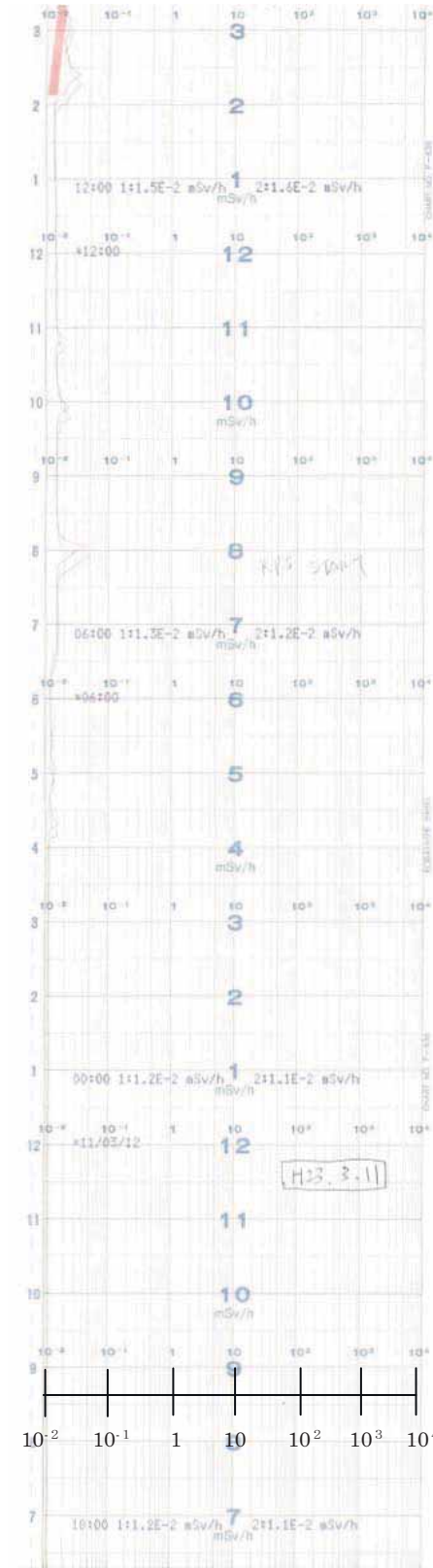
- ③ 構内線量上昇の影響と考えられる指示上昇
- ※ 電源喪失による記録停止

排気筒放射線
 モニタ
 (s⁻¹)

【6号機 SGT S放射線モニタ (1/2)】



【6号機 非常用ガス処理系放射線モニタ (2/2)】



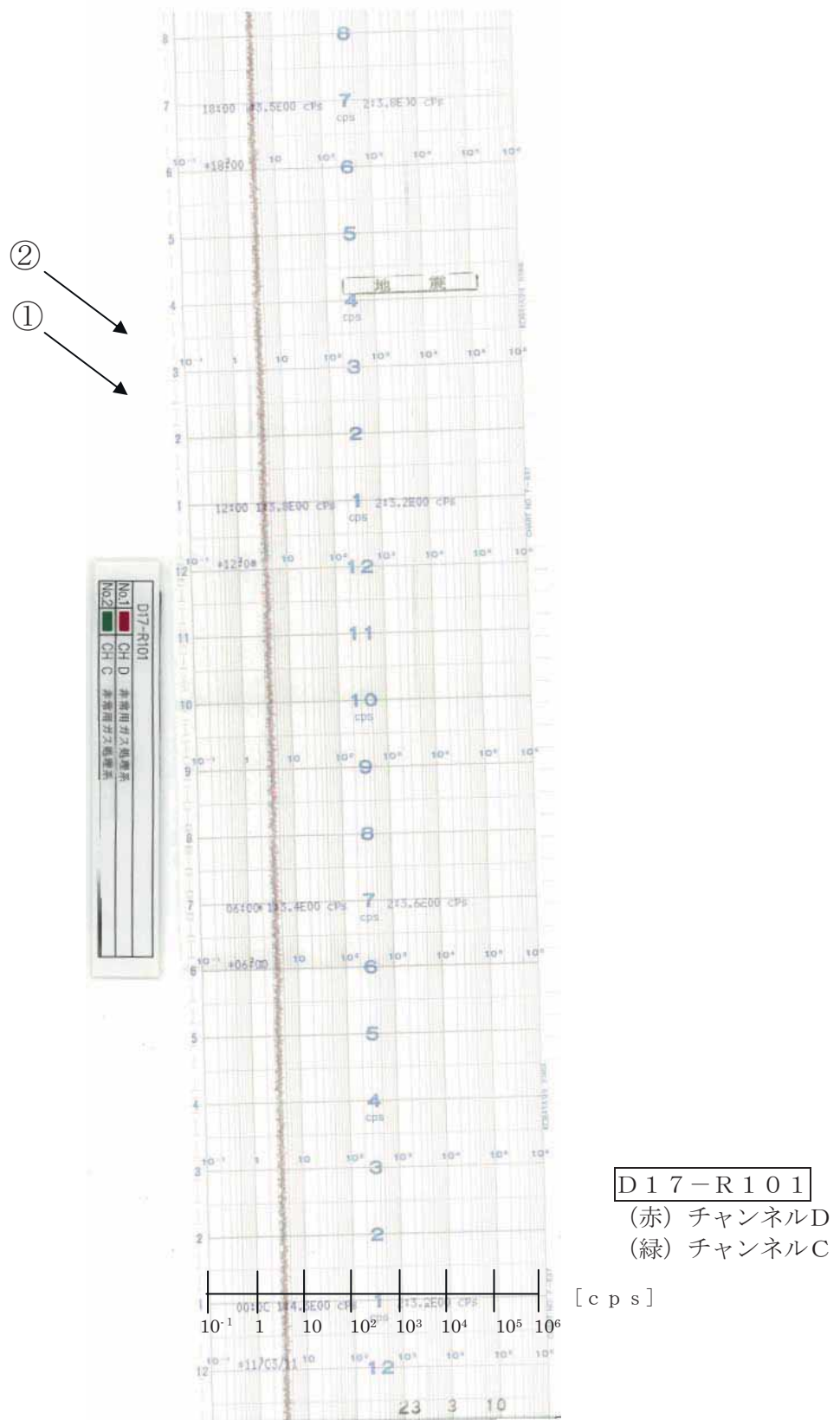
RR-D17-R606

(赤) チャンネルA

(緑) チャンネルB

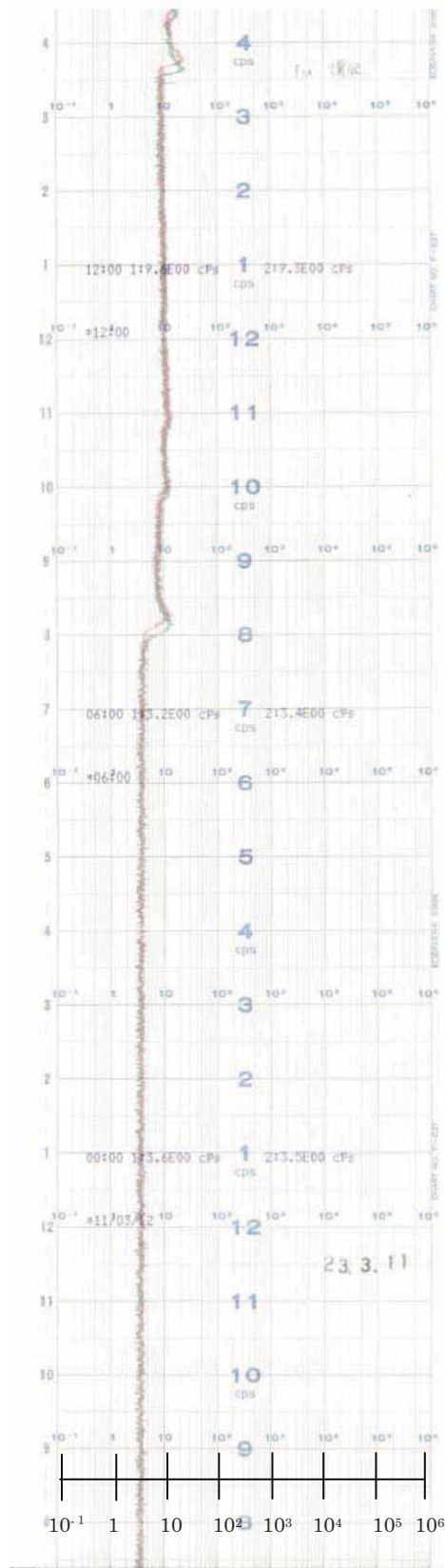
10^{-2} 10^{-1} 1 10 10^2 10^3 10^4 [mSv/h]

【6号機 SGT S放射線モニタ (1/2)】



- ① 14時46分 地震発生
- ② 15時30分過ぎに津波が到来したと想定される。

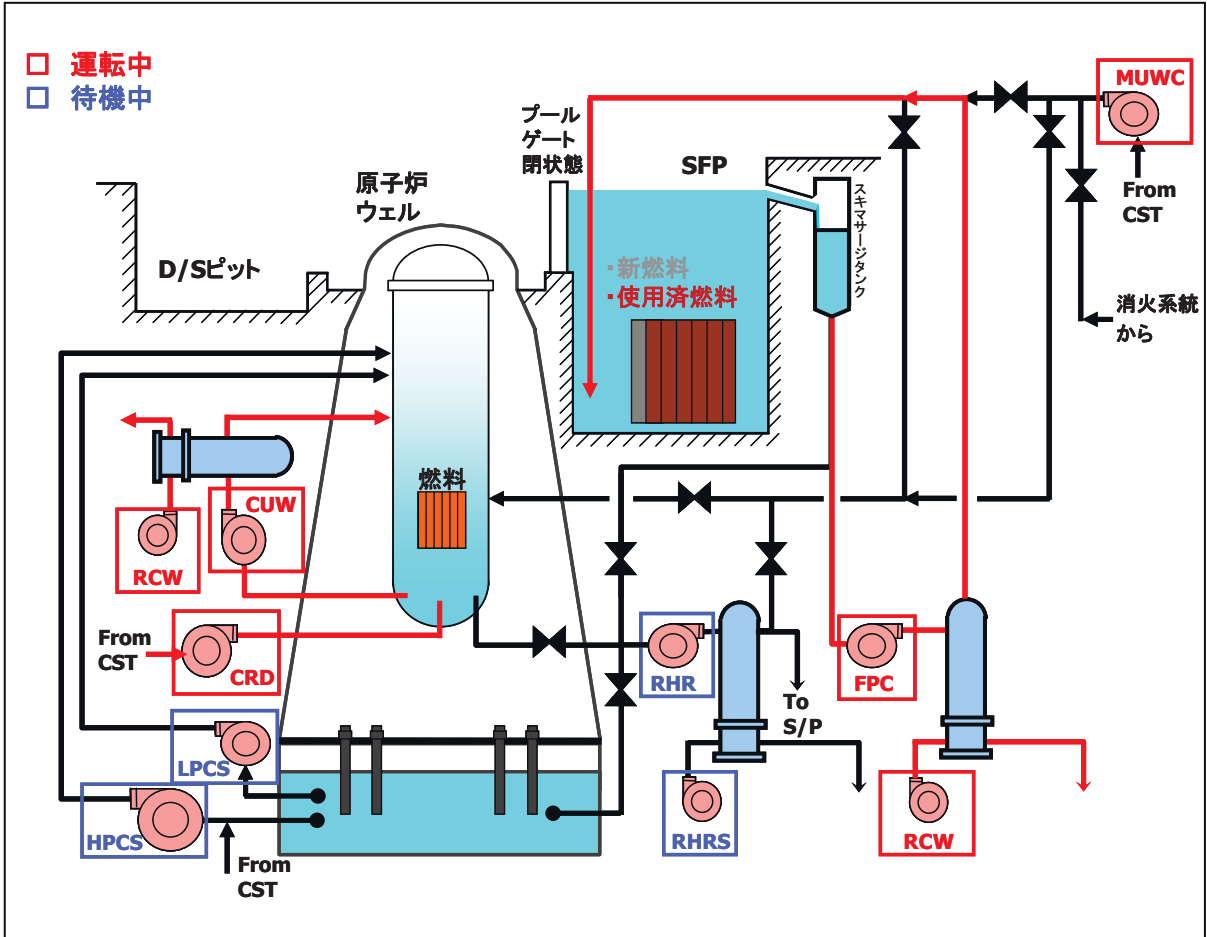
【6号機 SGT S放射線モニタ (2/2)】



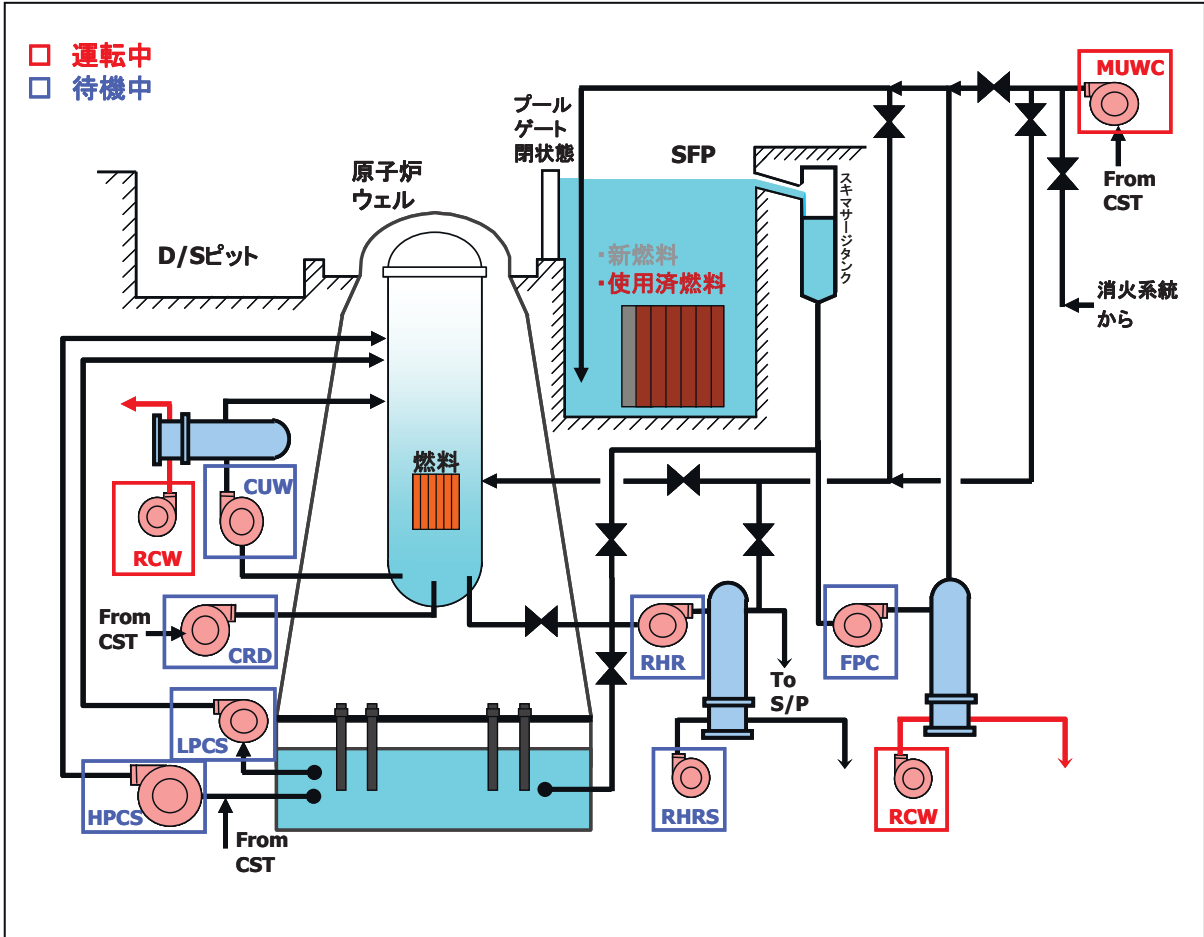
D17-R101
 (赤) チャンネルD
 (緑) チャンネルC

[cps]

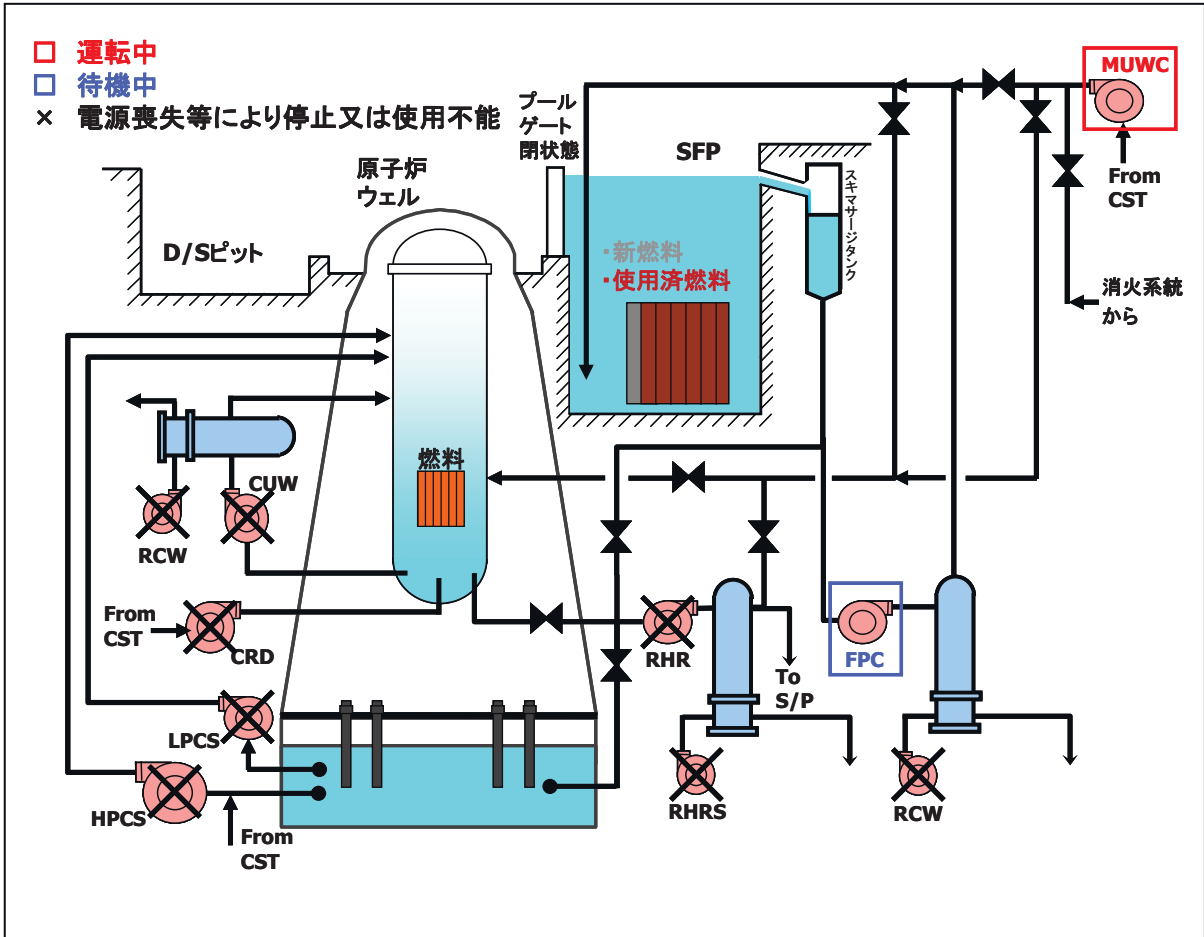
6号機 系統概略図（3月11日地震発生前の主要機器状態）



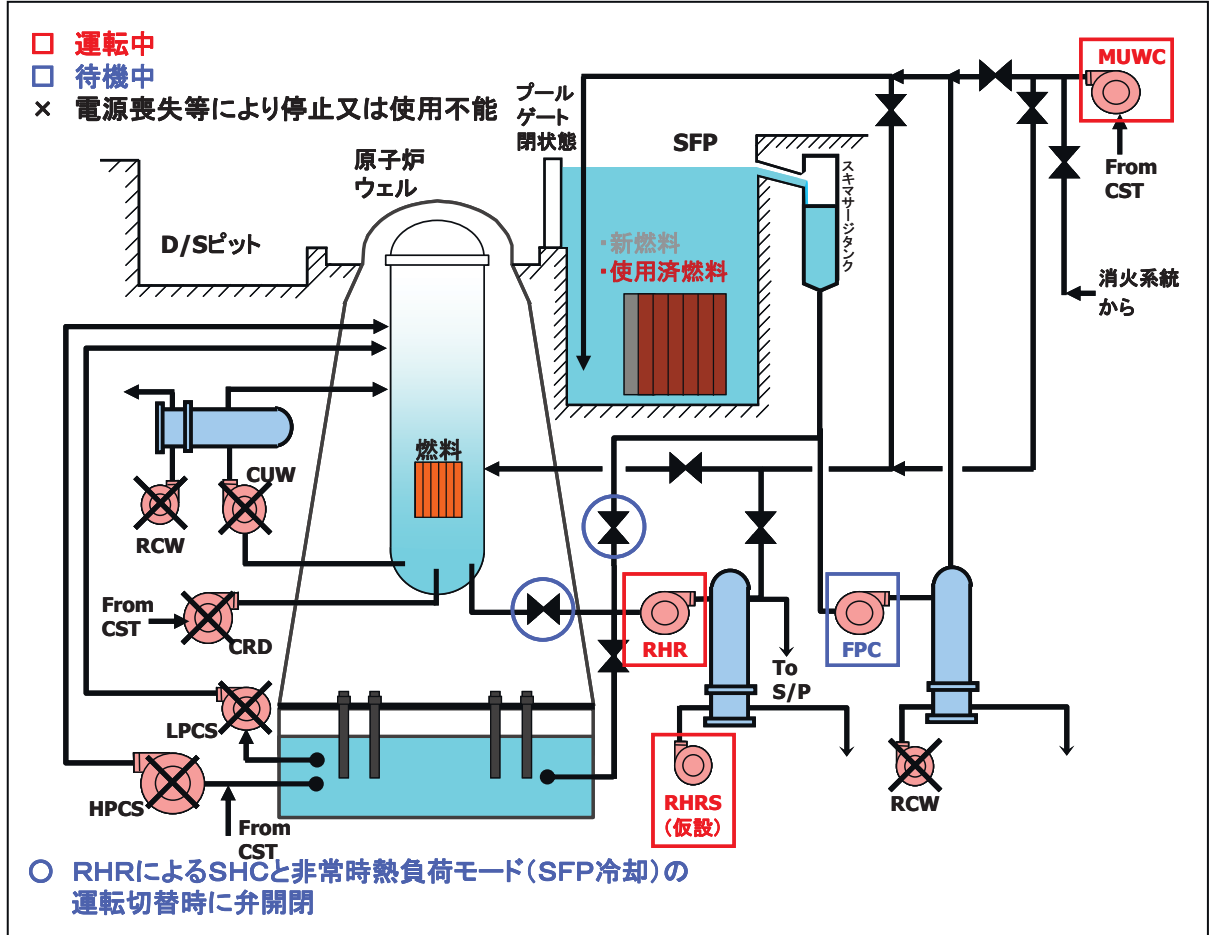
6号機 系統概略図（3月11日地震発生後の主要機器状態）



6号機 系統概略図（3月11日津波襲来後の主要機器状態）



6号機 系統概略図（冷温停止時における主要機器状態）



6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2階 (OP. 1000)	A	○	○ 注1	○ 注3	津波後、海水系(RHRS A/C)が喪失
		RHR(B)	R/B地下2階 (OP. 1000)	A	◎ (SHC運転)	○	◎ 注3	地震時、停電により停止(注2) 津波後、海水系(RHRS B/D)が喪失。 仮設水中ポンプ設置、3/19(電源復旧) より運転※SHCと非常時熱負荷モード交互 運転中
		RHR(C)	R/B地下2階 (OP. 1000)	A	○	○ 注1	○ 注3	津波後、海水系(RHRS B/D)が喪失。仮設水中 ポンプ設置により運転可
		RHRS(A)	屋外 (OP. 4000)	A	○	○ 注1	×	津波後、本体海水冠水し、かつ電源喪失
		RHRS(B)	屋外 (OP. 4000)	A	◎ (SHC運転)	○	◎ 注3	地震時、停電により停止(注2) 津波後、本体海水冠水し、かつ電源喪失。 3/18仮設水中ポンプ設置、仮設電源受電 し使用可。(RHRS B/Dで2台)
		RHRS(C)	屋外 (OP. 4000)	A	○	○ 注1	×	津波後、本体海水冠水し、かつ電源喪失。
		RHRS(D)	屋外 (OP. 4000)	A	◎ (SHC運転)	○	◎ 注3	地震時、停電により停止(注2) 津波後、本体海水冠水し、かつ電源喪失。 3/18仮設水中ポンプ設置、仮設電源受電 し使用可。(RHRS B/Dで2台)
		LPCS	R/B地下2階 (OP. 1000)	A	○	○ 注1	○ 注3	津波後、電源・海水系(RHRS A/C)とも喪失
	HPCS	R/B地下2階 (OP. 1000)	A	○	○ 注1	○ 注3	津波後、海水系(DG(H)SW)が喪失	
	炉注水	RCIC	R/B地下2階 (OP. 1000)	A	—	—	—	定検停止中
		MUWC (代替注水)	T/B地下階 (OP. 3400)	B	◎	◎	◎	B系はD/G B系起動、電源D系受電により運転
	プール冷却	SFP冷却 (FPC系)	R/B4階 (OP. 34000)	B	◎	△	○ 注3	地震発生後通常電源喪失。津波後、海水系 (SW)喪失
		SFP冷却 (RHR系)	R/B地下2階 (OP. 1000)	A	○	○ 注1	×	3/18仮設水中ポンプ設置、仮設電源受電 し使用可。(RHRS A/Cで1台)※SHCと非 常時熱負荷モード交互運転中
	閉じ込める機能	格納施設	原子炉建屋		A	○	○ 注1	×
原子炉格納容器				A	○	○	○	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 —：定検停止中（機能要求なし）

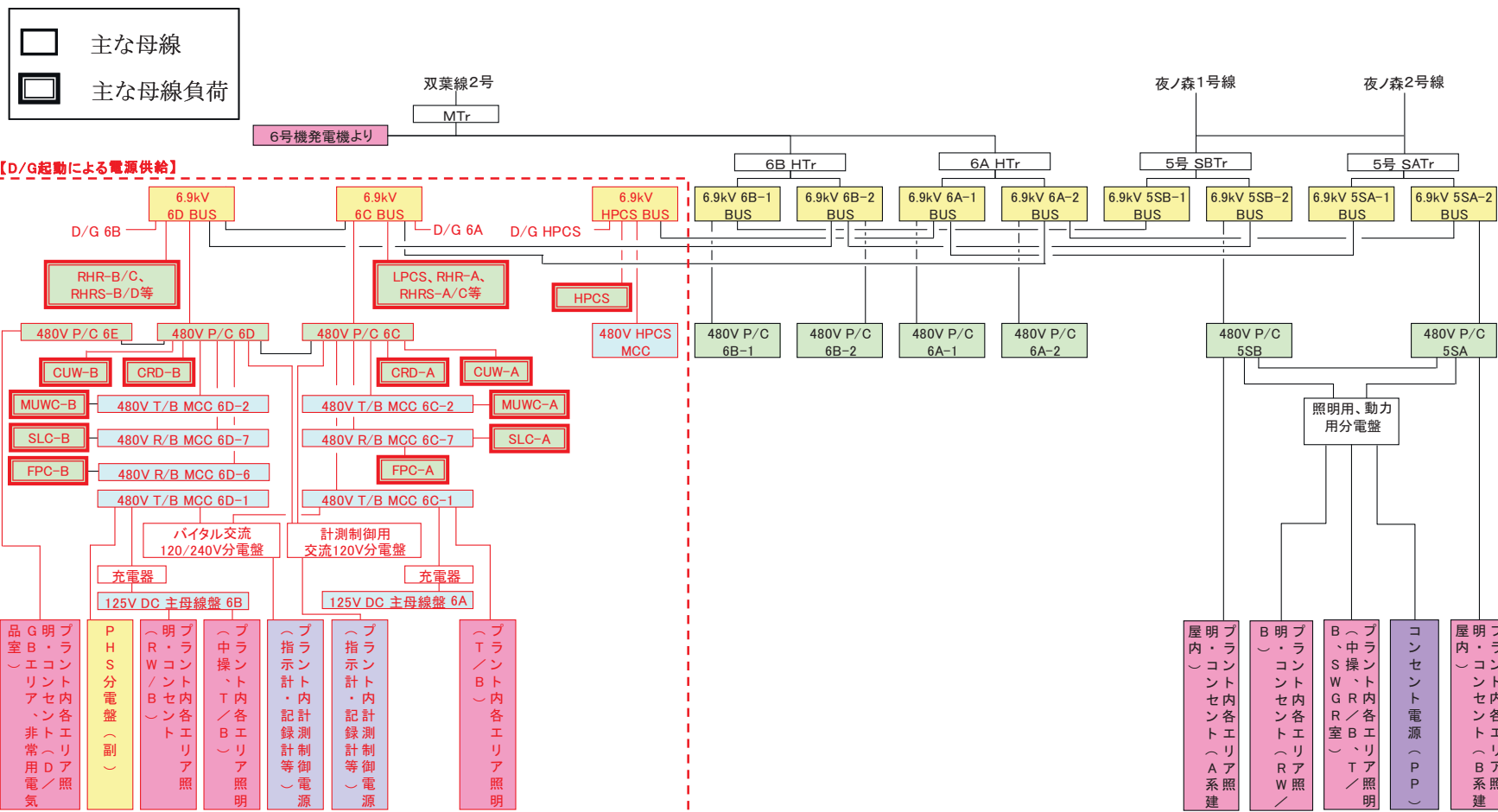
注1：本震で比較的大きな揺れを観測した5号機では、地震発生後の3月19日に残留熱除去系を使用しており、当直員によるパトロールからも各系統・設備に大きな損傷は認められていない。
また、これら機器が設置されている原子炉建屋地下階で今般得られた観測記録における最大加速度は、機器の動的機能維持確認許容加速度[※]を十分下回っている。
このことから、各機能は概ね確保されていたものと推定される。
※JEA C4601-2008「原子力発電所耐震設計技術規程」

注2：非常用ディーゼル発電機からの給電を受けての原子炉停止時冷却及びプール冷却については、原子炉は地震前に冷温停止状態であること及び使用済燃料プールの水位は地震前には満水（オーバーフロー水位付近）、プール水温は25℃程度であることを確認しており、早期に燃料の冷却に支障をきたす状況ではなかったことから、津波の到達前に実施するには至らなかった。

注3：津波後、電源・海水系の両方または一方を喪失し一時的に系統の機能喪失に至ったが、その後仮設機器により機能が復旧した。

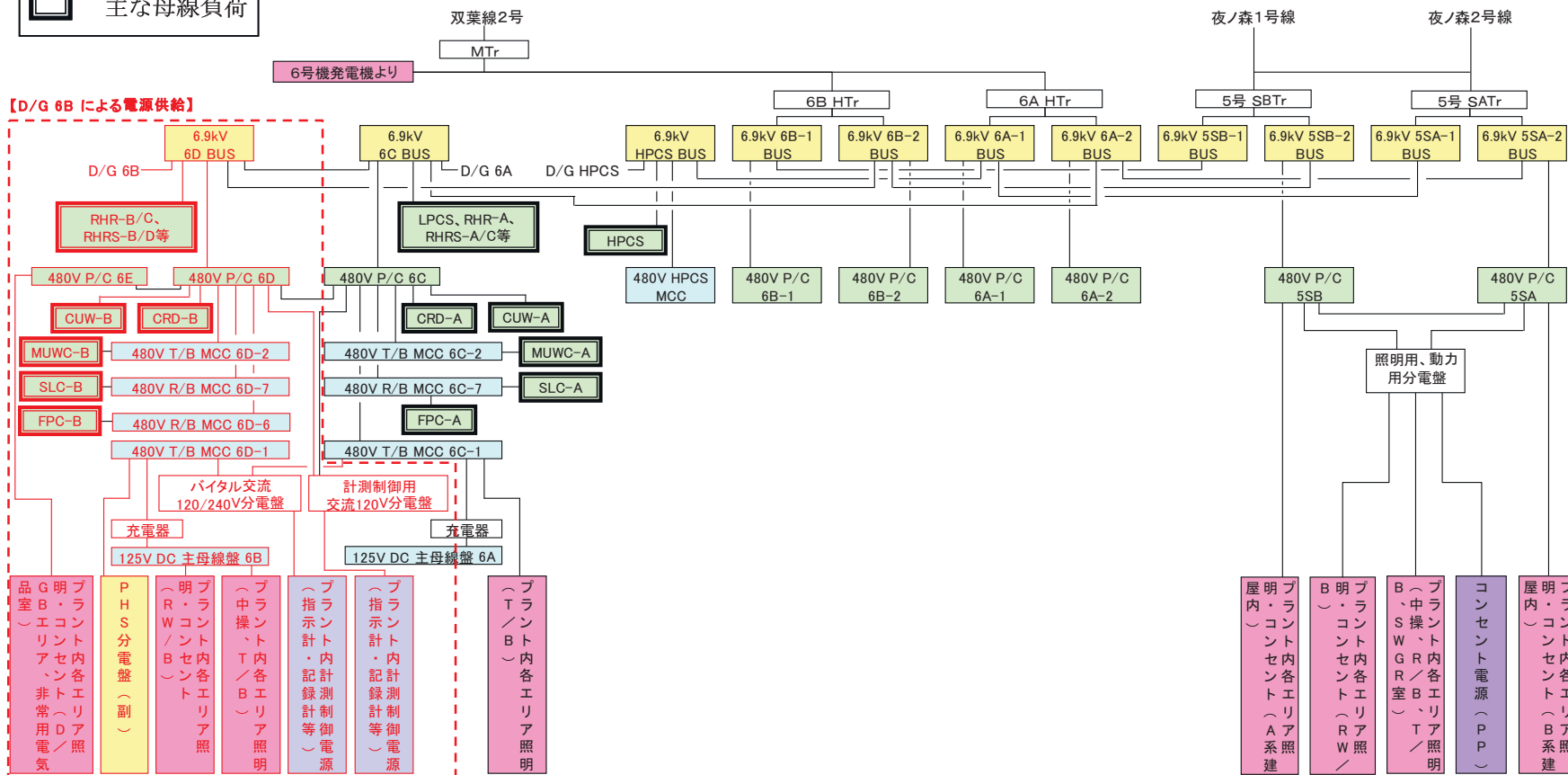
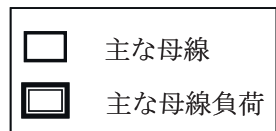
6号機 所内電源概略図（地震発生後の状態）

（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）

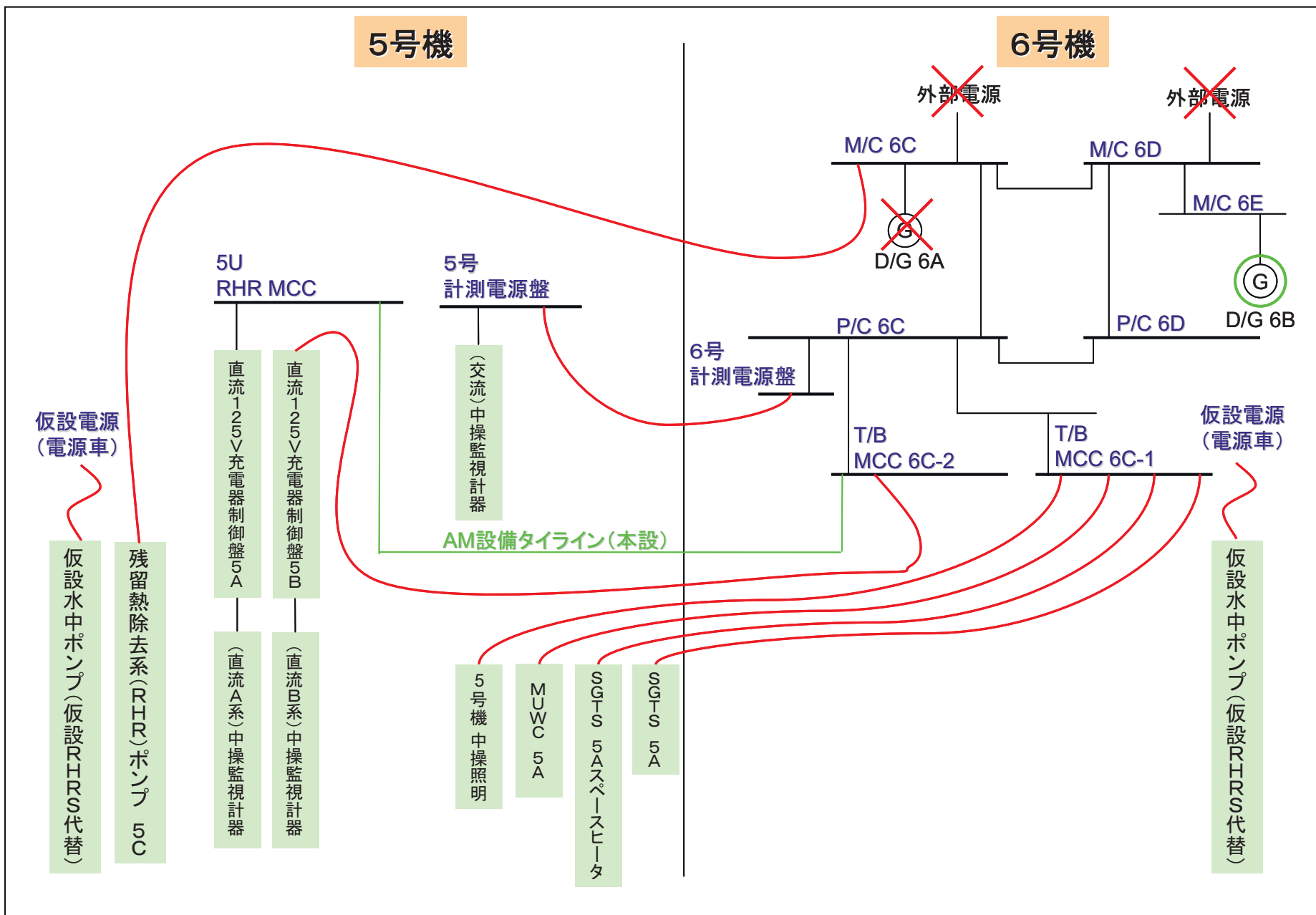


6号機 所内電源概略図 (津波襲来後の状態)

(黒字: D/G 6 A及びHPCSは停止、赤字: D/G 6 Bからの電源供給により通電状態)

