

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

東京電力株式会社

目 次

1. はじめに	
2. 1号機データ分析概略説明	----- 1 F-1-1～30
3. 2号機データ分析概略説明	----- 1 F-2-1～32
4. 3号機データ分析概略説明	----- 1 F-3-1～30
5. 4号機データ分析概略説明	----- 1 F-4-1～10
6. 5号機データ分析概略説明	----- 1 F-5-1～15
7. 6号機データ分析概略説明	----- 1 F-6-1～17
8. 共用プールデータ分析概略説明	----- 1 F-共用-1～5
9. 別紙	
別紙—1 福島第一原子力発電所1～3号機の炉心状態について	----- 別紙-1-1～64
別紙—2 福島第一原子力発電所 設備の損傷状況と原因について	----- 別紙-2-1～6
・参考資料	

1. はじめに

福島第一原子力発電所は、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で被災した。その地震被災前後における福島第一原子力発電所各号機の状態を示すデータについては、経済産業省原子力安全・保安院からの核原料物質、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徴収に対して、当社は平成23年5月16日に運転記録及び原子炉施設等の事故記録に関する報告を提出した。

原子力安全・保安院から、福島第一原子力発電所における事故に関して、今後の適切な応急の措置の実施のため、当社が提出した東北地方太平洋沖地震発生前後の記録について、平成23年5月16日に分析を行うとともに、その分析結果を踏まえた原子炉施設の安全性への影響の評価を行うよう指示を受けた。

本報告書は、原子力安全・保安院の指示に対応するため、地震発生前後の記録に関する分析を行うとともに、原子炉施設の安全性への影響を取り纏めたものである。なお、本報告書には、平成23年5月16日に提出した福島第一原子力発電所の運転記録、事故記録のデータを踏まえ、事故解析コードを用いて福島第一原子力発電所1号機～3号機について、プラントの状態を推定した。

2. 1号機データ分析概略説明

(1) プラントデータ

1号機で回収されたデータによるプラントの挙動について、次頁以降に示す。

1号機のチャートは、地震時、津波襲来時のデータを記録しているが、津波による浸水の影響と思われる電源の喪失や信号自体の喪失により、ある一定時間動作後停止している。警報発生装置は、スクラム発生直後約10分間の記録を出力しているが、何らかの理由で印字を停止しており、データ収録機能を有していないため以降のデータは不明となっている。当直員による記録である運転日誌についても、地震等の事象が発生する以前の記録は残されているが、事象発生以降は事態が収束せず、過酷な条件下でその対応に迫られたため、ホワイトボードに記載した事項を後で転記している。1号機の過渡現象記録装置は、地震に伴う再循環ポンプの上部振動が増加したことをトリガーにして動作し、約30分のデータを収録している。

(2) プラント挙動

- ① 1号機は平成23年3月11日14時46分に発生した地震以前のデータに特に問題はなく、定格電気出力にて運転をしていた。当直長引継日誌によれば、地震発生前の当直の確認では、使用済燃料プール水位は満水（オーバーフロー水位付近）、プール水温は25℃であり問題ないレベルであった。
(添付資料-1-1～5)
- ② 1号機は同日14時46分地震によりスクラム動作している。
- ③ 同日14時47分制御棒は全て挿入されている。
- ④ 原子炉スクラム直後、平均出力領域モニタ（APRM）の指示値は急減しており、確実に出力低下の正常動作をしていることが見てとれる。
(添付資料-1-6～8)
- ⑤ 原子炉水位の変動を確認すると、スクラム直後はボイドがつぶれることで原子炉水位は低下するが、非常用炉心冷却系の自動起動レベル（L-L）に至ることなく回復し通常水位レベルで推移している。
- ⑥ 原子炉圧力もスクラム直後は低下するが、同日14時47分に主蒸気隔離弁が閉鎖したことにより原子炉圧力が上昇している。
(添付資料-1-9～11)
- ⑦ 警報発生記録データにおいて、主蒸気隔離弁閉鎖に前後して主蒸気配管の破断等に関連する隔離信号が打ち出されている。しかし、過渡現象記録装置に記録されている主蒸気流量の記録では、主蒸気隔離弁の閉鎖により主蒸気流量は0（ゼロ）となっており、その過程において配管破断による蒸気流量の増大等は見られていない。このことから、主蒸気配管の破断等に関連する警報は、地震による外部電源の喪失により計器電源が失われ、フェールセーフで閉鎖信号が発されたものとする。
(添付資料-1-12～13)
- ⑧ 同日14時52分、非常用復水器（Isolation Condenser）が原子炉圧力高により自動起動（戻り配管隔離弁 M0-3A、M0-3B の開動作を意味する）し

たことにより原子炉内の蒸気は冷却され、原子炉圧力は低下する。約10分後の同日15時03分頃、非常用復水器は停止し、原子炉圧力は再び上昇に転ずる。この約10分間の非常用復水器の起動については、地震に伴い作動した過渡現象記録装置や警報発生記録に記録されている。

- ⑨ 非常用復水器の操作については、手順書では原子炉圧力容器温度降下率が $55^{\circ}\text{C}/\text{h}$ を超えないよう調整することを求めており、作動時には急激な温度低下をしていることから、操作は妥当であると考える。

(添付資料-1-11、13、14)

- ⑩ 一方、地震により外部電源を喪失したため、同日14時47分頃ディーゼル発電機2台が起動しているが、正常に電圧確立しており、必要な電力は確保されたものと考える。

(添付資料-1-15)

- ⑪ 原子炉圧力については、同日15時以降もチャートが機能している15時30分頃まで、約6MPa~7MPaの範囲で制御されており、配管破断が起きているような兆候は認められない。圧力変動の原因として、非常用復水器の再作動による圧力変動と主蒸気逃し安全弁の作動による圧力変動が想定される。非常用復水器で冷却された戻り水は、原子炉再循環系配管(B)に流入する。このため、非常用復水器が作動した時には原子炉再循環ポンプの入口温度が低下する。実際、最初の自動起動時点においては、冷却された水で大きく原子炉再循環ポンプ入口温度の指示が低下している。15時以降に認められる原子炉圧力の変動時期に合わせて、低下量は少ないがB系の原子炉再循環ポンプ入口温度も低下しており、非常用復水器を経由した冷却水が流入した可能性が高いと考える。

(添付資料-1-10、11)

- ⑫ 主蒸気逃し安全弁の蒸気排出先である圧力抑制室の差圧(格納容器圧力と圧力抑制室の差圧)に変曲点が認められる。変曲点以前の圧力抑制室差圧の上昇は、格納容器内温度の上昇に伴う格納容器側の圧力上昇の結果であり、変曲点以降の差圧上昇は、格納容器スプレイ系による圧力抑制室の冷却に伴い圧力抑制室側の圧力低下がさらに加わった結果であると考える。

(添付資料-1-16、17)

- ⑬ その他、非常用復水器に係わる操作としては、津波の襲来を受けた以降の3月11日18時18分^{注1)}に非常用復水器(A)の供給配管隔離弁MO-2Aと戻り配管隔離弁MO-3Aを手動で開操作し、蒸気発生を確認し、18時25分にMO-3A弁を閉止したことが中央操作室にあるホワイトボードに記載されている。また、同日21時30分に再度MO-3A弁を開操作し、蒸気発生を確認したことも記載されている。

- ⑭ 原子炉スクラム以降、計器電源喪失に至るまでの格納容器空調系の温度変化を見ると、温度勾配は緩やかで数十度の温度上昇で飽和する傾向が見られ、格納容器内で配管破断が起きているような兆候は認められない。

(添付資料-1-18)

- ⑮ 非常用炉心冷却設備については、同日 15 時 7 分～10 分において、格納容器圧力抑制室の冷却を行うために、格納容器スプレイ系のポンプを起動している。他のポンプ（高圧注水系ポンプ、炉心スプレイ系ポンプ）については、地震以降から全交流電源喪失に至るまで、原子炉水位が非常用炉心冷却系の自動起動レベルまで低下していないこと等から、手動起動を含めて作動の記録は確認されていない。地震後に外部電源が失われたため、燃料プール冷却浄化系も運転を停止したが、非常用ディーゼル発電機が起動した。非常用ディーゼル発電機から給電される原子炉停止時冷却系ポンプを使ったプール冷却については、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。

（添付資料－1－19）

- ⑯ 当直長引継日誌では、15 時 37 分に全交流電源喪失と記載されている。
- ⑰ 全交流電源喪失以降、非常用炉心冷却設備である格納容器スプレイポンプ、炉心スプレイポンプは駆動電源がなく動作出来なくなったと考える。また、中央操作室のホワイトボードの記載によれば、3 月 11 日 20 時前後に 125V 直流盤の冠水を確認しており、高圧注水系については電源喪失のために動作不能になったものとする。その後、3 月 12 日 5 時 46 分に消防ポンプによる淡水注水を開始した。

（別紙－2）

- ⑱ 排気筒放射線モニタについては、原子炉スクラム以降もノイズはあるものの、記録を終了するまでの間安定した値を示しており、異常は認められない。

（添付資料－1－20）

（3）非常用復水器に関する考察

- ① 自動起動した非常用復水器の停止については、過渡現象記録装置において、戻り配管隔離弁 M0-3A と M0-3B の閉止時間が若干ずれていること等から、手動で動作したことを裏付けていると考える。
- ② 非常用復水器の操作手順書では原子炉圧力容器温度降下率が 55℃/h を超えないよう調整することを求めている。今回、非常用復水器が作動した時には、原子炉再循環ポンプ入口温度のデータであるが、短時間で 100℃以上の低下を示しており、原子炉圧力の降下も踏まえて、温度降下率が急激になったことから操作員が非常用復水器の停止操作を実施したものとする。
- ③ 15 時 03 分に非常用復水器を停止した後、チャート上で記録の残されている 15 時 30 分頃まで非常用復水器を作動させた可能性があることは先に述べた。チャートに残されている原子炉再循環ポンプ入口温度の変化や原子炉圧力の変化を見ても、大きな温度変化や圧力変化をもたらした非常用復水器の 2 台自動起動に比べて、きめ細やかな制御がなされており、非常用復水器の手動起動操作手順に記載されている非常用復水器 1 基を用いた圧力制御がなされ

ていたと考える。

- ④ ホワイトボードの記載によれば、3月11日18時18分に非常用復水器(A)の供給配管隔離弁 MO-2A 弁を開操作した記録が残されているが、通常停止操作においては MO-2A 弁の閉操作は実施しない。この点については、操作員が実施した非常用復水器の停止操作時刻と起動操作時刻(18時18分)の間に津波が襲来し、「非常用復水器の配管破断」を検出する直流電源が失われたものと推測した。これによりフェールセーフ動作として「非常用復水器の配管破断」信号が発信され、MO-2A 弁を含めた非常用復水器の隔離弁が閉動作したものと推測した。
- ⑤ 「非常用復水器の配管破断」信号が発信され隔離弁が閉鎖した可能性を調査していたところ、操作員が閉操作を実施していない非常用復水器(B)の MO-2 B 弁について、弁の開閉状態を確認した回路調査結果(本年4月1日実施)を得た。その結果を確認したところ、当該弁は全閉の可能性が大であることを確認した。同様にホワイトボードに開操作の記録が残されている MO-2A 弁、MO-3A 弁の現在の開閉状態については、全開の可能性大であり、操作実績と一致した。
- ⑥ 非常用復水器の弁を当直員が開操作した時に蒸気発生を確認したとのホワイトボードの記載がある。一方、「非常用復水器の配管破断」信号が発信された場合、格納容器隔離弁の内側に設置されている隔離弁4弁(MO-1A、MO-1B、MO-4A、MO-4B)は弁の駆動電源が残っていれば全閉状態になること、さらに回路調査結果では中間開であるがその開度は明確には分からないことから、非常用復水器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。
- ⑦ 各隔離弁、特にアクセス可能な外側隔離弁については、直接確認できる機会が得られれば、より確かな情報を目視確認により得ていく予定である。

注1) 中操ホワイトボードをもとにした時刻。ホワイトボード記載は18時10分(平成23年5月16日提出報告、7「各種操作実績取り纏め」記載時刻)と18時18分で判然としない。分析と評価により操作時刻を18時18分とした。

様式-1

福島第一原子力発電所 1・2号機

当直長引継日誌 (1/3)

当直長引継日誌

平成 23年 3月 11日 金曜日 8時 30分 2直 E班				[確認] 次直 当直長	[作成・承認] 当直長
11名(直員) 出勤 一名(研修指導員) 1名(研修生)		適用する 組織表No.	休 務	応 援	
		172	代 務	なし	
1号機	発電機出力	460MWe	原子炉の状態	[運転]・起動・高温停止・冷温停止・燃料交換	
2号機	発電機出力	789MWe	原子炉の状態	[運転]・起動・高温停止・冷温停止・燃料交換	
記 事					
1号機					
1. 運転状況					
(1) 発電機出力460MWe運転中					
(2) M. COND B/W 04:04~04:51					
2. 保安規定の遵守状況					
[異常なし]					
3. 定例試験					
なし					
4. 作業依頼・不適合					
[なし]					
5. 廃棄物処理設備の状況					
特記事項なし					

本枠は炉規則第7条/保安規定第120条対象記録

福島第一原子力発電所 1号機
運転日誌 [1]

2011年3月11日

項目	異常記録発生(引継ぎ後のプラント状態をチェックする)				記録が 必要な 項目
	炉水 温度	燃料の 状態	プラ ントの 状態	原子炉 の状況	
異常発生(1)	-	-	-	✓	1.3.11.14
異常発生(2)	-	-	-	✓	1.3.11.15
異常発生(3)	-	-	-	✓	1.3.11.16
異常発生(4)	-	-	-	✓	1.3.11.17
異常発生(5)	-	-	-	✓	1.3.11.18
異常発生(6)	-	-	-	✓	1.3.11.19
異常発生(7)	-	-	-	✓	1.3.11.20
異常発生(8)	-	-	-	✓	1.3.11.21
異常発生(9)	-	-	-	✓	1.3.11.22
異常発生(10)	-	-	-	✓	1.3.11.23
異常発生(11)	-	-	-	✓	1.3.11.24
異常発生(12)	-	-	-	✓	1.3.11.25
異常発生(13)	-	-	-	✓	1.3.11.26
異常発生(14)	-	-	-	✓	1.3.11.27
異常発生(15)	-	-	-	✓	1.3.11.28
異常発生(16)	-	-	-	✓	1.3.11.29
異常発生(17)	-	-	-	✓	1.3.11.30
異常発生(18)	-	-	-	✓	1.3.11.31
異常発生(19)	-	-	-	✓	1.3.12.1
異常発生(20)	-	-	-	✓	1.3.12.2
異常発生(21)	-	-	-	✓	1.3.12.3
異常発生(22)	-	-	-	✓	1.3.12.4
異常発生(23)	-	-	-	✓	1.3.12.5
異常発生(24)	-	-	-	✓	1.3.12.6
異常発生(25)	-	-	-	✓	1.3.12.7
異常発生(26)	-	-	-	✓	1.3.12.8
異常発生(27)	-	-	-	✓	1.3.12.9
異常発生(28)	-	-	-	✓	1.3.12.10
異常発生(29)	-	-	-	✓	1.3.12.11
異常発生(30)	-	-	-	✓	1.3.12.12
異常発生(31)	-	-	-	✓	1.3.12.13
異常発生(32)	-	-	-	✓	1.3.12.14
異常発生(33)	-	-	-	✓	1.3.12.15
異常発生(34)	-	-	-	✓	1.3.12.16
異常発生(35)	-	-	-	✓	1.3.12.17
異常発生(36)	-	-	-	✓	1.3.12.18
異常発生(37)	-	-	-	✓	1.3.12.19
異常発生(38)	-	-	-	✓	1.3.12.20
異常発生(39)	-	-	-	✓	1.3.12.21
異常発生(40)	-	-	-	✓	1.3.12.22
異常発生(41)	-	-	-	✓	1.3.12.23
異常発生(42)	-	-	-	✓	1.3.12.24
異常発生(43)	-	-	-	✓	1.3.12.25
異常発生(44)	-	-	-	✓	1.3.12.26
異常発生(45)	-	-	-	✓	1.3.12.27
異常発生(46)	-	-	-	✓	1.3.12.28
異常発生(47)	-	-	-	✓	1.3.12.29
異常発生(48)	-	-	-	✓	1.3.12.30
異常発生(49)	-	-	-	✓	1.3.12.31
異常発生(50)	-	-	-	✓	1.3.13.1

記録確認項目	
1	原子炉冷却系
2	原子炉圧力
3	原子炉温度
4	原子炉水位
5	原子炉流量
6	原子炉圧力
7	原子炉温度
8	原子炉水位
9	原子炉流量
10	原子炉圧力
11	原子炉温度
12	原子炉水位
13	原子炉流量
14	原子炉圧力
15	原子炉温度
16	原子炉水位
17	原子炉流量
18	原子炉圧力
19	原子炉温度
20	原子炉水位
21	原子炉流量
22	原子炉圧力
23	原子炉温度
24	原子炉水位
25	原子炉流量
26	原子炉圧力
27	原子炉温度
28	原子炉水位
29	原子炉流量
30	原子炉圧力
31	原子炉温度
32	原子炉水位
33	原子炉流量
34	原子炉圧力
35	原子炉温度
36	原子炉水位
37	原子炉流量
38	原子炉圧力
39	原子炉温度
40	原子炉水位
41	原子炉流量
42	原子炉圧力
43	原子炉温度
44	原子炉水位
45	原子炉流量
46	原子炉圧力
47	原子炉温度
48	原子炉水位
49	原子炉流量
50	原子炉圧力

確認	承認	内容確認	作成	作成者
原子炉主任技術者	当直長	当直副長	当直員	当直員
2	直			直
1-1				直
1-2				直
2				直

時刻	9:18:120	9:13:406	9:12:45	9:13:48	28	9:26:27,120	9:120
項目	炉内温度					炉内温度	
時	炉内温度					炉内温度	
分	炉内温度					炉内温度	
秒	炉内温度					炉内温度	
計器	炉内温度					炉内温度	
PID	炉内温度					炉内温度	
1	炉内温度					炉内温度	
2	炉内温度					炉内温度	
3	炉内温度					炉内温度	
4	炉内温度					炉内温度	
5	炉内温度					炉内温度	
6	炉内温度					炉内温度	
7	炉内温度					炉内温度	
8	炉内温度					炉内温度	
9	炉内温度					炉内温度	
10	炉内温度					炉内温度	
11	炉内温度					炉内温度	
12	炉内温度					炉内温度	
13	炉内温度					炉内温度	
14	炉内温度					炉内温度	
15	炉内温度					炉内温度	
16	炉内温度					炉内温度	
17	炉内温度					炉内温度	
18	炉内温度					炉内温度	
19	炉内温度					炉内温度	
20	炉内温度					炉内温度	
21	炉内温度					炉内温度	
22	炉内温度					炉内温度	
23	炉内温度					炉内温度	
24	炉内温度					炉内温度	

9:120		9:13:31	
原子炉に使用している冷却材及び減速材の毎日の精製量		プラント起動前の格納容器閉鎖-プラント停止後の格納容器開放まで	
毎日1回		補給水計算記録	
補給水計算記録		格納容器内の原子炉冷却材減り率	
24		40808	
0		43177	
差		247538	

9:120		9:13:31	
原子炉に使用している冷却材及び減速材の毎日の精製量		プラント起動前の格納容器閉鎖-プラント停止後の格納容器開放まで	
毎日1回		補給水計算記録	
補給水計算記録		格納容器内の原子炉冷却材減り率	
24		40808	
0		43177	
差		247538	

9:120		9:13:31	
原子炉に使用している冷却材及び減速材の毎日の精製量		プラント起動前の格納容器閉鎖-プラント停止後の格納容器開放まで	
毎日1回		補給水計算記録	
補給水計算記録		格納容器内の原子炉冷却材減り率	
24		40808	
0		43177	
差		247538	

IF-1-6

添付資料-1-2

福島第一原子力発電所 1号機 非常用機器状態確認チェックシート

2011年3月11日

	承認 当直長	内容確認 当直副長	作成 当直員
1直			
2直			

1F-1-7

項	目	通常 状態	2直	1直	項	目	通常 状態	2直	1直	項	目	通常 状態	2直	1直	記 事			
自動 逃し弁系	A0-95-2	×	✓		格納容器 冷却系 (A)	MO-2A	×	✓		隔離時 復水器系 (B)	-4B	○	✓					
	-95-4	○	✓			A0-3001	×	✓			-10B	×	✓					
	RY-203-3A	×	✓			-3002	×	✓			-17B-20B	○	✓					
	" B	×	✓			-3008	×	✓			ポンプB	SB	✓					
	" C	×	✓			-3009	×	✓		" D	SB	✓						
	" D	×	✓			-3010	×	✓		MO-25B	×	✓						
隔離時 復水器系 (A)	MO-1A	○	✓			-3011	×	✓		-24B	○	✓		炉 スプレイ系 (B)		-3B	○	✓
	-2A	○	✓			-3012	×	✓		-4B	×	✓				B系潤滑油ポンプ1B	SB	✓
	-3A	×	✓			-3013	×	✓		B系潤滑油ポンプ2B	SB	✓				" 3B	SB	✓
	-4A	○	✓			MO-3	×	✓		格納容器スプレイポンプC	SB	✓				MO-4C	○	✓
	-10A	×	✓			-4	○	✓		" D	SB	✓				-4D	○	✓
	-17A-20A	○	✓			-5	○	✓		-10B	×	✓				-11B	×	✓
	炉 スプレイ系 (A)	ポンプA	SB	✓			-6	○	✓		-11B	×	✓				-13B	×
" C		SB	✓		-8	×	✓		-13B	×	✓		-30B			○	✓	
MO-25A		×	✓		-9	○	✓		-1200	×	✓		-1201			×	✓	
-24A		○	✓		-10	×	✓		格納容器冷却海水ポンプC	SB	✓		MO-2B			×	✓	
-3A		○	✓		-14	×	✓		" D	SB	✓		ディーゼル 発電機1A	SB		✓		
-4A		×	✓		-15	×	✓		ディーゼル 発電機1B	SB	✓		6.9KVレヤ断器1C1	○		✓		
A系潤滑油ポンプ1A		SB	✓		-29	○	✓		6.9KVレヤ断器1D1	○	✓		1. 主要操作が終了し、引継ぎまでの間に状態を確認する。 1直帯は18時～引継ぎまで、2直帯は6時～引継ぎまで 2. 通常状態と比較し異常なければ「レ」相違する場合は、次の記号で 記載する。 3. 記号 レ:異常なし ○:開 ×:閉 W:作業中 RUN:運転中 MAN:手動 P/L:引き保持					
" 2A	SB	✓		-30	○	✓												
" 3A	SB	✓		-31	×	✓												
格納容器 冷却系 (A)	格納容器スプレイポンプA	SB	✓		-32	×	✓											
	" B	SB	✓		-35	×	✓											
	MO-4A	○	✓		-36	×	✓											
	-4B	○	✓		-64	×	✓											
	-10A	×	✓		-65	×	✓											
	-11A	×	✓		タービン止め弁 (HO弁)	×	✓											
	-13A	×	✓		タービン加減弁 (HO弁)	×	✓											
	-30A	○	✓		AOP	SB	✓											
	格納容器冷却海水ポンプA	SB	✓		復水ポンプ	SB	✓											
	" B	SB	✓		真空ポンプ	SB	✓											
	MO-5A	×	✓		流量制御器	AUTO	✓											
	-5B	×	✓		MO-1B	○	✓											
	-6A	×	✓		MO-2B	○	✓											
MO-6B	×	✓		-3B	×	✓												
格納容器 冷却系 (A)	格納容器スプレイポンプA	SB	✓		高圧 水系	MO-3	×	✓										
	" B	SB	✓			-4	○	✓										
	MO-4A	○	✓			-5	○	✓										
	-4B	○	✓			-6	○	✓										
	-10A	×	✓			-8	×	✓										
	-11A	×	✓			-9	○	✓										
格納容器 冷却系 (A)	格納容器冷却海水ポンプA	SB	✓		-10	×	✓											
	" B	SB	✓		-14	×	✓											
	MO-5A	×	✓		-15	×	✓											
	-5B	×	✓		-29	○	✓											
	-6A	×	✓		-30	○	✓											
	MO-6B	×	✓		-31	×	✓											
格納容器 冷却系 (A)	格納容器冷却海水ポンプA	SB	✓		-32	×	✓											
	" B	SB	✓		-35	×	✓											
	MO-5A	×	✓		-36	×	✓											
	-5B	×	✓		-64	×	✓											
	-6A	×	✓		-65	×	✓											
	MO-6B	×	✓		タービン止め弁 (HO弁)	×	✓											
格納容器 冷却系 (A)	格納容器冷却海水ポンプA	SB	✓		タービン加減弁 (HO弁)	×	✓											
	" B	SB	✓		AOP	SB	✓											
	MO-5A	×	✓		復水ポンプ	SB	✓											
	-5B	×	✓		真空ポンプ	SB	✓											
	-6A	×	✓		流量制御器	AUTO	✓											
	MO-6B	×	✓		MO-1B	○	✓											
格納容器 冷却系 (A)	格納容器冷却海水ポンプA	SB	✓		MO-2B	○	✓											
	" B	SB	✓		-3B	×	✓											
	MO-5A	×	✓															
	-5B	×	✓															
	-6A	×	✓															
	MO-6B	×	✓															
格納容器 冷却系 (A)	格納容器冷却海水ポンプA	SB	✓		隔離時 復水器系 (B)	MO-2A	×	✓										
	" B	SB	✓			A0-3001	×	✓										
	MO-5A	×	✓			-3002	×	✓										
	-5B	×	✓			-3008	×	✓										
	-6A	×	✓			-3009	×	✓										
	MO-6B	×	✓			-3010	×	✓										

添付資料-1-3

1号機 BOPログ

発電所コード	号機コード	データ採取日	データ採取時間	原子炉平均熱出力(MW)	原子炉APRM平均(%)	原子炉熱出力(MW)	原子炉給水熱出力(MW)
1F	1	2011/03/11	01	1376	100.63585	1378	1363.5857
1F	1	2011/03/11	02	1377	100.60976	1379	1364.0286
1F	1	2011/03/11	03	1377	100.63496	1375	1363.312
1F	1	2011/03/11	04	1377	100.68285	1377	1360.4839
1F	1	2011/03/11	05	1377	100.66801	1377	1362.3198
1F	1	2011/03/11	06	1377	100.69589	1377	1366.1277
1F	1	2011/03/11	07	1377	100.71751	1376	1361.458
1F	1	2011/03/11	08	1377	100.68282	1377	1364.7932
1F	1	2011/03/11	09	1377	100.66106	1376	1365.0151
1F	1	2011/03/11	10	1376	100.65723	1378	1362.2947
1F	1	2011/03/11	11	1377	100.60942	1379	1359.7825
1F	1	2011/03/11	12	1377	100.64201	1375	1362.0383
1F	1	2011/03/11	13	1377	100.64522	1374	1359.2983
1F	1	2011/03/11	14	1377	100.66862	1376	1362.9126
1F	1	2011/03/11	15	1107	78.534958	0	
1F	1	2011/03/11	16				
1F	1	2011/03/11	17				
1F	1	2011/03/11	18				
1F	1	2011/03/11	19				
1F	1	2011/03/11	20				
1F	1	2011/03/11	21				
1F	1	2011/03/11	22				
1F	1	2011/03/11	23				
1F	1	2011/03/11	24				

1号機 第26回定期検査総合性能検査記録より
 制限値()、過去データ(~)がある
 パラメータについて表記。

1380

98~100

1380

1380

1F-1-8

フロント主要パラメータを打出したBOPタイパー サンプル

添付資料-1-4

出力分布計算サマリログ

日付 2011/03/11 時刻 14:00

福島第一原子力発電所・1号機 第25サイクル

出力分布計算結果

日付 2011/03/11 時刻 14:00

CTP	1376.6	(99.8 %)	CABQ	0.137	PR	6.92	WFW	2462	(99.8 %)
GMWE	459.6	(99.9 %)	CAQA	36.82	DPC-M	0.079	WD	9184	(82.0 %)
MFLCPR	0.849	(19-24)	CAVF	0.363	DPC-C	0.104	WTSUB	18392	(84.5 %)
MFLPD	0.805	(27-10-04)	CAPD	40.51	RWL	932	WTHB	18554	
CMFP	2.796				DHS	63.80	WT	18340	(84.2 %)
							WTFLG	2	

CAYEX	25779.0	NWd/mI	CRD	0.1014	SEQ.	14
CYCLEX	3826.4	NWd/mI	CRSYN	1		
CAXBN	1.295E+15		IRBC	0		
CAIODN	2.716E+15		FDMODE	20		
			ITF	3		

制御棒位置

43	**	**	**	**	**	**	**	**	**	**	**
39	**	**	**	**	12	**	**	**	**	**	**
35	**	**	**	**	**	**	**	**	**	**	**
31	**	**	**	06	**	08	**	06	**	**	**
27	**	**	**	**	**	**	**	**	**	**	**
23	**	12	**	08	**	**	**	08	**	12	**
19	**	**	**	**	**	**	**	**	**	**	**
15	**	**	**	06	**	08	**	06	**	**	**
11	**	**	**	**	**	**	**	**	**	**	**
07	**	**	**	**	**	12	**	**	**	**	**
03	**	**	**	**	**	**	**	**	**	**	**
02	06	10	14	18	22	26	30	34	38	42	

LOCATION	RING. R RPF	APRM GAF
1 (A)	1.49	0.990
2 (B)	1.45	0.995
3 (C)	1.22	0.995
4 (D)	1.26	0.990
5 (E)	1.19	0.990
6 (F)	0.49	0.994

非対称制御棒位置 (右下象限)

(TT: 0)	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0

代替制御棒位置

(TT: 0)	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
---------	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---

故障センサー

(TT: 0)	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0

FLCPR及びFLPDの最大値 (全炉心)

NO	FLCPR	CPR	FUELID	(X - Y)	TYPE	NO	FLPD	LHGR	FUELID	(X - Y - Z)	TYPE	AXIAL
1	0.849	1.507	ZN21	(19 - 24)	3	1	0.805	35.420	ZN30	(27 - 10 - 04)	3	24 0.32
2	0.806	1.588	ZN32	(09 - 18)	3	2	0.788	34.689	ZN27	(27 - 36 - 04)	3	23 0.78
3	0.797	1.606	AAN65	(17 - 28)	5	3	0.788	34.672	ZN29	(17 - 36 - 05)	3	24 0.99
4	0.797	1.606	ZN28	(17 - 10)	3	4	0.778	34.232	AAN17	(15 - 38 - 05)	4	22 1.11
5	0.791	1.619	AAN64	(17 - 22)	5	5	0.777	34.209	AAN18	(29 - 08 - 04)	4	21 1.12

FLCPR及びFLPDの最大値 (燃料タイプ毎)

TYPE	FLCPR	CPR	FUELID	(X - Y)	TYPE	FLPD	LHGR	FUELID	(X - Y - Z)
1	0.522	2.453	V053	(09 - 28)	1	0.504	22.156	V053	(09 - 26 - 20)
2	0.778	1.646	ZN61	(17 - 26)	2	0.716	31.493	YN18	(29 - 10 - 04)
3	0.849	1.507	ZN21	(19 - 24)	3	0.805	35.420	ZN30	(27 - 10 - 04)
4	0.744	1.720	AAN05	(09 - 32)	4	0.778	34.232	AAN17	(15 - 38 - 05)
5	0.797	1.606	AAN65	(17 - 28)	5	0.673	29.617	AAN85	(11 - 34 - 05)

校正済 LPRM 読み値

41	28	32	18
	34	32	24
	36	30	24
	33	24	22
	20	1.12	
	19	1.13	
33	18	1.12	
	17	1.12	
	16	1.12	
	15	1.12	
25	14	1.12	
	13	1.11	
	12	1.12	
	11	1.12	
	10	1.07	
17	9	1.08	
	8	1.10	
	7	1.09	
	6	1.11	
	5	1.12	
09 D	18	34	41
C	23	43	43
B	25	40	45
A	25	59	47
	2	0.79	
	1	0.21	

故障 LPRM リスト

(TT: 0)	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0

BASE CRIT CODE

(TT: 0)	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0

IF-1-9

様式-1

福島第一原子力発電所 1・2号機

主要測定項目

平成 23年 3月 11日 金曜日 (2直) 当直長引継日誌 (3/3)

測 定 項 目	測 定 頻 度	1 号 機	2 号 機	備 考
1 最小限界出力比割合 (CMFCP)	1回/直	0.85	0.90	
2 最大線出力密度比 (CMFLPD)	1回/直	0.81	0.76	
3 原子炉最低水位	1回/直	925mm	1130mm	
4 使用済燃料プール最高水温	1回/直	25℃	26℃	
5 使用済燃料プール水位状態	1回/直	オーバーフロー水位付近	オーバーフロー水位付近	
6 原子炉冷却材温度最大変化率	起動時及び停止時	-℃/hr	-℃/hr	
7 原子炉压力容器最低温度	原子炉压力容器の耐圧試験時	-℃	-℃	

(1・2号、5・6号の様式)

(記録用紙の単位変更は可能とする。)

様式 - 1

福島第一原子力発電所 1・2号機

当直長引継日誌 (1/4)

[確認]
原子炉主
任技術者

当直長引継日誌

赤文字は未確定

[確認]
次直
当直長[作成・承認]
当直長

平成 23年 3月 11日 金曜日 21時 00分 1直 A班

12名(直員)	適用する 組織表No.	休務		応援	
出勤 一名(研修指導員)	172	代務		別紙参照	
1号機 発電機出力	OMWe	原子炉の状態	運転・起動・高温停止	冷温停止・燃料交換	
2号機 発電機出力	OMWe	原子炉の状態	運転・起動・高温停止	冷温停止・燃料交換	
記事					
1号機					
1. 運転状況					
(1) 原子炉停止中					
(2) 警報「SEISMIC TRIP」発生				14:46	
(3) 原子炉自動スクラム・主タービン自動停止(宮城県沖地震発生)				14:46	
(4) 原子炉の状態「運転」→「高温停止」				14:47	
(5) 全制御棒全挿入				14:47	
(6) MSIV 全閉				14:47	
(7) D/G1A/1B 自動起動/1Bトリップ				14:47/15:37	
(8) 原子炉モードスイッチ「運転」→「停止」				14:52	
(9) 原子炉未臨界				15:02	
(10) トーラススクーリング(A系)イン/(B系)イン				15:07/15:10	
(11) 全交流電源喪失				15:37	

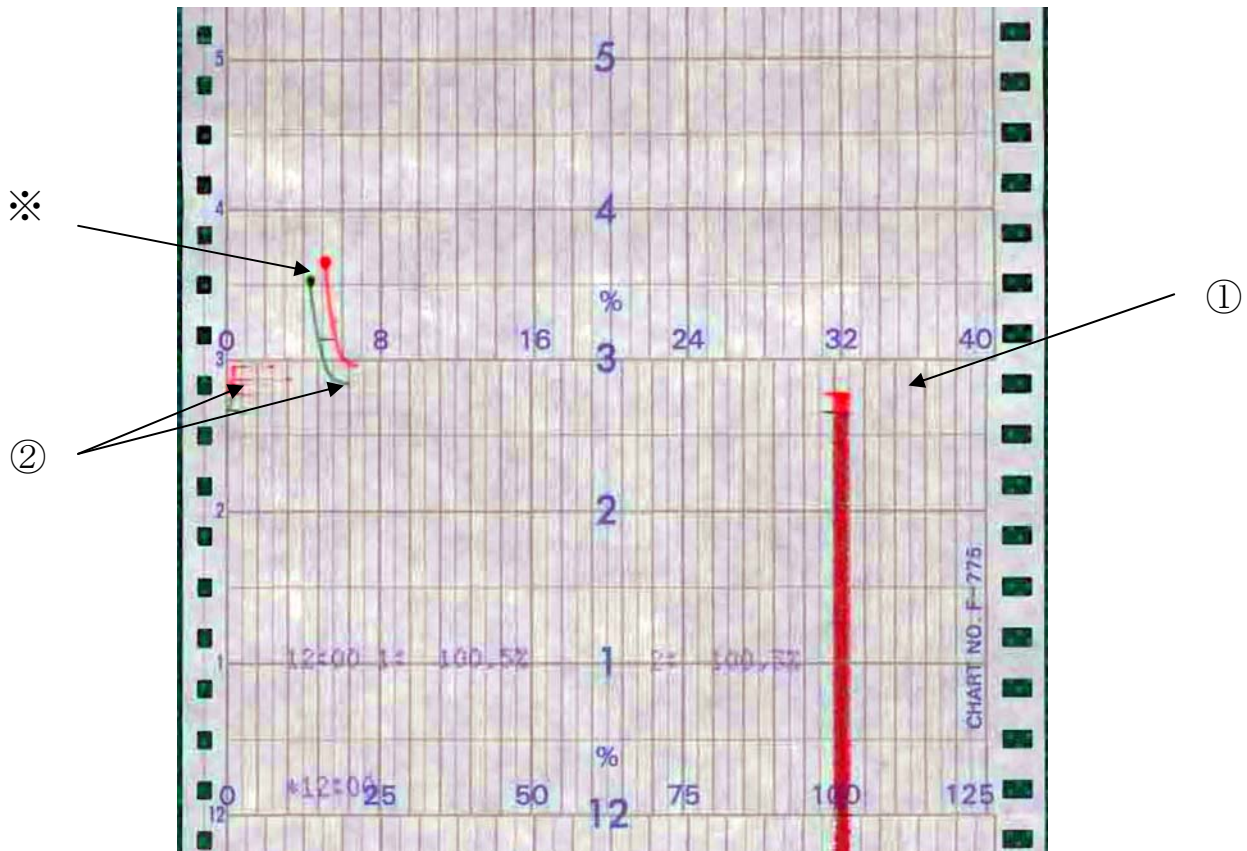
○1号機 アラームタイパー主要打ち出し (抜粋)

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	LEVL		-40.8< -20.0 MM	
1447	A523	APRM	DOWN SCAL		TRBL	
1447	A539	RWM	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	LEVL		16.0 MM	NORMAL RETURN
14	47	09	140	D520	REAC WTR LEVL A	LOW
1447	C004	REACTOR WATR LEVL			516< 800 MM	
14	47	09	150	D521	REAC WTR LEVL B	LOW
1447	E004	SWCHGEAR BUS 1A			7217> 7200 V	
14	47	10	910	D523	REAC WTR LEVL D	LOW
1447	C020	SUPPRESSION	LEVL		21.6> 20.0 MM	
14	47	10	910	D522	REAC WTR LEVL C	LOW
1447	A549	LOW POWR ALRM POINT			UNDER	
14	47	20	620	D522	REAC WTR LEVL C	NORM
1447	D622	PCIS ISO IN TRIP			ON	
14	47	20	620	D523	REAC WTR LEVL D	NORM

地震による自動スクラム

全制御棒全挿入

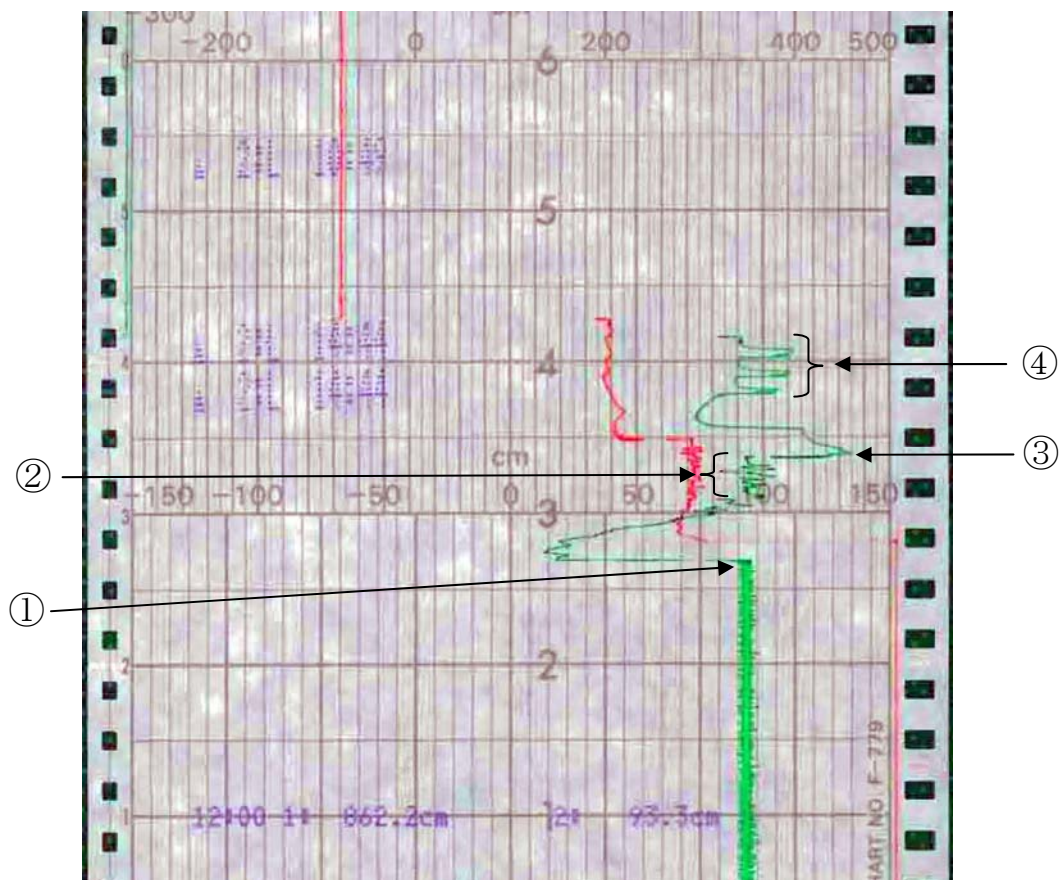
【1号 I RM、APRM】



NR-750-10A	
No.1	IRM CH11 or APRM CH1
No.2	IRM CH12 or APRM CH2

- 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。

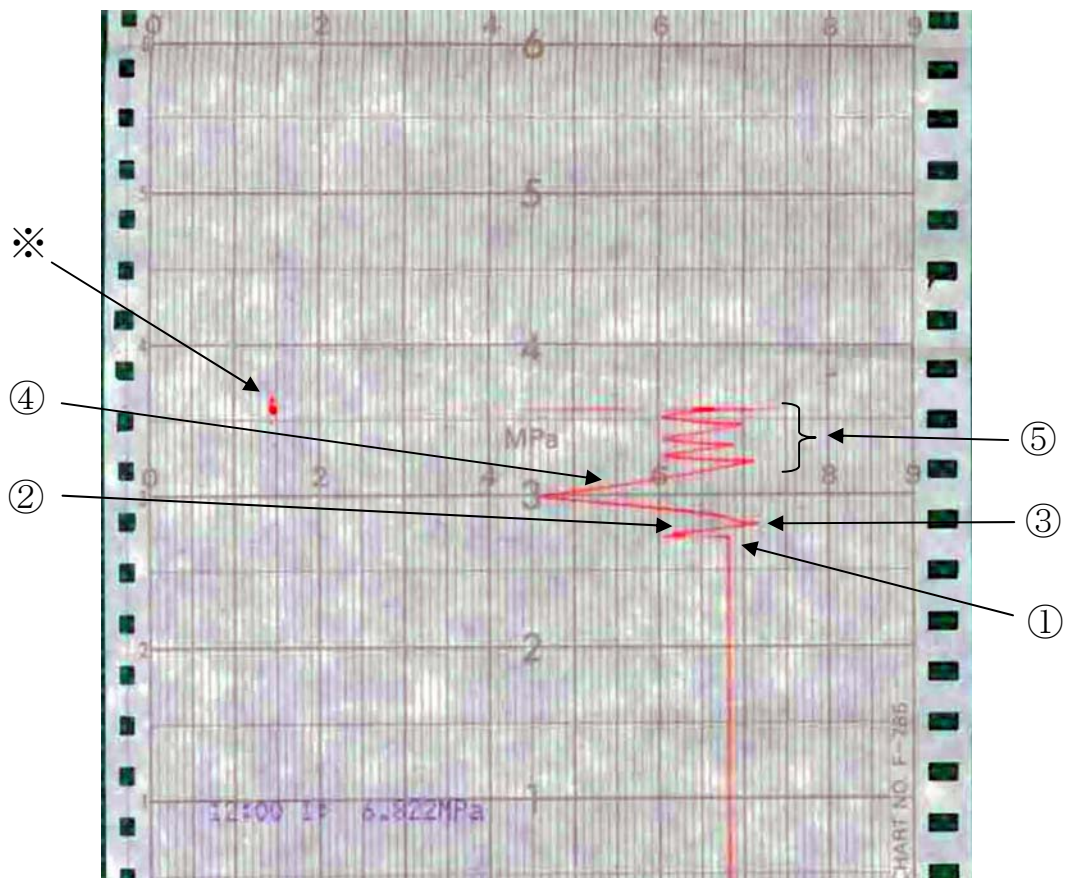
【1号 原子炉水位】



緑 原子炉水位
赤 原子炉水位 (燃料域)

- 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

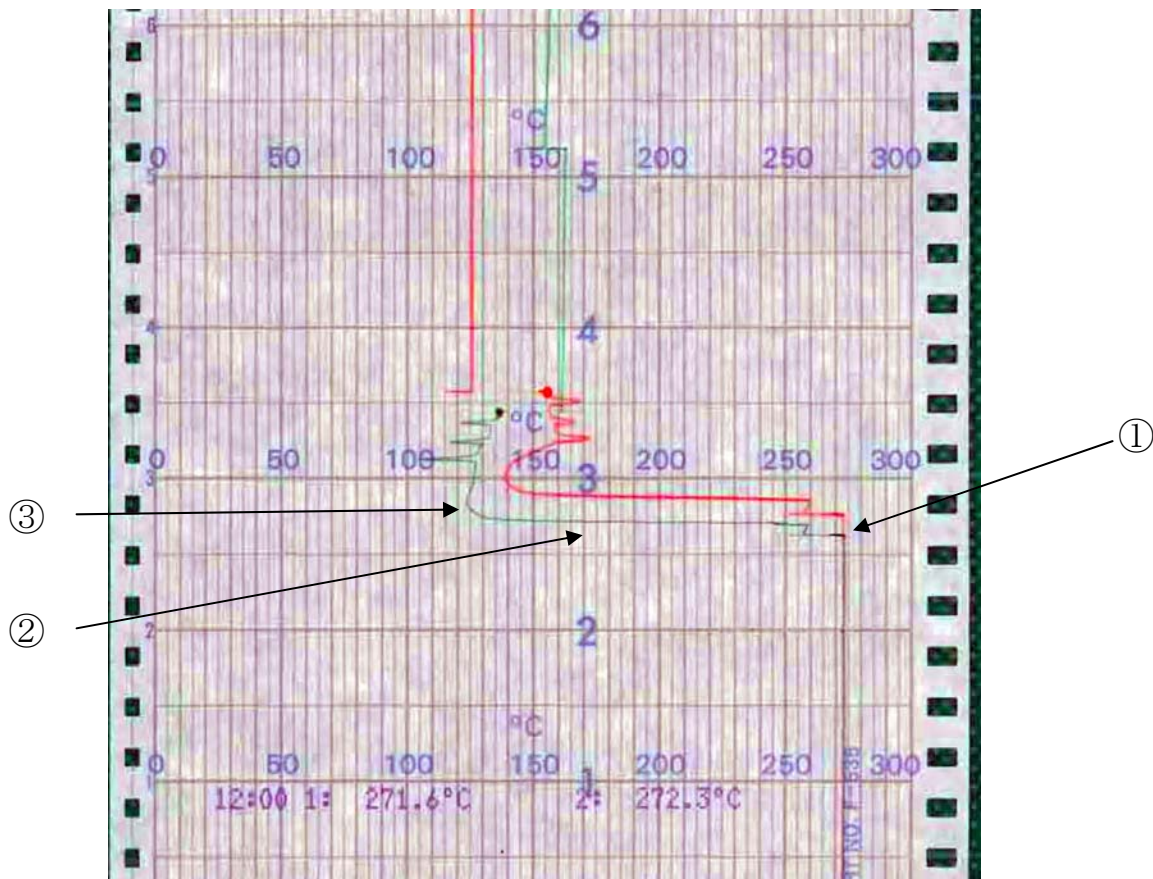
【1号 原子炉圧力】



PR-640-30	
No. 1	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 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

1447	FO65	SWP	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	RECOM	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	CO90	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	CO15	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	CONDENS	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。

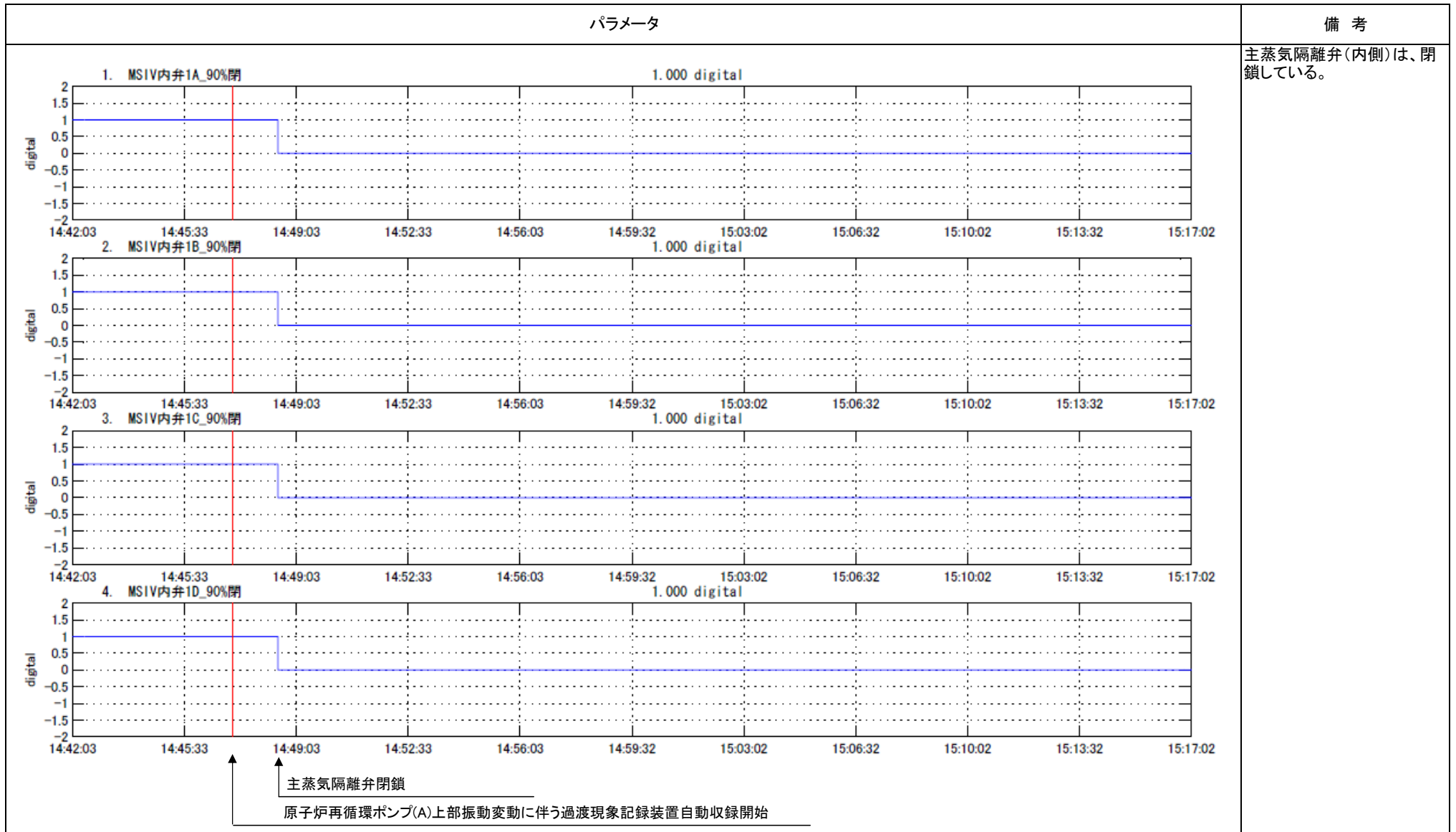
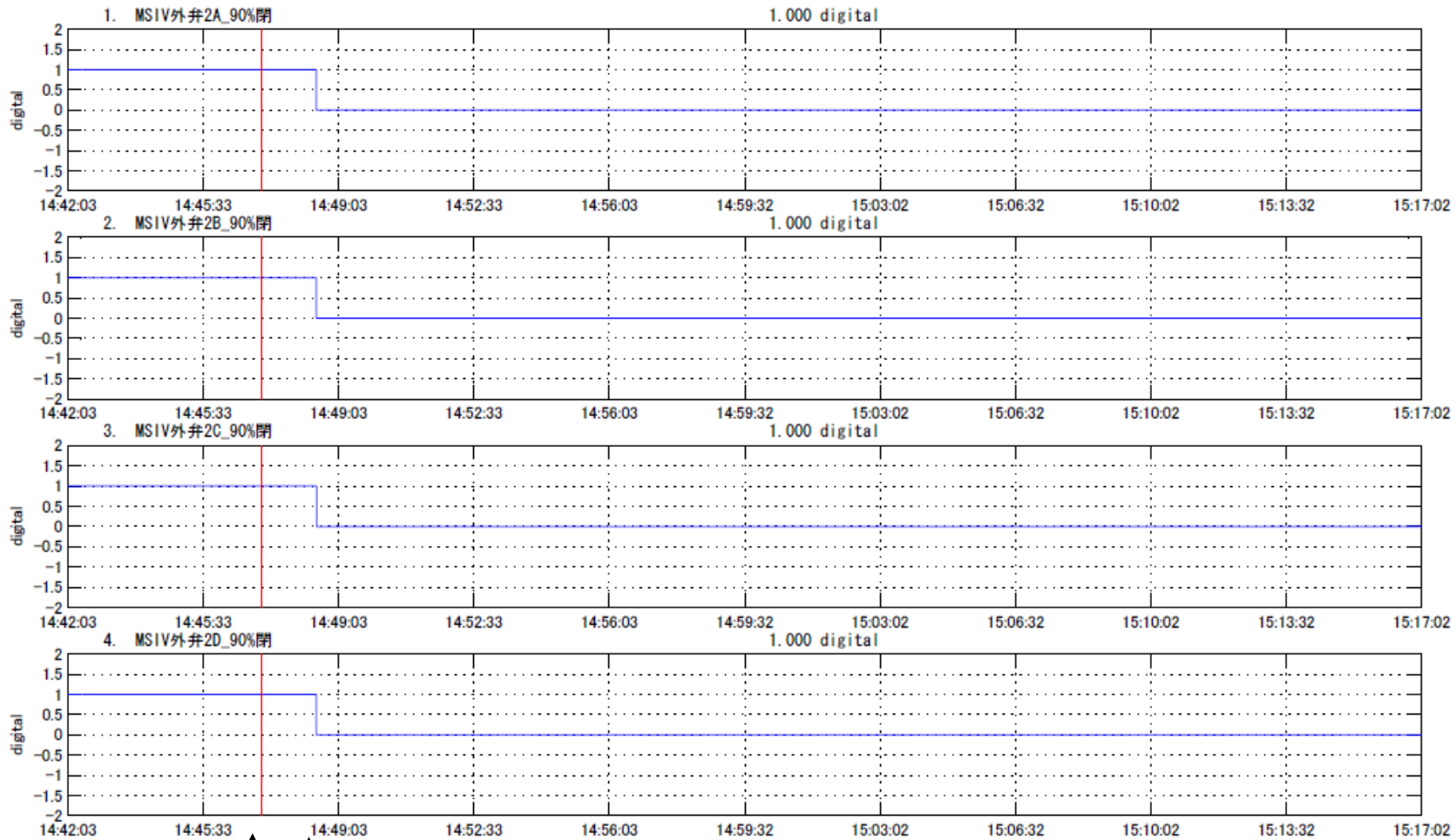