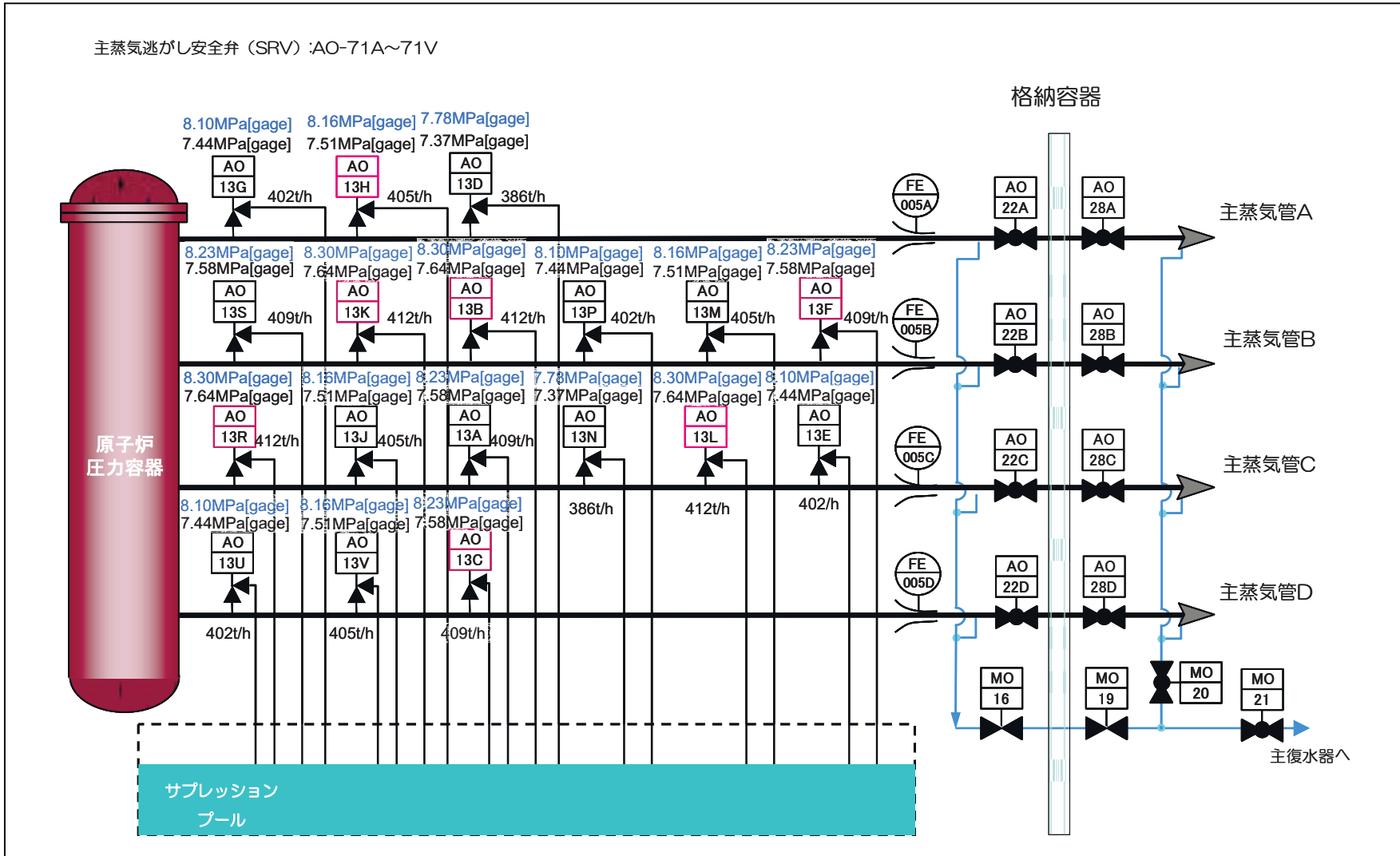


6号機から5号機への電源融通

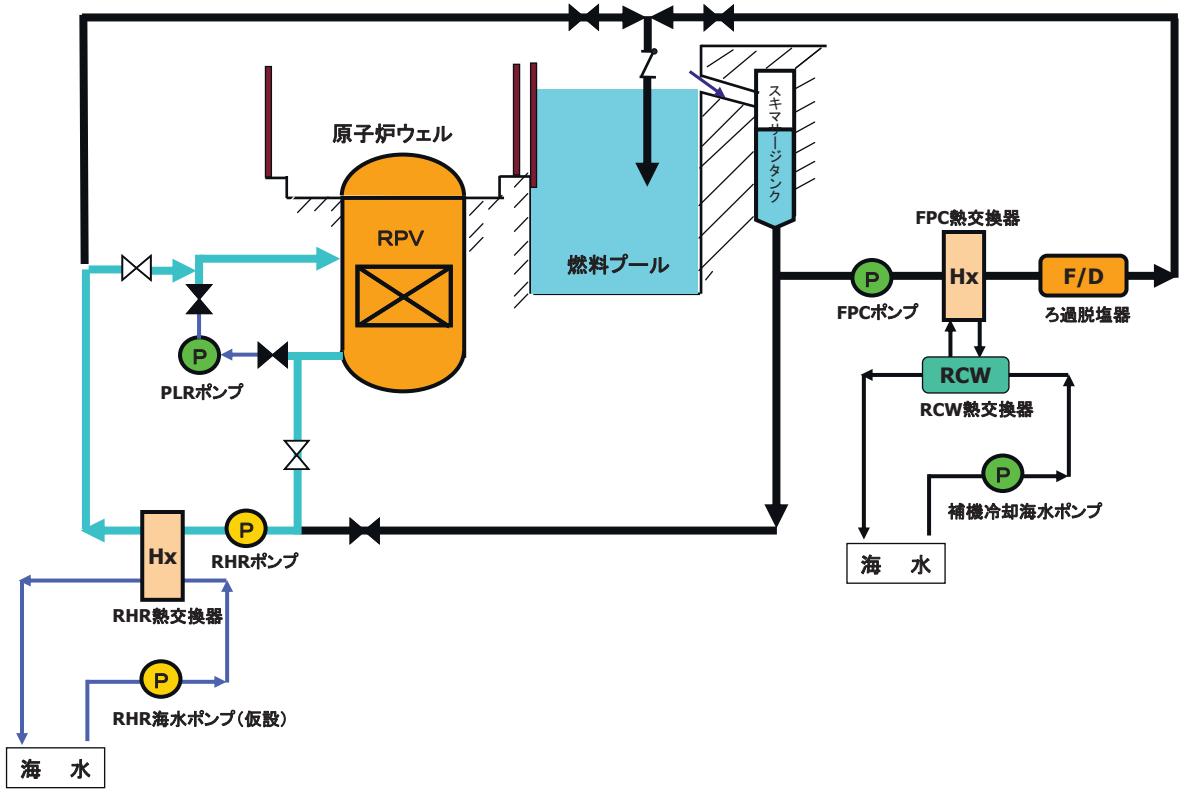


6号機 SRV動作圧力について

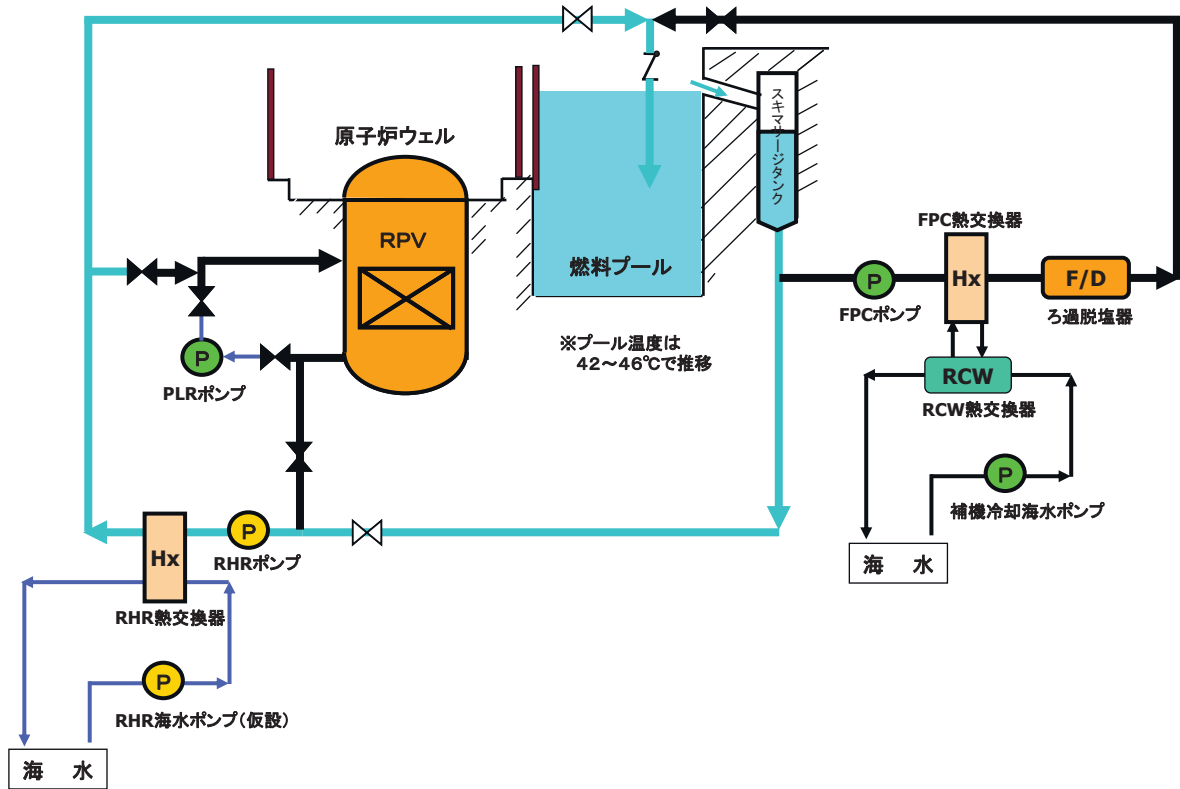
主蒸気逃がし安全弁 (SRV) :AO-71A~71V



RHRによるSHCと非常時熱負荷モード（SFP冷却）について
 （SHCモードによる原子炉冷却運転状態）



RHRによるSHCと非常時熱負荷モード（SFP冷却）について
 （非常時熱負荷モードによるSFP冷却運転状態）



添付資料目次

添付資料－13－1	S F Pの水位評価手法について	1
添付資料－13－2	1号機S F Pの状況調査	9
添付資料－13－3	2号機S F Pの状況調査	15
添付資料－13－4	3号機S F Pの状況調査	22
添付資料－13－5	4号機S F Pの状況調査	33
添付資料－13－6	5号機S F Pの状況調査	48
添付資料－13－7	6号機S F Pの状況調査	50
添付資料－13－8	共用プールの状況調査	52
添付資料－13－9	共用プールデータチャート	54
添付資料－13－10	所内電源概略図	57
添付資料－13－11	共用プール仮設の冷却設備について	60
添付資料－13－12	乾式貯蔵キャスク保管建屋の状況調査	61

SFPの水位評価手法について

1. はじめに

1～6号機のR/BのSFPと共用プールは、津波により通常の冷却機能を喪失し、SFPで貯蔵中の燃料の崩壊熱を除去できない状況となった。燃料の崩壊熱を除去できない場合には、SFP水温が上昇し、SFP水は蒸発を始める。SFP水の蒸発によってSFP水量は減少し、減少量が著しい場合には燃料露出に至るが、事故後は爆発等の影響でR/Bに立ち入ることができずSFPの水位や水温等の状態を把握することが困難な状況のプラントもあった。このため、1～4号機に対してSFPの状態、特に燃料の露出があったかどうかを明らかにするため、燃料の崩壊熱、SFPへの注水等に基づく評価を実施している。この評価に用いた、SFPの水位等を評価するための評価手法の詳細を次章以降に示す。

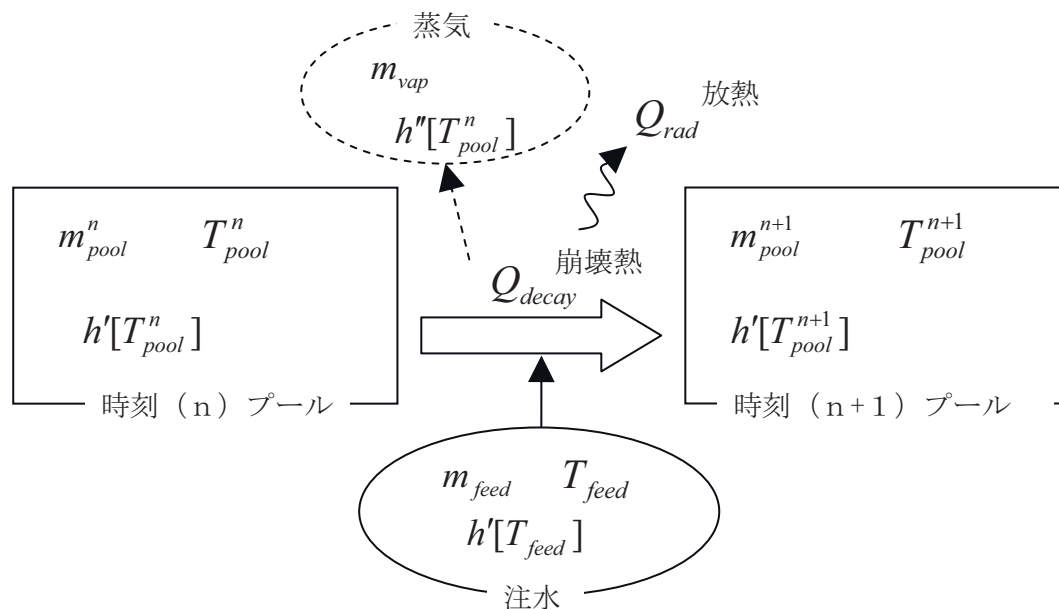
2. SFP及び共用プールの水位

(1) 評価条件

評価に用いた条件等を以下に示す。

①評価モデル

評価に用いたモデルの概要図を以下に示す。ある時刻 T^n から T^{n+1} に時間が進展する際、プール内の使用済燃料の崩壊熱による蒸気の発生によりプール水が失われる。一方、その間に注水があった場合には、その分プール水位が上昇する。また、崩壊熱の一部は放熱の形でエネルギーが消費される。このような水位変化に関する様々な情報を、質量の保存（以下、「マスバランス」という）とエネルギーの保存（以下、「エネルギーバランス」という）の観点から評価すると、時々刻々と変化するプールの水位を推定することができる。



上図から水のマスバランスとエネルギーバランスについて以下の式が得られる。
(マスバランス式)

$$m_{pool}^{n+1} = m_{pool}^n + m_{feed} - m_{vap} \quad \dots \text{式①}$$

(エネルギーバランス式)

$$m_{pool}^{n+1} h'[T_{pool}^{n+1}] = m_{pool}^n h'[T_{pool}^n] + m_{feed} h'[T_{feed}] - m_{vap} h''[T_{pool}^n] + (Q_{decay} - Q_{rad}) \quad \dots \text{式②}$$

m_{pool}^n : 時刻 (n) でのプール内の水の質量

m_{feed} : 時刻 (n) ~ (n+1) でプールへ注水される水の質量
(注水を実施していない場合はゼロ)

m_{vap} : 時刻 (n) ~ (n+1) で蒸発する水の質量
(蒸発していない場合はゼロ)

T_{pool}^n : 時刻 (n) でのプール水の温度

T_{feed} : プールへ注水される水の温度

$h'[T]$: 温度 T の飽和水エンタルピ

$h''[T]$: 温度 T の飽和蒸気エンタルピ

Q_{decay} : 時刻 (n) ~ (n+1) で発生するプール内の燃料の崩壊熱

Q_{rad} : 時刻 (n) ~ (n+1) で発生するプールからの放熱

式①と式②から以下の式③が得られる。

$$m_{pool}^n (h'[T_{pool}^{n+1}] - h'[T_{pool}^n]) + m_{feed} (h'[T_{pool}^{n+1}] - h'[T_{feed}]) + m_{vap} (h''[T_{pool}^n] - h'[T_{pool}^n]) = Q_{decay} - Q_{rad} \quad \dots \text{式③}$$

事故直後の蒸発開始前かつ注水未実施の期間については、蒸発開始温度まではエネルギーはプール水温度の上昇のみに使われるものとする、式③は式④となる。これを用いて各時刻でのプール水温 T_{pool}^{n+1} を求めた。

$$m_{Pool}^n (h'[T_{Pool}^{n+1}] - h'[T_{Pool}^n]) = Q_{decay} - Q_{rad} \quad \dots \text{式④}$$

蒸発開始後についてはプール水温は一定とし、エネルギーは注水された水の蒸発温度までの温度上昇と蒸発のみに使われるという条件とした。この場合の式③は式⑤となり、これを用いて沸騰量 m_{vap} を求めた。更に式①から m_{pool}^{n+1} を求め、プール水量 (水位) の変動量を求めた。

$$m_{Feed} (h'[T_{Pool}^{n+1}] - h'[T_{Feed}]) + m_{vap} (h''[T_{Pool}^n] - h'[T_{Pool}^n]) = Q_{decay} - Q_{rad} \quad \dots \text{式⑤}$$

②崩壊熱 (Q_{decay})

プール内の燃料の崩壊熱は、燃料 1 体毎の崩壊熱を算出し、それらを全ての貯蔵燃料について足し合わせることで求められている。SFP 及び共用プールの貯蔵燃料を表 2-1 に、崩壊熱の代表的な時点における評価値を表 2-2 に示す。

崩壊熱計算には、許認可のプール冷却性能評価に用いられている汎用計算コード ORIGIN を用いた。ORIGIN のバージョンは 2.2 であり、断面積ライブラリは高燃焼度 BWR 燃料に対応したもの (BWRUE) を使用した。燃焼度と冷却期間については燃料毎の値を用いている。

出力履歴については燃焼期間を通じて平均比出力で一定とした。この条件設定は、実際には反応度低下により出力が低下する燃焼末期の出力が高めとなることによって、燃焼末期の核分裂生成物やアクチニド核種の生成量が多めに見積もられ、保守的な使用済燃料の

崩壊熱を与えるものとして許認可評価で用いられているものである。保守性の程度は文献値を基にプールの貯蔵燃料全体の崩壊熱に対して10%と設定し、本評価においては表2-2の崩壊熱に0.9倍したものをを用いた。ただし、事故発生当時に定期検査中であった4号機については、定期検査前のサイクルで燃焼していた炉心の全燃料が貯蔵されており、平均比出力に対し高い出力の燃料と低い出力の燃料があるので、比出力一定の保守性は相殺されることとなる。前サイクル燃料の崩壊熱全体への寄与は約80%程度であるので、4号機SFPの崩壊熱の比出力一定の保守性は約2%（＝10%×（100－80）%）とし、表2-2の崩壊熱に0.98倍したものを本評価に用いた。

③プール水量（ m_{pool}^n ）

表2-3に各SFPの水量を示す。プール容積の設計値を満水時のプール水量として設定しており、プール中の燃料や燃料貯蔵ラック等の容積については、本評価上重要な沸騰開始後の燃料水位の評価には影響しないため、考慮していない。

表2-3の水量は事故発生前のSFP水量として用いているが、地震に伴うスロッシングにより事故発生直後に50cmの水位低下が生じたと仮定して評価している。また、爆発等により建屋が損傷しているプラント（1号、3号、4号）のSFPでは建屋損傷時に1mの水位低下が生じたと仮定して評価している。

事故発生当時に定期検査中であった4号機では、SFPの横に配置されている原子炉ウェルでは水張りがなされており満水状態であった。SFPとウェルの間はプールゲートで仕切られているが、プールゲートはSFP水の水压によりゲートをSFP側からウェル側に押し込むことによってシール機能が働く構造であり、SFP水量が減少してプール水の水压が低下する場合にはシール機能が働かず、ウェルからSFPに水が流れ込む構造である。4号機のSFPでこの点を考慮した評価を実施しており、SFP・ウェルともに満水の状態から蒸発によってプール水量が減少する場合には、ウェルからSFPへの水の流れ込みによりSFPとウェルの水位が一体となるとしており、また、SFP・ウェルともにある程度水位が低下した状態からSFPへ注水する場合には、SFPの水位のみが上昇する（SFPからウェルへの水の流れ込みはない】としている。また、原子炉ウェル横の気水分離器等貯蔵プールにおいても事故発生当時は満水状態であったので、気水分離器等貯蔵プールの水量についても原子炉ウェルと同様に考慮している。

④プールへの注水量（ m_{feed} ）

1号機～4号機のSFPでは、プール水の冷却機能を喪失している状態が継続しているため、外部からSFPへの注水を実施している。表2-4（1）～表2-4（4）に各号機の注水実績を示す。表では、注水日、注水量、注水手段と注水率を記載している。表中で注水量がばらつきのあるものについては、評価では最大値を用いている。

注水率とは、実際にSFPに入った水量（未測定）と注水量（表2-4中の値）の比であり、建屋上部からの注水の際のSFPへ命中していない水量や、配管等からの漏れの量等を考慮したものである。実際にSFPに入った水量が測定されていないため、注水率の算定は困難であるが、注水手段の状態や水位測定実績等を踏まえて決定した。具体的には、ヘリや放水車による注水では0.1、FPCによる注水では1、コンクリートポンプ車による注水では注水時のカメラの補助監視がある場合は0.95、それ以外は0.7とした。

なお、注水された水の種類としては海水と淡水があるが、本評価ではその区別はしていない。

⑤プール水及び注水の水温 (T_{pool}^n 、 T_{feed})

プール水及び注水の水温は表2-5に示すように設定し、注水については注水手段によらず10℃とし、SFP水温の初期は全てのSFPについて30℃とした。

蒸発時の水温については実績に基づき設定した。後述するが、2号機のSFPの水温の最高値は70℃程度、4号機については90℃程度で安定して推移しており、それ以上の温度上昇の傾向は確認されていない。これは、燃料に接している部分の水の温度と、大気に接している部分の水の温度がバランスし、この温度で平衡状態に至っているものと考えられる。2号機と4号機で温度が異なっているのは、4号SFPの燃料の方が崩壊熱が大きいためと考えられる。他のSFPについては、燃料の崩壊熱が2号機と近い値であることから2号機と同じ設定とした。

⑥放熱 (Q_{rad})

放熱量としては、SFP表面から大気への放熱、SFP壁面及び底面からの放熱を考慮した。壁面については、ウェル側の発熱がない4号機SFPと共用プールは4面とし、他のSFPについてはウェル側を除く3面とした。熱伝達係数は文献値等から設定し、大気への放熱の熱伝達係数は11.6 W/m²・K、SFP壁の熱伝導率は1.5 W/m²・Kとし、外気温は10℃とした。表2-6に代表的な温度での放熱量の評価結果を示している。

表2-1 SFP及び共用プールでの燃料貯蔵状況

	貯蔵体数 (括弧内は新燃料体数)	貯蔵容量
1号機SFP	292体 (100体)	900体
2号機SFP	587体 (28体)	1240体
3号機SFP	514体 (52体)	1220体
4号機SFP	1331体 (204体)	1590体

表2-2 SFP及び共用プールの崩壊熱

	崩壊熱 (MW)	
	事故発生時点 (3/11)	事故発生3ヶ月後 (6/11)
1号機SFP	0.18	0.16
2号機SFP	0.62	0.52
3号機SFP	0.54	0.46
4号機SFP	2.26	1.58

表2-3 SFP及び共用プールの水量

	水量 (m ³)
1号機SFP	990
2号機SFP	1390
3号機SFP	1390
4号機SFP	1390*

*：原子炉ウェルと気水分離器等貯蔵プールの容量を加えた場合の水量は2790m³とした。

表2-4 (1) 1号機SFPへの注水実績

注水日	注水量 (T)	注水手段	注水率
3/31	90	コンクリートポンプ車	0.7
5/20	60	コンクリートポンプ車	0.7
5/22	90	コンクリートポンプ車	0.7
5/29	168	FPC	1
6/5	15	FPC	1

表2-4 (2) 2号機SFPへの注水実績

注水日	注水量 (T)	注水手段	注水率
3/20	40	FPC	1
3/22	18	FPC	1
3/25	30	FPC	1
3/29	15～30	FPC	1
3/30	20未満	FPC	1
4/1	70	FPC	1
4/4	70	FPC	1
4/7	36	FPC	1
4/10	60	FPC	1
4/13	60	FPC	1
4/16	45	FPC	1
4/19	47	FPC	1
4/22	50	FPC	1
4/25	38	FPC	1
4/28	43	FPC	1
5/2	55	FPC	1
5/6	58	FPC	1

5 / 10	56	F P C	1
5 / 14	56	F P C	1
5 / 18	53	F P C	1
5 / 22	56	F P C	1
5 / 26	53	F P C	1
5 / 30	53	F P C	1

表 2-4 (3) 3号機SFPへの注水実績

注水日	注水量 (T)	注水手段	注水率
3 / 17	30	へリ	0.1
3 / 17	44	放水車	0.1
3 / 17	30	放水車	0.1
3 / 18	40	放水車	0.1
3 / 18	2	放水車	0.1
3 / 19	60	放水車	0.1
3 / 19	2430	放水車	0.1
3 / 20	1137	放水車	0.1
3 / 22	150	放水車	0.1
3 / 23	35	F P C	0
3 / 24	120	F P C	0
3 / 25	450	放水車	0.1
3 / 27	100	コンクリートポンプ車	0.95
3 / 29	100	コンクリートポンプ車	0.95
3 / 31	105	コンクリートポンプ車	0.95
4 / 2	75	コンクリートポンプ車	0.95
4 / 4	70	コンクリートポンプ車	0.95
4 / 7	70	コンクリートポンプ車	0.95
4 / 8	75	コンクリートポンプ車	0.95
4 / 10	80	コンクリートポンプ車	0.95
4 / 12	35	コンクリートポンプ車	0.95
4 / 14	25	コンクリートポンプ車	0.95
4 / 18	30	コンクリートポンプ車	0.95
4 / 22	50	コンクリートポンプ車	0.95
4 / 26	47.5	F P C	1
5 / 8	60	F P C	1

5/9	80	FPC	1
5/16	106	FPC	1

表2-4(4) 4号機SFPへの注水実績

注水日	注水量(T)	注水手段	注水率
3/20	80	放水車	0.1
3/20	80	放水車	0.1
3/21	92.2	放水車	0.1
3/22	150	コンクリートポンプ車	0.7
3/23	125	コンクリートポンプ車	0.7
3/24	150	コンクリートポンプ車	0.7
3/25	150	コンクリートポンプ車	0.7
3/27	125	コンクリートポンプ車	0.7
3/30	140	コンクリートポンプ車	0.7
4/1	180	コンクリートポンプ車	0.7
4/3	180	コンクリートポンプ車	0.7
4/5	20	コンクリートポンプ車	0.7
4/7	38	コンクリートポンプ車	0.7
4/9	90	コンクリートポンプ車	0.7
4/13	195	コンクリートポンプ車	0.7
4/15	140	コンクリートポンプ車	0.7
4/17	140	コンクリートポンプ車	0.7
4/19	40	コンクリートポンプ車	0.7
4/20	100	コンクリートポンプ車	0.7
4/21	140	コンクリートポンプ車	0.7
4/22	200	コンクリートポンプ車	0.95
4/23	140	コンクリートポンプ車	0.95
4/24	165	コンクリートポンプ車	0.95
4/25	210	コンクリートポンプ車	0.95
4/26	130	コンクリートポンプ車	0.95
4/27	85	コンクリートポンプ車	0.95
5/5	270	コンクリートポンプ車	0.95
5/6	180	コンクリートポンプ車	0.95
5/7	120	コンクリートポンプ車	0.95
5/9	100	コンクリートポンプ車	0.95
5/11	120	コンクリートポンプ車	0.95

5/13	100	コンクリートポンプ車	0.95
5/15	140	コンクリートポンプ車	0.95

表2-5 プール水及び注水の水温

注水		10℃
プール水	初期値（事故前）	30℃
	蒸発時（4号SFP以外）	70℃
	蒸発時（4号SFP）	90℃

表2-6 代表的なSFP水温における放熱量評価結果

	1号機	2号機	3号機	4号機
SFP水温（℃）	70	70	70	90
放熱量（MW）	0.08	0.11	0.11	0.16

1号機SFPの状況調査

1. SFPの状況

3月11日時点で、福島第一原子力発電所1号機のSFPには、使用済燃料292体、新燃料100体が貯蔵されていた。また、崩壊熱は3月11日の時点で0.18MW、6月11日の時点で0.16MWと評価している。1号機SFPに貯蔵されていた燃料体数を表13-2-1に示す。

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引き起こされた津波の襲来により、全交流電源が喪失し、SFPの冷却機能及び補給水機能が喪失した。3月12日15時36分、水素ガスによると思われる爆発によりR/Bが破損し、天井部分がプール上部に落下した。ただし、天井部分は完全にオペレーティングフロアまでは落下しておらず、天井クレーン等に覆い被さる形でオペレーティングフロアの上部空間に留まった。

3月31日、コンクリートポンプ車による最初の放水（淡水）を実施したところ、R/B上部からの蒸気発生を確認した。また、この際、因果関係は不明であるものの、D/W圧力が低下した。

4月1日、コンクリートポンプ車に設置したカメラでR/B上部を観測したところ、位置関係から天井部分の一部が脱落しオペレーティングフロアに落下しているものと推定した。ただし、プールと床の境界近辺に落下しており、正確な落下位置は特定できていない。

5月14日、コンクリートポンプ車による放水を試みたが、強風のため中止した。R/B上部及びオペレーティングフロア内部の状況確認ができた。

5月20日、コンクリートポンプ車による放水を実施したが、落下した天井の瓦礫が干渉し、プールへの直接の注水が出来ず、プール水の補給の成否を確認することが出来なかった。5月22日、コンクリートポンプ車による放水をカメラで画像を確認しながら実施した。しかしながら、注水の可否についての明確な証拠は得られなかった。これまでに実施されたコンクリートポンプ車による放水では、確実な注水ができたかどうかは明確ではない。

5月28日、淡水を水源としたFPC配管による試験注水を実施し、翌日、本格注水を実施したところ、スキマーサージタンクレベルの上昇を確認したことから、満水を確認することができた。

6月5日、再度、FPC配管による注水を実施。予想される5月29日からの蒸発相当量の注水が完了した時点でスキマーサージタンクレベルが上昇した。

プール水量の変化が予測できるようになったことから、代替冷却系の導入までの間は、1月に1回程度の注水を実施し、蒸発量を補給することでプール水位を維持する方針としている。1号機のSFPへの注水実績を表13-2-2

に示す。

なお、8月10日11時22分、代替冷却系（図13-2-1参照）によるSFPプール水冷却を開始した。冷却開始時の水温は約47℃（代替冷却系入口温度）であり、8月27日頃には定常状態に達し、約30℃程度の水温で安定した状態にある。

表13-2-1 1号機のSFPに貯蔵されていた燃料体数

7X7	68
8X8	6
STEP2	218
使用済み計	292
新燃料(STEP3-B)	100
燃料合計	392

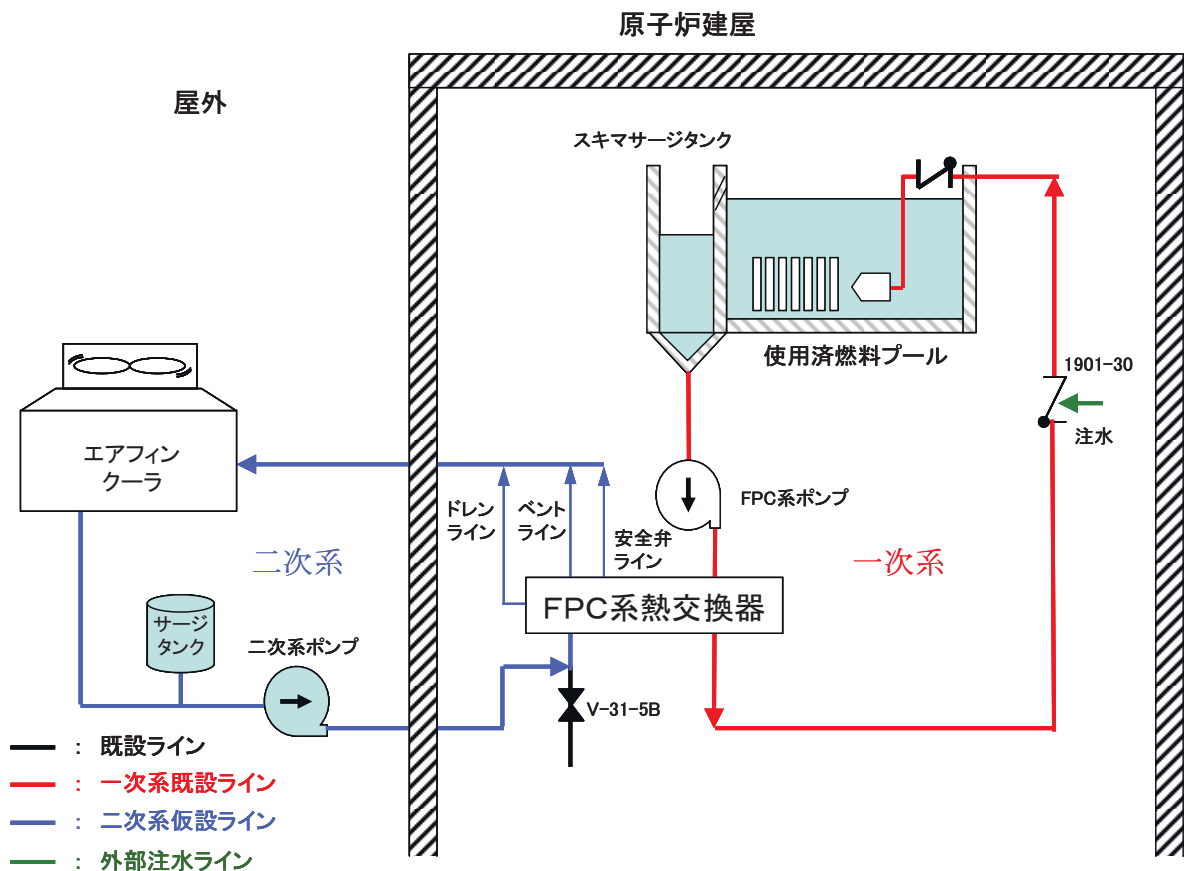


図13-2-1 1号機の代替冷却系の系統図

表13-2-2 1号機のSFPへの注水実績

8/12 9:00時現在

			注水量 合計	約578 (t)
日時	手段	種類	注水量(t)	
3/31 13:03～16:04	東電コンクリートポンプ車(62m 級)	淡水	90	
4/2 17:16～17:19	東電コンクリートポンプ車(62m 級)	淡水	(放水位置の確認)	
5/14 15:07～15:18(放水)	東電コンクリートポンプ車(62m 級)	淡水	— (強風の影響により放水中止)	
5/20 15:06～16:15(放水)	東電コンクリートポンプ車(62m 級)	淡水	60 (約90tを予定していたが 風等の影響により放水停止)	
5/22 15:33～17:09(放水)	東電コンクリートポンプ車(62m 級)	淡水	90	
5/28 16:47～17:00(放水)	FPC	淡水	5 (リークテスト)	
5/29 11:10～15:35	FPC	淡水	168	
6/5 10:16～10:48	FPC	淡水	15	
7/5 15:10～17:30	FPC	淡水	75	
8/5 15:20～17:51	FPC	淡水	75	

2. 調査によって確認された事項

(1) 1号機スキマーサージタンク水のサンプリング

1号機では平成23年6月22日、8月19日に、SFPからスキマーサージタンクに流出した水を採取し、採取した水について放射性物質の核種分析を実施した（分析日は6月22日、8月19日）。スキマーサージタンクを含むFPC系統図を図13-2-2に、分析結果を表13-2-3に示す。

分析結果等に基づく評価は以下の通り。

- ・ 1号機は平成22年3月25日に定期検査で停止しているが、取り出した燃料のうち、最も冷却期間が短い燃料でも1年程度冷却されているため、検出された短半減期核種のI-131（半減期約8日）はSFPに貯蔵している燃料から放出されたものとは考えられず、原子炉由来の可能性が高いと考えられる。
- ・ 原子炉由来の放射能の経路としては、原子炉由来の放射性核種が、建屋内における蒸気の凝縮水、ダスト、瓦礫への付着等を介してSFP水に溶け込んだ可能性が高いと考えられる。

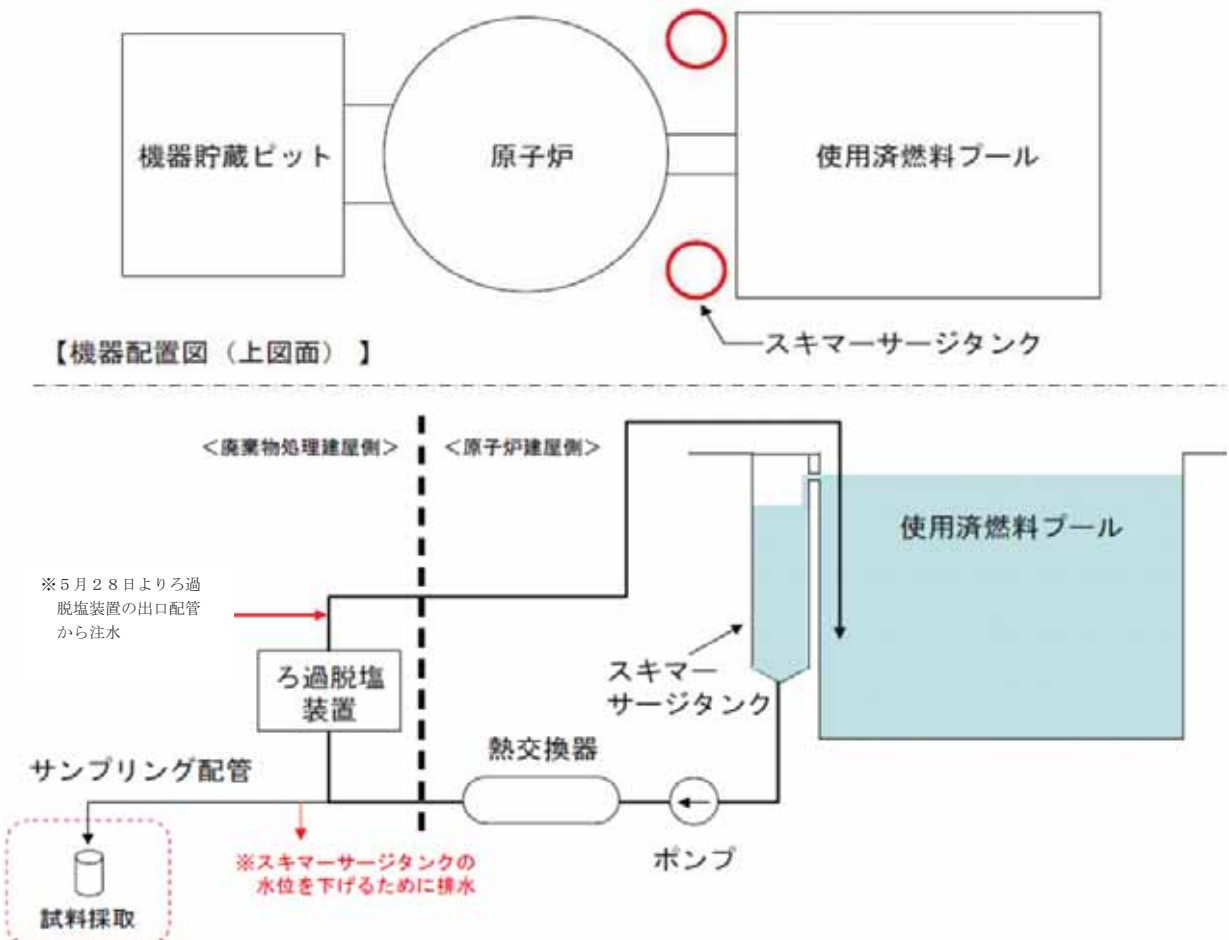


図13-2-2 FPC系統図

表 13-2-3 1号機スキマーサージタンク水の分析結果

検出核種	半減期	濃度 (Bq/cm ³)			
		6/22採取	8/19採取	(参考) 1号機SFP水 (2/11)	(参考) 1号機T/B地下階たまり水 (3/26)
Cs-134	約2年	12,000	18,000	検出限界未満	1.2 × 10 ⁵
Cs-137	約30年	14,000	23,000	0.078	1.3 × 10 ⁵
I-131	約8日	68	検出限界未満	検出限界未満	1.5 × 10 ⁵

(2) 1号機SFPの水位評価

図13-2-3に1号機SFPの評価結果を図示する。評価結果では、地震時のスロッシングと爆発の影響により3月13日までに水位が一旦低下すると仮定し、その後は水温が蒸発開始温度70℃に到達するまでは水位は維持され、以後は蒸発により水位は低下したと推定している。3月31日の注水及び5月下旬のFPC配管による注水により水位は回復し5月29日、6月5日にスキマーサージタンクレベルの上昇により満水が確認されている【図13-2-4】。満水までに注水された水量の合計値は413tであり、全量がプールに到達したとは考えにくいことから、事故発生時より満水確認時まで失われた水の量はこれよりも少ない量であると考えられる。通常水位のプールの水量は約1000tであり、プールの深さは燃料有効長の3倍程度であることから、1号機のSFPの水位は維持され、燃料の露出は無かったと考えられる。また、1号機のプールは他号機のプールと比較して崩壊熱が小さいため、1ヶ月以上の間注水を実施していないが、水位低下量は小さく、6月末時点で水位は燃料ラック頂部上約6m付近と評価されている。

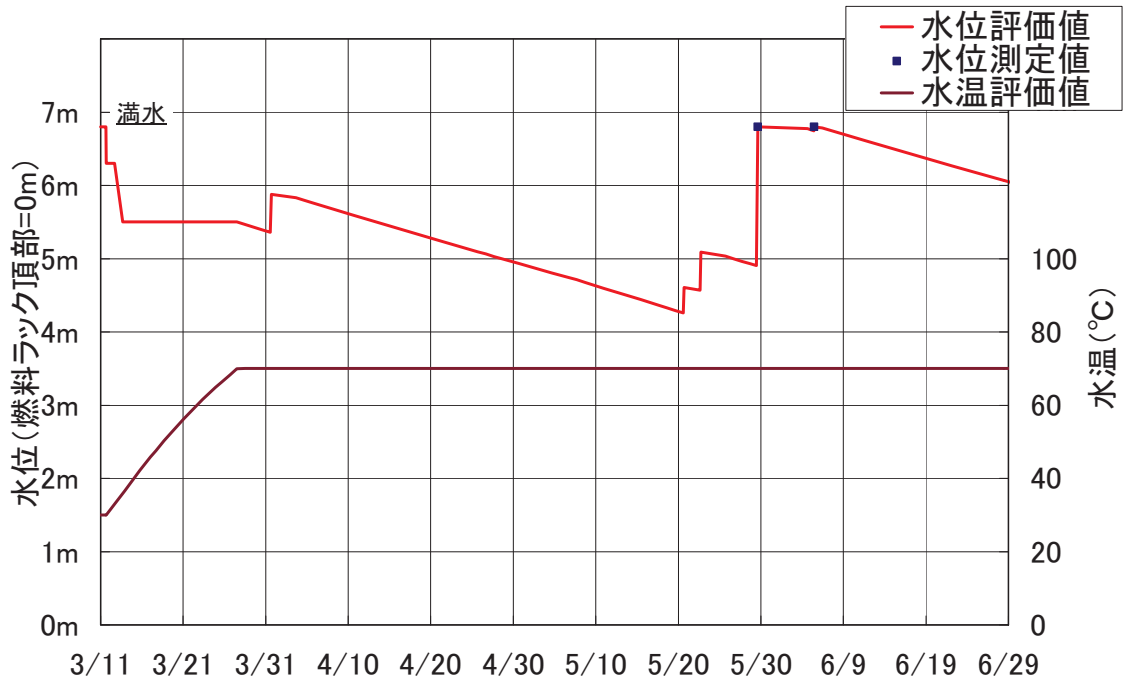


図13-2-3 1号機SFPの評価結果

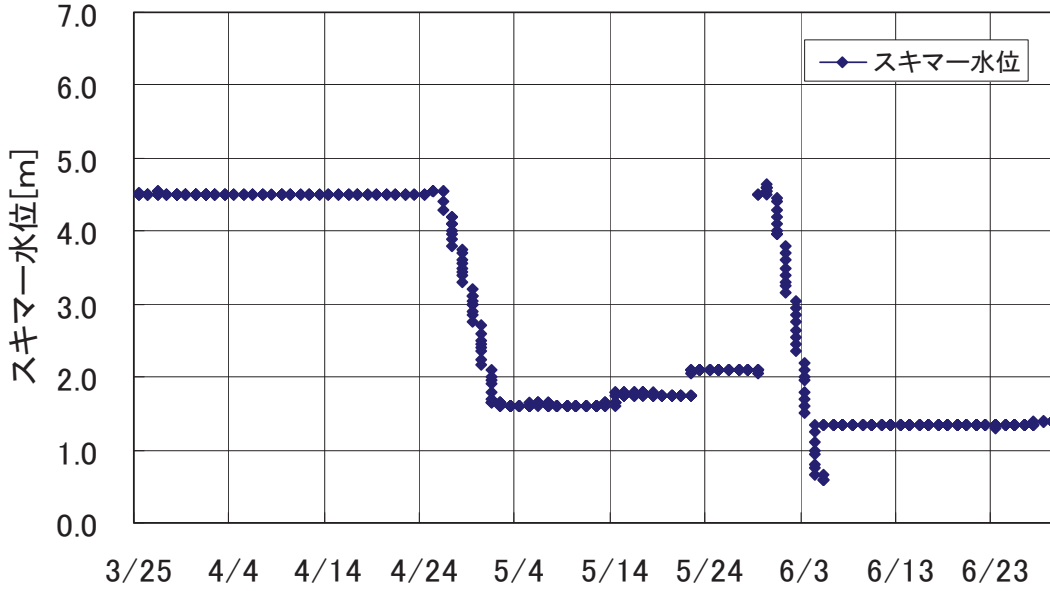


図13-2-4 1号機スキマーサージタンクレベル

２号機ＳＦＰの状況調査

１．ＳＦＰの状況

３月１１日時点で、福島第一原子力発電所２号機のＳＦＰには、使用済燃料５８７体、新燃料２８体が貯蔵されていた。また、崩壊熱は３月１１日の時点で０．６２ＭＷ、６月１１日の時点で０．５２ＭＷと評価している。２号機ＳＦＰに貯蔵されていた燃料体数を表１３－３－１に示す。