図-1 福島第一・1号機 過渡現象記録装置 データ

パラメータ

備考



主蒸気隔離弁(外側)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

図-1 福島第一・1号機 過渡現象記録装置 データ

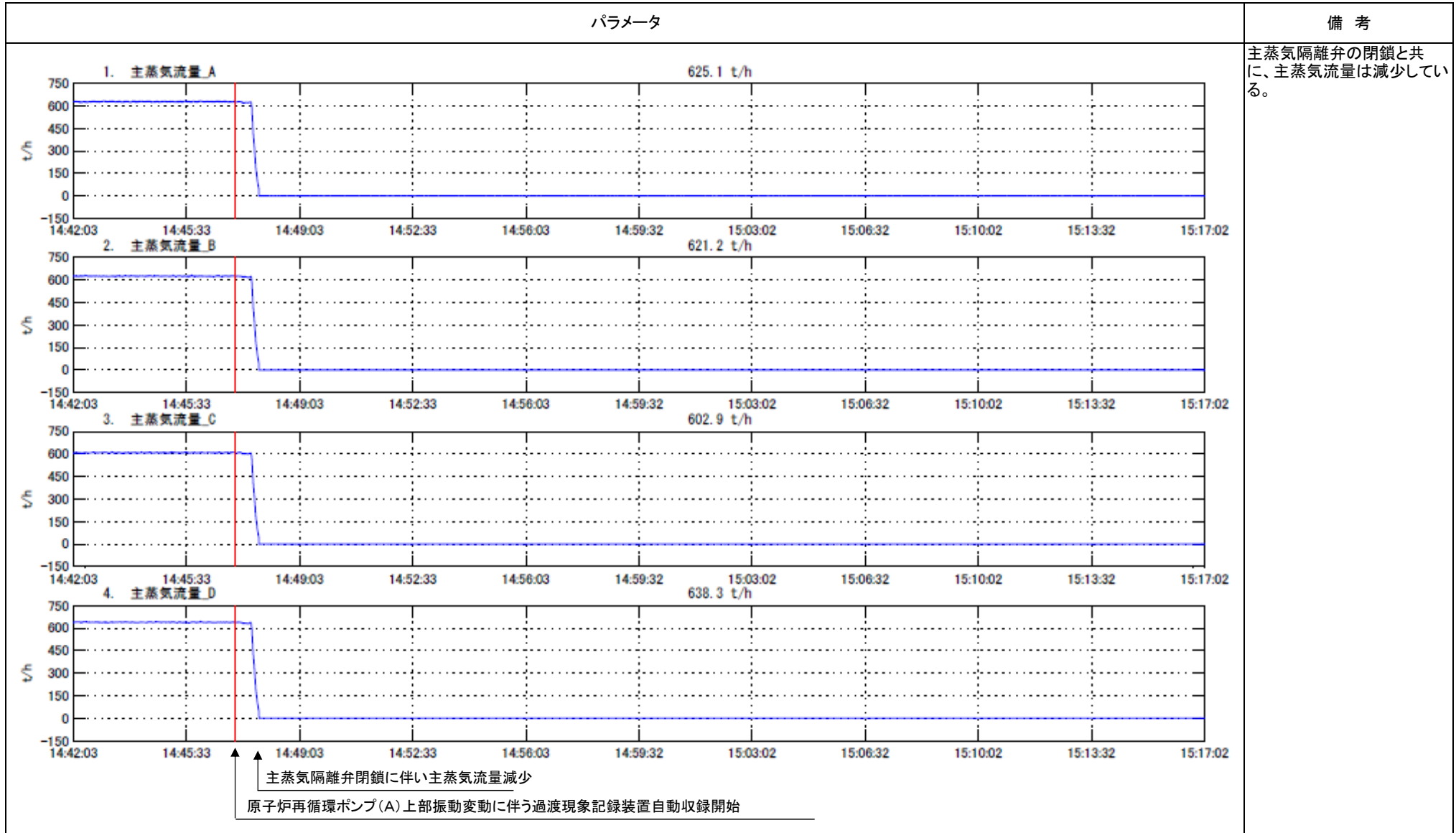


図-1 福島第一・1号機 過渡現象記録装置 データ

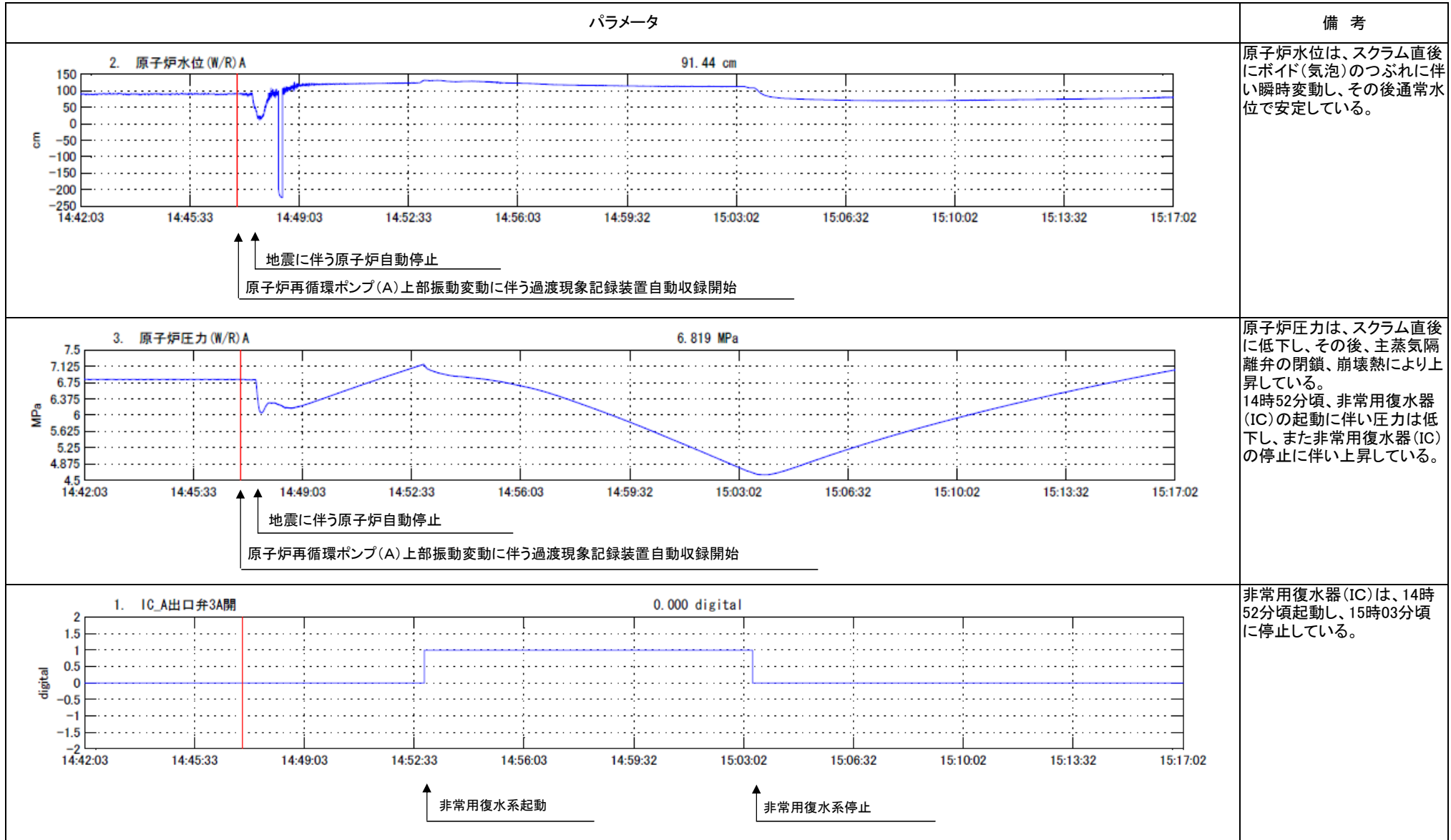


図-1 福島第一・1号機 過渡現象記録装置 データ

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		

DG(B) 遮断器投入

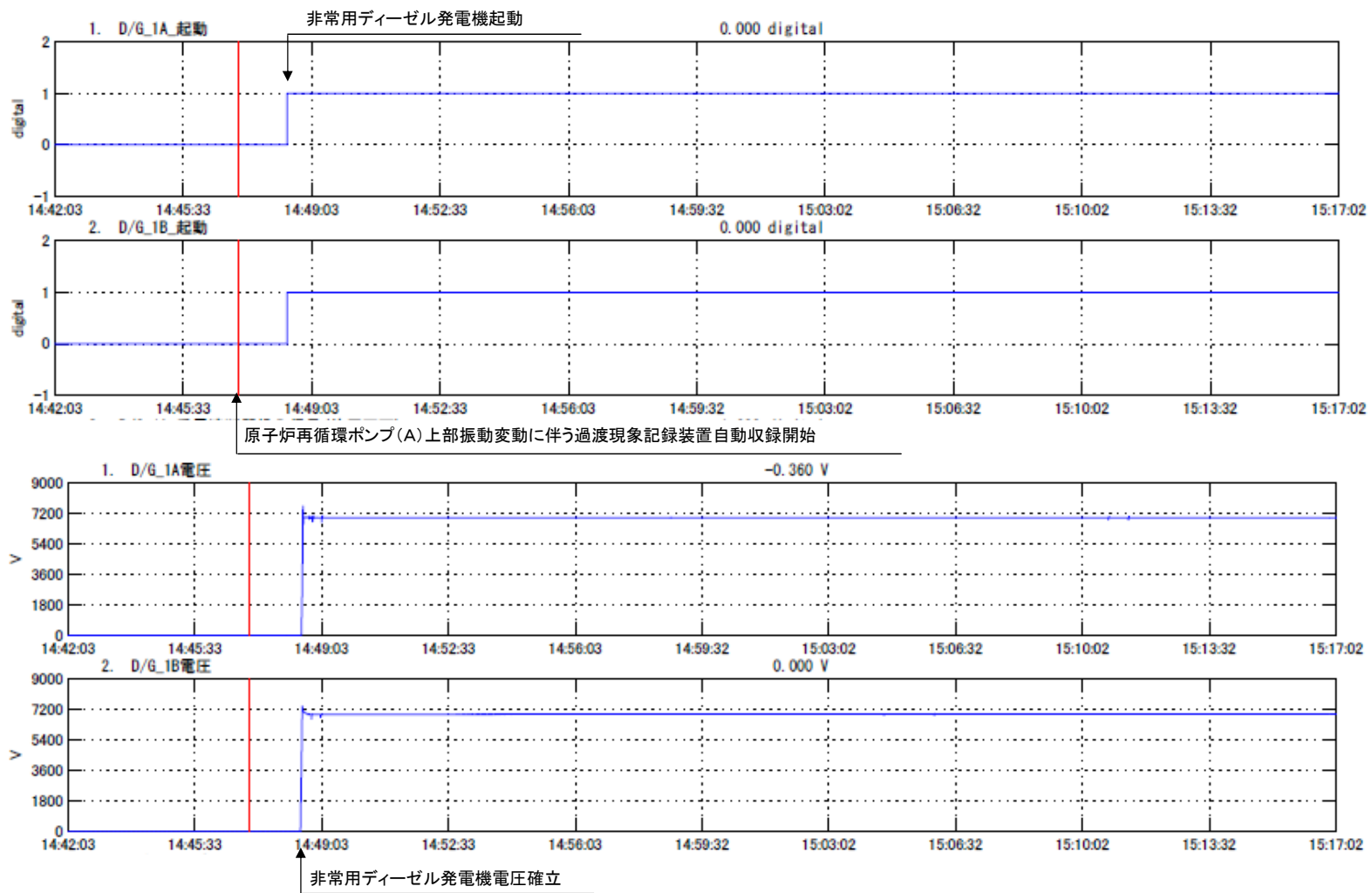
DG(A) 遮断器投入

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

パラメータ

備考



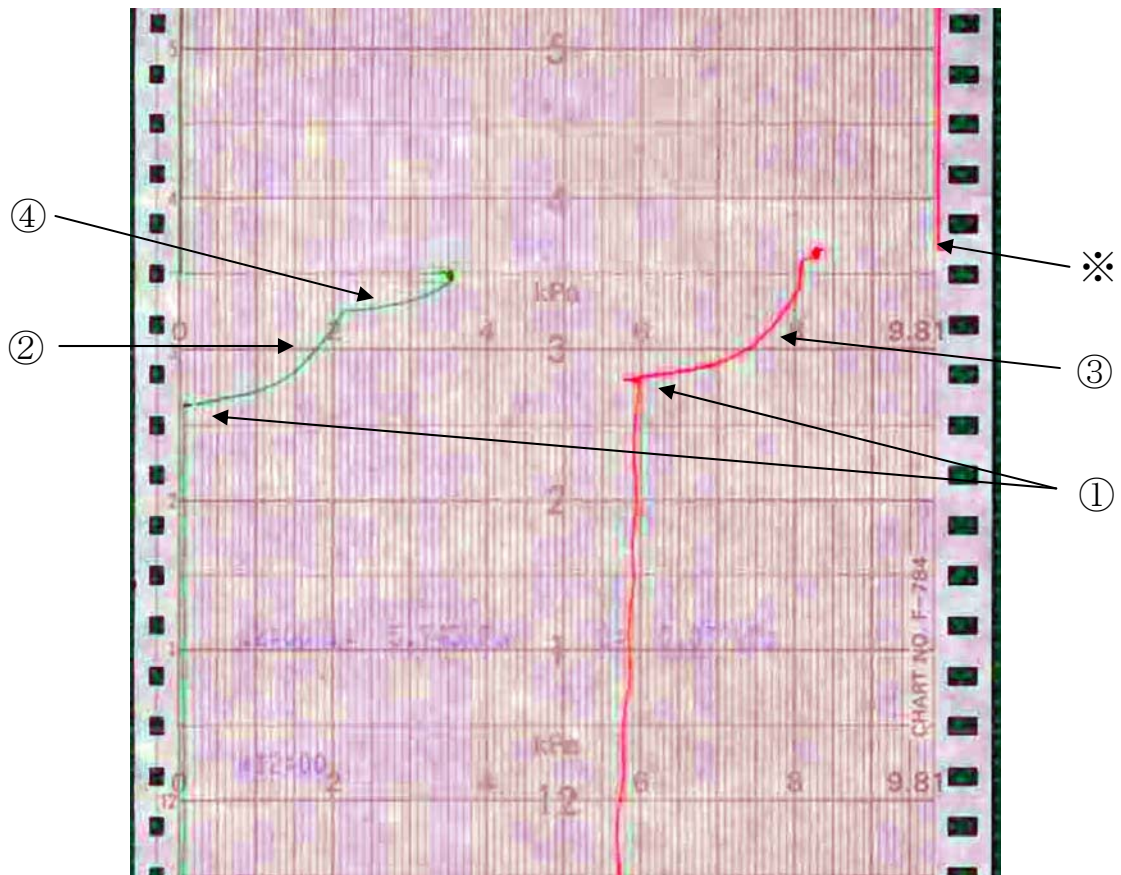
14時48分頃、非常用ディーゼル発電機起動し、電圧が確立している。

IF-1-23

添付資料-1-15

図-1 福島第一・1号機 過渡現象記録装置 データ

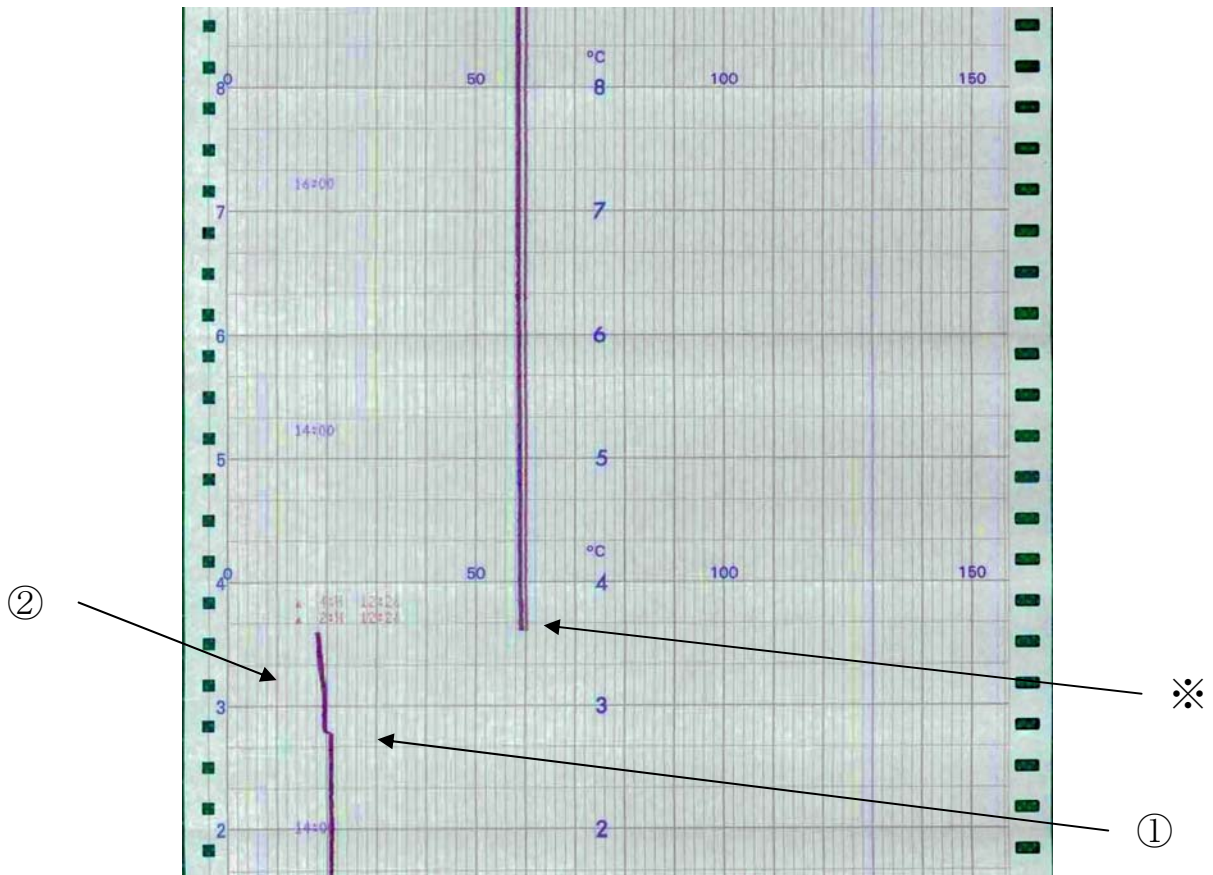
【1号 原子炉格納容器圧力、圧力抑制室差圧】



DPR/PR-1602-20	
No. 1	原子炉格納容器圧力
No. 2	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 サプレッションプール水温度】

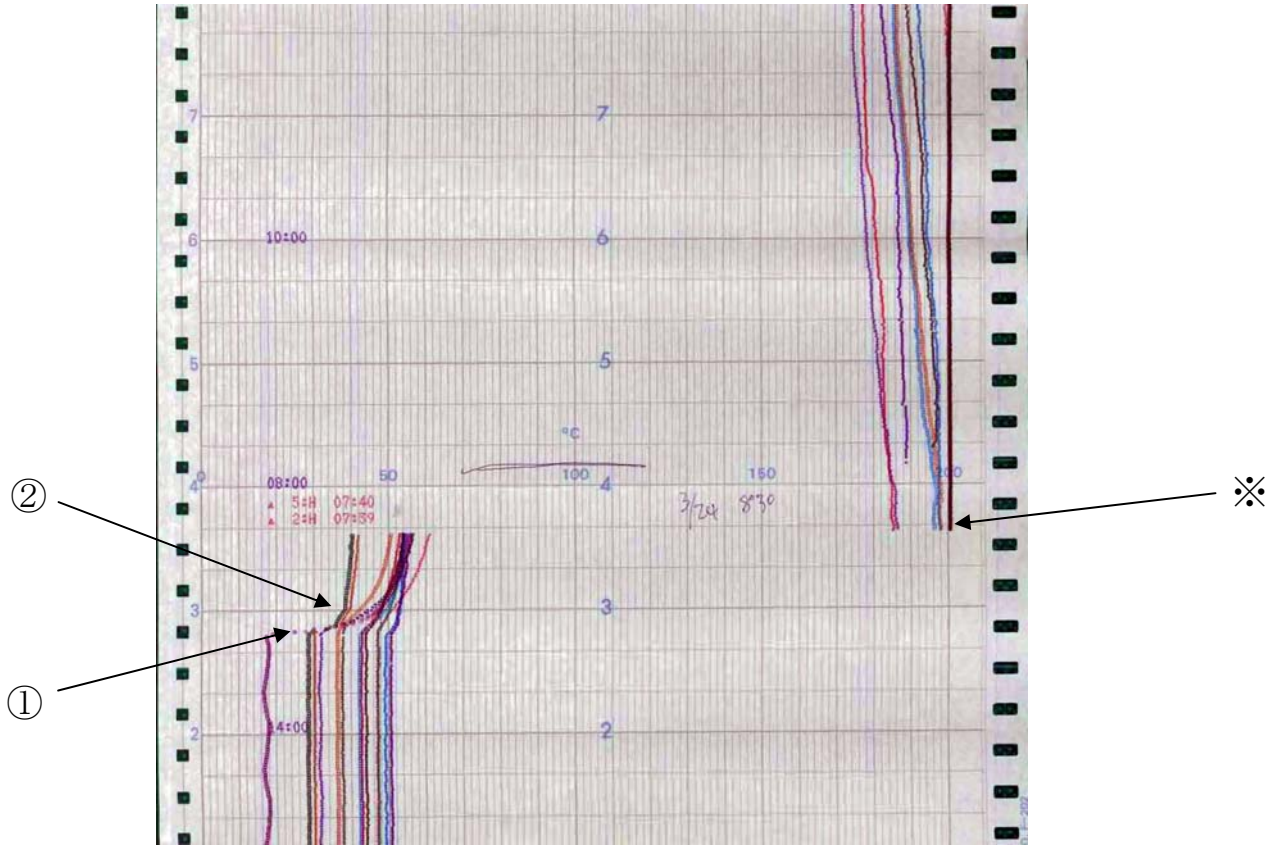


TRS-1601-71A

NO	色	打点	測定名称	NO	色	打点	測定名称
1	●	●	X-208A(35°)近傍	4	●	●	X-208D(325°)近傍
2	●	●	X-208B(145°)近傍	5	●	●	
3	●	●	X-208C(235°)近傍	6	●	●	

- ① 14時46分 地震によるスクラム
- ② 格納容器冷却系による冷却
- ※ 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 原子炉格納容器内各部温度】



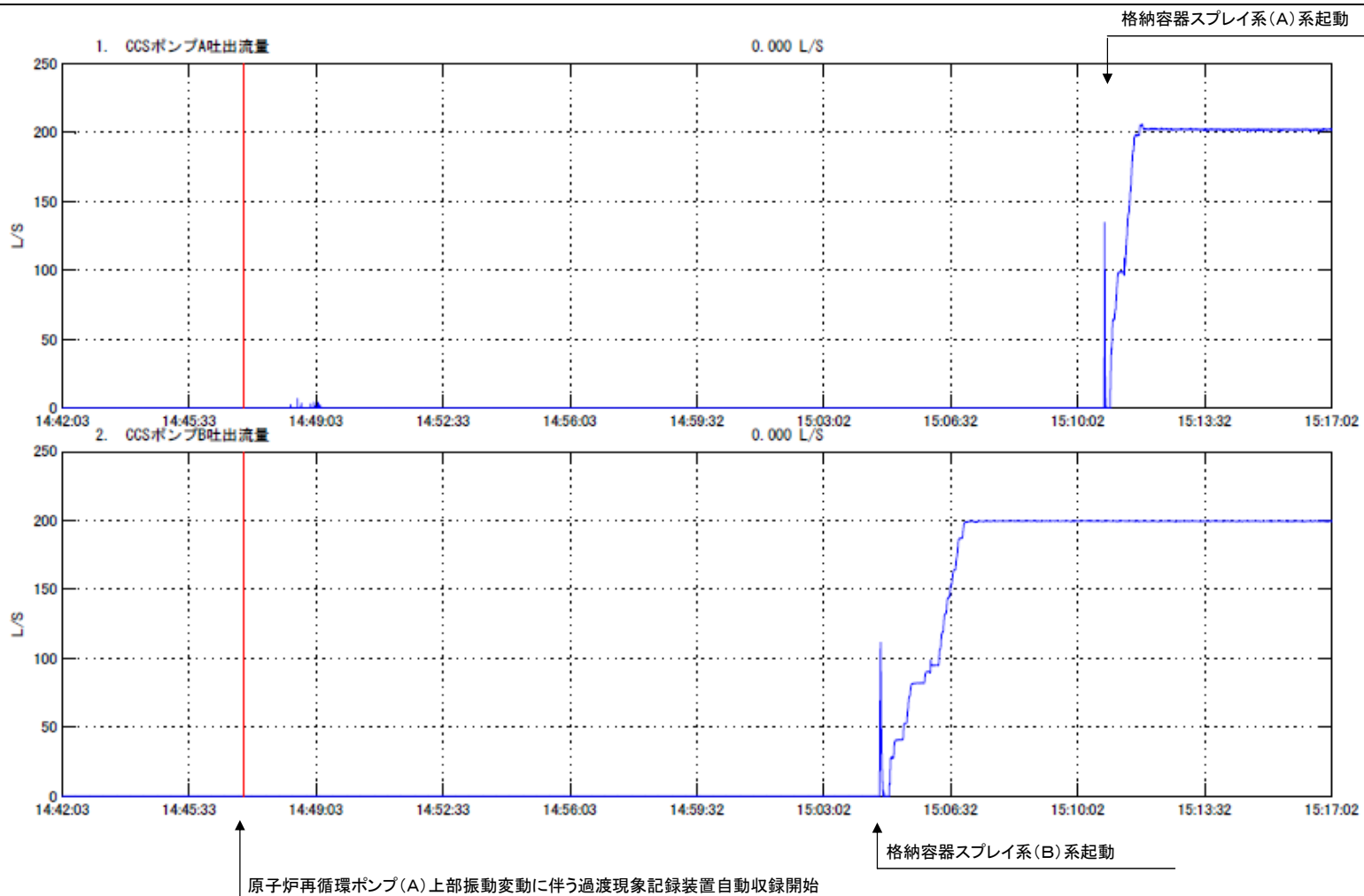
TR-1602-5

No	色	印	測定名称	No	色	印	測定名称
1	■	●	RETURN AIR DUCT HVH-12A	13	■	+	EQ AROUND CIRCUM RPV BELLOWS TE-1625N
2	■	●	RETURN AIR DUCT HVH-12B	14	■	+	EQ AROUND CIRCUM RPV BELLOWS TE-1625P
3	■	●	RETURN AIR DUCT HVH-12C	15	■	+	EQ AROUND CIRCUM 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 CIRCUM RPV BELLOWS TE-1625L	23	■	Y	
12	■	○	EQ AROUND CIRCUM 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。

パラメータ

備考



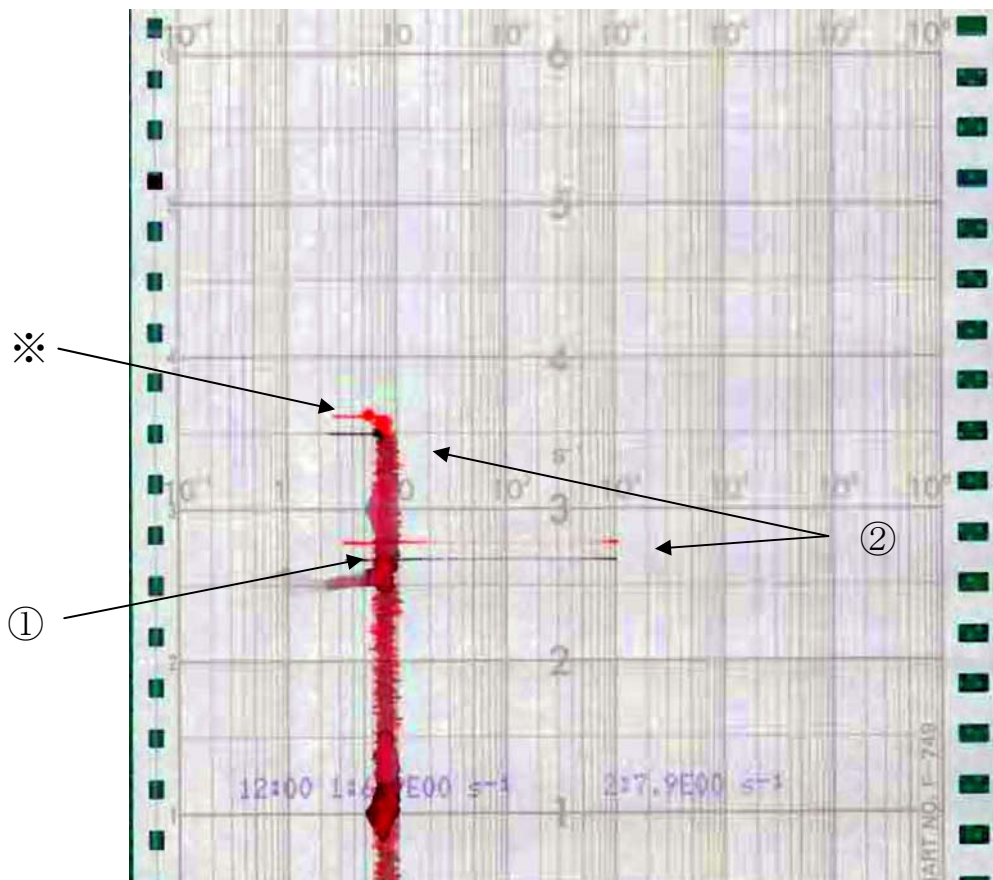
格納容器スプレイ系ポンプBを14時47分頃起動している。同様に格納容器スプレイ系ポンプAを15時11分頃起動している。これは、圧力抑制室プール水の冷却を行うために起動したものと推定される。

IF-1-27

添付資料-1-19

図-1 福島第一・1号機 過渡現象記録装置 データ

【1号 排気筒放射線モニタ】



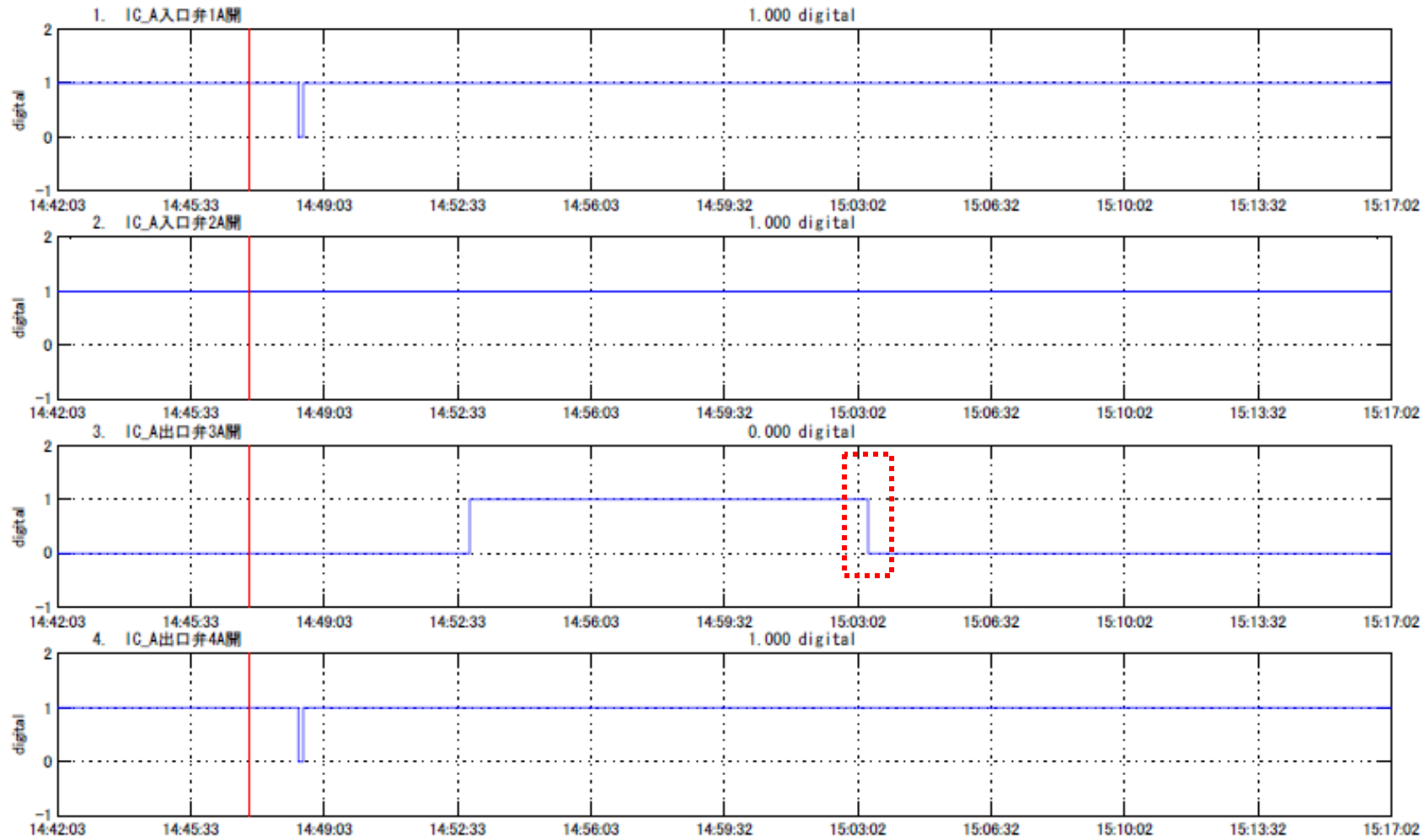
B系	排気筒放射線モニタ 2	_____
A系	排気筒放射線モニタ 1	_____

- 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 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

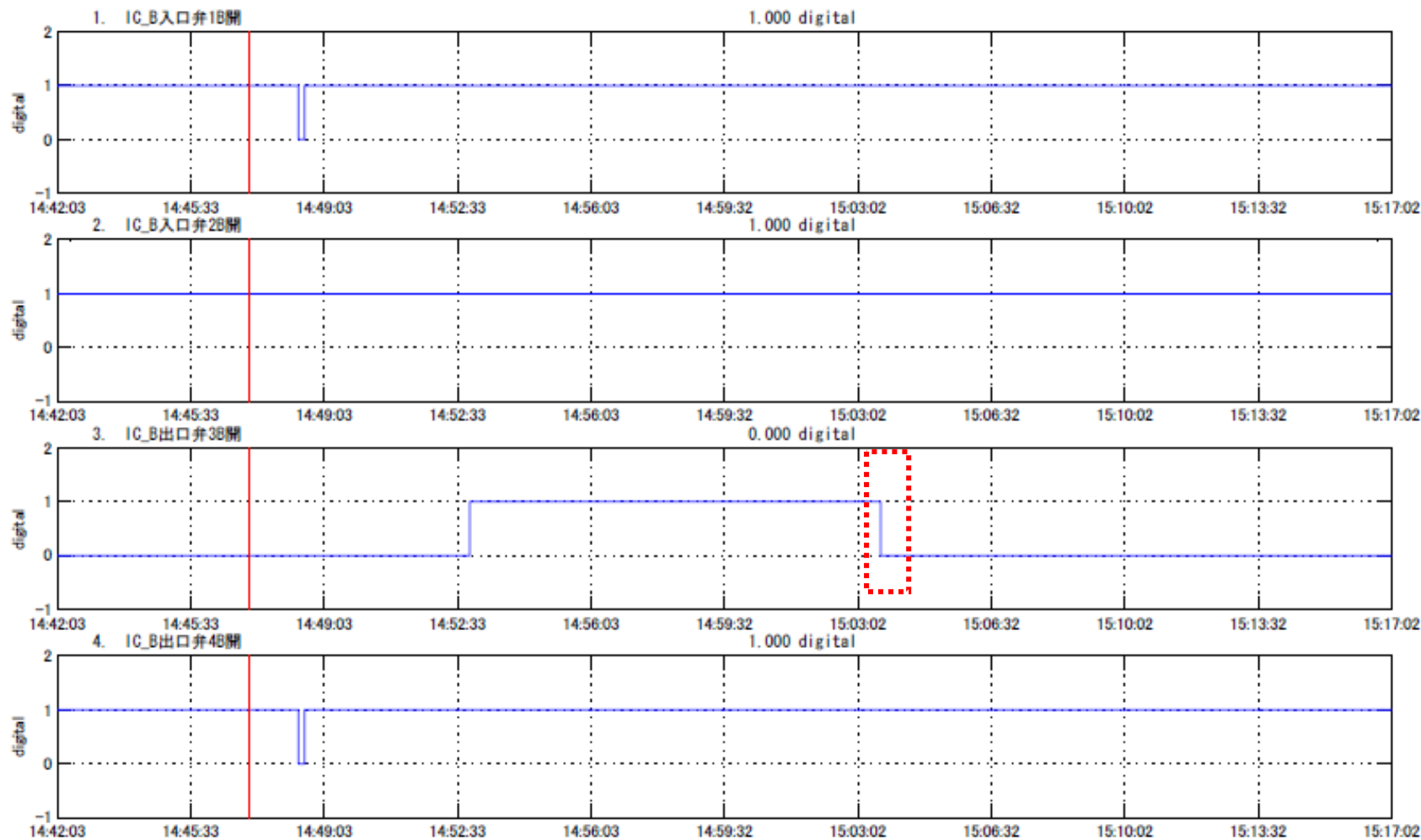
(1-



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(12)-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-



IF-1-30

3. 2号機データ分析概略説明

(1) プラントデータ

2号機で回収されたデータによるプラントの挙動について、次頁以降に示す。

2号機のチャートは、地震時、津波襲来時のデータを記録しているが、津波による浸水の影響と思われる電源や信号自体の喪失により、ある一定時間動作後停止している。警報発生装置は、スクラム発生直後約2分間の記録を出力しているが、何らかの理由で印字を停止している。そのため、ハードディスクに収録されたデータを基に警報発生記録を復元した。当直員による記録である運転日誌についても、地震等の事象が発生する以前の記録は残されているが、事象発生以降は事態が収束せず、過酷な条件下でその対応に迫られたため、ホワイトボードに記載した事項を後で転記している。2号機の過渡現象記録装置は、1号機と同様に地震に伴う再循環ポンプの上部振動が増加したことをトリガーにして動作し、約30分のデータを収録している。その後、余震によると思われる再循環ポンプの上部振動を再度検知してさらに約30分動作しているため、津波襲来時期も含んだ約1時間の記録が残されている。

(2) プラント挙動

- ① 2号機は平成23年3月11日14時46分に発生した地震以前のデータに特に問題はなく、定格熱出力にて運転をしていた。当直長引継日誌によれば、地震発生前の当直の確認では、使用済燃料プール水位は満水（オーバーフロー水位付近）、プール水温は26℃であり問題ないレベルであった。

(添付資料-2-1~4)

- ② 2号機は同日14時47分地震によりスクラム動作している。
- ③ 同日14時47分制御棒は全て挿入されている。
- ④ 原子炉スクラム直後、平均出力領域モニタ（APRM）の指示値は急減しており、確実に出力低下の正常動作をしていることが見てとれる。

(添付資料-2-5~7)

- ⑤ 原子炉水位の変動を確認すると、スクラム直後はボイドがつぶれることで原子炉水位は若干低下するが、非常用炉心冷却系の自動起動レベル（炉心スプレイ系及び残留熱除去系についてはL-1、高圧注水系についてはL-2）に至ることなく回復し通常水位レベルで推移している。
- ⑥ 原子炉圧力もスクラム直後は同様な動きをするが、同日14時47分に主蒸気隔離弁が閉鎖したことにより原子炉内の圧力が上昇している。
- ⑦ 原子炉圧力の上昇に対して、主蒸気逃し安全弁の開閉により安定的に圧力が制御されている。

(添付資料-2-8~9)

- ⑧ 警報発生記録データにおいて、主蒸気隔離弁閉鎖に前後して主蒸気配管の破断等に関連する隔離信号が打ち出されている。しかし、過渡現象記録装置に記録されている主蒸気流量の記録では、主蒸気隔離弁の閉鎖により主蒸気流量は0（ゼロ）となっており、その過程において配管破断による蒸気流量の増大等は見られていない。このことから、主蒸気配管の破断等に関連する警報は、地震による外部電源の喪失により計器電源が失われ、フェールセーフ

で閉鎖信号が発されたものとする。

(添付資料-2-10~11)

- ⑨ 同日 14 時 50 分、外部電源喪失による原子炉隔離時（主蒸気隔離弁閉時）の対応手順書に従い、原子炉隔離時冷却系（R C I C）が手動起動されたが、スクラム及び主蒸気隔離弁閉鎖等の影響による水位の過渡的な変動のなか、14 時 51 分原子炉水位高により停止している。原子炉隔離時冷却系が停止したことによって水位は低下したが、15 時 02 分に原子炉隔離時冷却系が手動起動された。原子炉隔離時冷却系が作動したことで原子炉水位は上昇し 15 時 28 分に原子炉水位高となり原子炉隔離時冷却系が自動停止した。原子炉隔離時冷却系が停止したことにより原子炉水位が低下したが、15 時 39 分に原子炉隔離時冷却系が手動起動された。これらの起動、停止は、地震に伴い作動した警報発生記録及びプロセス計算機データ等に記録されている。

(添付資料-2-12~13)

- ⑩ プラント関連パラメータによれば、3 月 11 日 22 時以降、3 月 14 日 12 時頃まで、原子炉水位の指示（燃料域）が有効燃料頂部に対して十分余裕のあるレベル（+3000mm 以上）を安定的に推移していた。途中、3 月 12 日 2:55 には現場で吐出圧力を確認することにより、原子炉隔離時冷却系が作動していることが確認された。また、同日 4 時 20 分～5 時にかけて、復水貯蔵タンクの水位が減少してきたこと及び原子炉格納容器圧力抑制室の水位上昇を抑制するため、原子炉隔離時冷却系の水源を復水貯蔵タンクから圧力抑制室に切り替えた。他の注水系が運転していたとの情報は得られておらず、3 月 14 日 12 時頃まで、原子炉隔離時冷却系が作動を継続し、原子炉の水位維持を図っていたものとする。その後、原子炉水位の低下が確認されたことから、同日 13:25、原子炉隔離時冷却系が機能を喪失している可能性があるとして判断された。その後、同日 19 時 54 分に消火系ラインから海水注入を開始した。

(添付資料-2-14)

- ⑪ 既述のとおり、原子炉スクラム直後、主蒸気隔離弁が閉鎖して原子炉が隔離したことから、原子炉の蒸気で駆動される原子炉隔離時冷却系が地震後の早い段階から原子炉への注水手段として活用された。スクラム直後の過渡的な水位変動の後には原子炉隔離時冷却系の運転を通じて原子炉水位が制御された。原子炉隔離時冷却系が機能している間（3 月 14 日 13:25 機能喪失を判断）、原子炉水位は有効燃料頂部に対して余裕あるレベルを安定的に推移したと考える。
- ⑫ また、原子炉圧力については、崩壊熱により原子炉圧力が上昇する場合は、主蒸気逃し安全弁の開閉により過大な原子炉圧力が生じないように制御された。
- ⑬ 原子炉水温（P L R ポンプ入口温度）については、急激な温度変化を避ける観点から、その変化率を 55℃/時以下とするよう保安規定等に定められている。チャートで確認されるとおり原子炉水温は地震後津波到来による記録停止までの約 1 時間で数十℃程度変化しただけで安定している。

(添付資料-2-15)

- ⑭ 一方、地震により外部電源を喪失したため、同日 14 時 47 分頃非常用ディーゼル発電機 2 台が起動しているが、正常に電圧確立しており、必要な電力は

確保されたものとする。

(添付資料－ 2 － 16)

- ⑮ 原子炉隔離時冷却系や主蒸気逃し安全弁の作動により、格納容器圧力抑制室の温度が上昇している。このため、同日 15 時から 15 時 07 分頃にかけて残留熱除去系ポンプを順次起動し、圧力抑制室の水の冷却をしている。圧力抑制室の水温は 15 時 30 分過ぎから上昇に転じているが、残留熱除去系のポンプが 15 時 36 分頃次々と停止したことから、このころ到達した津波により機能を失ったものとする。

(添付資料－ 2 － 17)

- ⑯ 同じ頃、2 号機の電源を確保していた非常用ディーゼル発電機 2 台も停止しており、津波の影響を受けたものとする。

(添付資料－ 2 － 18)

- ⑰ 原子炉スクラム以降、計器電源喪失に至るまでの格納容器冷却系等の温度変化を見ると、温度勾配は緩やかで数十℃の温度上昇で飽和する傾向が見られ、この時点で格納容器内において配管破断等に起因する急激な温度変化は認められていない。また、原子炉圧力は逃し安全弁等により制御され、7MPa 程度の圧力が維持できており、破断はなかったものとする。

(添付資料－ 2 － 8、9、19)

- ⑱ 非常用炉心冷却設備については、3 月 11 日 15 時から 15 時 07 分頃にかけて、格納容器圧力抑制室の冷却を行うために、残留熱除去系のポンプを起動している。他のポンプ（高圧注水系ポンプ、炉心スプレイ系ポンプ、他の残留熱除去系ポンプ）については、地震以降から全交流電源喪失に至るまで、原子炉水位が非常用炉心冷却系の自動起動レベルまで低下していないこと等から、手動起動を含めて作動の記録は確認されていない。地震後に外部電源が失われたため、燃料プール冷却浄化系も運転を停止したが、非常用ディーゼル発電機が起動した。非常用ディーゼル発電機から給電される残留熱除去系ポンプを使ったプール冷却については、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 26℃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。

- ⑲ 当直長引継日誌では、15 時 41 分に全交流電源喪失と記載されている。

- ⑳ 全交流電源喪失以降、非常用炉心冷却設備である残留熱除去系ポンプ、炉心スプレイポンプは駆動電源がなく動作出来なくなったと考える。また、中央操作室のホワイトボードの記載によれば、3 月 11 日 15 時 31 分に直流 125V A 系 B 系に接地発生との記載がある。高圧注水系については津波の影響を受けた電源喪失のために動作不能になったものとする。

(別紙－ 2)

- ㉑ 2 号機は 1 号機と排気筒を共用しているが、1 号機で記したとおり、排気筒放射線モニタについては、原子炉スクラム以降もノイズはあるものの、記録を終了するまでの間安定した値を示しており、異常は認められない。

福島第一原子力発電所 2号機 非常用機器状態確認チェックシート

2011年3月11日

	承認 当直長	内容確認 当直副長	作成 当直員
1直			
2直			

項	目	通常 状態	2直	1直	項	目	通常 状態	2直	1直	項	目	通常 状態	2直	1直	記 事								
自動 逃し弁系	AO-2-71A	X	レ		炉心スプレ イ系 (A)	CSポンプA潤滑油ポンプA	SB	レ		残留熱 除去系 (B)	RHRポンプB系潤滑油ポンプ1B	SB	レ										
	-71B	X	レ			CSポンプA潤滑油予備ポンプA	SB	レ			RHRポンプB系潤滑油ポンプ2B	SB	レ										
	-71C	X	レ			MO-23-15	O	レ			RHRポンプB系潤滑油ポンプ3B	SB	レ										
	-71E	X	レ			-16	O	レ			RHRSポンプB,D潤滑油ポンプB ₁	SB	レ										
	-71G	X	レ			-14	X	レ			RHRSポンプB,D潤滑油ポンプB ₂	SB	レ										
	-71H	X	レ			-17	O	レ			RHRSポンプB,D潤滑油冷却ファンB ₁	SB	レ										
残留熱 除去系 (A)	RHRポンプ A	SB	レ		-57	X	レ		RHRSポンプB,D潤滑油冷却ファンB ₂	SB	レ		高 圧 水 系	ポンプB		SB	レ						
	RHRポンプ C	SB	レ		-68	X	レ		MO-14-7B	O	レ			炉 スプレ イ系 (B)		-11B	O	レ					
	RHRSポンプ A	SB	レ		-21	X	レ		-12B	X	レ					隔 離 時 冷 却 系	-26B	X	レ				
	RHRSポンプ C	SB	レ		-20	O	レ		-6B	O	レ						ディーゼル 発電機 2A	CSポンプB潤滑油ポンプB	SB	レ			
	MO-10-15A	X	レ		-19	X	レ		CSポンプB潤滑油予備ポンプB	SB	レ							ディーゼル 発電機 2B	MO-13-15	O	レ		
	-15C	X	レ		-24	X	レ		MO-16	O	レ								1. 主要操作が終了し、引継ぎまでの間に状態を確認する。 1直帯は18時~引継ぎまで、2直帯は6時~引継ぎまで 2. 通常状態と比較し異常なければ「レ」相違する場合は、次の記号で 記載する。 3. 記号 レ:異常なし O:開 X:閉 W:作業中 RUN:運転中 MAN:手動 P/L:引き保持	-131	X	レ	
	-16A	X	レ		-25	X	レ		-18	O	レ									-39	X	レ	
	-65A	O	レ		-144	X	レ		-41	X	レ									-20	O	レ	
	-66A	O	レ		タービン止め弁	X	レ		-21	X	レ					-30				X	レ		
	-12A	O	レ		タービン加減弁	X	レ		-27	X	レ					-132	X			レ			
	-27A	O	レ		潤滑油ポンプ	SB	レ		タービン止め弁	O	レ					タービン加減弁	O	レ					
	-25A	X	レ		復水ポンプ	SB	レ		タービン加減弁	O	レ					復水ポンプ	SB	レ					
	-31A	X	レ		真空ポンプ	SB	レ		復水ポンプ	SB	レ		真空ポンプ			SB	レ						
	-26A	X	レ		流量制御器	AUTO	レ		真空ポンプ	SB	レ		流量制御器	AUTO		レ							
	-38A	X	レ		RHRポンプB	SB	レ		流量制御器	AUTO	レ		ディーゼル 発電機 2A	6.9kvシャ断器2C3		O	レ						
	-39A	X	レ		RHRポンプD	SB	レ		ディーゼル 発電機 2B	6.9kvシャ断器2E2B	O	レ											
	-34A	X	レ		RHRSポンプB	SB	レ																
	-13A	O	レ		RHRSポンプD	SB	レ																
	-13C	O	レ		MO-10-15B	X	レ																
	-89A	X	レ		-15D	X	レ																
	-20	O	レ		-16B	X	レ																
	RHRポンプA系潤滑油ポンプ1A	SB	レ		-65B	O	レ																
	RHRポンプA系潤滑油ポンプ2A	SB	レ		-66B	O	レ																
	RHRポンプA系潤滑油ポンプ3A	SB	レ		-12B	O	レ																
RHRSポンプA,C潤滑油ポンプA ₁	SB	レ		-27B	O	レ																	
RHRSポンプA,C潤滑油ポンプA ₂	SB	レ		-25B	X	レ																	
RHRSポンプA,C潤滑油冷却ファンA ₁	SB	レ		-31B	X	レ																	
RHRSポンプA,C潤滑油冷却ファンA ₂	SB	レ		-26B	X	レ																	
ポンプA	SB	レ		-38B	X	レ																	
MO-14-7A	O	レ		-39B	X	レ																	
-11A	O	レ		-34B	X	レ																	
-12A	X	レ		-13B	O	レ																	
-26A	X	レ		-13D	O	レ																	
-5A	O	レ		-89B	X	レ																	

1F-2-6

2号機 BOPログ

発電所コード	号機コード	データ採取日	データ採取時間	原子炉平均熱出力(MW)	原子炉APRM平均(%)	原子炉熱出力(MW)	原子炉給水熱出力(MW)
1F	2	2011/03/11	01	2379.4976	100.80783	2379.7529	2371.615
1F	2	2011/03/11	02	2379.4805	100.81427	2378.9148	2372.481
1F	2	2011/03/11	03	2379.7356	100.81194	2379.7576	2372.123
1F	2	2011/03/11	04	2379.7681	100.81345	2380.2283	2371.116
1F	2	2011/03/11	05	2379.4617	100.79456	2378.9321	2369.1641
1F	2	2011/03/11	06	2379.1123	100.77412	2378.9939	2371.5459
1F	2	2011/03/11	07	2379.0081	100.7748	2378.7051	2370.5139
1F	2	2011/03/11	08	2379.0715	100.77875	2378.3953	2371.3
1F	2	2011/03/11	09	2379.1912	100.76691	2378.5503	2371.4551
1F	2	2011/03/11	10	2379.3088	100.77721	2379.7583	2371.406
1F	2	2011/03/11	11	2379.3074	100.76556	2379.5884	2370.1001
1F	2	2011/03/11	12	2379.3491	100.75168	2379.4795	2372.8259
1F	2	2011/03/11	13	2379.3245	100.76263	2379.8066	2372.6169
1F	2	2011/03/11	14	2379.4778	100.7547	2379.9329	2371.394
1F	2	2011/03/11	15	1939.2495	80.86731	152.0777	
1F	2	2011/03/11	16				
1F	2	2011/03/11	17				
1F	2	2011/03/11	18				
1F	2	2011/03/11	19				
1F	2	2011/03/11	20				
1F	2	2011/03/11	21				
1F	2	2011/03/11	22				
1F	2	2011/03/11	23				
1F	2	2011/03/11	24				

2号機 第25回定期検査総合性能検査記録より
 制限値()、過去データ(~)がある
 パラメータについて表記。

2381

98~101

2381

1F-2-7

フロント主要パラメータを打出したBOPタイパー サンプル

添付資料-2-4

様式-1

福島第一原子力発電所 1・2号機

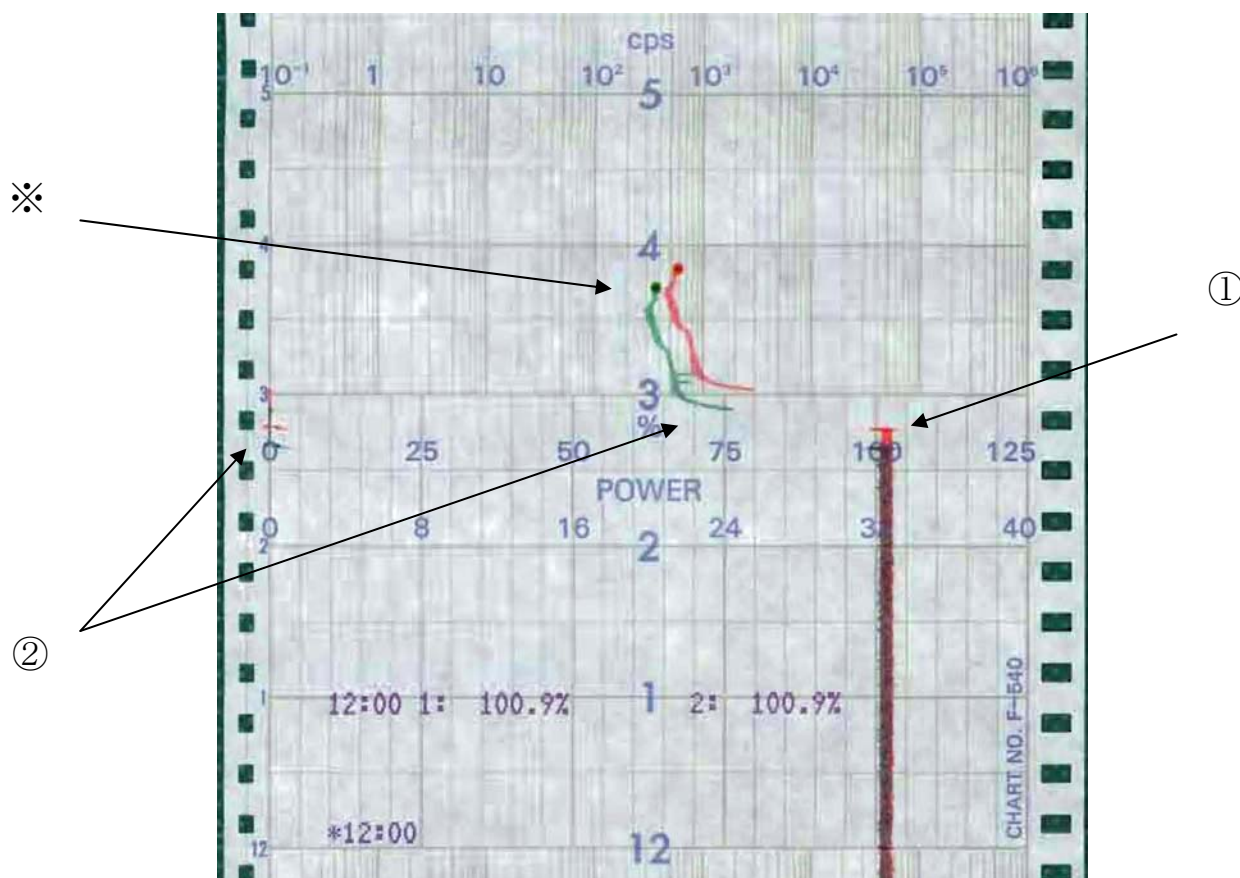
平成 23年 3月 11日 金曜日(1直) 当直長引継日誌(3/4)

2号機		
1. 運転状況		
(1) 原子炉停止中		
(2) 警報「SEISMIC MONITOR TRIP」発生		14:47
(3) 原子炉自動スクラム・主タービン自動停止(宮城県沖地震発生)		14:47
(4) 原子炉の状態「運転」→「高温停止」		14:47
(5) 全制御棒全挿入		14:47
(6) 原子炉モードスイッチ「運転」→「停止」		14:47
(7) D/G2A自動起動(大熊線2号外部電源喪失) / トリップ		14:47 / 15:41
(8) MSIV 全閉		14:47
(9) M COND Vacブレーク		14:55
(10) 原子炉未臨界		15:01
(11) RCIC 手動起動		15:02
(12) トーラスクーリング / トーラススプレイ インサービス		15:07 / 15:25
(13) RPS MG (A) / (B) 再起動		15:27 / 15:29
(14) D/G2Bシャ断器トリップ(ランニングスタンドバイ) / トリップ		15:40 / 15:42
(15) M/C2Eトリップ		15:41
(16) 全交流電源喪失		15:41
2. 保安規定の遵守状況		
(1) 保安規定第17条(地震・火災等発生時の処置)		
・震度5弱以上の地震発生に伴い運転管理部長報告		14:50
(2) 保安規定第76条(異常発生時の基本的な対応)		
・原子炉自動スクラム発生に伴い運転管理部長報告		14:50
(3) 保安規定第77条(異常時の処置)		
・「原子炉がスクラムした場合の運転操作基準」に則り実施		14:47
(4) 保安規定第113条(通報)		
・原子力災害特別措置法第10条第1項特定事象(全交流電源喪失)発生に伴い運転管理部長報告		15:41
3. 定例試験		
(1) T-RFP油タンク油面高/低警報試験、油ポンプ自動起動試験	合格	10:05~10:29
(2) MTb保安装置試験	合格	10:33~10:43
(3) 密封油系試験	合格	11:06~11:17
4. 作業依頼・不適合		
なし		
5. 廃棄物処理設備の状況		
特記事項なし		
6. その他(共通)		
(1) 地震発生		14:46
楢葉町北田6強 富岡町本岡6強 大熊町下野上6強 大熊町野上6強 双葉町新山6強		
(2) 大津波警報発令		14:58

○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-1
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	36-07 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
* 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	C004	発電機 励磁 電圧	
* 2011/03/11 14:47	D033	運転領域制限違反	
2011/03/11 14:47	C003	発電機 無効電力	
2011/03/11 14:47	C025	発電機 励磁 電圧	
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 SRNM、APRM】



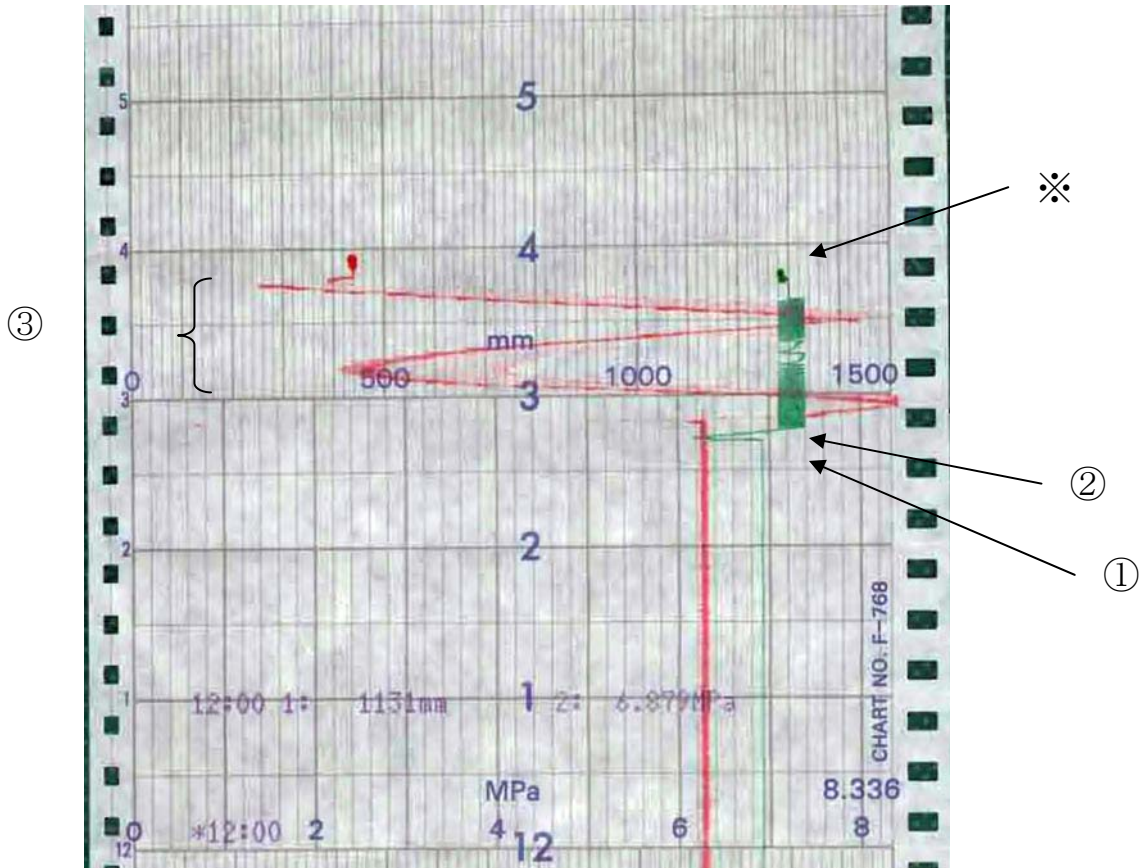
NR-7-46A

赤 SRNM ch.A/APRM ch.A 出力レベル

緑 SRNM ch.C/APRM ch.C 出力レベル

- 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】



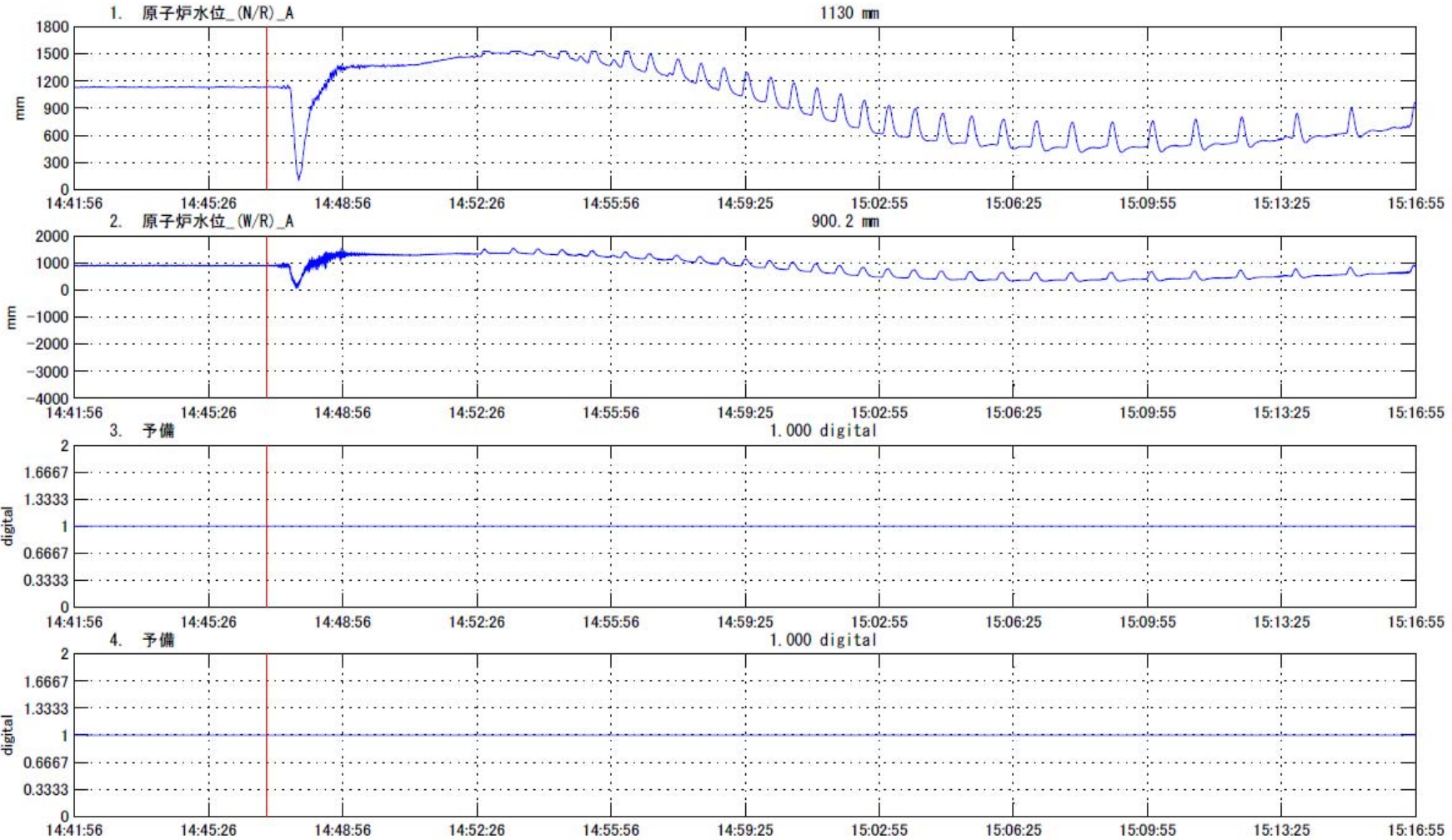
LR/PR-6-97

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 主蒸気隔離弁閉止に伴う圧力上昇とその後の逃し安全弁開閉による圧力制御
- ③ 原子炉隔離時冷却系の起動、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。

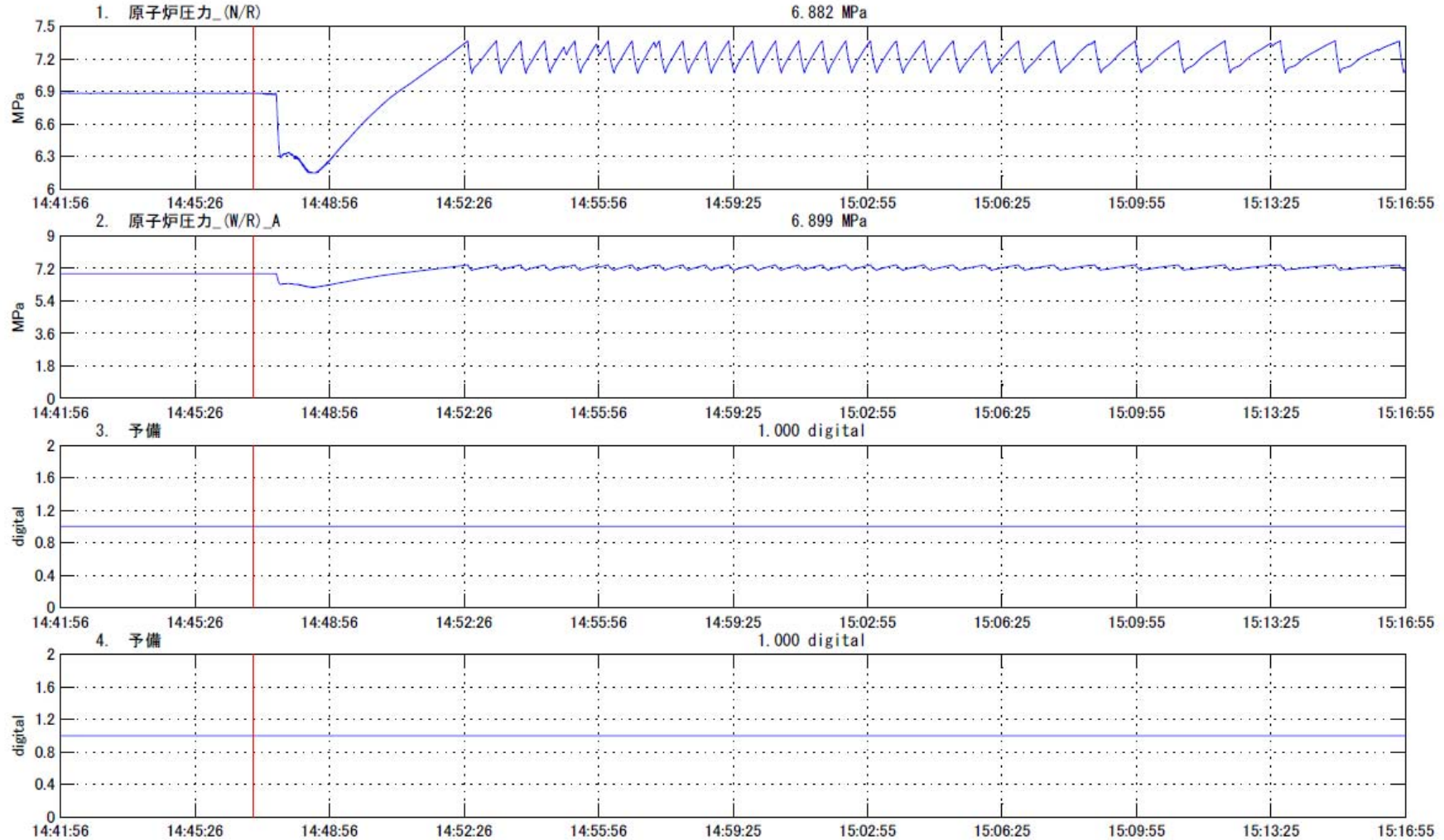
福島第一原子力発電所 2号機 イベントデータ 時系列データ表示
データ表示期間 2011年03月11日14時41分56秒～2011年03月11日15時16分55秒
グループ名称 : 1F-2 (1) 原子炉水位

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



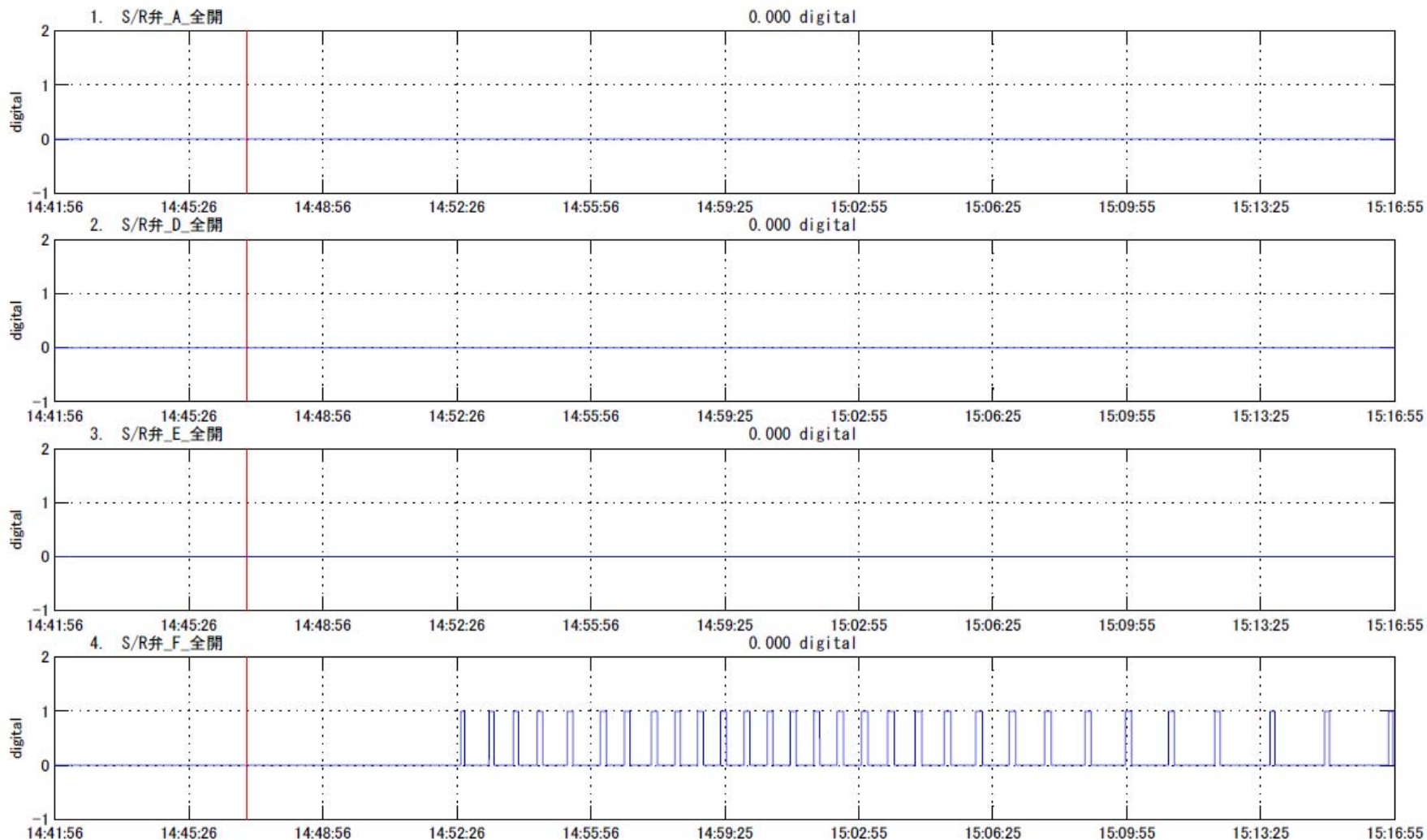
福島第一原子力発電所 2号機 イベントデータ 時系列データ表示
データ表示期間 2011年03月11日14時41分56秒～2011年03月11日15時16分55秒
グループ名称 : 1F-2 (1) 原子炉圧力 (1)

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



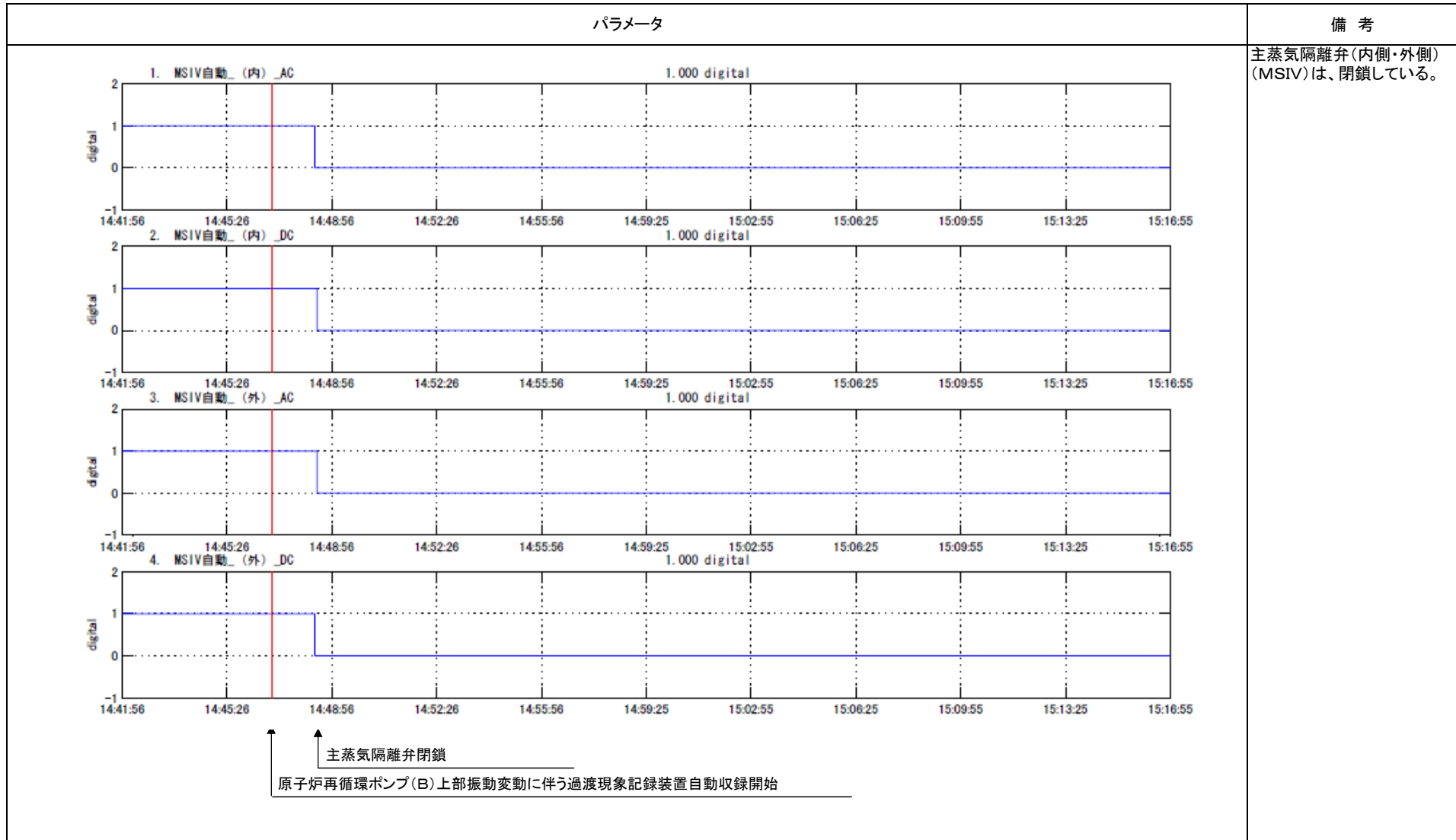
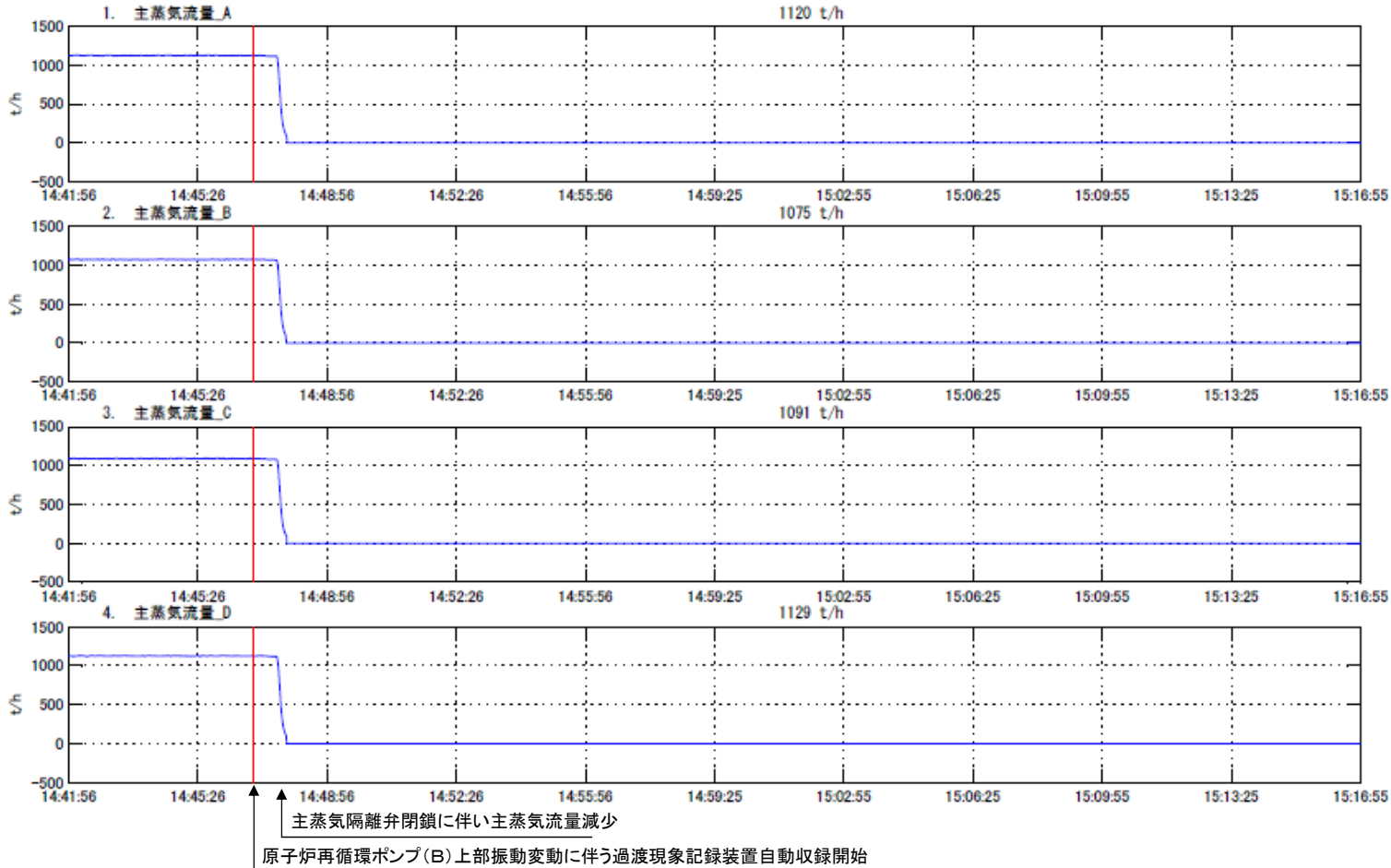


図-2(1) 福島第一・2号機 過渡現象記録装置 データ

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。



1F-2-17

添付資料-2-11

図-2(1) 福島第一・2号機 過渡現象記録装置 データ

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	
* 2011/3/11 14:50	P418	PLRポンプB 上部振動	= 157.2899933	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	= 40.9375	mm	正常
* 2011/3/11 14:50	F066	復水器 ホットウェル レベル A	= 152.53125	mm	不良
* 2011/3/11 14:50	F068	復水器 ホットウェル レベル C	= 151.59375	mm	不良
2011/3/11 14:50	P417	PLRポンプA 上部振動	= 143.9174957	μm	正常
2011/3/11 14:50	F066	復水器 ホットウェル レベル A	= 152.34375	mm	正常
2011/3/11 14:50	F068	復水器 ホットウェル レベル C	= 150.46875	mm	正常
* 2011/3/11 14:50	S236	復水器 ホットウェル 水位	= 150.65625	mm	不良
* 2011/3/11 14:50	C028	圧力抑制室 水位	= -91.5625	mm	低
* 2011/3/11 14:50	F066	復水器 ホットウェル レベル A	= 152.34375	mm	不良
2011/3/11 14:50	S236	復水器 ホットウェル 水位	= 151.40625	mm	正常
2011/3/11 14:50	C028	圧力抑制室 水位	= 42.5	mm	正常
* 2011/3/11 14:50	C028	圧力抑制室 水位	= -56.875	mm	低
* 2011/3/11 14:50	P417	PLRポンプA 上部振動	= 155.2725067	μm	不良
* 2011/3/11 14:50	F097	復水脱塩塔出口圧力	= -0.018750001	MPa	不良
2011/3/11 14:50	P417	PLRポンプA 上部振動	= 132.7200012	μm	正常
2011/3/11 14:50	F097	復水脱塩塔出口圧力	= -0.016875001	MPa	正常
2011/3/11 14:50	C028	圧力抑制室 水位	= 26.875	mm	正常
* 2011/3/11 14:50	C028	圧力抑制室 水位	= -60	mm	低
* 2011/3/11 14:50	F068	復水器 ホットウェル レベル C	= 151.78125	mm	不良
* 2011/3/11 14:50	P417	PLRポンプA 上部振動	= 154.1399994	μm	不良
2011/3/11 14:50	C028	圧力抑制室 水位	= 30.9375	mm	正常
2011/3/11 14:50	F068	復水器 ホットウェル レベル C	= 152.4375	mm	正常
* 2011/3/11 14:50	S236	復水器 ホットウェル 水位	= 152.625	mm	不良
2011/3/11 14:50	S236	復水器 ホットウェル 水位	= 152.4375	mm	正常
* 2011/3/11 14:50	C028	圧力抑制室 水位	= -75.625	mm	低
2011/3/11 14:50	P417	PLRポンプA 上部振動	= 127.8075027	μm	正常
* 2011/3/11 14:50	F068	復水器 ホットウェル レベル C	= 152.53125	mm	不良
2011/3/11 14:50	C028	圧力抑制室 水位	= 63.4375	mm	正常
* 2011/3/11 14:50	S236	復水器 ホットウェル 水位	= 152.53125	mm	不良
* 2011/3/11 14:50	C028	圧力抑制室 水位	= -76.25	mm	低
2011/3/11 14:50	C028	圧力抑制室 水位	= 65	mm	正常

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	
2011/3/11 14:51	S236	復水器 ホットウェル 水位	= 152.8125	mm	正常
2011/3/11 14:51	C028	圧力抑制室 水位	= 25	mm	正常
* 2011/3/11 14:51	C028	圧力抑制室 水位	= -32.1875	mm	低
* 2011/3/11 14:51	F066	復水器 ホットウェル レベル A	= 151.3125	mm	不良
2011/3/11 14:51	F068	復水器 ホットウェル レベル C	= 151.96875	mm	正常
* 2011/3/11 14:51	S236	復水器 ホットウェル 水位	= 151.3125	mm	不良
2011/3/11 14:51	C028	圧力抑制室 水位	= 35.625	mm	正常
* 2011/3/11 14:51	F068	復水器 ホットウェル レベル C	= 152.53125	mm	不良
2011/3/11 14:51	S236	復水器 ホットウェル 水位	= 151.96875	mm	正常
* 2011/3/11 14:51	S236	復水器 ホットウェル 水位	= 151.96875	mm	不良
* 2011/3/11 14:51	C028	圧力抑制室 水位	= -53.4375	mm	低
2011/3/11 14:51	F068	復水器 ホットウェル レベル C	= 151.96875	mm	正常
2011/3/11 14:51	S236	復水器 ホットウェル 水位	= 151.96875	mm	正常
2011/3/11 14:51	C028	圧力抑制室 水位	= 33.75	mm	正常
* 2011/3/11 14:51	C028	圧力抑制室 水位	= -59.375	mm	低
* 2011/3/11 14:51	F068	復水器 ホットウェル レベル C	= 151.6875	mm	不良
2011/3/11 14:51	C048	D/W クーラー戻り空気温度 A	= 54.06806564	°C	正常
* 2011/3/11 14:51	S236	復水器 ホットウェル 水位	= 151.21875	mm	不良
2011/3/11 14:51	F068	復水器 ホットウェル レベル C	= 152.53125	mm	正常
2011/3/11 14:51	S236	復水器 ホットウェル 水位	= 152.53125	mm	正常
* 2011/3/11 14:51	F068	復水器 ホットウェル レベル C	= 151.03125	mm	不良
* 2011/3/11 14:51	S236	復水器 ホットウェル 水位	= 151.03125	mm	不良
* 2011/3/11 14:51	C048	D/W クーラー戻り空気温度 A	= 55.87075806	°C	高
2011/3/11 14:51	F068	復水器 ホットウェル レベル C	= 151.96875	mm	正常
* 2011/3/11 14:51	C048	D/W クーラー戻り空気温度 A	= 58.28240204	°C	高高
* 2011/3/11 14:51	F068	復水器 ホットウェル レベル C	= 151.96875	mm	不良
2011/3/11 14:51	S236	復水器 ホットウェル 水位	= 151.96875	mm	正常
2011/3/11 14:51	C028	圧力抑制室 水位	= 34.0625	mm	正常
* 2011/3/11 14:51	S236	復水器 ホットウェル 水位	= 151.96875	mm	不良
* 2011/3/11 14:51	C028	圧力抑制室 水位	= -40	mm	低
2011/3/11 14:51	F068	復水器 ホットウェル レベル C	= 152.625	mm	正常
* 2011/3/11 14:51	F068	復水器 ホットウェル レベル C	= 152.8125	mm	不良
* 2011/3/11 14:51	P417	PLRポンプA 上部振動	= 155.2725067	μm	不良
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	D585	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	S236	復水器 ホットウェル 水位	= 152.625	mm	不良
* 2011/3/11 14:51	P418	PLRポンプB 上部振動	= 157.9199982	μm	不良
2011/3/11 14:51	D585	原子炉 水位高	= 正常		正常

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	
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 14:51	P417	PLRポンプA 上部振動	= 147.75	μm	正常
2011/3/11 14:51	P418	PLRポンプB 上部振動	= 139.0950012	μm	正常
* 2011/3/11 14:51	D574	タービン スラスト軸受 磨耗	= 異常		警報
2011/3/11 14:51	B036	主排気筒放射線モニタ 高レンジ	= -1.60100019	mSv/h	正常
* 2011/3/11 14:52	D585	原子炉 水位高	= 高		警報
2011/3/11 14:52	C028	圧力抑制室 水位	= 16.875	mm	正常
* 2011/3/11 14:52	P417	PLRポンプA 上部振動	= 172.3500061	μm	不良
* 2011/3/11 14:52	C028	圧力抑制室 水位	= -64.375	mm	低
2011/3/11 14:52	P417	PLRポンプA 上部振動	= 141.4275055	μm	正常
2011/3/11 14:52	D585	原子炉 水位高	= 正常		正常
* 2011/3/11 14:52	F097	復水脱塩塔出口圧力	= -0.0175	MPa	不良
* 2011/3/11 14:52	P417	PLRポンプA 上部振動	= 192.3825073	μm	不良
* 2011/3/11 14:52	P418	PLRポンプB 上部振動	= 162.2400055	μm	不良
2011/3/11 14:52	F097	復水脱塩塔出口圧力	= -0.0175	MPa	正常
2011/3/11 14:52	P418	PLRポンプB 上部振動	= 128.5724945	μm	正常
* 2011/3/11 14:52	D585	原子炉 水位高	= 高		警報
* 2011/3/11 14:52	P418	PLRポンプB 上部振動	= 188.8874969	μm	不良
2011/3/11 14:52	D585	原子炉 水位高	= 正常		正常
2011/3/11 14:52	C028	圧力抑制室 水位	= 20.3125	mm	正常
* 2011/3/11 14:52	D585	原子炉 水位高	= 高		警報
* 2011/3/11 14:52	C028	圧力抑制室 水位	= -64.6875	mm	低
2011/3/11 14:52	F068	復水器 ホットウェル レベル C	= 152.71875	mm	正常
* 2011/3/11 14:52	F068	復水器 ホットウェル レベル C	= 152.71875	mm	不良
2011/3/11 14:52	S236	復水器 ホットウェル 水位	= 152.71875	mm	正常
2011/3/11 14:52	C028	圧力抑制室 水位	= 32.1875	mm	正常
* 2011/3/11 14:52	S236	復水器 ホットウェル 水位	= 152.71875	mm	不良
* 2011/3/11 14:52	C028	圧力抑制室 水位	= -23.4375	mm	低
2011/3/11 14:52	C028	圧力抑制室 水位	= 26.5625	mm	正常
2011/3/11 14:52	D585	原子炉 水位高	= 正常		正常
* 2011/3/11 14:52	C028	圧力抑制室 水位	= -39.6875	mm	低
2011/3/11 14:52	F068	復水器 ホットウェル レベル C	= 152.90625	mm	正常
* 2011/3/11 14:52	F097	復水脱塩塔出口圧力	= -0.019375	MPa	不良
* 2011/3/11 14:52	D585	原子炉 水位高	= 高		警報
2011/3/11 14:52	C028	圧力抑制室 水位	= 24.375	mm	正常
2011/3/11 14:52	F097	復水脱塩塔出口圧力	= -0.016875001	MPa	正常
2011/3/11 14:52	S236	復水器 ホットウェル 水位	= 152.90625	mm	正常
* 2011/3/11 14:52	F068	復水器 ホットウェル レベル C	= 152.0625	mm	不良

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	
* 2011/3/11 15:01	F011	低圧タービン 入口 蒸気圧力 A1	= -0.019375	MPa	低
* 2011/3/11 15:01	S254	低圧タービン 入口 蒸気圧力 A	= -0.019375	MPa	不良
2011/3/11 15:01	S254	低圧タービン 入口 蒸気圧力 A	= -0.019375	MPa	正常
* 2011/3/11 15:01	F015	低圧タービン 入口 蒸気圧力 B2	= -0.019375	MPa	低
* 2011/3/11 15:01	F015	低圧タービン 入口 蒸気圧力 B2	= -0.018124999	MPa	不良
* 2011/3/11 15:01	F015	低圧タービン 入口 蒸気圧力 B2	= -0.018750001	MPa	低
2011/3/11 15:01	D628	逃し安全弁 F 開	= OFF		正常
2011/3/11 15:01	R734	S/R弁 F 全開	= OFF		正常
* 2011/3/11 15:01	F014	低圧タービン 入口 蒸気圧力 A2	= -0.019375	MPa	低
* 2011/3/11 15:01	F016	低圧タービン 入口 蒸気圧力 C2	= -0.019375	MPa	低
2011/3/11 15:01	F013	低圧タービン 入口 蒸気圧力 C1	= -0.019375	MPa	正常
2011/3/11 15:01	S256	低圧タービン 入口 蒸気圧力 C	= -0.019375	MPa	正常
2011/3/11 15:01	R706	RHSW Aポンプ遮断器	= リセット		正常
* 2011/3/11 15:01	F014	低圧タービン 入口 蒸気圧力 A2	= -0.019375	MPa	不良
* 2011/3/11 15:02	C048	D/W クーラー戻り空気温度 A	= 64.36700439	°C	高高
2011/3/11 15:02	F014	低圧タービン 入口 蒸気圧力 A2	= -0.019375	MPa	正常
* 2011/3/11 15:02	F013	低圧タービン 入口 蒸気圧力 C1	= -0.019375	MPa	不良
* 2011/3/11 15:02	F014	低圧タービン 入口 蒸気圧力 A2	= -0.018750001	MPa	低
* 2011/3/11 15:02	F013	低圧タービン 入口 蒸気圧力 C1	= -0.018750001	MPa	低
* 2011/3/11 15:02	D628	逃し安全弁 F 開	= ON		警報
2011/3/11 15:02	R734	S/R弁 F 全開	= ON		正常
2011/3/11 15:02	D628	逃し安全弁 F 開	= OFF		正常
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 15:02	D574	タービン スラスト軸受 磨耗	= 正常		正常
* 2011/3/11 15:03	D628	逃し安全弁 F 開	= ON		警報
2011/3/11 15:03	R734	S/R弁 F 全開	= ON		正常
* 2011/3/11 15:03	B024	RCIC 系統流量	= 29.90156174	l/s	不良
* 2011/3/11 15:03	P751	RCIC ポンプ吐出流量	= 30.82799912	l/s	不良
2011/3/11 15:03	D628	逃し安全弁 F 開	= OFF		正常
2011/3/11 15:03	B024	RCIC 系統流量	= 28.78593826	l/s	正常
2011/3/11 15:03	R734	S/R弁 F 全開	= OFF		正常
2011/3/11 15:03	P751	RCIC ポンプ吐出流量	= 28.91550064	l/s	正常
* 2011/3/11 15:03	D628	逃し安全弁 F 開	= ON		警報
2011/3/11 15:03	R734	S/R弁 F 全開	= ON		正常
* 2011/3/11 15:03	C048	D/W クーラー戻り空気温度 A	= 65.95617676	°C	L3高
2011/3/11 15:03	D628	逃し安全弁 F 開	= OFF		正常

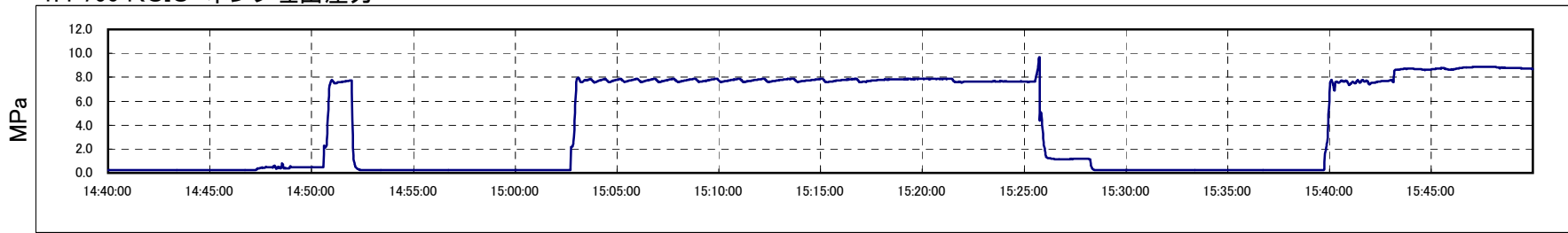
1F2プロセス計算機アラームプリンタ出力

時間	PID	名称	値	単位	
2011/3/11 15:25	P751	RCIC ポンプ吐出流量	= 28.81049919	l/s	正常
* 2011/3/11 15:26	C048	D/W クーラー戻り空気温度 A	= 64.43157196	°C	高高
* 2011/3/11 15:26	P417	PLRポンプA 上部振動	= 162.9600067	μm	不良
2011/3/11 15:26	P417	PLRポンプA 上部振動	= 119.0400009	μm	正常
* 2011/3/11 15:27	P417	PLRポンプA 上部振動	= 159.75	μm	不良
* 2011/3/11 15:27	P418	PLRポンプB 上部振動	= 193.0350037	μm	不良
* 2011/3/11 15:27	C048	D/W クーラー戻り空気温度 A	= 66.62258148	°C	L3高
2011/3/11 15:27	P417	PLRポンプA 上部振動	= 146.4524994	μm	正常
* 2011/3/11 15:27	P417	PLRポンプA 上部振動	= 162.9674988	μm	不良
2011/3/11 15:27	P418	PLRポンプB 上部振動	= 153.0599976	μm	正常
* 2011/3/11 15:27	P418	PLRポンプB 上部振動	= 156.0149994	μm	不良
2011/3/11 15:27	P418	PLRポンプB 上部振動	= 134.5274963	μm	正常
2011/3/11 15:27	P417	PLRポンプA 上部振動	= 143.8800049	μm	正常
* 2011/3/11 15:28	D628	逃し安全弁 F 開	= ON		警報
2011/3/11 15:28	R734	S/R弁 F 全開	= ON		正常
* 2011/3/11 15:28	C048	D/W クーラー戻り空気温度 A	= 64.43157196	°C	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	D628	逃し安全弁 F 開	= OFF		正常
* 2011/3/11 15:28	C004	原子炉 水位	= 1507.96875	mm	不良
* 2011/3/11 15:28	C074	原子炉水位 (狭帯域) A	= 1508.203125	mm	不良
* 2011/3/11 15:28	C075	原子炉水位 (狭帯域) B	= 1507.265625	mm	不良
2011/3/11 15:28	R734	S/R弁 F 全開	= OFF		正常
2011/3/11 15:28	C075	原子炉水位 (狭帯域) B	= 1509.609375	mm	正常
2011/3/11 15:28	C004	原子炉 水位	= 1502.34375	mm	正常
2011/3/11 15:28	C074	原子炉水位 (狭帯域) A	= 1501.640625	mm	正常
2011/3/11 15:28	D585	原子炉 水位高	= 正常		正常
* 2011/3/11 15:29	D628	逃し安全弁 F 開	= ON		警報
2011/3/11 15:29	R734	S/R弁 F 全開	= ON		正常
* 2011/3/11 15:29	D585	原子炉 水位高	= 高		警報
2011/3/11 15:29	D628	逃し安全弁 F 開	= OFF		正常
2011/3/11 15:29	R734	S/R弁 F 全開	= OFF		正常
2011/3/11 15:29	D585	原子炉 水位高	= 正常		正常
2011/3/11 15:29	A609	UV リレ27 PLR(A)-B1 動作	= ON		正常
2011/3/11 15:29	A610	UV リレ27 PLR(A)-B2 動作	= ON		正常
2011/3/11 15:29	A611	UV リレ27 PLR(B)-B1 動作	= ON		正常
2011/3/11 15:29	A612	UV リレ27 PLR(B)-B2 動作	= ON		正常
2011/3/11 15:29	D521	原子炉 水位 B	= 正常		正常
2011/3/11 15:29	D523	原子炉 水位 D	= 正常		正常

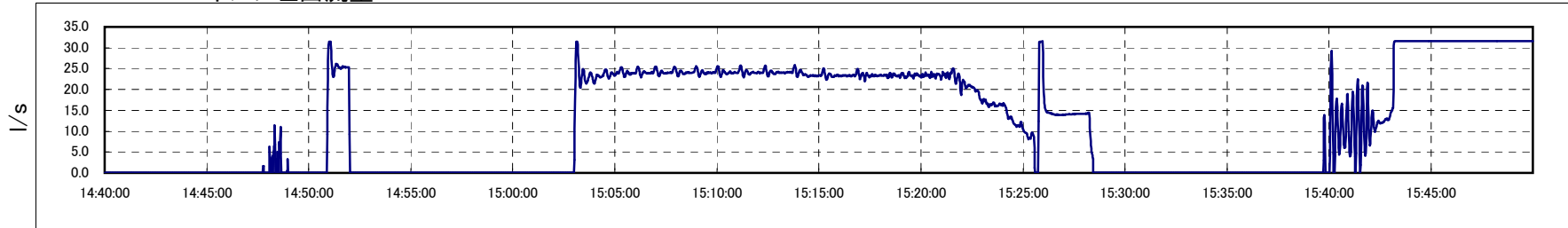
1F2プロセス計算機アラームプリンタ出力

時間	PID	名称	値	単位	
* 2011/3/11 15:39	T006	タービン グランドシール 蒸気圧力	= -0.644062459	kPa	低
* 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下限逸脱
2011/3/11 15:39	T006	タービン グランドシール 蒸気圧力	= -0.644062459	kPa	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	低
* 2011/3/11 15:39	T006	タービン グランドシール 蒸気圧力	= -0.644062459	kPa	RL下限逸脱
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	T006	タービン グランドシール 蒸気圧力	= -0.665531218	kPa	RL下限逸脱
* 2011/3/11 15:39	D519	原子炉 圧力 D	= 高域		警報
* 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	T006	タービン グランドシール 蒸気圧力	= -0.665531218	kPa	RL下限逸脱
* 2011/3/11 15:39	D517	原子炉 圧力 B	= 高域		警報
* 2011/3/11 15:39	T006	タービン グランドシール 蒸気圧力	= -0.644062459	kPa	低
* 2011/3/11 15:39	T006	タービン グランドシール 蒸気圧力	= -0.644062459	kPa	RL下限逸脱
2011/3/11 15:39	T006	タービン グランドシール 蒸気圧力	= -0.644062459	kPa	正常
* 2011/3/11 15:39	T006	タービン グランドシール 蒸気圧力	= -0.644062459	kPa	低
2011/3/11 15:39	T006	タービン グランドシール 蒸気圧力	= -0.644062459	kPa	正常
* 2011/3/11 15:39	T006	タービン グランドシール 蒸気圧力	= -0.644062459	kPa	RL下限逸脱
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	T006	タービン グランドシール 蒸気圧力	= -0.644062459	kPa	低
* 2011/3/11 15:39	T006	タービン グランドシール 蒸気圧力	= -0.644062459	kPa	RL下限逸脱
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	°C	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下限逸脱
2011/3/11 15:39	D672	発電機 モータリング トリップ	= OFF		正常
* 2011/3/11 15:39	T006	タービン グランドシール 蒸気圧力	= -0.622593701	kPa	低
2011/3/11 15:39	D583	所内電源 2A 喪失	= 正常		正常
2011/3/11 15:39	D592	6.9KV M/C 遮断器 2A-1B	= ON		正常
2011/3/11 15:39	D593	6.9KV M/C 遮断器 2A-3B	= ON		正常
* 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	T006	タービン グランドシール 蒸気圧力	= -0.665531218	kPa	RL下限逸脱
* 2011/3/11 15:39	D583	所内電源 2A 喪失	= トリップ		警報
2011/3/11 15:39	D592	6.9KV M/C 遮断器 2A-1B	= 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	低
2011/3/11 15:39	D593	6.9KV M/C 遮断器 2A-3B	= OFF		正常

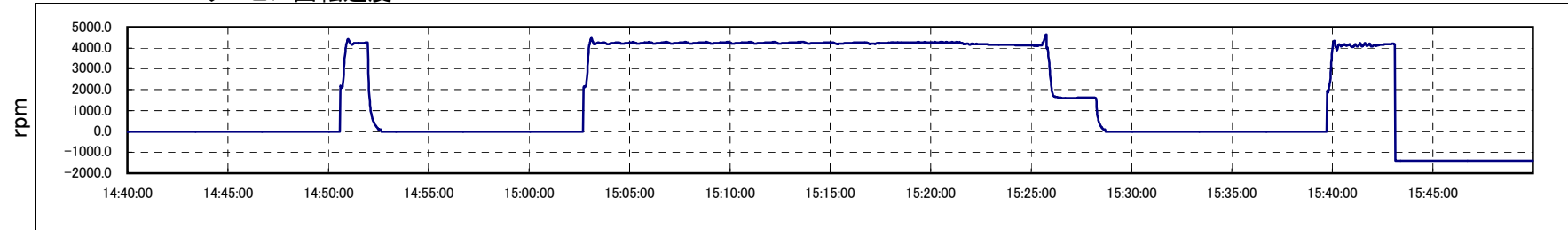
福島第一原子力発電所 2号機プロセス計算機履歴データ
 データ表示期間 2011年3月11日 14:40:00 ~ 2011年3月11日 15:50:00
 データ周期 1秒
 1. P750 RCIC ポンプ吐出圧力



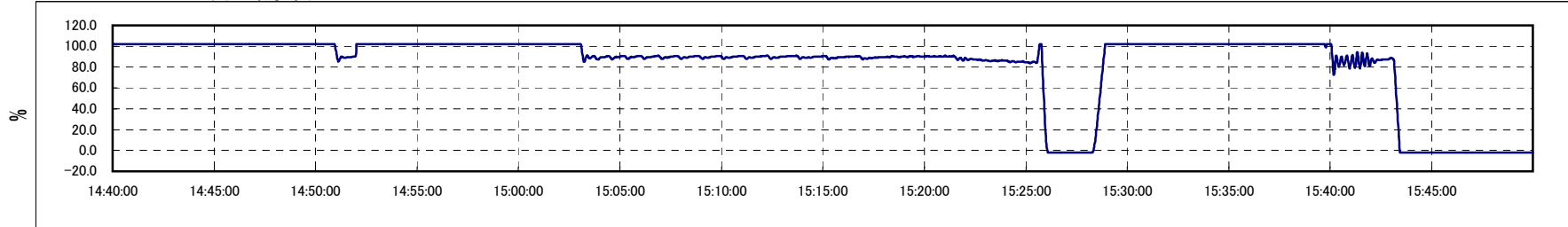
2. P751 RCIC ポンプ吐出流量



3. P752 RCIC タービン回転速度



4. P753 RCIC 流量調節計出力



1F-2-24

1F2 水位・圧力に関するパラメータ

【補註事項】
 各計測値については、地震やその他の事故進展の影響を受けて、通常の使用環境条件を踏まえているものもあり、正しく測定されていない可能性のある計測値も存在している。
 フラントの状況を確認するために、このような計測値の不確かさも考慮したうえで、複数の計測値から得られる情報を活用して変化の傾向にも留意して総合的に判断している。

日時	原子炉水位 (燃料域)(A) (mm)	原子炉水位 (燃料域)(B) (mm)	A系 原子炉圧 力 (MPa)	B系 原子炉 圧力 (MPa)	D/W圧力 (MPa abs)	S/C圧力 (MPa abs)	GAMS D/W(A) (Sv/h)	GAMS D/W(B) (Sv/h)	GAMS S/C(A) (Sv/h)	GAMS S/C(B) (Sv/h)	中央制御室 線量(mSv/h)	備考
2011/3/11 20:00												
2011/3/11 20:07			7.000									
2011/3/11 20:15												
2011/3/11 20:30												
2011/3/11 21:00												
2011/3/11 21:30												
2011/3/11 22:00	3400											
2011/3/11 22:10	3400											
2011/3/11 22:20	3400											
2011/3/11 22:30												
2011/3/11 22:35	3400											
2011/3/11 22:47	3400											
2011/3/11 23:05	3400											
2011/3/11 23:20	3500											
2011/3/11 23:25			6.300		0.141							D/W圧力 gageから absへ変換
2011/3/11 23:30	3500											
2011/3/11 23:50	3500											
2011/3/11 23:55	3500											
2011/3/12 0:00	3500											
2011/3/12 0:30												
2011/3/12 0:43	3500											
2011/3/12 1:00	3600											
2011/3/12 1:25	3600											
2011/3/12 1:30			5.300		0.151							D/W圧力 gageから absへ変換
2011/3/12 1:40	3600											
2011/3/12 1:55	3600											
2011/3/12 2:12	3600											
2011/3/12 2:30	3600											
2011/3/12 2:50	3700		5.800									
2011/3/12 2:55												
2011/3/12 3:05	3700											
2011/3/12 3:15					0.161							D/W圧力 gageから absへ変換
2011/3/12 3:30	3700											
2011/3/12 3:40												
2011/3/12 3:55	3700											
2011/3/12 4:19	3700											
2011/3/12 4:35	3700											

1F-2-25

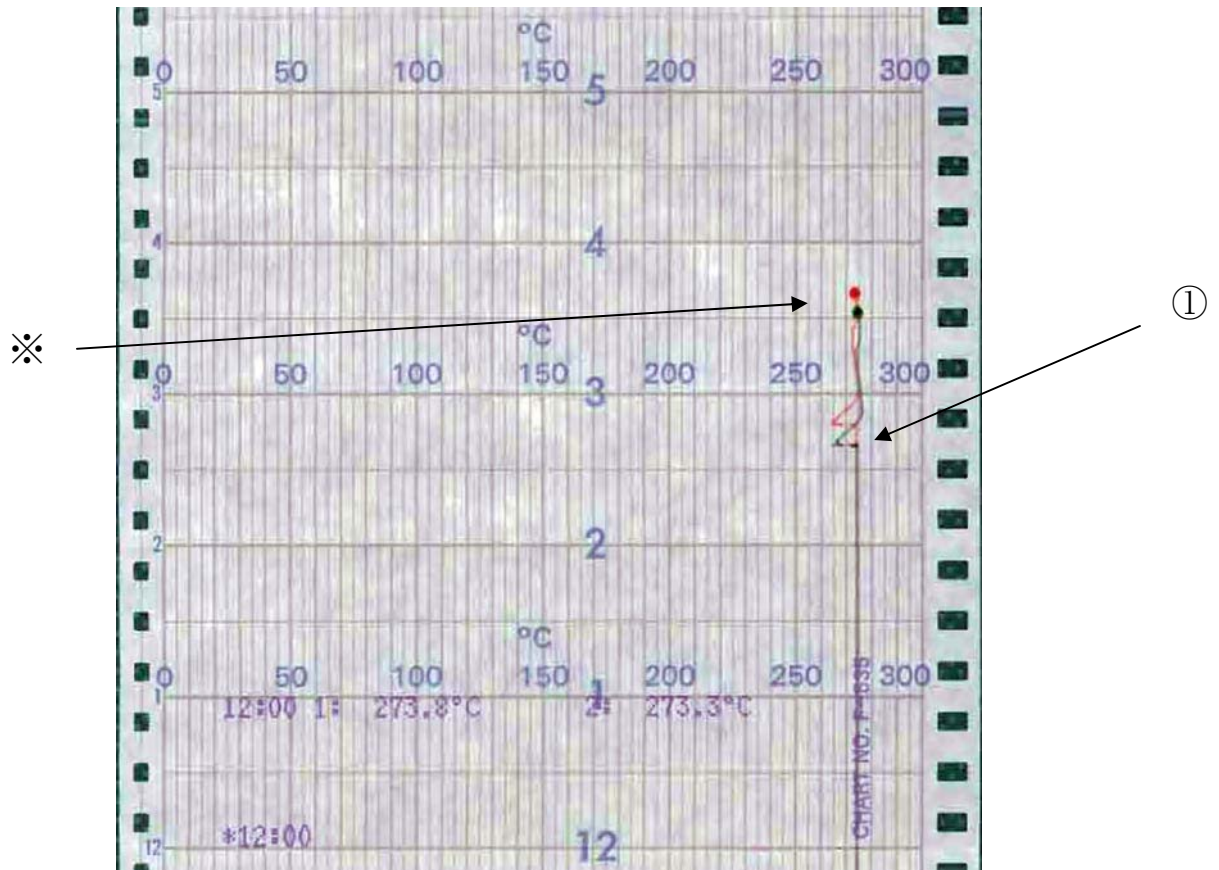
1F2 水位・圧力に関するパラメータ

【重要事項】
 各計測機については、地震やその他の事業進展の影響を受けて、器外の使用環境条件を加えているものもあり、正しく測定されていない可能性のある計測器も存在している。
 プラントの状況を確認するために、このような計測の不確かさも考慮したうえで、複数の計測器から得られる情報を活用して変化の傾向にも着目して厳密に判断している。

日時	原子炉水位 (燃料域)(A) (mm)	原子炉水位 (燃料域)(B) (mm)	A系 原子炉圧 力 (MPa)	B系 原子炉 圧力 (MPa)	D/W圧力 (MPa abs)	S/C圧力 (MPa abs)	GAMS D/W(A) (Sv/h)	GAMS D/W(B) (Sv/h)	GAMS S/C(A) (Sv/h)	GAMS S/C(B) (Sv/h)	中央制御室 線量(mSv/h)	備考
2011/3/14 9:45	3800	3800	5.445		0.460		1.00E-03		1.20E-02			
2011/3/14 10:00	3800	3850	5.490		0.460	0.480	1.00E-03		1.15E-02			
2011/3/14 10:15							1.00E-03		9.70E-03			
2011/3/14 10:30	3800	3850	5.548		0.460	0.481	1.00E-03		9.50E-03			
2011/3/14 11:30	3400	3400	6.008		0.460	0.485	1.00E-03		1.20E-02			
2011/3/14 12:00	3400	3400	6.008		0.460	0.485	1.00E-03		1.20E-02			
2011/3/14 12:30	2950	3000	6.188		0.465	0.485	1.00E-03		1.10E-02			
2011/3/14 13:00	2500	2500	7.065									
2011/3/14 13:10	2500	2500	7.065		0.465							
2011/3/14 13:24	2400	2400	7.470		0.465							
2011/3/14 13:30			7.458									
2011/3/14 13:40	2250	2250										
2011/3/14 13:45	2200	2200	7.225		0.460							
2011/3/14 14:00	2000	2000	7.639		0.460							
2011/3/14 14:10	1850	1850	7.392		0.460							
2011/3/14 14:20	1650	1650			0.455							
2011/3/14 14:27	1650	1650			0.455							
2011/3/14 14:40	1550	1550	7.425		0.450		1.00E-03		1.30E-02			
2011/3/14 14:50	1250	1250	7.470		0.445							
2011/3/14 15:00	1200	1200	7.392		0.440		1.00E-03		1.30E-02			
2011/3/14 15:15	1100	1100	7.302		0.440		1.08E-03		1.03E-02			
2011/3/14 15:30	900	900	7.020		0.430							
2011/3/14 15:40	700	700	7.070		0.430							
2011/3/14 15:50	600	600	7.425		0.420							
2011/3/14 16:00	300	300	7.448		0.420							
2011/3/14 16:10	100	100	7.448		0.420							
2011/3/14 16:20	0	0	6.998		0.420							
2011/3/14 16:34			6.998									
2011/3/14 16:38			7.403									
2011/3/14 16:39			7.425									
2011/3/14 16:43	-300											
2011/3/14 16:57	-520				0.400							
2011/3/14 17:12	-800		7.403									
2011/3/14 17:14	-850		7.403									
2011/3/14 17:16	-950		6.975									
2011/3/14 17:17	-1000											
2011/3/14 17:20			7.290									
2011/3/14 17:24			7.358		0.400							



【2号 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。

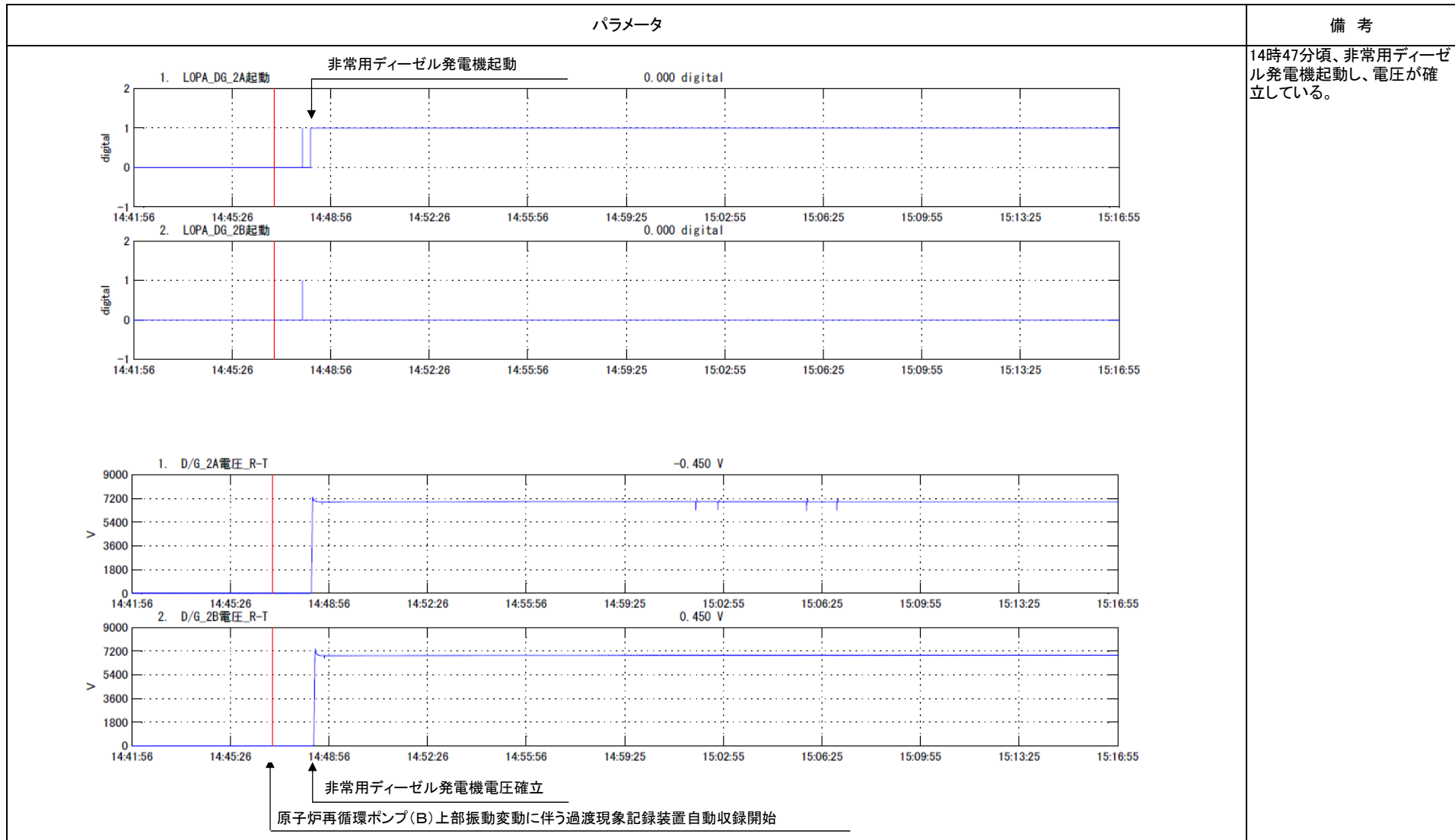


図-2(1) 福島第一・2号機 過渡現象記録装置 データ

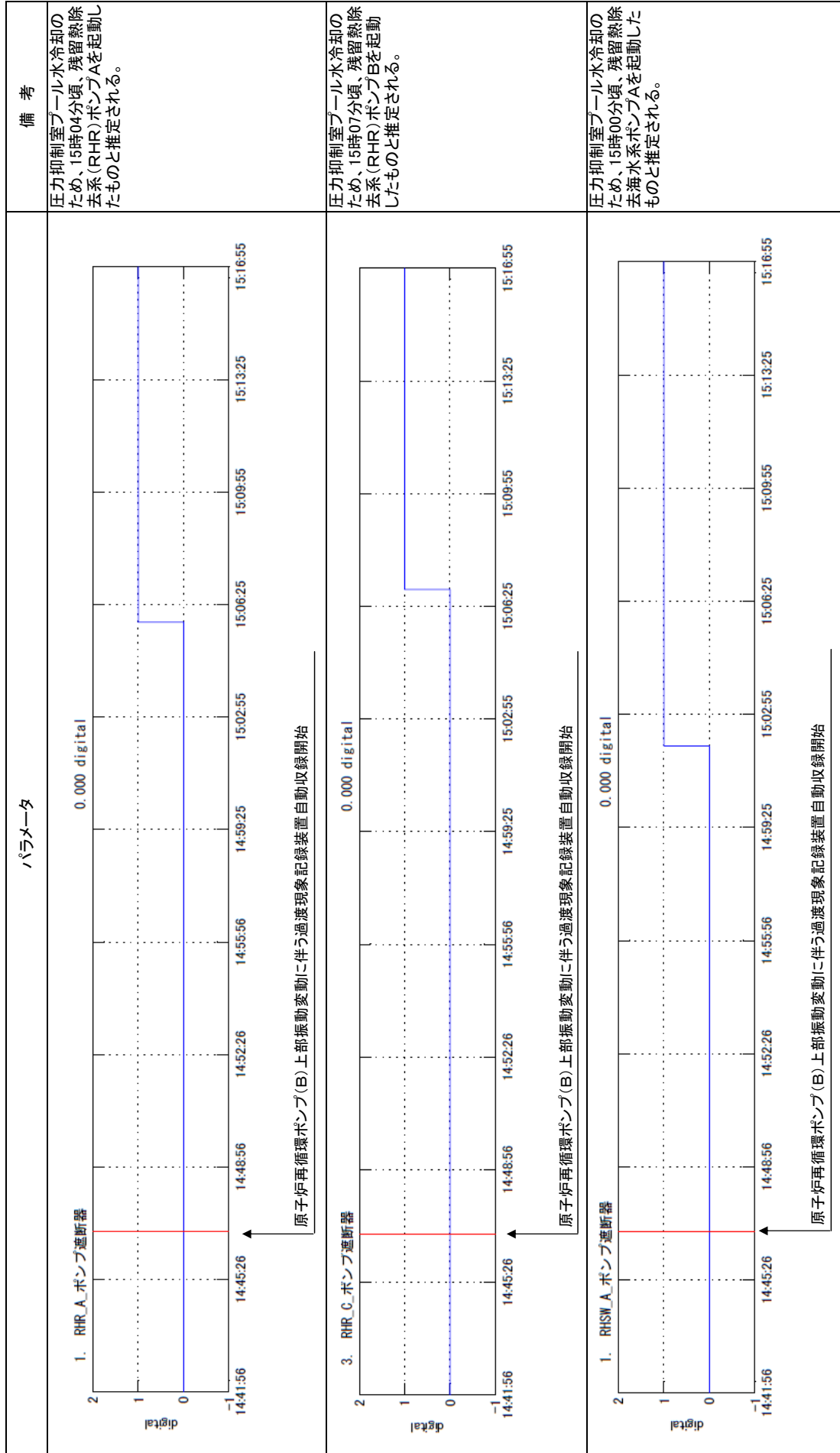


図-2(1) 福島第一・2号機 過渡現象記録装置 データ

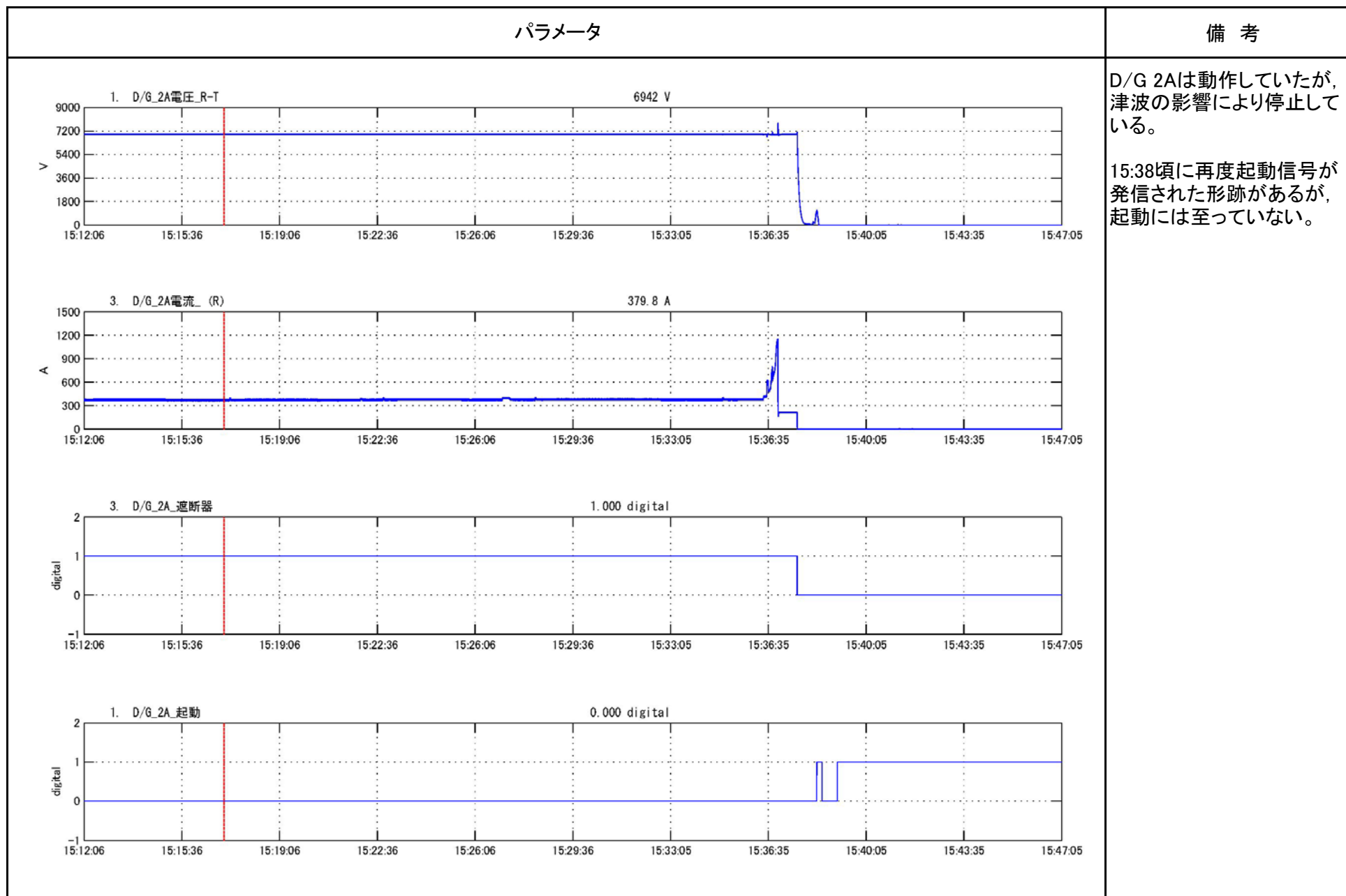


図-2(2) 福島第一・2号機 過渡現象記録装置 データ

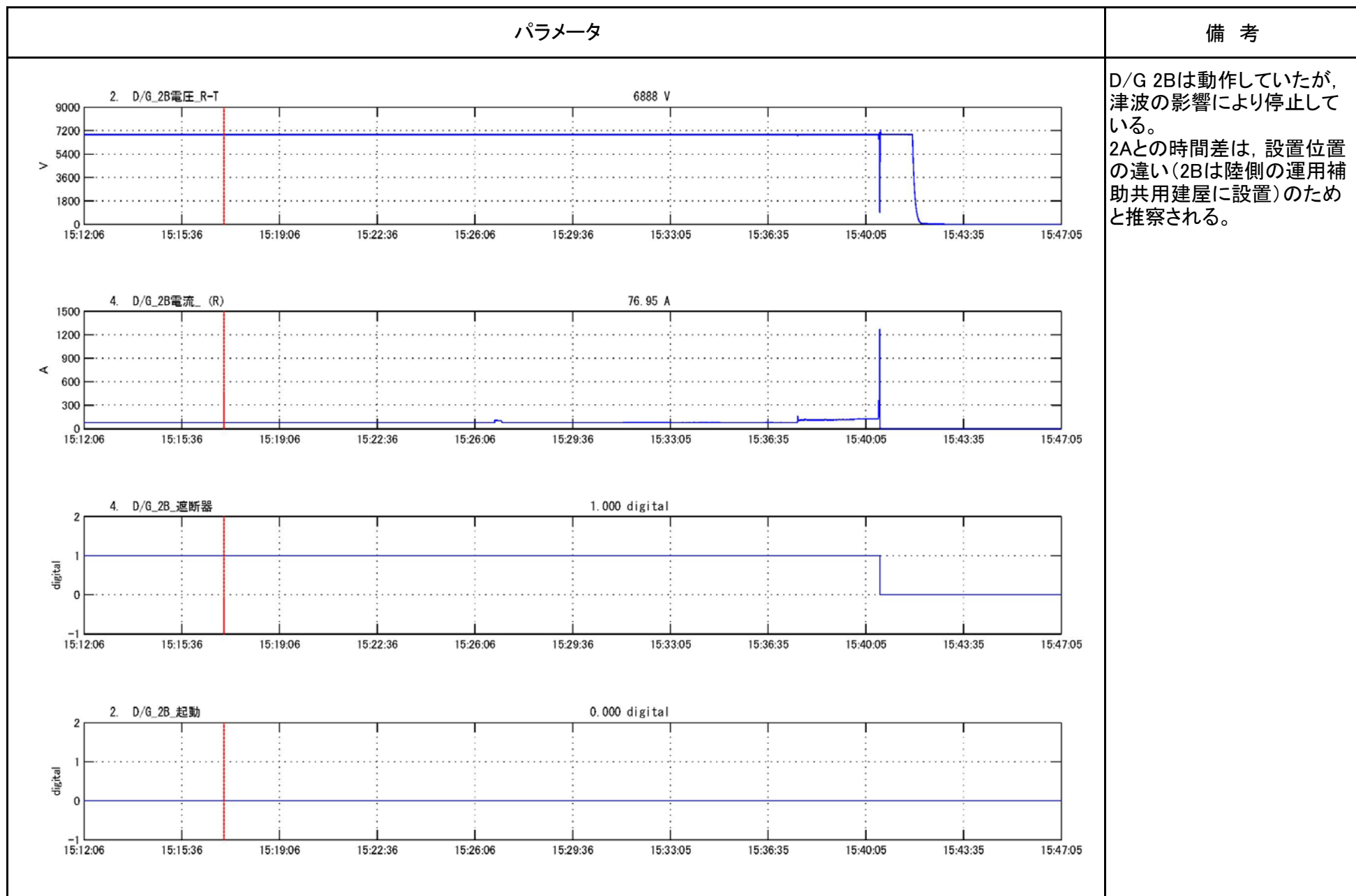
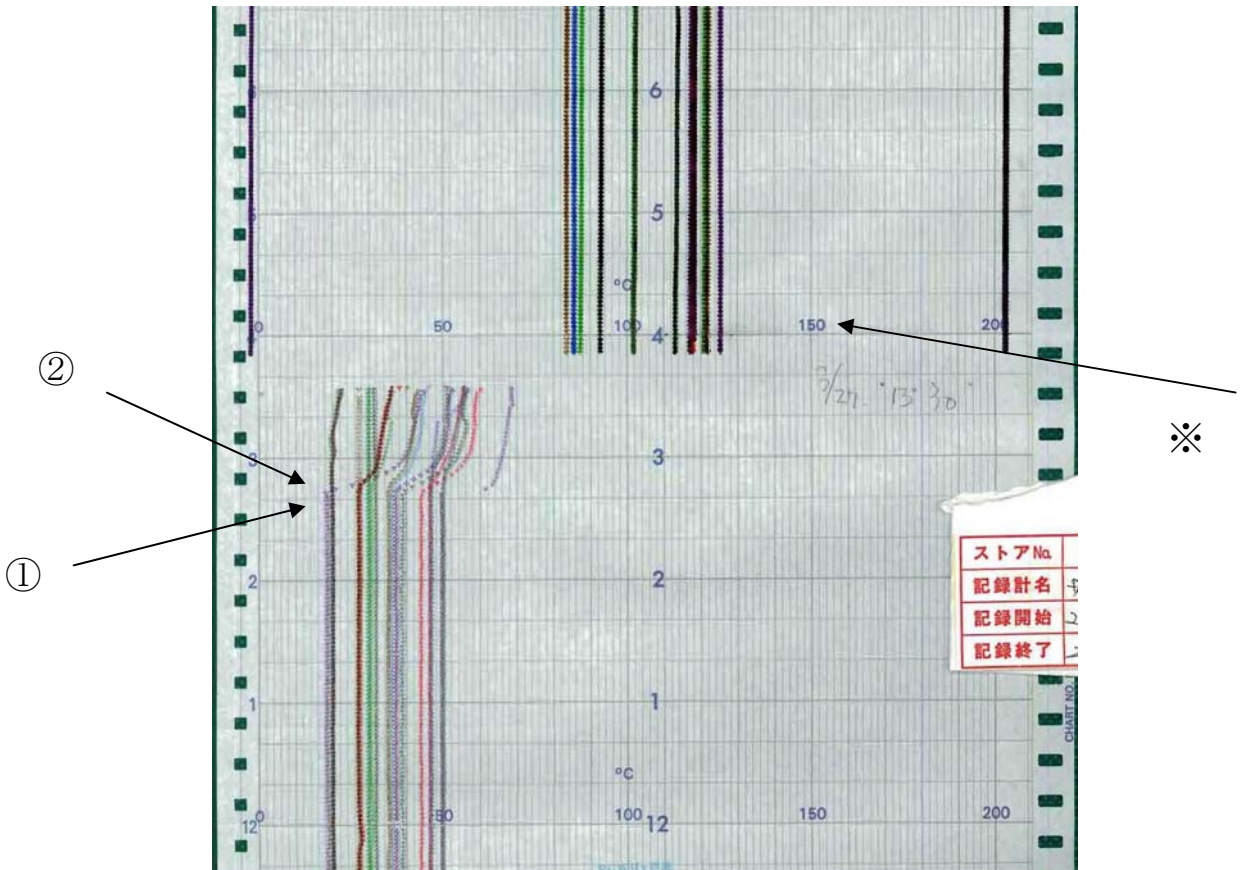