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引き起こされた津波の襲来により、全交流電源が喪失し、ＳＦＰの冷却機能及び補給水機能が喪失した。３月１２日１５時３６分、１号機Ｒ／Ｂが水素ガスによる爆発と思われる爆発で破損したが、その爆発の影響により２号機Ｒ／Ｂのブローアウトパネルが開放された。どの時点から始まったかは不明であるが、ブローアウトパネルからは白いもやが放出されているのが確認された。

３月２０日、海水を水源として既設のＦＰＣ配管を用いて注水を実施した。３月２２日に再度注水したところ、スキマーサージタンクレベルが上昇したことから満水を確認した。３月２９日以降は水源を淡水に切り替える事ができたため、海水の総注水量は８８ｔであった。

４月１６日、スキマーサージタンク水（ＳＦＰからオーバーフローした水）のサンプリングを実施した。

４月１０日、既設のＦＰＣ配管を用いた注水に、腐食防止のためのヒドラジンの注入を開始し、以降、代替冷却系のインサービスまでにはほぼ一定の間隔で１０８２ｔを注水した。

５月３１日１７時２１分、代替冷却系（図１３－３－１参照）によるプール水冷却を開始したが、６月１日、スキマーサージタンクレベルが低下したため注水を実施した。冷却開始時の水温は７０℃（ＳＦＰ温度計指示値）であり、６月５日頃には定常状態に達し、その後は３０℃程度の水温で安定した状態にある。２号機のＳＦＰへの注水実績を表１３－３－２に示す。

表１３－３－１ ２号機のＳＦＰに貯蔵されていた燃料体数

7X7	3
STEP2	248
STEP3-B	336
使用済み計	587
新燃料(STEP3-B)	28
燃料合計	615

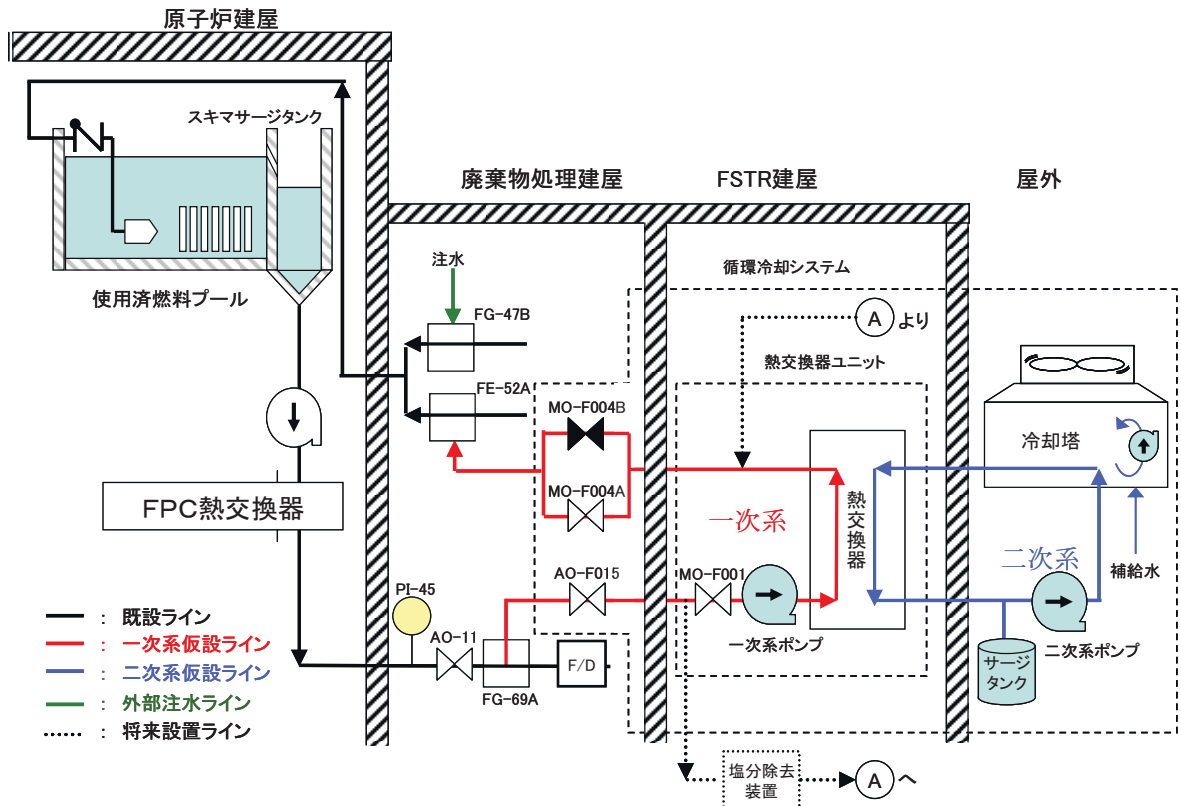


図 1 3 - 3 - 1 代替冷却系の系統図

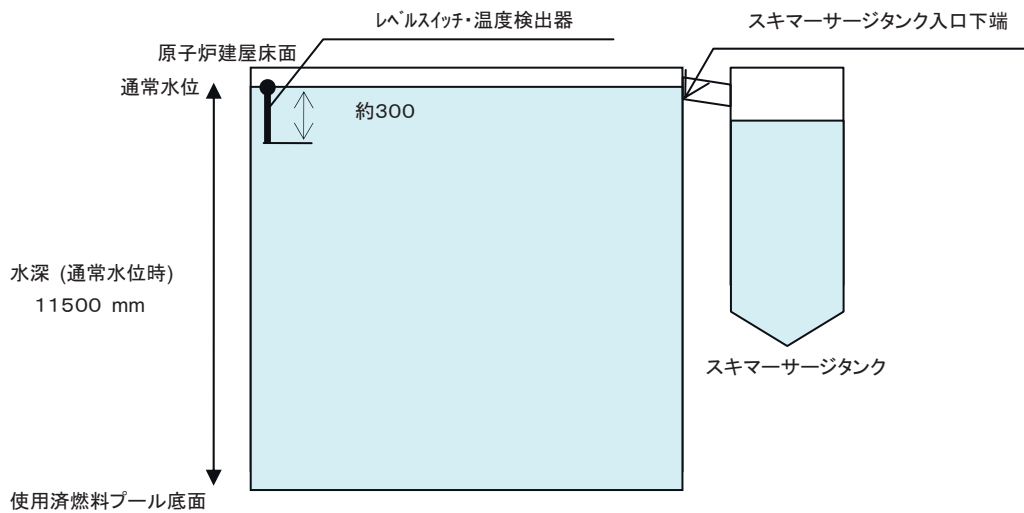


図 1 3 - 3 - 2 SFP概略図

表13-3-2 2号機のSFPへの注水実績

8/12 9:00時現在

日時	手段	種類	注水量合計
			(最大)約1122(t)
3/20 15:05~ 17:20	FPC	海水	40
3/22 16:07~ 17:01	FPC	海水	18
3/25 10:30~ 12:19	FPC	海水	30
3/29 16:30~ 18:25	FPC	淡水	15~30
3/30 19:05~ 23:50	FPC	淡水	20未満
4/1 14:56~ 17:05	FPC	淡水	70
4/4 11:05~ 13:37	FPC	淡水	70
4/7 13:29~ 14:34	FPC	淡水	36
4/10 10:37~ 12:38	FPC	淡水	60
4/13 13:15~ 14:55	FPC	淡水	60
4/16 10:13~ 11:54	FPC	淡水	45
4/19 16:08~ 17:28	FPC	淡水	47
4/22 15:55~ 17:40	FPC	淡水	50
4/25 10:12~ 11:18	FPC	淡水	38

4/28 10:15～ 11:28	FPC	淡水	43
5/2 10:05～ 11:40	FPC	淡水	55
5/6 9:36～ 11:16	FPC	淡水	58
5/10 13:09～ 14:45	FPC	淡水	56
5/14 13:00～ 14:37	FPC	淡水	56
5/18 13:10～ 14:40	FPC	淡水	53
5/22 13:02～ 14:40	FPC	淡水	56
5/26 10:06～ 11:36	FPC	淡水	53
5/30 12:06～ 13:52	FPC	淡水	53
5/31 17:21～SFP 循環冷却装置運用開始 10:47～11:04 (一次系水張り) 11:40～11:50 (L/T) 17:21～(T/R後イ ンサービス)	SFP循環冷却装置	淡水	-
6/1 6:06～ 6:53 (スキマーサージタンク水 位低下のため)	FPC	淡水	25

2. 調査によって確認された事項

(1) 2号機スキマーサージタンク水のサンプリング

2号機では平成23年4月16日、8月19日に、SFPからスキマーサージタンクに流出した水を採取し、採取した水について放射性物質の核種分析を

実施した（分析日は4月17日、8月19日）。分析結果を表13-3-3に示す。

表13-3-3 2号機スキマーサージタンク水の分析結果

検出核種	半減期	濃度 (Bq/cm ³)			
		4/16 採取	8/19 採取	(参考) 2号機 SFP水 (2/10)	(参考) 2号機 タービン建屋 地下階たまり水 (3/27)
Cs- 134	約2年	160,000	110,000	検出限界 未満	3.1×10^6
Cs- 137	約30年	150,000	110,000	0.28	3.0×10^6
I- 131	約8日	4,100	検出限界 未満	検出限界 未満	1.3×10^7

分析結果等に基づく評価を以下に記す。

- ・ 2号機は平成22年9月16日に定期検査で停止しているが、取り出した燃料のうち、最も冷却期間が短い燃料でも7ヶ月程度冷却されているため、検出された短半減期核種のI-131（半減期約8日）はSFPに貯蔵している燃料の影響とは考えにくく、原子炉由来の可能性が高いと考えられる。
- ・ 原子炉由来の放射能の経路としては、2号機のPCVから漏えいした放射性核種が、R/B内における蒸気の凝縮水、ダスト等を介してSFP水に溶け込んだ可能性が高いと考えられる。2号機はR/Bの損傷がないため、1号機や3号機の原子炉から飛来した放射能の影響ではなく、2号機の原子炉由来の可能性が高いと考えられる。

(2) 2号機SFP水位評価

図13-3-3に2号機SFPの評価結果を実績測定値と合わせて図示する。

評価結果では、水位は地震時のスロッシングの影響により低下すると仮定し、蒸発開始以降は蒸発により低下しているが、注水実施毎に水位が回復している。のこぎりの刃状に、蒸発による水位低下と注水による水位回復を繰り返し、概ね満水付近で水位管理がなされている。

なお、3月22日に海水を水源として既設のFPC配管を用いて注水を実施したところ、スキマーサージタンクレベルが上昇したことから満水を確認した【図13-3-4】。満水までに注水された水量の合計値は58tであり、この水量が事故発生時より満水までに失われた水の量であると考えられ、これは通常水位のプールの水量約1400tと比較して充分小さい。

これらの水位に関する情報から、2号機のSFPの水位は維持され、燃料の露出は無かったと考えられる。

2号機ではR/Bに大きな損傷がないため、本設のFPCによる注水が可能であり、当該ラインを用いた注水を定期的に実施している。SFPが満水になるとオーバーフロー水がスキマーサージタンクへ流れ込み、スキマーサージタンクの水位計が上昇するという原理を利用して、2号機ではSFPの水位を確認している。すなわち、スキマーサージタンクの水位上昇時をSFPの満水時として考えており、図13-3-3ではその点を水位測定値として示している。図13-3-3から水位評価値が測定値と概ね良く一致していることが分かる。3月中旬～下旬の評価値は測定値（満水）より低い理由は、初期のスロッシングの影響を大きく見積もっているためと推定される。

また、2号機では本設のSFPの水温計が利用可能な状態であり、定期的な測定を実施している。測定結果を図示しているが、注水直後に70℃付近まで上昇し、1～2日後には50℃程度まで低下するという傾向が繰り返されている。これはSFP水位の低下により温度計が水から露出し、露出後は水温ではなく雰囲気温度を示しているためである。

5月31日17時21分に代替冷却系をインサービスした結果、SFP水の冷却が進み、30℃程度の水温（7月7日14時時点で34℃）となっている。

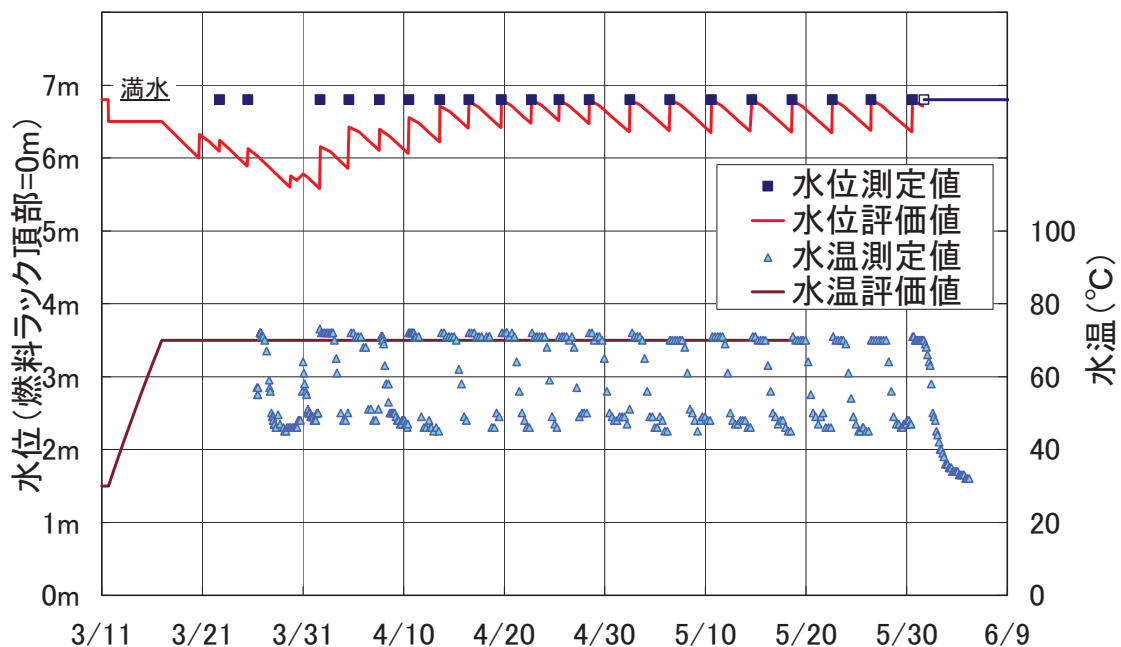


図13-3-3 2号機SFPの評価結果

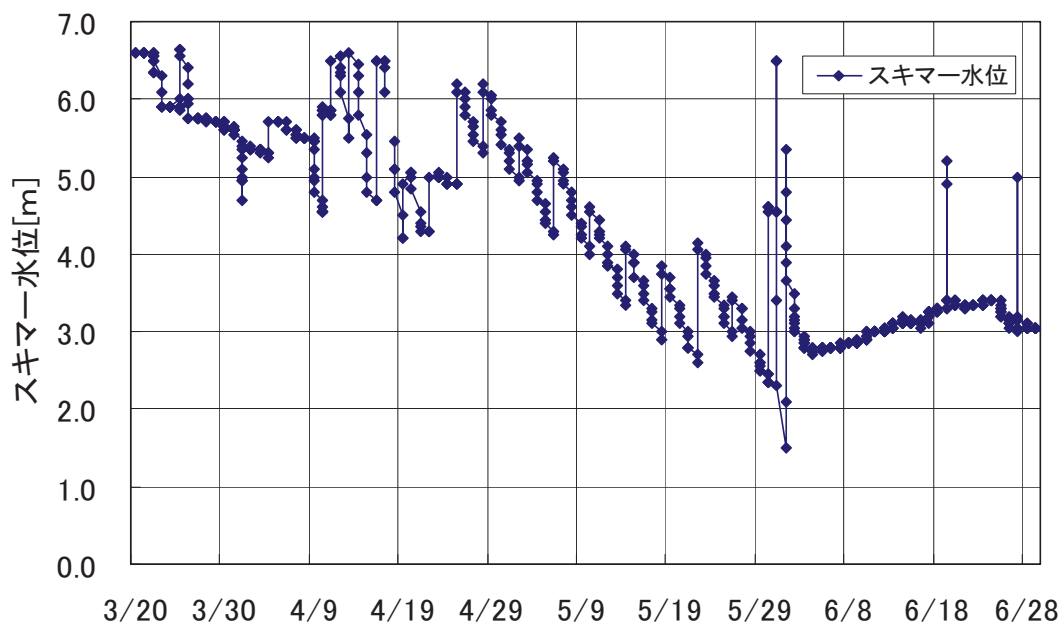


図 13-3-4 2号機スキマーサージタンクレベル

3号機SFPの状況調査

1. SFPの状況

3月11日時点で、福島第一原子力発電所3号機のSFPには、使用済燃料514体、新燃料52体が貯蔵されていた。また、崩壊熱は3月11日の時点で0.54MW、6月11日の時点で0.46MWと評価している。3号機のSFPに貯蔵されていた燃料体数を表13-4-1に示す。

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引き起こされた津波の襲来により、全交流電源が喪失し、SFPの冷却機能及び補給水機能が喪失した。3月14日11時01分、水素ガスによると思われる爆発が発生し、R/Bのオペレーティングフロアから上部全体の外壁が破損し、SFPに大量の瓦礫が落下した。建屋の破損により、むき出しとなったオペレーティングフロアから大量の蒸気が放出されていることが確認された。

3月17日9時48分頃、ヘリコプターにより海水をR/B上部に放水。放水後に蒸気が立ち上がったことが確認された。3月17日19時05分、放水車によりSFPに向けて放水を開始。以降3月25日まで、放水車、屈折放水塔車によりSFPへ向けて放水を実施。(一部を除きほとんどが海水)。

3月23日、24日、既設のFPC配管を用いて注水(海水)を実施したが、ポンプの吐出圧力が予測よりも高く、系統の途中で詰まり等の可能性が想定されたことから、ほとんど注水されていないと判断した。

3月27日、コンクリートポンプ車による最初の放水を実施。実施後、R/B上部からの蒸気発生量の増加を観測した。以降4月22日まで、コンクリートポンプ車により約815tの放水を実施した。

3月29日、コンクリートポンプ車の水源を淡水に変更し、放水を実施した。4月12日、カメラを装備したコンクリートポンプ車に変更することで、カメラ画像により水位上昇を確認しながらの注水が可能となり、初めて3号機のSFPの満水を確認した。予定注水量の半分程度で満水が確認されたことから、従来の蒸発量予測が保守的であり必要量以上の注水が出来ていたことを確認した。この時点までに注水された水の内、余剰分はオーバーフローしていたものと思われる。オーバーフローが発生していたと推測される注水後には、因果関係は不明であるものの、原子炉ベローシール部等の温度が短時間の内に上昇、下降する挙動が確認されている。

4月22日、既設のFPC配管を用い、ストレーナを外しての試験注水を実施した。20分間の10t程度の注水でプール水位約9cmの上昇を確認し、注水可能と判断した。4月26日、既設の燃料プール冷却浄化系配管を用いて本格的に注水を実施し、以降6月29日まで、既設のFPC配管を用いて約8

24. 5 tの注水を実施した。

5月8日、SFP水のサンプリング、ビデオ撮影を実施した。

5月9日、既設のFPC配管を用いた注水に、材料腐食防止のためのヒドラジンの注入を開始した。サンプリングの結果から、落下した瓦礫からのアルカリ金属（Ca等）の溶出により、プール水がアルカリ性を示すことが確認されたため、6月26日、27日、既設のFPC配管を用いた注水実施時に、アルカリ性を中和するためのホウ酸水を注入した。これにより注水前には強アルカリ性のpH11.2（5月8日測定）であったが、注水後には弱アルカリ性のpH9.0（7月7日測定）となり水質が改善した。

6月30日、代替冷却系（図13-4-1参照）によるプール水冷却を開始。冷却開始時の水温は約62℃。（代替冷却系入口温度）であり、7月7日頃には定常状態に達し、30℃程度の水温で安定した状態にある。

7月7日、FPCのサンプリング配管から、スキマーサージタンクにオーバーフローしたSFP水のサンプリングを実施した。3号機のSFPへの注水実績を表13-4-2に示す。

表13-4-1 3号機のSFPに貯蔵されていた燃料体数

8X8	42
STEP2	148
STEP3-A	324
使用済み計	514
新燃料(STEP3-A)	52
燃料合計	566

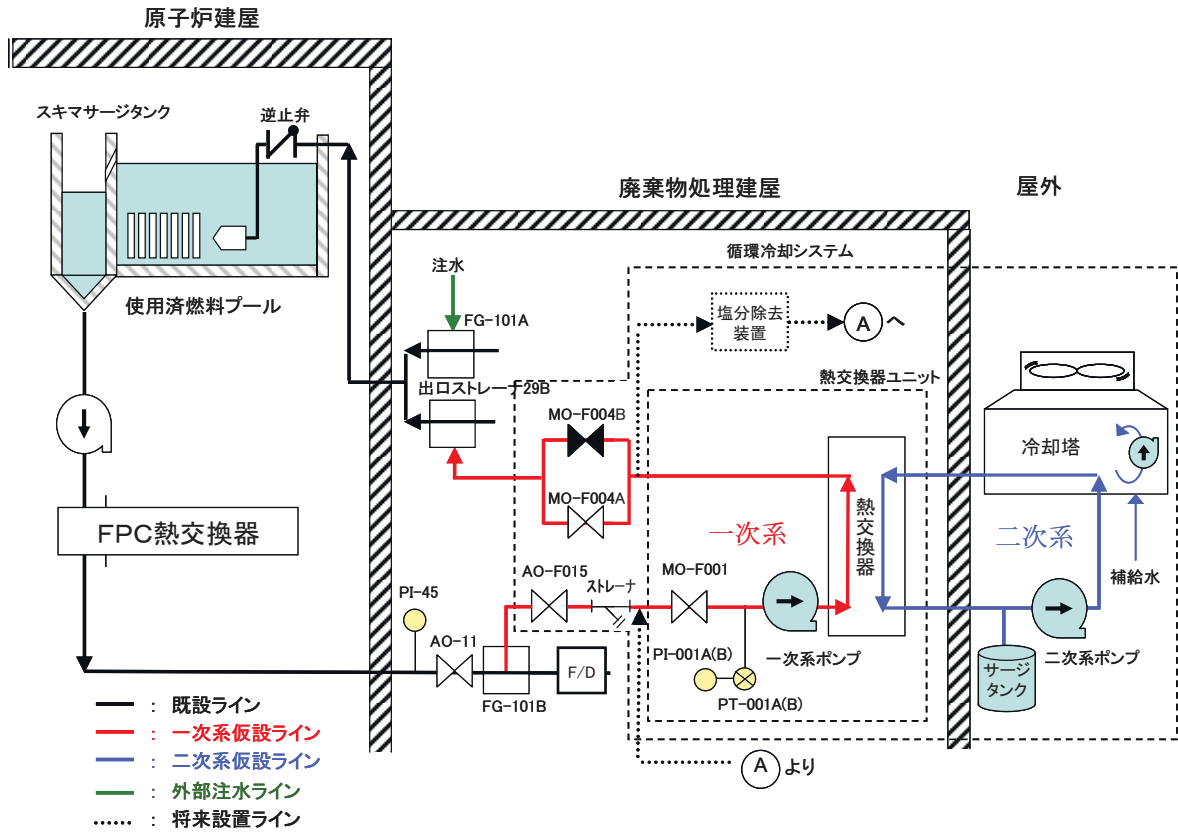


図 1 3 - 4 - 1 代替冷却系の系統図

表 13-4-2 3号機のSFPへの注水実績

8/12 9:00時現在

			注水量合計
			約6167.5 (t)
日時	手段	種類	注水量(t)
3/17 9:48~10:01	自衛隊ヘリ	海水	30
3/17 19:05~19:13	機動隊高压放水車	海水	44
3/17 19:35~,19:45~, 19:53~, 20:00~,20:07~20:09	自衛隊高压放水車	真水	30
3/18 14:00頃~14:38	自衛隊高压放水車	真水	40
3/18 14:42~14:45	米軍高压放水車	真水	2
3/19 0:30~1:10	東京消防庁屈折放水塔車等	海水	60
3/19 14:10~3/20 3:40	東京消防庁屈折放水塔車等	海水	2430
3/20 21:36頃~3/21 3:58	東京消防庁屈折放水塔車等	海水	1137
3/22 15:10~15:59	東京消防庁屈折放水塔車等 (東京消防庁・大阪市消防局)	海水	150
3/23 11:03~13:20	FPC	海水	35
3/24 5:35頃~16:05頃	FPC	海水	120
3/25 13:28~16:00	東京消防庁屈折放水塔車等 (川崎市消防局)	海水	450

3/27 12:34~14:36	東電コンクリートポンプ車(5.2m級)	海水	100
3/29 14:17~18:18	東電コンクリートポンプ車(5.2m級)	淡水	100
3/31 16:30~19:33	東電コンクリートポンプ車(5.2m級)	淡水	105
4/2 9:52~12:54	東電コンクリートポンプ車(5.2m級)	淡水	75
4/4 17:03~19:19	東電コンクリートポンプ車(5.2m級)	淡水	70
4/7 6:53~8:53	東電コンクリートポンプ車(5.2m級)	淡水	70
4/8 17:06~20:00	東電コンクリートポンプ車(5.2m級)	淡水	75
4/10 17:15~19:15	東電コンクリートポンプ車(5.2m級)	淡水	80
4/12 16:26~17:16	東電コンクリートポンプ車(6.2m級)	淡水	35
4/14 15:56~16:32	東電コンクリートポンプ車(6.2m級)	淡水	25
4/18 14:17~15:02	東電コンクリートポンプ車(6.2m級)	淡水	30
4/22 14:19~15:40	東電コンクリートポンプ車(6.2m級)	淡水	50
4/26 12:00~12:02	東電コンクリートポンプ車(6.2m級)	淡水	(水面確認)
4/26 12:25~14:02	F P C	淡水	47.5
5/8 11:38 (水位計測) 12:10~14:10 (注水) 14:10~14:50 (水位計測、 サンプリング)	F P C	淡水	(水位計測、サンプリング) 60
5/9 12:14~15:00 (注水) (注水前後に水位計測)	F P C	淡水	(水位計測) 80

5/16 15:00～18:32	FPC	淡水	106
5/24 10:15～13:35	FPC	淡水	100
5/28 13:28～15:08	FPC	淡水	50
6/1 14:34～15:54	FPC	淡水	40
6/5 13:08～15:14	FPC	淡水	60
6/9 13:42～15:31	FPC	淡水	55
6/13 10:09～11:48	FPC	淡水	42
6/17 10:19～11:57	FPC	淡水	49
6/26 9:56～11:23	FPC	淡水（ホウ酸含む）	45
6/27 15:00～17:18	FPC	淡水（ホウ酸含む）	60
6/29 14:45～15:53	FPC	淡水	30
6/30 9:45～10:43(水張り及び漏えい確認) 18:33～(運転確認) 19:47(代替冷却システム起動)	SFP循環冷却装置	淡水	-

2. 調査によって確認された事項

(1) 3号機SFPプール水

3号機では平成23年5月8日にコンクリートポンプ車を用いてプール水を採取し、また、平成23年7月7日、8月19日にFPC系のサンプリング配管から、スキマーサージタンクにオーバーフローしたSFP水を採取した。採取したプール水についての放射性物質の核種分析を実施した（分析日は5月9日、7月7日、8月19日）。分析結果を表13-4-3に示す。

表13-4-3 3号機SFP水の分析結果

検出核種	半減期	濃度 (Bq/cm ³)				
		3号プール水				(参考) 3号機 タービン地下 たまり水 (4/22)
		5/8 採取	7/7 採取	8/19 採取	(参考) 3/2 採取	
Cs-134	約2年	140,000	94,000	74,000	検出限界 未満	1,500,000
Cs-136	約13日	1,600	検出限界 未満	検出限界 未満	検出限界 未満	44,000
Cs-137	約30年	150,000	110,000	87,000	検出限界 未満	1,600,000
I-131	約8日	11,000	検出限界 未満	検出限界 未満	検出限界 未満	660,000

分析結果等に基づく評価を以下に記す。

- ・ 3号機は平成22年6月19日に定期検査で停止しているが、取り出した燃料のうち、最も冷却期間が短い燃料でも10ヶ月以上冷却されているため、検出された短半減期核種のCs-136やI-131はSFPに貯蔵している燃料の影響とは考えにくく、原子炉由来の可能性が高いと考えられる。3号機T/B地下溜まり水の分析結果と核種毎の比率が同程度であることも原子炉由来の放射能である可能性が高いことを示している。
- ・ 原子炉由来の放射能の経路としては、原子炉由来の放射性核種が、建屋内における蒸気の凝縮水、ダスト、瓦礫への付着等を介してSFP水に溶け込んだ可能性が高いと考えられる。
- ・ 5月8日と7月7日のサンプリングされたプール水の分析結果はから、Cs-134と137の同位体の存在比は同等であるものの、濃度が3割程度異なっている。ただし、サンプリングの回数が少なく、また、サンプリング手法が異なるため、この濃度差が有意であるのかは明確ではない。

(2) 3号機SFPの水位評価

図13-4-2に3号機SFP水位の評価結果を実績測定値と合わせて図示する。

評価結果では、地震時のスロッシングと爆発の影響により3月14日までに2m程度の水位の低下を仮定しているが、3月17日以降に集中的な放水を実施したことにより水位は回復しており、以後、定期的な注水(4月末～5月初

めの期間はポンプ車の故障により注水できず)により満水付近で水位が管理されている。なお、事象初期に実施された放水車等による放水、コンクリートポンプ車による注水、FPC配管からの注水は、それぞれプールへの実際の流入割合が異なると考えられるため、それぞれに歩留まりを設定している。

水位の測定は4月中旬以降からポンプ車に設置したカメラの観察画像を基に実施しているが、測定値は評価値と概ね良く一致している。SFP水位は、蒸発による水位低下と注水による水位回復を繰り返し、概ね満水付近で水位管理できているものとする。

なお、4月12日の満水確認時の注水量(約35t)は、漏れ等により失われる水の補給も考慮した想定注水量(約80t(4月10日の実績))よりも小さかったことから、崩壊熱により失われる以上の水位の減少は無かったと考えられる。また、満水確認後の注水の実績から1日あたりの蒸発量は、約10～20t程度と推定されるため、満水確認時までに蒸発により失われた水の量は320～640t程度となる。仮に、満水までプールへの注水が無かったと仮定しても、プール水量は約1400tであり、プールの深さは燃料有効長の約3倍程度であることから、水位は半分以上残る計算となる。また、蒸発以外にスロッシングや建屋爆発時に水位が減少すると仮定しても、露出するまでには2m以上の余裕がある。したがって、3号機のSFPの水位は維持され、燃料の露出は無かったと考えられる。

水温の測定については約60℃という1点の実績のみであるが、本測定結果はプール表層部の水のサンプリング結果であるため、プール水の平均的な温度より低いと考えられる。評価上の蒸発時の水温は、同程度の崩壊熱を有する2号機プールの実績から70℃と設定している。

3号機では建屋爆発以降、他号機と比べ多量の白い湯気がR/B上部から立ち昇る様子が確認された。プール内の燃料の崩壊熱による蒸発量は他号機と比較して大きくないので、この原因はプールからの蒸気ではなく、3号機プールに向けて放水したもののプールに命中しなかった水が何らかの経路により格納容器ヘッド側へ流入して蒸気発生したものと推測される。

6月30日19時47分に代替冷却系をインサービスした結果、SFPプール水の冷却が進み、30℃程度の水温(7月7日11時時点で30.8℃(熱交換機入口温度))となっている。

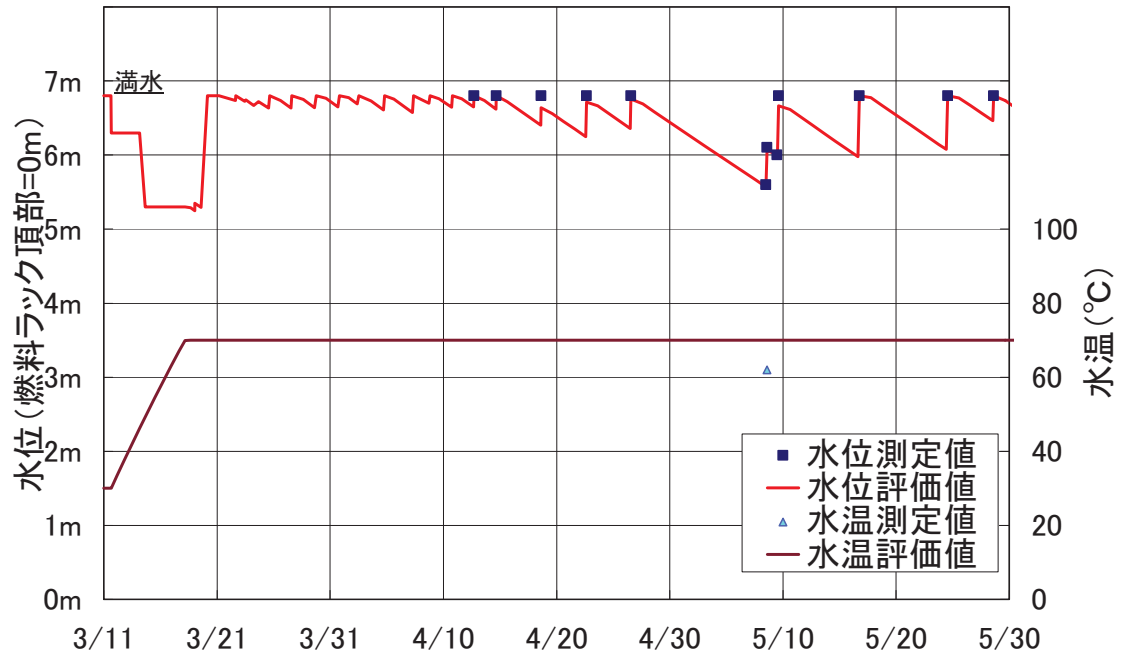


図13-4-2 3号機SFPの評価結果

(3) プール水中の状況

5月8日、プール水のサンプリングを実施する際に、同時にビデオカメラによる撮影を実施した。図13-4-3に撮影された写真を示すが、プール水中には大量の瓦礫が落下しており、プールに保管されていた燃料等の状況は確認できなかった。



図13-4-3 3号機のSF6水中の状態

(4) プール水位・温度測定の実施方法

3号機については、プール水のサンプリング時に、水温の測定を実施している。測定方法は、図13-4-4に示すようにコンクリートポンプ車を用いて、熱電対を取り付けたケーブルを建屋上部から降ろし、着水による温度変化を確認する。この温度はプール水表層の温度であるため、より深い場所ではそれよりも高温である可能性が高い。

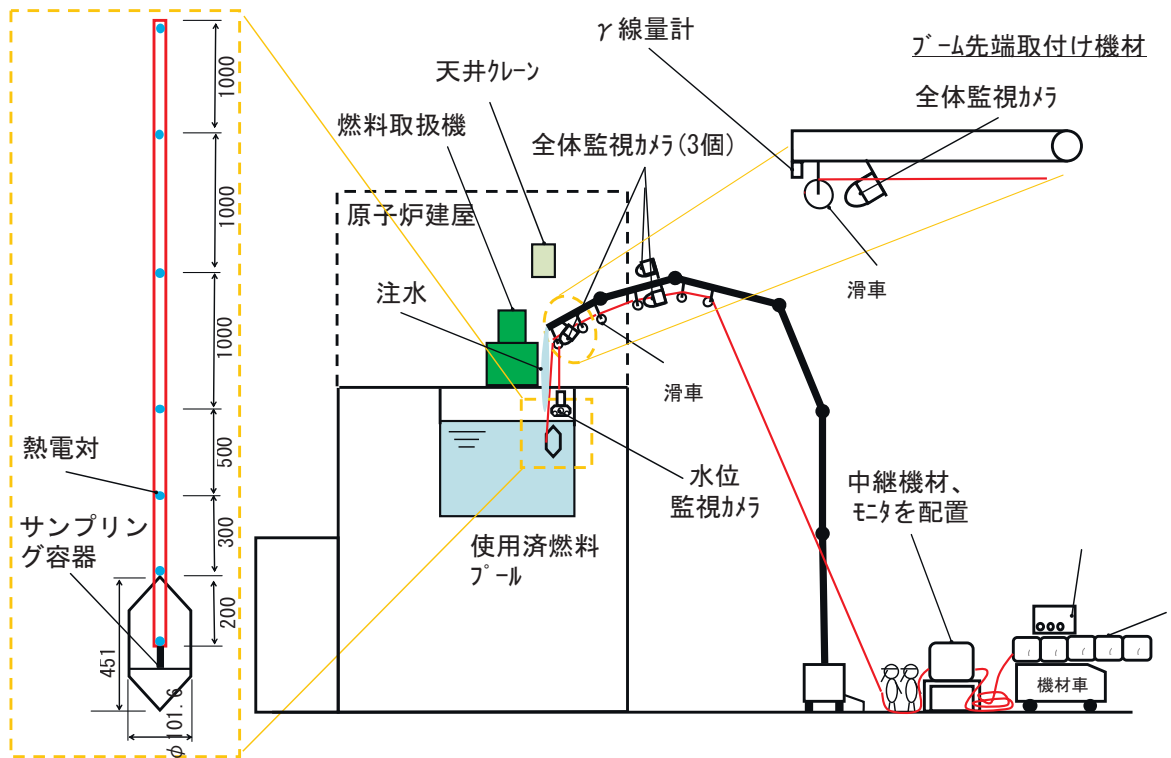


図 1 3 - 4 - 4 コンクリートポンプ車によるプール水位、水温の測定方法

4号機SFPの状況調査

1. SFPの状況

3月11日時点で、福島第一原子力発電所4号機のSFPには、使用済燃料1331体、新燃料204体が貯蔵されていた。また、崩壊熱は3月11日の時点で2.26MW、6月11日の時点で1.58MWと評価している。4号機のSFPに貯蔵されていた燃料体数を表13-4-1に示す。

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引き起こされた津波の襲来により、全交流電源が喪失し、SFPの冷却機能及び補給水機能が喪失した。3月15日6時頃、原因は不明であるが、水素ガスによると思われる爆発により、オペレーティングフロア上部等の壁面が破損した。

3月16日、3号機へのヘリコプターによる放水のための線量確認の際に、4号機のオペレーティングフロア近辺にまでヘリコプターが接近した。その際に、4号機プールの水面が目視により観測され、燃料が露出していないことが確認された。

3月20日、自衛隊が放水車による淡水放水を開始した。以降3月21日まで、約250tの地上からの放水を実施した。

3月22日、コンクリートポンプ車による海水放水を実施。以降6月14日まで、約5700tの放水を実施した。

3月25日、既設の燃料プール冷却浄化系配管を用いて注水を実施したが、配管の抵抗が大きく、ほとんど注水されていないと判断した。

3月25日、コンクリートポンプ車による放水を実施した。スキマーサージタンクレベルの上昇を確認したため、燃料プールが満水になっているとの推測がなされた。その後も4月12日までに数回のスキマーサージタンクレベルの上昇を観測したが、いずれも数cm程度であり、当時スキマーサージタンクレベルにより満水確認が可能であった2号機の上昇レベル（数十cm以上）と比較すると非常に小さい値であった。

4月12日、コンクリートポンプ車を用いて、燃料プール水のサンプリング及びそれに先だつての水位測定を実施した。その際に測定された水位はTAF上2.1mであり、それまでに観測されたスキマーサージタンクレベルの上昇は満水によるオーバーフローではなかったことが確認された。スキマーサージタンクレベルが上昇した理由は、その上昇速度が小さかったことから、プールに注水されずオペレーティングフロアの床に落下した水がドレン系等を通じてスキマーサージタンクに流れ込み水位を上げた可能性が高いものと考えられる。