図-2(2) 福島第一・2号機 過渡現象記録装置 データ

【 2号－7 原子炉格納容器内各部温度】



TRS-16-115 測定箇所 Object of Measurement		設定値 Set Point
● 1	戻り空気ドライフェルクーラHVH-16A	66.0°C
● 2	戻り空気ドライフェルクーラHVH-16B	66.0°C
○ 3	戻り空気ドライフェルクーラHVH-16C	66.0°C
○ 4	戻り空気ドライフェルクーラHVH-16D	66.0°C
● 5	戻り空気ドライフェルクーラHVH-16E	66.0°C
+	供給空気ドライフェルクーラHVH-16A	66.0°C
Y	供給空気ドライフェルクーラHVH-16B	66.0°C
Y	供給空気ドライフェルクーラHVH-16C	66.0°C
● 9	供給空気ドライフェルクーラHVH-16D	66.0°C
● 10	供給空気ドライフェルクーラHVH-16E	66.0°C
○ 11	原子炉圧力容器ベロ-シールエリア	66.0°C
○ 12	原子炉圧力容器ベロ-シールエリア	66.0°C
+	原子炉圧力容器ベロ-シールエリア	66.0°C
+	原子炉圧力容器ベロ-シールエリア	66.0°C
Y	原子炉圧力容器ベロ-シールエリア	66.0°C
Y	圧力抑制室ガス温度	65.5°C
● 17	圧力抑制室ガス温度	65.5°C
● 18	圧力抑制室ガス温度	65.5°C
○ 19	圧力抑制室ガス温度	65.5°C
○ 20	予 備	—
+	電気ベネトレーション温度	—
+	電気ベネトレーション温度	—
Y	電気ベネトレーション温度	—
Y	電気ベネトレーション温度	—

- 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分過ぎに津波が到来により記録計電源が喪失し記録計が一旦停止。3月27日13時30分に記録計電源復旧に伴い記録再開。

4. 3号機データ分析概略説明

(1) プラントデータ

3号機で回収されたデータによるプラントの挙動について、次頁以降に示す。

3号機のチャートは、地震時、津波襲来時のデータを記録しているが、津波による浸水の影響と思われる電源の喪失や信号自体の喪失により、ある一定時間動作後停止している。警報発生装置は、スクラム発生直後約3時間30分間の記録を出力したのち印字を停止している。当直員による記録である運転日誌についても、地震等の事象が発生する以前の記録は残されているが、事象発生以降は停電の影響や、事態が収束せず、過酷な条件下でその対応に迫られたため、未確定部分が存在するなど、完全な形では残されていない。3号機の過渡現象記録装置は、ハードディスク等を取り外す等の措置が出来なかったために、他号機に比べて時間を要したが仮設の電源を入れることで過渡現象記録装置のデータを回収した。

(2) プラント挙動

- ① 3号機は平成23年3月11日14時46分に発生した地震以前のデータに特に問題はなく、定格熱出力にて運転をしていた。当直長引継日誌によれば、地震発生前の当直の確認では使用済燃料プール水位は満水（オーバーフロー水位付近）、プール水温は25℃であり問題ないレベルであった。

(添付資料-3-1~4)

- ② 3号機は同日14時47分地震によりスクラム動作している。
- ③ 同日14時47分制御棒は全て挿入されている。
- ④ 原子炉スクラム直後、平均出力領域モニタ（APRM）の指示値は急減しており、確実に出力低下の正常動作をしていることが見てとれる。

(添付資料-3-5~7)

- ⑤ 原子炉水位の変動を確認すると、スクラム直後はボイドがつぶれることで原子炉水位は若干低下するが、非常用炉心冷却系の自動起動レベル（炉心スプレイ系及び残留熱除去系についてはL-1、高圧注水系についてはL-2）に至ることなく回復した。その後、主蒸気逃し安全弁の開閉、原子炉隔離時冷却系の起動・停止等に伴う変動がみられるものの、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、安定的に推移している。
- ⑥ 原子炉圧力もスクラム直後は出力低下の影響で一旦減少するが、同日14時48分に主蒸気隔離弁が閉鎖したことにより原子炉内の圧力が上昇する。
- ⑦ 原子炉圧力の上昇に対して、主蒸気逃し安全弁の開閉により安定的に圧力が制御されている。

(添付資料-3-8~11)

- ⑧ 警報発生記録データにおいて、主蒸気隔離弁閉鎖に前後して主蒸気配管の破断等に関連する隔離信号が打ち出されている。しかし、過渡現象記録装置に記録されている主蒸気流量の記録では、主蒸気隔離弁の閉止により主蒸気流量は0（ゼロ）となっており、その過程において配管破断による蒸気流量の増大等は見られていない。このことから、主蒸気配管の破断等に関連する警

報は、地震による外部電源の喪失により計器電源が失われ、フェールセーフで閉鎖信号が発されたものとする。

(添付資料-3-12~13)

- ⑨ 地震後のスクラム、主蒸気隔離弁閉止及び主蒸気逃し安全弁の開閉に伴い水位が過渡的に変動するなか、外部電源喪失による原子炉隔離時（主蒸気隔離弁閉時）の対応手順書に従い、同日 15 時 05 分^{注2)}、原子炉隔離時冷却系が手動起動され水位が上昇した。15 時 25 分に原子炉水位高となり原子炉隔離時冷却系が自動停止した。原子炉隔離時冷却系が停止したことによって水位が低下したが、同日 16 時 03 分に原子炉隔離時冷却系が手動で起動された。これらの起動、停止は、地震に伴い作動した警報発生記録及び過渡現象記録装置データ等に記録されている。

(添付資料-3-14~15)

- ⑩ 記録計チャートによれば、原子炉圧力は、3 月 12 日 12 時頃まで 7MPa 程度（通常運転時の圧力レベル）でほぼ一定に推移し、その後、大きく変化する様子（6 時間程度かけ 6MPa 程度低下する挙動）が示されている。このことから、3 月 12 日 12 時頃まで原子炉隔離時冷却系の継続的な運転と同時刻頃に機器の運転状態等に何らかの変化があったと考える。第 15 条-22 報に付されたプラント関連パラメータ（12:55 現在）に、原子炉隔離時冷却系等の運転状況について、原因は明らかでないが 3 月 12 日 11 時 36 分に停止したこと、また、高圧注水系の運転状況について、同日 12 時 35 分に水位低により起動したことが報告されている。

(添付資料-3-9)

- ⑪ 高圧注水系は、その後、原子炉圧力が低下したため、3 月 13 日 2 時 42 分に停止し、その後は直流電源の喪失（枯渇）により動作不能となったと考える。その後、同日 9 時 25 分に消火系ラインからホウ酸を含む淡水注入を開始した。

(添付資料-3-15)

- ⑫ 原子炉圧力は 3 月 12 日 19 時頃より 1MPa 程度で安定的に推移した後、3 月 13 日午前 2 時頃から 2 時間ほど掛け再度 7MPa 程度に上昇している。その圧力が暫く保持された後、同日午前 9 時頃より数 MPa 程度への急激な減圧が見られる。これらの挙動については、原因の特定に至っていない。
- ⑬ 既述のとおり、原子炉スクラム直後、主蒸気隔離弁が閉止して原子炉が隔離したことから、原子炉の蒸気で駆動される原子炉隔離時冷却系が地震後の早い段階から原子炉への注水手段として活用された。原子炉隔離時冷却系が機能を停止した以降は高圧注水系が活用された。
- ⑭ また、原子炉圧力については、崩壊熱により原子炉圧力が上昇する場合は、主蒸気逃し安全弁の開閉により過大な原子炉圧力が生じないように制御された。
- ⑮ 原子炉水温（PLR ポンプ入口温度）については、急激な温度変化を避ける観点から、その変化率を 55°C/時以下とするよう保安規定等に定められている。チャートで確認されるとおり原子炉水温は地震後津波到来による記録停止までの約 1 時間で数十°C 程度変化しただけで安定している。

(添付資料-3-16)

- ⑯ 一方、地震により外部電源を喪失したため、同日 14 時 48 分頃ディーゼル発電機 2 台が起動しているが、正常に電圧確立しており、必要な電力は確保されたものとする。

(添付資料－ 3 － 17)

- ⑰ 原子炉スクラム以降、計器電源喪失に至るまでの格納容器空調系の温度変化を見ると、温度勾配は緩やかで数十℃の温度上昇で飽和する傾向が見られ、この時点で格納容器内での配管破断等に起因する急激な温度変化は認められていない。また、原子炉圧力は逃し安全弁等により制御され、7MPa 程度の圧力が維持できており、破断はなかったものとする。

(添付資料－ 3 － 9、10、18)

- ⑱ 非常用炉心冷却設備については、地震以降から全交流電源喪失に至るまで、原子炉水位が非常用炉心冷却系の自動起動レベルまで低下していないこと等から、手動起動を含めて作動の記録は確認されていない。地震後に外部電源が失われたため、燃料プール冷却浄化系も運転を停止したが、非常用ディーゼル発電機が起動した。非常用ディーゼル発電機から給電される残留熱除去系ポンプを使ったプール冷却については、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。

- ⑲ 当直長引継日誌では、15 時 38 分に所内電源喪失と記載されている。

- ⑳ 全交流電源喪失以降、非常用炉心冷却設備である残留熱除去系ポンプ、炉心スプレイポンプは駆動電源がなく動作出来なくなったと考える。また、高圧注水系の作動については前述のとおりである。

(別紙－ 2)

- ㉑ 排気筒放射線モニタについては、原子炉スクラム以降、記録を終了するまでの間安定した値を示しており、異常は認められない。翌日午前 5 時頃より一時的に緩やかな指示上昇が見られるが、このような傾向は 5 号機においても確認されること、3 号機においては同時刻頃も原子炉水位は燃料冠水レベル以上に維持されていたと考えられることから、他号機による構内の線量上昇の影響を受けた指示の上昇と考える。

(添付資料－ 3 － 19)

注 2) 本時刻は警報発生記録をもとにしたもの。運転日誌類では同日 15 時 06 分（平成 23 年 5 月 16 日提出報告、7「各種操作実績取り纏め」記載時刻）である。分析と評価により原子炉隔離時冷却系起動時刻を 15 時 05 分とした。

様式-1

福島第一原子力発電所 3・4号機

当直長引継日誌 (1/3)

当直長引継日誌

平成 23年 3月 11日 金曜日 8時 30分 2直 E班				[確認] 次直 当直長	[確認] 原子炉主 任技術者
出勤	9名(直員) 一名(研修指導員) 1名(研修生)	適用する 組織表No.	休務 代務	[作成・承認] 当直長	なし
		172	-		
3号機	発電機出力	792MWe	原子炉の状態	(運転)・起動・高温停止・冷温停止・燃料交換	
4号機	発電機出力	0MWe	原子炉の状態	運転・起動・高温停止・冷温停止 (燃料交換)	
記 事					
3号機					
1. 運転状況					
(1) 原子炉定格熱出力一定運転中					
(2) M. COND B/W 04:01~04:53					
2. 保安規定の遵守状況					
異常なし					
3. 定例試験					
なし					
4. 作業依頼・不適合					
なし					
5. 廃棄物処理設備の状況					
特記事項なし					

プラント主要パラメータを打出したBOPタイパー サンプル

3号機 BOPログ

発電所コード	号機コード	データ採取日	データ採取時間	原子炉APRM平均(%)	原子炉熱出力(MW)	原子炉給水熱出力(MW)	原子炉圧力(MPa)
1F	3	2011/03/11	01	100.78674	2376	2369.009	6.9302397
1F	3	2011/03/11	02	100.83188	2377	2370.5005	6.9297628
1F	3	2011/03/11	03	100.83517	2377	2370.2336	6.9309359
1F	3	2011/03/11	04	100.83765	2376	2371.1733	6.930316
1F	3	2011/03/11	05	100.758	2379	2370.1216	6.9305515
1F	3	2011/03/11	06	100.83096	2377	2369.825	6.930707
1F	3	2011/03/11	07	100.82327	2379	2372.373	6.9303083
1F	3	2011/03/11	08	100.84515	2378	2371.353	6.9307003
1F	3	2011/03/11	09	100.82776	2379	2371.6863	6.9304714
1F	3	2011/03/11	10	100.79526	2379	2371.7354	6.9311762
1F	3	2011/03/11	11	100.83609	2379	2371.6611	6.9313278
1F	3	2011/03/11	12	100.82227	2379	2372.4543	6.9301624
1F	3	2011/03/11	13	100.77017	2378	2372.144	6.932498
1F	3	2011/03/11	14	100.82556	2379	2371.6863	6.9316416
1F	3	2011/03/11	15	4.1637859	0	7.2241659	7.2241659
1F	3	2011/03/11	16	4.9337463	0	7.3243408	7.3243408
1F	3	2011/03/11	17	3.1179571	0	7.2587996	7.2587996
1F	3	2011/03/11	18	1.2585564	0	7.2444296	7.2444296
1F	3	2011/03/11	19	0	0	7.1974716	7.1974716
1F	3	2011/03/11	20				
1F	3	2011/03/11	21				
1F	3	2011/03/11	22				
1F	3	2011/03/11	23				
1F	3	2011/03/11	24				

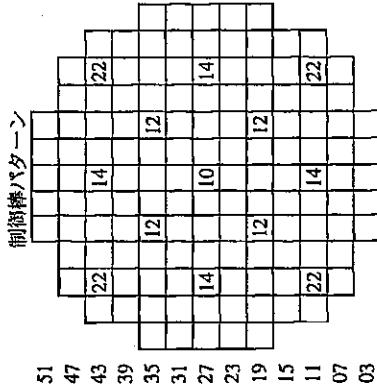
3号機 第24 回定期検査総合性能検査記録より
 制限値()、過去データ(~)がある
 パラメータについて表記。

99~101 2381 2381 7.03

プラントデータ/炉心主要データ

発電機出力	792.8 MW (101.13 %)	原子炉圧力	7.033 MPa	固有値	1.00346
原子炉熱出力	2378.1 MW (99.88 %)	炉心平均圧力	7.128 MPa	ゼノン反転度	0.02517 Δk
炉水流速	4408.0 t/h (99.57 %)	支持板差圧	0.1170 MPa	相対ゼノン濃度	0.96216
炉心流量	31205.0 t/h (93.71 %)	炉心圧損計算値	0.1530 MPa	相対ヨウ素濃度	0.99860
炉心流量判定	1	原子炉水位	1160 mm	径方向分布指標	1.07461
・シエツトポンプ	31205.0 t/h (93.71 %)	入口エンタルピー	1211.57 kJ/kg	軸方向分布指標	0.59227
・ヒートランクス	30936.0 t/h (92.90 %)	入口サブクーリング	62.39 kJ/kg	収束計算指標	0.00006
・再循環流量法	32242.8 t/h (96.83 %)	制御棒密度	6.42 %	収束計算回数	1
・支持板差圧法	31247.8 t/h (93.84 %)	最大出口クオリティ	25.46 %	制御棒対称性	1 / 8 対称
再循環ポンプ流量	14832.5 t/h (95.69 %)	平均出口クオリティ	16.80 %	炉心対称性	0 個
再循環ポンプ速度(A)	(88.53 %)	平均ポイド率	44.13 %	炉心計算領域	全炉心
再循環ポンプ速度(B)	(88.51 %)	平均熱流束	45.34 W/cm ²	L P R M学習	0 個
平均発電機出力	792.8 MW (101.12 %)	平均出力密度	50.38 kW/l	運転流量曲線	104.65 %
平均原子炉熱出力	2378.8 MW (99.91 %)	ファイル名	p1_20110311140000_lprm.wrap		

データ日時	2011年 03月 11日	No.14
制御棒パターン	14時 00分	
プロセステータ	注意項目	0個
制御棒データ	代替位置	0個
LPRMデータ	範囲外位置	0個
LPRMデータ	注意位置 a	0個
BASE更新必要位置	b	0個
データ範囲外センサー		0個



02 06 10 14 18 22 26 30 34 38 42 46 50

APRMデータ/円筒領域分布データ

位置	1	2	3	4	5	6	7	8	9
APRM読み (%)	100.84	100.94	101.00	101.09	100.97	101.06			
APRMゲイン校正係数	0.990	0.990	0.989	0.988	0.989	0.988			
円筒領域相対出力分布	0.862	1.204	1.238	1.132	1.146	1.044	0.701		
円筒領域相対燃焼速度分布	1.334	1.079	0.907	0.985	1.009	0.910	1.080		

燃料燃焼速度データ

データ項目	(MWd/l)	(X-Y-Z)	バンドル名	出力分布ピーキングデータ
サイクル燃焼度	4244.9			係数 (X-Y-Z)
炉心平均燃焼度	21812.0			軸方向ピーキング 1.454 05
最大バンドル燃焼度	42244	43-06	F3AA030	径方向ピーキング 1.369 39-36
最大ノード燃焼度	51094	43-06-11	F3AA030	クロスピーキング 2.216 39-36-04
				トータルピーキング 2.615 39-36-04

熱的制限値データ(対称位置を除く上位5個)

線出力比の番号	1	2	3	4	5	熱的制限値データ(燃料分類)
線出力比制限比	0.882	0.879	0.876	0.871	0.867	STEP3A MOX
・限界出力比	1.463	1.468	1.473	1.481	1.488	0.882 0.738
・径方向ピーキング	1.361	1.369	1.364	1.333	1.339	1.463 1.734
・チャネル流量配分	0.979	0.974	0.977	0.988	0.986	1.361 1.201
・R因子	1.025	1.021	1.021	1.030	1.026	0.979 1.040
・バンドル燃焼(X-Y)	19-24	39-36	17-14	25-22	23-20	1.025 0.998
・バンドル名	F3AD108	F3AE026	F3AE024	F3AD100	F3AD104	19-24 17-22
						F3AD108 UMF0004

線出力密度の番号

線出力密度制限比	1	2	3	4	5	線出力密度
線出力密度制限比	0.927	0.910	0.903	0.896	0.880	STEP3A MOX
・トータルピーキング	40.78	40.01	39.72	39.37	38.68	0.903 0.927
・径方向ピーキング	2.177	2.136	2.615	2.102	2.547	39.72 40.78
・軸方向ピーキング	1.201	1.193	1.369	1.364	1.201	2.615 2.177
・局所ピーキング	1.469	1.466	1.618	1.420	1.575	1.369 1.201
・ノード燃焼(X-Y-Z)	1.234	1.221	1.180	1.241	1.185	1.618 1.469
・バンドル名	17-22-04	37-34-04	39-36-04	21-18-04	17-14-04	1.180 1.234
	UMF0004	UMF0014	F3AE026	UMF0008	F3AE024	39-36-04 17-22-04
						F3AE026 UMF0004

炉心平均軸方向相対分布	Z	出力	燃焼度	ポイド率
24	0.128	0.156	0.706	
23	0.244	0.255	0.704	
22	0.666	0.772	0.698	
21	0.774	0.892	0.688	
20	0.888	1.030	0.676	
19	0.962	1.120	0.661	
18	0.979	1.151	0.646	
17	0.956	1.132	0.630	
16	0.986	1.169	0.611	
15	1.050	1.116	0.590	
14	1.062	1.126	0.565	
13	1.090	1.156	0.538	
12	1.128	1.187	0.508	
11	1.155	1.195	0.474	
10	1.164	1.182	0.435	
09	1.207	1.196	0.392	
08	1.253	1.199	0.341	
07	1.282	1.168	0.284	
06	1.382	1.197	0.217	
05	1.454	1.198	0.142	
04	1.448	1.139	0.069	
03	1.323	1.003	0.017	
02	1.100	0.804	0.000	
01	0.318	0.231	0.000	

補正後LPRM読み(mm)	Z	出力	燃焼度	ポイド率
24	31	32	28	18
40	46	41	43	29
43	60	53	56	23
48	80	62	80	20
35	35	37	40	28
48	43	50	48	43
38	59	52	62	58
45	86	70	87	82
25	37	38	40	37
37	47	50	47	51
50	58	62	59	63
66	76	85	80	87
22	37	42	38	34
36	50	49	50	44
49	60	59	63	53
69	85	78	87	80
31	36	38	34	24
47	50	48	48	37
55	61	58	59	41
68	86	76	89	49

様式-1

福島第一原子力発電所 3・4号機

当直長引継日誌 (1/3)

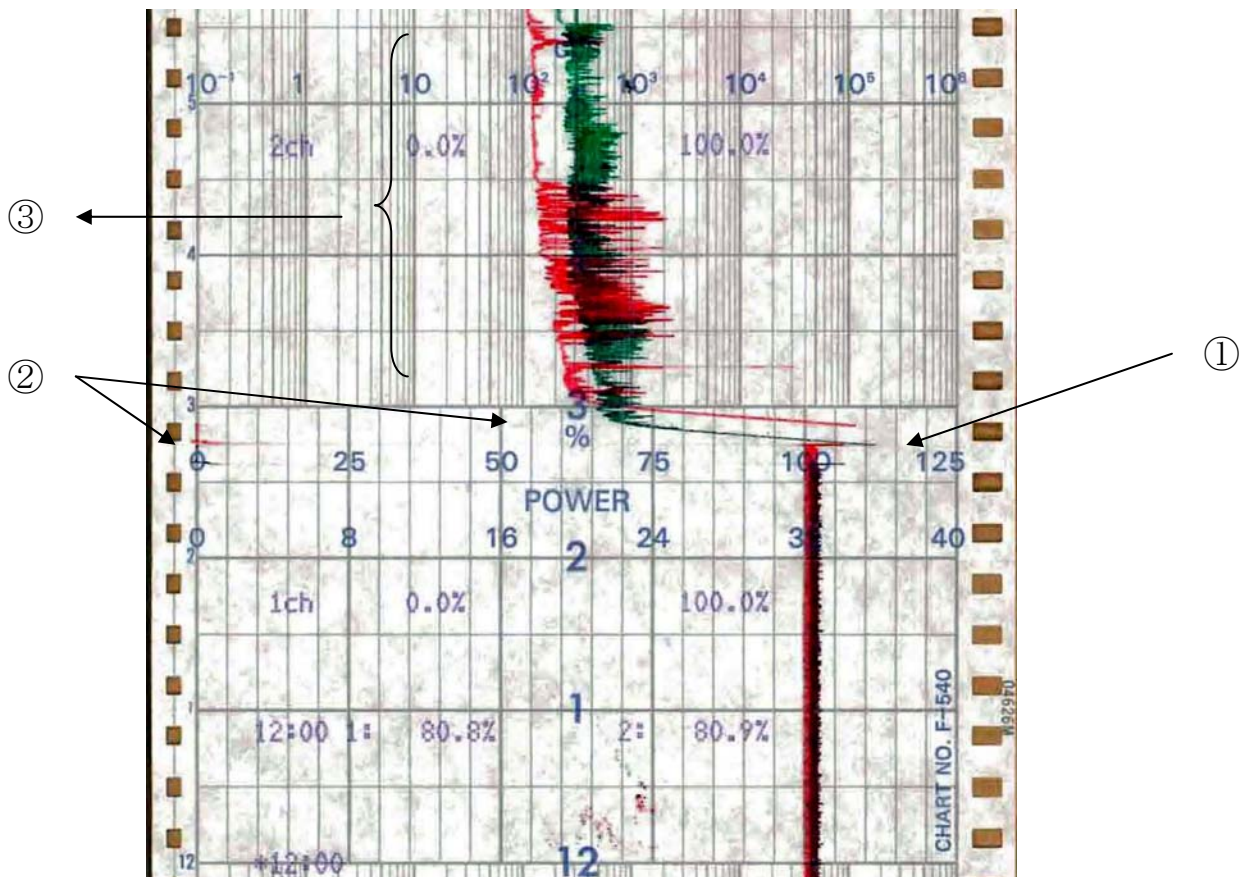
当直長引継日誌

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

【3号機アラームタイプ】

*1447	C190	給水流量	A	CTP計算用	判定 不能	
*1447	C191	給水流量	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	C003	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

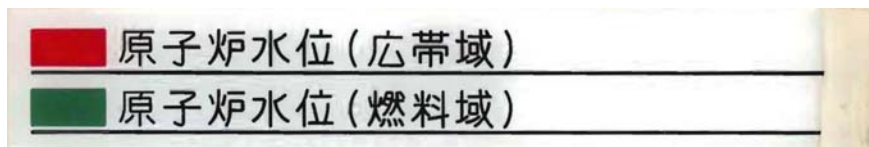
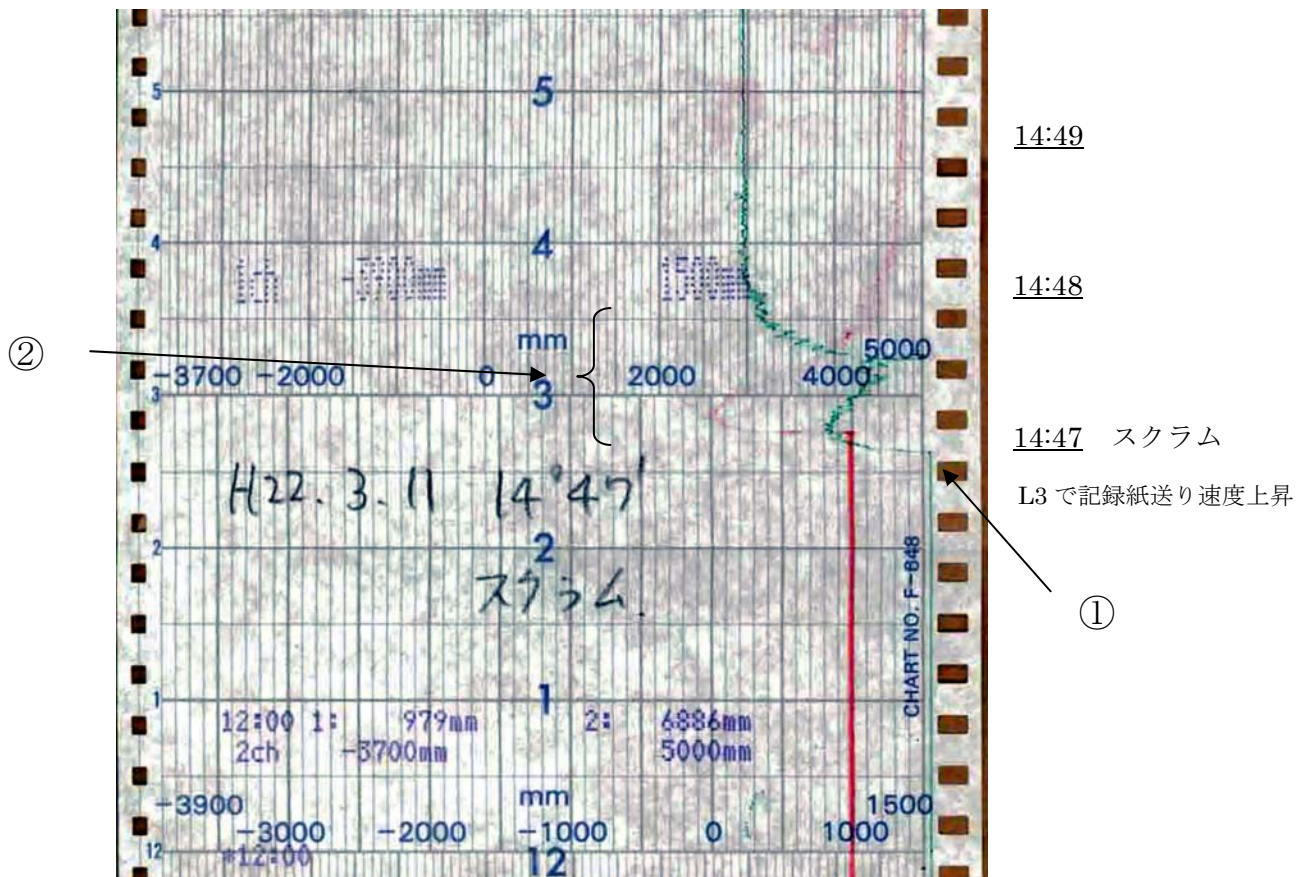
【3号 SRNM、APRM】



NR-7-46A	
No.1	SRNM ch.A/APRM ch.A 出力レベル
No.2	SRNM ch.C/APRM ch.C 出力レベル

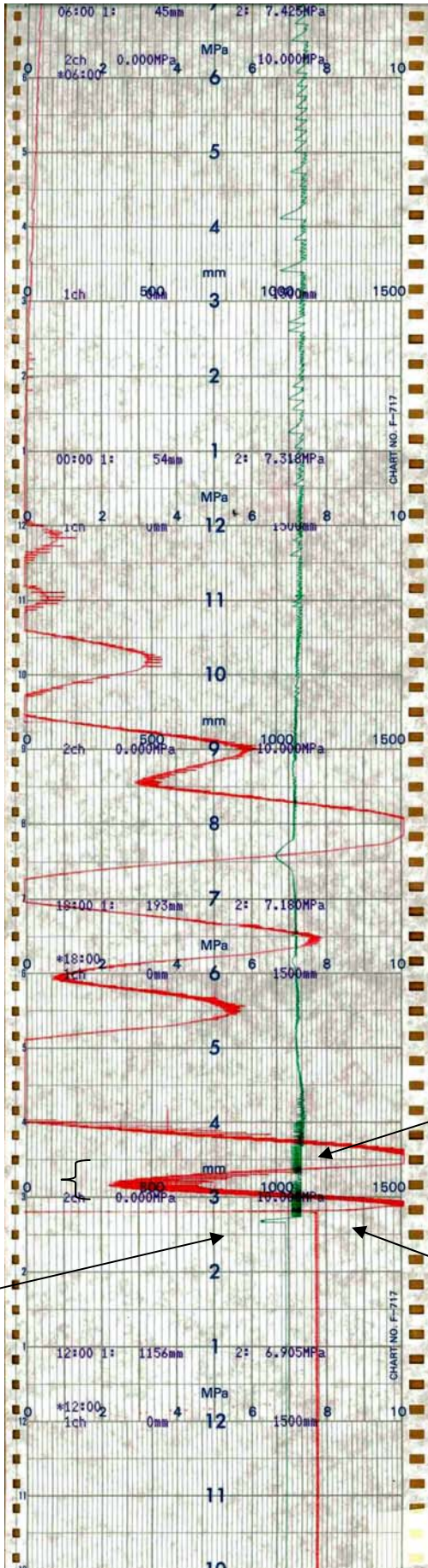
- ① 14時47分 地震によるスクラムとスクラムによる出力低下
- ② 平均出力領域モニタ (APRM) としてのダウンスケールと起動領域モニタ (SRNM) への切替
- ③ ノイズによる指示の変動

【3号 原子炉水位（広帯域、燃料域）】



- ① 14時47分 地震によるスクラム
- ② スクラムによる出力低下、タービン止め弁閉止、主蒸気隔離弁閉止等の外乱に伴う水位変動

【3号原子炉水位、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

⑥

⑤

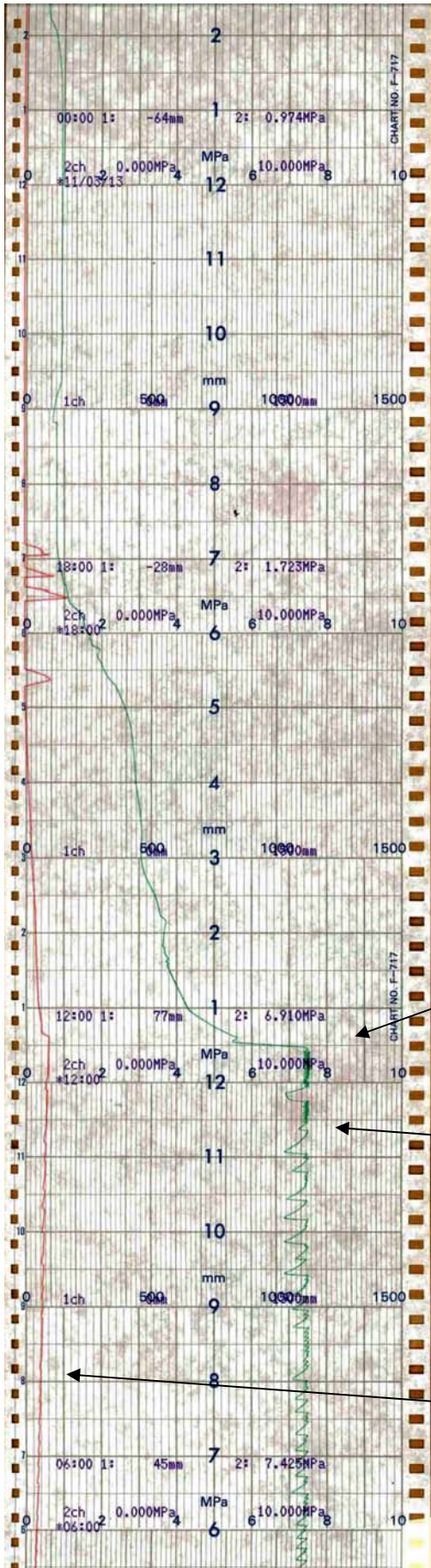
④

②

③

①

【3号原子炉水位、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

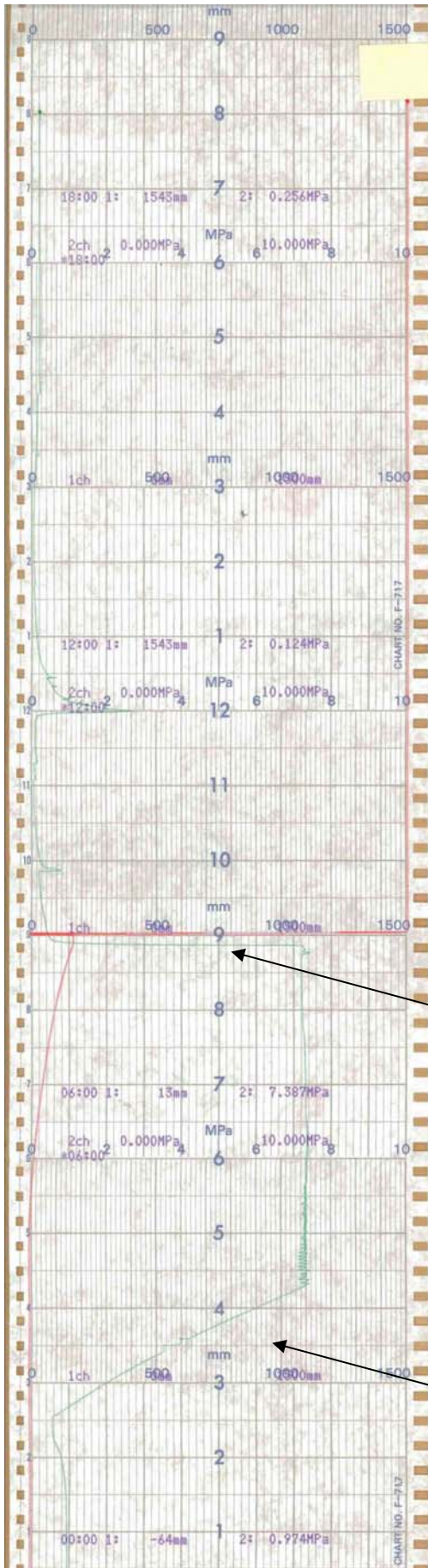
- ⑦ 炉水位は狭帯域（有効燃料頂部から約4 m上に設定された通常運転時に使用される水位計装域）レンジに維持され、安定的に推移。
- ⑧ 3月12日11時30分頃より、圧力制御の様相変化（11時30分頃より小刻みな変動）
11時36分 原子炉隔離時冷却系停止
- ⑨ 3月12日12時頃より、6時間程度かけて炉圧の低下

⑨

⑧

⑦

【3号原子炉水位、原子炉圧力（3／3）】



LR/PR-6-97	
No.1	原子炉水位
No.2	原子炉圧力

- ⑩ 3月13日2時頃より炉圧上昇
- ⑪ 3月13日9時頃より炉圧減圧

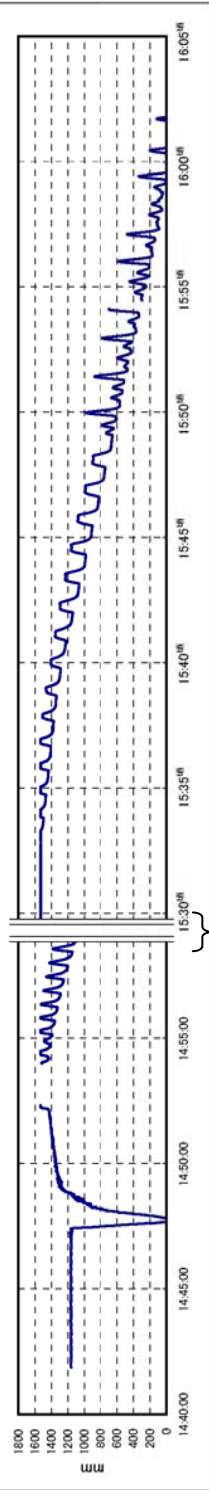
⑪

⑩

パラメータ

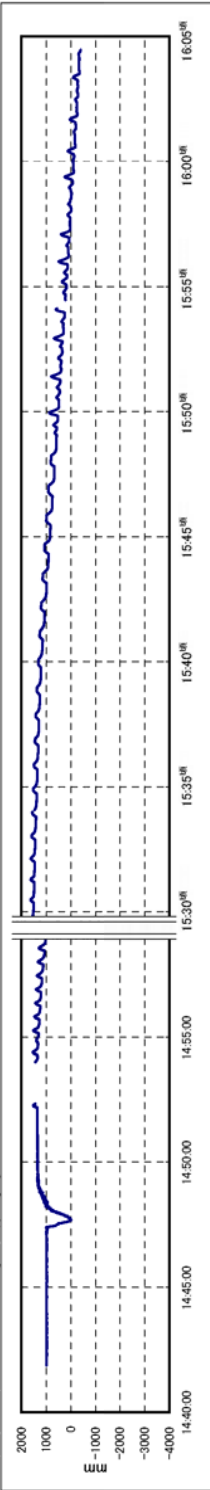
備考

7. アナログPIDA300 原子炉水位(N/R)A

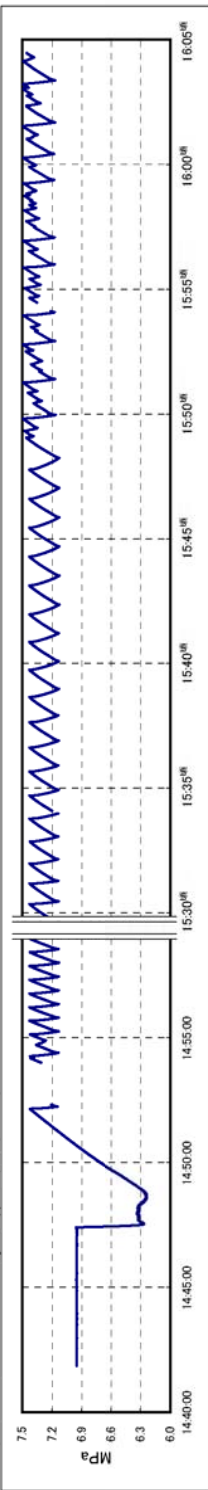


約30分間の欠測と想定(以下同じ)

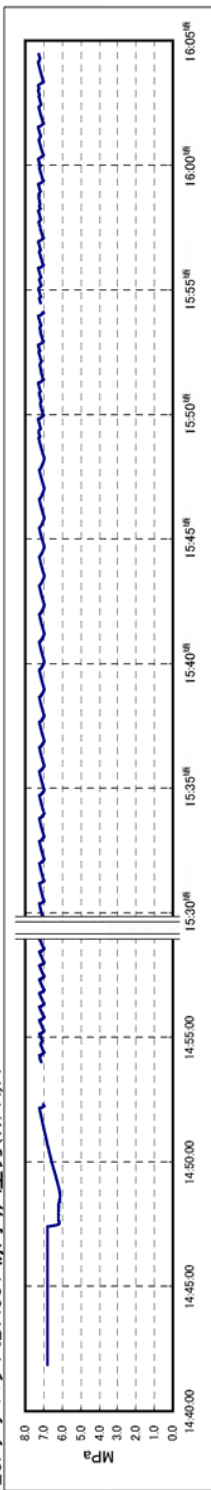
8. アナログPIDA303 原子炉水位(W/R)A



25. アナログPIDA600 原子炉圧力(N/R)



26. アナログPIDA601 原子炉圧力(W/R)A



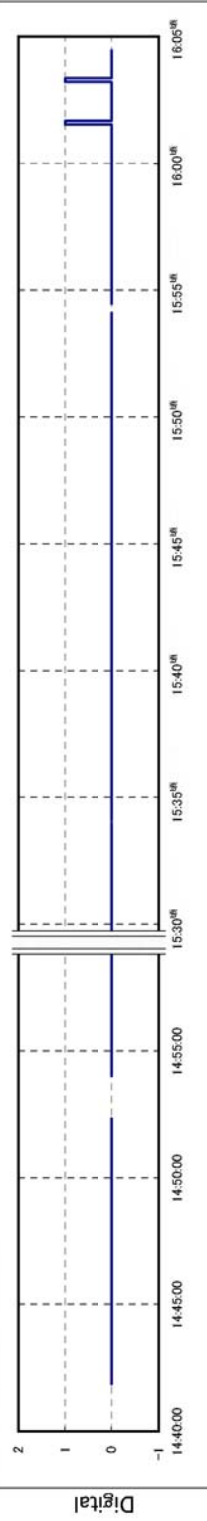
原子炉水位は、スクラム直後にボイド(気泡)のつぶれに伴い瞬時変動し、その後通常水位に復帰している。14時55分前あたりから、主蒸気逃し安全弁の開閉動作に伴い原子炉水位は周期的に変動している。また、水位は徐々に低下している。

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も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。

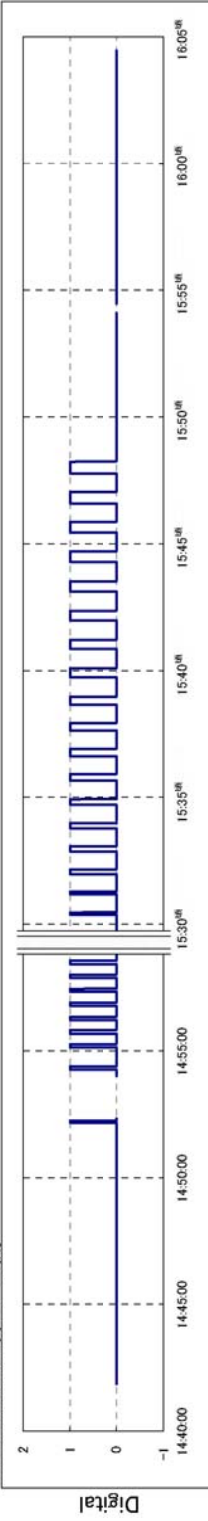
パラメータ

備考

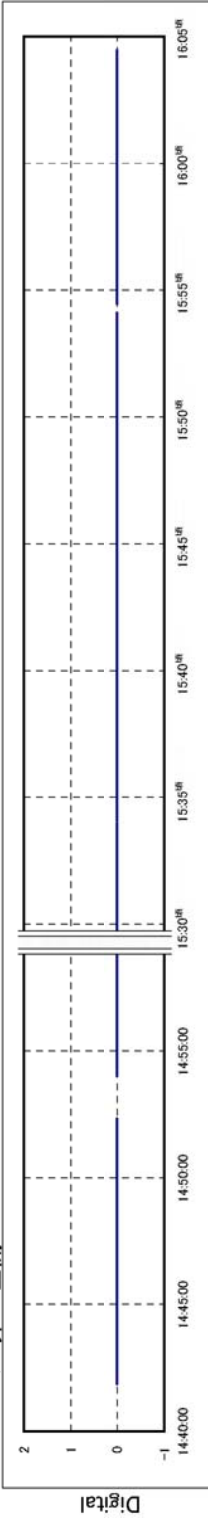
26. D747 S/R弁 A 全開



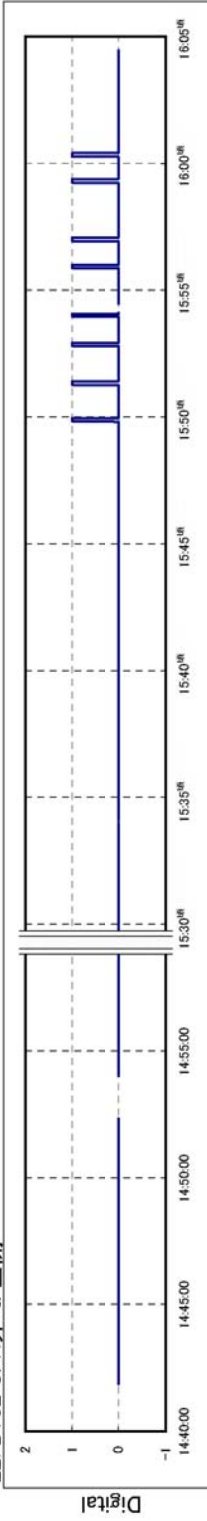
21. D728 S/R弁 C 全開



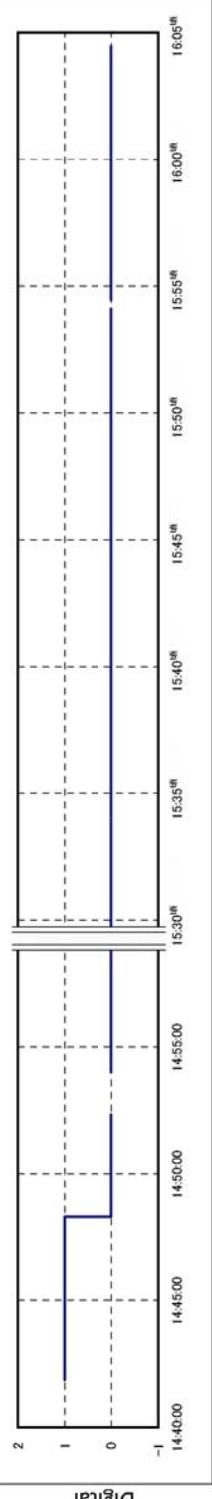
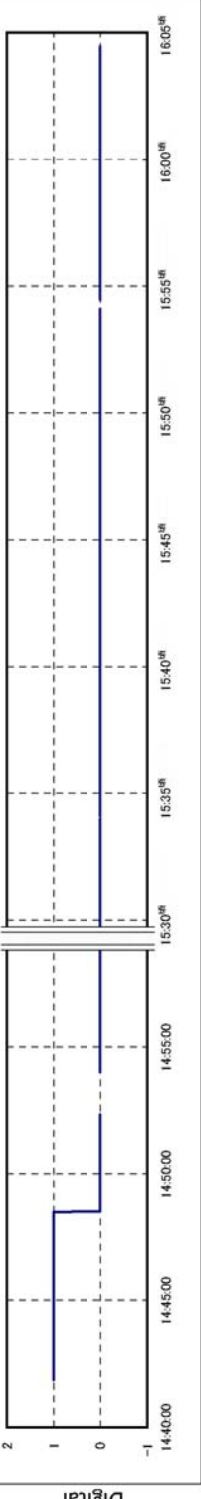
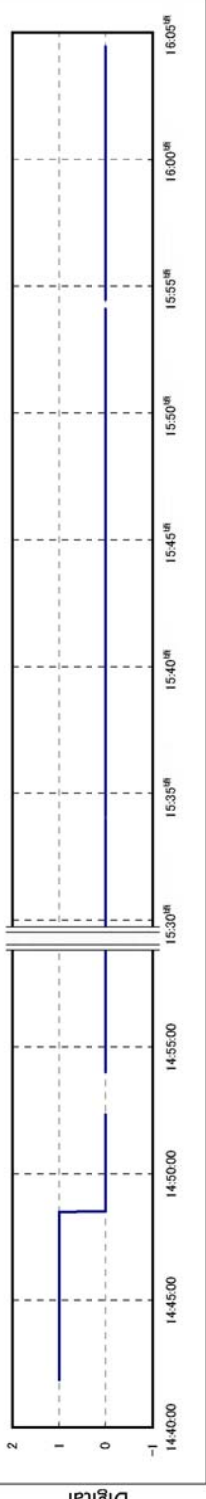
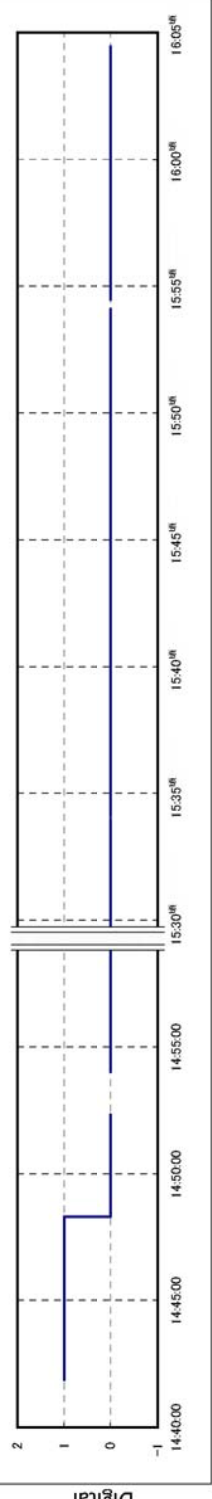
23. D731 S/R弁 E 全開



22. D732 S/R弁 G 全開



主蒸気逃し安全弁 (SR弁) は、14時55分前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G弁に切り替わり、同様にアキュ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。

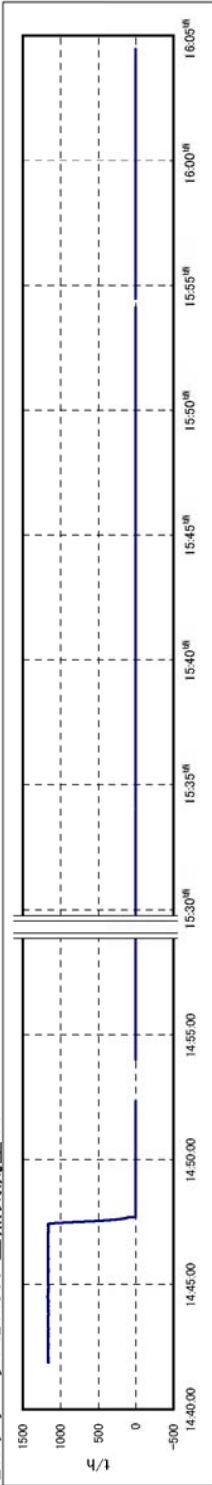
パラメータ	備考
<p>27. D762 MSIV自動(内) AC</p> 	<p>主蒸気隔離弁については、内側弁、外側弁の閉鎖信号が出ている。</p>
<p>28. D763 MSIV自動(内) DC</p> 	
<p>29. D764 MSIV自動(外) AC</p> 	
<p>30. D765 MSIV自動(外) DC</p> 	

パラメータ

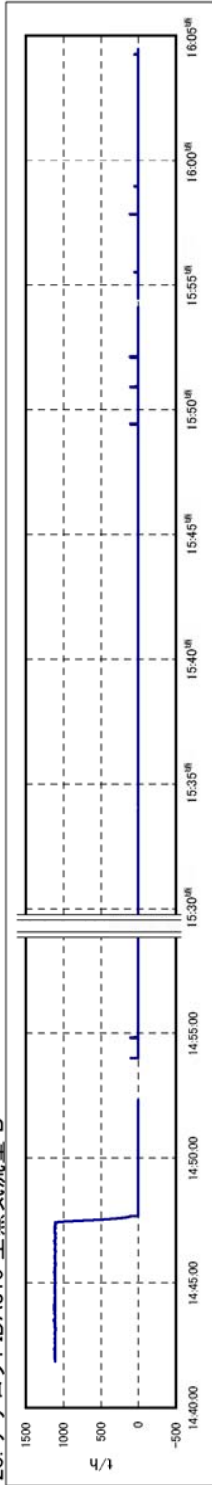
備考

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。

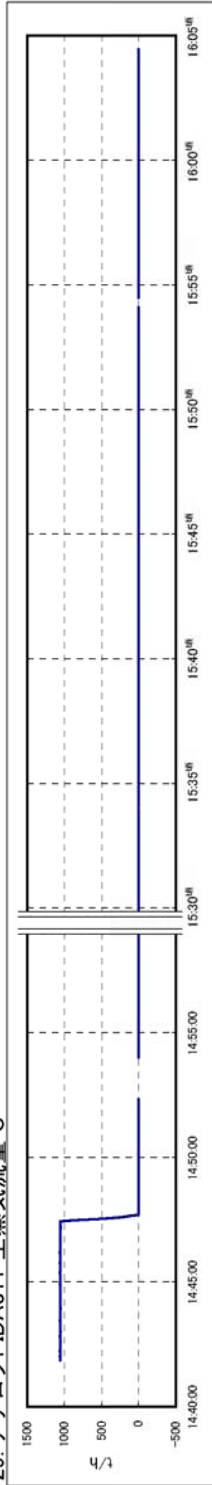
27. アナログPIDA309 主蒸気流量 A



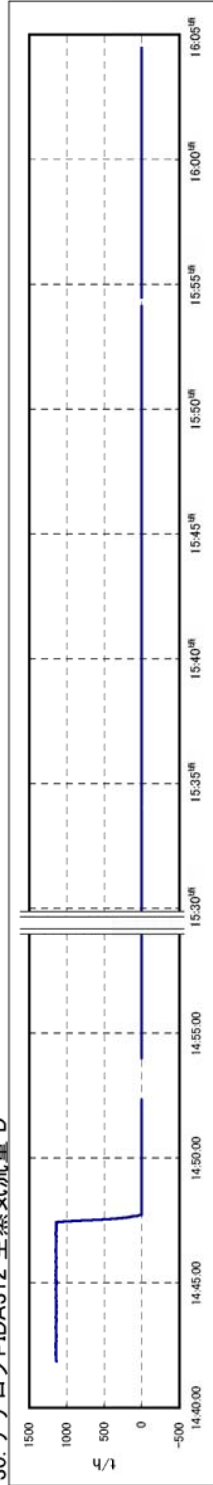
28. アナログPIDA310 主蒸気流量 B



29. アナログPIDA311 主蒸気流量 C



30. アナログPIDA312 主蒸気流量 D



【3号機 アラームタイプ】

時	分	秒	ミリ秒	PID	ポイント名	状態
5	25	A547	RWM	制御機 引抜許可	エコー	オフ
5	25	01	000	D648*	RCICタービン 起動	オフ
5	25	02	880	D685	原子炉水位高トリップ	トリップ
11	11	A547	RWM	制御機 引抜許可	エコー	オン
11	11	A548	RWM	制御機 挿入許可	エコー	オン
11	11	A515	RWM	制御機 停止 警報	エコー	オフ 正常 復帰
11	11	A548	RWM	制御機 挿入許可	エコー	オン
11	11	A515	RWM	制御機 停止 警報	エコー	オフ
11	11	A547	RWM	制御機 引抜許可	エコー	オン
11	11	A548	RWM	制御機 挿入許可	エコー	オン
11	11	A548	RWM	制御機 挿入許可	エコー	オン
11	11	A515	RWM	制御機 停止 警報	エコー	オフ 正常 復帰
11	11	B613	RCIC	注入弁 開	エコー	オフ

当直引継日誌 別紙

--

平成23年3月11日(金曜日)

1/

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

平成23年3月11日(金曜日)

2/

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

平成23年3月12日(土曜日)

1/

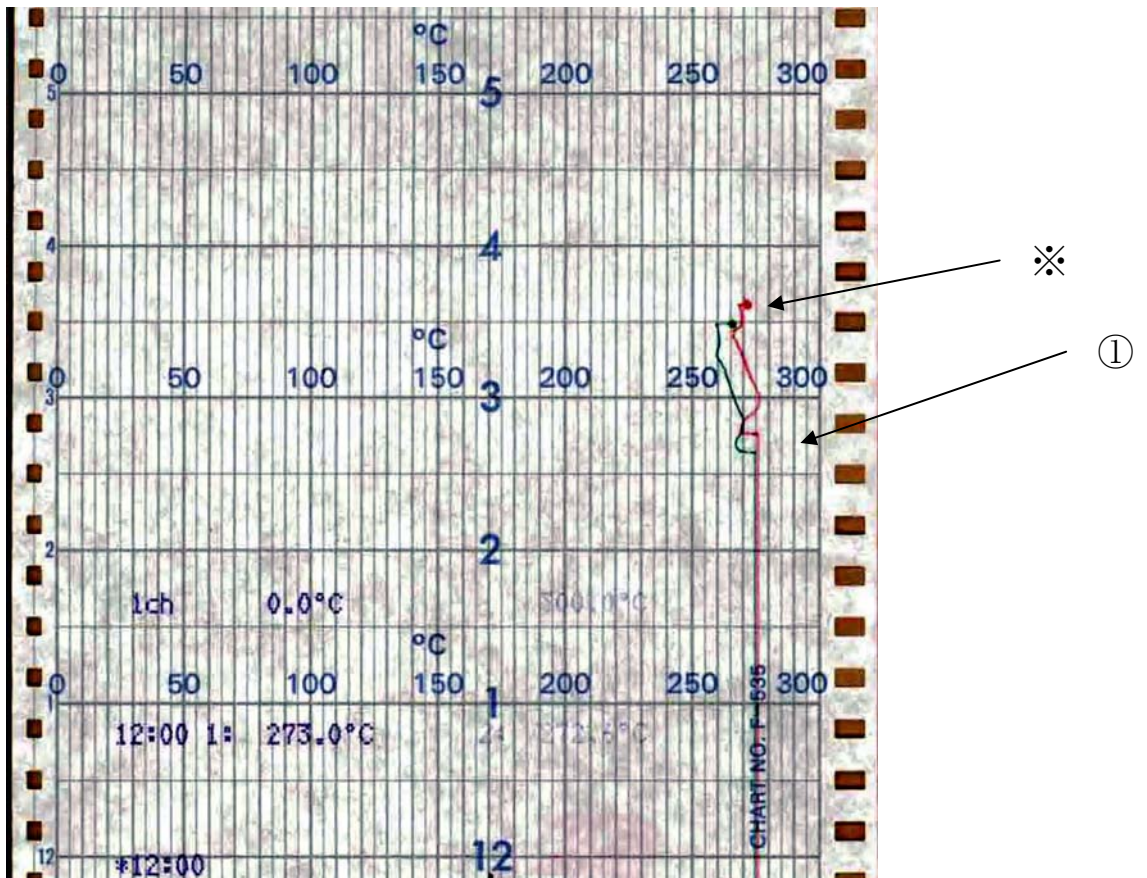
	内 容	
	時間	内容
運 転 操 作 ・ 事 象 発 生 時 刻	2:32	中操時計電源「停止」
	2:45	中操通信用 電源「OFF」
	3:27	D/D FPポンプ「起動確認」(起動せず 原因不明)
	4:03	HPCIテスト弁 MO-23-21「開」阻止リフト
	8:11	AM設備 MO-111「全開」
	8:52	NSS側 ANN表示灯「全消灯」
	9:27	スタックモニタ D.S確認 電源なし
	10:18	CST 補給LCVバイパス弁「開」
	10:18	1号機 D/Wベント
	11:13	RCIC MO-18、19、41 NFB「OFF」
	11:13	D/D FPポンプ「現場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

平成23年3月12日(土曜日)～

1/

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

【3号 PLRポンプ入口温度】



TR-2-150	
No.1	再循環ポンプA入口温度
No.2	再循環ポンプB入口温度

① 14時47分 地震によるスクラム

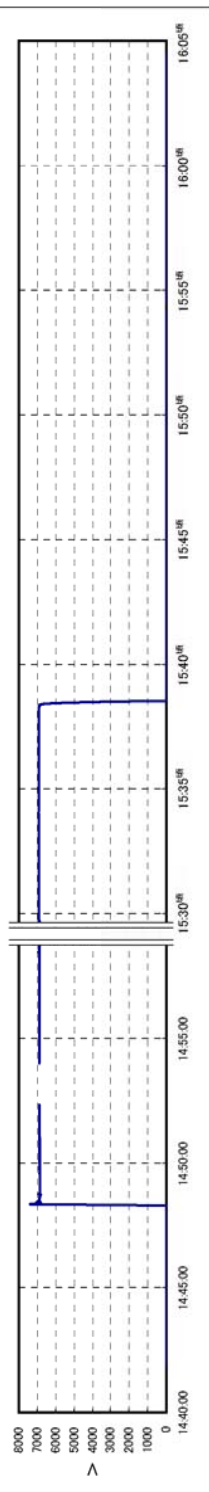
※ 15時30分過ぎに津波が到来したと想定される。津波の影響によると思われる記録終了。

パラメータ

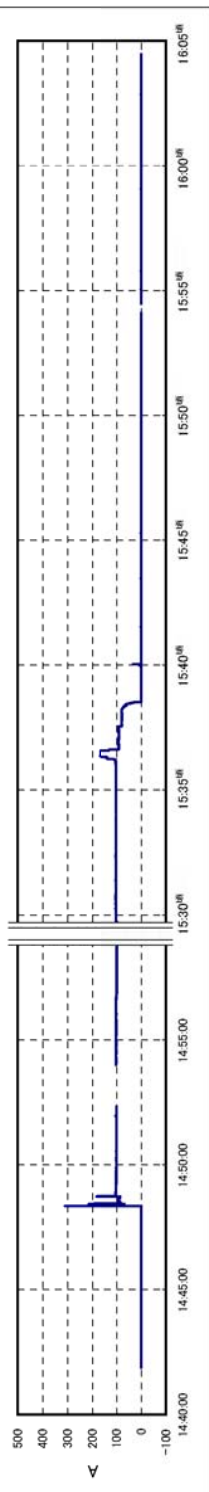
備考

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。

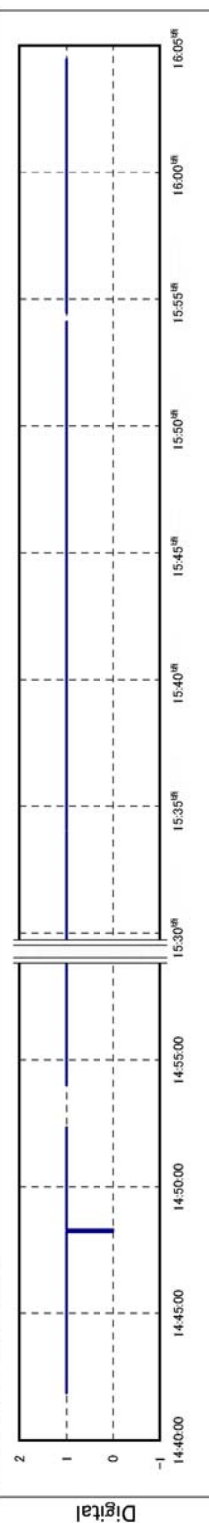
21. アナログPIDA754 D/G 3A電圧 R-T



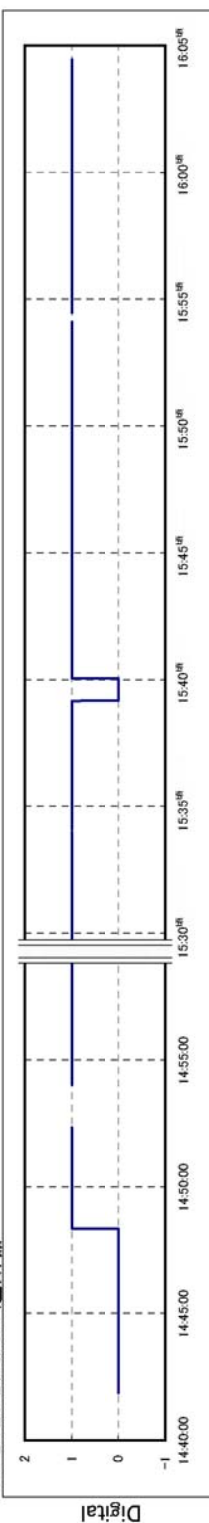
23. アナログPIDA757 D/G 3A電流 (R)