4月22日、再びコンクリートポンプ車を用いた水位確認を実施した。4月12日以降の放水を必要最小限にとどめていたこともあり、全ての水がプール

へと注入できなかつたと推定されるため、水位は更に低下しTAF上+1.7 mと測定された。放水の歩留まりと崩壊熱による蒸発量を考慮すれば、プールの水位は予想の範囲内であったことから、プール満水に向けてのコンクリートポンプ車による水位測定と放水を実施し、4月27日に大幅なスキマーサージタンクレベルの上昇(4300→6050 mm)をもって、満水を確認した。4号機のSFPは、漏えいの可能性が指摘されていたが、その後の注水と水位の関係は、崩壊熱から予想される蒸発による減少の範囲の中にあり、SFPからの大量の水漏れがないことが推測された。

4月27日、原子炉ウェル側の水位を、事故以来初めて計測することができた。水位はTAF+1.8 mであり、発熱源がなく、地震発生以前は満水であったことから蒸発により大量に水が失われたとは考えにくく、SFPの水位低下に伴い、プールゲートを介してSFP側へ流出したものと推定され、プールの水位もウェル水位と同程度(TAF+1.8 m程度)と考えられる。

4月29日、建屋内のSFPドレン系には大量のドレン水が存在しないことが確認されていることも、プールからの大量の水漏れは無いことの証拠となった。

4月28日、5月7日、SFPプール水のサンプリング、水位測定、ビデオ撮影を実施した。録画された映像から、SFP内に瓦礫が落下していること、使用済燃料が燃料ラック内に収納された状態が維持されていること、プールゲートが健全であること等が確認された。

5月21日、コンクリートポンプ車による放水に、材料腐食防止のためのヒドラジンを注入した。

6月16日、仮設の燃料プール注水設備による注水を実施。以降7月31日まで、仮設の燃料プール注水設備により280 tを注水した。

6月19日、DSピットに収納されている炉内構造物からの放射線量を抑える目的で、原子炉ウェル、DSピットへのCRD配管からの注水を実施した。

4号機のSFPは、原子炉ウェル、DSピットを含め注水手段が確保されており、スキマーサージタンクレベルから満水を確認でき、水位が安定に維持されている状態にある。4号機のSFPへの注水実績を表13-4-2に示す。

7月31日12時44分に代替冷却系(図13-5-1参照)によるSFPプール水冷却を開始した。冷却開始時の水温は約75℃であり、8月3日頃には定常状態に達し、40℃程度の水温で安定した状態にある。

表 13-5-1 4号機のSFPに貯蔵されていた燃料体数

7X7RD	1
8X8	4
8X8BJ	30
STEP2	560
STEP3-B	736
使用済み計	1331
新燃料(STEP3-B)	204
燃料合計	1535

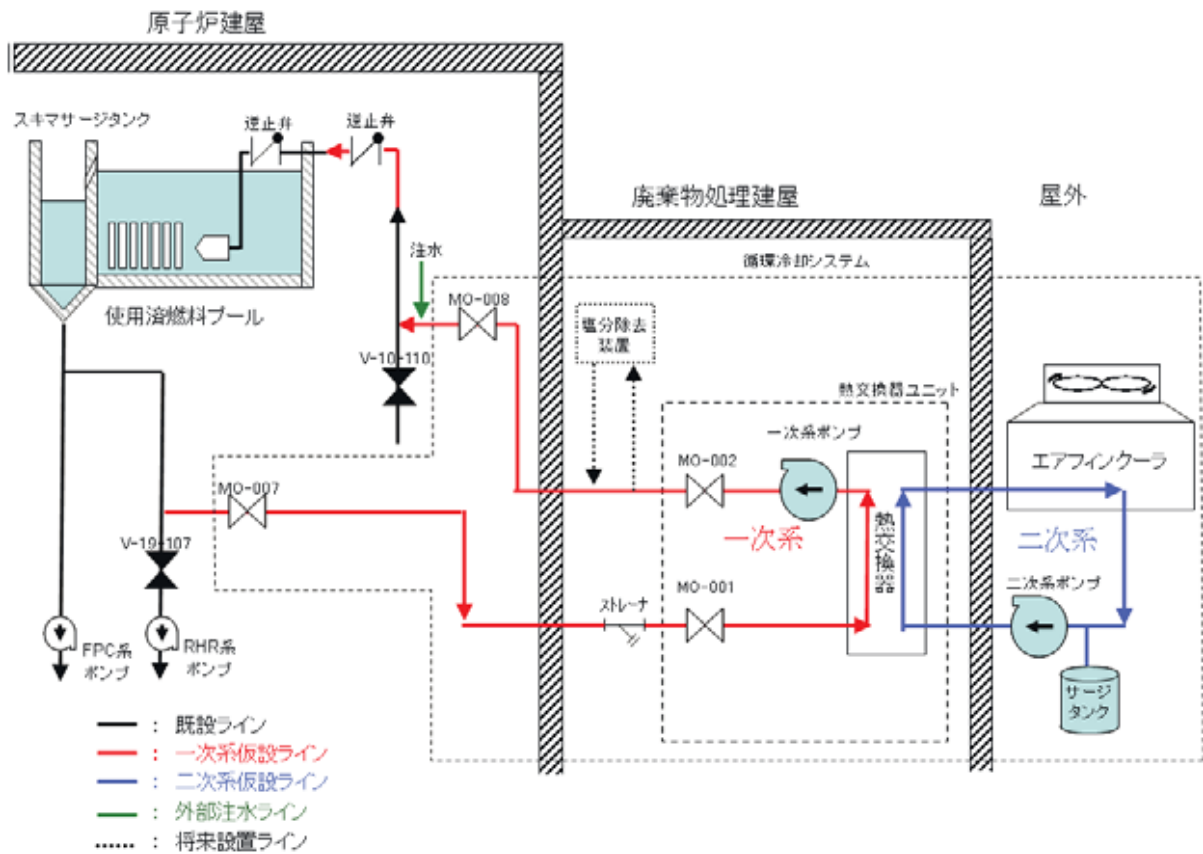


図 13-5-1 代替冷却系の系統図

表13-5-2 4号機のSFPへの注水実績

8/12 9:00時現在

日時	手段	種類	注水量(t)
		注水量合計	約6242(t)
3/20 8:21~9:40	自衛隊高圧放水車	真水	80
3/20 18:30頃~19:46	自衛隊高圧放水車	真水	80
3/21 6:37~8:41	自衛隊高圧放水車	真水	90
3/21 8:38~8:41	米軍高圧放水車	真水	2.2
3/22 17:17~20:32	東電コンクリートポンプ車(58m級)	海水	150
3/23 10:00~13:02	東電コンクリートポンプ車(58m級)	海水	125
3/24 14:36~17:30	東電コンクリートポンプ車(58m級)	海水	150
3/25 6:05~10:20	FPC	海水	21
3/25 19:05~22:07	東電コンクリートポンプ車(58m級)	海水	150
3/27 16:55~19:25	東電コンクリートポンプ車(58m級)	海水	125
3/30 14:04~18:33	東電コンクリートポンプ車(58m級)	淡水	140
4/1 8:28~14:14	東電コンクリートポンプ車(58m級)	淡水	180
4/3 17:14~22:16	東電コンクリートポンプ車(58m級)	淡水	180
4/5 17:35~18:22	東電コンクリートポンプ車(62m級)	淡水	20
4/7 18:23~19:40	東電コンクリートポンプ車(62m級)	淡水	38
4/9 17:07~19:24	東電コンクリートポンプ車(62m級)	淡水	90
4/13 0:30~6:57	東電コンクリートポンプ車(62m級)	淡水	195
4/15 14:30~18:29	東電コンクリートポンプ車(62m級)	淡水	140
4/17 17:39~21:22	東電コンクリートポンプ車(62m級)	淡水	140
4/19 10:17~11:35	東電コンクリートポンプ車(62m級)	淡水	40
4/20 17:08~20:31	東電コンクリートポンプ車(62m級)	淡水	100
4/21 17:14~21:20	東電コンクリートポンプ車(62m級)	淡水	140
4/22 17:52~23:53	東電コンクリートポンプ車(62m級)	淡水	200

4/23 12:30~16:44	東電コンクリートポンプ車(62m 級)	淡水	140
4/24 12:25~17:07	東電コンクリートポンプ車(62m 級)	淡水	165
4/25 18:15~ 4/26 0:26	東電コンクリートポンプ車(62m 級)	淡水	210
4/26 16:50~20:35	東電コンクリートポンプ車(62m 級)	淡水	130
4/27 12:18~15:15	東電コンクリートポンプ車(62m 級)	淡水	85
4/28 11:43~11:54	東電コンクリートポンプ車(62m 級)	淡水	(水位計測)
4/28 11:55~12:07	東電コンクリートポンプ車(62m 級)	淡水	(サンプリング)
4/29 10:29(水位計測)、10:35(温度測定)	東電コンクリートポンプ車(62m 級)	淡水	(水位計測、温度測定)
4/30 10:14~10:28(水位計測、温度測定)	東電コンクリートポンプ車(62m 級)	淡水	(水位計測、温度測定)
5/1 10:32~10:38(水位計測、温度測定)	東電コンクリートポンプ車(62m 級)	淡水	(水位計測、温度測定)
5/2 10:10~10:20(水位計測、温度測定)	東電コンクリートポンプ車(62m 級)	淡水	(水位計測、温度測定)
5/3 10:15~10:23(水位計測、温度測定)	東電コンクリートポンプ車(62m 級)	淡水	(水位計測、温度測定)
5/4 10:25~10:35(水位計測、温度測定)	東電コンクリートポンプ車(62m 級)	淡水	(水位計測、温度測定)
5/5 11:55~12:05(水位計測、温度測定) 12:19~20:46(放水)	東電コンクリートポンプ車(62m 級)	淡水	(水位計測、温度測定) 270
5/6 12:16(水位計測、温度測定) 12:38~17:51(放水)	東電コンクリートポンプ車(62m 級)	淡水	(水位計測、温度測定) 180
5/7 11:00(水位計測、水中撮影、サンプリング) 14:05~17:30(放水)	東電コンクリートポンプ車(62m 級)	淡水	(水位計測、水中撮影、サンプリング) 120
5/9 16:05~19:05(放水)	東電コンクリートポンプ車(62m 級)	淡水	100

5/11 16:07～19:38(放水)	東電コンクリートポンプ車(62m 級)	淡水	120
5/13 16:04～19:04(放水)	東電コンクリートポンプ車(62m 級)	淡水	100
5/15 16:25～20:25(放水)	東電コンクリートポンプ車(62m 級)	淡水	140
5/17 16:14～20:06(放水)	東電コンクリートポンプ車(62m 級)	淡水	120
5/19 16:30～19:30(放水)	東電コンクリートポンプ車(62m 級)	淡水	100
5/21 16:00～19:56(放水)	東電コンクリートポンプ車(62m 級)	淡水	130
5/23 16:00～19:09(放水)	東電コンクリートポンプ車(62m 級)	淡水	100
5/25 16:36～20:04(放水)	東電コンクリートポンプ車(62m 級)	淡水	121
5/27 17:05～20:00(放水)	東電コンクリートポンプ車(62m 級)	淡水	100
5/28 17:56～19:45(放水)	東電コンクリートポンプ車(62m 級)	淡水	60
6/3 14:35～21:15(放水)	東電コンクリートポンプ車(58m 級)	淡水	210
6/4 14:23～19:45(放水)	東電コンクリートポンプ車(58m 級)	淡水	180
6/6 15:56～18:35(放水)	東電コンクリートポンプ車(58m 級)	淡水	90
6/8 16:12～19:41(放水)	東電コンクリートポンプ車(58m 級)	淡水	120
6/13 16:36～21:00(放水)	東電コンクリートポンプ車(58m 級)	淡水	150
6/14 16:10～20:52(放水)	東電コンクリートポンプ車(58m 級)	淡水	150
6/16 13:14～15:44(放水)	仮設放水設備	淡水	75
6/18 16:05～19:23(放水)	仮設放水設備	淡水	99
6/22 14:31～16:38(放水)	仮設放水設備	淡水	56
6/29 11:47～12:01(放水)	仮設放水設備	淡水	7 (リークチェック)
6/30 11:30～11:55(放水)	仮設放水設備	淡水	13
7/31 8:47～9:38(淡水)	仮設放水設備	淡水	25

2. 調査によって確認された事項

(1) 4号機SFPプール水のサンプリング

4号機では平成23年4月12日、4月28日、5月7日にコンクリートポンプ車を用いてSFPプール水を採取した。また、平成23年8月20日には、FPC系のサンプリング配管から、スキマーサージタンクにオーバーフローしたSFPプール水を採取した。採取したSFPプール水についての放射性物質の核種分析を実施した（分析日はそれぞれ4月13日、4月29日、5月8日、8月20日）。分析結果を表13-5-3に示す。

表13-5-3 4号機SFPプール水の分析結果

検出核種	半減期	濃度 (Bq/cm ³)					(参考) 4号機 T/B地下階 たまり水 (3/24)
		4号プール水					
		4/12 採取	4/28 採取	5/7 採取	8/20 採取	(参考) 3/4 採取	
Cs-134	約2年	88	49	56	44	検出限界 未満	31
Cs-137	約30年	93	55	67	61	0.13	32
I-131	約8日	220	27	16	検出限界 未満	検出限界 未満	360

分析結果等に基づく評価を以下に記す。

- ・ 3回の採取結果ともに事故発生前（3月4日）に採取された濃度よりは高いが、絶対値は大きくない。このため、プール内の大部分の燃料は健全な状態にあり、系統的な大量破損は発生していないと推測できる。
ただし、4号機ではR/Bが損傷しているため、プールに落下した瓦礫により一部の燃料が損傷した可能性を否定することはできない。
- ・ 4号機は昨年11月30日に定期検査で停止し、最も冷却期間が短い燃料についても4ヶ月以上冷却されているため、検出された短半減期核種のI-131（半減期約8日）はSFPに貯蔵している燃料の影響とは考えにくく、1～3号機の原子炉由来の可能性が高いと考えられる。
- ・ 原子炉由来の放射能の経路としては、他号機のPCVからベント等により放出された放射性物質の飛来や放水した海水に含まれる放射能の影響の可能性が高いと考えられる。
- ・ 核種の減衰とプール水量の変化を考慮した評価値は、表13-5-4のように測定値と同程度の値であり、3回の測定結果の関係は妥当であると言える。

表13-5-4 4号機SFPプール水の分析結果

	4/28採取分		5/8採取分	
	評価値*	測定値	評価値*	測定値
Cs-134	54	49	56	56
Cs-137	58	55	61	67
I-131	35	27	17	16

*：評価値とは4月12日採取データを基準として、減衰とプール水量の違いによる希釈を考慮した値

(2) 4号機SFPの水位評価

図13-5-2に4号機SFPの評価結果を実績測定値と合わせて図示する。

評価結果では、水位は地震時のスロッシングと爆発の影響により低下したと仮定し、その後は蒸発により低下している。3月20日以降注水により水位回復を図っているが、4月20日頃までは蒸発量が注水量を上回っており、燃料ラック頂部+1.5mまで水位は低下している。4月22日～27日に集中的な注水により満水まで回復した後、5月5日まで注水を停止して水位減少の傾向確認を実施している。その後は集中的な注水により満水に回復し、以降は蒸発による水位低下と注水による水位回復を繰り返し、概ね満水付近で水位管理がなされている。なお、事象初期に実施された放水車等による放水、コンクリートポンプ車による注水、仮設のSFP注水設備からの注水は、それぞれプールへの実際の流入割合が異なると考えられるため、それぞれに水位測定結果等から推定される歩留まりを設定している。

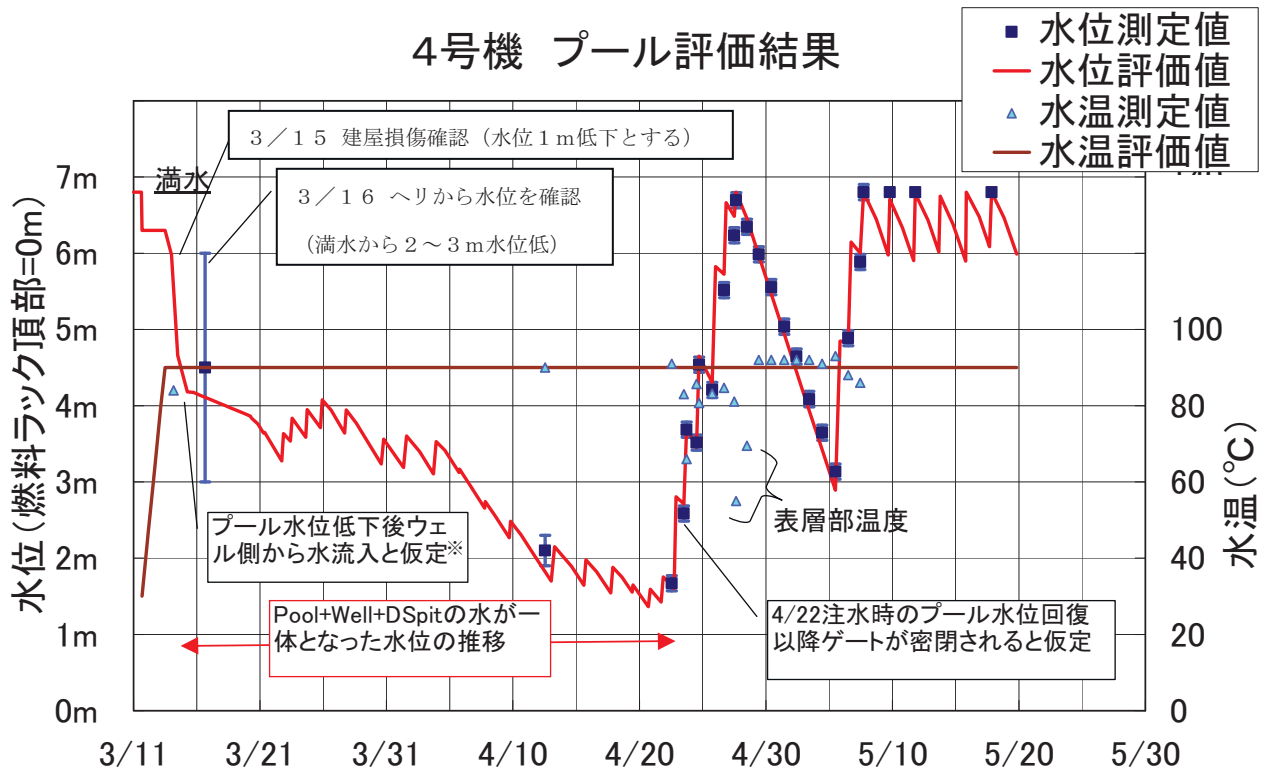
4月中旬以降はコンクリートポンプ車に熱電対を吊り下げることにより水位測定が頻繁に実施されているが、測定値は評価値と概ね良く一致している。

水位評価では、全体的にプール水位が低下傾向にある4月22日以前はSFPと原子炉ウエルの水が一体とし、それ以降の集中的なプール注水実施以後はSFPの水は原子炉ウエルとは独立したものとしている。原子炉ウエル水位については、燃料ラック上約2m程度で一定であると測定結果が5月上旬から得られており、評価結果と概ね良く一致している。

4号機では、2号機と同様に注水後のスキマーサージタンクの水位計の変動を確認することによって満水確認を行っている。しかし、3月中旬～4月中旬での満水確認は誤りだったことがその後の水位測定実績により分かっている。誤りの理由は、注水中に注水の一部が何らかの経路からスキマーサンジタンク側に流れ、その結果としてSFPが満水に至っていないにもかかわらず水位計が変動したことを満水と誤認したものと考えられている。当時のレベル変動は、4月下旬以降の明確で大きな変動と比較すると、緩慢で少量なレベル変動であった。3月中旬～4月中旬に注水を実施しているにもかかわらず、水位が低下

傾向にあり回復していないのはこのためである。

水温の測定はコンクリートポンプ車に熱電対を吊り下げるという方法で水位測定と合わせて実施されている。多くの測定結果は90℃程度であり、2号機の測定結果70℃程度と比較して高い値となっているが、これは4号機SFPの燃料の崩壊熱が高いため、準定常状態となった際の温度が高めになっていることが理由である。図13-5-2には70℃以下の測定結果も数点あるが、これらはプール表層部の水をサンプリングしているため等の理由によるものと考えられる。



※:水位評価値においては、ウェル・DSピット側からプール側への水の流入を考慮している。

図13-5-2 4号機SFPの評価結果

水位の実測値が概ね評価値と整合していることから、プールは水位維持に影響を与えるような漏えいは生じていないと考えられる。

その後のコンクリートポンプ車を用いた水位の測定結果も、概ね評価値と整合する結果となっており、また、平成23年4月28日には、水中カメラにて、プール内の燃料及び燃料ラックが概ね健全であったことも確認されている。

これらのことから、地震発生以降現在に至るまで、プールには水位の維持に影響を与えるような破損は生じておらず、注水により水位は維持され、燃料の露出は無かったと考えられる。

(3) プールゲートの構造

プールゲートは図13-5-3に示すとおり、SFPと原子炉ウェルとの連結部をSFP側からふさぐ形の構造になっており、その水密性はSFPからの水圧で保たれる。運転時は原子炉ウェル側に水がないため、プールゲートには大きな水圧がかかる。一方、4号機は定期検査中であり、原子炉ウェル側にも水が蓄えられており、FPCの冷却が失われた以降は、SFP側の保有水が蒸発により失われていく状況にあったため、原子炉ウェル側の水位が高く、SFP側の水位が低くなる関係となったものと考えられる。その場合、図13-5-4、13-5-5に示すようにプールゲートは通常とは逆側から水圧を受けることになり、構造上プールゲートの密閉性は失われ、水位が原子炉ウェル側と同じになるまで水が流れ込むこととなる。(2)に示した水位挙動評価では、この効果を前提としているため、SFPの水位低下は緩やかなものとなっている。ただし、4月22日の注水以降、SFPの水位が回復した結果、原子炉ウェル側の水位が低く、SFP側の水位が高くなる関係となったものと推測されるため、プールゲートの水密性が再び維持されるとの仮定を用いて評価しているが、この仮定による評価は観測結果とよく一致する。

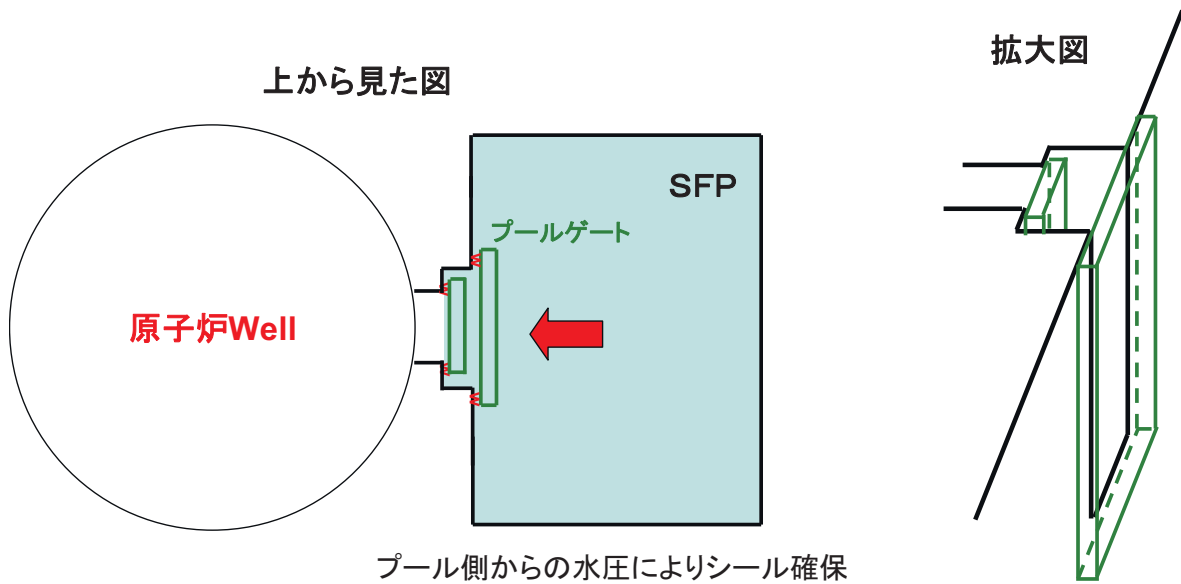


図13-5-3 プールゲートの構造

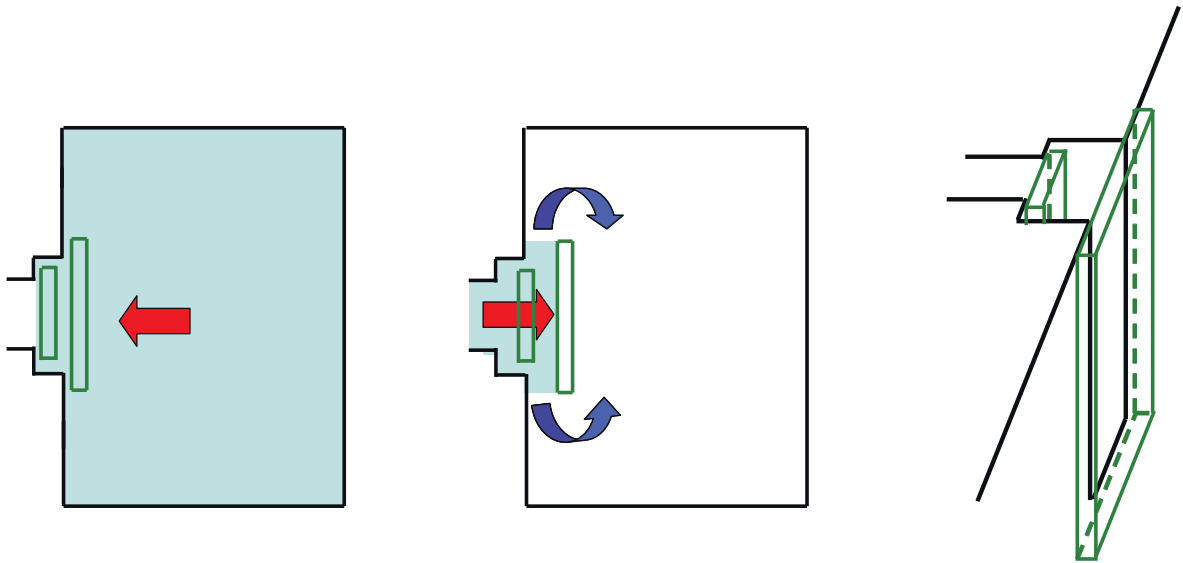


図13-5-4 プールゲートからの水流入のメカニズム（その1）

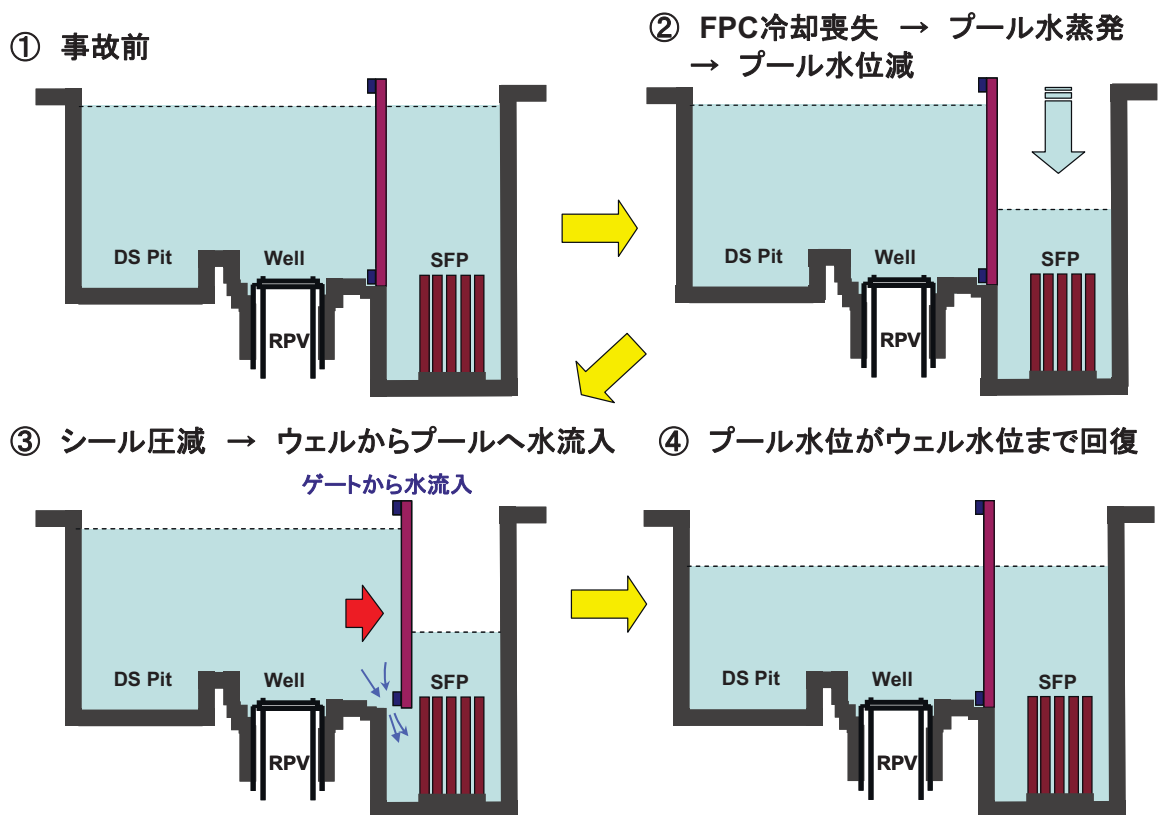


図13-5-5 プールゲートからの水流入のメカニズム（その2）

(4) プール水中の状況

5月7日、プール水のサンプリングを実施する際に、同時にビデオカメラによる撮影を実施した。図13-5-6、7、8、9に撮影された写真を示す。プール水中には大小様々な瓦礫が落下しているが、プールに保管されていた燃料はラックに収納された状態を維持しており、大量の燃料破損は無いことが確認された。



図13-5-6 4号機のプール水中の状況（その1）



図13-5-7 4号機のプール水中の状況（その2）



図13-5-8 4号機のプール水中の状況（その3）



図13-5-9 4号機のプール水中の状況（その4）

（5）プール水位・温度測定の実施方法

4号機については、SFPプール水のサンプリング時等に、プール水位、水温の測定を実施している。測定方法は、図13-5-10に示すようにコンクリートポンプ車を用いて、一定間隔でのマーキング及び熱電対を取り付けたケーブルを建屋上部から降ろし、燃料交換機の手すりなど位置情報が分かっている点を基点として、着水による温度変化が表れるまでの巻き下げ長さを測定することで水位を確認する。そのため、測定結果には10cm程度の誤差が存在するものと考えている。水位測定時の温度変化は、プール水表層の温度である。したがって、場合によっては更に熱電対を水中に降下させ、プール水の平均温度とみなせる深さでの水温測定も実施している。

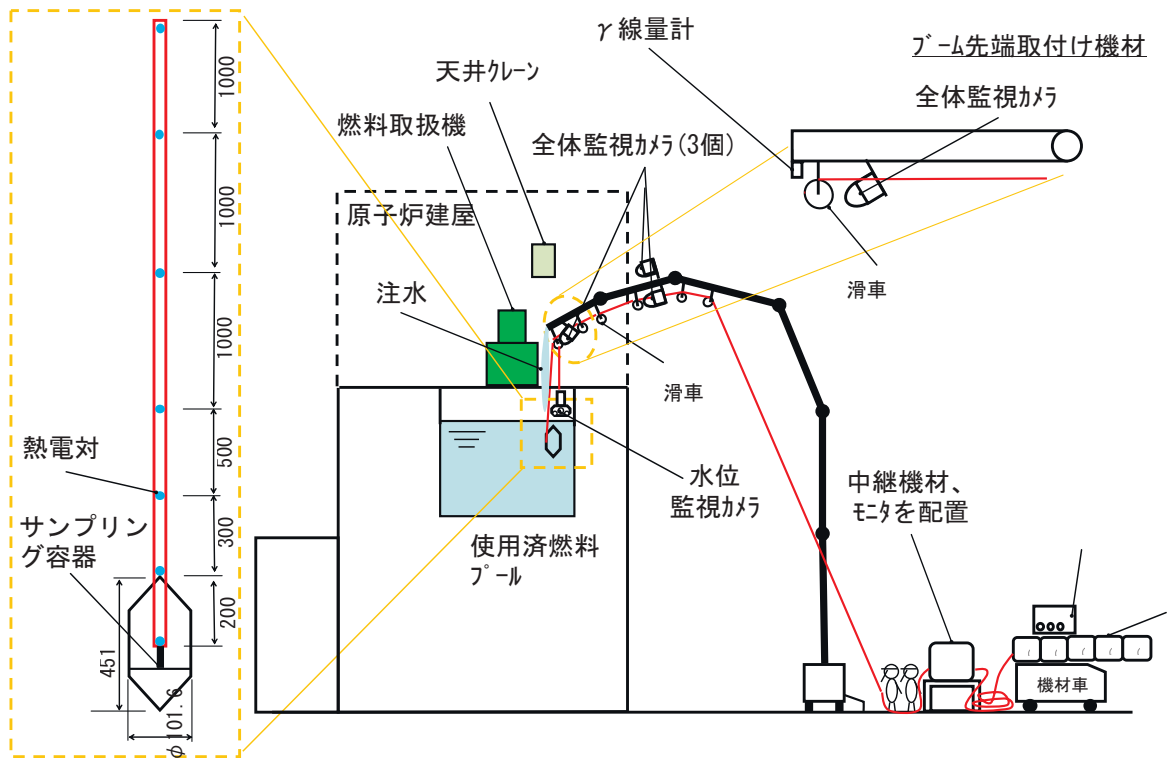


図 13-5-10 コンクリートポンプ車によるプール水位、水温の測定方法

５号機ＳＦＰの状況調査

１．ＳＦＰの状況

３月１１日時点で、福島第一原子力発電所５号機のＳＦＰには、使用済燃料９４６体、新燃料４８体が貯蔵されていた。また、崩壊熱は３月１１日の時点で１．０１MW、６月１１日の時点で０．７６MWと評価されている。５号機のＳＦＰに貯蔵されていた燃料体数を表１３－６－１に示す。

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引き起こされた津波の襲来により、全交流電源が喪失しＳＷポンプも機能を喪失したため、ＳＦＰの冷却機能及び補給水機能が喪失した。

ＳＦＰの水温は上昇を続けたが、３月１９日５時００分にＲＨＲポンプを手動起動し、非常時熱負荷モードでＳＦＰ冷却を開始したことで水温の上昇は最大６８．８℃に留まり、冷却開始後は安定した冷却状態を維持することが出来るようになった。ＲＨＲは、炉内の燃料の冷却にも使用するため、システムを切り替えながら運用し、ＳＦＰプール水温は冷却系の切り替え時には上昇し、３０～５０℃程度の間を推移してきた。

なお、６月２５日からは、ＦＰＣによる冷却が出来るようになったことで、より安定した冷却状態を維持できるようになり、ＳＦＰ水温は３０℃程度で安定している。

表１３－６－１ ５号機のＳＦＰに貯蔵されていた燃料体数

8X8	27
STEP2	487
STEP3-B	432
使用済み計	946
新燃料(STEP3-B)	48
燃料合計	994

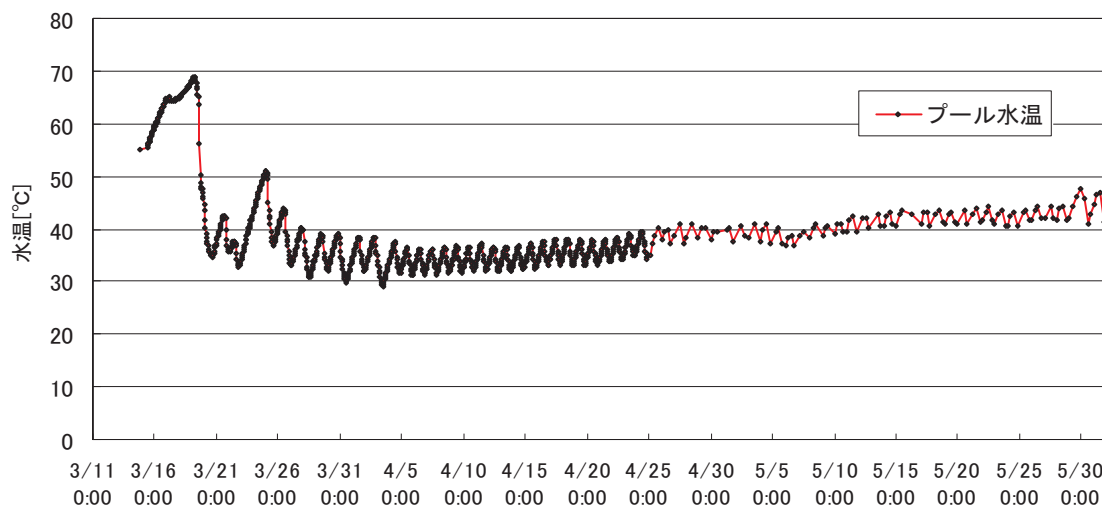


図 1 3 - 6 - 1 5号機 SFPの水温の推移

6号機SFPの状況調査

1. SFPの状況

3月11日時点で、福島第一原子力発電所6号機のSFPには、使用済燃料876体、新燃料64体が貯蔵されていた。また、崩壊熱は3月11日の時点で0.87MW、6月11日の時点で0.73MWと評価されている。6号機のSFPに貯蔵されていた燃料体数を表13-7-1に示す。

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引き起こされた津波の襲来により、SWポンプが機能を喪失（ただし、D/G 6Bは機能維持した）したため、SFPの冷却機能が喪失した。

SFPの水温は上昇を続けたが、3月19日22時14分にRHRポンプを手動起動し、非常時熱負荷モードでSFP冷却を開始したことで水温の上昇は最大67.5℃に留まり、冷却開始後は安定した冷却状態を維持することが出来るようになった。RHRは、炉内の燃料の冷却にも使用するため、システムを切り替えながら運用し、SFPプール水温は冷却系の切り替え時には上昇し、20～40℃程度の間を推移した。

現在は、気温の上昇等の影響もあり、SFP水温は30～50℃程度で安定している。

表13-7-1 6号機のSFPに貯蔵されていた燃料体数

8X8	144
STEP2	316
STEP3-B	416
使用済み計	876
新燃料(STEP3-B)	64
燃料合計	940

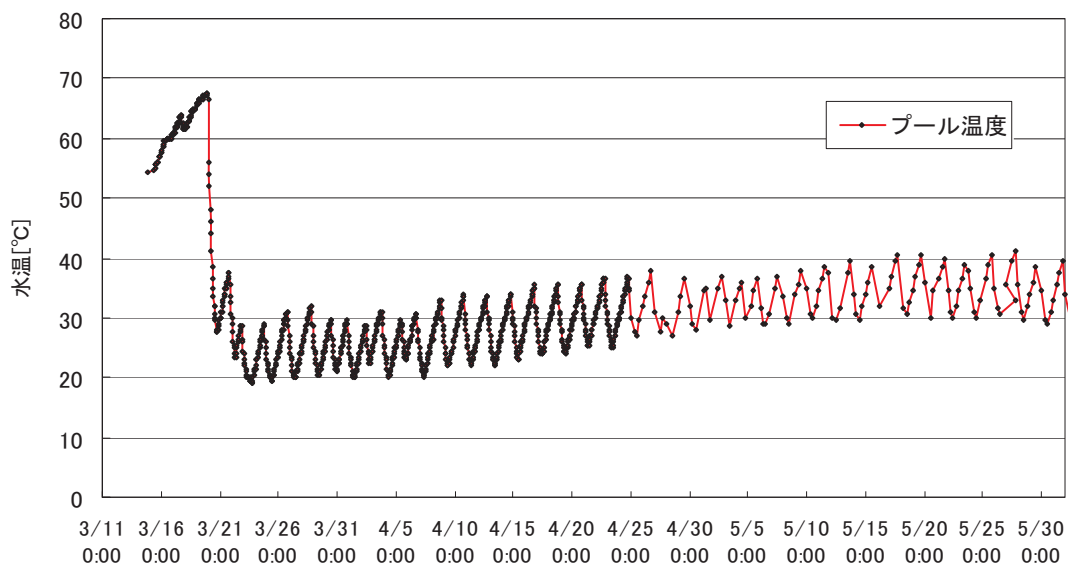


図 13-7-1 6号機 SFPの水温の推移

共用プールの状況調査

1. 共用プールの状況

3月11日時点で、福島第一原子力発電所の共用プールには、使用済燃料6375体が貯蔵されていた。また、崩壊熱は3月11日の時点で1.13MW、6月11日の時点で1.12MWと評価されている。共用プールに貯蔵されていた燃料体数を表13-8-1に示す。

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引き起こされた津波の襲来により、全交流電源を喪失したため、共用プールの冷却機能（空冷）及び補給水機能を喪失した。

3月18日、共用プールの点検を実施し、水位が確保されていることを確認した。

その後共用プールの水温は上昇を続けたが、外部電源の復旧に伴い、共用プールの電源について仮設電源設備を経由して受電し、3月24日18時、仮設の冷却設備がインサービスされたため、水温の上昇は最大73℃に留まり、安定した冷却状態を維持することが出来るようになった。（図13-8-1参照）