12. D717 D/G 3A 起動



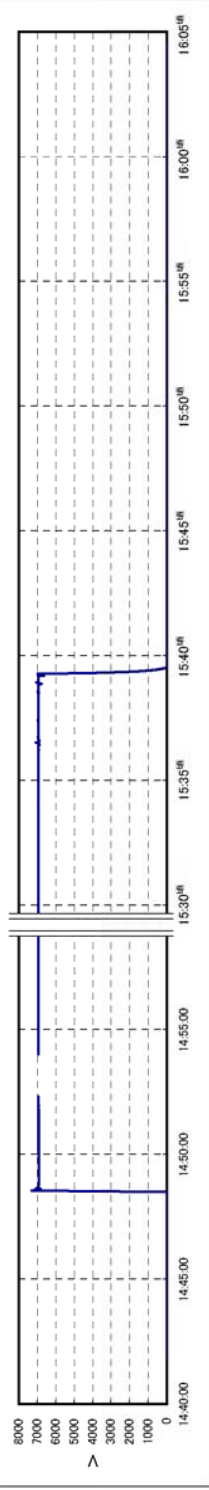
14. D720 D/G 3A 遮断器



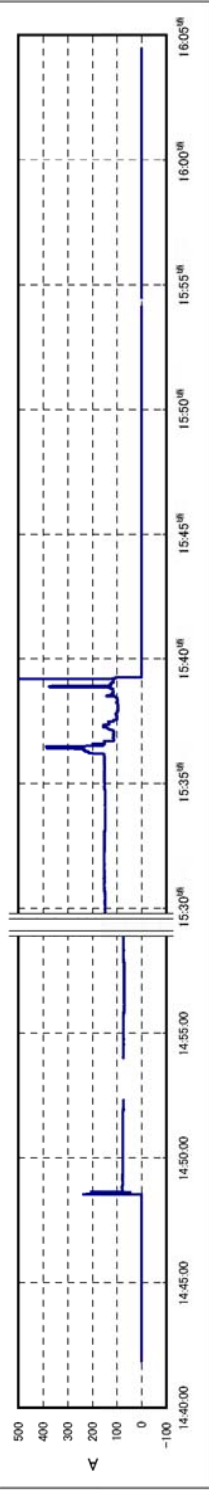
パラメータ

備考

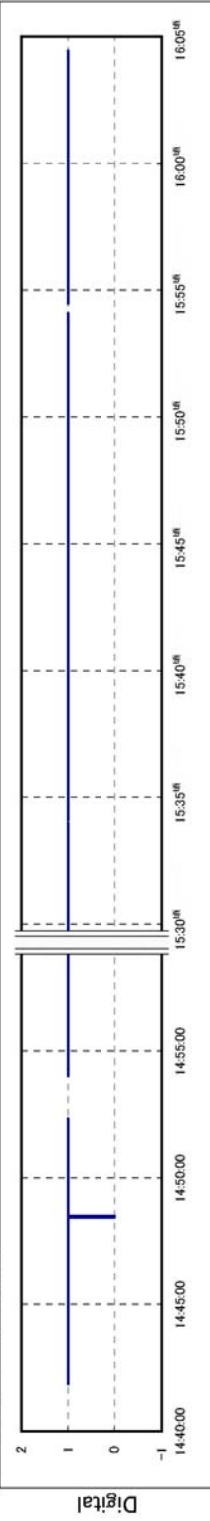
22. アナログPIDA755 D/G 3B電圧 R-T



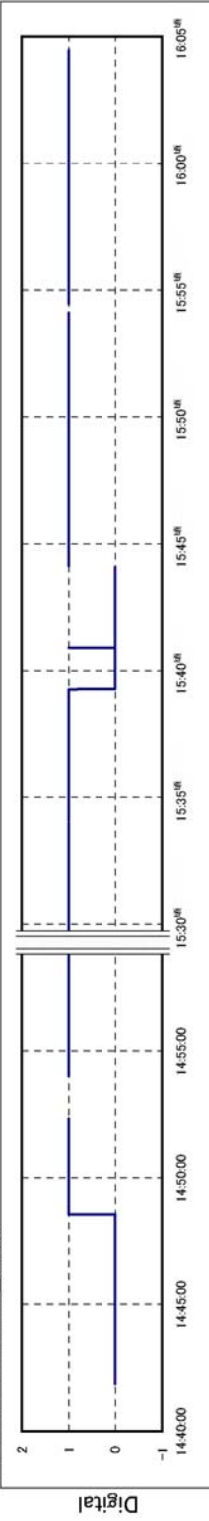
24. アナログPIDA758 D/G 3B電流 (R)



13. D716 D/G 3B 起動

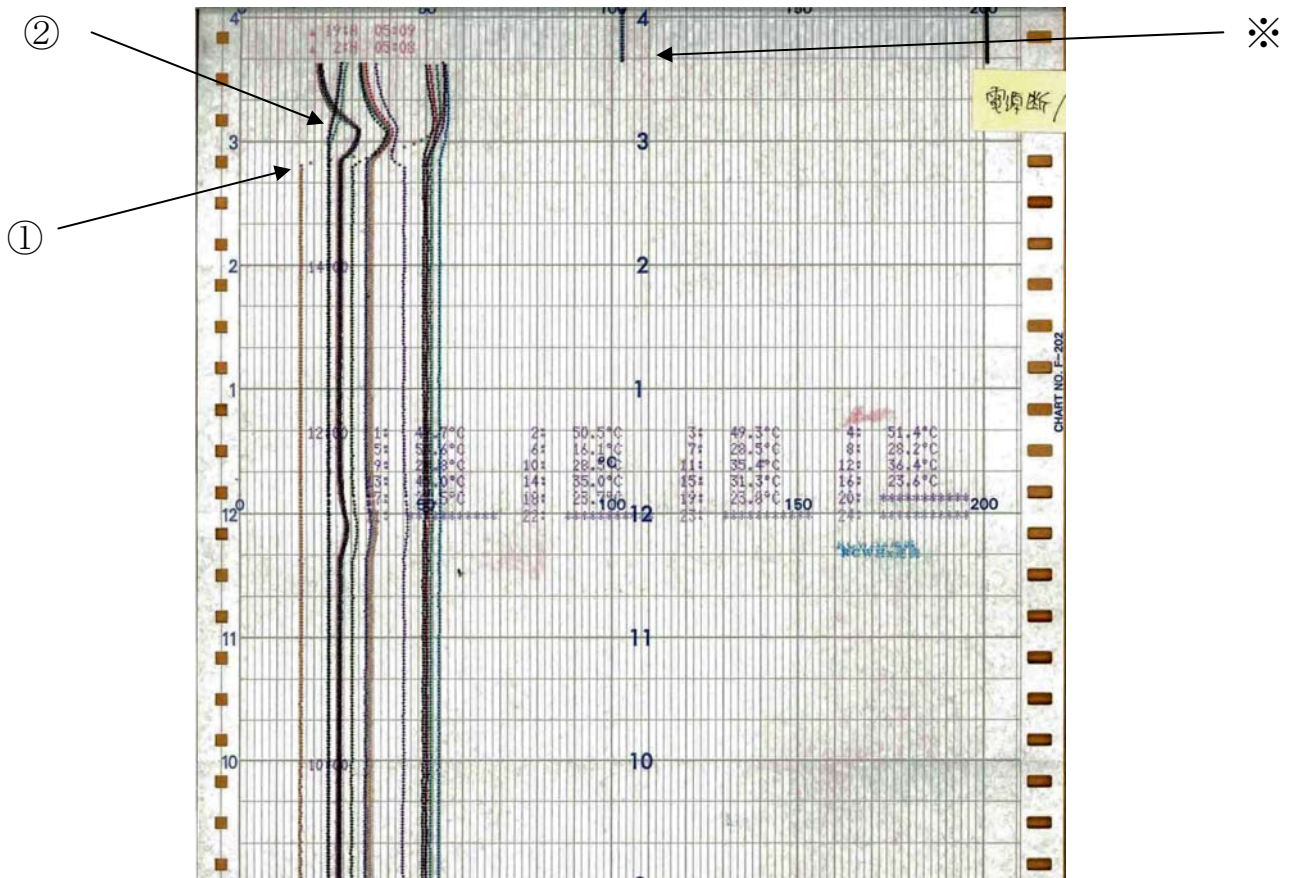


15. D719 D/G 3B 遮断器



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。

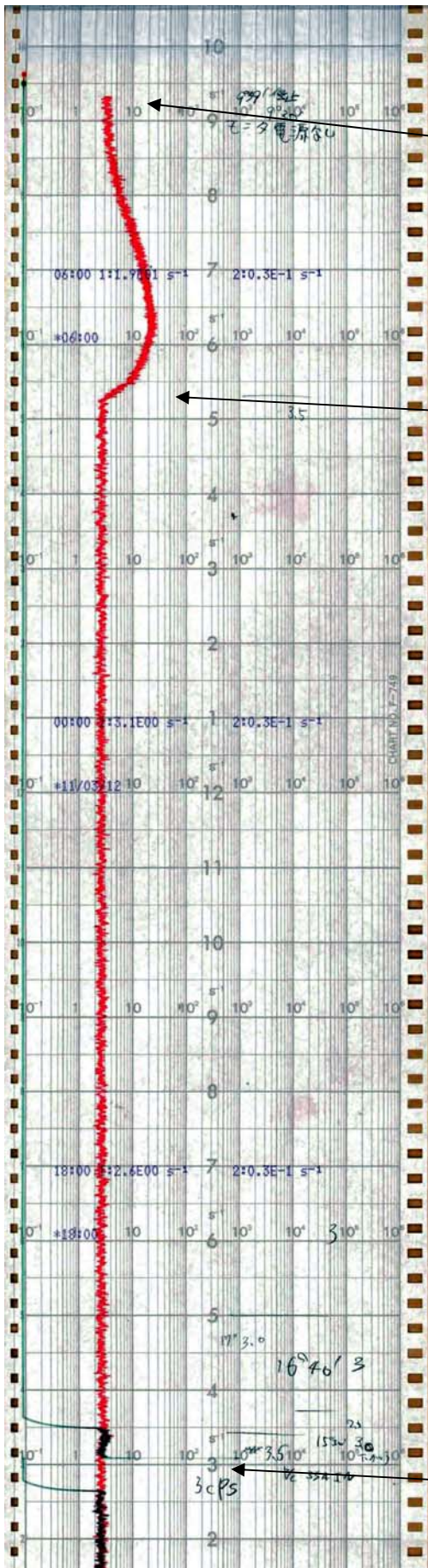
【3号 原子炉格納容器内各部温度】



TRC-16-115		ストアNo	3号機 - 19						
入力番号	色	入力計器番号	入力計器測定点	スイッチ設定値	入力番号	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-16-114U	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	Y	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-16-114J	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】



主排気筒放射線モニタ(SIN)A
 主排気筒放射線モニタ(SIN)B

※

①

- 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

②

5. 4号機データ分析概略説明

(1) プラントデータ

4号機で回収されたデータによるプラントの挙動について、次頁以降に示す。

4号機のチャートは、地震時、津波襲来時のデータを記録しているが、津波による浸水の影響と思われる電源の喪失や信号自体の喪失により、ある一定時間動作後停止している。警報発生装置については、今回の定期検査にてプロセス計算機が取替工事中であったため、データは得られていない。当直員による記録である運転日誌についても、地震等の事象が発生する以前の記録は残されているが、事象発生以降は、停電の影響や、事態が収束せず、過酷な条件下でその対応に追われたため、未確定部分が存在するなど、完全な形では残されていない。過渡現象記録装置についても、今回の定期検査にて取替工事を実施中であり、データは得られていない。

(2) プラント挙動

- ① 地震発生時、4号機は平成22年11月30日より定検停止中であり、シュラウド取替等の炉内工事が予定されていたことから、全燃料が原子炉から使用済燃料プールに取り出されていた。

(添付資料-4-1~6)

- ② 当直長引継日誌によれば、地震発生前の当直の確認では使用済燃料プール水位は満水（オーバーフロー水位付近）、プール水温は27℃であり問題ないレベルであった。
- ③ また、当直引継日誌によれば、地震発生時、原子炉（ウエル）側では、シュラウド切断作業が実施されており、プールゲートが閉で満水状態であった。地震後も原子炉（ウエル）側の大きな水位変動は見られていない。
- ④ 地震により外部電源を喪失したため、待機中の非常用ディーゼル発電機1台が起動した（あと1台は定検で点検中）。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だったこと等から、起動信号、電圧確立状態等に関する記録は残されていない。燃料油タンク（燃料デイタンク）レベルの低下が確認されていること（5月21日時点で、前回定例試験後レベルより11mm減少していることを確認）等から、ディーゼル発電機が起動し、正常に電圧確立し、必要な電力は確保されたものと推定する。
- ⑤ 当直長引継日誌および流量チャートによれば、使用済燃料プールの冷却のため、残留熱除去系ポンプ（D）を運転していたが、地震後の外部電源喪失により停止したが、非常用ディーゼル発電機が起動した。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。なお、残留熱除去系ポンプ（A、C）については、定期点検中であった。

(添付資料-4-1、4、6、別紙-2)

- ⑥ 4号機は3号機と排気筒を共用しているが、3号機で記したとおり、排気筒放射線モニタについては、原子炉スクラム以降もノイズはあるものの、

記録を終了するまでの間安定した値を示しており、異常は認められない。

- ⑦ 当直長引継日誌では、15時38分に所内電源喪失と記載されており、残留熱除去系ポンプは駆動電源がなく動作不可となっている。

(添付資料－4－7)

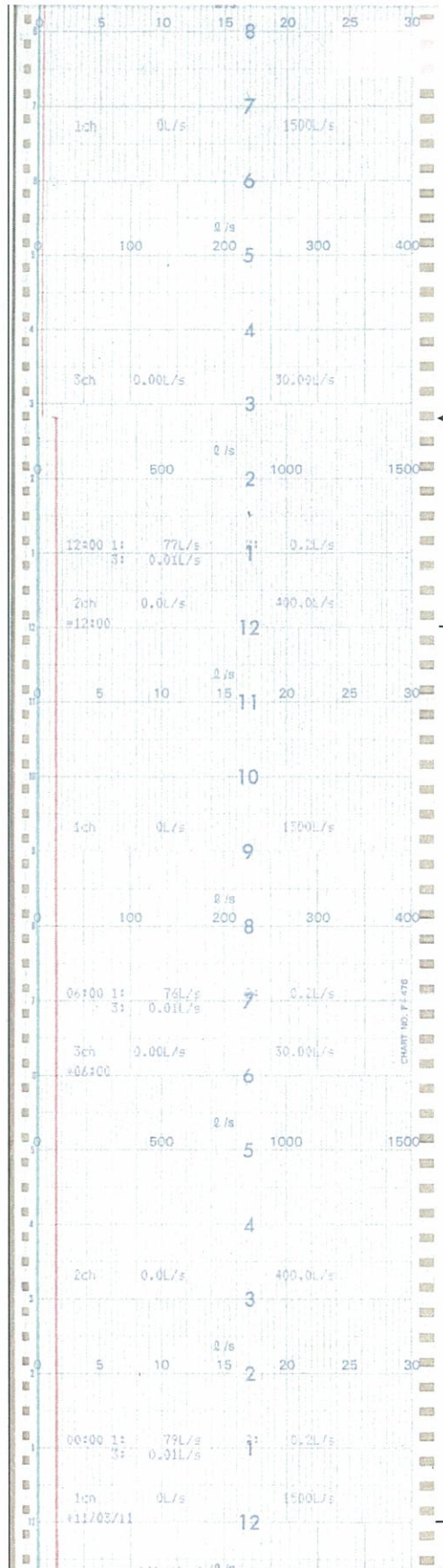
様式-1

福島第一原子力発電所 3・4号機

平成23年 3月 11日 金曜日(2直) 当直長引継日誌(2/3)

4号機
1. 運転状況
(1) 定検停止中 RHR(B)系 非常時熱負荷モード運転中
2. 保安規定の遵守状況
異常なし
3. 定例試験
なし
4. 作業依頼・不適合
なし
5. 廃棄物処理設備の状況
特記事項なし
6. その他(共通)
なし

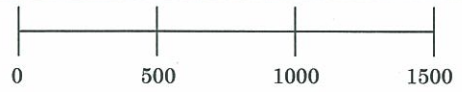
時間 ↑



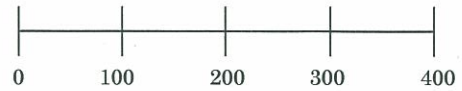
記録紙早送りに自動切替
(通常時 10mm/h から 600mm/h)

2011/3/11 12:00

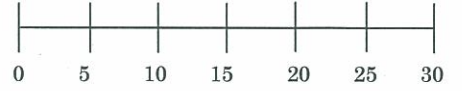
2011/3/11 0:00



流量(RHR(B))
(L/s)



流量(CS(B))
(L/s)

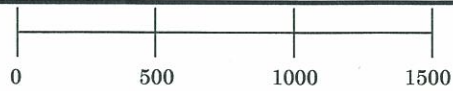
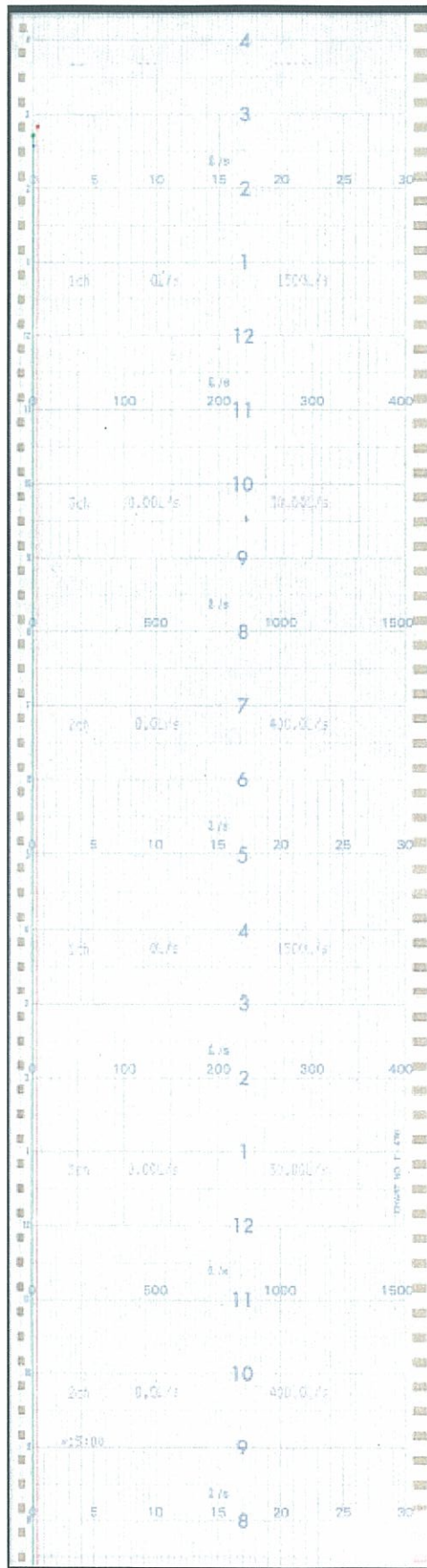


流量(RCIC)
(L/s)

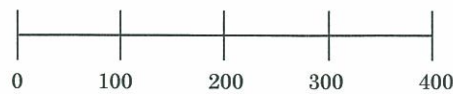
(赤) RHR B 系統流量
(緑) CS B 系統流量
(青) RCIC 系統流量



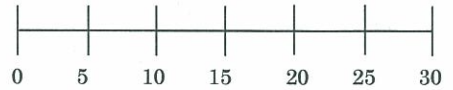
時間



流量(RHR(B))
(L/s)



流量(CS(B))
(L/s)

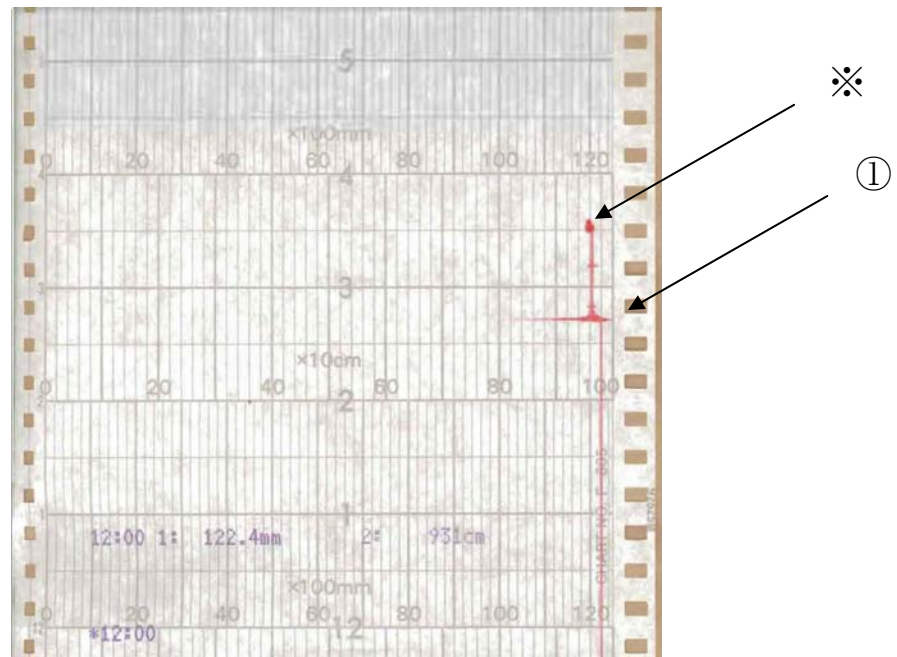


流量(RCIC)
(L/s)

(赤) RHR B 系統流量
(緑) CS B 系統流量
(青) RCIC 系統流量

4号機 RHR B/CS B/RCIC 系統流量 (2 / 2)

【４号 原子炉水位（水張り用、ワイドレンジ）】



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。

様式－２

福島第一原子力発電所 ４号機

当直員引継日誌

当直員引継日誌 (1/3)

平成23年3月11日 金曜日		1直 A班		[承認] 当直長
引継者（作成者）名		(A班)		
引受者名		(E班)		
運転状況	原子炉の状態	運 転 ・ 起 動 ・ 高 温 停 止 ・ 冷 温 停 止 ・ 燃 料 交 換		
	RHR「非常時熱負荷モード」	燃料プールゲート (開閉)	LR-2-3-103(水張り用)	1220 cm
	RHRポンプ (A B C D)	RHRSポンプ (A B C D)	炉水温度	- °C
	FPCポンプ (A B)	※全停 Hx (A B)	プール水温度	26.9 °C
	RCWポンプ (A B C)	Hx (A B C)	RCW圧力	MPa
	TCWポンプ (A B C)	Hx (A B C)	TCW圧力	0.68 MPa
	SWポンプ (A B C)		SW圧力	0.49 MPa
	循環水ポンプ (A B C)		CSTレベル	77.2 %
LCOに係わるインターロック除外の有無		・SRNM中性子束高インターロック除外中 ・燃料取替機インターロック除外中 ・APRM高インターロック除外中		
定例試験・定例切替の実施状況	実施時間	内 容	結 果	状 況
		< 定 例 試 験 >		
		なし	合格・不合格	良好・要注意・継続中・中止
			合格・不合格	良好・要注意・継続中・中止
			合格・不合格	良好・要注意・継続中・中止
			合格・不合格	良好・要注意・継続中・中止
			合格・不合格	良好・要注意・継続中・中止
			合格・不合格	良好・要注意・継続中・中止
			合格・不合格	良好・要注意・継続中・中止
			合格・不合格	良好・要注意・継続中・中止
		< 定 例 切 替 >		
	10:55~11:06	R/B,T/B,R/W各建屋サンプポンプ切替 (B→A)	合格・不合格	良好・要注意・継続中・中止
	—	励磁機室空調機切替 ※1	合格・不合格	良好・要注意・継続中・中止
	TCW熱交切替 (B)→(C) ※2	合格・不合格	良好・要注意・継続中・中止	
		合格・不合格	良好・要注意・継続中・中止	
		合格・不合格	良好・要注意・継続中・中止	
備 考	※1 PTW中につき中止			
	※2 3/12予定分実施			

様式-1

福島第一原子力発電所 3・4号機

平成23年 3月 11日 金曜日 (1直) 当直長引継日誌 (2/3)

4号機	
1. 運転状況	
(1) 定検停止中	
(2) 所内電源喪失/原災法10条通報 (緊急対策室より)	15:38/15:42
2. 保安規定の遵守状況	
異常あり、下記の条文が該当	
(1) 第17条 (地震・火災等発生時の対応)	
(2) 第113条 (通報)	
(3) 第121条 (報告)	
3. 定例試験	
なし	
4. 作業依頼・不適合	
なし	
5. 廃棄物処理設備の状況	
特記事項なし	
6. その他 (共通)	
なし	

赤文字は、未確定
作成途中で停電となっ
ています。

6. 5号機データ分析概略説明

(1) プラントデータ

5号機で回収されたデータによるプラントの挙動について、次頁以降に示す。

5号機のチャートは、地震時、津波襲来時のデータを記録しているが、津波による浸水の影響と思われる電源の喪失や信号自体の喪失により、ある一定時間動作後停止している。警報発生装置は、地震発生後約2分間の記録を出力しているが、何らかの理由で印字を停止している。当直員による記録である運転日誌についても、地震等の事象が発生する以前の記録は残されているが、事象発生以降は、停電の影響や、過酷な条件下でその対応に追われたため、必ずしも完全な形では残されていない。5号機の過渡現象記録装置は今回の定期検査で取り替えられており、そのため装置本体の作動試験として定時収録（各正時の前5分から正時後30分のデータ収録）が設定されていた。地震の前後には定時収録によるデータ収集（14時、15時、16時）が行われている。

(2) プラント挙動

- ① 5号機は平成23年1月3日より定検停止中であり、地震発生時には原子炉圧力容器の耐圧漏えい試験を実施していた。

(添付資料-5-1～5)

- ② 原子炉に燃料が装荷されており、制御棒は全挿入状態であった。当直長引継日誌によれば、地震発生前の当直の確認では使用済燃料プール水位は満水（オーバーフロー水位付近）、プール水温は24℃であり問題ないレベルであった。
- ③ 地震発生時は、耐圧漏えい試験のために原子炉圧力が7.2MPaに昇圧・保持されている状態であった。
- ④ 地震の発生後、耐圧漏えい試験のために原子炉を加圧していた機器が電源喪失により停止したため、原子炉圧力が一時的に低下したが、その後は崩壊熱により緩やかに上昇し、8MPa程度の原子炉圧力を保持した（最高使用圧力8.27MPa、設計圧力8.62MPa）。地震発生翌日の3月12日6時6分に原子炉圧力容器頂部の弁の開操作を行い、原子炉圧力容器の減圧を実施した。

(添付資料-5-5、6)

- ⑤ 地震により外部電源を喪失したため、ディーゼル発電機2台が自動起動した。外部電源が失われたため、燃料プール冷却浄化系も運転を停止したが、非常用ディーゼル発電機が起動した。非常用ディーゼル発電機から給電される残留熱除去系ポンプを使ったプール冷却については、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24℃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。その後の津波の影響により15時40分に全交流電源が失われた。このため、残留熱除去系ポンプ、炉心スプレイポンプは駆動電源がなく動作不可となった。6号機では1台のディーゼル発電機が稼働を維持していた。

(別紙-2)

- ⑥ 3月13日、6号低圧配電盤から仮設ケーブルが敷設され、5号機の復水移送ポンプが6号非常用ディーゼル発電機から電源を得て起動された。減圧後も崩壊熱の影響により緩やかに原子炉圧力は上昇したが、3月14日5時以降、適宜(2MPa程度まで圧力が上昇すると)、主蒸気逃し安全弁による減圧を実施し、併せて復水移送ポンプによって復水貯蔵タンクからの水を原子炉へ補給する操作を繰り返し、原子炉圧力と水位を制御した。
- ⑦ その後、3月19日に残留熱除去系の冷却を行うために仮設の海水ポンプを起動した。残留熱除去系の系統構成を切り替えることで使用済燃料プールと原子炉の冷却を交互に行い、使用済燃料プールと原子炉双方の冷却を実施した。3月20日14時30分に原子炉は冷温停止に至った。
- ⑧ 排気筒放射線モニタについては、原子炉スクラム以降、記録を終了するまでの間安定した値を示しており、異常は認められない。翌日午前5時頃より緩やかな指示変動が見られるが、このような傾向は3号機においても確認されること、5号機においては同時刻頃も原子炉水位は燃料冠水レベル以上に維持されていたと考えられることから、他号機による構内の線量上昇の影響を受けた指示の上昇と考えられる。

(添付資料-5-7)

様式-1

福島第一原子力発電所 5・6号機

当直長引継日誌 (1/3)

当直長引継日誌

平成23年 3月 11日 金曜日 8時40分 2直 E班					[確認] 原子炉主任技術者
					[確認] 次直 当直長
6 (直員) 出勤 一名(研修指導員) 1名(研修生)		適用する 組織表No.	休 務	なし	応 援
		110	代 務	なし	
5号機	発電機出力	0MWe	原子炉の状態	運転・起動・高温停止・冷温停止	・燃料交換
6号機	発電機出力	0MWe	原子炉の状態	運転・起動・高温停止・冷温停止	・燃料交換
記 事					
5号機					
1. 運転状況					
(1) 定検停止中					
(2) RPV水位下降操作終了 ↓710cm 21:24					
(3) RHRポンプ(D)系SHCモード 停止 7:44					
(4) RPV水位上昇操作開始 715cm ↑ 7:58					
(5) RPV昇圧開始 0MPa ↑ 8:31					
2. 保安規定の遵守状況					
異常なし					
3. 定例試験					
なし					
4. 作業依頼・不適合					
(1) TCW Hx(B)海水側ブロー弁(V-37-22D-B1, 21A-B2)詰まりの件					
5. 廃棄物処理設備の状況					
特記事項なし					

大枠は規程第7条/保安規定第120条対象記録

福島第一原子力発電所 5号機
運転日誌 [1]

2011年3月11日

運転日誌表 (運転員: 菅原 浩一)

記録確認項目 (運転員: 菅原 浩一)

運転員名簿 (菅原 浩一)

運転日誌表 (運転員: 菅原 浩一)

運転日誌表 (運転員: 菅原 浩一)

運転日誌表 (運転員: 菅原 浩一)

運転日誌表 (運転員: 菅原 浩一)

取巻
※1 運転員 菅原 浩一
※2 運転員 菅原 浩一
※3 運転員 菅原 浩一

運転日誌表 (運転員: 菅原 浩一)

福島第一原子力発電所5号機 日常点検表 (「冷温停止」・「燃料交換」用) 1/2

第一-356 日常点検表運用ガイド 2011年3月1日(水)

記録採取: (2重①) 5時~6時・(1-1重) 12時~13時・(1-2重) 19時~20時・(2重②) 24時

2011年3月//日

1. 計測及び制御設備

(1) 核計装の確認

- a. 起動異常モニタの確認
 - ・計装の表示がSS1以上であることを確認する。(起動時低モニタ周りの燃料が4体未満を除く)
 - ・動作不能でないことを「動作不能の確認項目」①~③により確認する。
- 【除外条件】
 - ・全燃料が取り出されている場合は記入不要一括記録とする。

P.N.L	機器名	設置	2重①(1-1重)		記入例
			1-1重	1-2重	
SRNM A	高圧7.120kV以上/下降SS ¹ 以下 △1分'短道10秒以下	✓	✓	異常なし「レ」 異常「X」	
SRNM B	高圧7.120kV以上/下降SS ² 以下 △1分'短道10秒以下	✓	✓	異常なし「レ」 異常「X」	
SRNM C	高圧7.120kV以上/下降SS ³ 以下 △1分'短道10秒以下	✓	✓	異常なし「レ」 異常「X」	
SRNM D	高圧7.120kV以上/下降SS ⁴ 以下 △1分'短道10秒以下	✓	✓	異常なし「レ」 異常「X」	
SRNM E	高圧7.120kV以上/下降SS ⁵ 以下 △1分'短道10秒以下	✓	✓	異常なし「レ」 異常「X」	
SRNM F	高圧7.120kV以上/下降SS ⁶ 以下 △1分'短道10秒以下	✓	✓	異常なし「レ」 異常「X」	
SRNM G	高圧7.120kV以上/下降SS ⁷ 以下 △1分'短道10秒以下	✓	✓	異常なし「レ」 異常「X」	
SRNM H	高圧7.120kV以上/下降SS ⁸ 以下 △1分'短道10秒以下	✓	✓	異常なし「レ」 異常「X」	

(2) 原子炉減速機気放熱モニタの確認

- ・動作不能でないことを「動作不能の確認項目」①~③により確認する。
- ・(中心管冷却止)故障確認時の制御棒1本の挿入、引き抜きを除く又は原子炉建屋内で確認された燃料に於ける作業時において動作不能でないこと)

P.N.L	機器名	設置	設定値	記入例
9-1-0	原子炉減速機気放熱モニタA RIS-17-450A	✓	0.0135v/0.15	異常なし「レ」 異常「X」
9-1-0	原子炉減速機気放熱モニタB RIS-17-450B	✓	0.0135v/0.15	異常なし「レ」 異常「X」

2. 外部電源

- ・外断電源1系列が動作可能であることを外部電源の電圧が検出していること確認する。

P.N.L	機器名	設置	記入例
在の系統1号	✓	異常なし「レ」	
在の系統2号	✓	異常「X」	
6号機 主変電機	—	停止中の場合は「-」	

3. 所内電源系統母線受電状態確認

- (1) 原子炉保護母線
 - ・原子炉保護系統母線が受電されていることを母線受電状態表示ランプ点灯により確認する。

P.N.L	機器名	設置	記入例
9-1-5	RPS A系保護母線	✓	異常なし「レ」 異常「X」
9-1-7	RPS B系保護母線	✓	異常なし「レ」 異常「X」

- (2) 非常用交流高圧電源母線
 - ・非常用交流高圧電源母線が受電されていることを電圧指示計にて確認する。

P.N.L	機器名	設置	記入例
9-8	EL-70 非常用交流高圧電源母線5C電圧正常	✓	異常なし「レ」 異常「X」
9-8	EL-76 非常用交流高圧電源母線5D電圧正常	✓	異常なし「レ」 異常「X」

- (3) 直流電源母線
 - ・直流電源母線が受電されていることを電圧指示計にて確認する。

P.N.L	機器名	設置	記入例
9-8	DC1.25V母線A電圧正常	✓	異常なし「レ」 異常「X」
9-8	DC1.25V母線B電圧正常	✓	異常なし「レ」 異常「X」

- (4) 設備維持に対する機能確認
 - ・設備維持に対する機能確認

P.N.L	機器名	設置	記入例
2重②	✓	要求機能を満足する「レ」 要求機能を満足しない「X」	

- ・設備維持に対する機能確認の項目とは、保安規定第27条、第55条、第60条で要求される設備の維持に必要となる原子炉保護母線、非常用交流高圧電源母線、直流電源母線が受電されていること。
- ・原子炉保護母線、非常用交流高圧電源母線、直流電源母線が停止中の場合において設備維持に対する機能確認は「X」(例) M/CSSC停止 A系高圧と1号機につき設備維持に対する機能確認)

①当該チャレンネルが規定値に達している場合、当該チャレンネルがトリップしていること (假令動作していないこと)

②当該チャレンネルの指示値に異常な変動がないこと

③他のチャレンネルと比較して異常な変動がないこと

確認項目

・全ての枚数が揃っていること

・全ての枚数が片面印刷であること。

・ホチキス等で離脱防止が図られていること。

水型	担当係	担当副係	作成
2重①			
1-1重			
1-2重			
2重②			

4. 使用済燃料プールの水温

- ・使用済燃料プールの水温が65℃以下であることを確認する。
- ・使用済燃料プールの水温が65℃以下であることを確認する。

P.N.L	確認項目	例	確認項目	記入例
9-20	使用済燃料プールの水温 (1日の最大値)	TWS-55-1 行戻り	記録値 [℃]	記録値: 最大値を記入する。 確認値: 異常なし「レ」、異常「X」

※管理目標値52℃以下

5. 使用済燃料プールの水位

- ・使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあること

P.N.L	確認項目	記入例
2重②	水位	異常なし「レ」、異常「X」

備考

・14°46' 原子炉スララム

・15°40' 9/6 5A.5Bトリップ、全交流電源喪失

※1 電源喪失により履記利用不可

※2 稼働訂正 H23.3.12 8班

福島第一原子力発電所 5号機 日常点検表 (「冷温停止」・「燃料交換」用) 2/2

第一号-356 日常点検運用ガイド 2011年3月1日(水)

2011年3月11日

記録採取: (2重① 5時~6時)・(1-1重 12時~13時)・(1-2重 19時~20時)・(2重② 24時)

6. 原子炉停止時冷却系の確認 (該当項目を○で囲む) 関連規定: 保安規定 新の条

Table with 4 columns: 確認項目, 1-1重, 1-2重, 備考. Row 1: 原子炉の状態, 2重① 燃料交換, 1-1重 燃料交換, 1-2重 燃料交換, 備考 (1)燃料交換, (2)燃料交換

(2)-1原子炉停止時冷却系の状態確認 (原子炉の状態が「冷温停止」の場合) 【除外条件】 (以下の3つの条件のどれかが(OR条件)成立時は記入不要、一括斜線とする。) ・原子炉の状態が「燃料交換」の場合 ・原子炉停止時冷却系起動開始時に発生する配管洗浄及びウオッシング) ・原子炉の昇温に伴う検査時 (原子炉冷却材の昇温開始から降温開始までの期間)

Table with 4 columns: 確認項目, 1-1重, 1-2重, 備考. Rows include: R/R A系ポンプA SIC運転中, R/R A系ポンプA SIC運転可能, R/R A系ポンプB SIC運転可能, R/R B系ポンプA SIC運転中, R/R B系ポンプA SIC運転可能, R/R B系ポンプB SIC運転中, R/R B系ポンプB SIC運転可能, 原子炉冷却材温度 (100°C未満確認), 原子炉冷却材温度採取場所 (備考を参照し番号を記入), 原子炉圧力に対する要求機能満足 (OR条件), 原子炉状態に対する要求機能満足 (OR条件)

(2)-2原子炉停止時冷却系の状態確認 (原子炉の状態が「燃料交換」の場合) 【除外条件】 (以下の2つの条件のどれかが(OR条件)成立時は記入不要、一括斜線とする。) ・原子炉の状態が「冷温停止」の場合 ・原子炉内から全燃料が取り出され、かつプールの水位が「燃料交換」の場合

Table with 4 columns: 確認項目, 1-1重, 1-2重, 備考. Row 1: 原子炉水位, 2重① OF水位, 1-1重 OF水位, 1-2重 OF水位, 備考 (1)燃料交換, (2)燃料交換

(2)-3非常用炉心冷却系統の水源地の確認 (S/Cが水源の場合) 【除外条件】 (以下の2つの条件のどれかが(OR条件)成立時は記入不要、一括斜線とする。) ・原子炉内から全燃料が取り出され、かつプールの水位が「燃料交換」の場合 ・原子炉水位がオーバーフロー付近で、かつプールの水位が「燃料交換」の場合

Table with 4 columns: 確認項目, 1-1重, 1-2重, 備考. Rows include: R/R A系ポンプA SIC運転中, R/R A系ポンプA SIC運転可能, R/R A系ポンプB SIC運転中, R/R A系ポンプB SIC運転可能, R/R B系ポンプA SIC運転中, R/R B系ポンプA SIC運転可能, R/R B系ポンプB SIC運転中, R/R B系ポンプB SIC運転可能, 原子炉冷却材温度 (6.5°C以下確認), 原子炉冷却材温度採取場所 (備考を参照し番号を記入)

(2)-4非常用炉心冷却系統の状態確認 【除外条件】 (以下の2つの条件のどれかが(OR条件)成立時は記入不要、一括斜線とする。) ・原子炉内から全燃料が取り出され、かつプールの水位が「燃料交換」の場合 ・原子炉水位がオーバーフロー付近で、かつプールの水位が「燃料交換」の場合

Table with 4 columns: 確認項目, 1-1重, 1-2重, 備考. Row 1: 原子炉水位, 2重① OF水位, 1-1重 OF水位, 1-2重 OF水位, 備考 (1)燃料交換, (2)燃料交換

7. 非常用炉心冷却系の確認 (該当項目を○で囲む) 関連規定: 保安規定 新の条

(1)原子炉の状態確認

Table with 4 columns: 確認項目, 1-1重, 1-2重, 備考. Rows include: 原子炉の状態, プールの水位, 燃料の状態, 原子炉水位

(2)-1非常用炉心冷却系統の水源地の確認 【除外条件】 (以下の2つの条件のどれかが(OR条件)成立時は記入不要、一括斜線とする。) ・原子炉内から全燃料が取り出され、かつプールの水位が「燃料交換」の場合 ・原子炉水位がオーバーフロー付近で、かつプールの水位が「燃料交換」の場合

Table with 4 columns: 確認項目, 1-1重, 1-2重, 備考. Rows include: R/R A系ポンプA SIC運転中, R/R A系ポンプA SIC運転可能, R/R A系ポンプB SIC運転中, R/R A系ポンプB SIC運転可能, R/R B系ポンプA SIC運転中, R/R B系ポンプA SIC運転可能, R/R B系ポンプB SIC運転中, R/R B系ポンプB SIC運転可能, 原子炉冷却材温度 (100°C未満確認), 原子炉冷却材温度採取場所 (備考を参照し番号を記入)

(2)-2非常用炉心冷却系統の水源地の確認 (S/Cが水源の場合) 【除外条件】 (以下の2つの条件のどれかが(OR条件)成立時は記入不要、一括斜線とする。) ・原子炉内から全燃料が取り出され、かつプールの水位が「燃料交換」の場合 ・原子炉水位がオーバーフロー付近で、かつプールの水位が「燃料交換」の場合

Table with 4 columns: 確認項目, 1-1重, 1-2重, 備考. Rows include: R/R A系ポンプA SIC運転中, R/R A系ポンプA SIC運転可能, R/R A系ポンプB SIC運転中, R/R A系ポンプB SIC運転可能, R/R B系ポンプA SIC運転中, R/R B系ポンプA SIC運転可能, R/R B系ポンプB SIC運転中, R/R B系ポンプB SIC運転可能, 原子炉冷却材温度 (6.5°C以下確認), 原子炉冷却材温度採取場所 (備考を参照し番号を記入)

(2)-3非常用炉心冷却系統の状態確認 【除外条件】 (以下の2つの条件のどれかが(OR条件)成立時は記入不要、一括斜線とする。) ・原子炉内から全燃料が取り出され、かつプールの水位が「燃料交換」の場合 ・原子炉水位がオーバーフロー付近で、かつプールの水位が「燃料交換」の場合

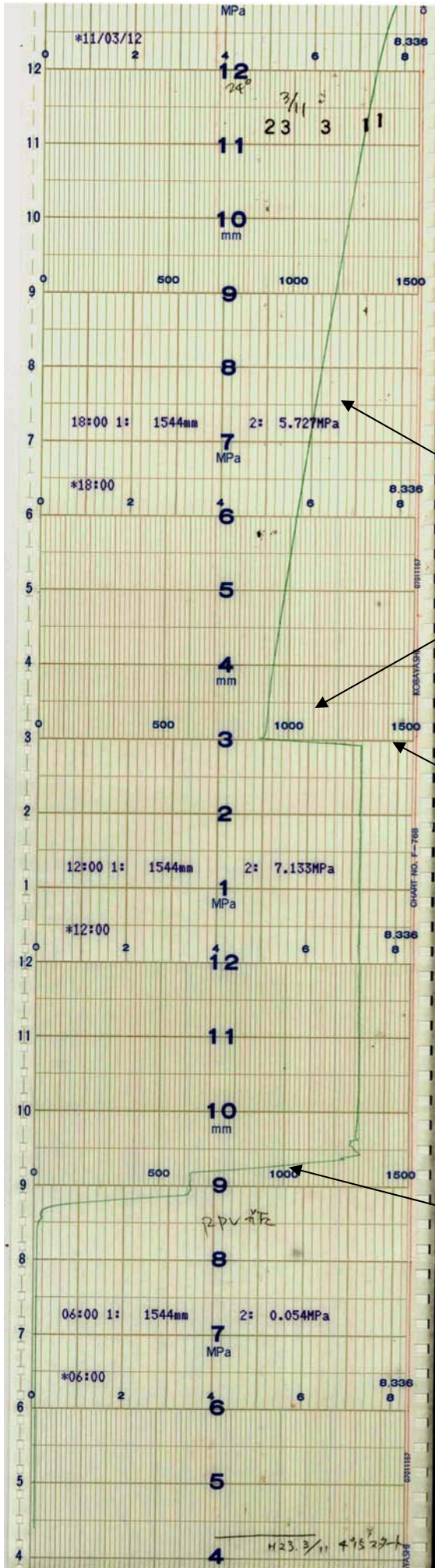
Table with 4 columns: 確認項目, 1-1重, 1-2重, 備考. Rows include: R/R A系ポンプA SIC運転中, R/R A系ポンプA SIC運転可能, R/R A系ポンプB SIC運転中, R/R A系ポンプB SIC運転可能, R/R B系ポンプA SIC運転中, R/R B系ポンプA SIC運転可能, R/R B系ポンプB SIC運転中, R/R B系ポンプB SIC運転可能, 原子炉冷却材温度 (6.5°C以下確認), 原子炉冷却材温度採取場所 (備考を参照し番号を記入)

(2)-4非常用炉心冷却系統の状態確認 【除外条件】 (以下の2つの条件のどれかが(OR条件)成立時は記入不要、一括斜線とする。) ・原子炉内から全燃料が取り出され、かつプールの水位が「燃料交換」の場合 ・原子炉水位がオーバーフロー付近で、かつプールの水位が「燃料交換」の場合

Table with 4 columns: 確認項目, 1-1重, 1-2重, 備考. Row 1: 原子炉水位, 2重① OF水位, 1-1重 OF水位, 1-2重 OF水位, 備考 (1)燃料交換, (2)燃料交換

備考: ・7.44 SHC (R/Rポンプ(B)) 停止 ・8.31~9.19 R/PV 作業

【5号 原子炉水位、原子炉圧力】



- ① 原子炉圧力容器の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

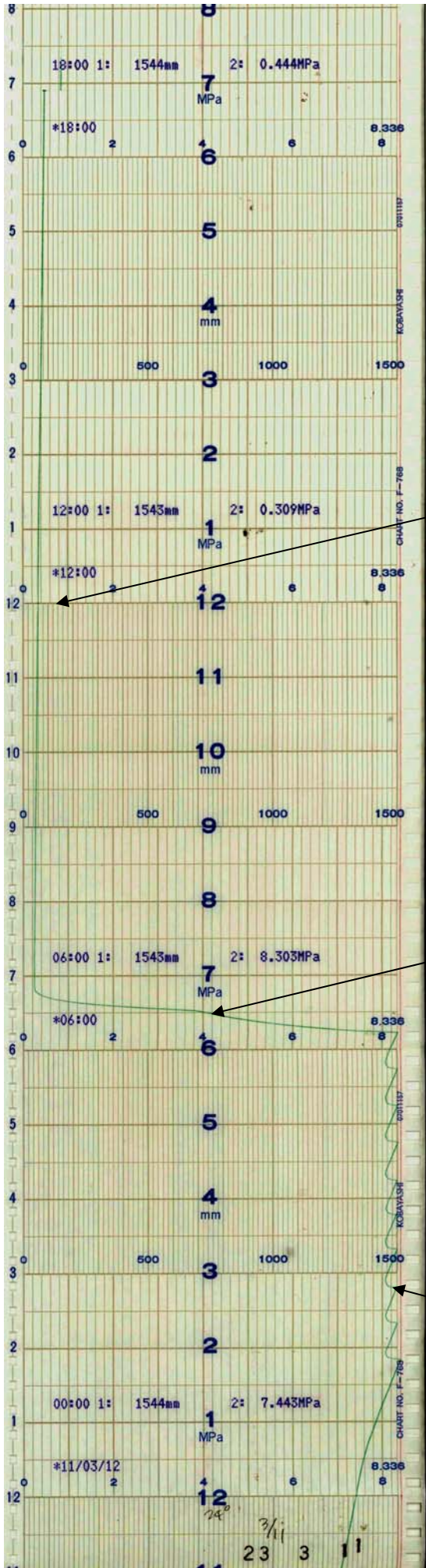
④

③

②

①

【5号 原子炉水位、原子炉圧力】



LR/PR-6-97	
No. 1	原子炉水位
No. 2	原子炉圧力

- ⑤ 主蒸気逃し安全弁による炉圧制御
- ⑥ 原子炉圧力容器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

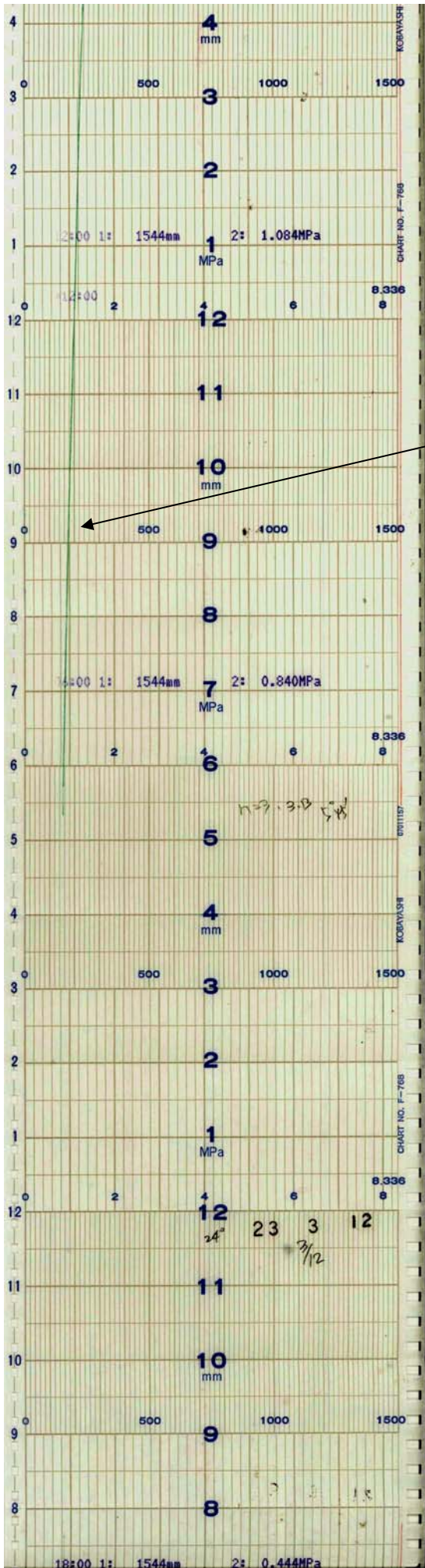
⑦

⑥

⑤

1F-5-9

【5号 原子炉水位、原子炉圧力】

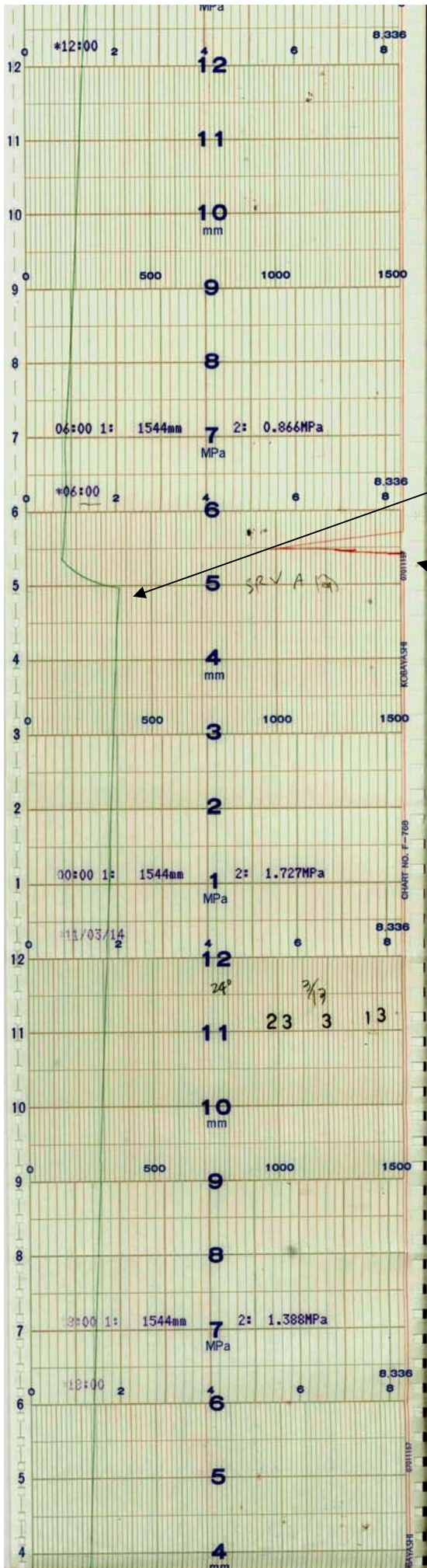


LR/PR-6-97	
No. 1	原子炉水位
No. 2	原子炉圧力

⑧ 崩壊熱による緩やかな圧力上昇

⑧

【5号 原子炉水位、原子炉圧力】



LR/PR-6-97	
No. 1	原子炉水位
No. 2	原子炉圧力

- ⑨ 主蒸気逃し安全弁による減圧、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

様式-1

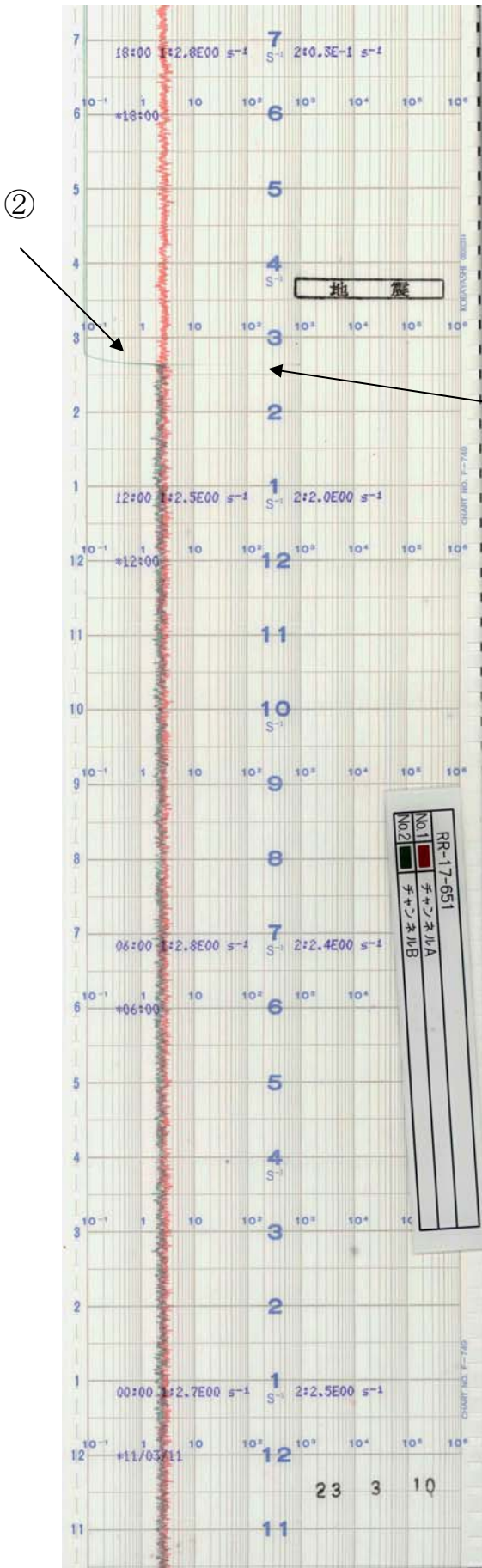
福島第一原子力発電所 5・6号機

当直長引継日誌 (1/3)

当直長引継日誌

					[確認] 原子炉主任技術者
平成23年 3月11日 金曜日 21時00分 1直 A班					[確認] 次直 当直長
					[作成・承認] 当直長
6(直員) 出勤 一名(研修指導員) 1名(研修生)		適用する 組織表No.	休務 代務	なし なし	応援 別紙参照
5号機	発電機出力	0MWe	原子炉の状態	運転・起動・高温停止・冷温停止	燃料交換
6号機	発電機出力	0MWe	原子炉の状態	運転・起動・高温停止・冷温停止	燃料交換
記 事					
5号機					
1. 運転状況					
(1) 定検停止中					
(2) RPV昇圧完了 ↑ 7.15MPa ~ 9:19					
(3) CR1本引抜きインターロック試験 合格 10:07~10:13					
(4) 制御棒駆動水系機能検査(スクラム検査) 干/中断 10:45/14:46					
(5) 警報「地震加速度大スクラム」発生 14:47					
(6) 原子炉自動スクラム 14:47					
(7) 5A、5B D/G自動起動・並列 14:47					
(8) 5A、5B D/Gトリップ → 全交流電源喪失 15:36					
2. 保安規定の遵守状況					
(1) 保安規定17条(地震・火災等発生時の対応)					
・震度5弱以上の地震発生に伴い運転管理部長報告 14:50					
(2) 保安規定76条(異常発生時の基本的対応)					
・原子炉自動スクラム発生に伴い運転管理部長報告 14:50					
(3) 保安規定113条(通報)					
・原子力災害特別措置法第10条第1項特定事象(全交流電源喪失) 発生に伴い運転管理部長報告 15:41					
3. 定例試験					
なし					
4. 作業依頼・不適合					
なし					
5. 廃棄物処理設備の状況					
特記事項なし					

【5号 主排気筒モニタ】



RR-17-651	
No.1	チャンネルA
No.2	チャンネルB

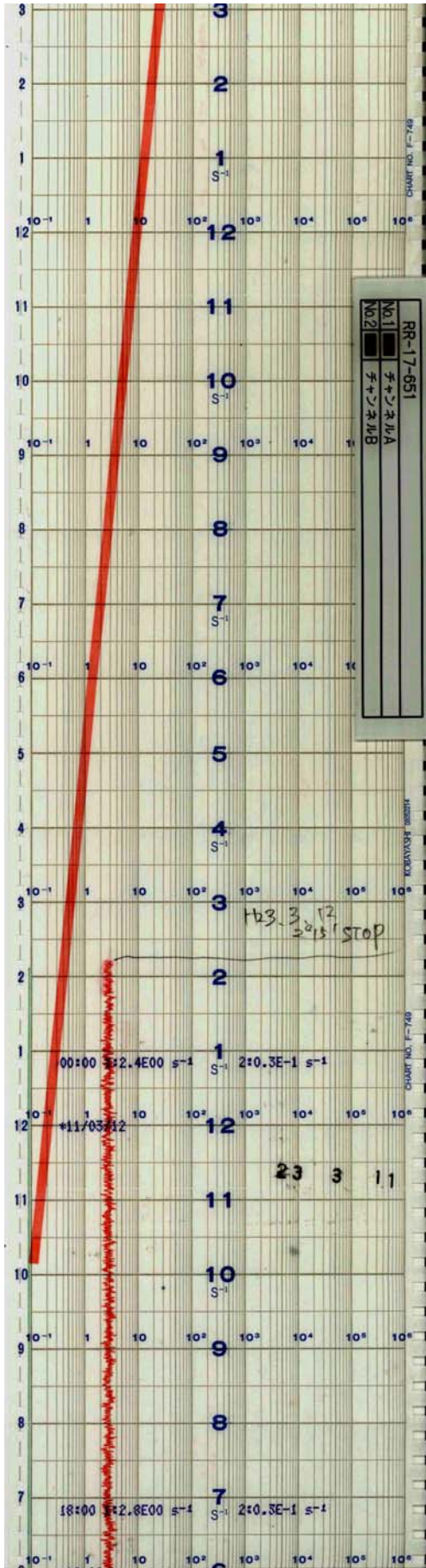
- ① 14時47分 地震によるスクラム
- ② 電源喪失によるチャンネルBの停止

①

②

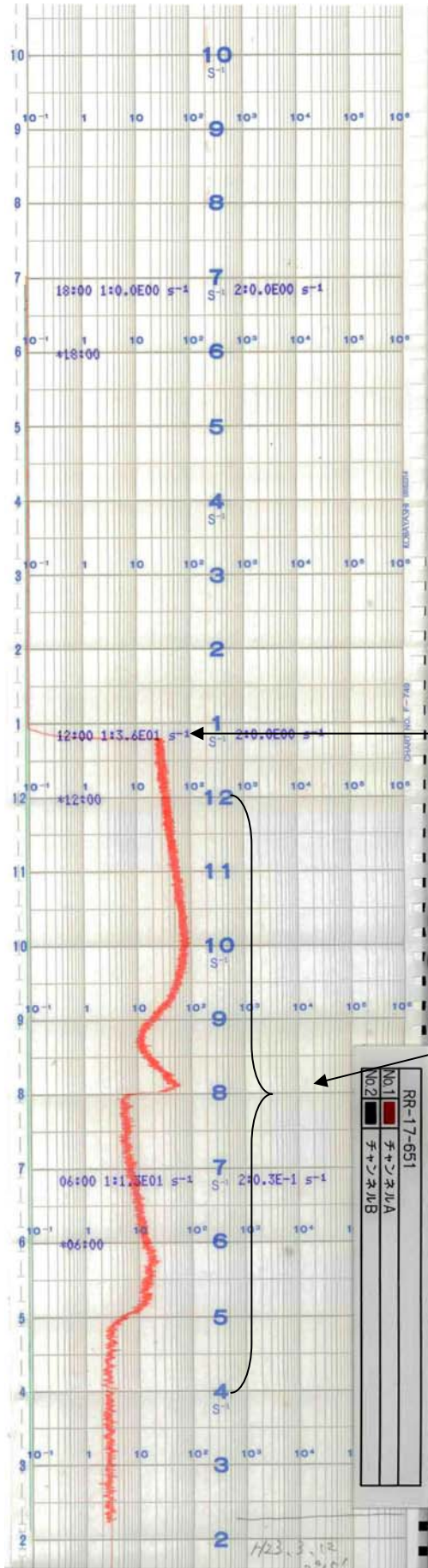
RR-17-651	
No.1	チャンネルA
No.2	チャンネルB

【5号 主排気筒モニタ】



RR-17-651	
No.1	チャンネルA
No.2	チャンネルB

【5号 主排気筒モニタ】



- 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



③

7. 6号機データ分析概略説明

(1) プラントデータ

6号機で回収されたデータによるプラントの挙動について、次頁以降に示す。

6号機のチャートは、地震時、津波襲来時のデータを記録しているが、津波による浸水の影響と思われる電源の喪失や信号自体の喪失により、ある一定時間動作後停止している。警報発生装置は、地震発生後1時間程度記録を出力したのち印字を停止している。当直員による記録である運転日誌についても、地震等の事象が発生する以前の記録は残されているが、事象発生以降は、停電の影響や、過酷な条件下でその対応に追われたため、必ずしも完全な形では残されていない。

6号機の過渡現象記録装置は、プラントが定検停止中だったため、停止されておりデータは取得されていない。

(2) プラント挙動

- ① 6号機は平成22年8月14日より定検停止中であり、地震発生時には、原子炉には燃料が装荷され、原子炉圧力容器は上蓋がボルトで締め付けられた状態であった。原子炉は冷温停止状態で、制御棒は全挿入状態であった。当直長引継日誌によれば、地震発生前の当直の確認では使用済燃料プール水位は満水（オーバーフロー水位付近）、プール水温は25℃であり問題ないレベルであった。

(添付資料－6－1～5)

- ② 地震の発生後、原子炉圧力が崩壊熱により緩やかに上昇するが、停止後の期間が5号機より長いために、5号機と比べて推移は緩やかである。3月13日に復水移送ポンプを起動し、3月14日以降、5号機と同様に適宜、主蒸気逃し安全弁による減圧を実施し、併せて復水貯蔵タンクからの水を原子炉へ補給する操作を繰り返し、原子炉圧力と水位を制御した。

(添付資料－6－6、7)

- ③ 地震により外部電源を喪失したため、非常用ディーゼル発電機3台が自動起動した。外部電源喪失により停止時冷却モードで運転中だった残留熱除去系及び燃料プール冷却浄化系が運転を停止したが、非常用ディーゼル発電機が起動した。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。その後の津波の影響によりディーゼル発電機2台が失われたものの、1台のディーゼル発電機は運転を継続した。このディーゼル発電機から上記原子炉への補給水機能の維持に必要な電源を得た。なお、残留熱除去系、低圧炉心スプレイ系および高圧炉心スプレイ系は、電源喪失や海水ポンプ使用不可のため動作不可となった。

(添付資料－6－7、別紙－2)

- ④ その後、3月19日に残留熱除去系の冷却を行うために仮設の海水ポンプを

起動した。残留熱除去系の系統構成を切り替えることで使用済燃料プールと原子炉の冷却を交互に行い、使用済燃料プールと原子炉双方の冷却を実施した。3月20日19時27分に原子炉は冷温停止に至った。

(添付資料－6－1～5)

- ⑤ 6号機は5号機と排気筒を共用しているが、5号機で記したとおり、排気筒放射線モニタについては、原子炉スクラム以降もノイズはあるものの、記録を終了するまでの間安定した値を示しており、異常は認められない。

大井原炉規則第7条/保安規定第120条対象記録

福島第一原子力発電所 6号機 運転日記誌 [1]

2011年3月11日

Table with 4 columns: 運転項目 (Operating Item), 運転条件 (Operating Conditions), 監視項目 (Monitoring Items), 異常発生状況 (Abnormality Status).