その後は、30～40℃程度の温度で安定した状態を維持している。

表13-8-1 共用プールのSFPに貯蔵されていた燃料体数

8X8	5 1 5 3
STEP 2	1 2 2 2
使用済み計	6 3 7 5

共用プール水温

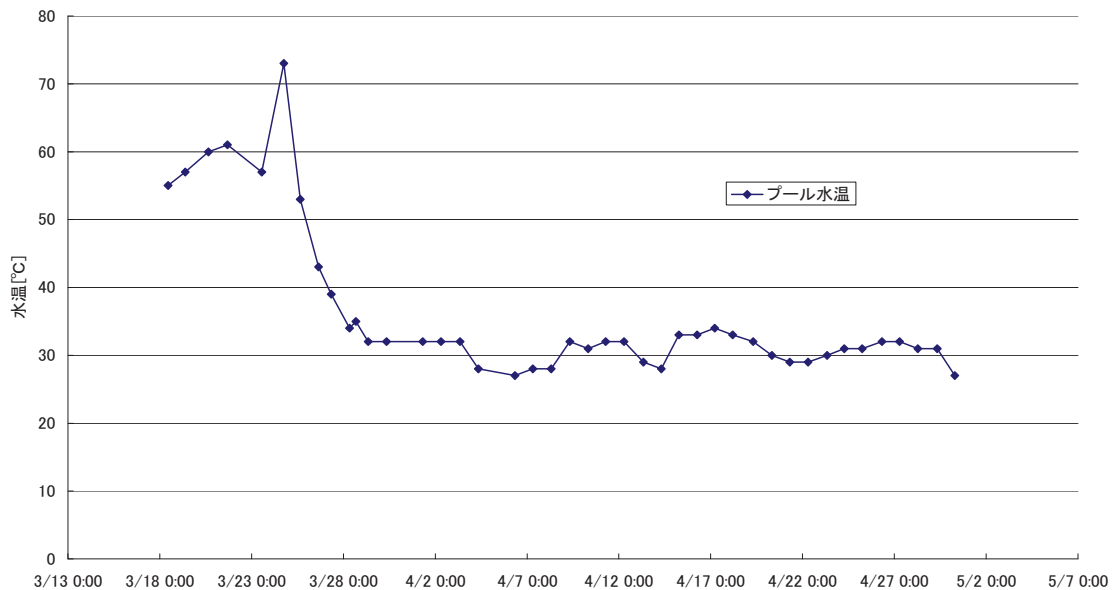


図13-8-1 共用プールの水温の推移

2. 調査によって確認された事項

(1) 共用プール水のサンプリング

共用プールでは平成23年5月13日に、プール水をオペレーティングフロアより柄杓でくみ上げて採取した。採取したプール水についての放射性物質の核種分析を実施した（分析日は5月14日）。分析結果を表13-8-2に示す。

表13-8-2 共用プール水の分析結果

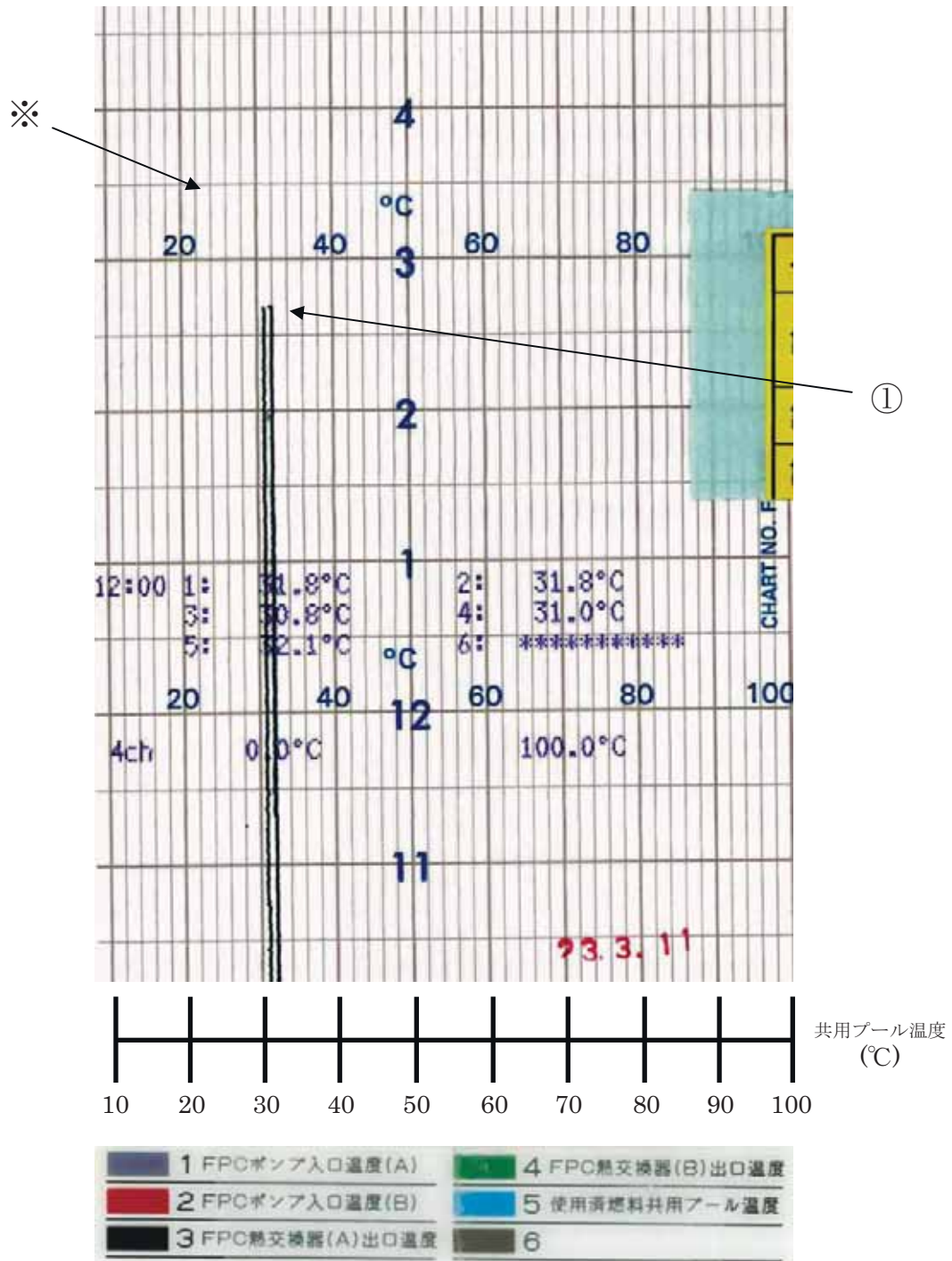
検出核種	半減期	濃度 (Bq/cm ³)	
		共用プール水	
		5/13採取	(参考) 2/10採取
Cs-134	約2年	0.17	検出限界未満
Cs-137	約30年	1.2	検出限界未満
I-131	約8日	検出限界未満	検出限界未満

分析結果等に基づく評価を以下に記す。

- 5月13日に採取したプール水から検出された放射能の絶対値は低く、また、事故発生以降、共用プールの水位は維持されていた状況にあることから、共用プール内燃料集合体の破損の可能性は低いと推測できる。

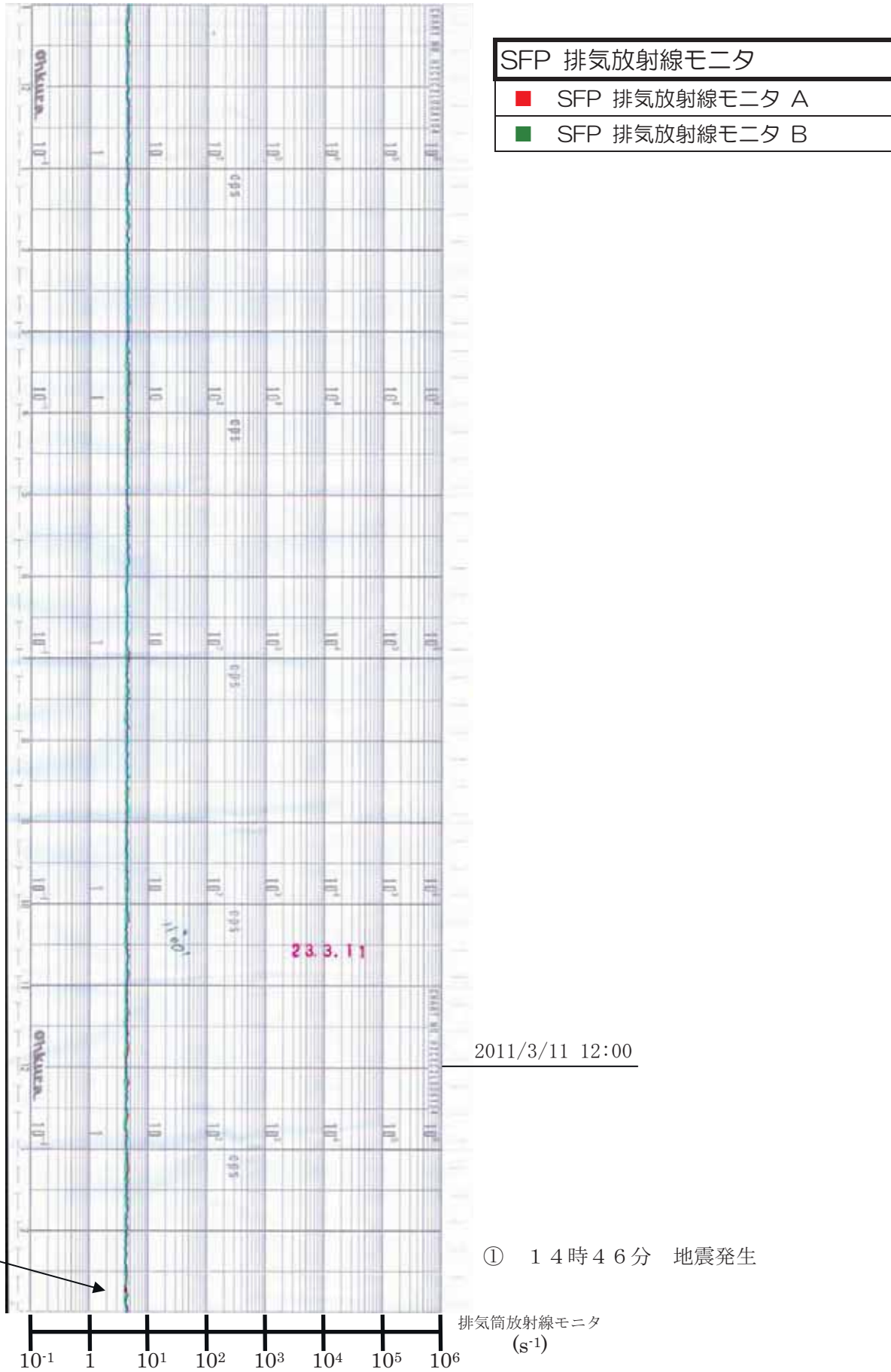
プラントデータチャート

【共用プール 共用プール温度】

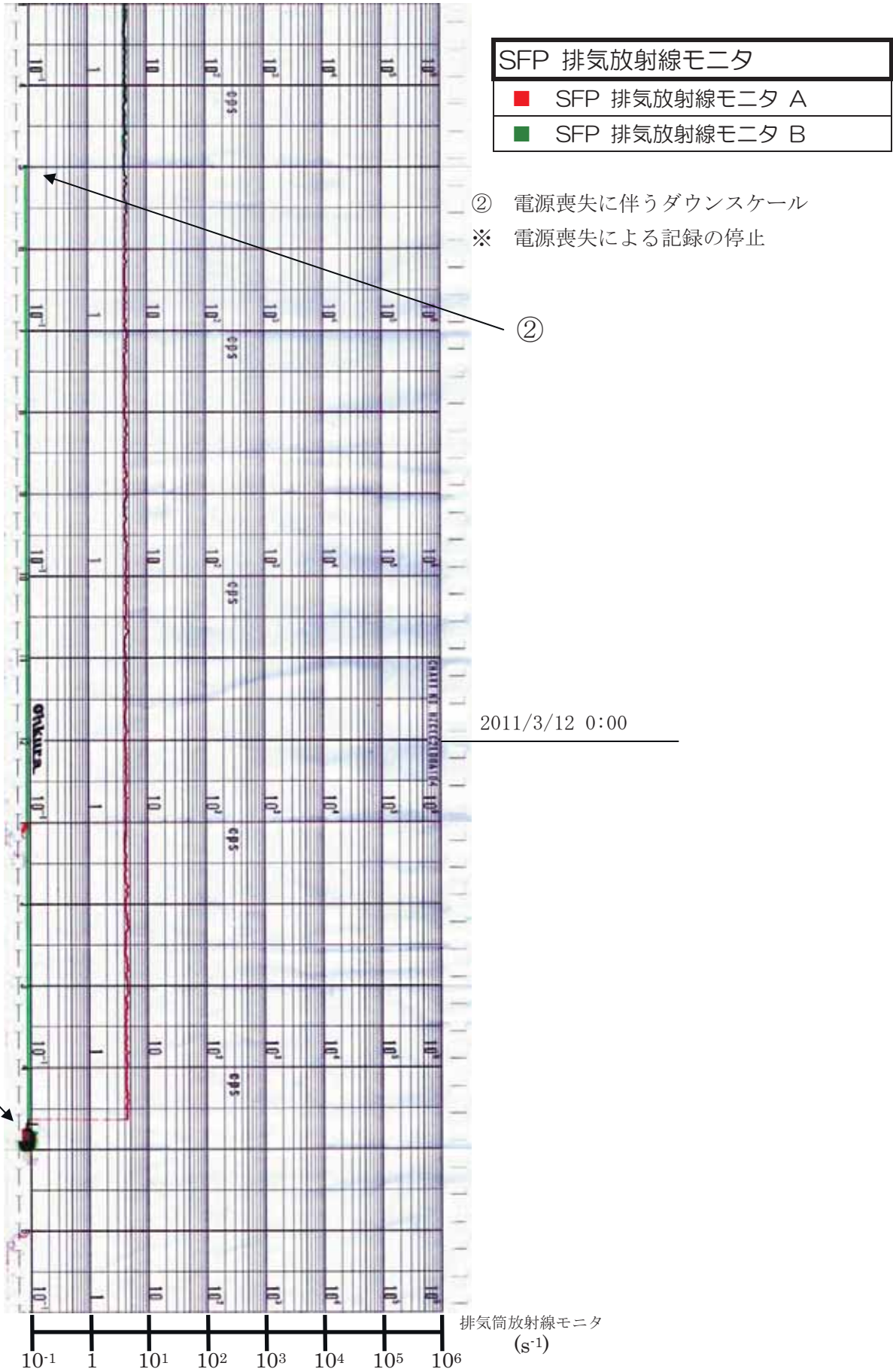


- ① 14時46分 地震発生
- ※ 電源喪失による記録の停止

【共用プール SFP 排気放射線モニタ (1/2)】

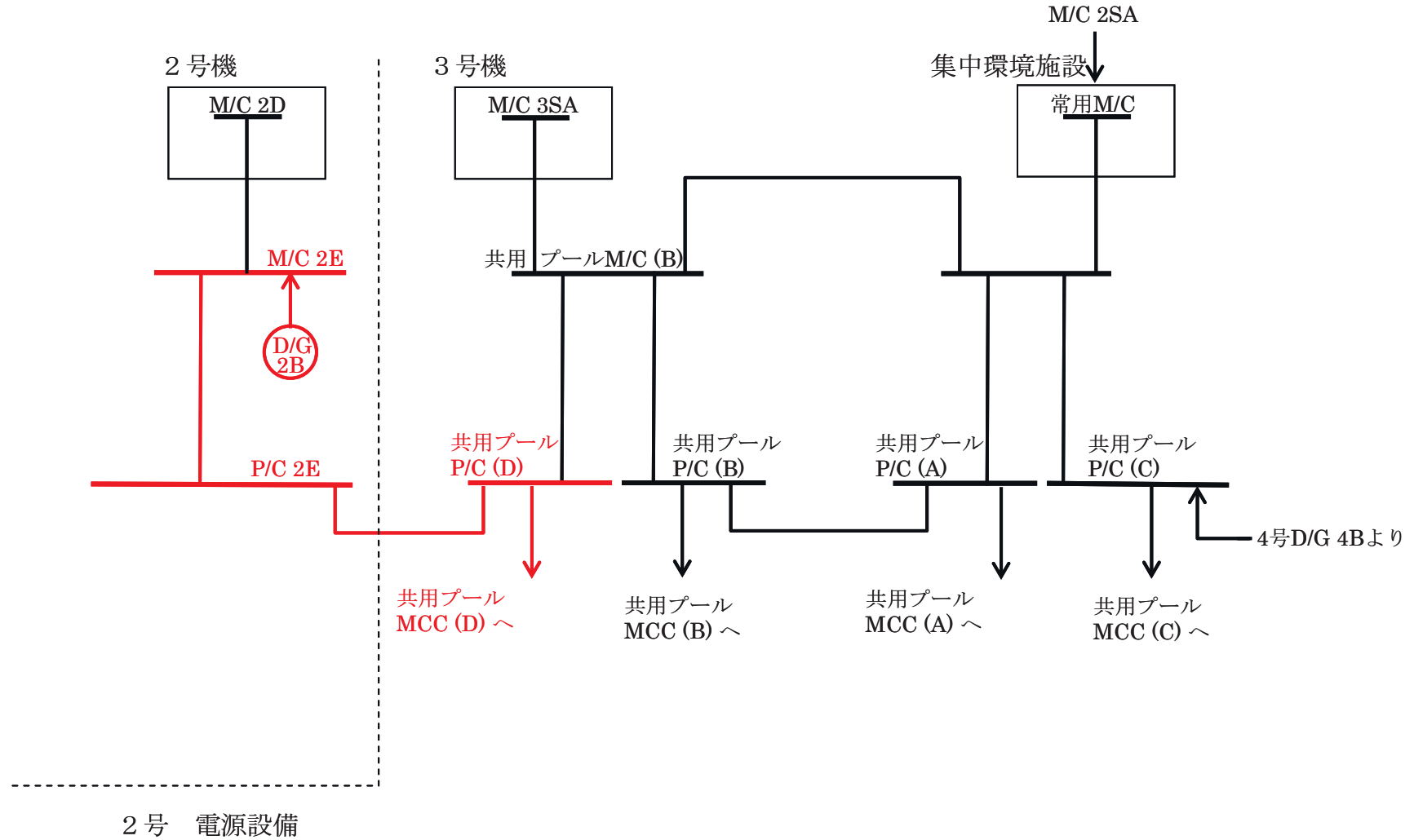


【共用プール SFP排気放射線モニタ (2/2)】

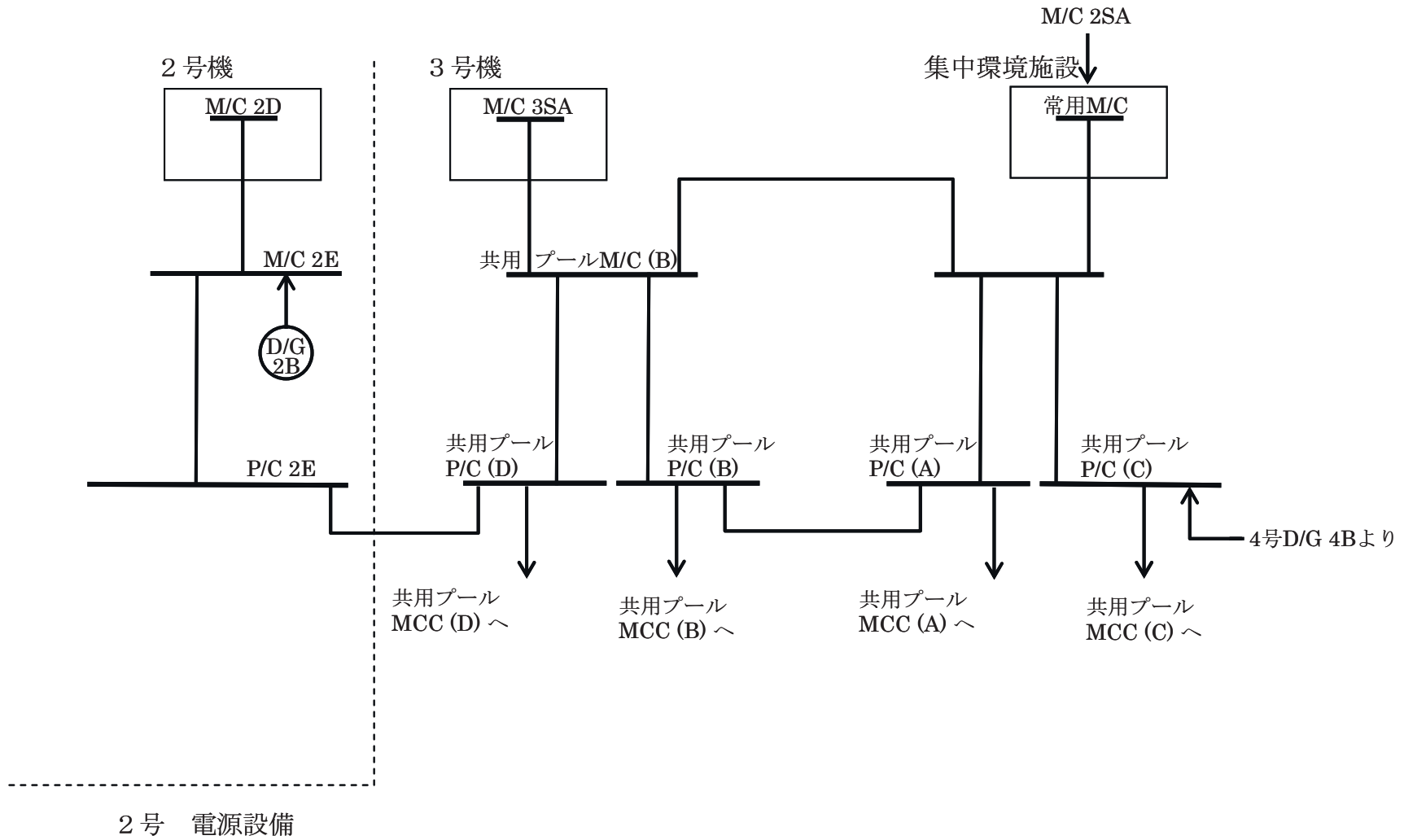


共用プール 所内電源概略図（地震発生後の状態）

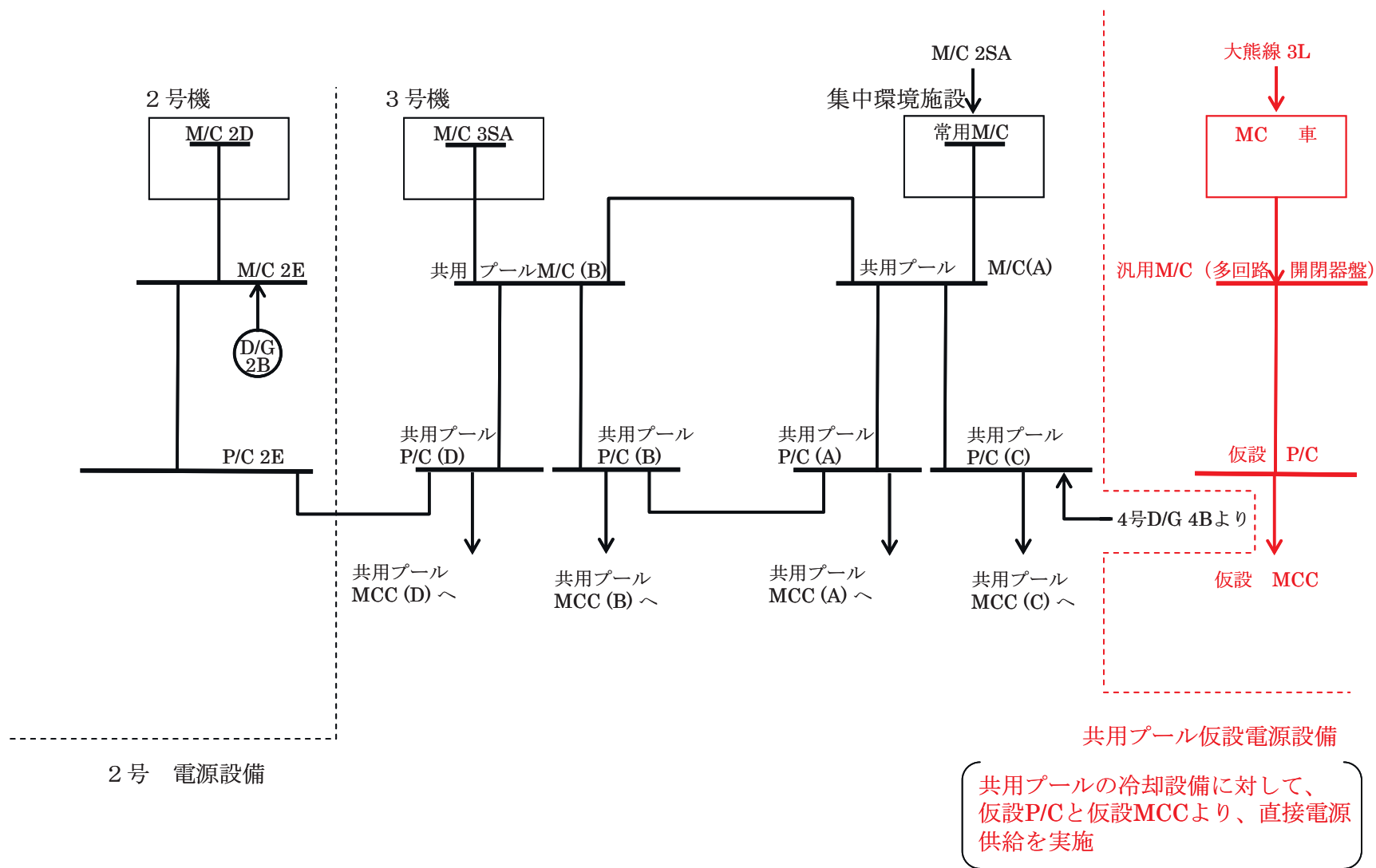
（黒字：所内電源切替できず電源喪失状態、赤字：D/Gからの電源供給により通電状態）



共用プール 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）



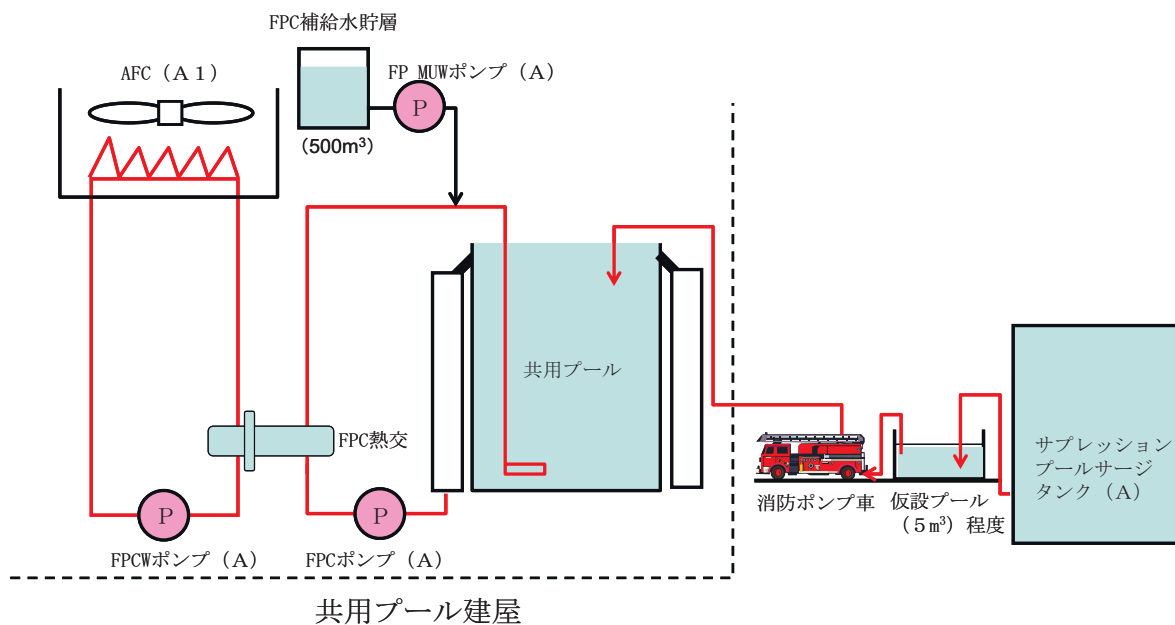
(黒字：電源喪失状態、赤字：仮設電源供給により通電状態)



共用プール仮設の冷却設備について

3月23日にサプレッションプール水サージタンク(A)から、仮設タンクを介し、消防車で共用プールに水張りを実施した。

3月24日にエアフィンクラー(以下、「AFC」という。)については、3号機のR/Bでの水素ガスによると思われる爆発で発生した瓦礫を撤去して、既設のAFC A1を起動した。なお、共用プール側の循環にはFPC A系を使用しており、FPC熱交換器を介して、AFC側の循環には、使用済燃料共用プール補機冷却系ポンプ(以下、「FPCW」という。)A系を使用している(設備は仮設電源を利用)。



図－13－11－1 共用プールへの注水と冷却

乾式貯蔵キャスク保管建屋の状況調査

1. 乾式貯蔵キャスク保管建屋の状況

乾式貯蔵キャスク保管建屋は1～4号機と5／6号機の間にある。(図13-12-1参照) 乾式貯蔵とは、使用済燃料を、図13-12-2に示す乾式の貯蔵キャスクにおさめて、キャスク保管庫に貯蔵する方法である。なお、乾式貯蔵キャスクは自然対流により空冷される設計である。福島第一原子力発電所では1995年8月に運用開始している。

3月11日時点で、乾式貯蔵キャスク保管建屋には、大型乾式貯蔵キャスク5体(1体につき燃料集合体52体収納)、中型乾式貯蔵キャスク4体(1体につき燃料集合体37体収納)に使用済燃料が合計408体貯蔵されていた。

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引き起こされた津波の影響を受け、全交流電源を喪失した。乾式貯蔵キャスク建屋には、大量の海水、砂、瓦礫等が流れ込んだ。

3月17日以降、複数回にわたり、乾式貯蔵キャスク保管建屋内の調査を実施した。建屋は乾式貯蔵キャスク保管エリア床面まで浸水し、ルーバや扉等についても損壊している状況である。ただし、自然空冷で期待している空気の流れが阻害される状況にはなく、冷却上の問題は生じていないことが確認された。

乾式貯蔵キャスクについては、津波により建屋内に流入した瓦礫等が付着しているものの、ボルトにより固定されていた元々の位置から移動しておらず、これまでのところ、外観からは健全性に関する問題については確認されていない。

また、乾式貯蔵キャスク保管建屋内の放射線量(～数十 μ Sv/h)についてもバックグラウンドレベルと比較して、異常な値とはなっていない。乾式貯蔵キャスクは1次蓋、2次蓋と2重の構造で密封を維持する構造であるため密封性能は高く、密封性能が維持されているものと考えられる。ただし、現時点ではリーク確認試験等による直接的な確認を実施できていないため、今後、乾式貯蔵キャスクを乾式貯蔵キャスク保管建屋から搬出し、密封性能を直接的に確認する予定である。図13-12-3に乾式貯蔵キャスク保管建屋内の状況の写真を示す。



図 1 3 － 1 2 － 3 乾式貯蔵キャスク保管建屋内の状況

添付資料目次

添付資料－1 4－1	福島第一原子力発電所構内MP 設置箇所及び福島第一MP 指示値の推移・・・・・・・・・・・・・・・・	1
添付資料－1 4－2	福島第一1～3号機からの放射性物質の現時点での放出量の暫定評価について・・・・・・・・	2
添付資料－1 4－3	福島第一原子力発電所2号機の取水口スクリーン付近のコンクリート亀裂部からの流出量について・・	4
添付資料－1 4－4	福島第一原子力発電所からの低レベルの滞留水などの海洋放出について・・・・・・・・	9
添付資料－1 4－5	福島第一原子力発電所第3号機取水口付近からの放射性物質を含む水の外部への流出への対応について・・・・・・・・	15
添付資料－1 4－6	排出基準を超える放射性物質濃度の排水の海洋放出に係る影響に関する報告について・・・・・・・・	21



図 1 4 - 1 - 1 福島第一原子力発電所構内モニタリングポスト設置箇所

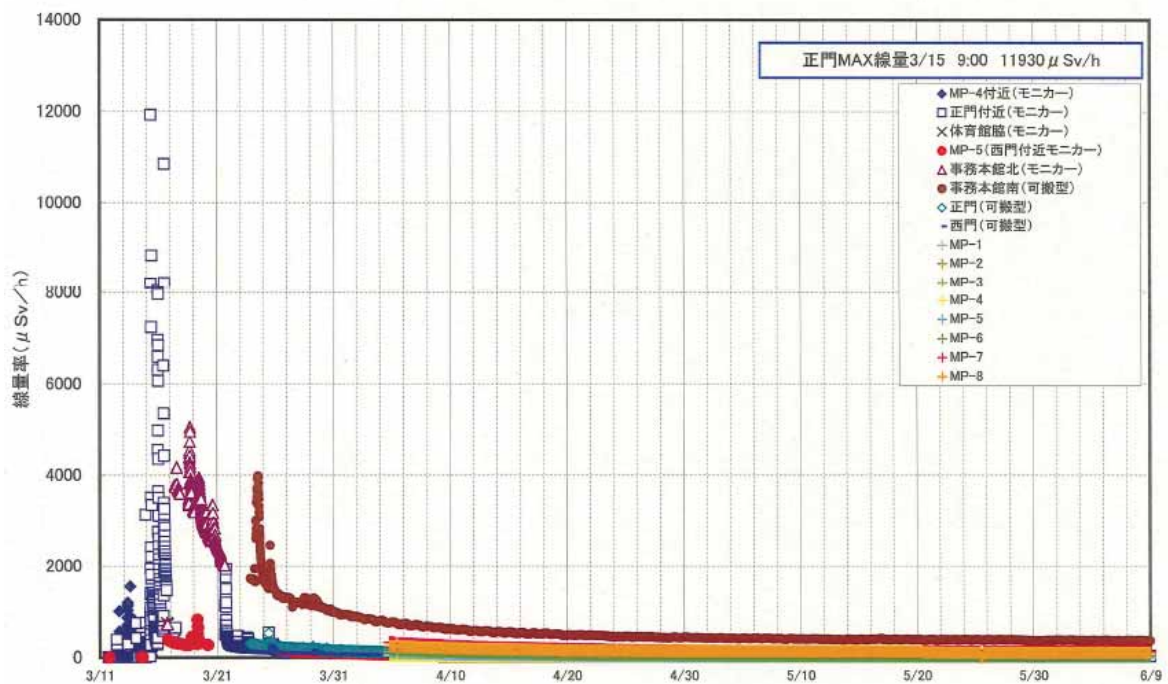


図 1 4 - 1 - 2 福島第一モニタリングポスト指示値の推移

福島第一1～3号機からの放射性物質の 現時点での放出量の暫定評価について

8月現在、原子炉は安定的に冷却されている状態にあり、事故直後に比べ放射性物質の放出量は大幅に減少しているが、現状R/Bから放出されている放射性物質について、発電所敷地内のモニタリングデータから放出量を推定した。

「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に示された拡散式に基づき予め作成された濃度の分布グラフ（単位放出率当たりで大気安定度毎に作成）により、評価地点での濃度を読み取り、現状の敷地周辺での測定値と比較した。

濃度の分布グラフより、下記条件における濃度は約 $7 \times 10^{-5} \text{ Bq/m}^3$ と読み取り、これより単位放出率（ 1 Bq/s ）あたりの濃度は約 $7 \times 10^{-11} \text{ Bq/cm}^3$ となる。

<分布グラフの読み取り条件>

気象：風速 1.0 m/s 、大気安定度 D

（6、7、8月の出現頻度から拡散し難い条件として設定）

放出点：地表面（発電所近傍で安全側となる条件として設定）

評価地点：風下方向 1 km （原子炉建屋より西側 1 km の発電所西門付近）

現状の発電所西門付近（原子炉建屋より西側 1 km ）における空気中の放射性物質濃度の測定値（図14-2-1参照）から放出率を推定した。

6月下旬時点では、測定値をCs-134、137それぞれ約 $1 \times 10^{-5} \text{ Bq/cm}^3$ とした。保守的に全て発電所から放出されているものとする、放出率（1、2、3号機合計）は、上記の 1 Bq/s あたりの濃度で除して、Cs-134、137それぞれ約 $1.4 \times 10^5 \text{ Bq/s}$ となる。

7月下旬～8月上旬時点では、測定値が低下してきており、検出限界値未満の場合は検出限界値で検出されたものとして平均値を求め、Cs-134、137それぞれ約 $2 \times 10^{-6} \text{ Bq/cm}^3$ とした。保守的に全て発電所から放出されているものとする、放出率（1、2、3号機合計）は、上記の 1 Bq/s あたりの濃度で除して、Cs-134、137それぞれ約 $2.9 \times 10^4 \text{ Bq/s}$ となる。

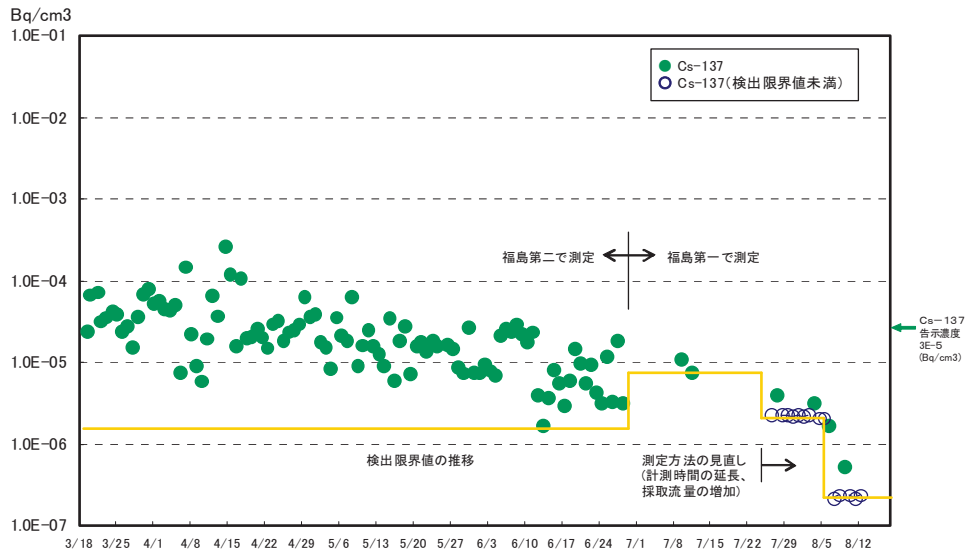


図 1 4 - 2 - 1 発電所西側敷地境界付近での空气中的放射性物質濃度の推移

なお、敷地周辺での放射性物質濃度が低下傾向にある要因としては、定量的な評価は出来ていないが、

- ・ 瓦礫の撤去
- ・ 飛散防止剤の散布
- ・ 浮遊分の敷地外への拡散
- ・ 降雨による降下

等があるのではないかと推定される。

以 上

福島第一原子力発電所2号機の取水口スクリーン付近 のコンクリート亀裂部からの流出量について

1. 流出量の評価

平成23年4月2日午前9時30分頃に流出を発見、その後止水工事を行い、4月6日午前5時38分頃流出は停止した。

流出が発見された前日の4月1日の昼頃の時点では、スクリーン近傍の空間線量率は1.5 mSv/hであることが確認されており、線量率の上昇は見られないこと及び漏えい箇所に近いピット付近で海面への流出に伴う音が聞こえていなかったことから、その時点では4月2日～6日のような形での流出が始まっていたとは想定しがたい。しかし、流出開始時期を特定できないことから、念のため、4月1日より流出が始まったと仮定して流出量の評価を行った。

また、流出後の状況は、遠隔カメラで監視されており、その状況は以下の通りであった。

止水工事は4月5日午後3時頃から、トレンチ下部への薬剤注入（水ガラス）が開始され、流出の減少が確認されているが、ここでは、止水工事前の状況が継続したとして評価した。

以上から流出量は、流況写真より以下の通り評価した。

- ・流出水の落下距離75cm
- ・着水面到達距離65cm
- ・流出口径30mm（*）

として、約4.3 m³/hの流出が4月1日から6日まで、5日間（120時間）継続したとし、約520 m³の流出量とした。

（*）流況写真による判読、止水作業関係者からの聞き取り等から流出口径を30mm程度とした。

2. 流出水の放射性物質濃度

流出水の放射性物質濃度は、4月2日午後4時30分に試料採取された2号機スクリーン流入水の分析結果から、以下の通りとした。

- ・ 流出水濃度： I-131 — 5.4 × 10⁶ ベクレル/cm³
- Cs-134 — 1.8 × 10⁶ ベクレル/cm³
- Cs-137 — 1.8 × 10⁶ ベクレル/cm³

3. 放出された放射性物質総量の推定

・ 放出量内容：	I－131	—	2.8 × 10 ¹⁵	ベクレル
	Cs－134	—	9.4 × 10 ¹⁴	ベクレル
	Cs－137	—	9.4 × 10 ¹⁴	ベクレル
	(上記の合計)		4.7 × 10 ¹⁵	ベクレル

4. 流出元の推定

流出水の核種分析結果とピット内滞留水の核種分析結果から、放射性物質濃度は同レベルであることが判明しており、流出水はピット内滞留水と同一と推定される。また、ピット及び2号機トレンチについては構造的につながっていることが確認されており、流出水は2号機タービン建屋から2号機トレンチを介して海へ流出したと考える。

5. 放射性物質を含む水の拡散抑制及び流出防止に対する対応策について

(1) 流出した放射性物質を含む水の拡散抑制策

放射性物質を含む水が流出した2号機取水口については、2号機スクリーンに鉄板を設置するとともに、港湾にはシルトフェンスを設置した。4号機スクリーン南側防波堤には大型土のう袋62袋を設置し、拡散を抑制するとともに、放射性物質吸着剤（ゼオライト）を入れた土壌10袋を1～4号機のスクリーン室前面に投入するなどによって放射性物質の吸着を図り、沖合への流出を最小限に抑制している。更に、4号機スクリーン南側の防波堤付近へ鋼矢板や、放射性物質吸着装置の設置などの対策も検討していく。