Table with 4 columns: 記録確認項目 (Recording Confirmation Items), 確認内容 (Confirmation Content), 確認結果 (Confirmation Result), 確認時刻 (Confirmation Time).

Table with 4 columns: 運転項目 (Operating Item), 内容 (Content), 担当者 (Responsible Person), 承認者 (Approver).

Table with 4 columns: 時刻 (Time), 項目 (Item), 値 (Value), 単位 (Unit).

Table with 4 columns: 項目 (Item), 値 (Value), 単位 (Unit), 備考 (Remarks).

Table with 4 columns: 時刻 (Time), 項目 (Item), 値 (Value), 単位 (Unit).

Table with 4 columns: 項目 (Item), 値 (Value), 単位 (Unit), 備考 (Remarks).

Table with 4 columns: 項目 (Item), 値 (Value), 単位 (Unit), 備考 (Remarks).

運転事項 (Operating Items) and 異常発生状況 (Abnormality Status) text block.

記号 (Symbol) and 地震・津波の発生 (Occurrence of Earthquake/Tsunami) text block.

本機は炉規則第7条/保安規定第120条対象記録

福島第一原子力発電所 6号機

運 転 日 誌 別 紙

2011年 3月 11日

承認者	承認者	承認者	承認者
承認者	承認者	承認者	承認者
承認者	承認者	承認者	承認者
承認者	承認者	承認者	承認者

時刻	9,35,36,37,120		9,120				9,37		38		56		備考
	炉心の温度	冷却材流量	冷却材圧力	冷却材入口温度	冷却材出口温度	再結合容器内の温度		原子炉圧力	原子炉水位	原子炉圧力	原子炉水位	再結合容器内の温度	
0	26												
1	26												
2	26												
3	26												
4	26												
5	26												
6	26												
7	26												
8	26												
9	26												
10	26												
11	26												
12	26												
13	26												
14	26												
15	26												
16	26												
17	26												
18	26												
19	26												
20	26												
21	26												
22	26												
23	26												
24	26												

停止中

補足事項
 原子炉圧力容器過剰水位(水圧) 検出時、原子炉圧力を加圧する場合は、原子炉圧力を加圧する前に、原子炉圧力を減圧する。
 原子炉圧力容器過剰水位(水圧) 検出時、原子炉圧力を加圧する場合は、原子炉圧力を加圧する前に、原子炉圧力を減圧する。
 原子炉圧力容器過剰水位(水圧) 検出時、原子炉圧力を加圧する場合は、原子炉圧力を加圧する前に、原子炉圧力を減圧する。

※ 電源喪失に注意不可
 ※ 監視計器変更
 H23.3.11 E3池

福島第一原子力発電所6号機 日常点検表 (「冷温停止」・「燃料交換」用) 1/2

2011年3月11日

記録期間: (2班① 5時~6時)・(1-1班 12時~13時)・(1-2班 19時~20時)・(2班② 2,4時)

1. 計測及び制御設備

(1) 核炉の確認

- a. 起動領域モニタの確認
 - ・指示値の指示が3 CPS以上であることを確認する。(起動領域モニタ周りの状態が4体未満を除く)
 - ・動作不能でないことを「動作不能の確認項目」①~③により確認する。

【除外条件】

・全燃料が取り出されている場合は記入不要(一括記録とする)

P.N.L	機器名	種別	設定値		記入例
			2班①	1-1班	
H13-7635	SRNM A	△昇/短短10秒以下下限3 CPS以下	△	△	異常なし「レ」
	SRNM B	△昇/短短10秒以下下限3 CPS以下	△	△	異常「X」
	SRNM C	△昇/短短10秒以下下限3 CPS以下	△	△	SRM保出器開りに燃料が無い場合「-」印を記入する
	SRNM D	△昇/短短10秒以下下限3 CPS以下	△	△	
	SRNM E	△昇/短短10秒以下下限3 CPS以下	△	△	
	SRNM F	△昇/短短10秒以下下限3 CPS以下	△	△	
H13-7636	SRNM G	△昇/短短10秒以下下限3 CPS以下	△	△	
	SRNM H	△昇/短短10秒以下下限3 CPS以下	△	△	
	SRNM I	△昇/短短10秒以下下限3 CPS以下	△	△	
	SRNM J	△昇/短短10秒以下下限3 CPS以下	△	△	

(2) 原子炉建屋換気放射線モニタの確認

- ・動作不能でないことを「動作不能の確認項目」①~③により確認する。
- ・(組立変更時)停止余熱処理後の放射線1本を吸入、引き抜きを待機し、又は原子炉建屋内で照射された燃料に起因する作業時において動作不能でないこと)

P.N.L	機器名	種別	設定値	1-1班	記入例
H13-7635	原子炉建屋換気放射線モニタA	RIS-D17-N600A	0.009mSv/h以上	△	異常なし「レ」
	原子炉建屋換気放射線モニタB	RIS-D17-N600B	0.009mSv/h以上	△	異常「X」
	原子炉建屋換気放射線モニタC	RIS-D17-N600C	0.009mSv/h以上	△	
H13-7636	原子炉建屋換気放射線モニタD	RIS-D17-N600D	0.009mSv/h以上	△	

2. 外搭電源

- ・外搭電源1系列が動作可能であることを外部電源の電圧が確認していることと確認する。

夜の線路1号	確認項目	2班①	記入例
夜の線路2号		△	異常なし「レ」、異常「X」
		△	停止中の場合は「-」

3. 所内電源系統母線状態確認

- (1) 原子炉保護系母線
 - ・原子炉保護系母線が受電されていることを母線変換機表示白ランプ点灯により確認する。

P.N.L	確認項目	2班①	2班②	記入例
H13-7609	RPS A系母線受電 白ランプ点灯	△	△	異常なし「レ」、異常「X」、停止中の場合は「-」
H13-7611	RPS B系母線受電 白ランプ点灯	△	△	

- (2) 非常用交流高圧電源母線
 - ・非常用交流高圧電源母線が受電されていることを電圧指示灯等で確認する。

P.N.L	機器番号	確認項目	2班①	2班②	記入例
CP-1	EI-45	非常用交流高圧電源母線G電圧正常	△	△	異常なし「レ」、異常「X」、停止中の場合は「-」
	EI-48	非常用交流高圧電源母線G電圧正常	△	△	
	EI-1	非常用交流高圧電源母線HPCS電圧正常	△	△	

- (3) 直流電源母線
 - ・直流電源母線が受電されていることを電圧指示灯にて確認する。

P.N.L	機器番号	確認項目	2班①	2班②	記入例
CP-1	EI-01	DC12.5V母線H電圧正常	△	△	異常なし「レ」、異常「X」、停止中の場合は「-」
	EI-02	DC12.5V母線H電圧正常	△	△	
	EI-09	DC12.5V HPCS母線電圧正常	△	△	

- (4) 設備維持に対する機能確認

設備維持に対する機能確認	確認項目	2班①	2班②	記入例
		△	△	要求機能を確認する「レ」、要求機能を満足しない「X」

- ・設備維持に対する機能確認とは、保安規定第27条、第35条、第36条、第40条で要求される設備の維持に必要な
- ・原子炉保護系母線、非常用交流高圧電源母線、直流電源母線が受電されていること。
- ・原子炉保護系母線、非常用交流高圧電源母線、直流電源母線が停止中の場合において設備維持に対する機能確認を行うこと。

動作不能の確認項目
 ①当機チャンネルが設定値に達している場合、当該チャンネルがトリップしていること (稼働動作していないこと)
 ②当該チャンネルの指示値に異常な変動がないこと
 ③他のチャンネルと比較して有意な差異がないこと

承認時確認事項
 ・全ての放射線が揃っていること。
 ・全ての放射線が片面印刷であること。
 ・ホチキス等で離散防止が図られていること。

水級	当班班長	当班副班長	主任・副主任	主任・副主任	主任・副主任
2班①					
1-1班					
1-2班					
2班②					

4. 使用済燃料プールの水温

P.N.L	確認項目	機器番号	制限値	記録欄 [℃]	2班①	2班②	記入例
H13-7614	使用済燃料プールの水温 (1日目の最大値)	TIS-EI2-R601 打点器	85℃以下	※	△	△	異常なし「レ」、異常「X」

※管理目標値52℃以下

5. 使用済燃料プールの水位

確認項目	2班①	2班②	記入例
使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあること	△	△	異常なし「レ」、異常「X」

備考
 ※ 電源喪失の為読めず

福島第一原子力発電所 6号機 日常点検表 (「冷温停止」・「燃料交換」用) 2/2

2011年3月11日

6. 原子炉停止時冷却系の確認

(1) 原子炉の状態確認 (該当項目を○で囲む)

確認項目	1-1直	1-2直	備考
原子炉の状態			
冷温停止時冷却系	○	○	①-2を参照
燃料交換	○	○	②-2を参照

(2) 原子炉停止時冷却系の状態確認 (原子炉の状態が「冷温停止」の場合)

- ・ 原子炉の状態が「冷温停止」の場合、冷温停止時に記入不要、一括斜線とする。
- ・ 原子炉の状態が「燃料交換」の場合、燃料交換時に記入不要、一括斜線とする。
- ・ 原子炉停止時冷却系起動時に発生する配管注水及びウオウミング
- ・ 原子炉の排風を行う検査時 (原子炉冷却目的の排風開始から降風開始までの期間)

確認項目	2直①	1-1直	1-2直	記入例
R/R A系ポンプ SIC運転中	○	○	○	○
R/R A系ポンプ SIC運転可能	○	○	○	○
R/R B系ポンプ SIC運転中	○	○	○	○
R/R B系ポンプ SIC運転可能	○	○	○	○
原子炉冷却温度 (100℃未満確認)	26	26	26	26
原子炉冷却温度採取場所(備考を参照し番号を記入)	(5)	(5)	(5)	(5)
原子炉状態に対する要求機能満足	○	○	○	○

原子炉状態に対する要求機能満足 (OR条件)
 ・ 1系列の原子炉停止時冷却系が動作可能であること及び原子炉で発生する崩壊熱が原子炉停止時冷却系以外の手段で除去出来ること(備考を参照)。
 ・ 原子炉停止時冷却系が停止した場合においても、原子炉冷却温度が100℃未満に保つことが出来ること。

(2)-2 原子炉停止時冷却系の状態確認 (原子炉の状態が「燃料交換」の場合)

- ・ 原子炉の状態が「冷温停止」の場合、冷温停止時に記入不要、一括斜線とする。
- ・ 原子炉内から全燃料が取出され、かつアークゲートが閉の場合

確認項目	2直①	1-1直	1-2直	備考
原子炉水位	○	○	○	○
R/R A系ポンプ SIC運転中	○	○	○	○
R/R A系ポンプ SIC運転可能	○	○	○	○
R/R B系ポンプ SIC運転中	○	○	○	○
R/R B系ポンプ SIC運転可能	○	○	○	○
原子炉冷却温度 (65℃以下確認)	26	26	26	26
原子炉冷却温度採取場所(備考を参照し番号を記入)	(5)	(5)	(5)	(5)
原子炉状態に対する要求機能満足	○	○	○	○

原子炉状態に対する要求機能満足 (OR条件)
 ・ 1系列の原子炉停止時冷却系が動作可能であること及び原子炉水位がオーバーフロー水位となるまでの期間は、さらに1系列の原子炉停止時冷却系が動作可能であること。
 ・ 原子炉停止時冷却系が停止した場合においても、原子炉冷却温度が65℃以下に保つことが出来ること。

7. 非常用炉心冷却系の確認

(1) 原子炉の状態確認

確認項目	2直①	1-1直	1-2直	備考
原子炉の状態				
アークゲート	○	○	○	○
燃料の状態	○	○	○	○
原子炉水位	○	○	○	○

(2) 非常用炉心冷却系の状態確認

- ・ 非常用炉心冷却系の水源の確認 (CSTが水源の場合)
 【除外条件】 (以下の2つの条件のどちらかが (OR条件) 成立時は記入不要、一括斜線とする。)
 ・ 原子炉内から全燃料が取出され、かつアークゲートが閉の場合
 ・ 原子炉水位がオーバーフロー付近で、かつアークゲートが閉の場合

確認項目	2直①	1-1直	1-2直	備考
ECCS系水位	○	○	○	○

(2)-2 非常用炉心冷却系の状態確認 (CSTが水源の場合)
 【除外条件】 (以下の2つの条件のどちらかが (OR条件) 成立時は記入不要、一括斜線とする。)
 ・ 原子炉内から全燃料が取出され、かつアークゲートが閉の場合
 ・ 原子炉水位がオーバーフロー付近で、かつアークゲートが閉の場合

確認項目	2直①	1-1直	1-2直	備考
CSTレベル	○	○	○	○
H/P CCS系ポンプ水源の確認 (177cm以上)	○	○	○	○
圧水移送ポンプを注水系統として確保する場合は4.37cm以上	○	○	○	○

(2) 非常用炉心冷却系の状態確認 (S/Cが水源の場合)
 【除外条件】 (以下の3つの条件のどちらかが (OR条件) 成立時は記入不要、一括斜線とする。)
 ・ ECCS系水源がCSTの場合
 ・ 原子炉内から全燃料が取出され、かつアークゲートが閉の場合
 ・ 原子炉水位がオーバーフロー付近で、かつアークゲートが閉の場合

確認項目	2直①	1-1直	1-2直	備考
S/Cレベル	○	○	○	○
ECCS系ポンプ水源の確認 (40.7cm以上)	○	○	○	○

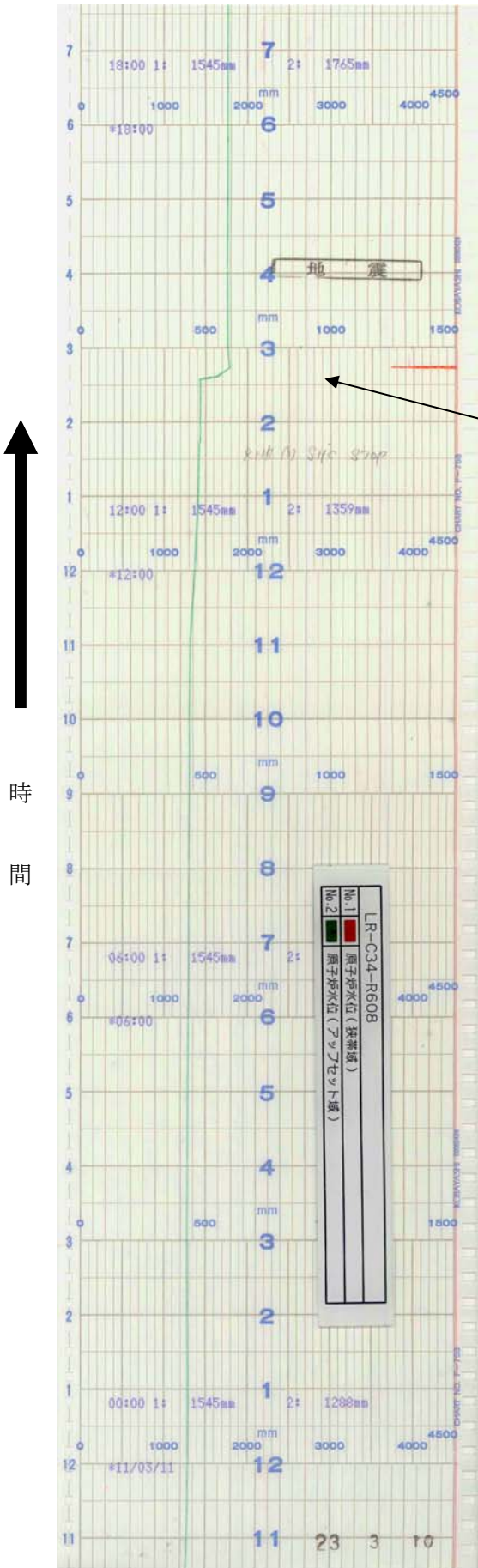
(2)-4 非常用炉心冷却系の状態確認
 【除外条件】 (以下の2つの条件のどちらかが (OR条件) 成立時は記入不要、一括斜線とする。)
 ・ 原子炉内から全燃料が取出され、かつアークゲートが閉の場合
 ・ 原子炉水位がオーバーフロー付近で、かつアークゲートが閉の場合

確認項目	2直①	1-1直	1-2直	備考
低圧炉心スプレイス系注入可能	○	○	○	○
高圧炉心スプレイス系注入可能	○	○	○	○
R/R A系 低圧注水系 注入可能	○	○	○	○
R/R B系 低圧注水系 注入可能	○	○	○	○
R/R C系 低圧注水系 注入可能	○	○	○	○
復水移送ポンプ1台以上運転中	○	○	○	○
原子炉状態に対する要求機能満足	○	○	○	○

原子炉状態に対する要求機能満足 (OR条件)
 ・ 動作可能であるべき非常用炉心冷却系、系統数2系列 (自動減圧系及び高圧注水系を除く)
 ・ 動作可能であるべき非常用炉心冷却系、系統数1系列 (自動減圧系及び高圧注水系を除く) 及び復水移送ポンプ1系列

備考
 ・ 1 状態確認
 4.1.1. 3.1.1
 A系

【6号 原子炉水位 (狭帯域、アップセット域)】



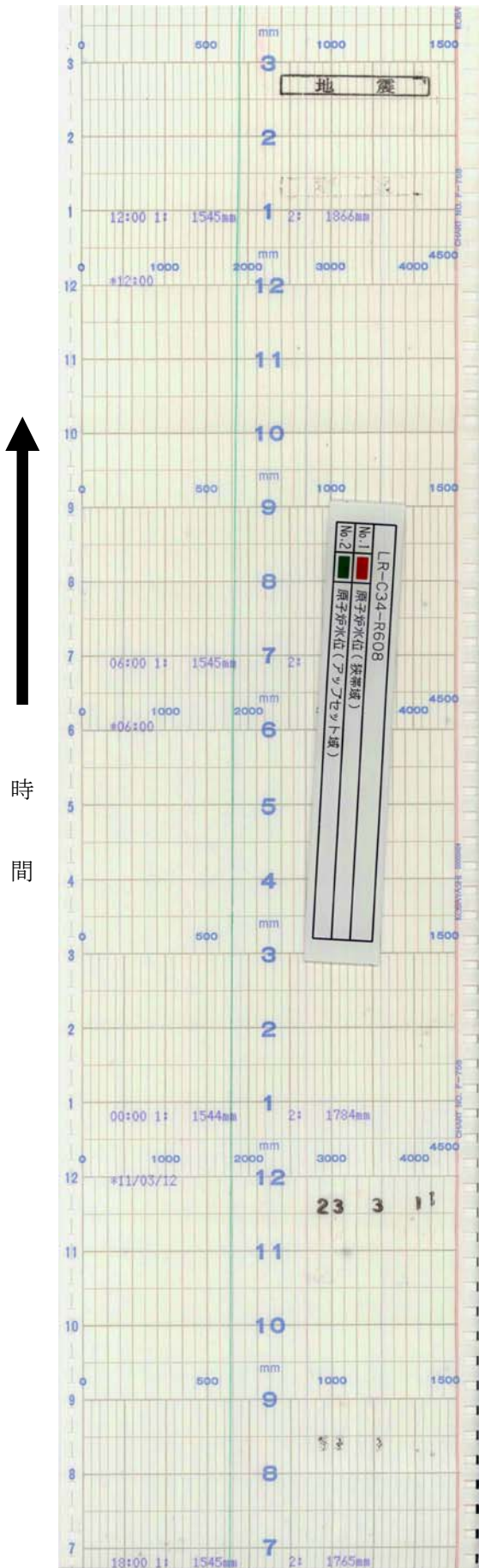
LR-C34-R608	
No.1	原子炉水位 (狭帯域)
No.2	原子炉水位 (アップセット域)

① 14時46分 地震発生と地震に伴う水位変動

①

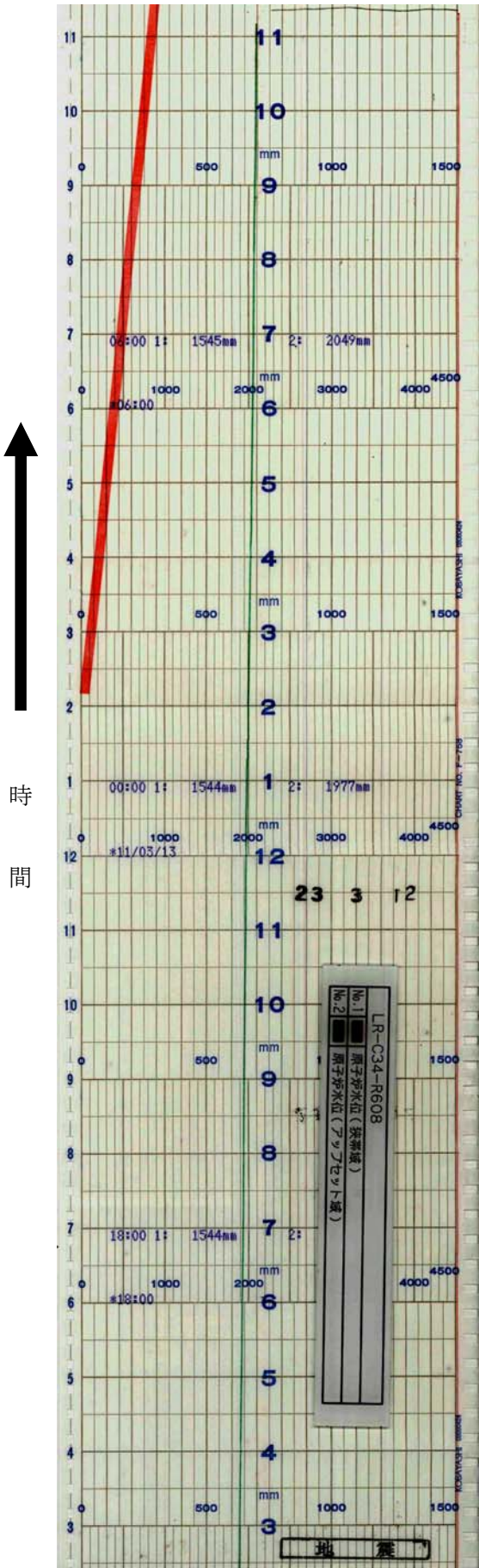
2011/3/11 0:00

【6号 原子炉水位 (狭帯域、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)】



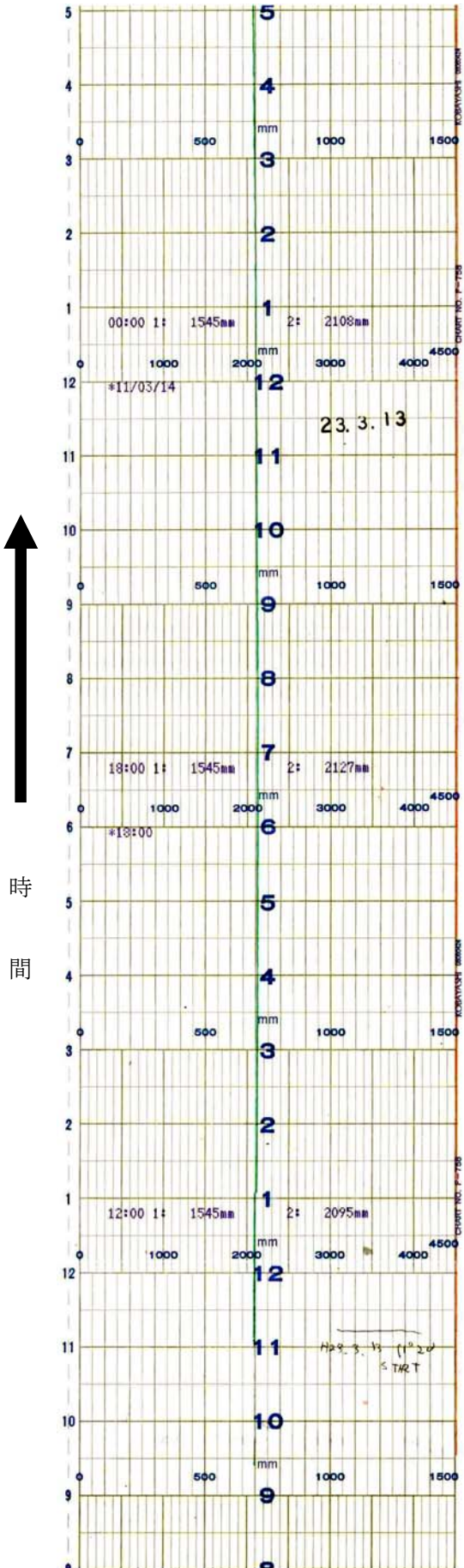
LR-C34-R608	
No.1	原子炉水位 (狭帯域)
No.2	原子炉水位 (アップセット域)

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)

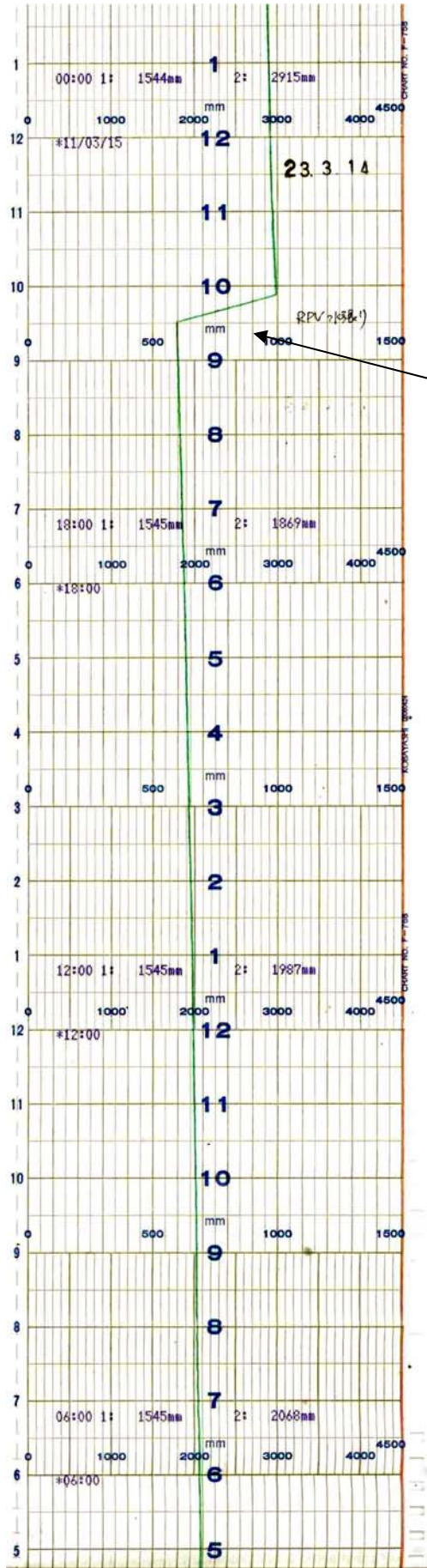
地震

【6号 原子炉水位 (狭帯域、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)】



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

2011/3/14 12:00

様式-2

福島第一原子力発電所 6号機

当直員引継日誌

当直員引継日誌(1/5)

平成 23 年 3 月 11 日 金曜日		1 直		A 班		[承認] 当直長
引継者(作成者)名		[REDACTED]		(A 班)		
引受者名		[REDACTED]		(E 班)		
運 転 状 況	原子炉の状態	運 転 ・ 起 動 ・ 高 温 停 止 ・ <u>冷 温 停 止</u> ・ 燃 料 交 換				
	原子炉水位	※ 1400 mm	S/P水位	-14.9 cm	SW圧力	0.33 MPa
	炉水温度	26.0 °C	CST水位	729 cm	RCW圧力	0.65 MPa
	炉水導電率	0.69 μS/cm			TCW圧力	0.51 MPa
	FPGプール温度	25.0 °C	SW 温度	7.2 °C		
スキマー水位	1650 mm	RCW 温度	15.8 °C			
		TCW 温度	8.3 °C			
※停止時水位計にて		(採取時刻：20時00分)				
LOIに係わるインターロック 除外の有無		なし				
定 例 試 験 ・ 定 例 切 替 の 実 施 状 況	実施時間	内 容		結 果	状 況	
	10:06~10:36	RCW Hx (B)逆洗		合格・不合格	良好・要注意・継続中・中止	
		TCW Hx (A)逆洗		合格・不合格	良好・要注意・継続中・中止	
	*	RCW Hx切替前の淡水サンプリング		合格・不合格	良好・要注意・継続中・中止	
	11:15	TCW Hx切替前の淡水サンプリング		合格・不合格	良好・要注意・継続中・中止	
	10:33~10:44	非常用密封油ポンプ自動起動試験		合格・不合格	良好・要注意・継続中・中止	
	9:57	SAコンプレッサー負荷選択切替 1→2		合格・不合格	良好・要注意・継続中・中止	
	*1	ASW系硫酸第一鉄注入		合格・不合格	良好・要注意・継続中・中止	
	*1	MGSW系硫酸第一鉄注入		合格・不合格	良好・要注意・継続中・中止	
				合格・不合格	良好・要注意・継続中・中止	
				合格・不合格	良好・要注意・継続中・中止	
				合格・不合格	良好・要注意・継続中・中止	
				合格・不合格	良好・要注意・継続中・中止	
				合格・不合格	良好・要注意・継続中・中止	
				合格・不合格	良好・要注意・継続中・中止	
			合格・不合格	良好・要注意・継続中・中止		
			合格・不合格	良好・要注意・継続中・中止		
			合格・不合格	良好・要注意・継続中・中止		
			合格・不合格	良好・要注意・継続中・中止		
備 考	・RHR B系 SHCモード 運転中(流量440ℓ/s) * 5号機TOC上昇対策のため中止 * 1 地震により中止					

福島第一原子力発電所 6号機

平成 23 年 3 月 11 日 金曜日

1 直

当直員引継日誌(2/5)

時刻		分類
8:08	中操裏盤(CP-32) ANNテスト ...省令62号関連	操
8:08~8:14	中操ANNテスト ... 省令62号関連	操
9:02~	C/D9DT新樹脂洗浄作業(STEP5:RST→CRT)	P
9:24~	管理区域内清掃	P
9:55~10:08	FPCポンプ(B)ISOL	P
10:02	FCS(B-1)再循環流量計指示不良の件ISOL	P
10:04~10:30	M/D RFP(A)モータ冷却水出口弁振動調査	他
10:08	FPCポンプ(B)NFB"OFF"	P
10:53~11:00	T/B HVS北側H/Cカット H/B(A) 11.4t/h↓	操
10:55	給水ヒーター(A)→(B)切替	操
11:00~11:07	T/B HVS南側H/Cカット	操
11:07~11:18	RW/B HVS(A)、ESWGR(B)H/Cカット H/B(A) ↓8.5t/h	操
11:07~11:17	RWCU再生Hxバイパス弁"全開"(RWCU SHC運転)	操
11:20	RWCU系統出口弁(F042)"全閉" *RHR(B)SHC STOPのため	
11:09	D/G 6A潤滑油プライミングポンプ電源"ON"	P
11:12~12:28	D/G 6A潤滑油プライミングポンプ T/R	P
12:29~12:30	D/G 6A ISOL復旧	P
12:30	D/G 6A INOP「解除」	他
13:38~13:42	H/B 薬品溶解 モルホリン 70mL 原液タンク 52→51L	P
13:56	RHRポンプ(B) 停止 SHC停止 炉水温度 26°C	操
13:59	RHR(B)加圧弁(F085B)"開"	操
14:08	RW/B HVS(A)H/Cブロー	操
14:09	OG空調冷却水水張り	操
14:29	T/B HVS南側H/Cブロー	操
分類の凡例	M: MRF発行 不: 不適合報告 定: 定例試験・切替 操: 運転操作 P: PTW RW: R/W関係 様: 様子見 他: その他	

福島第一原子力発電所 6号機

平成 23 年 3 月 11 日 金曜日 1 直 当直員引継日誌(3/5)

時刻	内容	分類		
14:40	T/B HVS北側H/Cブロー	操		
14:46	地震発生(宮城県沖 M9.0) 浜通り 震度6強 ANN「SYSTEM A REACTOR AUTO SCRAM」発生 ANN「SYSTEM B REACTOR AUTO SCRAM」発生 RHRポンプ(B)トリップ……起動前サーベランス中(S/Cクーリングライン) RHRSポンプ(B/D)トリップ RWCU隔離 CRDポンプ(B)「手動停止」 LPCP(A), HPCP(C)トリップ ASWポンプ(B/C)トリップ TCWポンプ(B)トリップ CWP(A/B/C)トリップ	他		
14:47	D/G(HPCS, 6A, 6B) 自動起動/並列 PLRMG EOP(A/B) 停止 火報発生……リセットにて全消灯確認			
15:33	DTrポンプ(B) 停止……純水全停	操		
15:36	火報発生(D/G6B室)……リセット出来ず	操		
15:36	HPCS, 6AD/Gトリップ(津波によりSWポンプ水没)	他		
15:36	M, Tb MSOP, TGOP, EOP 停止	操		
15:36	RFP-T(A/B) EOP 停止	操		
15:45	6号定検補機 中操待避確認	他		
15:45	5号機10条通報	他		
15:52	SGTS(A) トリップ確認(電源なし)	他		
16:36	原災法15条通報	他		
16:41	ANN「T/B B1F CONDENSER AREA LEAK DETECTION」発生	他		
17:04	ANN「IA COMP DICSH AIR TEMP HIGH」発生	他		
17:10	ANN「IA RECEIBER PRESS LOW」発生	他		
19:12	RCWポンプ(B) 停止……RCW全停	操		
19:14	D/G6B 周波数調整 50.6→50.0Hz	操		
分類の凡例	M: MRF発行 P: PTW	不: 不適合報告 RW: R/W関係	定: 定例試験・切替 様: 様子見	操: 運転操作 他: その他

様式-1

福島第一原子力発電所 5・6号機

平成23年 3月 11日 金曜日 (1直) 当直長引継日誌 (2/3)

6号機	
1. 運転状況	
(1) 定検停止中	
(2) D/G 6A 待機 (潤滑油プライミングポンプ点検終了)	12:30
(3) RHRポンプ (B) 系SHCモード停止	13:56
(4) 警報「SEISMIC MONITORING TRIP」発生	14:46
(5) 警報「SYSTEM A/B REACTOR AUTO SCRAM」発生	14:46
(6) 6A、6B、HPCS D/G自動起動・並列	14:47
(7) 6A、HPCS D/Gトリップ	15:36
2. 保安規定の遵守状況	
(1) 保安規定17条 (地震・火災等発生時の対応)	
・震度5弱以上の地震発生に伴い運転管理部長報告	14:50
(2) 保安規定76条 (異常発生時の基本的対応)	
・原子炉自動スクラム発生に伴い運転管理部長報告	14:50
3. 定例試験	
なし	
4. 作業依頼・不適合	
なし	
5. 廃棄物処理設備の状況	
特記事項なし	
6. その他 (共通)	
(1) 地震発生	14:46 震度: 双葉町新山 6強、大熊町野上 6強、大熊町下野上 6強、 富岡町本岡 6強、楢葉町北田 6強
(2) 大津波警報発令	14:58

8. 共用プールデータ概略説明

(1) プラントデータ

共用プールに関して回収されたデータによる共用プールの挙動について、次頁以降に示す。

共用プールのチャートは、地震時、津波襲来時のデータを記録しているが、電源の喪失や信号自体の喪失により、地震直後あるいは一定時間動作した後停止している。当直員による記録である運転日誌についても、地震等の事象が発生する以前の記録は残されているが、事象発生以降は、停電の影響や、過酷な条件下でその対応に追われたため、必ずしも完全な形では残されていない。

(2) プラント挙動

- ① 共用プールは、平成 23 年 3 月 11 日 14 時 46 分に発生した地震以前のデータに特に問題はなく、30℃程度の水温で安定的に燃料の貯蔵を行っていた。当直長引継日誌によれば、地震発生前の当直の確認では共用プール水位は満水（オーバーフロー水位付近）、プール水温は 34℃であり問題ないレベルであった。

(添付資料－共用－1、2)

- ② プール水温の記録計は地震による電源喪失の影響で地震直後に記録を停止している。地震直後に電源が喪失したことから、燃料プール冷却ポンプが運転を停止したが、燃料プール冷却ポンプは 2 号ないしは 4 号の非常用ディーゼル発電機から給電を受けることが可能であり、これら号機で非常用ディーゼル発電機が起動した。非常用ディーゼル発電機からの給電を受けての燃料プール冷却ポンプの再起動については、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 34℃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。その後の津波の影響により全交流電源が失われたため、プール冷却を行うポンプは駆動電源がなく起動できなくなった。このため、プール水温は上昇したと考えられるが、共用プールについては 3 月 18 日に現場にて水位が確保されていること（燃料の浸水状態）及び水温が 55℃（同日 11 時頃）が確認されている。また、3 月 24 日に電源が復旧されたことから同日 18 時 5 分に燃料プール冷却ポンプが起動され、以降、安定的にプール冷却が行われている。
- ③ 使用済燃料プール排気放射線モニタについては、地震発生以降も、記録を終了するまでの間安定した値を示しており、異常は認められない。

(添付資料－共用－3)

様式-1

福島第一原子力発電所 3・4号機

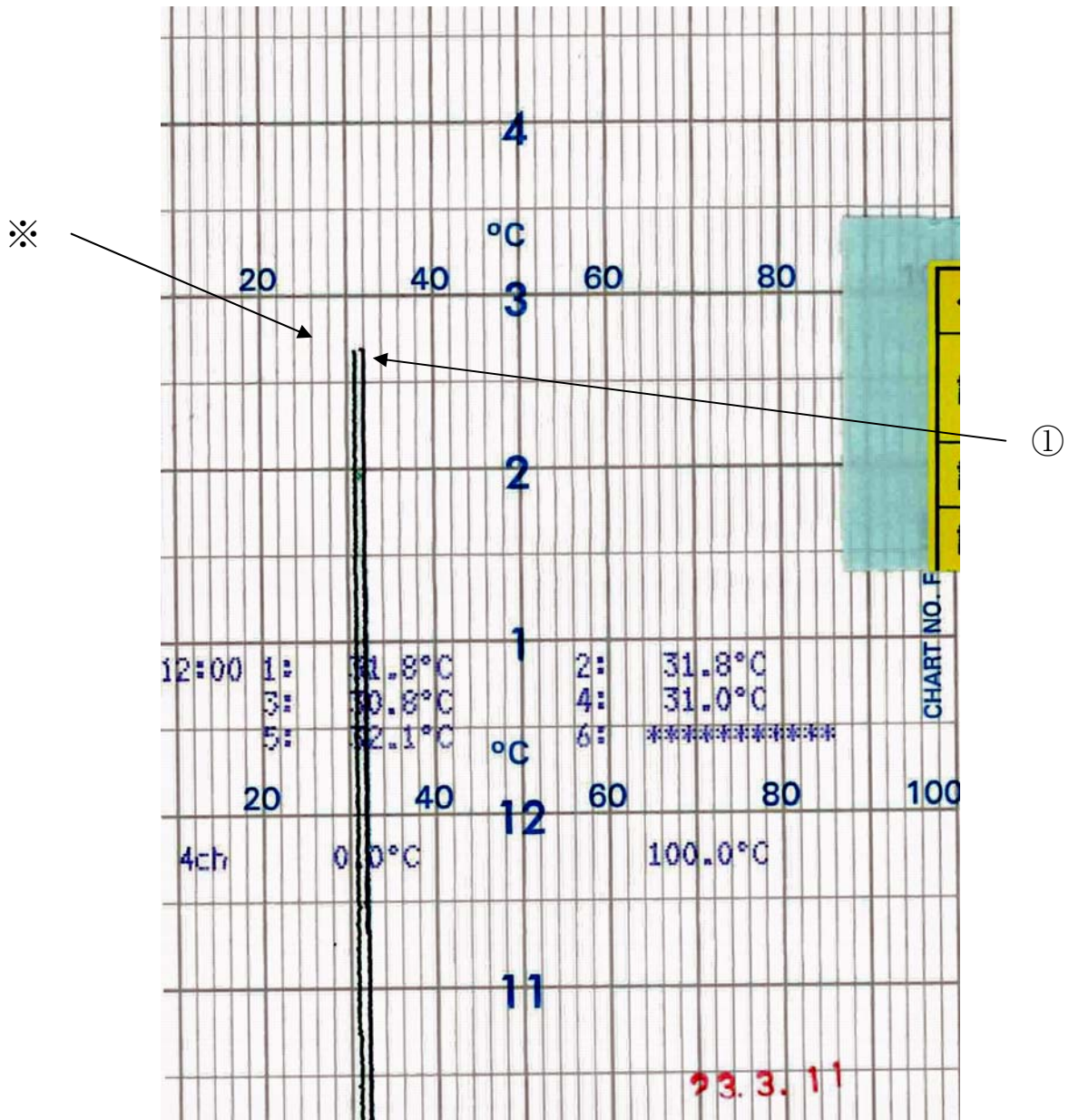
主要測定項目

平成23年 3月 11日 金曜日(2直) 当直長引継日誌(3/3)

測定項目	測定頻度	3号機	4号機	備考
1 最小限界出力比割合(CMFCP)	1回/直	0.88	-	
2 最大線出力密度比(CMFLPD)	1回/直	0.93	-	
3 原子炉最低水位	1回/直	1156mm	-	4号機 全燃料取出中
4 使用済燃料プール最高水温	1回/直	25℃	27℃	
5 使用済燃料プール水位状態	1回/直	オーバーフロー 水位付近	オーバーフロー 水位付近	
6 原子炉冷却材温度最大変化率	起動時及び 停止時	-℃/hr	-℃/hr	
7 原子炉压力容器最低温度	原子炉 压力容器の 耐圧試験時	-℃	-℃	
8 共用プール設備プール水温	1回/直	34℃		
9 共用プール設備プール水位状態	1回/直	オーバーフロー 水位付近		

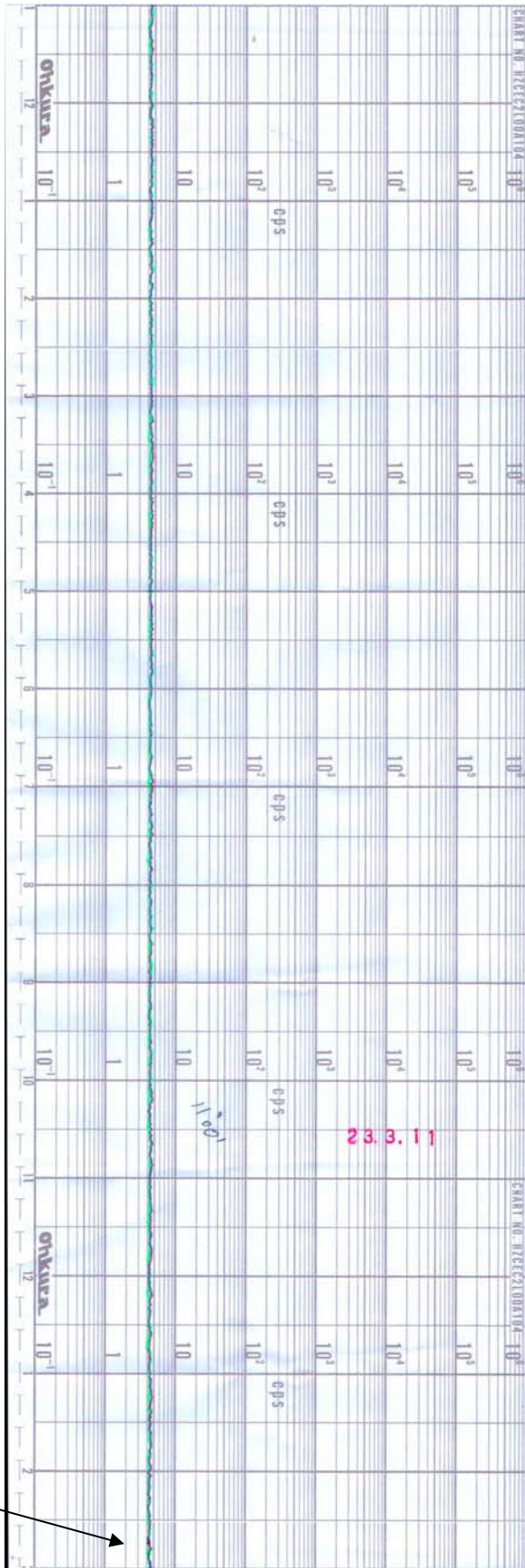
注：測定項目8,9については、3・4号機のみ対象(3・4号の様式) (記録用紙の単位変更は可能とする。)

【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（使用済燃料プール）排気放射線モニタ】



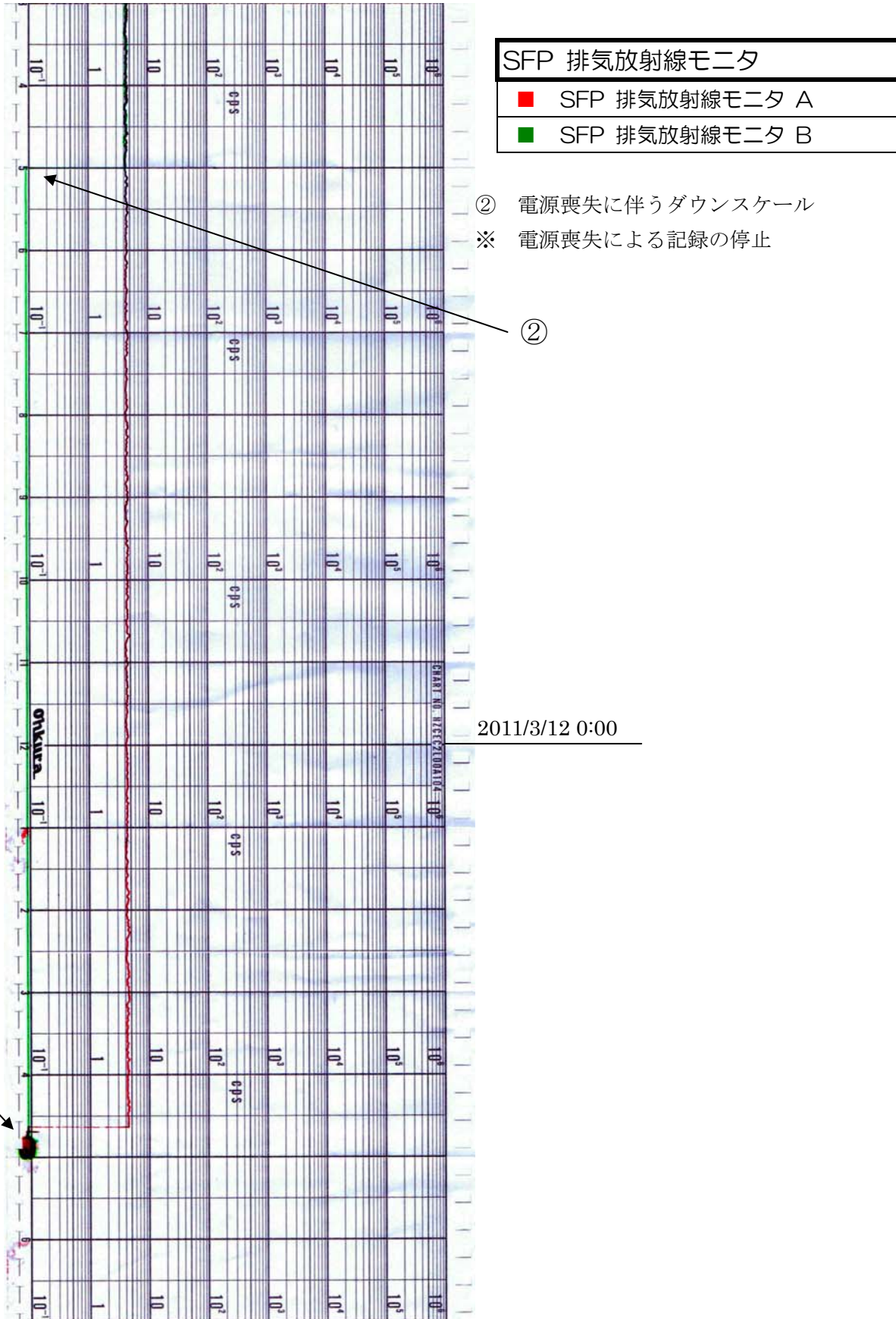
SFP 排気放射線モニタ	
■	SFP 排気放射線モニタ A
■	SFP 排気放射線モニタ B

2011/3/11 12:00

① 14時46分 地震発生

①

【共用プール SFP（使用済燃料プール）排気放射線モニタ】



福島第一原子力発電所 1～3号機の
炉心の状態について

目次

1. はじめに	1
2. 評価結果のまとめ	1
3. 炉心の状態に関する解析及び評価	3
3. 1 福島第一原子力発電所1号機	3
3. 1. 1 解析条件	3
3. 1. 2 解析結果	7
3. 1. 3 評価結果	8
3. 2 福島第一原子力発電所2号機	19
3. 2. 1 解析条件	19
3. 2. 2. 1 解析結果【解析ケース(その1)】	22
3. 2. 2. 2 解析結果【解析ケース(その2)】	31
3. 2. 3 評価結果	32
3. 3 福島第一原子力発電所3号機	40
3. 3. 1 解析条件	40
3. 3. 2. 1 解析結果【解析ケース(その1)】	44
3. 3. 2. 2 解析結果【解析ケース(その2)】	54
3. 3. 3 評価結果	55

1. はじめに

平成 23 年 3 月 11 日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、福島第一原子力発電所 1 号機から 3 号機においては、設計基準事象を大幅に超え、かつ、アクシデントマネジメント策の整備において想定していた多重故障の程度をも超えた状態、すなわち隣接プラントも含め、非常用炉心冷却系が全て動作しない、もしくは停止する、加えて全交流電源が喪失しかつ継続するといった事故に至った。今後の事故収束・復旧に向けて、地震後のプラントの事象進展や、現在のプラントの状態を把握することは重要である。

平成 23 年 4 月 25 日に経済産業省原子力安全・保安院より「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・04・24 原第 1 号) の指示文書を受領し、その指示文書に基づき、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、平成 23 年 5 月 16 日に報告を行った。今回これらの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、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。

2. 評価結果のまとめ

MAAP コードにより解析を行った結果、福島第一原子力発電所 1 号機 (以下「1 号機」という) は、仮定した非常用復水系 (以下「IC」という) の停止後、比較的早期に炉心損傷が開始し、その後原子炉圧力容器は破損に至るとの解析結果となる。

福島第一原子力発電所 2 号機 (以下「2 号機」という) 及び福島第一原子力発電所 3 号機 (以下「3 号機」という) は、原子炉隔離時冷却系 (以下「RCIC」という) 又は高圧注水系 (以下「HPCI」という) 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、最終的には原子炉圧力容器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、その後原子炉圧力容器破損に至るとの解析結果となる。

1 号機～3 号機における現在の原子炉圧力容器温度等のプラントパラメータによれば、熱源 (燃料) の大部分は原子炉圧力容器内にあることを示唆する温度挙動であり、原子炉圧力容器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、現在の原子炉圧力容器周辺温度によれば、現時点において冷却は十分に行われていることから、現在の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。

3. 炉心の状態に関する解析及び評価

3. 1 福島第一原子力発電所 1号機

3. 1. 1 解析条件

福島第一原子力発電所 1号機の主要な解析条件について表 3. 1. 1 及び表 3. 1. 2 に示す。

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

① 格納容器からの気相漏えいの仮定について

解析においては、実際に計測された格納容器圧力の値にある程度あわせるため、地震発生から約 18 時間後において格納容器（ドライウエル（以下「D/W」という））の気相部からの漏えい（約 $\phi 3\text{ cm}$ ）を仮定した。また、約 50 時間後において漏えいの拡大（約 $\phi 7\text{ cm}$ ）を仮定した。

但し、あくまで解析上の仮定であり、実際に格納容器（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、逃がし安全弁（以下「SRV」という）の動作設定圧力（約 7.4MPa[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 3. 1. 1 プラント条件

項目	条件
初期原子炉出力	1380 MWt（定格出力）
初期原子炉圧力	7.03MPa [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：3410m ³ S/C 空間：2620m ³
サブレーション・プール水量	1750m ³

表3. 1. 2 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 報告 4.運転日誌類	当直長引継日誌
3		14:47 MSIV 閉	○	5/16 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 報告 3.警報発生記録等データ	アラームタイプ
5		15:03 頃 IC(A)停止	△	5/16 報告 6.過渡現象記録装置データの推定	5/16 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
6		15:03 頃 IC(B)停止	△	5/16 報告 6.過渡現象記録装置データの推定	5/16 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
7		15:17 IC(A)再起動	△	定 ※ 1	原子炉圧力の推移 (5/16 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	△	定 ※ 1	原子炉圧力の推移 (5/16 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	△	定 ※ 1	原子炉圧力の推移 (5/16 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	△	定 ※ 1	原子炉圧力の推移 (5/16 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	△	定 ※ 1	原子炉圧力の推移 (5/16 報告 2.チャートの記録) から、IC の動作を推定 ※ 1

						定 ※1
12	15:34	IC(A)停止		△		原子炉圧力の推移 (5/16 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 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 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 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、ディーゼル駆動消火ポンプ (D/D-FP) からのラインナップ実施		□		5/16 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 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 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 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 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 AO 弁操作を実施し、14:30 に格納容器圧力低下を確認		△		5/16 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		△		格納容器圧力の上昇から、解析上当該事項を仮定
23	14:53	淡水注水終了		○		5/16 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 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 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IC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報告)によると、原子炉炉圧力は約6.2～7.2MPa[abs]で推移しているが、SRV第一弁の逃がし弁機能の設定圧力は約7.4MPa[abs]、吹き止まり圧力は約6.9MPa[abs]であることから、解析上はIC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IC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、IC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. 1. 2 解析結果

3. 1. 1で示した条件に基づき、解析した結果を表3. 1. 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3. 1. 1から図3. 1. 12に示す。

表3. 1. 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
原子炉压力容器破損時間	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ICの停止後、約2時間で有効燃料棒頂部（以下、TAFという）へ到達し、その後炉心損傷に至る（図3. 1. 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、解析結果では原子炉压力容器が破損するとの結果となっており、原子炉水位は原子炉压力容器内において維持ができない。これに関しては格納容器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ICの停止後、原子炉圧力は上昇するが、逃がし安全弁により8MPa近傍で維持される。炉心損傷後、熔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、原子炉压力容器が破損し原子炉圧力は急激に減少する（図3. 1. 2参照）。

格納容器圧力は、原子炉压力容器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格納容器からの漏えいにより、格納容器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3. 1. 3参照）。

なお、事象初期において格納容器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格納容器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、何らかの原子炉压力容器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。

格納容器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、格

格納容器温度は約 300°C以上となっており、格納容器設計温度 (138°C) 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、格納容器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 時間後における格納容器からの漏えいの仮定に関しても、解析において格納容器内温度は高温で推移していることから (図 3. 1. 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溶融し、下部プレナムへ移行した後、地震発生から約 15 時間後に原子炉圧力容器破損に至る (図 3. 1. 4 及び図 3. 1. 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「FP」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 3. 1. 7 及び図 3. 1. 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 3. 1. 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 3/12 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 3. 1. 10 参照)。しかしながら、この仮定により格納容器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 3. 1. 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 3. 1. 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。特に、放出される FP 量については、これら不確定性の影響を大きく受けることから、その数値は参考的に扱うべきものとする。

3. 1. 3 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、原子炉圧力容器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、原子炉圧力容器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、原子炉圧力容器内の水位は燃料域内にないということが分かった。

一方、現時点においても原子炉圧力容器下部の CRD ハウジング等の温度は測定できており、仮に原子炉圧力容器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、現在の原子炉圧力容器の鋼材温度は 100℃～120℃付近で推移しており複数の測定点が注水量の変動等に同じように応答していること、原子炉圧力容器上部の複数の温度が高めであり熱源は原子炉圧力容器内にあると推定されることから、燃料の大部分は原子炉圧力容器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（原子炉圧力容器周辺温度）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。

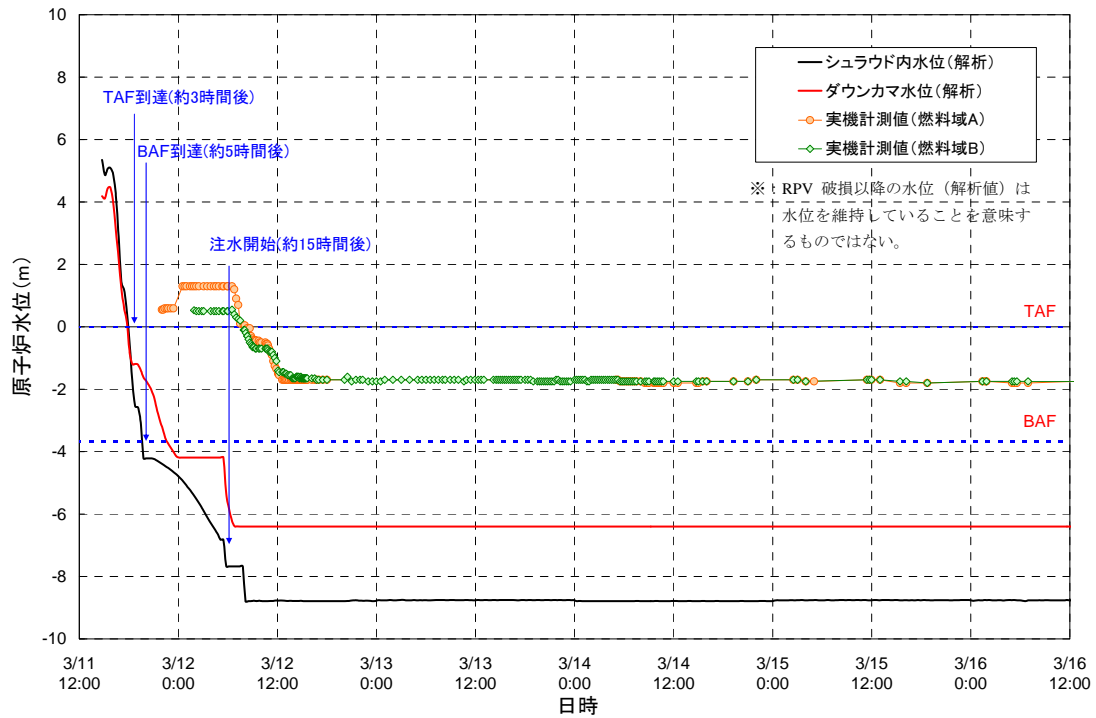


図 3. 1. 1 1号機 原子炉水位変化

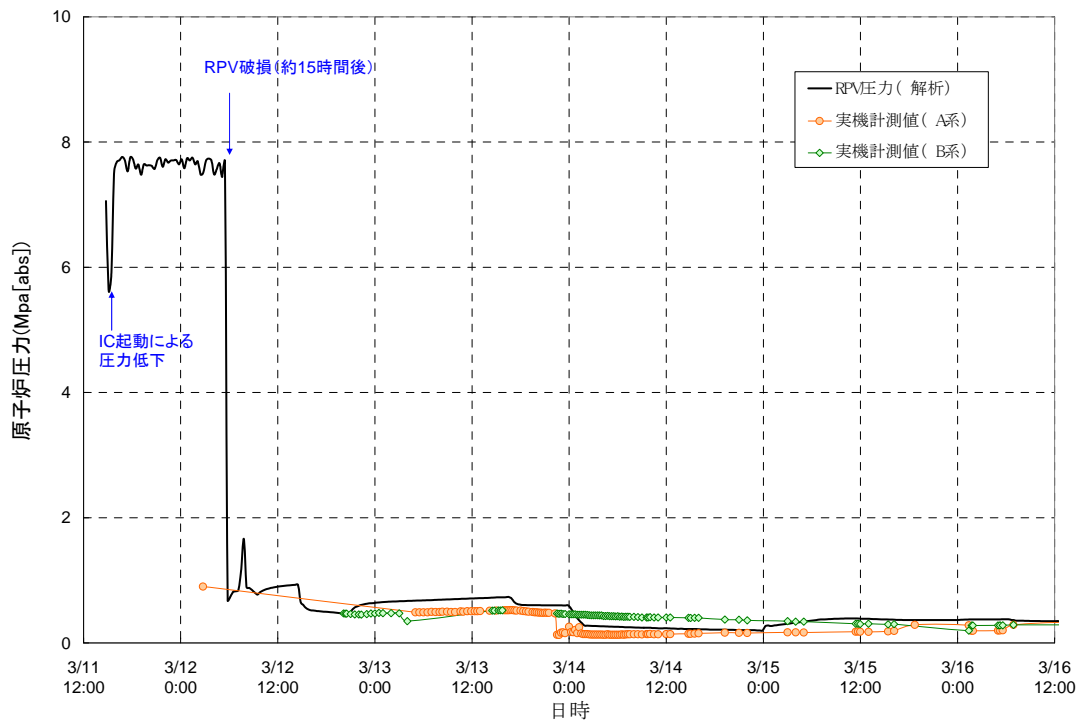


図 3. 1. 2 1号機 原子炉压力容器圧力変化

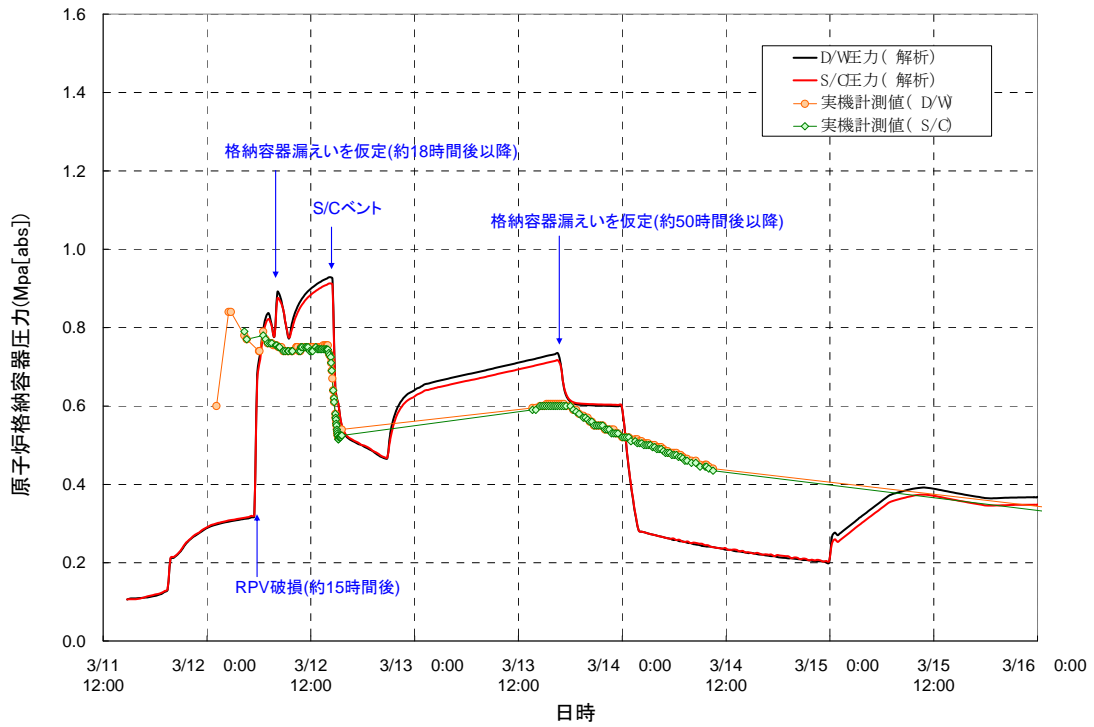


図3. 1. 3 1号機 原子炉格納容器圧力変化

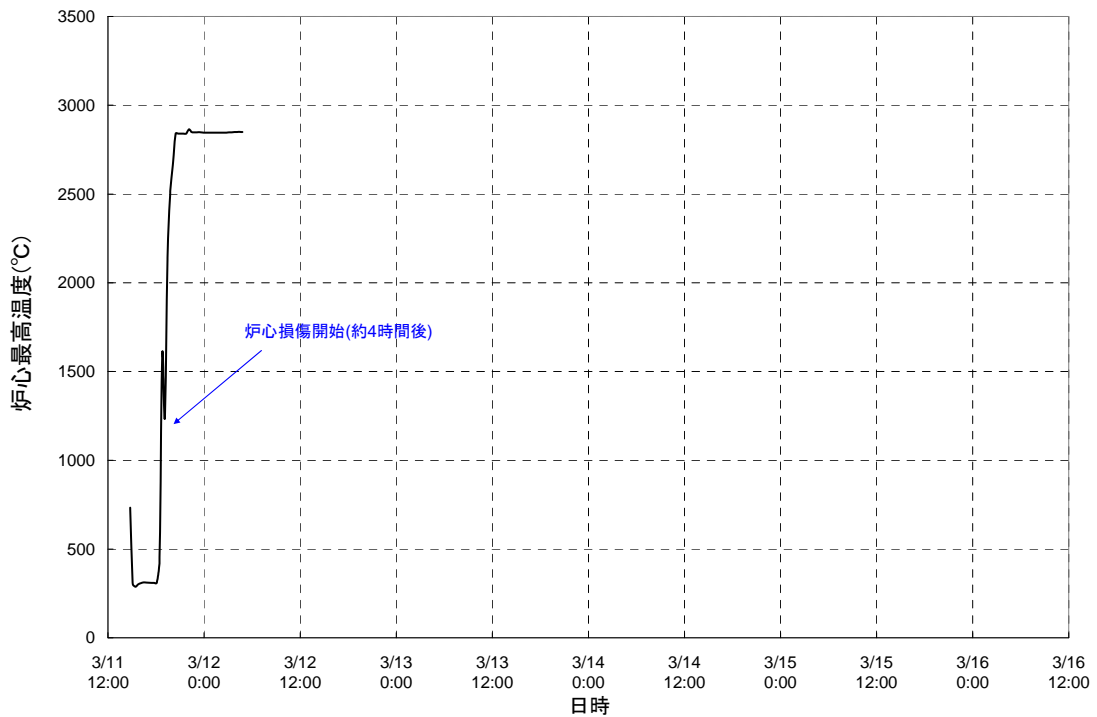


図3. 1. 4 1号機 炉心温度変化

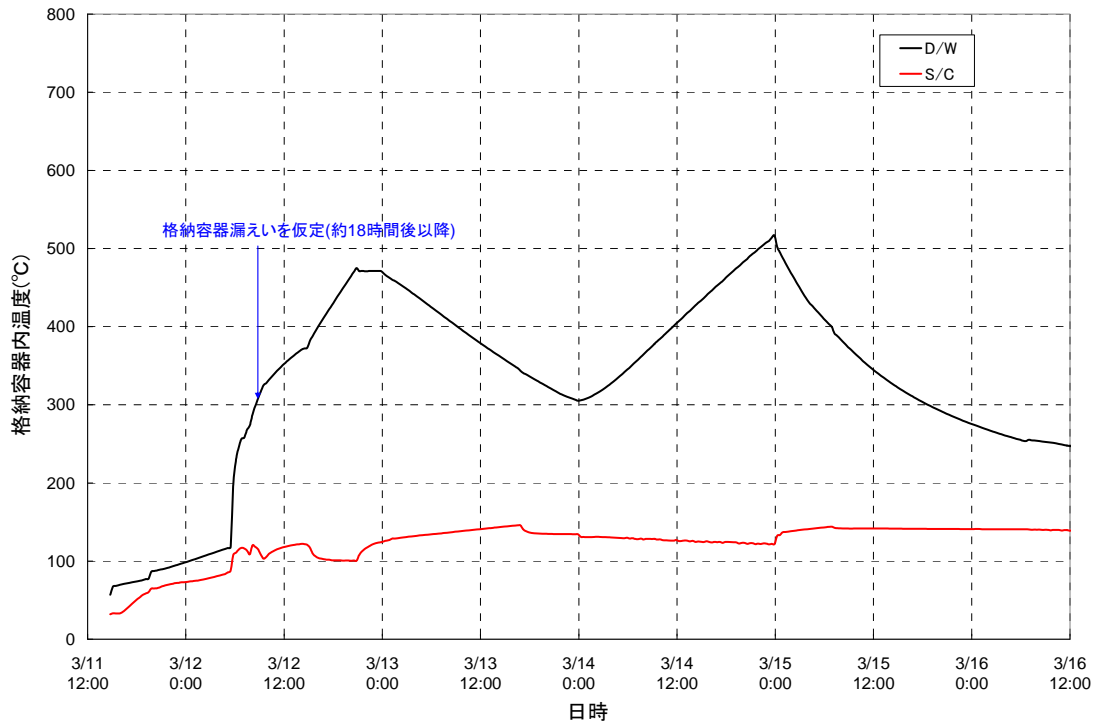


図 3. 1. 5 1号機 原子炉格納容器温度変化

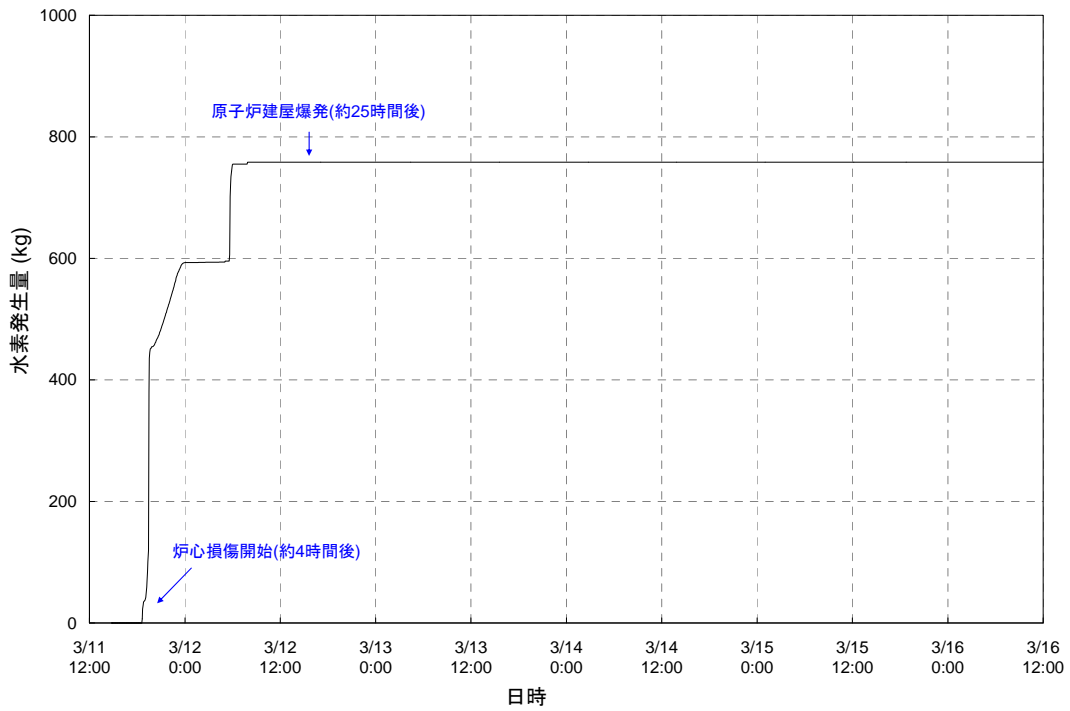


図 3. 1. 6 1号機 水素発生量変化

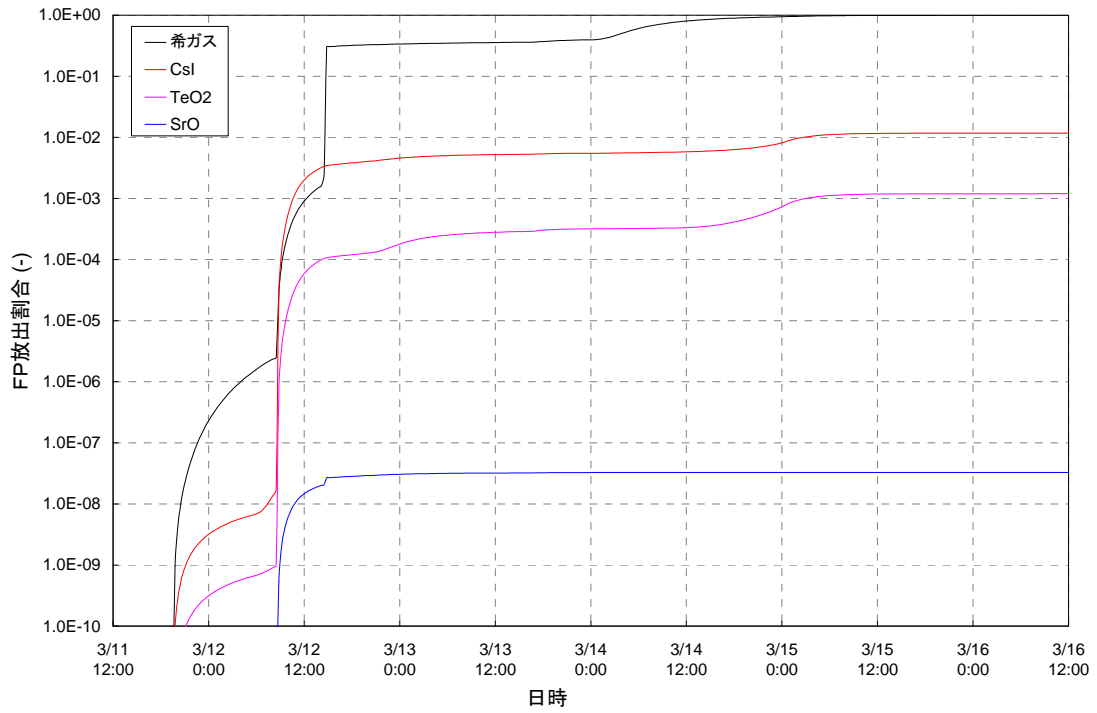


図3. 1. 7 1号機 FPの放出割合 (1 / 3)

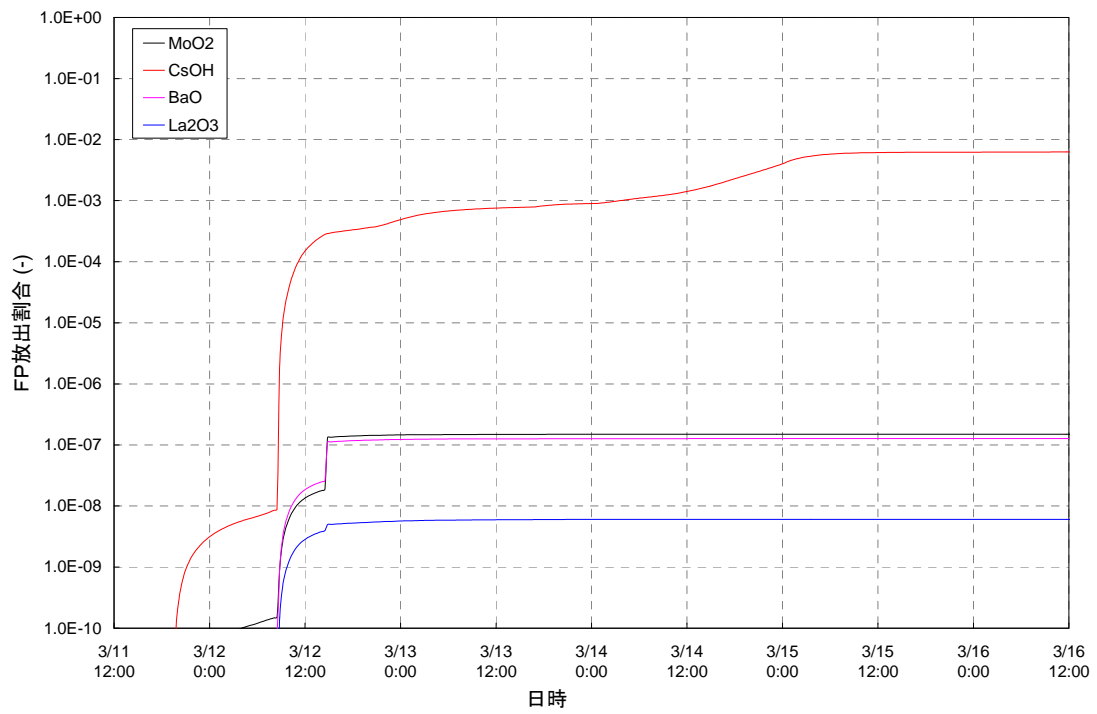


図3. 1. 7 1号機 FPの放出割合 (2 / 3)

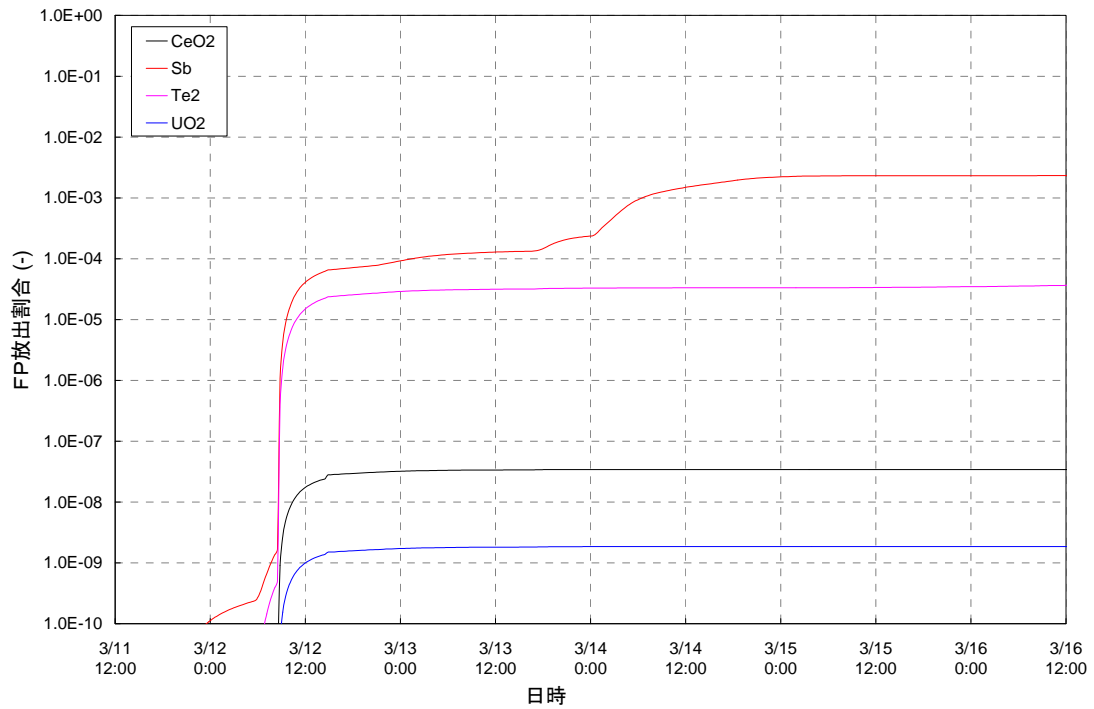


図3. 1. 7 1号機 FPの放出割合 (3 / 3)

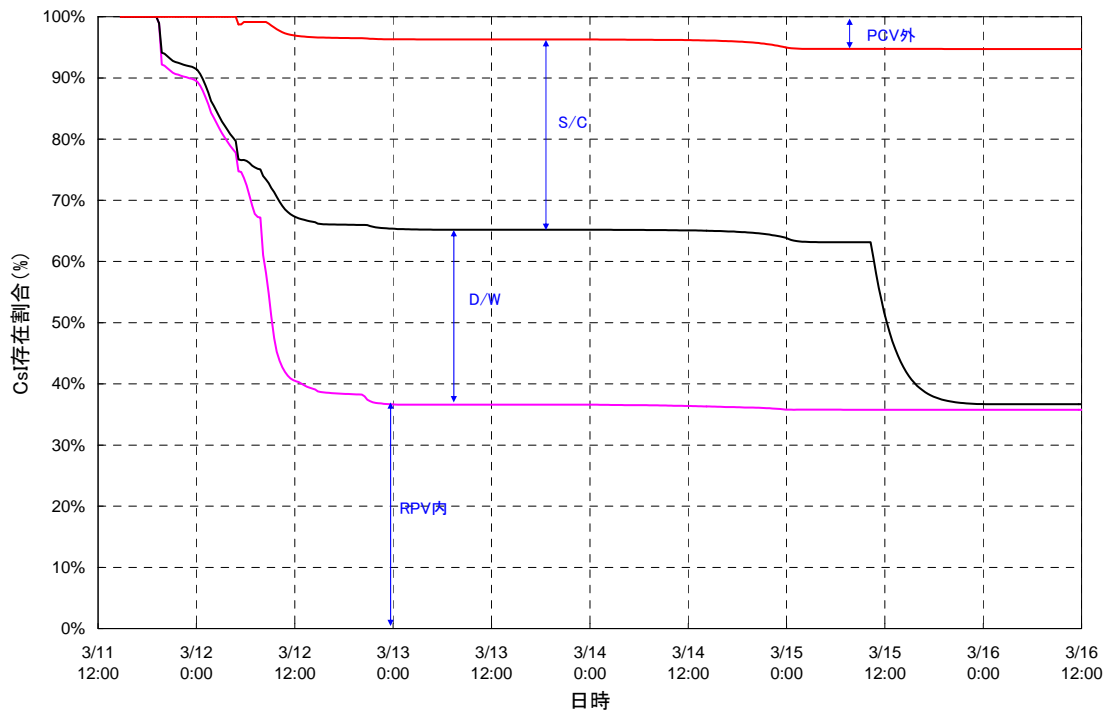


図3. 1. 8 1号機 FPの存在割合 (1 / 2)

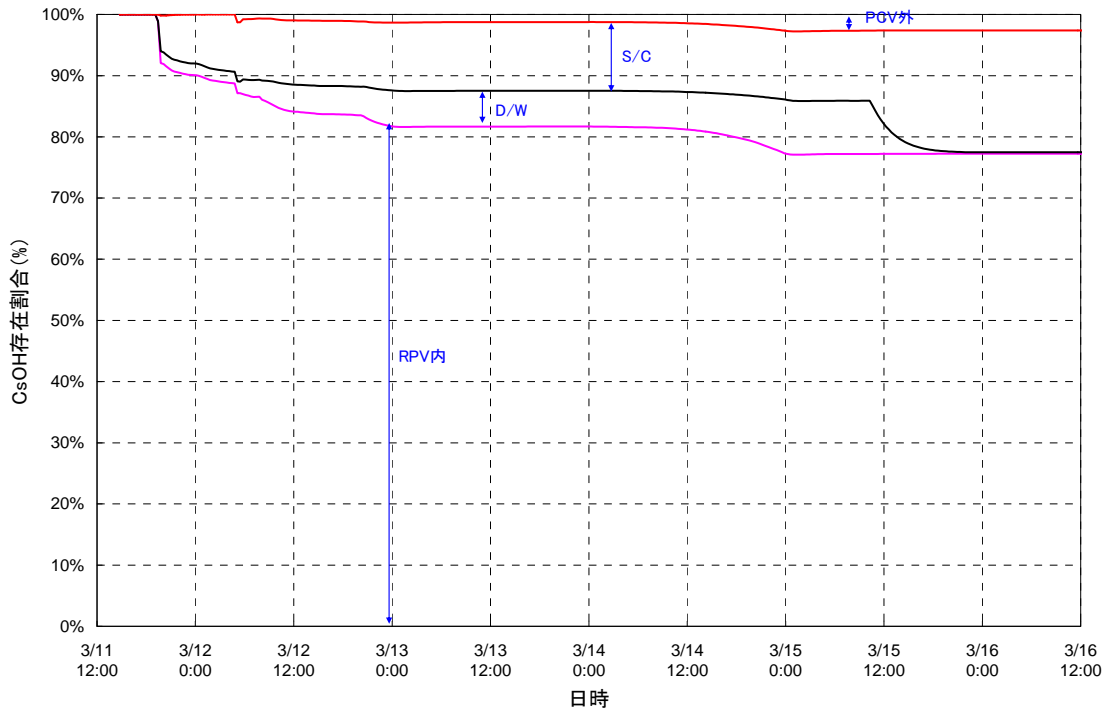
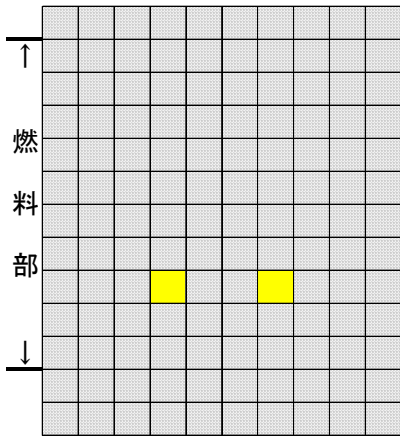
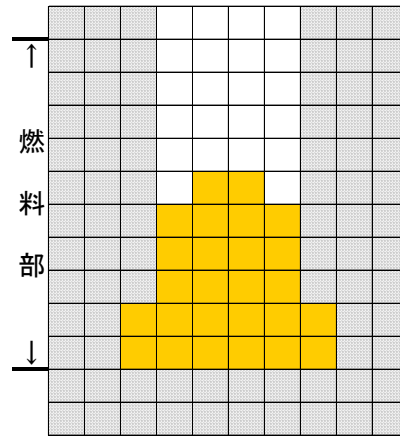


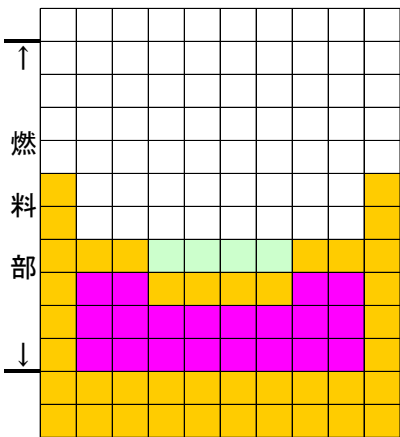
図3. 1. 8 1号機 FPの存在割合 (2 / 2)



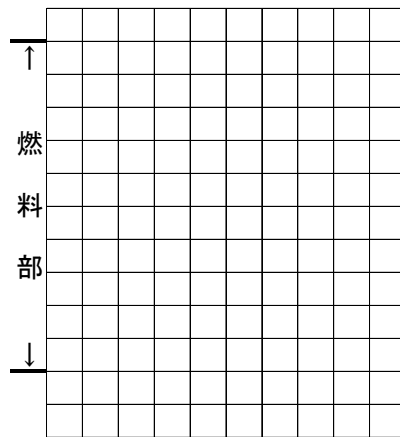
スクラム後 約4.7時間



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

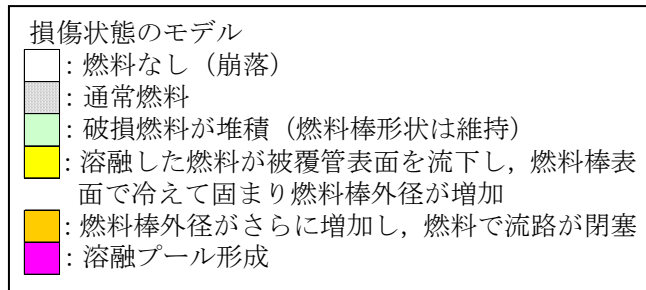


図3. 1. 9 1号機 炉心の状態図

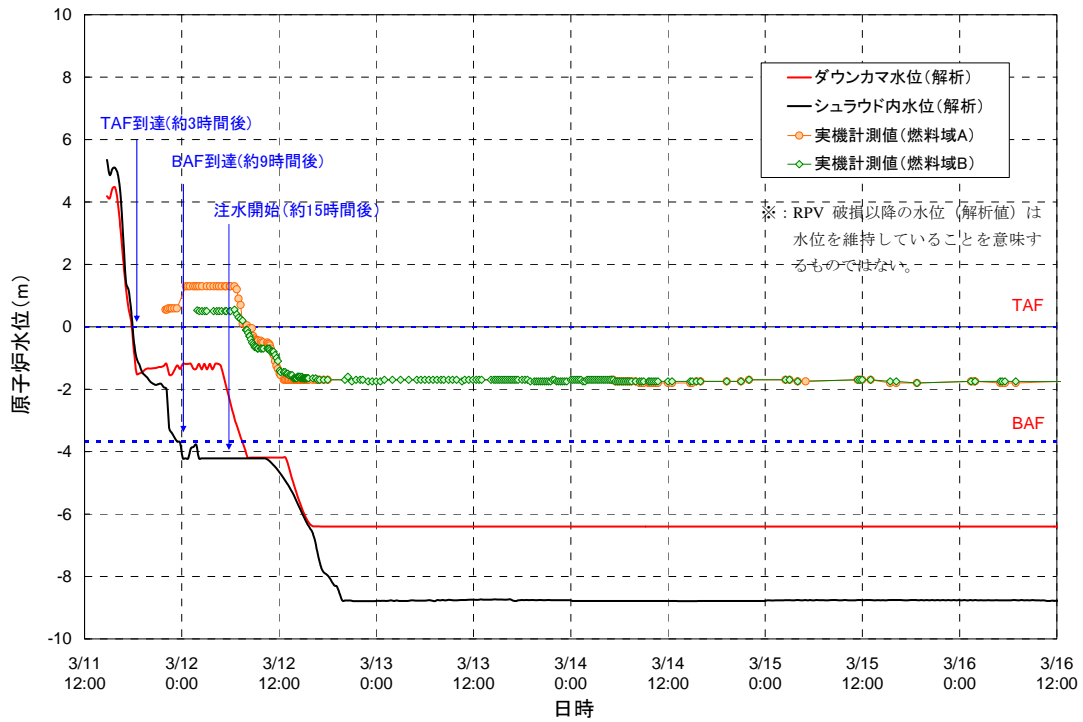


図 3. 1. 10 1号機 原子炉水位変化 (IC 継続運転)

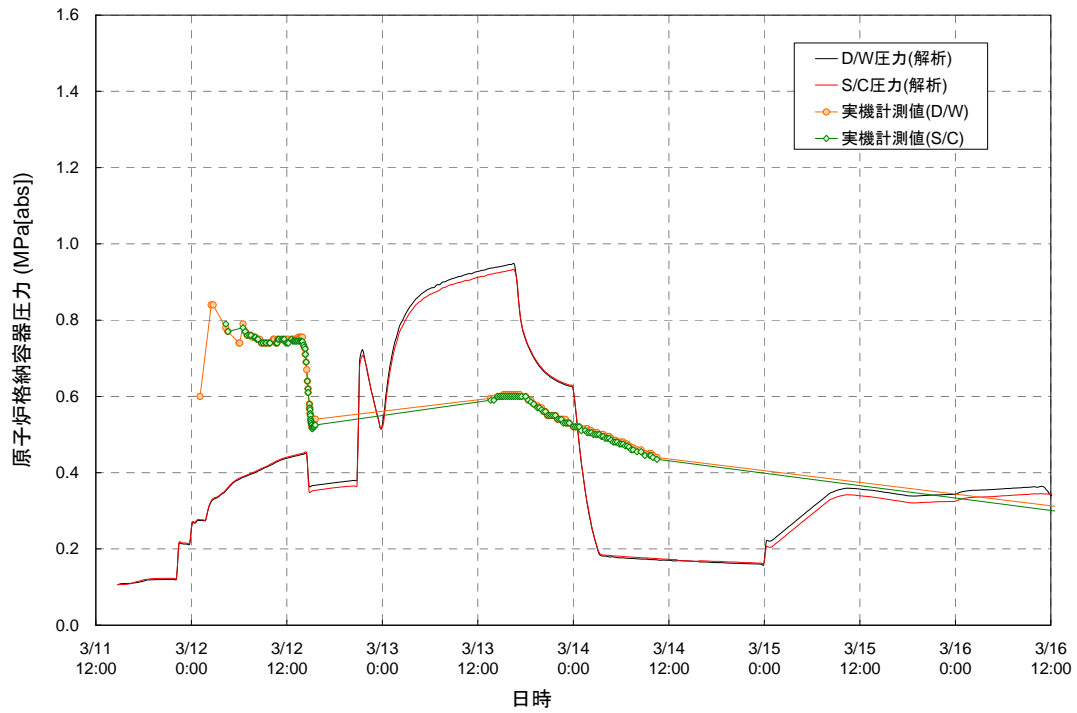


図 3. 1. 11 1号機 原子炉格納容器圧力変化 (IC 継続運転)

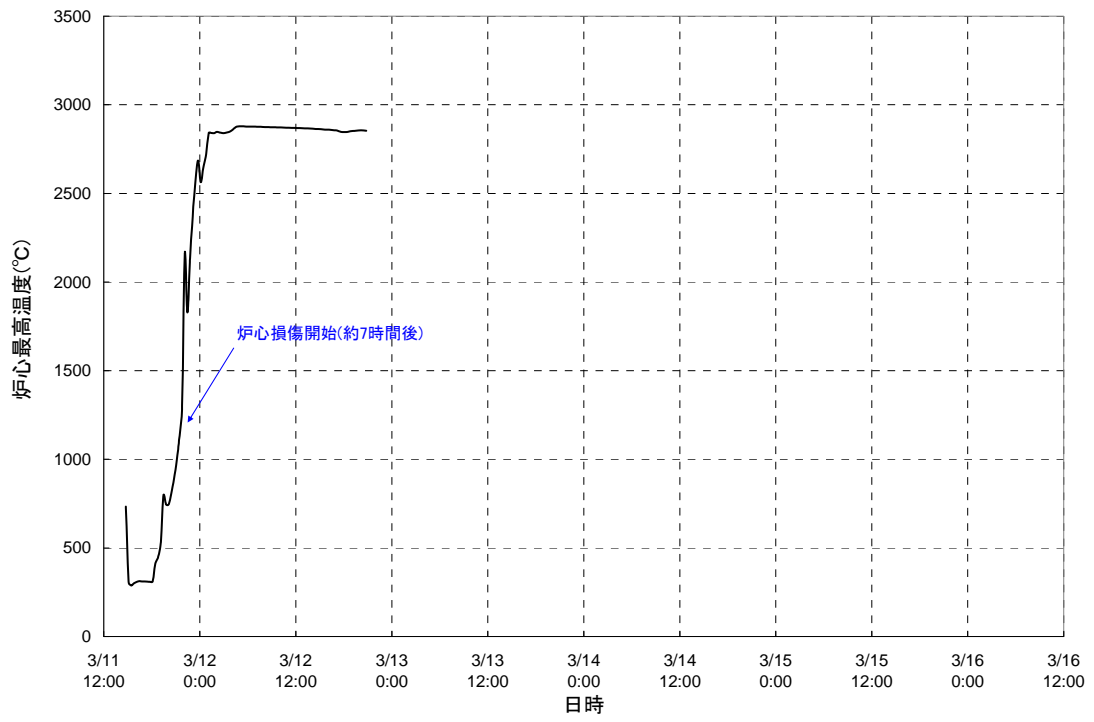


図 3. 1. 12 1号機 炉心温度変化 (IC 継続運転)

3. 2 福島第一原子力発電所2号機

3. 2. 1 解析条件

福島第一原子力発電所2号機の主要な解析条件について表3. 2. 1及び表3. 2. 2に示す。

解析は以下の2つのケースを行い、また、格納容器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。

① 解析ケース

【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

② 原子炉格納容器からの気相漏えいの仮定について

解析においては、実際に計測された格納容器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、格納容器(D/W)の気相部からの漏えい(約φ10cm)を仮定した。また、同様に3/15の圧力抑制室(以下「S/C」という)付近で発生した異音を境に、格納容器(S/C)の気相部からの漏えい(約φ10cm)を仮定した。

但し、あくまで解析上の仮定であり、実際に格納容器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3. 2. 1 プラント条件

項目	条件
初期原子炉出力	2381 MWt (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 : 4240 m ³ S/C 空間 : 3160 m ³
サプレッション・プール水量	2980 m ³

表3. 2. 2 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	日時	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
		解析条件	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 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 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 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 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圧力抑制室に切替	○	5/16 報告	7.各種操作実績取り纏め
7	3/14 13:25		RCIC 停止	○	5/16 報告	7.各種操作実績取り纏め
8	16:34		原子炉圧力容器減圧 (SRV1 弁開) 操作開始	○	5/16 報告	7.各種操作実績取り纏め
	16:34		消火系ラインを用いた海水注入作業開始	○	5/16 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 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 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 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 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 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	圧力抑制室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 報告) の日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. 2. 2. 1 解析結果【解析ケース（その1）】

3. 2. 1で示した条件に基づき、解析した結果を表3. 2. 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3. 2. 1. 1から図3. 2. 1. 10に示す。

表3. 2. 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 75 時間
炉心損傷開始時間	地震発生後約 77 時間
原子炉圧力容器破損時間	— (本解析では原子炉圧力容器破損に至らず)

解析結果の詳細について以下に述べる。

原子炉水位は、RCIC が停止した後徐々に低下し、炉心が露出し始め、SRV 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3. 2. 1. 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、RCIC が停止するまでの間は、SRV 作動圧力近傍で高圧状態に維持される。RCIC 停止後の SRV 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。

RCIC 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、SRV 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。SRV 開以降の挙動は解析値と計測値で概ね一致している（図3. 2. 1. 2参照）。

原子炉格納容器圧力は、サプレッション・プールの水温の上昇に伴い上昇するが、原子炉格納容器（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、3/14 の SRV の開放により一時的な圧力上昇が生じ、その後計測値では格納容器圧力は低下傾向に転じることとなる。解析においても 3/15 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3. 2. 1. 3参照）。

格納容器からの漏えいの仮定に関して、仮定した時点においては、既に格納容器温度は格納容器設計温度を超えていることから、過温の影響による格納容器からの漏えいの増加は要因の一つとして考えられる（図3. 2. 1. 5参照）。格納容器に何らかの漏えいを仮定しない場合、格納容器圧力は比較的早期に 2Pd（格納容器設計圧力の 2 倍）に到達するこ

ととなる（図3. 2. 1. 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、これらが実際に格納容器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3. 2. 1. 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3. 2. 1. 6参照）。

FP の放出は、炉心損傷後、希ガスは原子炉圧力容器から S/C に放出され、本解析において仮定した格納容器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、FP の格納容器外への放出に寄与したのは格納容器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3. 2. 1. 7及び図3. 2. 1. 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、原子炉圧力容器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3. 2. 1. 9参照）。

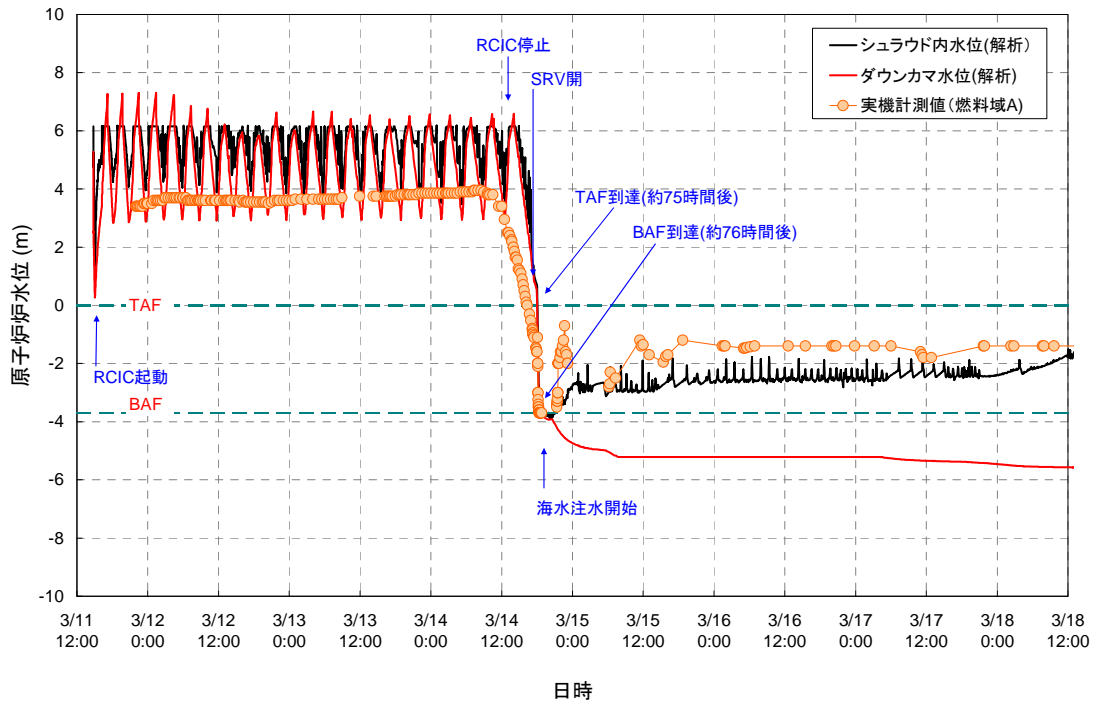


図3. 2. 1. 1 2号機 原子炉水位変化【その1】

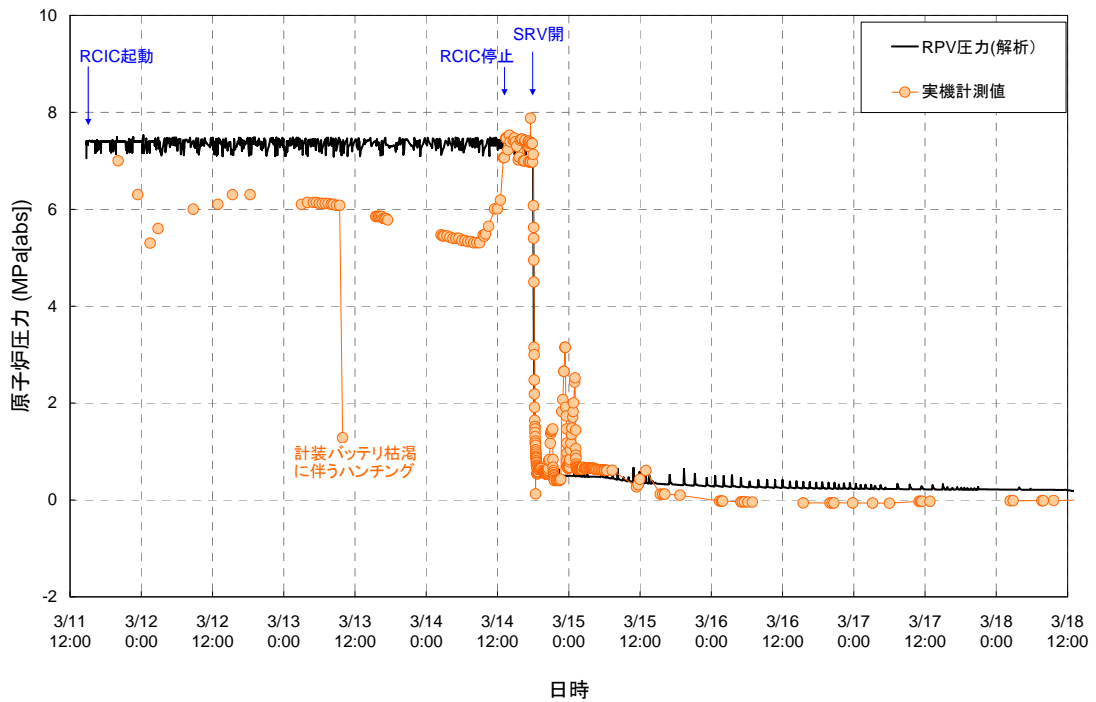


図3. 2. 1. 2 2号機 原子炉压力容器圧力変化【その1】

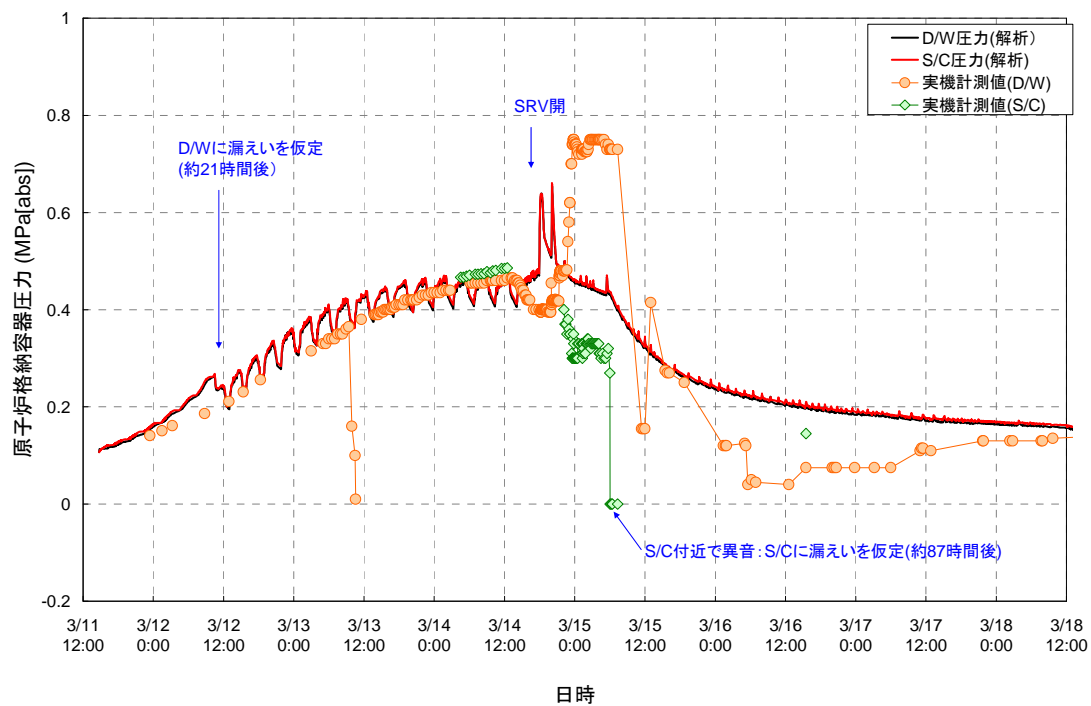


図3. 2. 1. 3 2号機 原子炉格納容器圧力変化【その1】

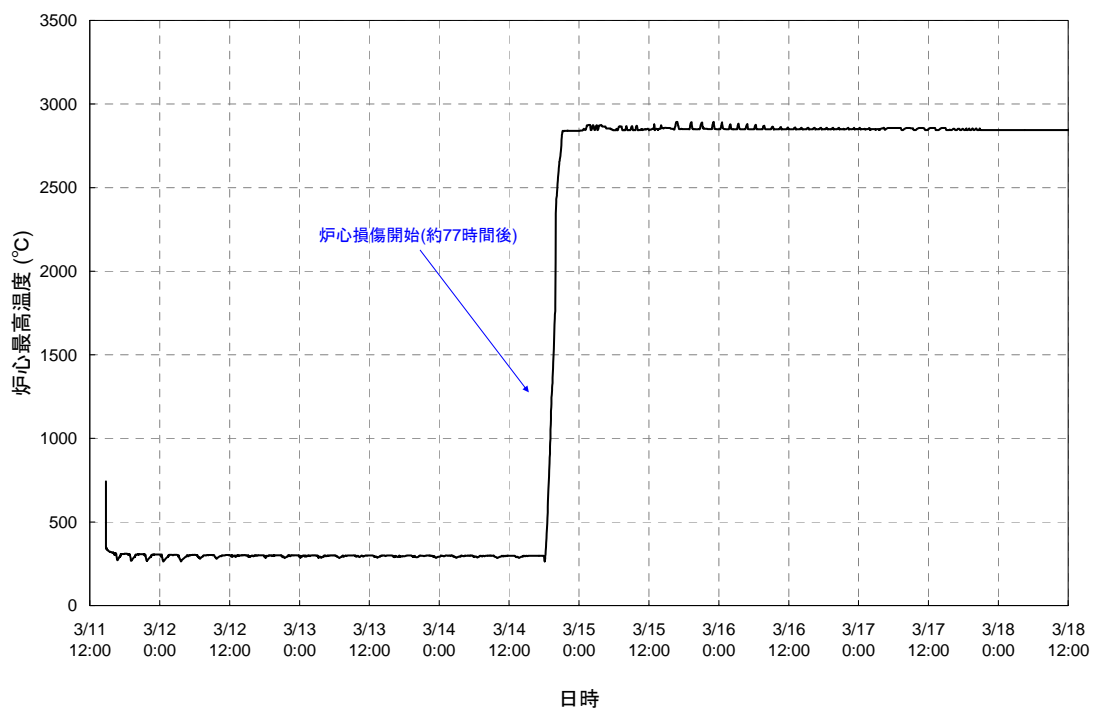


図3. 2. 1. 4 2号機 炉心温度変化【その1】

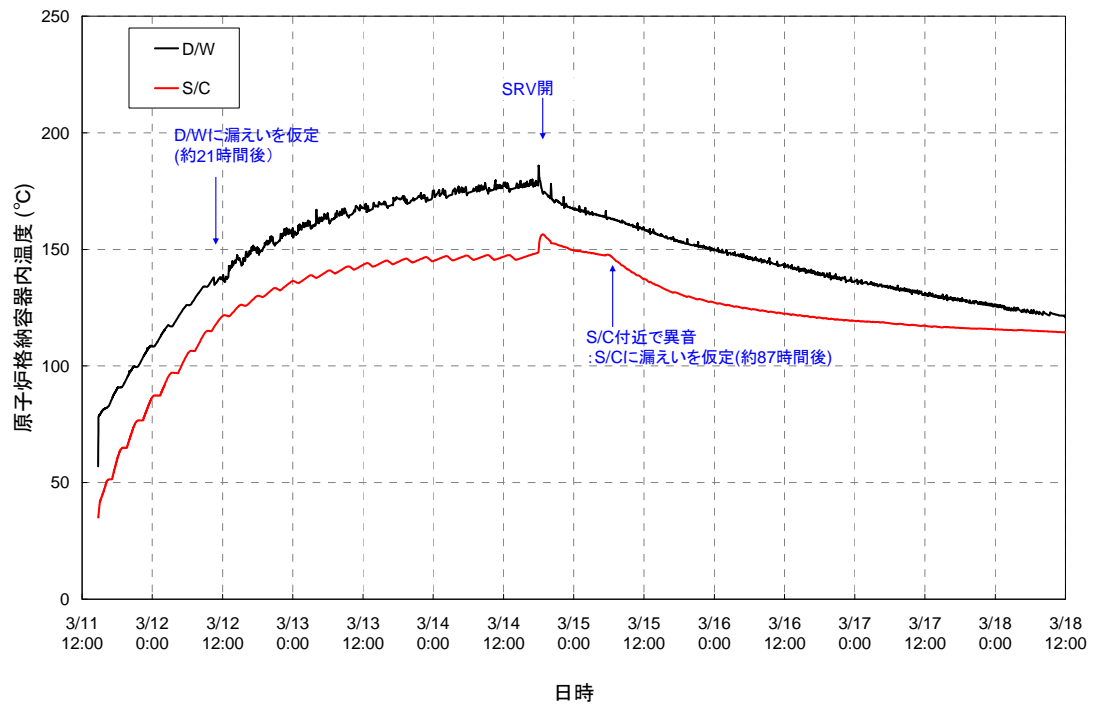


図3. 2. 1. 5 2号機 原子炉格納容器温度変化【その1】

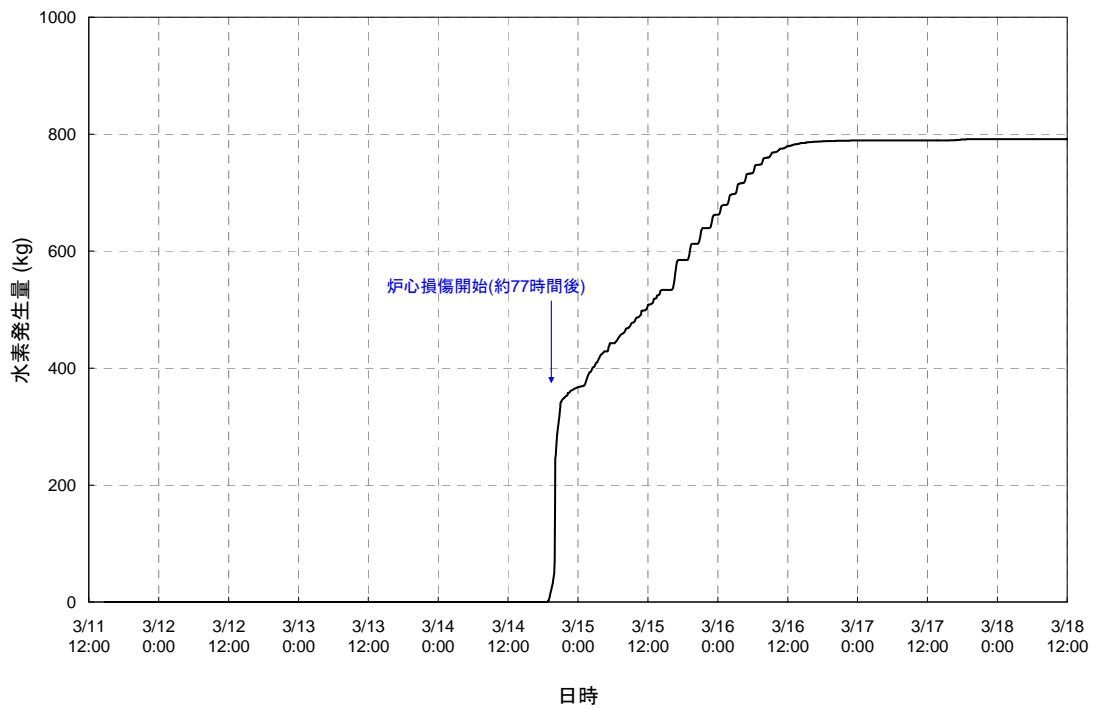


図3. 2. 1. 6 2号機 水素発生量変化【その1】

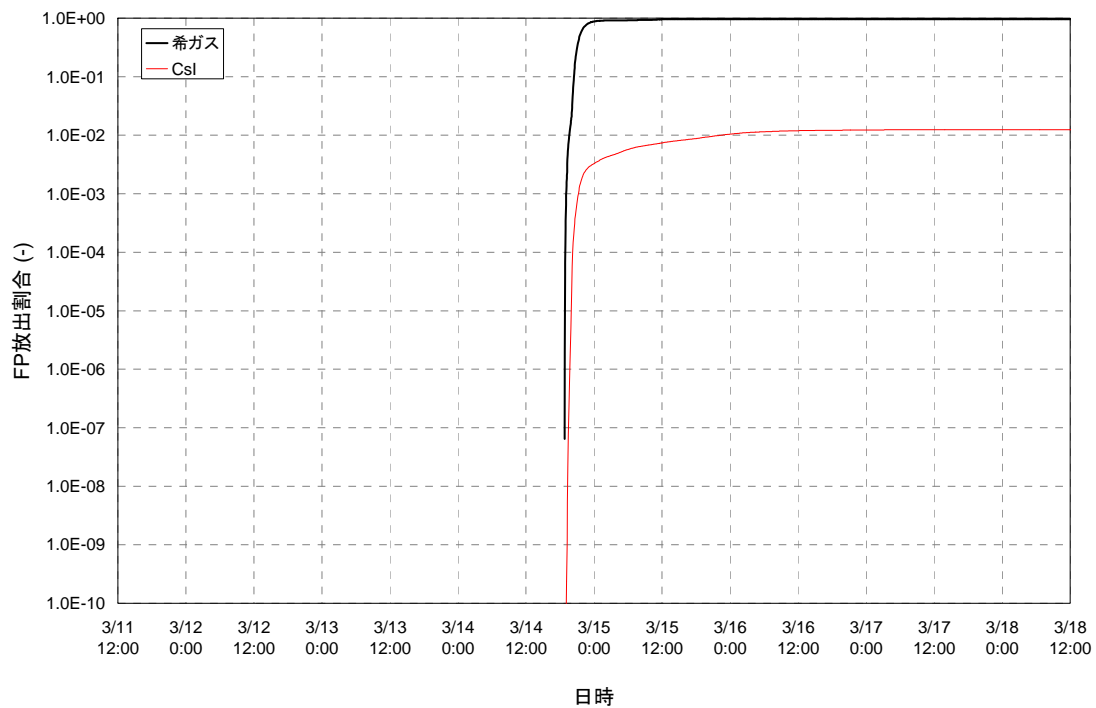


図 3. 2. 1. 7 2号機 FPの放出割合【その1】

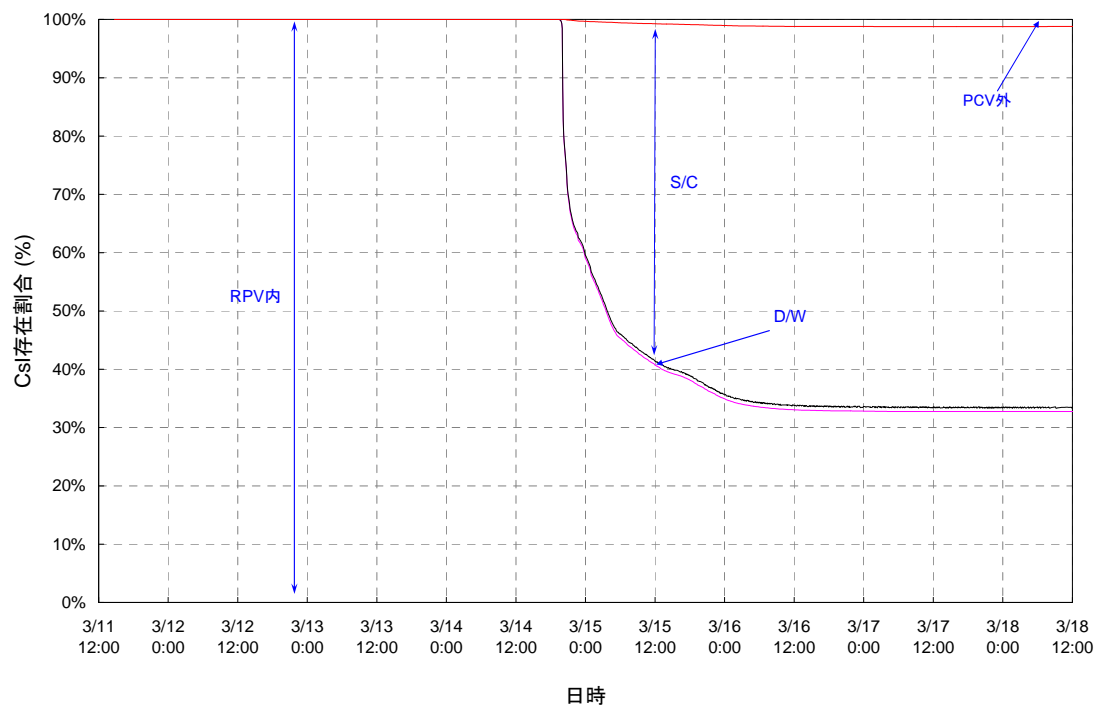


図 3. 2. 1. 8 2号機 FPの存在割合 (1/2)【その1】

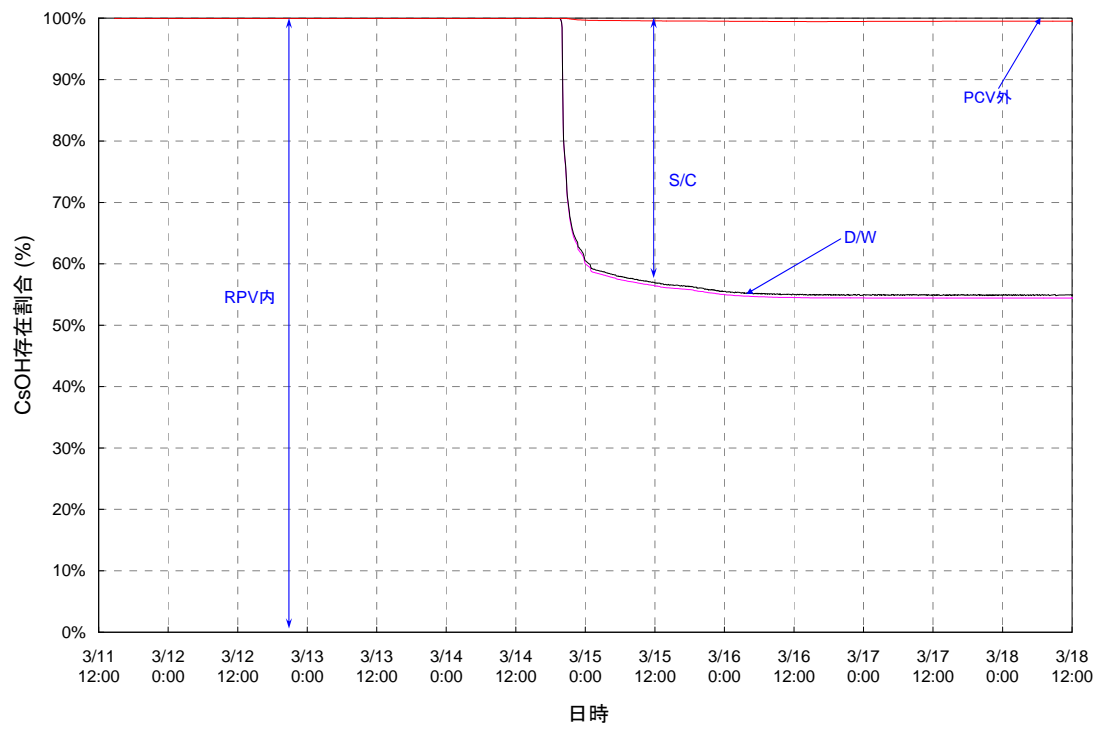
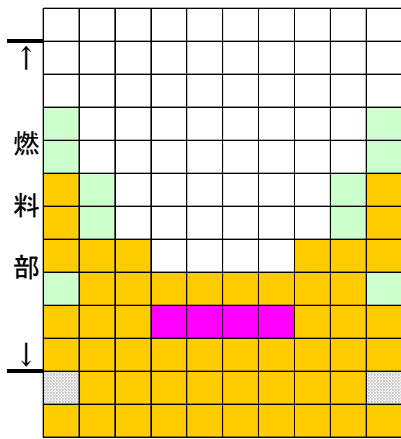
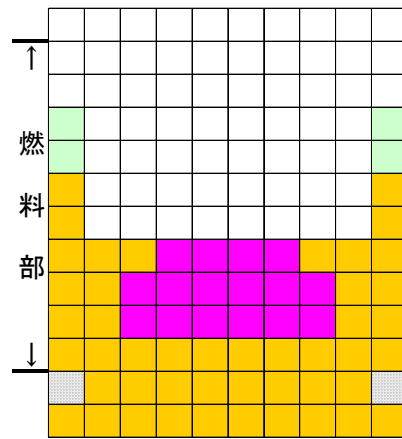


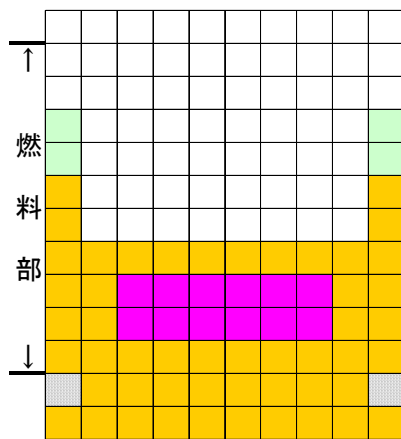
図 3. 2. 1. 8 2号機 FP の存在割合 (2 / 2) 【その 1】



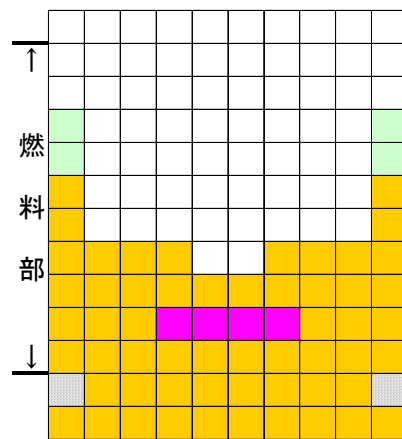
スクラム後 約 87 時間



スクラム後 約 96 時間



スクラム後 約 120 時間



スクラム後 約 1 週間

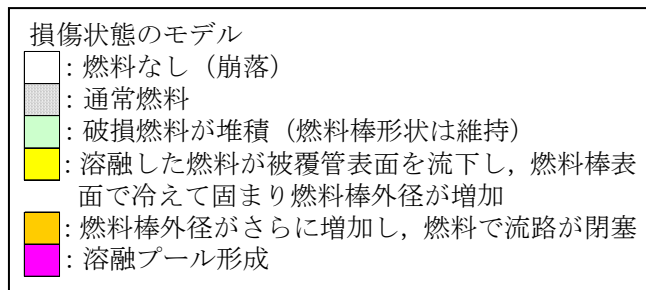


図 3. 2. 1. 9 2号機 炉心の状態図【その1】

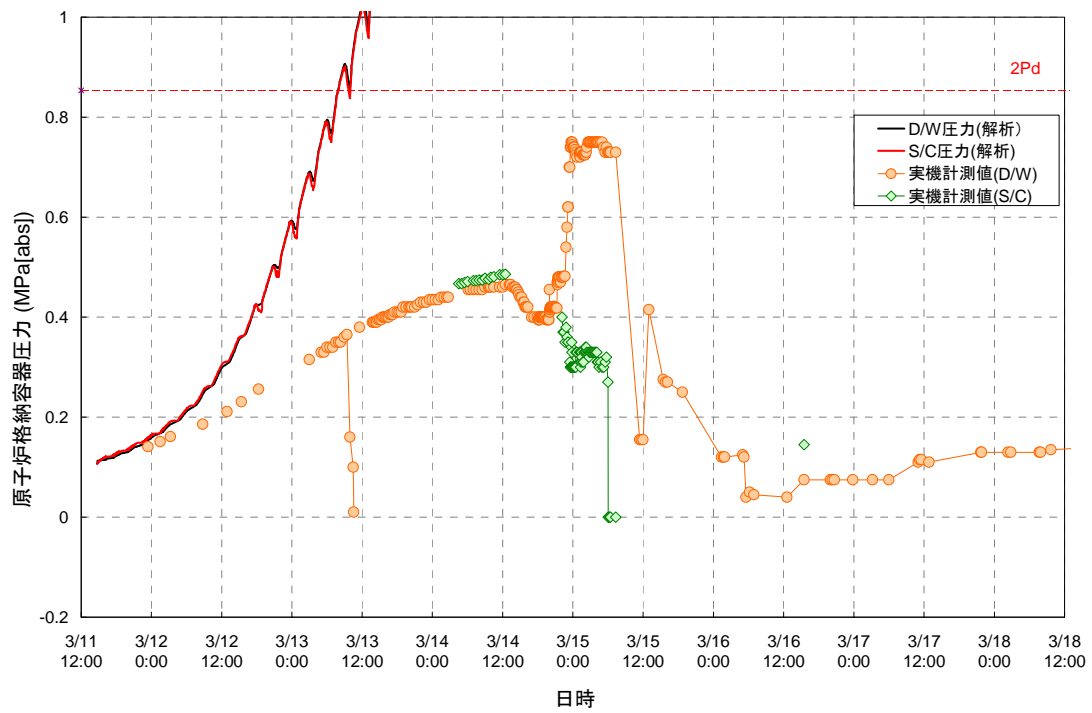


図3. 2. 1. 10 2号機 原子炉格納容器圧力変化【その1】(過温リーク想定なし)