(2) 放射性物質を含む水の流出防止策

T/B等に滞留している放射性物質に汚染された水の外部への流出を確実に防止するため、濃度の高い汚染水については集中廃棄物貯蔵建屋へ移送し、厳格な管理・貯蔵を実施している。また、トレンチと建屋の遮断を進める。さらに、滞留水の保管・処理を着実に進めるために、放射能レベルに応じた保管タンク等の設置や汚染水の除染・塩分処理を行うための水処理施設の整備を進めていく。

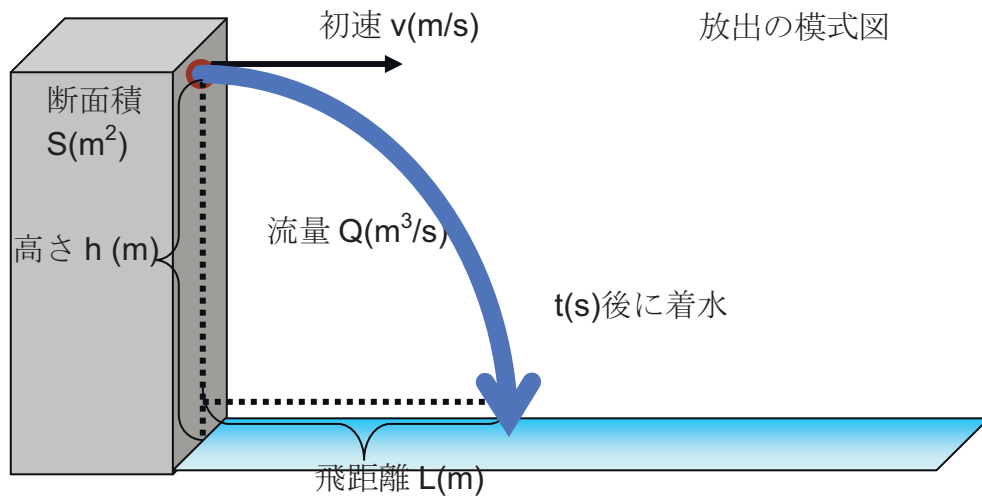
(3) 環境への影響の調査について

沿岸・沖合における海水モニタリングについて、採取地点を増やすとともに、魚介類の放射性物質の測定により経過観察を続けていく。

以上

参考1

放出流量の評価方法



飛距離と高さから、放出された液体が自由落下運動をしたとして、流量を以下の式を用いて算出する。

$$\begin{array}{l}
 \text{垂直方向は} \\
 \text{自由落下運動} \\
 h = \frac{1}{2}gt^2 \quad \Leftrightarrow \quad t = \sqrt{\frac{2h}{g}} \\
 \\
 \text{水平方向は} \\
 \text{等速運動} \\
 v = \frac{L}{t} = \frac{L}{\sqrt{\frac{2h}{g}}} \\
 \text{流量 } Q = Sv = \frac{SL}{\sqrt{\frac{2h}{g}}} \quad \dots \textcircled{1}
 \end{array}$$

<前提>

断面積 : $S = \text{直径 } 3\text{cm} = 7.07 \times 10^{-4} (\text{m}^2)$

飛距離 : $L = 0.65 (\text{m})$

高さ : $h = 0.75 (\text{m})$

重力加速度 : $g = 9.8 (\text{m/s}^2)$

①式に前提条件を代入して、流量を以下の通りに評価する。

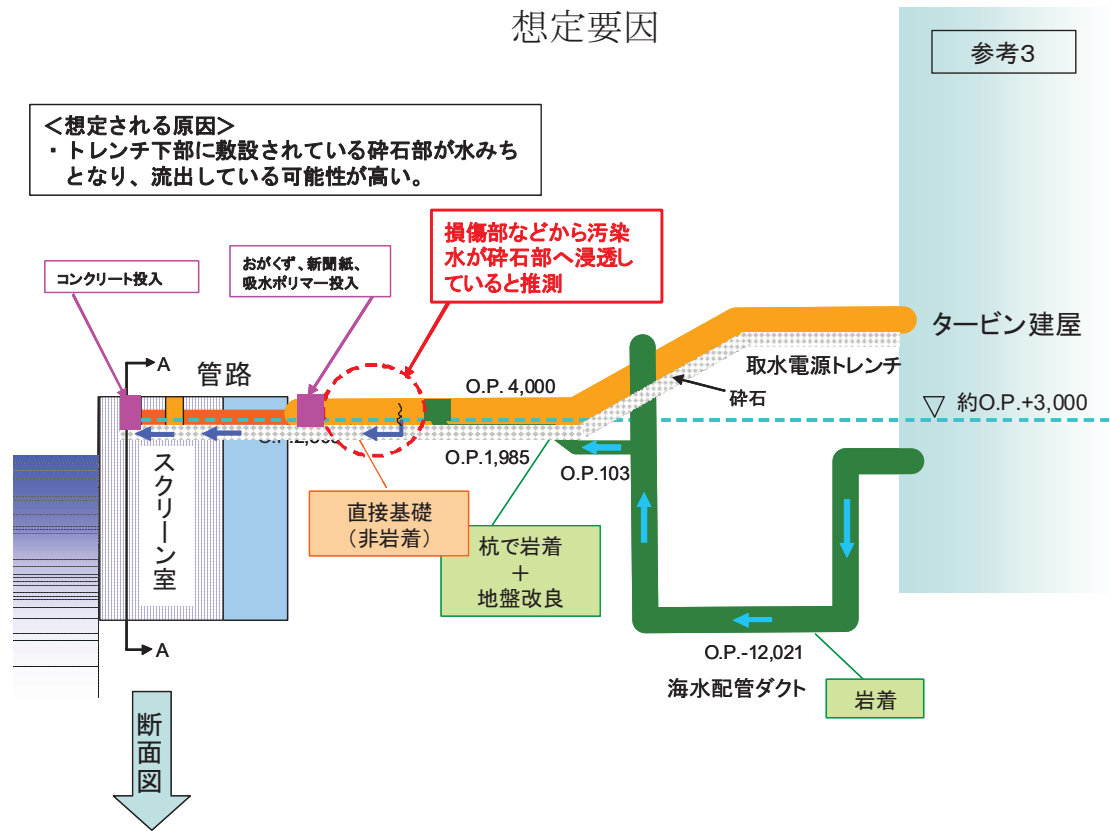
$$Q = \frac{SL}{\sqrt{\frac{2h}{g}}} = \frac{7.07 \times 10^{-4} \times 0.65}{\sqrt{\frac{2 \times 0.75}{9.8}}} = 1.17 \times 10^{-3} (\text{m}^3/\text{s}) \neq 4300 (\ell/\text{h})$$

参考2

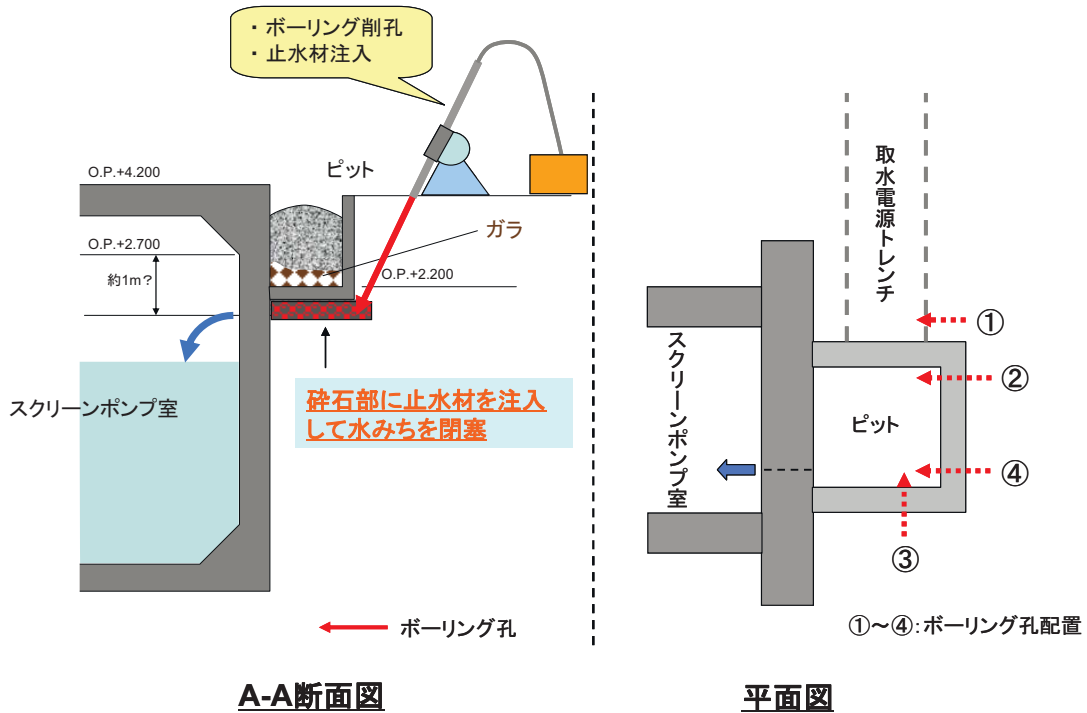
写真（平成23年4月5日14時20分頃撮影）



想定要因



対策工事概要



福島第一原子力発電所からの 低レベルの滞留水などの海洋放出について

4月当初において、2号機T/B地下階に滞留している高濃度汚染水が周辺環境に継続的に漏えいしていたこと、高濃度汚染水のさらなる海洋流出が懸念されたことから、緊急に滞留していた高濃度汚染水を別の安全な場所に移送する必要があると判断した。しかしながら、高濃度汚染水を多量に確保できる場所には限りがあることから、原子炉等規制法第64条第1項に基づく危険時の措置として、高濃度汚染水の移送先とした集中廃棄物処理施設に滞留する低濃度汚染水を海洋に放出することとした。また、6号機については建屋に侵入する地下水が顕著となり、M/Cなど安全確保上重要な機能を守らなければより大きなリスクが生じることから、5、6号機周辺の地下水レベルを下げるため、5号機と6号機のサブドレン内の低濃度の放射性物質を含む地下水を海洋に放出することとした。このため、原子力安全・保安院へ、原子炉等規制法第67条第1項に基づく、海洋への放出に係る事実関係、影響評価、放出の考え方についての報告を行った。

この低レベル滞留水等の海洋放出に伴う影響として、近隣の魚類や海藻を毎日食べ続けるとして評価した場合、成人の実効線量は、年間約0.6mSvと評価された。なお、これは一般公衆の線量限度の年間1mSvと同程度である。この評価結果において人の健康への有意な影響はなく、放出される低レベルの滞留水等の放射エネルギーは高レベルの放射性廃液の放出よりも十分に小さいものであることから、リスク管理上、合理的な措置であると考えている。

その後、低レベル滞留水等の海洋放出の準備を行っていたが、準備が整ったことから、4月4日午後7時に集中廃棄物処理施設内に留まっていた低レベル滞留水などを海洋に放出することとし、また、同日午後9時に、5号機および6号機のサブドレンピットに留まっていた低レベルの地下水を海洋に放出することとした。

集中廃棄物処理施設内に溜まっていた低レベルの滞留水などについては、4月4日午後7時3分より放水口の南側の海洋への放出を開始し、4月10日午後5時40分までに放出を完了した。その後、4月11日午前9時55分、建屋内の滞留水が十分排水され、高レベルの廃水を受け入れるに当たっての建屋内における対策（止水対策など）を実施することに支障がないことを確認した。

5号機および6号機のサブドレンピットに留まっていた低レベルの地下水については、4月4日午後9時より5、6号機放水口より海洋への放出を開始し、4月9日午後6時52分までに放出を完了した。

この低レベルの滞留水などの海洋放出に際しては、経済産業省原子力安全・保安院からの指示を受けて、海洋モニタリングを着実に実施するとともに、さらに、測定ポイントおよび実施頻度を増加し、放射性物質の拡散による影響を調査・確認したうえで、その結果を公表してきた。

発電所近傍を含めた測定ポイントにおける放射能濃度については、放出前１週間の推移と比較しても、大きな変動は見られなかった。

今回、海洋へ放出された低レベル滞留水等の量は、集中廃棄物処理施設より約 9,070 トン、5号機および6号機のサブドレンピットより約 1,323 トン（5号機：約 950 トン、6号機：約 373 トン）であり、放出された全放射エネルギーは約 1.5×10^{11} ベクレルであった。

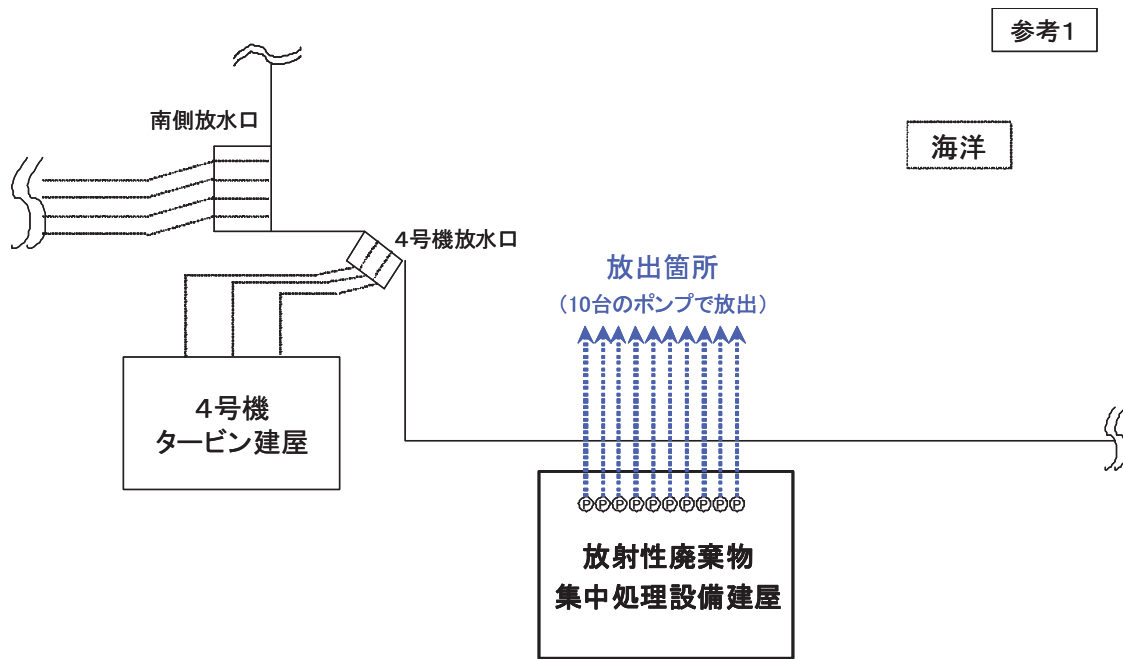
この低レベル滞留水の海洋放出に伴う影響としては、近隣の魚類や海藻などを毎日食べ続けると評価した場合の成人の実効線量は、年間約 0.6 mSv となり、計画段階における評価と同程度であった。

今回の放出の完了に伴い、当社は、2号機 T/B 内の極めて高いレベルの放射性廃液等については、集中廃棄物処理施設の建屋内における止水対策などが整い次第、同施設の建屋に移送し、安定した状態で保管することとした。

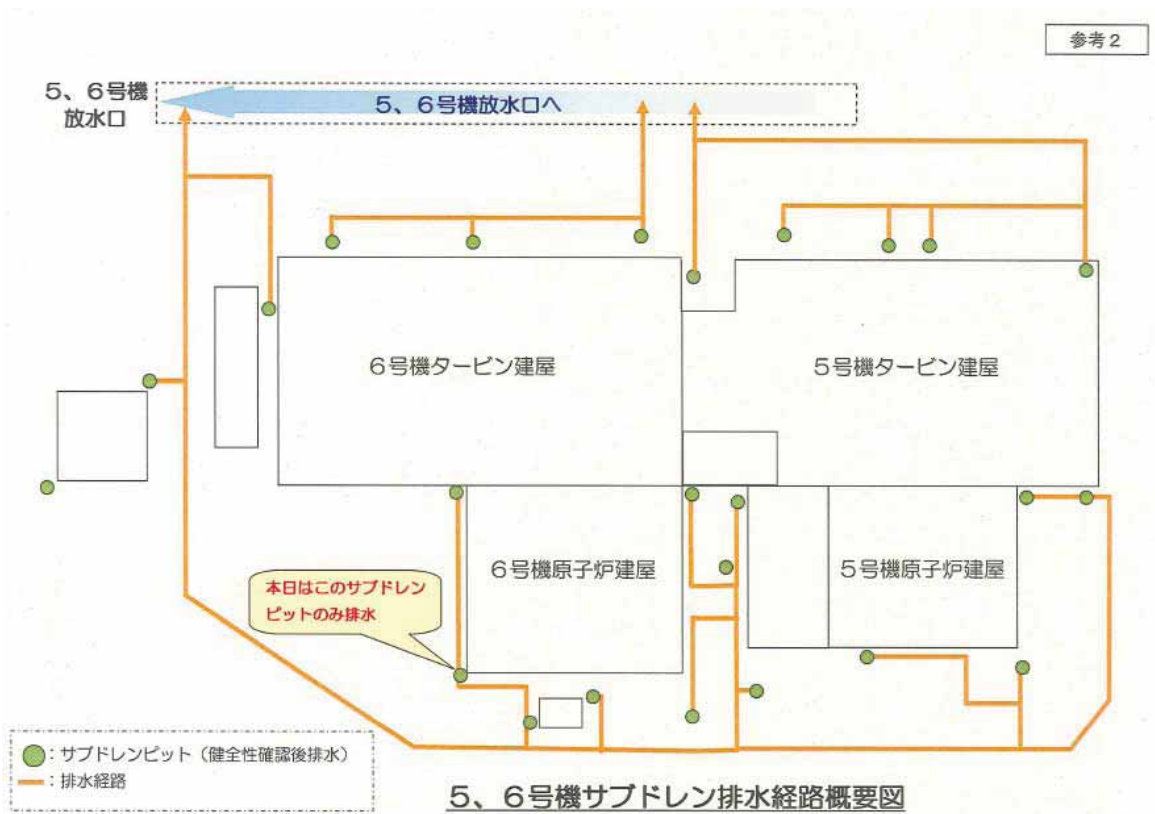
また、今後、5号機および6号機のサブドレンピットに溜まった地下水については、屋外に設けた仮設タンク等に受け入れることとし、適切な放射能低減策を検討していく。

さらに、海洋モニタリングのために現在実施している海水の調査の評価結果を引き続きしっかりと注視し、影響評価を行っていく。

以 上



福島第一原子力発電所 低レベル滞留水の海洋放出イメージ



福島第一原子力発電所 滞留水及びサブドレン水核種分析結果

参考3

試料採取日時刻	平成23年3月28日 15時30分	平成23年3月28日 16時00分	平成23年3月30日 10時30分	平成23年3月30日 10時40分
採取場所	集中廃棄物処理施設 滞留水(非管理区域側)	集中廃棄物処理施設 滞留水(管理区域側)	5号機 サブドレンピット水	6号機 サブドレンピット水
検出核種 (半減期)	試料濃度 (Bq/cm ³)			
I-131 (約8日)	6.3E+00	8.7E-01	1.6E+00	2.0E+01
Cs-134 (約2年)	2.7E+00	4.4E+00	2.5E-01	4.7E+00
Cs-137 (約30年)	2.8E+00	4.4E+00	2.7E-01	4.9E+00

※ 0.0E-0とは、 0.0×10^{-0} を表す。

※ I-131, Cs-134, Cs-137の3核種については確定値。その他の核種については評価中。





福島第一原子力発電所第3号機取水口付近からの放射性物質 を含む水の外部への流出への対応について

1. 事象の概要

本事象は、5月11日午後0時30分頃、取水口付近において立坑の閉塞作業に従事していた作業員が、ピットへの流水の音を聞き、ピットの蓋を開放しその状況を把握したが、その時点ではまだ、スクリーンエリアへの流出は認識していなかった。

その後、現場の再確認の際、スクリーン室のカバーハッチを開放し内部をCCDカメラで確認した結果、同日午後4時5分頃、ピットからスクリーンエリアに水が流出していることを確認した。

流出水は高濃度の放射性物質を含んでいることから3号機T/B側から海水配管トレンチを経由し電源ケーブルトレンチ取合部から電線管を通じてT/B海側にある電源ケーブルピットに流出した排水が、当該ピットの北側にある電源ケーブルピットとスクリーンポンプ室間のコンクリート壁に生じた貫通部から3号機取水口のスクリーンエリアに流出したものと考えられる。

当該ピットからスクリーンエリアへの流出を確認後、直ちにピット内の電線管のケーブルを切断しウェスを詰め、ピット内をコンクリートで閉塞した結果、5月11日午後6時45分に流水が停止したことをCCDカメラで確認した。

2. 流出量の評価

(1) 流出量の評価

流出量は電線管路から電源ケーブルピットへの流況およびピット壁を貫通してスクリーンエリアへの流況の目視確認結果から評価した。

a 電源ケーブルピットへの流況

ケーブルが敷設された電線管の空隙部からピットへの流入が確認されたが、電線管の直径10cm、本数4本、空隙の状況写真（5月11日午前10時30分頃）から、水面幅6cm、落下距離1.27m、飛距離0.5mとして評価した結果、流出量は約 $6\text{ m}^3/\text{h}$ （約100リットル/分）となった。

b 電源ケーブルピットからスクリーンエリアへの流況

ピットからスクリーンエリアには、円筒状の流出が確認され、電線管路をウェスで止水した後の写真（5月11日午後6時30分頃）から、直径5cm、落下距離1.4m、飛距離0.3mとして、評価した結果は、約 $4.3\text{ m}^3/\text{h}$ （約72リットル/分）となった。

しかしながら、ピットからスクリーンエリアへの流出状況について作業員に聞き取りをしたところ、ウェスによる止水前は流出量が多かったとの観察結果があったこと

から、今回の流量は電線管路からの流出状況から約 $6 \text{ m}^3/\text{h}$ とした。

(2) 流出時間の評価

流出が確認された電源ケーブルピットの上流側に当たる3号機立坑内の水位の記録を確認した結果は以下の通りであり、

5月4日午前7時(O. P. +3, 140mm)から5月10日午前7時(O. P. +3, 240mm)の期間は一日当たり10mm～30mmの上昇が認められ、5月10日午前7時から5月11日午後5時までは20mmの減少が認められた。

この上昇と減少の期間を最小二乗法で、それぞれ相関を求めた結果、上昇と減少の分岐点は5月10日午前2時頃となった。

このことから、水位が下降に転じた5月10日午前2時より流出が開始されたと推定して評価することとした。

また、3号機取水口付近の海水に含まれる放射性物質の定期的なモニタリングとして福島第一原子力発電所1～4号機取水口内南側海水放射能濃度と2号機バースクリーン付近の海水放射能濃度測定などが実施されている。その測定記録を確認した結果、5月10日の午前7時頃までの測定結果は全体として減少傾向にあったものが、5月11日の午前7時以降上昇に反転していた。また、3号機スクリーンエリアから少し北方へ離れた1～4号機取水口北側放射能濃度記録も同様の傾向であった。このことから、5月10日の午前7時頃に流出が開始されたと推定され、立坑の水位変化からの発生時刻の評価は保守的なものとする。

更に、5月11日午後6時45分に止水が確認されていることから、流出時間は、5月10日午前2時から5月11日午後7時までの約41時間と評価した。

結論として、上記(1)、(2)から、流出水の量は、 $6 \text{ m}^3/\text{h}$ で、41時間継続したとして、約 250 m^3 と評価された。

(3) 放射性物質の流出量

a 流入水の放射性物質濃度

平成23年5月11日午後1時30分に採水した電源ケーブルピット内に流入した放射性物質の濃度は、以下の通りである。

$$\text{Cs-137} \quad ; \quad 3.9 \times 10^4 \text{ Bq/cm}^3$$

$$\text{Cs-134} \quad ; \quad 3.7 \times 10^4 \text{ Bq/cm}^3$$

$$\text{I-131} \quad ; \quad 3.4 \times 10^3 \text{ Bq/cm}^3$$

(2)の流出水の流出量と上記の放射性物質の濃度から、スクリーンエリアの海水に流出した放射性物質量は以下の通り算出した。

$$\begin{array}{l}
 Cs-137 ; 3.9 \times 10^4 \text{ Bq} / \text{cm}^3 \times 250 \text{ m}^3 = 9.8 \times 10^{12} \text{ Bq} \\
 Cs-134 ; 3.7 \times 10^4 \text{ Bq} / \text{cm}^3 \times 250 \text{ m}^3 = 9.3 \times 10^{12} \text{ Bq} \\
 \hline
 I-131 ; 3.4 \times 10^3 \text{ Bq} / \text{cm}^3 \times 250 \text{ m}^3 = 8.5 \times 10^{11} \text{ Bq} \\
 \hline
 \text{合計} ; 2.0 \times 10^{13} \text{ Bq}
 \end{array}$$

3. 再発防止と港湾外への拡散に向けた対策

(1) 流出リスクのあるピットの閉塞

放射性物質を含む水がスクリーンエリアに流出される可能性のあるピットは全て5月19日までに閉塞工事を終了した。今後、さらなる対策として、海水配管トレンチと接続しているピット27箇所を、6月末までにコンクリート等で閉塞した。

(2) 1～4号機スクリーンポンプ室の隔離

1～4号機の各スクリーンポンプ室前面に角落とし等を設置し、6月末までに閉塞した。

(3) ゼオライト入り土嚢の設置

早期の対策として、取水口内部にゼオライト入り土嚢を5月末までに設置した。

(4) 循環型浄化装置の設置

取水口の海水を循環させることにより放射性Csを除去する循環型の浄化装置をスクリーンエリアに5月末までに設置し、6月上旬に運転開始した。

(5) 海水モニタリングの継続と強化

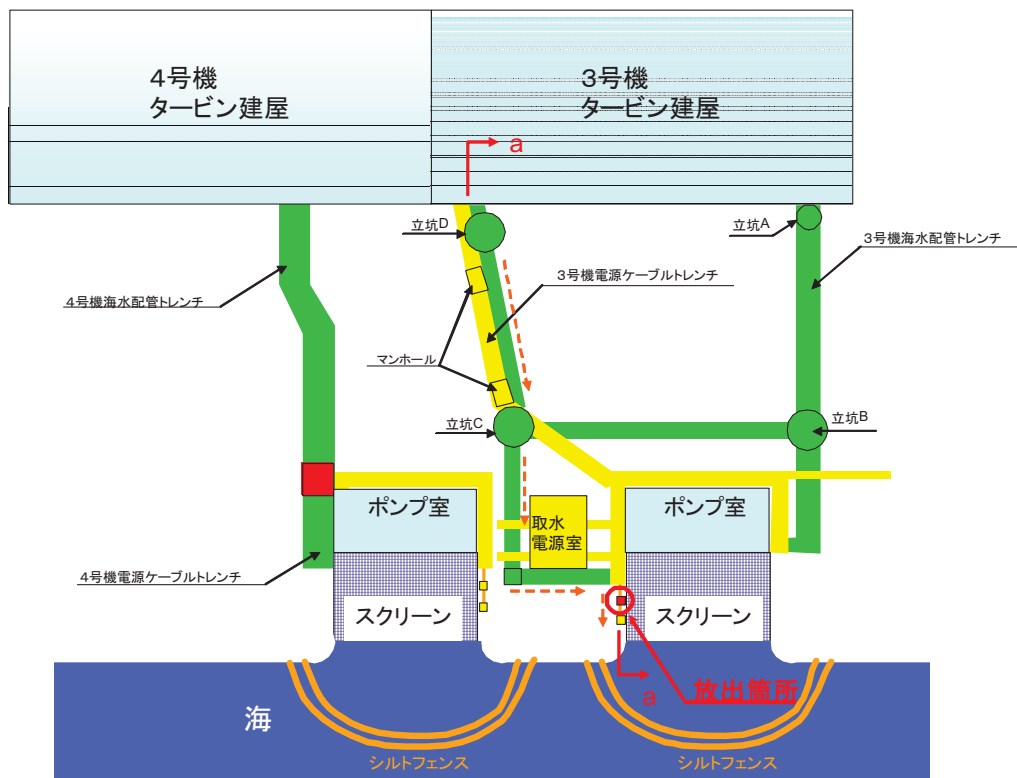
港湾内外の海水モニタリングを継続し、放射性物質の濃度に有意な変動がないか確認していく。

1、3、4号機においては、2号機と同様にシルトフェンス内側の海水の分析を実施し、モニタリング体制を強化した。

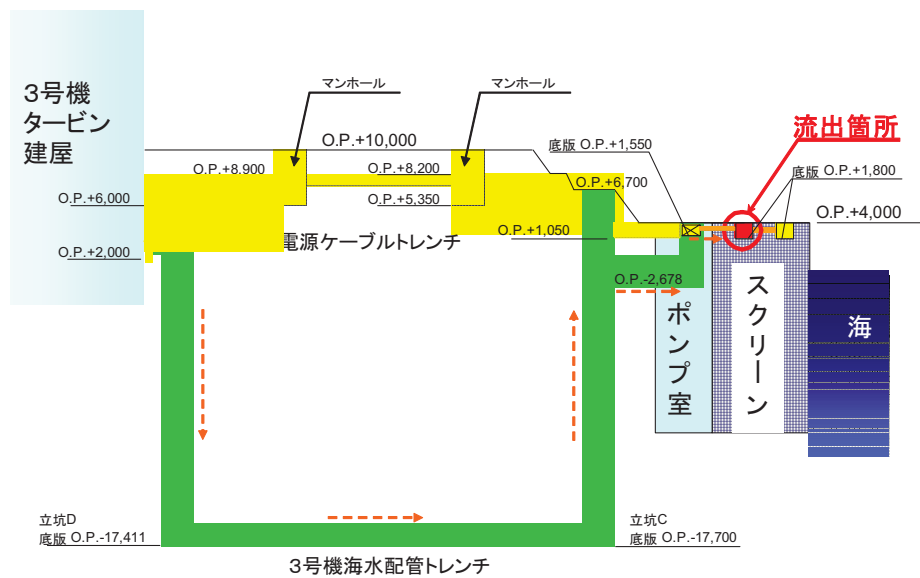
以上

3号機海水配管トレンチ 平面図

参考1

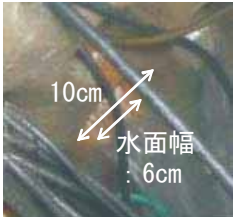


3号機海水配管トレンチ 縦断面図(a-a断面)

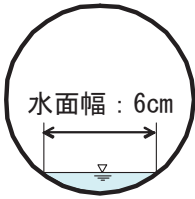


参考2

【電源ケーブルピットへの流況】



(左図拡大)



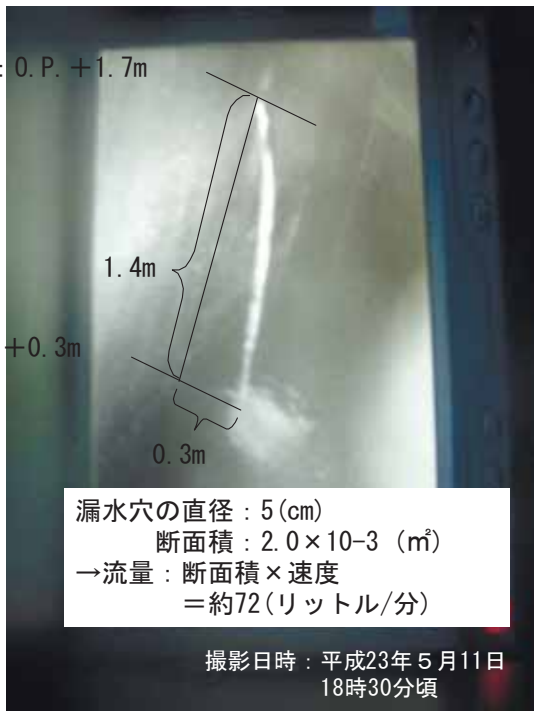
電線管の断面図

1.27m落下する時間：
 $\sqrt{\{2 \times 1.27\} / 9.8} = 0.51 \text{ (s)}$
 水平方向の速度：
 $0.5 \text{ (m)} \div 0.51 \text{ (s)} = \text{約} 1.0 \text{ (m/s)}$

電線管の直径：10 (cm)
 流水の水面幅：6 (cm)
 断面積： $4.1 \times 10^{-4} \text{ (m}^2\text{)}$
 →流量：断面積 × 4本 × 速度
 = 約100 (リットル/分)

【電源ケーブルピットからスクリーンエリアへの流況】
 (ウェス止水後)

漏水穴の高さ：O.P. +1.7m



5月11日 18時30分の潮位：O.P. +0.3m

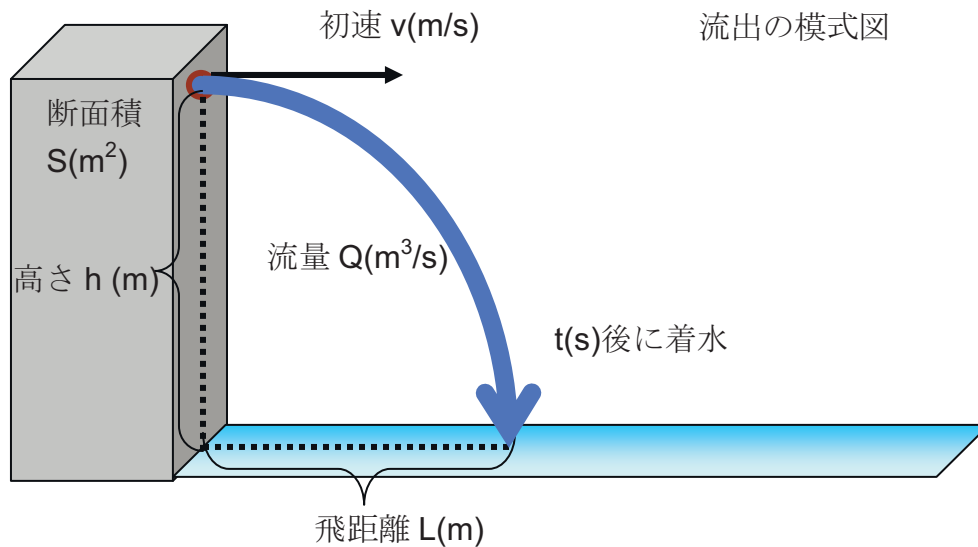
海面までの落下時間：
 $\sqrt{\{2 \times 1.4\} / 9.8} = 0.55 \text{ (s)}$
 水平方向の速度：
 $0.3 \text{ (m)} \div 0.55 \text{ (s)} = 0.6 \text{ (m/s)}$

漏水穴の直径：5 (cm)
 断面積： $2.0 \times 10^{-3} \text{ (m}^2\text{)}$
 →流量：断面積 × 速度
 = 約72 (リットル/分)

撮影日時：平成23年5月11日
 18時30分頃

参考3

流出流量の評価方法



飛距離と高さから、流出した液体が自由落下運動をしたとして、流量を以下の式を用いて算出する。

$$\begin{array}{l}
 \text{垂直方向は} \\
 \text{自由落下運動} \\
 h = \frac{1}{2}gt^2 \quad \Leftrightarrow \quad t = \sqrt{\frac{2h}{g}} \\
 \\
 \text{水平方向は} \\
 \text{等速運動} \\
 v = \frac{L}{t} = \frac{L}{\sqrt{\frac{2h}{g}}} \\
 \text{流量 } Q = Sv = \frac{SL}{\sqrt{\frac{2h}{g}}} \quad \dots \textcircled{1}
 \end{array}$$

<前提>

電線管の直径：10 (cm)、流水の水面幅：6 (cm)

電線管1本における流水の断面積： $S = 4.1 \times 10^{-4} (\text{m}^2)$

飛距離： $L = 0.50 (\text{m})$

高さ： $h = 1.27 (\text{m})$

重力加速度： $g = 9.8 (\text{m/s}^2)$

①式に前提条件を代入して、流量を以下の通りに評価する。

$$Q = \frac{SL}{\sqrt{\frac{2h}{g}}} \times 4 \text{本} = \frac{4.1 \times 10^{-4} \times 0.5}{\sqrt{\frac{2 \times 1.27}{9.8}}} \times 4 \text{本} = 1.6 \times 10^{-3} (\text{m}^3/\text{s}) \neq 6 (\text{m}^3/\text{h})$$

排出基準を超える放射性物質濃度の排水の海洋放出に係る 影響に関する報告について

1. 放出量の概要

4月1日から6日にかけての2号機汚染水の漏えいによる港湾内への流出量は約520m³、放射性物質量は約4.7×10¹⁵Bq、4月4日から10日にかけて緊急放出した低濃度汚染水の放出量は約10,393m³、放射性物質量は約1.5×10¹¹Bq。また、5月10日から5月11日にかけての3号機汚染水の漏えいによる港湾内への流出量は約250m³、放射性物質量は約2.0×10¹³Bqと評価された。

2. 港湾外への放出量

港湾内へ漏えいした2号機汚染水は、港湾内海水の放射性物質濃度の測定値に基づき推定した結果、5月9日までに、その99.9%が港湾外に流出したものと考えられる。また、低濃度汚染水は、港湾外に直接放出された。なお、3号機汚染水については、取水口前面に施したシルトフェンスなどによる拡散防止対策により、5月21日現在、大部分が港湾内に滞留しているものと考えられる。港湾内に滞留している放射性物質の量は2号機汚染水の漏えい放射性物質の総量と比較して小さく、従ってこれが港湾外に流出したとしても沿岸海域に与える影響は小さいと評価できる。いずれにしても海洋モニタリングにより注意深く監視してゆくこととする。

3. 海洋モニタリング結果の概要

福島第一原子力発電所周辺の海洋モニタリングについては、当社は、3月21日より、また、文部科学省は、周辺海域30kmを中心に、3月23日より海水モニタリングを実施し、その後、当社は、原子力安全・保安院の指示などにより、沖合15kmや南側沿岸を中心にポイント数を増加し、現在では、29ポイントとなっている。このモニタリング結果によると、4月5日ごろから4月20日ごろにかけて、発電所近傍のみならず、発電所沖合15km及び周辺海域30kmポイントにおいても、2号機汚染水漏えいの影響と思われるピークの上昇が、観察された。その後減少傾向を示し、5月初めには、全般的に、検出限界値以下（約10Bq/L）が多くを占めていた。

また、3号機からの漏えいの影響については、5月15日に採取した沿岸15km地点のモニタリング結果においても、ほとんどが検出限界値以下となっており、現状では、その影響は観察されていない。

なお、詳細は以下の通り。

(1) 福島第二原子力発電所（南側沿岸近傍10kmから15km）におけるモニタリング結果

4月5日頃からピーク的な放射能濃度の上昇（4月5日、I-131で最大37

00 Bq/L、Cs-137で最大1400 Bq/L)が観測され、それ以降は全体的になだらかな減少傾向を示していることから、福島第一原子力発電所から、放射性物質が南方向に移流する様子がうかがわれる。

(2) 沖合15 kmポイントにおけるモニタリング結果

いずれのポイントにおいても、ピークの上昇(4月11日、I-131で最大920 Bq/L、Cs-137で最大760 Bq/L)が観測されたが、4月22日以降漸減し、現在では、検出限界以下が多くを占めてきている。

また、北側沿岸近傍(15 kmから30 km)では、ピークの上昇は観測されていない。

(3) 周辺海域30 kmポイントにおけるモニタリング結果

4月5日頃から4月20日頃にかけて、東側海域ポイントにおいて、ピーク的な濃度の上昇(4月15日、I-131で最大161 Bq/L、Cs-137で最大186 Bq/L)を示した。北側ポイントの結果からは、大きなピークの上昇は観測されず、北もしくは北東方向への放射性物質の移流は少なかったと言える。

(4) 茨城県周辺のモニタリング結果

4月25日以降、10ポイントにおける4回のモニタリング結果では、4月25日に微量のI-131が検出されたが、他は全て検出限界値以下であった。

4. 拡散シミュレーションによる評価

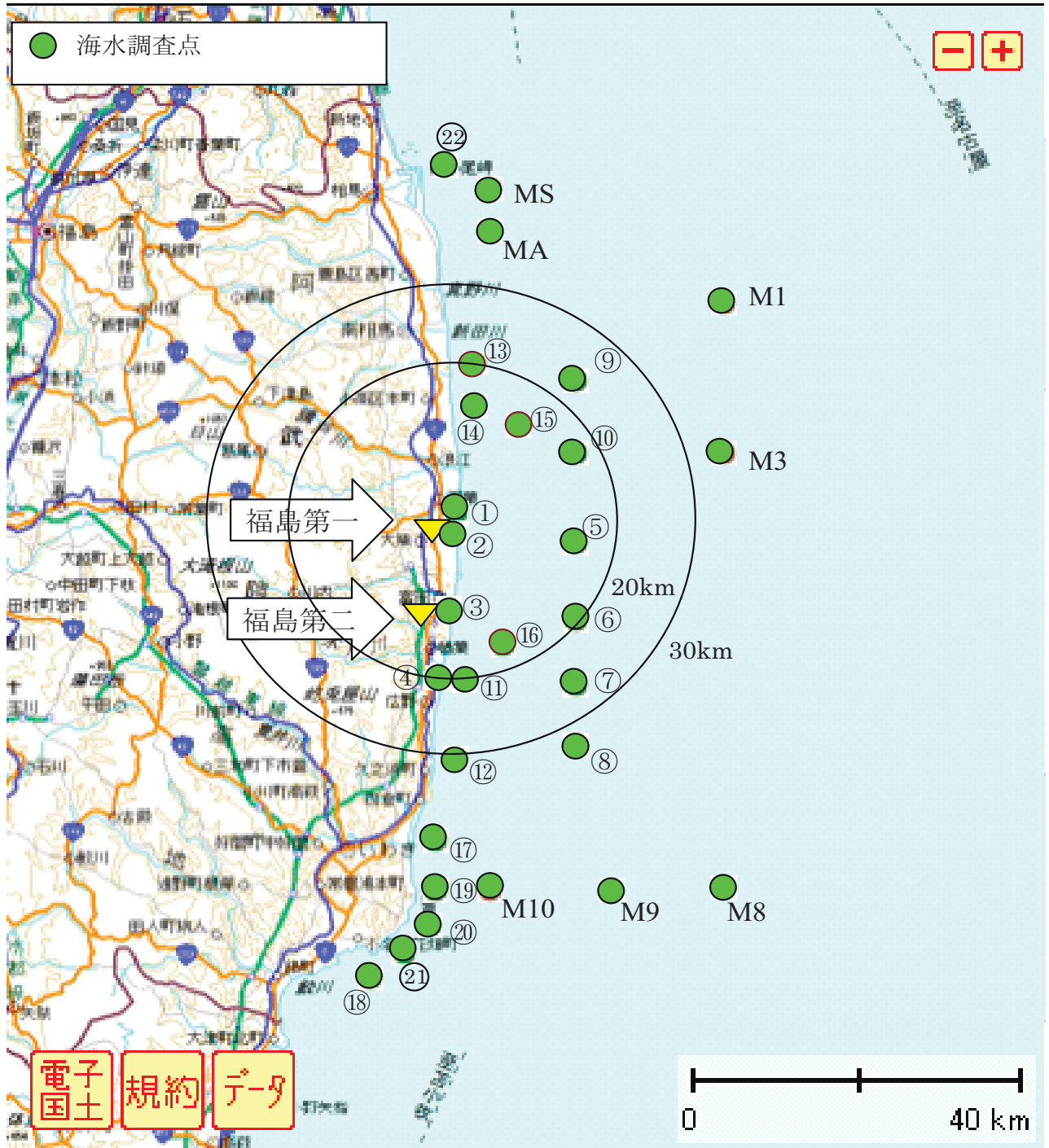
モニタリングデータと相互に補完しあって、影響の全体像を把握するとともにモニタリングポイントからなる観測網を超える範囲の状況を評価するため、拡散シミュレーションを実施した。

シミュレーション結果と観測結果を総合すると、漏えいした汚染水は主に沿岸にそって南側に拡散し、最終的には黒潮にのって東方向に移流することが示唆された。また、観測結果は全体的に4月中旬をピークとして、減少に転じているが、シミュレーション結果も同様の傾向を示し、今後、更に濃度の減少傾向が続くことが予想される。

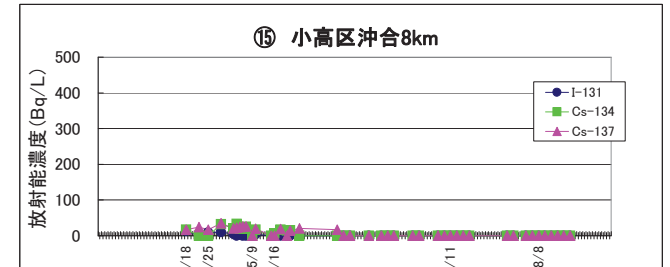
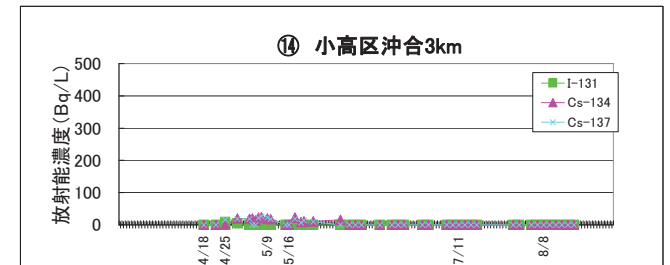
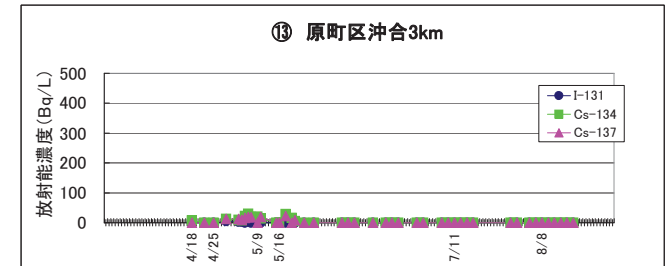
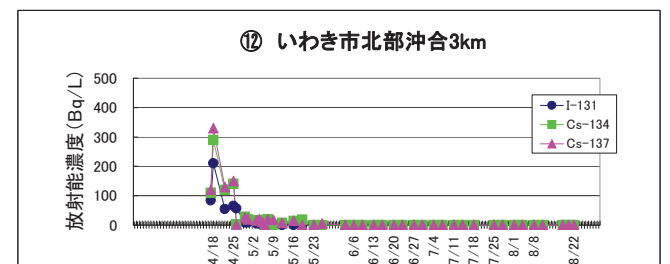
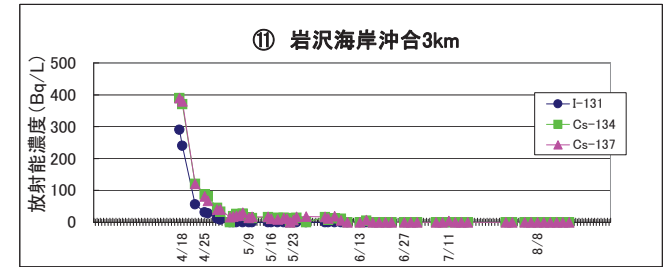
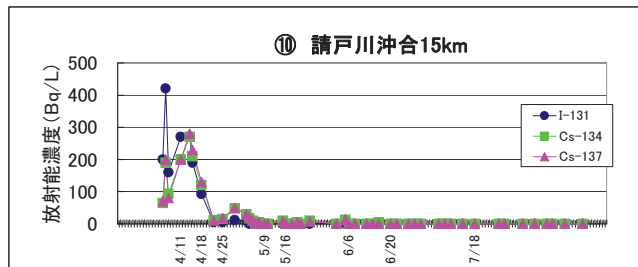
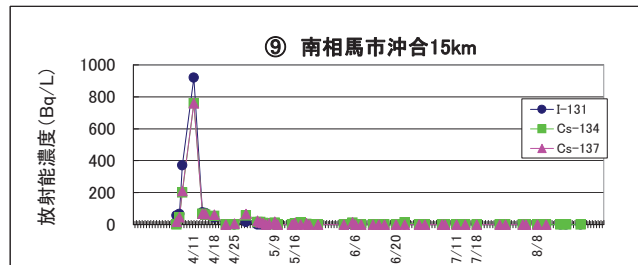
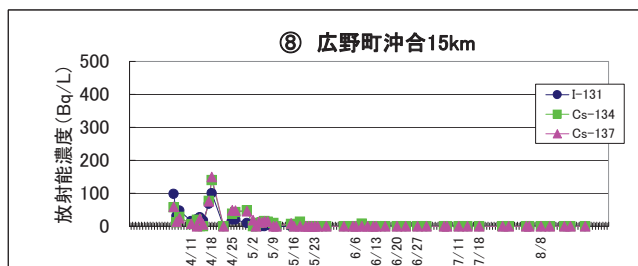
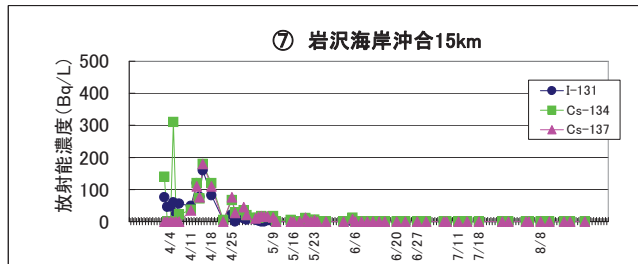
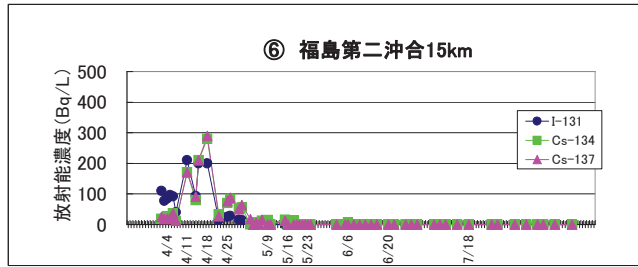
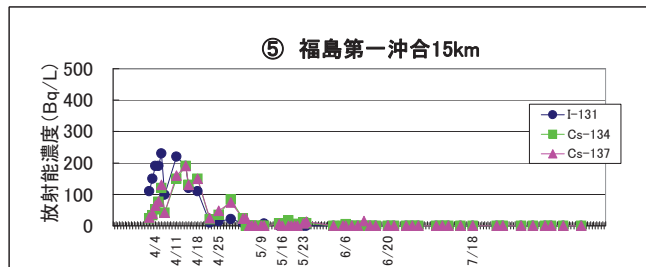
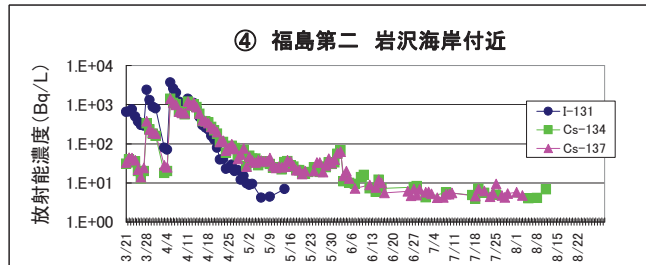
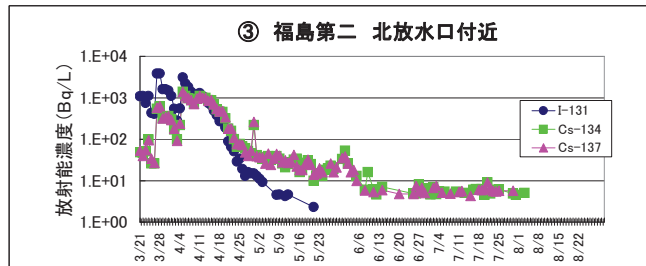
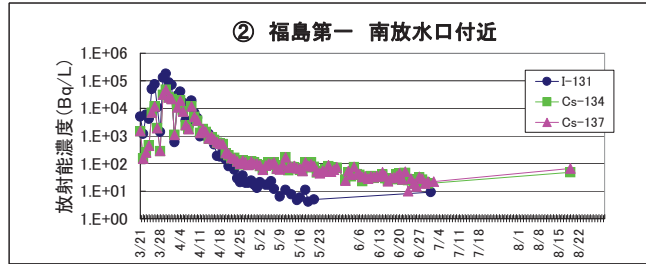
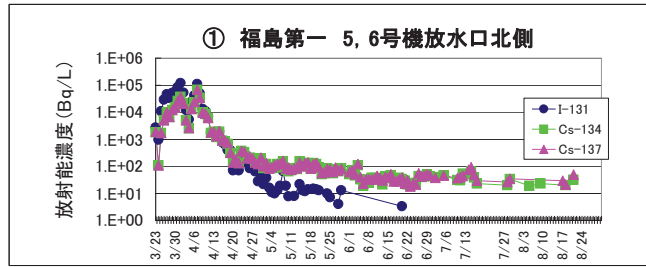
5. 今後の海洋モニタリング計画

文部科学省の調査の広域化に関する計画(平成23年5月6日)に基づき、沿岸及び沖合15 kmにおける調査に加え、周辺海域30 km及び茨城県沿岸におけるモニタリング(海水、海底土)を実施しており、海域の汚染状況について、特に事故の影響が大きいと考えられる海域において詳細に把握してゆくこととしている。

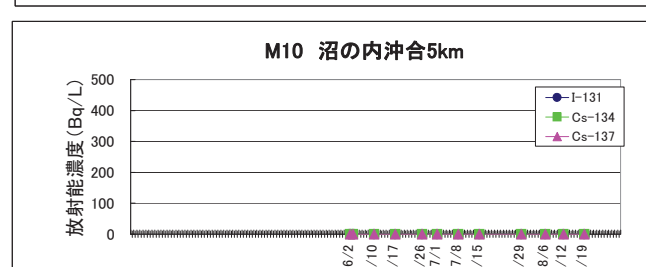
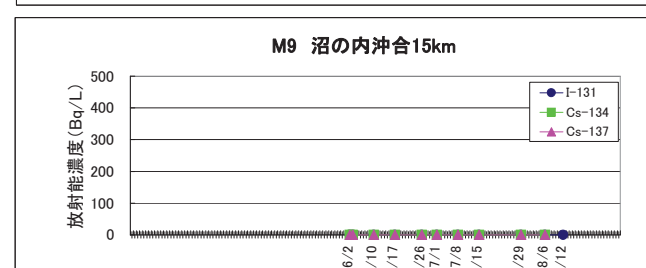
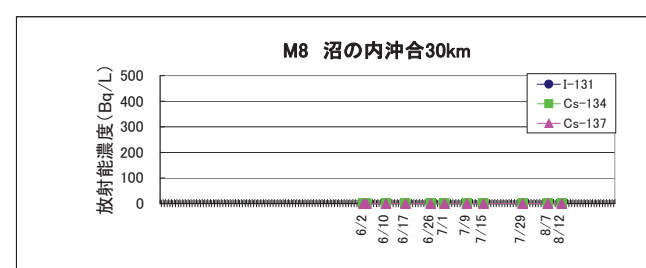
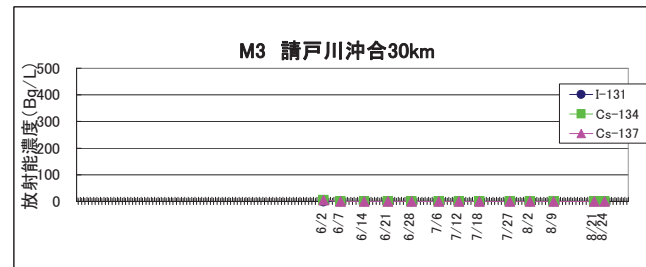
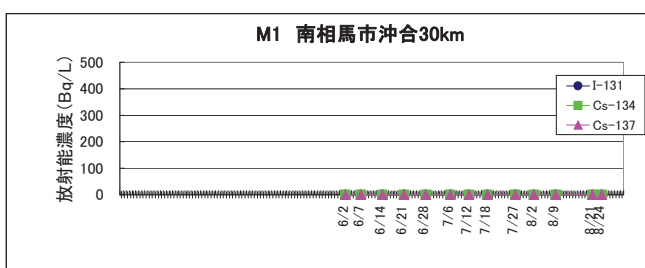
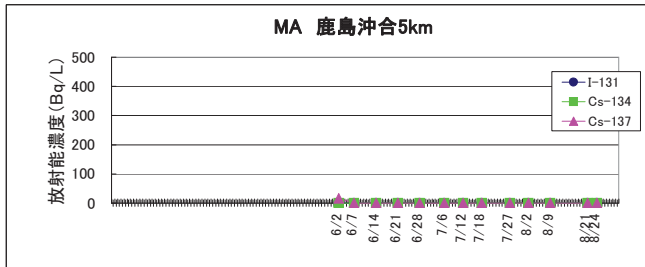
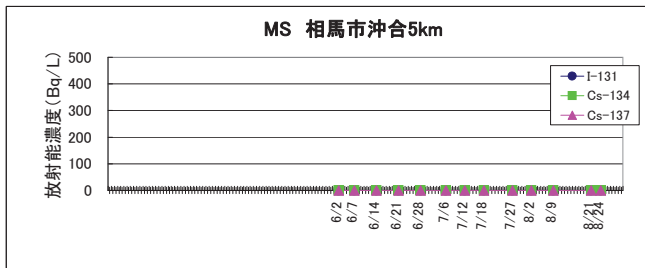
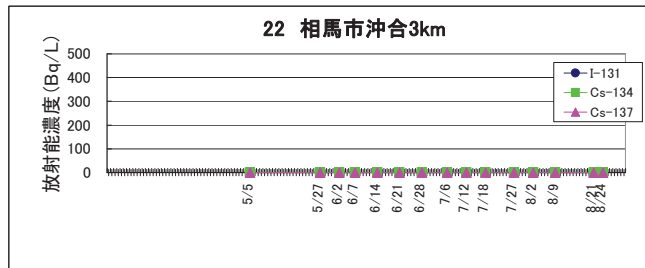
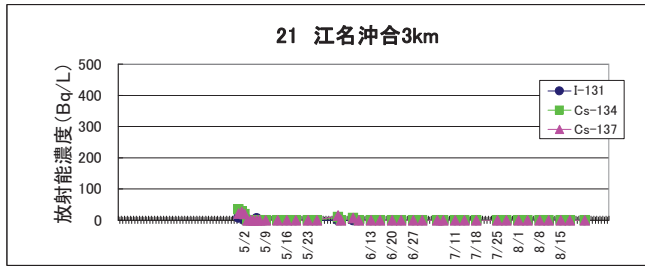
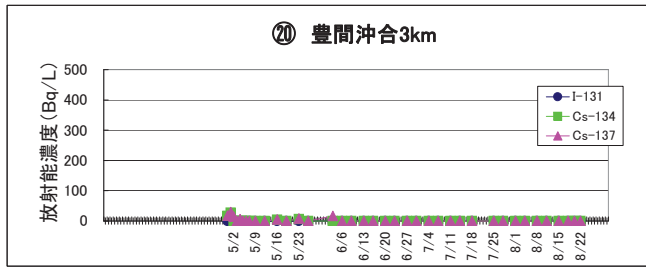
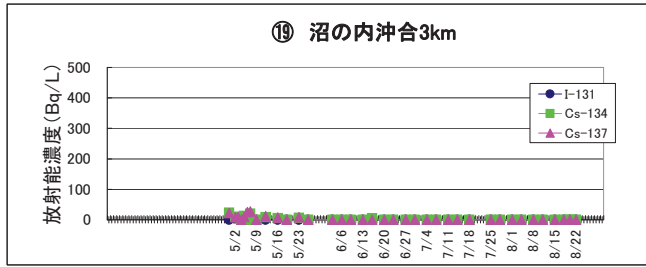
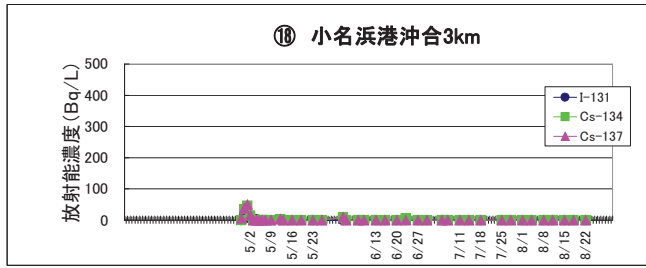
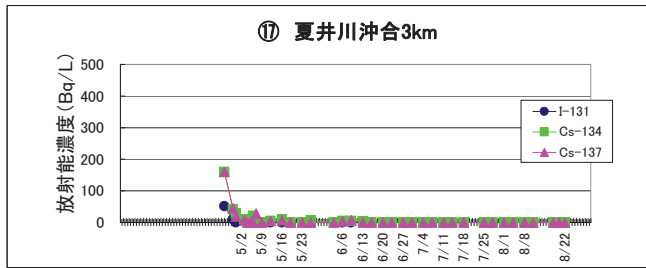
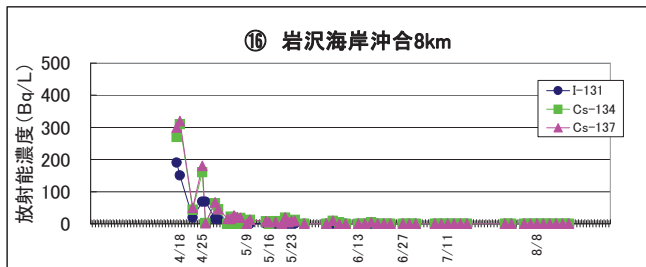
以上



福島第一原子力発電所周辺の海域モニタリング調査点



福島第一原子力発電所周辺の海域モニタリング海水中(上層)の放射能濃度の測定結果(1)



※ 最新採取日: 2011年8月24日
 ※ 測定結果が不検出であった場合を0Bq/Lとして表示した。

福島第一原子力発電所周辺の海域モニタリング海水中(上層)の放射能濃度の測定結果(2)

添付資料目次

添付資料－ 1 5 － 1	被ばく線量の分布等について	1
添付資料－ 1 5 － 2	線量限度を超える作業者の被ばくについて	3

被ばく線量の分布等について

8月10日時点での被ばく線量の分布等について以下に示す。

【集計範囲】

緊急作業従事者	外部被ばく	内部被ばく		外部被ばく +内部被ばく
		8/5 迄に WBC 測定	今後	
3 月から従事 3754 名	3754 名(3 月)	3715 名(3 月)	39 名(3 月)	3715 名(3 月)
4 月から従事 3689 名	3689 名(4 月)	3463 名(4 月)	226 名(4 月)	3463 名(4 月)
5 月から従事 3209 名	3209 名(5 月) ⇒ 表 1	2721 名(5 月) ⇒ 表 2	488 名(5 月)	2721 名(5 月) ⇒ 表 3

(*) 福島第一原子力発電所構外での作業に従事した作業者については、集計の対象外とする。

1. 外部被ばく線量

緊急作業に従事した作業者の5月末まで（3月：3/11～3/31・4月：4/1～4/30・5月：5/1～5/31）の外部被ばく線量（※1）の分布を表1に示す。

※ 1 4月5月分は当該外部被ばく線量は免震重要棟滞在時の線量及び移動中の線量を加算していない。（ただし、ガラスバッジのデータなどが含まれているケースもある）

※ 3, 4, 5月分には重複者、対象外の者を含む

表1.

区分 (mSv)	3月			4月			5月		
	東電社員	協力企業	計	東電社員	協力企業	計	東電社員	協力企業	計
250 超え	0	0	0	0	0	0	0	0	0
200 超え～250 以下	0	0	0	0	0	0	0	0	0
150 超え～200 以下	6	3	9	0	0	0	0	0	0
100 超え～150 以下	22	8	30	0	0	0	0	0	0
50 超え～100 以下	107	55	162	0	2	2	0	0	0
20 超え～50 以下	268	144	412	6	50	56	2	17	19
10 超え～20 以下	560	324	884	22	248	270	8	130	138
10 以下	691	1,566	2,257	606	2,755	3,361	268	2,784	3,052
計	1,654	2,100	3,754	634	3,055	3,689	278	2,931	3,209
最大 (mSv)	182.3	199.4	199.4	42.7	65.9	65.9	24.6	41.6	41.6
平均 (mSv)	19.0	9.1	13.5	2.1	3.3	3.1	2.4	2.7	2.6

2. 内部被ばく線量（暫定値）

緊急作業に従事実績のある作業者のうち、8/5までにWBC測定を実施した作業者の内部被ばく線量（暫定値※2）の分布を表2に示す。

※ 2 暫定値： 放射性物質の摂取時期に係る調査を行わない場合、各作業者が放射性物質の全量を作業開始日の1日間（当初より作業に従事していた作業者は3/12とした）に摂取したとして、最も大きくなる仮定のもとで評価したもの。

※ この評価には行動調査を行って再評価したか、JAEAで詳細評価を行ったものも含む。

表2.

区分 (mSv)	3月			4月			5月		
	東電社員	協力企業	計	東電社員	協力企業	計	東電社員	協力企業	計
250 超え	5	0	5	0	0	0	0	0	0
200 超え～250 以下	1	0	1	0	0	0	0	0	0
150 超え～200 以下	1	0	1	0	0	0	0	0	0
100 超え～150 以下	5	0	5	0	0	0	0	0	0
50 超え～100 以下	36	43	79	0	0	0	0	0	0
20 超え～50 以下	180	76	256	0	2	2	0	0	0
10 超え～20 以下	395	252	647	1	38	39	0	1	1
10 以下	1,029	1,692	2,721	633	2,789	3,422	278	2,442	2,720
計	1,652	2,063	3,715	634	2,829	3,463	278	2,443	2,721
最大 (mSv)	590.0	98.5	590.0	18.8	41.8	41.8	9.4	10.1	10.1
平均 (mSv)	12.0	6.3	8.9	0.3	0.8	0.7	0.2	0.2	0.2

3. 外部被ばく線量と内部被ばく線量の合算値

上記2.における内部被ばく線量（暫定値）を評価した作業者について、当該内部被ばく線量に外部被ばく線量を加算した値の分布を表3に示す。

表3.

区分 (mSv)	3月			4月			5月		
	東電社員	協力企業	計	東電社員	協力企業	計	東電社員	協力企業	計
250 超え	6	0	6	0	0	0	0	0	0
200 超え～250 以下	0	2	2	0	0	0	0	0	0
150 超え～200 以下	12	2	14	0	0	0	0	0	0
100 超え～150 以下	66	15	81	0	0	0	0	0	0
50 超え～100 以下	190	113	303	0	3	3	0	0	0
20 超え～50 以下	522	325	847	9	77	86	2	18	20
10 超え～20 以下	505	486	991	21	289	310	8	140	148
10 以下	351	1,120	1,471	604	2,460	3,064	268	2,285	2,553
計	1,652	2,063	3,715	634	2,829	3,463	278	2,443	2,721
最大 (mSv)	670.4	238.4	670.4	45.6	69.3	69.3	24.8	41.6	41.6
平均 (mSv)	31.0	15.5	22.4	2.3	4.3	3.9	2.5	3.2	3.1

以上

線量限度を超える作業者の被ばくについて

◆ 当社女性社員2名の線量及び主な作業内容は次の通り

	滞在期間	外部線量 (mSv)	内部線量 (mSv)	計 (mSv)	作業内容
A	3/11 ~3/23	3.95	13.6	17.55	消防車の給油、免震棟での机上業務
B	3/11 ~3/15	0.78	6.71	7.49	免震棟での体調不良者の介護等

◆ 当社男性社員6名の線量及び主な作業内容は次の通り

	滞在期間	外部線量 (mSv)	内部線量 (mSv)	計 (mSv)	作業内容
C	3/11 ~5/22	88.08	590	678.08	中央操作室でプラント操作やデータ収集に従事
D	3/11 ~5/29	103.07	540	643.07	中央操作室でプラント操作やデータ収集に従事
E	3/11 ~5/26	110.27	241.81	352.08	中央操作室でプラント事態収束作業に従事
F	3/11 ~6/15	49.23	259.7	308.93	中央操作室で計器復旧作業に従事
G	3/11 ~6/4	42.40	433.1	475.50	中央操作室で計器復旧作業に従事
H	3/11 ~6/7	31.39	327.9	359.29	中央操作室で計器復旧作業に従事

以 上

添付資料目次

添付資料－16－1	東京電力福島第一原子力発電所・事故の収束に向けた道筋 当面の取組のロードマップ（改訂版）・・・・・・・・・・	1
-----------	-----------------------------------------------------------	---

東京電力福島第一原子力発電所・事故の収束に向けた道筋 当面の取組のロードマップ(改訂版)

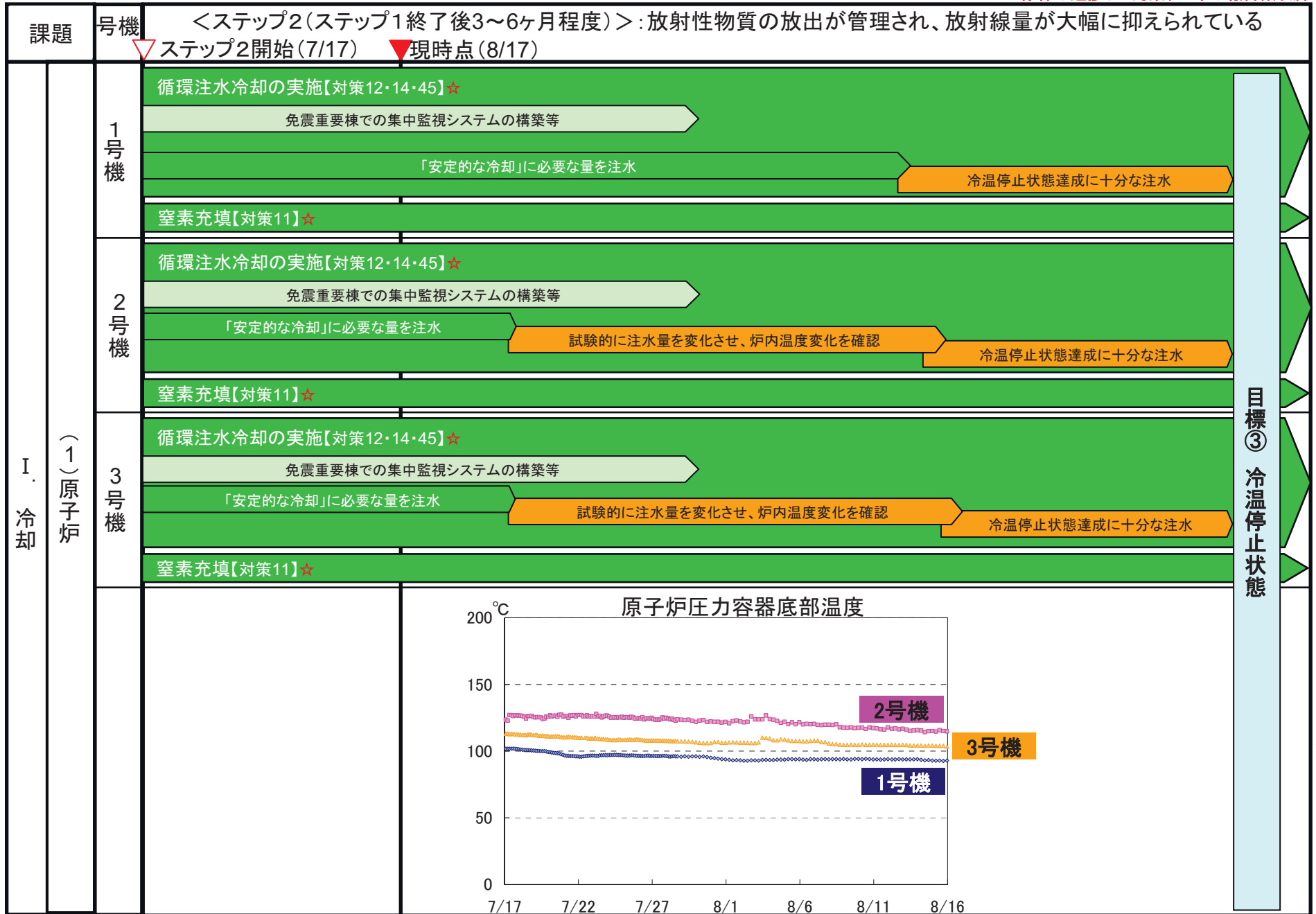
赤字: 前回からの追加点、☆印: 報告徴収済、緑網掛けは達成した目標

課題		初回(4/17)時点	ステップ1(3ヶ月程度)	ステップ2(ステップ1終了後3~6ヶ月程度) ▼現時点(8/17)	中期的課題 (~3年程度)
I. 冷却	(1) 原子炉	淡水注入 最小限の注水による燃料冷却(注水冷却) 滞留水再利用の検討/準備	循環注水冷却(開始) 窒素充填☆ 作業環境改善☆	循環注水冷却(継続) 窒素充填(継続)	冷温停止状態 冷温停止状態の継続 構造材の腐食破損防止※一部前倒し
	(2) 燃料プール	淡水注入	注入操作の信頼性向上/遠隔操作※前倒し 循環冷却システム(熱交換器の設置)※一部前倒し	注入操作の遠隔操作 熱交換機能の検討/実施	より安定的な冷却 燃料の取り出し作業の開始
II. 抑制	(3) 滞留水	放射性レベルの高い水の移動 放射性レベルの低い水の保管	保管/処理施設の設置☆ 保管施設の設置/除染処理	施設拡充☆本格的な水処理施設検討 除染/塩分処理(再利用)等 廃スラッジ等の保管/管理☆ 海洋汚染拡大防止	滞留水全体量を減少 本格的な水処理施設の設置 滞留水の処理継続 廃スラッジ等の処理の研究 海洋汚染拡大防止
	(4) 地下水	地下水の汚染拡大防止 地下水の遮水壁の	海洋汚染拡大防止	(保管/処理施設拡充計画にあわせてサドルン管理)方式検討 地下水の遮水壁の設計・着手	海洋汚染拡大防止(継続) 地下水の汚染拡大防止 地下水の遮水壁の構築
	(5) 大気・土壌	飛散防止剤の散布 瓦礫の撤去	飛散抑制	飛散防止剤の散布(継続) 瓦礫の撤去(継続) 原子炉建屋カバーの設置(1号機)☆ 瓦礫撤去(3,4号機原子炉建屋上部) 原子炉建屋コンテナの検討	飛散抑制(継続) 飛散防止剤の散布 瓦礫の撤去・管理 瓦礫の撤去/カバーの設置(3,4号機) 原子炉建屋コンテナ設置作業の開始
III. 除染	(6) 低減・測定公表	発電所内外の放射線量のモニタリング拡大・充実、公表	本格的な除染の検討・開始	除染 環境モニタリングの継続 除染の継続	
IV. 対策等	(7) 津波・余震対策等	余震・津波対策の拡充、多様な放射線遮へい対策の準備 (4号機燃料プール)支持構造物の設置☆	各号機の補強工事の検討/実施	拡大防止 災害の 多様な遮へい対策の継続 各号機の補強工事	
V. 環境改善	(8) 生活・職場環境改善	作業員の生活・職場環境の改善	作業員の生活・職場環境の改善	環境改善の 充実に 作業員の生活・職場環境改善	
	(9) 放射線管理・医療体制改善	放射線管理・医療体制の改善	放射線管理・医療体制の改善	健康 管理の 充実に 放射線管理・医療体制改善	
中期的課題への対応			要員の計画的育成・配置の実施 政府による安全確保の考え方 上記に基づく施設運営計画の策定	被ばく 線量の 徹底 要員の計画的育成・配置の実施 施設運営計画に基づく対応	

諸対策の取り組み状況(その1)

赤枠は進捗した対策、☆印は報告徴収済

iii



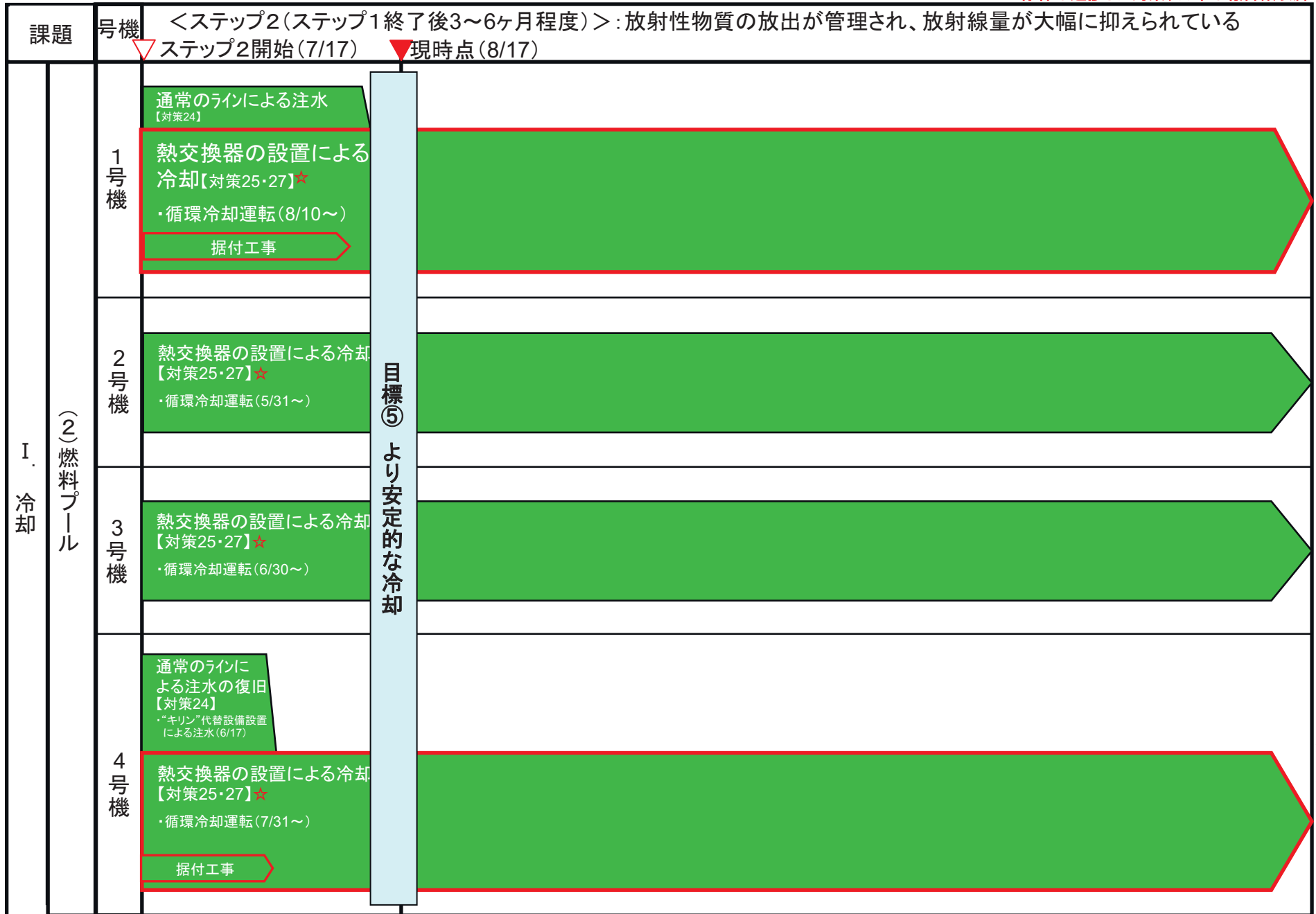
添付16-3

添付資料-16-1

凡例
 :実施開始済(必要に応じ国が監視) ☆:国の安全確認(報告徴収)
 :現場工事
 :現場着手 :現場未着手

諸対策の取り組み状況(その2)

赤枠は進捗した対策、☆印は報告徴収済



目標⑤
より安定的な冷却

添付16-4

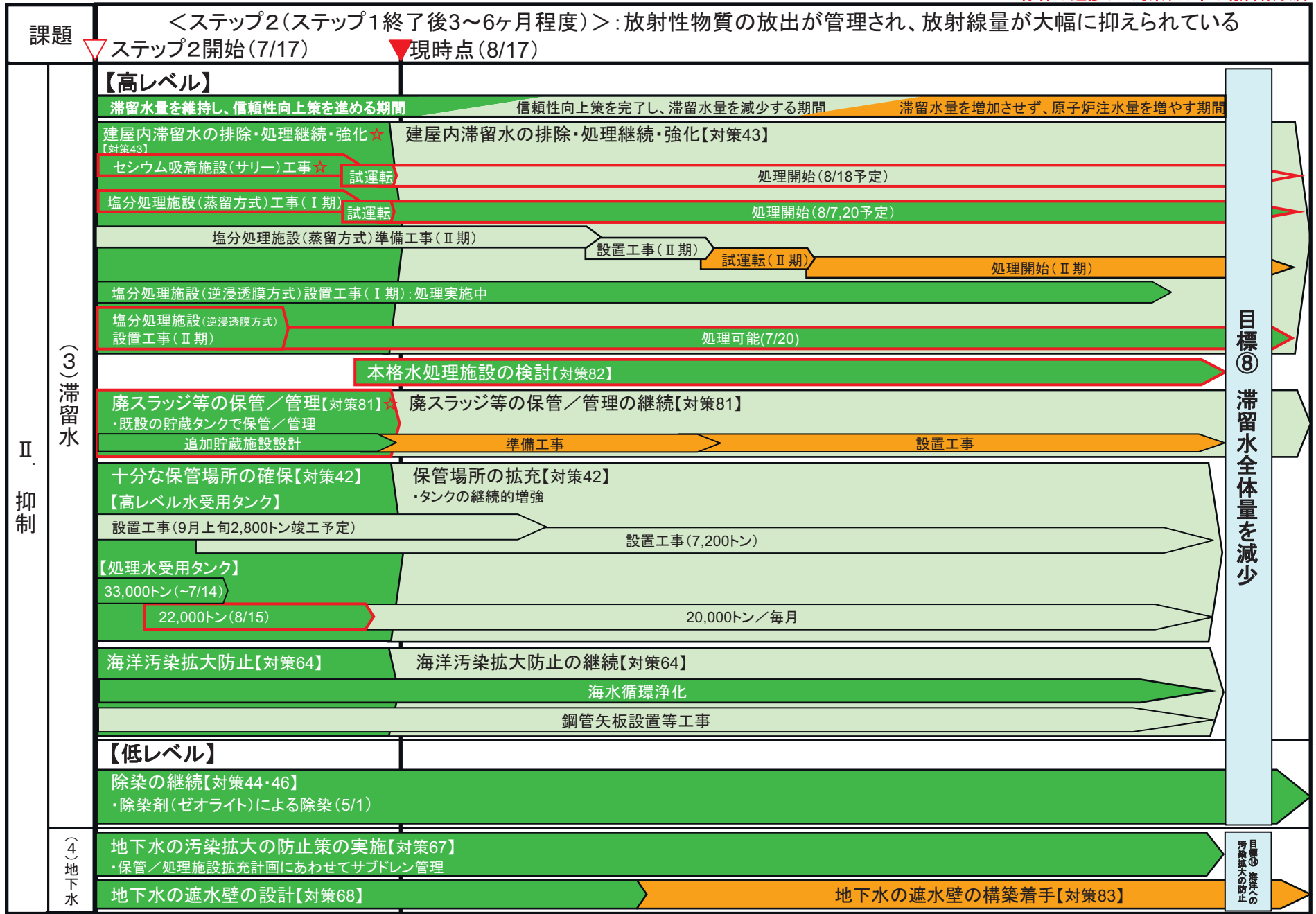
添付資料-16-1

凡例
 : 実施開始済(必要に応じ国が監視)
 ☆ : 国の安全確認(報告徴収)
 : 現場工事
 : 現場着手
 : 現場未着手

諸対策の取り組み状況(その3)

赤枠は進捗した対策、☆印は報告徴収済

V



添付16-5

II. 抑制 (3) 滞留水 (4) 地下水

添付資料-16-1

凡例 ■:実施開始済(必要に応じ国が監視) ☆:国の安全確認(報告徴収) □:現場工事中 □:現場着手 □:現場未着手

諸対策の取り組み状況(その4)

赤字は追加対策、赤枠は進捗した対策、☆印は報告徴収済

添付16-6

課題		<ステップ2(ステップ1終了後3~6ヶ月程度)>:放射性物質の放出が管理され、放射線量が大幅に抑えられている ▼ステップ2開始(7/17) ▼現時点(8/17)	
II. 抑制	(5) 大気・土壌	飛散防止剤の固化状況の確認【対策52】	目標⑩ 放射性物質の飛散抑制
		瓦礫の撤去【対策53】:コンテナ約700個分回収(8/17時点)	
		原子炉建屋カバーの設置(1号機)【対策54・55】☆ ・本体工事中	
		原子炉建屋上部の瓦礫の撤去(3,4号機)【対策84】 ・準備工事中(3号機:6/20、4号機:6/24)	
		3号機準備工事(地上瓦礫撤去、クレーン道路整備等)	原子炉建屋上部瓦礫撤去
		4号機準備工事(地上瓦礫撤去、クレーン道路整備等)	原子炉建屋上部瓦礫撤去
		原子炉建屋コンテナの検討【対策50】	
III. モニタリング・除染	(6) 測定・低減・公表	現時点における放射性物質の放出量を継続評価【対策60・61】 ・1~3号機からの現時点の放出量を7/19公表時と同じ手法で東京電力が評価 ✓直近の2週間程度(7月下旬から8月上旬)の西門付近の空气中放射性物質濃度から現放出量を最大で約2億ベクレル/時と推定(事故直後に比べ約1,000万分の1) ✓これによる敷地境界の年間被ばく線量を最大で約0.4ミリシーベルト/年(暫定値)と評価(これまでに既に放出された放射性物質の影響を除く) ・放出抑制対策に伴う放出量の低減傾向を、敷地内外における放射性降下物の測定、原子炉格納容器内ガス放射能濃度測定、及び原子炉建屋上部での空气中放射性物質濃度測定により把握し、評価	目標⑫ 放射線量を十分に低減
		国・県・市町村・事業者連携によるモニタリングの実施【対策62】	
		本格的除染の検討・開始【対策63】	
IV. 余震対策等	(7) 津波・補強	(4号機)燃料プール底部に支持構造物を設置【対策26】☆(7/30) 各号機の補強工事の検討/実施【対策71】:耐震性の評価を実施、線量低減対策後に建屋内部調査を予定	被災防止 目標⑮
		多様な放射線遮へい対策の継続【対策73】	
V. 環境改善	(8) 職場環境・生活	作業員の生活・職場環境の改善の継続・拡充【対策75】 ・仮設寮は約1,600人分を建設予定、約1,200人が入居済(8/15時点)。現場休憩施設は累計16箇所(約1,200人分、約3,500㎡)が開設(8/15時点)	環境改善の充実 目標⑯
		放射線管理の強化継続【対策78】 ・原子力安全・保安院による放射線管理体制の強化 ・ホールボディカウンタの増強、月1回の内部被ばく測定 ☆ ・個人線量の自動記録化、被ばく線量の文書通知 ☆、写真入作業員証の導入 ☆ ・作業員に対する安全教育・研修の充実、データベースの構築など長期的な健康管理に向けた検討	健康管理の充実 目標⑳
	医療体制の強化継続【対策80】 ・救急医療室新設、複数専門医師常駐体制確立(24時間常駐)、患者搬送の迅速化 ・熱中症予防対策の徹底 ☆(新規入所者に対する教育等)、メンタルヘルス対策実施、健康診断の実施 ・予防医療などを含む産業衛生体制の確立		
	(10) 要員配置	要員の計画的育成・配置の実施【対策85】 ・国と事業者の連携による人材育成等を推進	被ばく線量管理の徹底 目標㉑

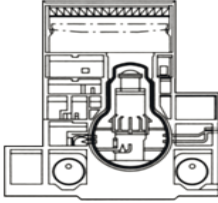
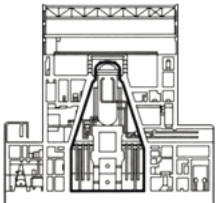
凡例 ■:実施開始済(必要に応じ国が監視) ☆:国の安全確認(報告徴収) □:現場工事中 ■:現場着手 ■:現場未着手

添付資料16-1

参考資料目次

参考資料－1	福島第一原子力発電所設備	参考 1
参考資料－2	福島第一原子力発電所設備構成の概要	参考 3
参考資料－3	原子力発電所用語集	参考 7
参考資料－4	注水時における水源の位置関係	参考 1 6
参考資料－5	原子力防災組織の業務	参考 1 7
参考資料－6	管理区域作業における装備他	参考 1 9

福島第一原子力発電所設備

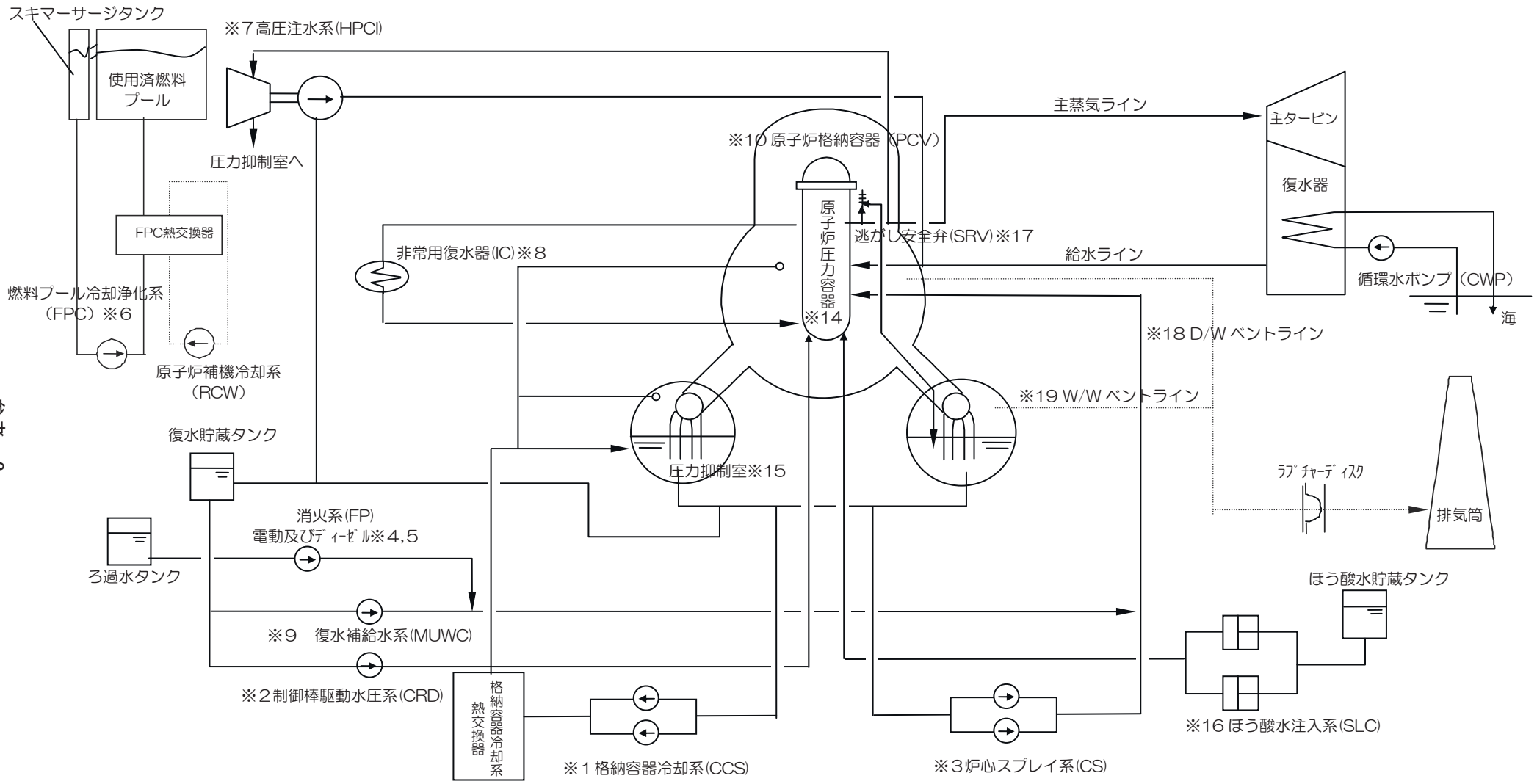
	1号機	2号機	3号機	4号機	5号機	6号機
電気出力 (MWe)	460	784	784	784	784	1100
熱出力 (MWt)	1380	2381	2381	2381	2381	3293
建設着工	1967/9	1969/5	1970/10	1972/9	1971/12	1973/5
営業運転開始	1971/3	1974/7	1976/3	1978/10	1978/4	1979/10
原子炉形式	BWR3	BWR4				BWR5
原子炉圧力容器内径 (mm)	約4800	約5600	約5570	約5570	約5570	約6410
原子炉圧力容器全高 (mm)	約20000	約22000	約22000	約22000	約22000	約23000
原子炉圧力容器全重量 (t)	約440	約500	約500	約500	約500	約750
原子炉圧力容器設計圧力(※注1)	約8.62MPa[gage] (87.9kg/cm ² [gage])	約8.62MPa[gage] (87.9kg/cm ² [gage])	約8.62MPa[gage] (87.9kg/cm ² [gage])	約8.62MPa[gage] (87.9kg/cm ² [gage])	約8.62MPa[gage] (87.9kg/cm ² [gage])	約8.62MPa[gage] (87.9kg/cm ² [gage])
原子炉圧力容器設計温度(°C)	302	302	302	302	302	302
燃料集合体数(本)	400	548	548	548	548	764
高燃焼度8×8燃料(本)	68	-	-	-	-	-
9×9燃料(A型)(本)	-	-	516	-	-	-
9×9燃料(B型)(本)	332	548	-	548	548	764
MOX燃料(本)	-	-	32	-	-	-
燃料棒有効長(m)	約3.66	約3.71	約3.71	約3.71	約3.71	約3.71
制御棒本数(本)	97	137	137	137	137	185
格納容器形式 (本体)	マークⅠ					マークⅡ
						
格納容器全高 (m)	32	34	34.1	34.1	34.1	48.0
格納容器直径 (m)	17.7(球部) 9.6(円筒部)	20.0(球部) 10.9(円筒部)	20.0(球部) 10.9(円筒部)	20.0(球部) 10.9(円筒部)	20.0(球部) 10.9(円筒部)	25.9
圧力抑制室 プール推量 (m ³)	1750	2980	2980	2980	2980	3200
格納容器設計圧力(※注1)	約0.43MPa[gage] (4.35kg/cm ² [gage])	約0.38MPa[gage] (3.92kg/cm ² [gage])	約0.38MPa[gage] (3.92kg/cm ² [gage])	約0.38MPa[gage] (3.92kg/cm ² [gage])	約0.38MPa[gage] (3.92kg/cm ² [gage])	約0.28MPa[gage] (2.85kg/cm ² [gage])
格納容器設計温度(°C)	138(D/W) 138(S/C)	138(D/W) 138(S/C)	138(D/W) 138(S/C)	138(D/W) 138(S/C)	138(D/W) 138(S/C)	171(D/W) 105(S/C)
使用済み燃料プール容量(%炉心分)	225	225	225	290	290	230
使用済み燃料プール使用温度(°C)	≤65	≤65	≤65	≤65	≤65	≤65
使用済み燃料プールの長さ(南北:海岸線に平行)(m)	約7.2	約9.9	約9.9	約9.9	約9.9	約10.4
使用済み燃料プールの幅(東西:海岸線に垂直)(m)	約12.0	約12.2	約12.2	約12.2	約12.2	約12.0
使用済み燃料プールの深さ(最深部)(m)	約11.8	約11.8	約11.8	約11.8	約11.8	約11.8
使用済み燃料プールの容積(m ³)	約1020	約1424	約1425	約1425	約1425	約1497
使用済み燃料プールでの使用済燃料の貯蔵可能体数(体)	900	1240	1220	1590	1590	1770
使用済み燃料プールに貯蔵されている使用済燃料(体)(H22.12末)	292	587	514	1331(炉内取出燃料548体含む)	946	876
使用済み燃料プールに貯蔵されている新燃料(体)(H22.12末)	100	28	52	204	48	64

注1:原子炉設置許可申請書での単位はkg/cm²[gage]

工学的安全設備及び原子炉補助設備の比較

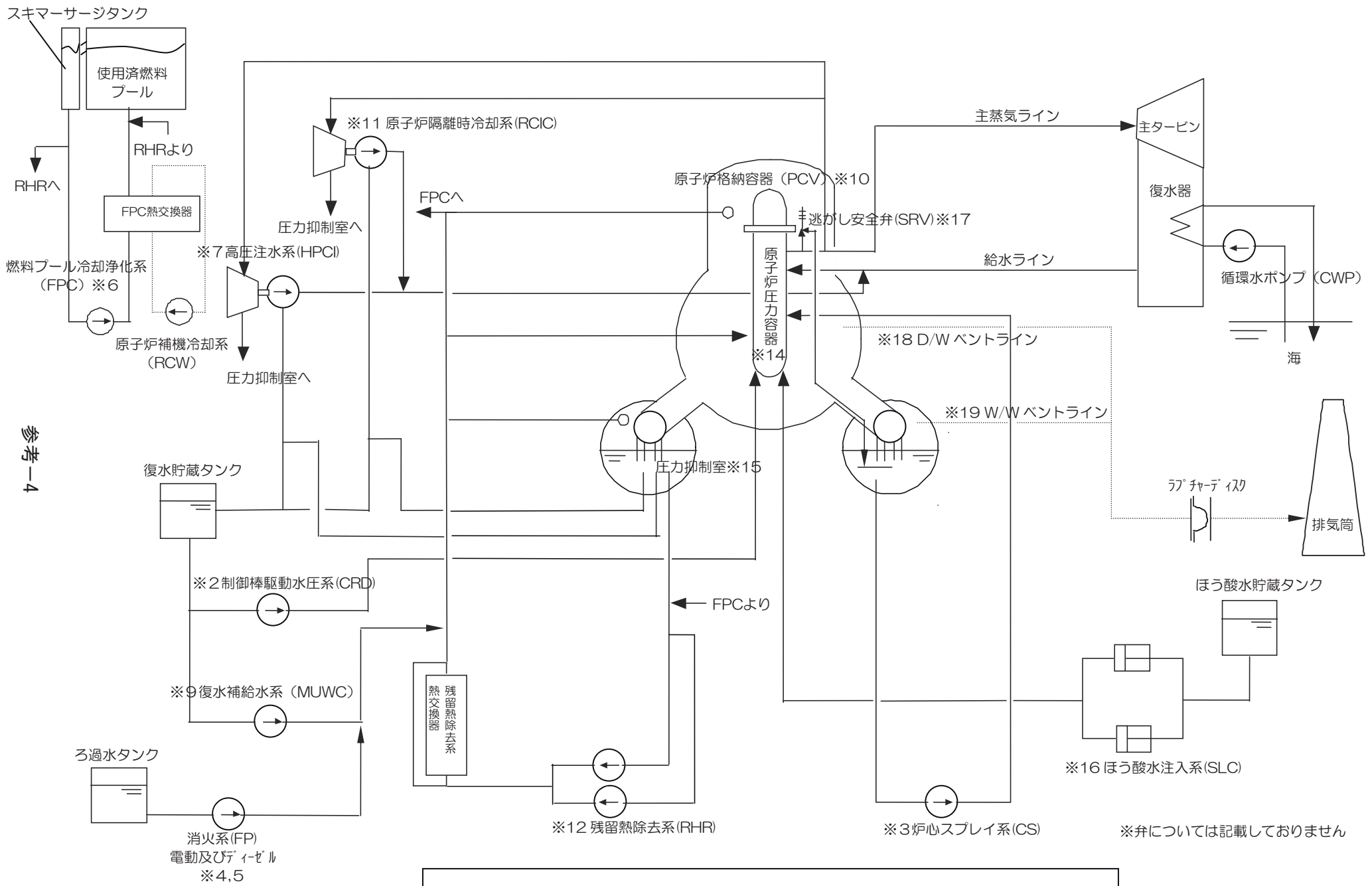
福島第1原子力発電所	1号機	2号機	3号機	4号機	5号機	6号機	
炉心スプレイ系 (CS)	系統数	2	2	2	2	2	
	流量(t/h/系統)	550	1020	1141	1140	1140	
	ポンプ数/系統	2	1	1	1	1	
	ポンプ吐出圧力(※注1)	約2.0MPa[gage] (20.0kg/cm ² [gage])	約3.5MPa[gage] (35.2kg/cm ² [gage])	約3.5MPa[gage] (35.2kg/cm ² [gage])	約3.3MPa[gage] (33.4kg/cm ² [gage])	約3.3MPa[gage] (33.4kg/cm ² [gage])	
	全揚程(m)	200	204	204	204	204	
格納容器冷却系 (CCS)	系統数	2	2	2	2	2	
	設計流量(t/h/系統)	705	2960	2600	約2600	約1900	
	ポンプ数/系統	2	2	2	2	2	
	熱交換器数/系統	1	1	1	1	1	
高圧注水系 (HPCI)	系統数	1	1	1	1	1	
	流量(t/h)	682	965	965	966	965	
	ポンプ数	1	1	1	1	1	
低圧炉心注水系 (LPCI)	系統数		2	2	2	3	
	流量(t/h/ポンプ)		約1750	約1820	約1820	約1820	
残留熱除去系 (RHR)	ポンプ数/系統		2	2	2	1	
	ポンプ						
	台数		4	4	4	3	
	流量(t/h)		約1750	約1820	約1820	約1690	
	全揚程(m)		約128	約128	約128	約85	
	海水ポンプ						
	台数		4	4	4	4	
	流量(m ³ /h)		約978	約978	約978	約920	
	全揚程(m)		約232	約232	約239	約191	
	熱交換器						
基数		2	2	2	2		
伝熱容量(kW/基)		約9.02E+3	約9.02E+3	約9.02E+3	約9.02E+3		
原子炉停止時冷却系 (SHC)	ポンプ						
	台数	2					
	流量(m ³ /h)	465.5					
	揚程(m)	45.7					
	熱交換器						
	基数	2					
熱交換能力(kcal/h)	3.8E+06						
原子炉隔離時冷却系 (RHC)	蒸気タービン						
	台数		1	1	1	1	
	原子炉圧力(MPa[gage])		約7.73-約1.04	約7.73-約1.04	約7.73-約1.04	約7.73-約1.04	
	出力(kW)		約373-約60	約373-約60	約400-約67	約343-約67	
	回転数(rpm)		約5000-約2000	約4500-約2000	約3600-約1900	約4500-約2300	
	約541-約97	約4500-約2200					
	ポンプ						
	台数		1	1	1	1	
	流量(m ³ /h)		約95	約97	約94	約97	
	全揚程(m)		約850-約160	約850-約160	約850-約160	約850-約160	
約870-約190							
回転数(rpm)		可変	可変	可変	可変		
原子炉設置許可申請書に記載なし							
低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	系統数					1	
	流量(t/h/系統)					1442	
	ポンプ数/系統					1	
	ポンプ吐出圧力(※注1)					約4.1MPa (42.2kg/cm ² [gage])	
	全揚程(m)					218	
高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	系統数					1	
	流量(t/h/系統)					1441	
	ポンプ数/系統					1	
	ポンプ吐出圧力(※注1)					約9.1MPa (93.1kg/cm ² [gage])	
	全揚程(m)					863-273	
非常用復水器 (IC)	系統数	2					
	タンク有効保水量(m ³ /タンク)	106					
	蒸気流量(t/h/タンク)	100.6					
復水補給水系 (MUWC)	ポンプ数	2	2	2	2	2	
	流量(m ³ /h)	68.1	68.2	68.2	70	68.2	
	ポンプ揚程(m)	54.86	77.72	78.0	78.0	77.7	
燃料プール冷却浄化系 (FPC)	ポンプ数	2	2	2	2	2	
	流量(m ³ /h)	80	110	107.9	110	107.9	
	ポンプ吐出圧力(MPa[gage])	約1.0	約0.9	約0.9	約0.9	約0.9	
非常用ガス処理系 (SGTS)	系統数	2	2	2	2	2	
	送風機数/系統	1	1	1	1	1	
	排風容量(m ³ /h/台)	1870	約2700	約2700	約2700	約2700	
	系統コウ素除去効率(%)	≥97	≥99.9	≥99.9	≥97	≥97	
安全弁	個数	3	3	3			
	全容量(t/h)	約873	約1236	約1236			
	吹き出し圧(MPa[gage])	8.51(2個) 8.62(1個)	8.55(3個)	8.55(3個)			
	吹き出し場所	ドライウエル	ドライウエル	ドライウエル			
逃し安全弁	個数	4	8	8	11	11	
	全容量(t/h)	約1057	約2938	約2913	約4147	約4149	
	逃し弁機能(MPa[gage])	7.27(1個) 7.34(2個) 7.41(1個)	7.44(1個) 7.51(3個) 7.58(4個)	7.44(1個) 7.51(3個) 7.58(4個)	7.44(1個) 7.51(3個) 7.58(4個)	7.44(1個) 7.51(3個) 7.58(4個)	
	安全弁機能(MPa[gage])	7.64(2個) 7.71(2個)	7.64(2個) 7.71(3個) 7.78(3個)	7.64(2個) 7.71(3個) 7.78(3個)	7.64(2個) 7.71(3個) 7.78(3個)	7.64(2個) 7.71(3個) 7.78(3個)	
	8.23(4個) 8.30(4個)						
	吹き出し場所	サブプレッションプール	サブプレッションプール	サブプレッションプール	サブプレッションプール	サブプレッションプール	
	逃し弁機能(MPa[gage])						
	安全弁機能(MPa[gage])						
	吹き出し場所						
	逃し弁機能(MPa[gage])						

注1: 原子炉設置許可申請書での単位はkg/cm²[gage]



※弁については記載しておりません

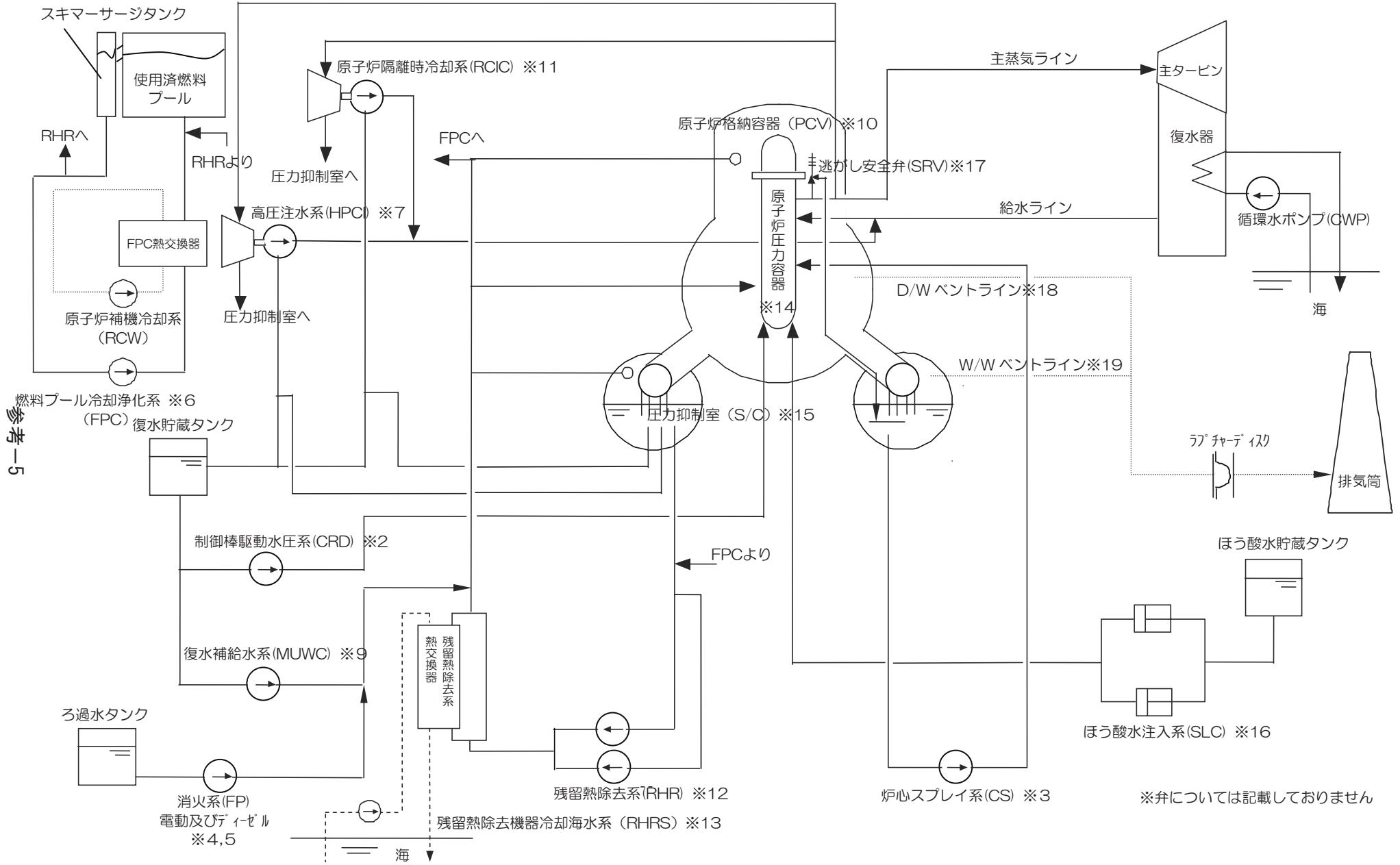
福島第一原子力発電所 1号炉の設備構成の概要



参考一4

福島第一原子力発電所2～4号炉の設備構成の概要

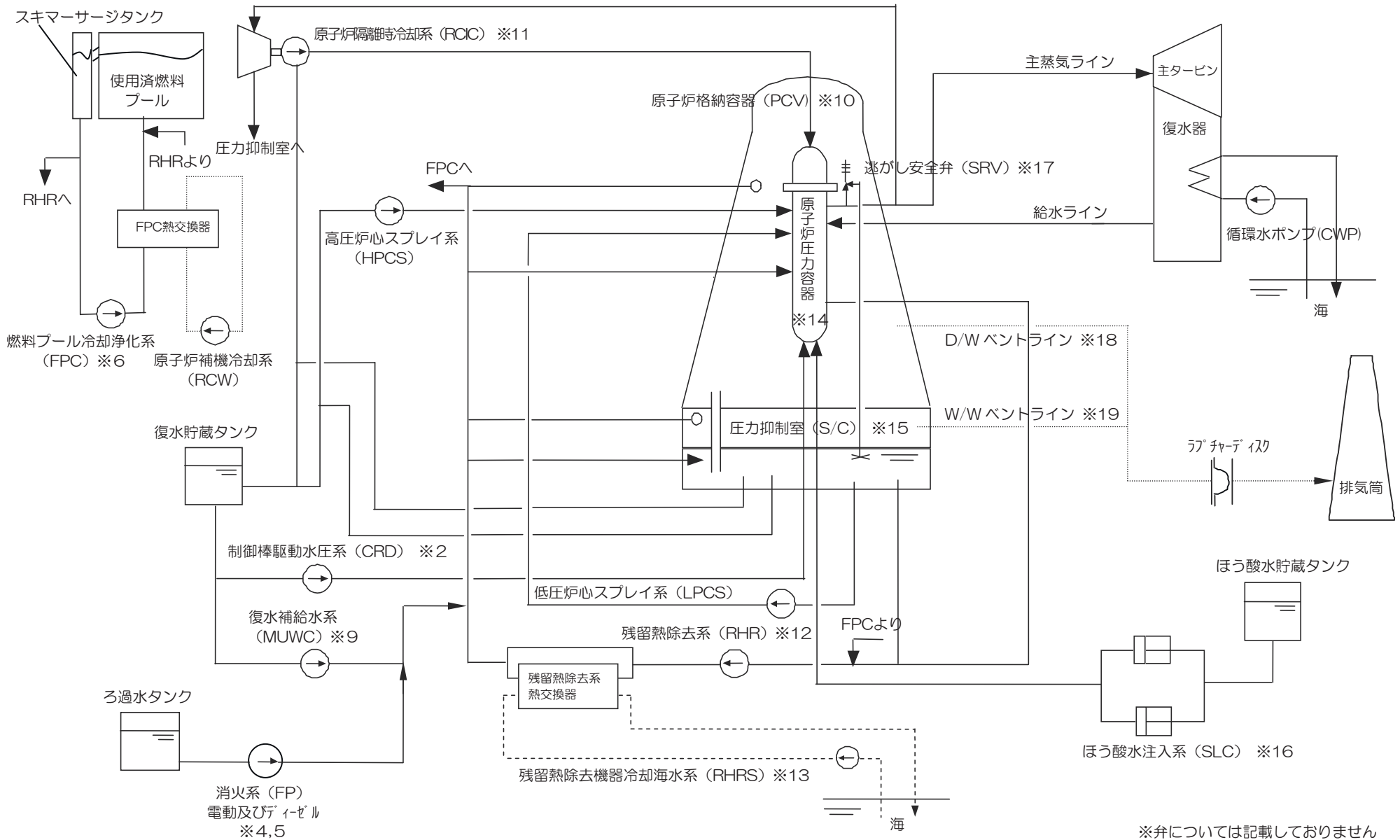
※弁については記載しておりません



参考一5

福島第一原子力発電所5号炉の設備構成の概要

※弁については記載しておりません



福島第一原子力発電所6号炉の設備構成の概要

原子力発電所用語集

※は参考資料－2に図示あり

AO 弁 : Air Operated Valve / 空気作動弁

圧縮空気によって作動する弁。

APD : Alarm Pocket Dosimeter / 警報付ポケット線量計

半導体検出器を使用した、警報付き個人モニタである。着用者が従事した作業件名、作業時刻を記憶可能なものである。

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

※1 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イする。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）格納容器スプレイモード
- （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。）

CRD : Control Rod Drive / 制御棒駆動機構

※2 原子炉手動制御系からの信号により、CRを引抜いたり挿入したりする設備。

（通常は引抜き、挿入機能）又、緊急時に手動あるいは原子炉保護系（RPS）からの自動信号により引抜かれたCRを炉内に急速に挿入（スクラム）し燃料の損傷を防ぐ。

CS : Core Spray System / 炉心スプレイ系

※3 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

ー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

※4 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。

FCS : Flammability Control System / 可燃性ガス濃度制御系

LOCA時、燃料の温度が高くなり被覆管と水が反応して可燃性ガス（水素）が発生し、PCV内に溜まる。

水素はある濃度以上で酸素（空気）と反応すると爆発的な燃焼を起こすため水素ガス濃度を安全な濃度以下になるよう処理する装置。

FP : Fire Protection System / 消火系ライン

※5 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。

FPC : Fuel Pool Cooling and Filtering System / 燃料プール冷却浄化系

※6 使用済燃料は再処理のため原子炉から取出し後、燃料体に内包している核分裂生成物等の出す熱および放射能を再処理に支障のない値まで健全性を損なわないよう冷却する必要がある。このプール水を冷却しながら不純物を取り除き水質を決められた値に保つ浄化系統をいう。

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

※7 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R C I Cに比べて約10倍と大きい、SHC、RHR（約1800 m³/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。

HPCS : High Pressure Core Spray System / 高圧炉心スプレイ系

E C C S系の一つで、原子炉圧力が急激に下がらないような事故時、独立した電源（ディーゼル発電機）を持ち電動機駆動の高圧ポンプにより炉心にスプレイし冷却を行う装置。

福島第一6号機以降に設置されている。（KK-6、7号機を除く。KK-6、7号機は、同様の機能をH P C F（High Pressure Core Flooder System）が持っている。）

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

※8 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号機のみを設置）。

ITV : Industrial Television / 工業用テレビ設備

発電所運転員の被曝低減、作業監視及び放射性流体の漏えい監視、現場制御盤の警報監視、冬季における取水設備の状況監視等を目的として設置されたテレビカメラ。産業界一般に、現場監視のために設置されているカメラをI T Vと呼んでいる。

M/C : Metal-Clad Switch Gear / 金属閉鎖配電盤（メタクラ）

所内高電圧回路に使用される動力用電源盤で、磁気遮断器または真空遮断器、保護継電器、付属計器をコンパクトに収納したもの。

構成は、常用、共通、非常用の3つから成っている。

MCC : Motor Control Center / モータコントロールセンター

小容量の所内低電圧回路に使用する動力電源盤で配線用遮断機、電磁接触器、保護継電器を各ユニットにコンパクトに収納したもので、発電所の補機用動力盤として使用されている。構成は、常用、共通、非常用の3つから成っている。

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。

MP : Monitoring Post / モニタリングポスト

発電所敷地周辺の数カ所に設置され、空間γ線量率を測定している。移動しながら測定を行える車両をモニタリングカーという。

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

※9 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、若干の放射能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）。

P/C : Power Center / パワーセンター

所内低電圧回路に使用される動力電源盤で気中遮断器（ACB）、

保護継電器、付属計器をコンパクトに収納したもの。構成は、常用、共通、非常用、の3つから成っている。

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

※10 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）で構成されている。

P&ID : Piping and Instrumentation Diagram / 配管計装線図

発電所設備を系統別にわけ、決められた記号により配管、弁、ポンプ、計器等を図面にしたもの。

R/B : Reactor Building / 原子炉建屋

原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

※11 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96 m³/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

※12 原子炉を停止した後、ポンプや熱交換機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・熱交換機ともに能力が高く、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

※13 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 / 原子炉压力容器

※14 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/B : Service Building / サービス建屋

発電所の運営に必要な中央操作室、保安管理室、チェックポイント等のある建屋。

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

※15 沸騰水型炉（BWR）だけにある装置で、常時約3000m³（福島第一2～5号機の場合）の冷却水を保有しており、LOCA時に炉水や上記が放出され、その結果、格納容器内圧力が上昇するが、炉水や上記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。

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

原子炉を停止した後、ポンプと熱交換機を利用して冷却材（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・熱交換機能力ともに高い。

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。）

SLC : Stand by Liquid Control System / ほう酸水注入系

※16 原子炉運転中、何らかの原因で制御棒の挿入ができない場合に、中性子吸収能力の高い五ほう酸ナトリウム溶液を注入して原子炉を停止させる制御棒のバックアップ装置。

SRV : Safety Relief Valve / 逃がし安全弁

※17 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。

中央制御室非常用換気空調系

原子炉建屋内で放射性物質漏えい事故が発生した時、自動的に中央制御室と外気を隔離すると共に、中央制御室内の空気を再循環しながら、中央制御室の環境を清浄に保つための装置。

ページング

所内各箇所に設置されたハンドセットステーションとスピーカで構成された、所内連絡用設備。操作が簡単で、高騒音環境下でも明瞭な放送及び通話ができる。

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。

※18 D/Wベントライン ※19 W/Wベントライン

逆洗弁ピット

復水器細管を洗淨するために、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。

原子炉压力容器の漏えい試験

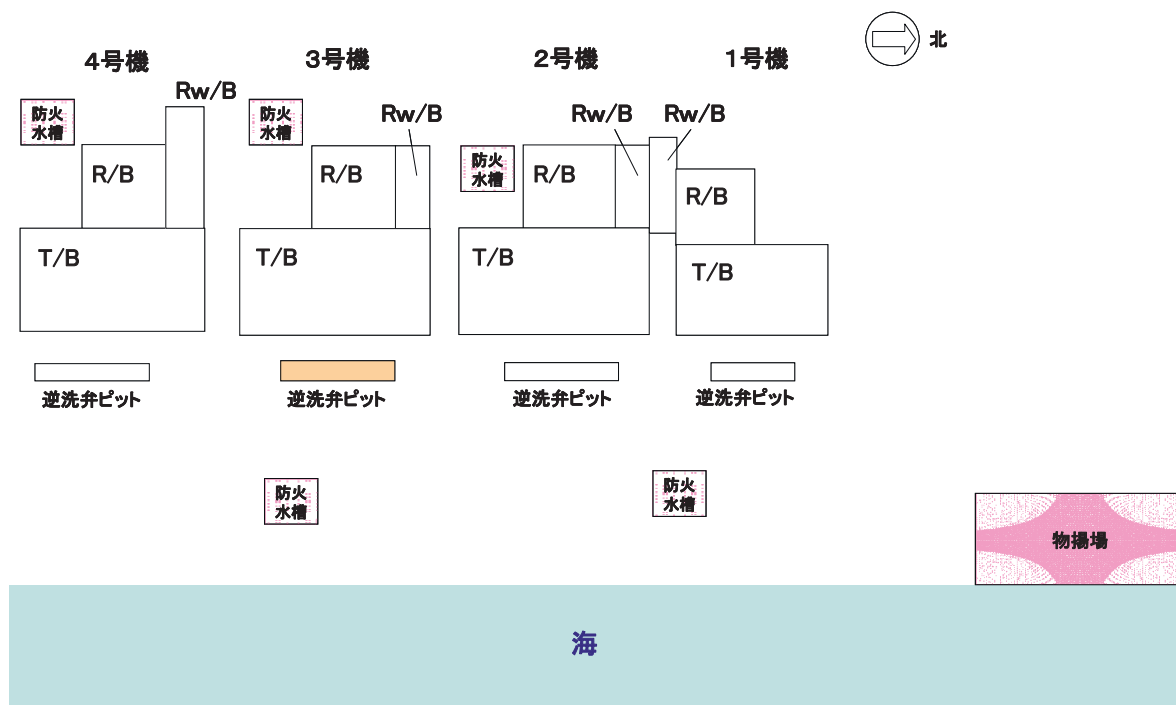
原子炉冷却材圧力バウンダリを通常運転時の状態に加圧し、漏えいを確認する試験。定期検査ごとに実施するこの試験は、原子炉内温度が最低使用温度を下回らないように管理して行う。

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

注水時における水源の位置関係図



原子力防災組織の業務

【発電所】



原子力防災組織の業務

【本店】



管理区域作業における装備他

1. 管理区域の区域区分に係る値

汚染の程度による区分	汚染—A区域 (汚染なし)	汚染—B区域 (汚染—B)	汚染—C区域 (汚染—C)
表面汚染密度 (ベクレル/cm ²)	汚染のおそれなし	4未満	40未満
空気中の放射性物質濃度 (ベクレル/cm ³)	汚染のおそれなし	1×10 ⁻⁴ 未満	1×10 ⁻³ 未満

注)・基準値には、天然核種を含まない。

- ・表面汚染密度の基準値は、原則としてスミア法による値とする。
- ・空気中の放射性物質濃度については、⁶⁰Coを代表とした。

2. 保護衣・保護具類の着用基準

保護衣類	区域区分			
	汚染—A※ ¹	汚染—B 1※ ²	汚染—B 2※ ²	汚染—C
一般作業服	○	○	○※ ³	—
B服	—	○※ ⁴	○	—
C服	—	—	—	○
アノラック	—	—	—	○※ ⁵
B手袋	—	○	○	—
C手袋	—	—	—	○※ ⁵
薄ゴム手袋	—	—	○※ ⁶	○
B靴下	—	○	○	○
C靴下	—	—	—	—
B靴	—	○	—	—
B 2靴	—	—	○	—
C靴	—	—	—	○
C帽子	—	—	—	○
一般作業用ヘルメット	○	○	○※ ³	—
Bヘルメット	—	○※ ⁴	○	—
Cヘルメット	—	—	—	○

※1 汚染—B 1を通過して入域する場合は、汚染—B 1区域の保護衣類を着用する。

※2 汚染の程度による区分ではB区域であるが、外部放射線に係わる線量当量率による区分で、線量—1(汚染—B 1)と線量—2(汚染—B 2)とに分ける。

※3 パトロール等放射線防護上必要がないと判断した場合は、B服、Bヘルメットの代わりに着用することも可とする。

※4 必要に応じて一般作業服あるいは一般作業用ヘルメットの代わりに着用することも可とする。

※5 必要に応じ着用する。

※6 パトロール等放射線防護上必要がないと判断した場合は省略可とする。

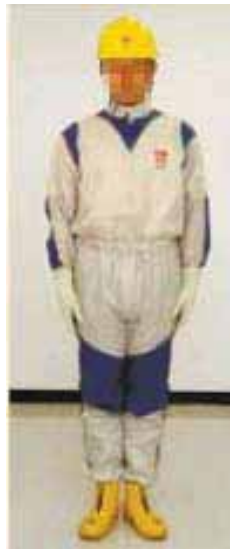
3. 保護衣・保護具類着用例



一般作業服
B手袋・B靴・
Bヘルメット



B服
B手袋・B靴・
Bヘルメット



B服
B手袋・薄ゴム手袋・
B2靴・Bヘルメット



C服
薄ゴム手袋・C帽子・
C靴下



C服
薄ゴム手袋・C帽子・
C靴下・C靴・
Cヘルメット
(必要に応じC手袋)



アノラック上下



全面マスク



フードマスク