3. 2. 2. 2 解析結果【解析ケース（その2）】

3. 2. 1で示した条件に基づき、解析した結果を表3. 2. 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3. 2. 2. 1から図3. 2. 2. 9に示す。

表3. 2. 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 75 時間
炉心損傷開始時間	地震発生後約 77 時間
原子炉圧力容器破損時間	地震発生後約 109 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 RCIC 停止後、徐々に低下し、炉心が露出し始め、SRV 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3. 2. 2. 1参照）。

原子炉圧力は、SRV 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3. 2. 2. 2参照）。

原子炉格納容器圧力は、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3. 2. 2. 3参照）。

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3. 2. 2. 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し、燃料有効部被覆管の約36%の反応に相当する量が発生する（図3. 2. 2. 6参照）。

放射性物質の放出について、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。ヨウ化セシウム等他の核種は約1%以下の放出割合であった（図3. 2. 2. 7及び図3. 2. 2. 8参照）。

一部の燃料については原子炉圧力容器内にとどまる結果となったものの、原子炉圧力容器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（図3. 2. 2. 9参照）。

3. 2. 3 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、原子炉圧力容器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原子炉圧力容器内にとどまる結果となったものの、原子炉圧力容器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、原子炉圧力容器内の水位は燃料域内に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、現在の原子炉圧力容器底部の温度は約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、原子炉圧力容器上部の温度が高めであり熱源は原子炉圧力容器内にあると推定されることから、燃料の大部分は原子炉圧力容器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。

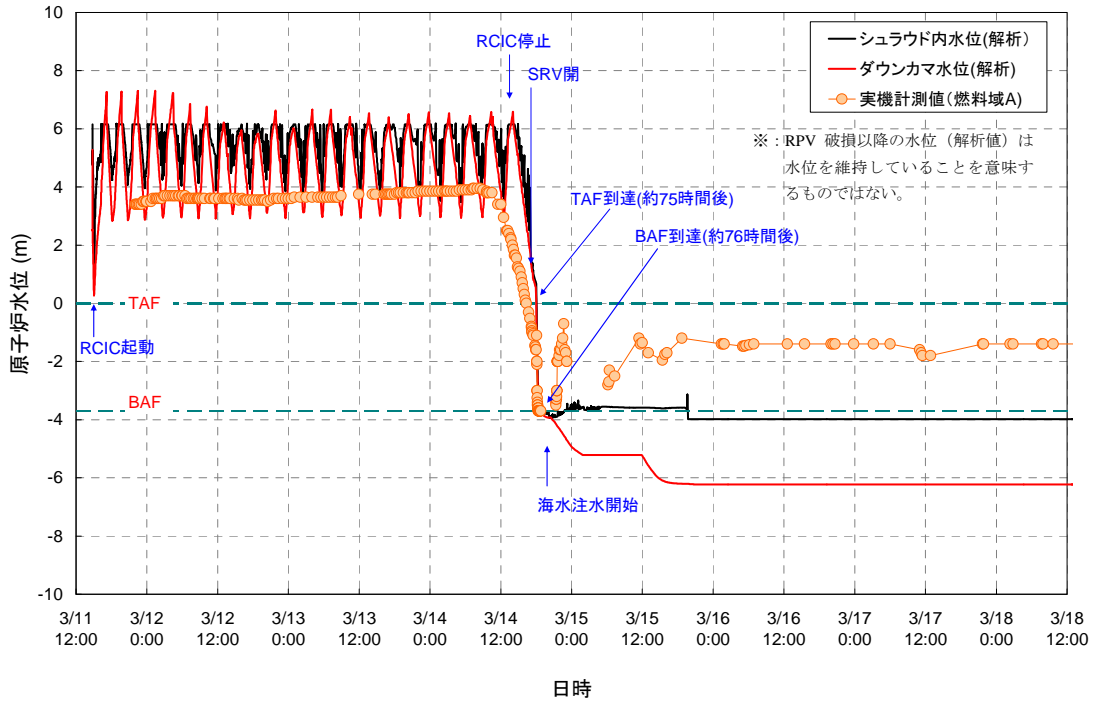


図3. 2. 2. 1 2号機 原子炉水位変化【その2】

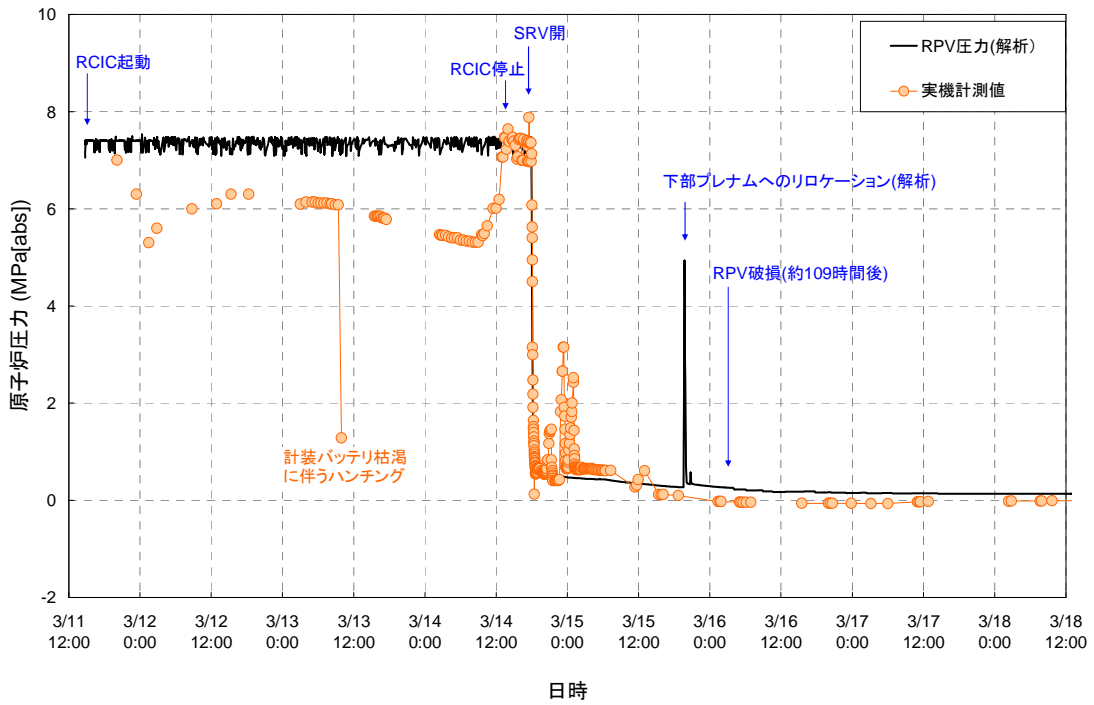


図3. 2. 2. 2 2号機 原子炉压力容器圧力変化【その2】

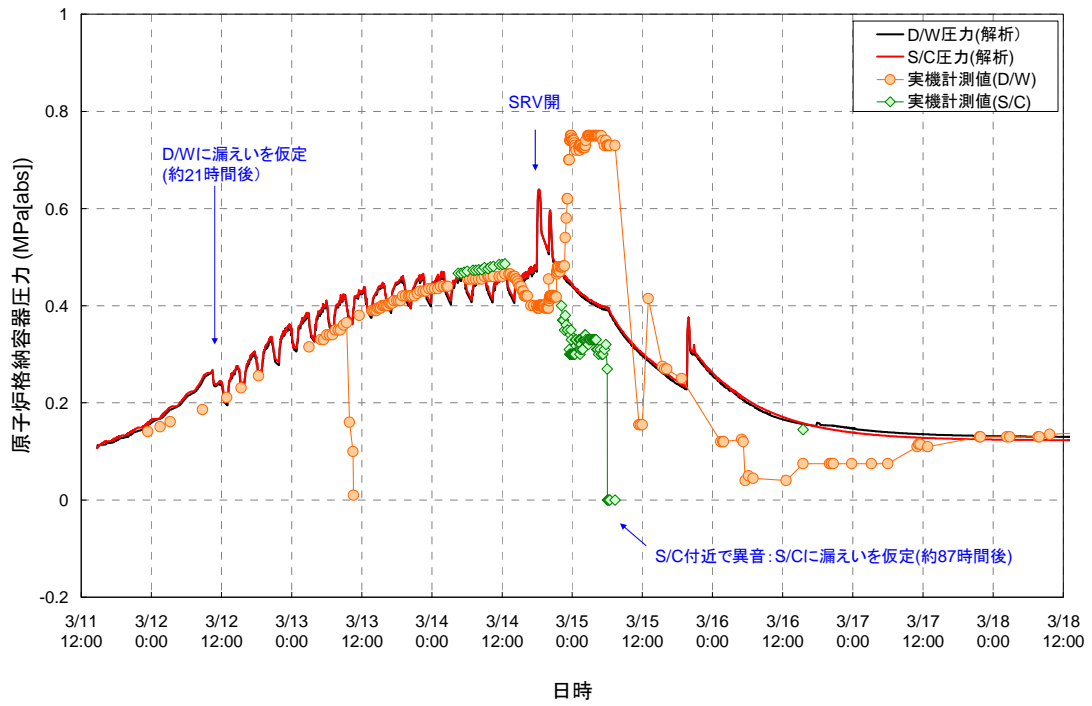


図3. 2. 2. 3 2号機 原子炉格納容器圧力変化【その2】

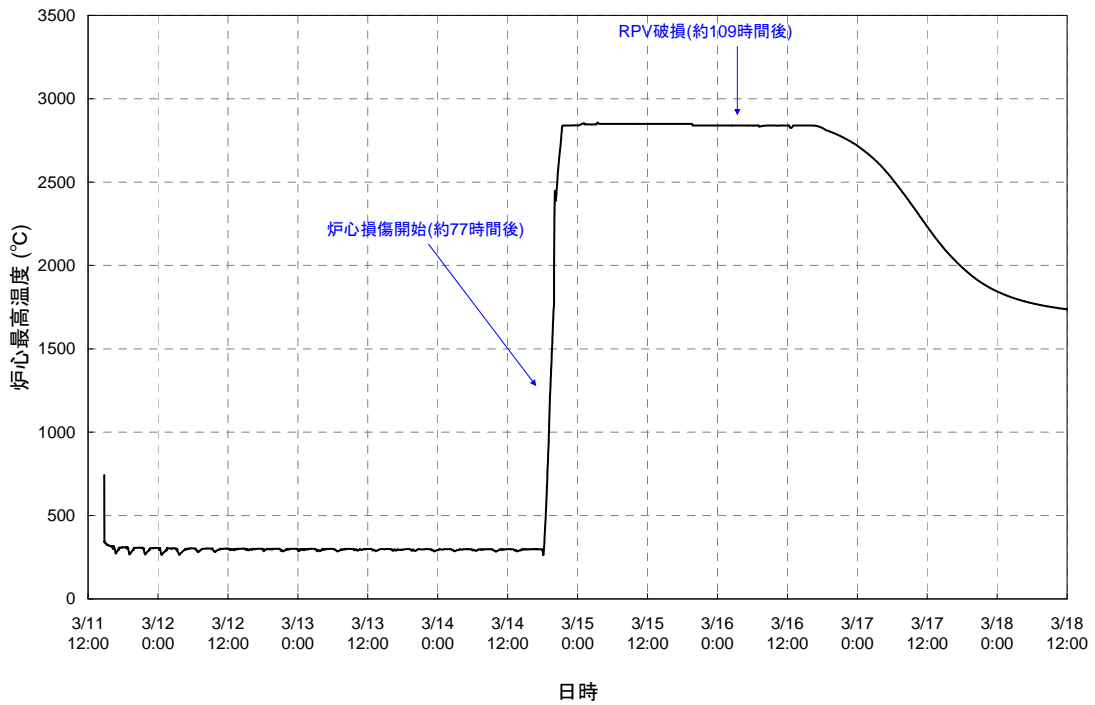


図3. 2. 2. 4 2号機 炉心温度変化【その2】

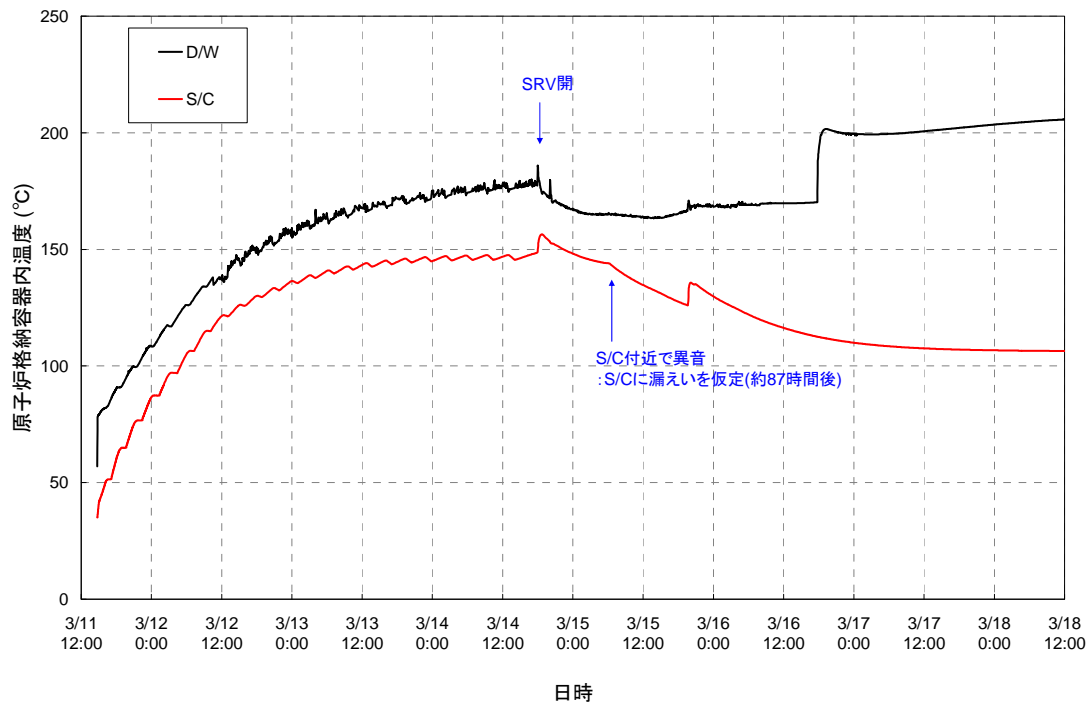


図3. 2. 2. 5 2号機 原子炉格納容器温度変化【その2】

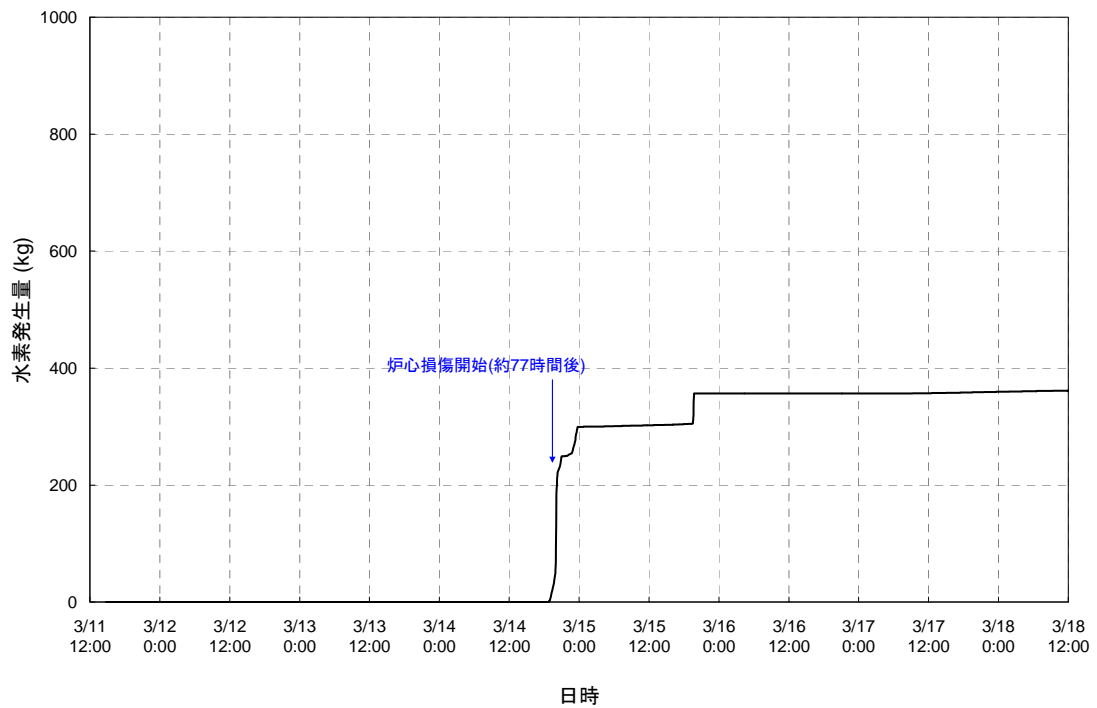


図3. 2. 2. 6 2号機 水素発生量変化【その2】

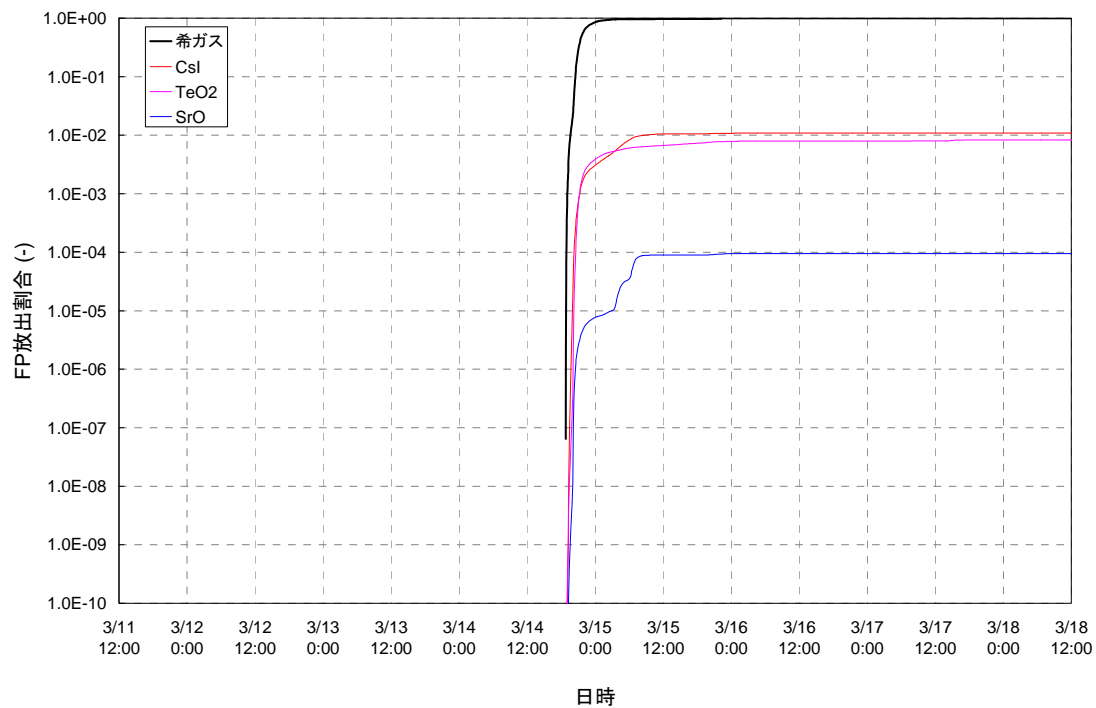


図 3. 2. 2. 7 2号機 FPの放出割合 (1 / 3) 【その2】

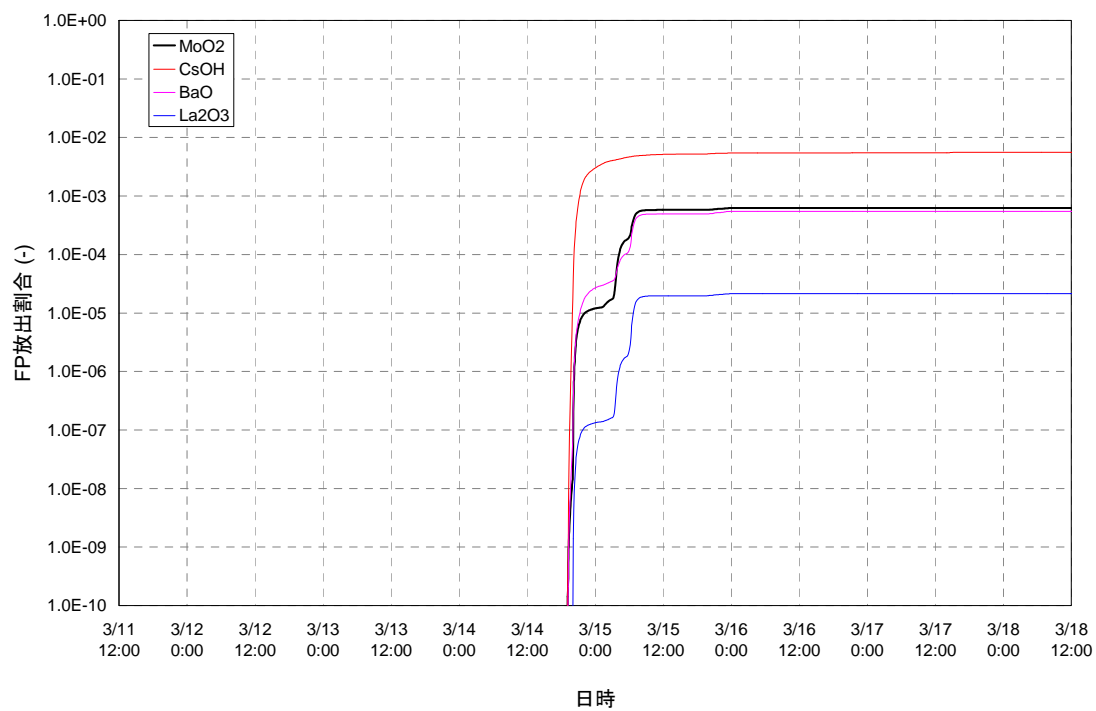


図 3. 2. 2. 7 2号機 FPの放出割合 (2 / 3) 【その2】

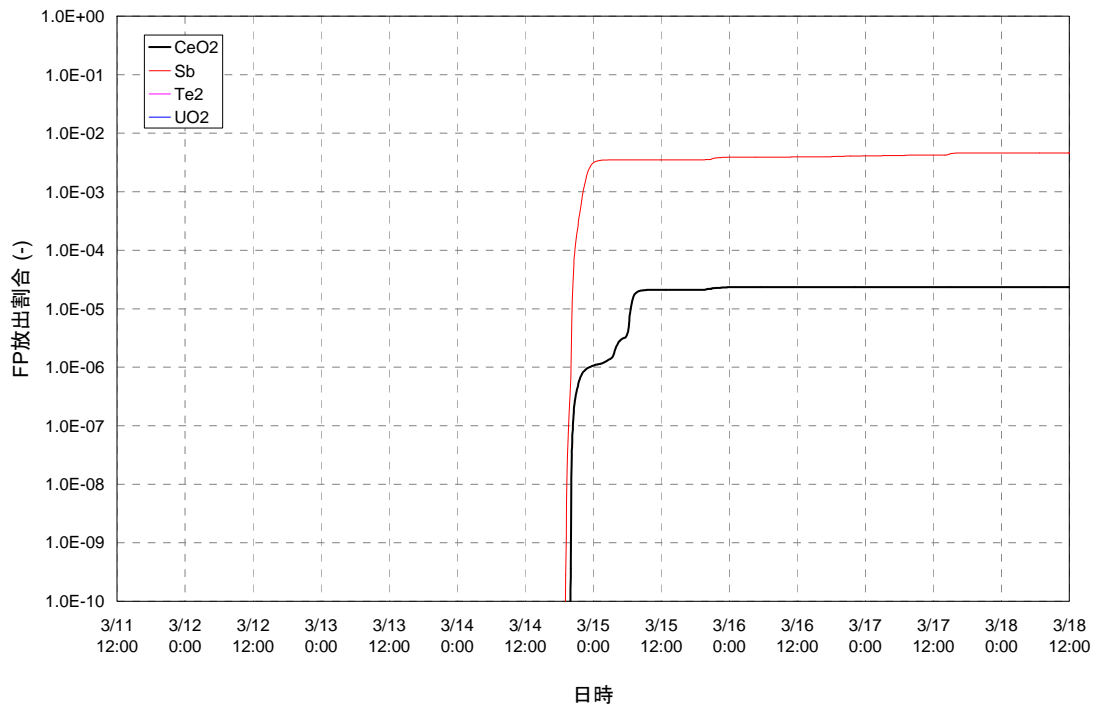


図 3. 2. 2. 7 2号機 FPの放出割合 (3 / 3) 【その2】

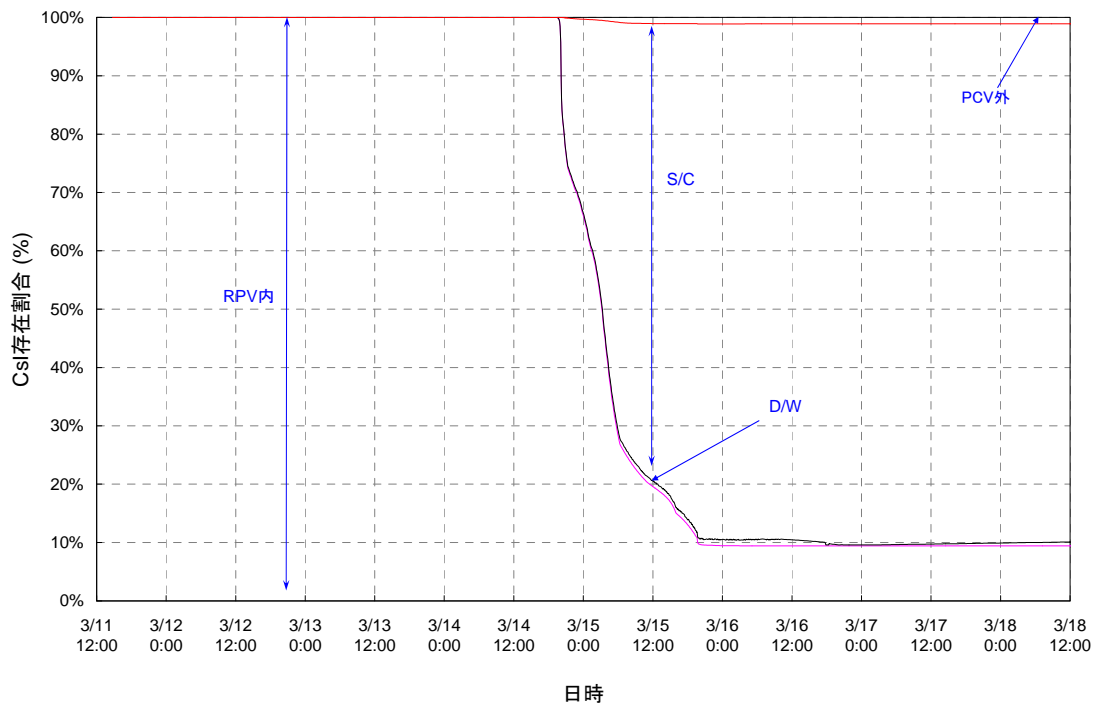


図 3. 2. 2. 8 2号機 FPの存在割合 (1 / 2) 【その2】

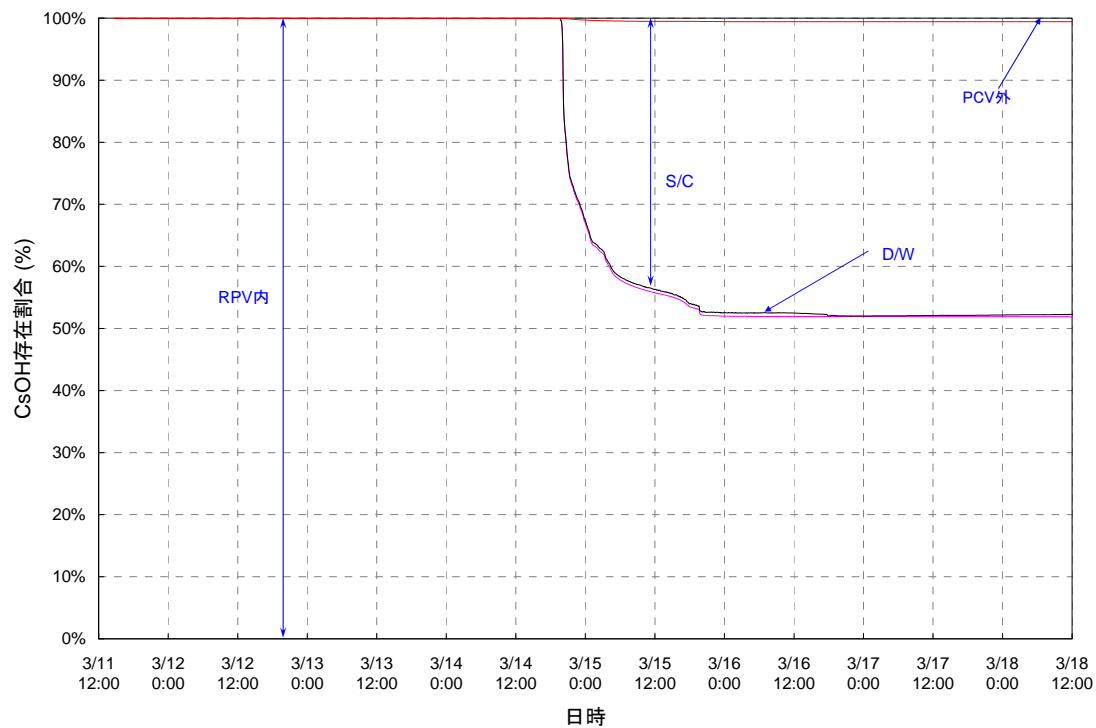
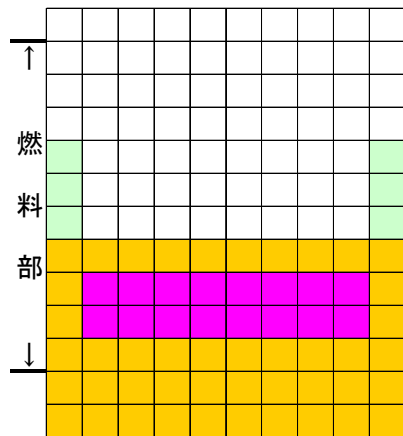
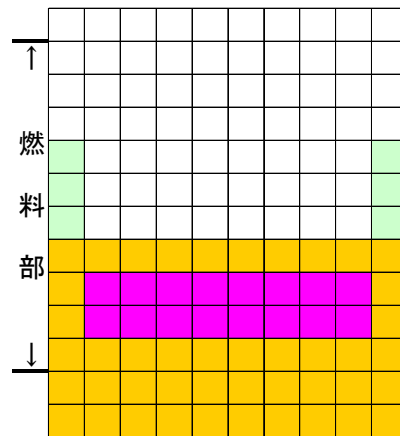


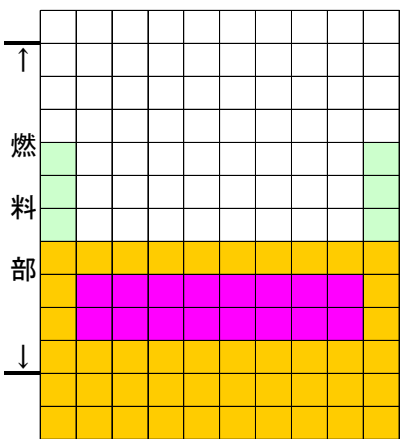
図 3. 2. 2. 8 2号機 FP の存在割合 (2 / 2) 【その 2】



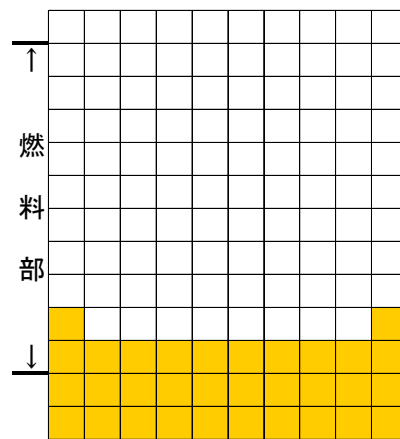
スクラム後 約 87 時間



スクラム後 約 96 時間



スクラム後 約 100 時間



スクラム後 約 109 時間

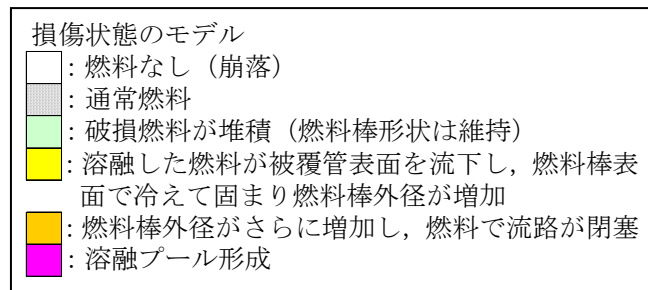


図 3. 2. 2. 9 2号機 炉心の状態図【その2】

3. 3 福島第一原子力発電所3号機

3. 3. 1 解析条件

福島第一原子力発電所3号機の主要な解析条件について表3. 3. 1及び表3. 3. 2に示す。

解析は以下の2つのケースを行った。

① 解析ケース

【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3. 3. 1 プラント条件

項目	条件
初期原子炉出力	2381 MWt (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 : 4240 m ³ S/C 空間 : 3160 m ³
サブレーション・プール水量	2980 m ³

表3.3.2 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：記録の参照箇所等 △、□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 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 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 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 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 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 報告 7.各種操作実績取り纏め	
8		12:35 HPCI 起動 (L-2)	○	5/16 報告 7.各種操作実績取り纏め	
9	3/13	2:42 HPCI 停止	○	5/16 報告 7.各種操作実績取り纏め	
10		9:08 頃 逃がし安全弁による原子炉圧力容器減圧操作	○	5/16 報告 7.各種操作実績取り纏め	
11		9:20 格納容器ベントについて、格納容器圧力の低下を確認	○	5/16 報告 7.各種操作実績取り纏めでは、8.41 圧力抑制室側 AO 弁操作によってベントライン構成が終了しているが、格納容器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 報告 7.各種操作実績取り纏め ※1	
13		11:17 格納容器ベントについて、駆動用空気圧抜けによるベントライン AO 弁閉確認	○	5/16 報告 7.各種操作実績取り纏め	

14		12:30	格納容器ベントについて、開操作	○	5/16 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 報告 7.各種操作実績取り纏め ※1
16		14:10	格納容器ベントについて、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 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 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 報告 7.各種操作実績取り纏め ※1
19		5:20	格納容器ベントについて、圧力抑制室側 AO 弁操作	○	5/16 報告 7.各種操作実績取り纏め
20		12:00	格納容器ベントについて、圧力抑制室側弁閉を仮定	△	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 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	格納容器ベントについて、圧力抑制室側弁開操作を仮定	△	D/W 圧力の下降から、当該時刻のベントを仮定
22		21:04	格納容器ベントについて、圧力抑制室側弁閉操作を仮定	△	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	格納容器ベントについて、圧力抑制室側弁開操作	○	5/16 報告 7.各種操作実績取り纏め
24	3/16	1:55	格納容器ベントについて、圧力抑制室側弁開操作	△	5/16 報告 7.各種操作実績取り纏めでは当該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	格納容器ベントについて、圧力抑制室側弁閉確認	△	5/16 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

					いものと仮定
26	21:30	格納容器ベントについて、圧力抑制室側弁開操作	△		5/16 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 圧力の推移から開していないものと仮定
27	3/18 5:30	格納容器ベントについて、圧力抑制室側弁閉確認	—		5/16 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	格納容器ベントについて、圧力抑制室側弁開操作	—		5/16 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	格納容器ベントについて、圧力抑制室側弁閉確認	—		5/16 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	格納容器ベントについて、圧力抑制室側弁開操作	—		5/16 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 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. 3. 2. 1 解析結果【解析ケース（その1）】

3. 3. 1 で示した条件に基づき、解析した結果を表 3. 3. 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 3. 3. 1. 1 から図 3. 3. 1. 13 に示す。

表 3. 3. 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
原子炉圧力容器破損時間	— (本解析では原子炉圧力容器破損に至らず)

解析結果の詳細について以下に述べる。

原子炉水位は、HPCI が停止した後徐々に低下し、炉心が露出し始め、SRV 解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 3. 3. 1. 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、RCIC、HPCI が停止するまでの間は、SRV 作動圧力近傍で高圧状態に維持される。HPCI 停止後の SRV 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 3. 3. 1. 2）。なお、解析では RCIC と HPCI は継続して運転していると仮定しているが、HPCI が動作している部分において圧力の低下傾向が見られている。例えば HPCI の蒸気配管を通じて格納容器外へ蒸気がリークすると仮定して解析を行うと、原子炉圧力容器圧力変化及び格納容器圧力変化は概ね一致する結果となる（図 3. 3. 1. 10 及び図 3. 3. 1. 11 参照）。但し、実際に HPCI の系統にリークパスが形成されていたのか、計器の問題なのかについては現状では特定できない。

格納容器圧力は、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 3. 3. 1. 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 3. 3. 1. 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3.3.1.6参照）。

FPの放出は、炉心損傷後、希ガスは原子炉圧力容器から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3.3.1.7及び図3.3.1.8参照）。

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、原子炉圧力容器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3.3.1.9参照）。

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、高めに水位するも、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3.3.1.12及び図3.3.1.13参照）。

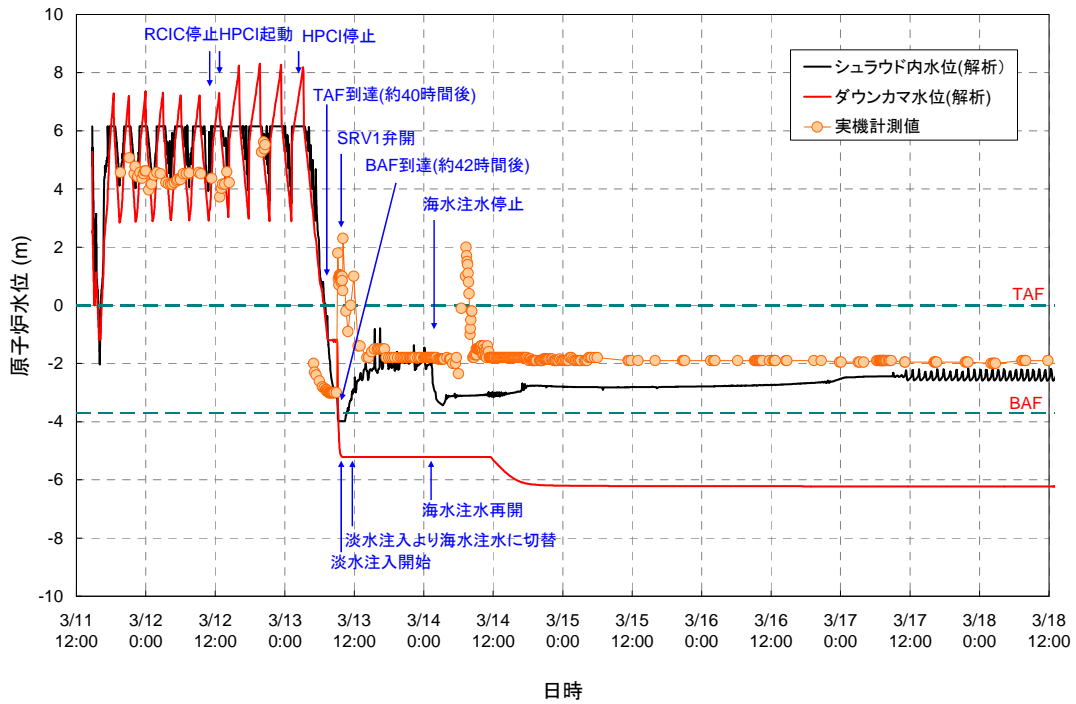


図3. 3. 1. 1 3号機 原子炉水位変化【その1】

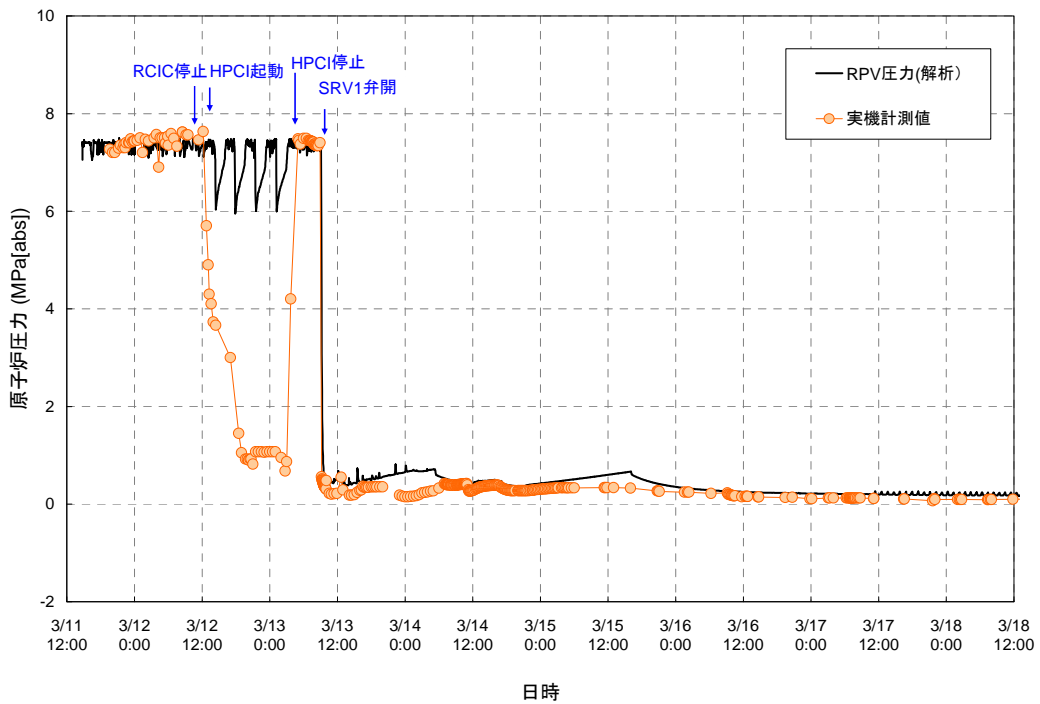


図3. 3. 1. 2 3号機 原子炉压力容器圧力変化【その1】

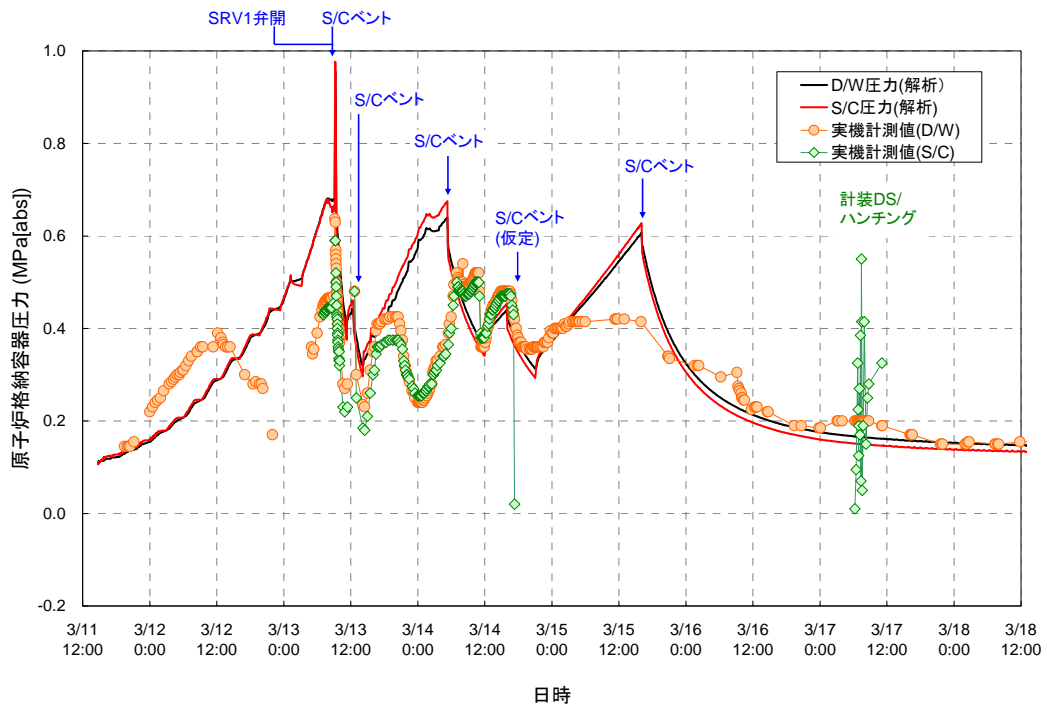


図 3. 3. 1. 3 3号機 原子炉格納容器圧力変化【その1】

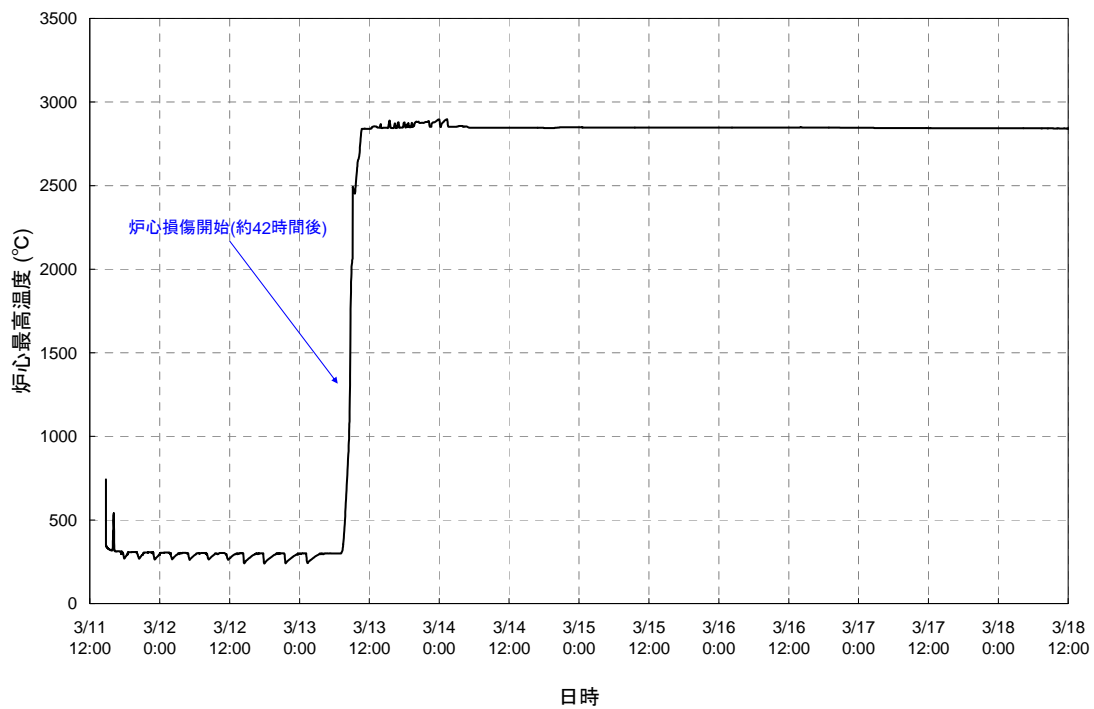


図 3. 3. 1. 4 3号機 炉心温度変化【その1】

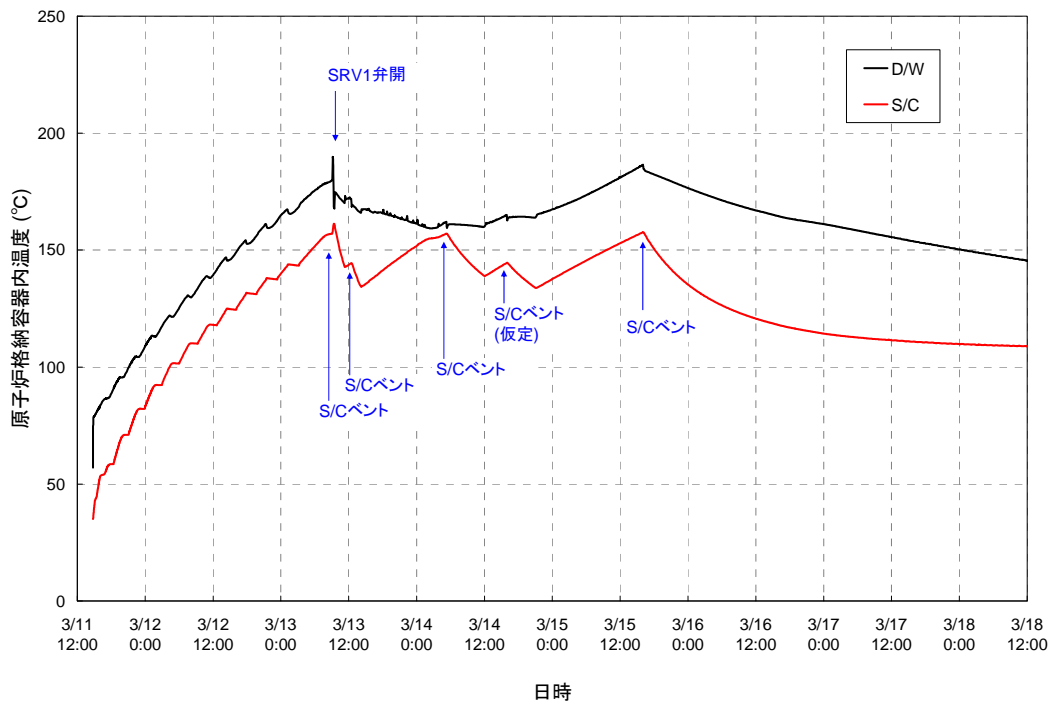


図3. 3. 1. 5 3号機 原子炉格納容器温度変化【その1】

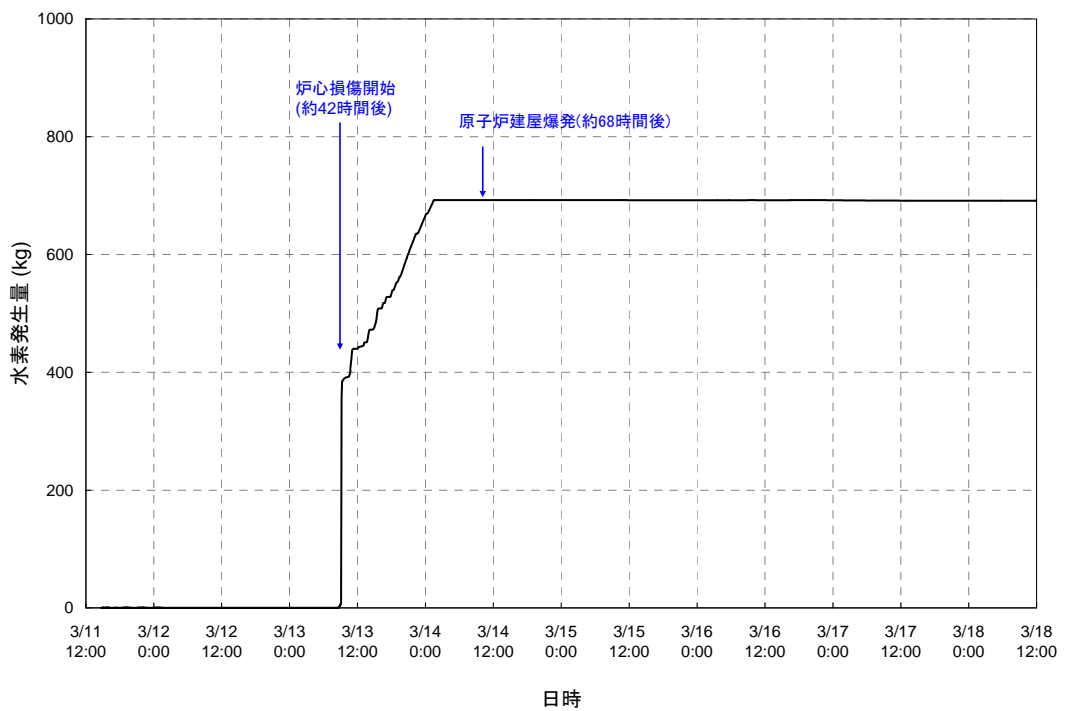


図3. 3. 1. 6 3号機 水素発生量変化【その1】

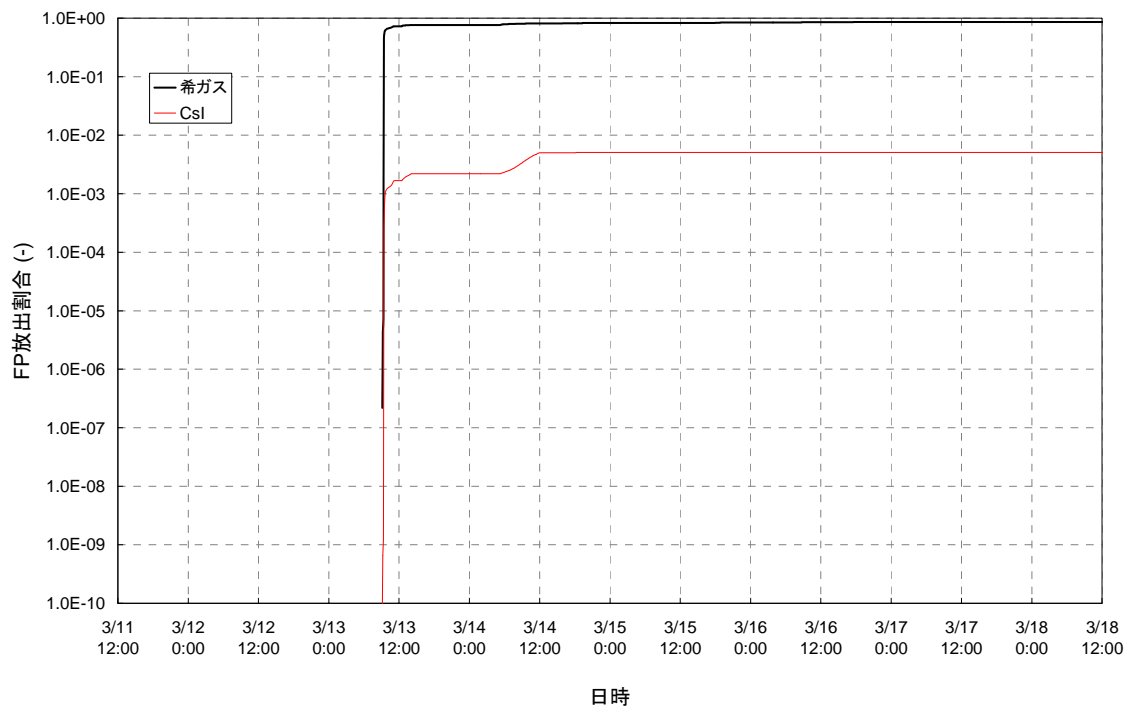


図 3. 3. 1. 7 3号機 FPの放出割合【その1】

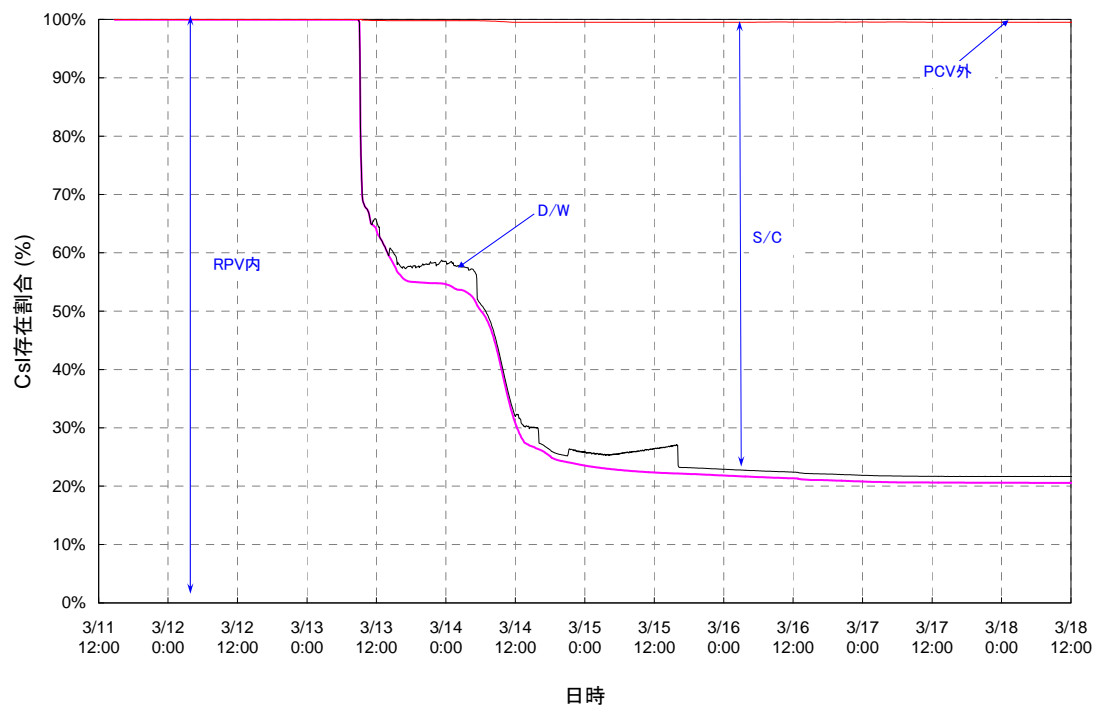


図 3. 3. 1. 8 3号機 FPの存在割合 (1/2)【その1】

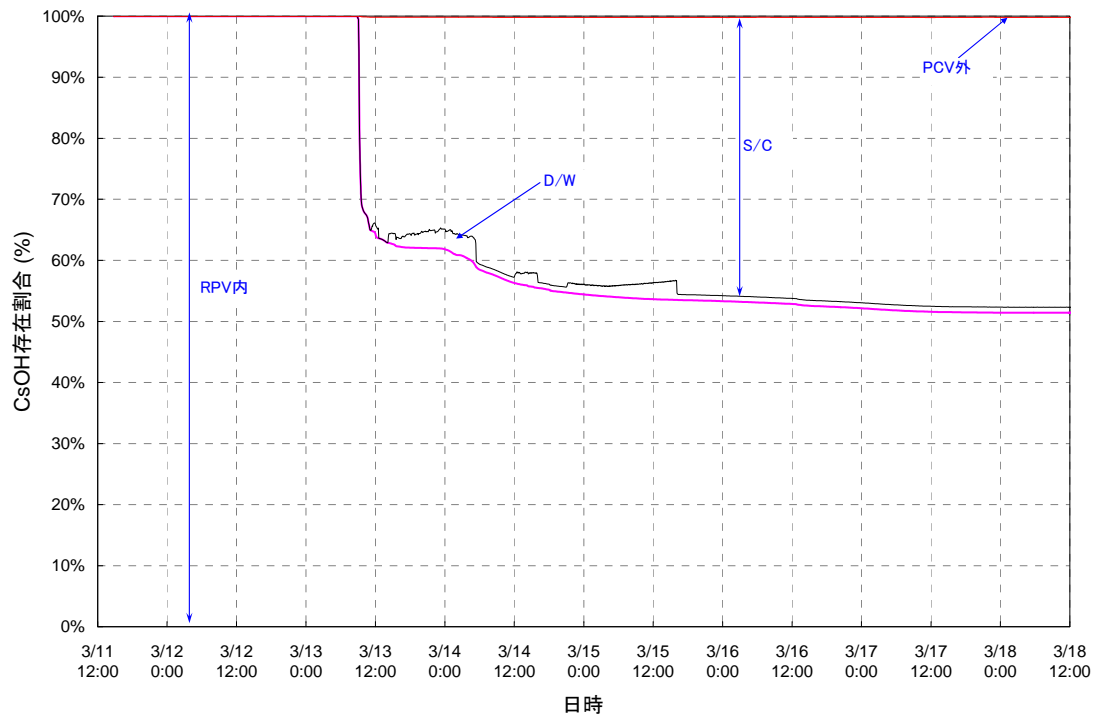
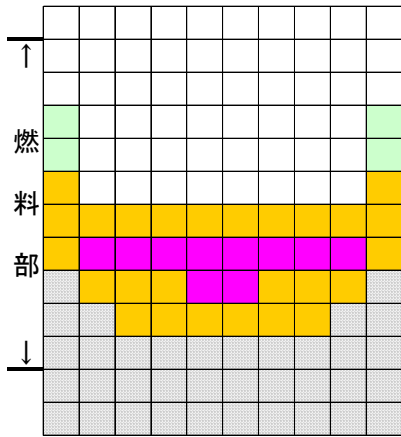
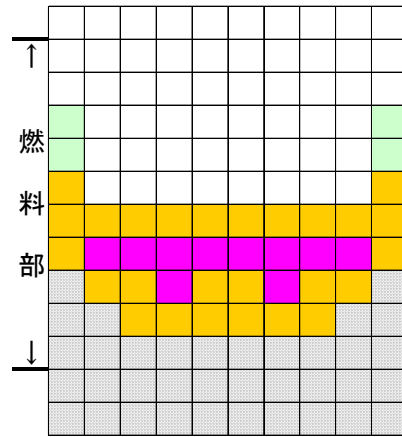


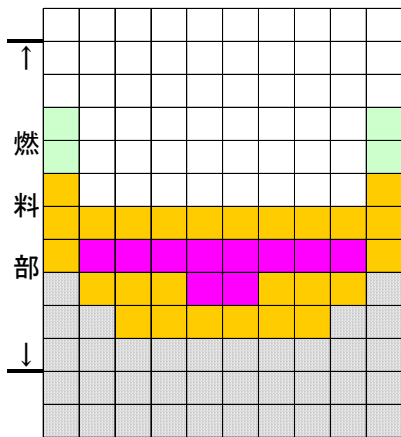
図 3. 3. 1. 8 3号機 FP の存在割合 (2 / 2) 【その 1】



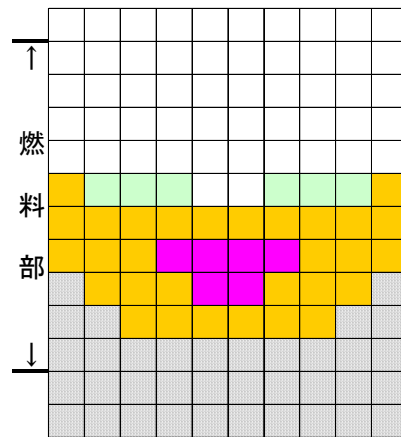
スクラム後 約64時間



スクラム後 約68時間



スクラム後 約72時間



スクラム後 約1週間

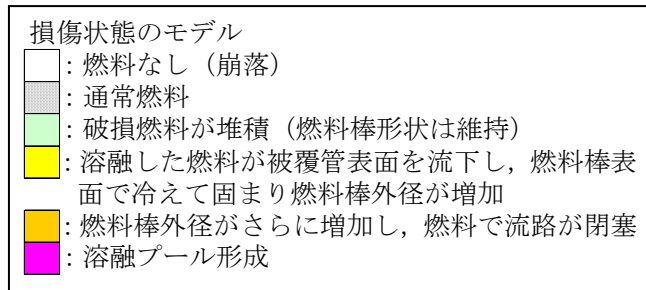


図3. 3. 1. 9 3号機 炉心の状態図【その1】

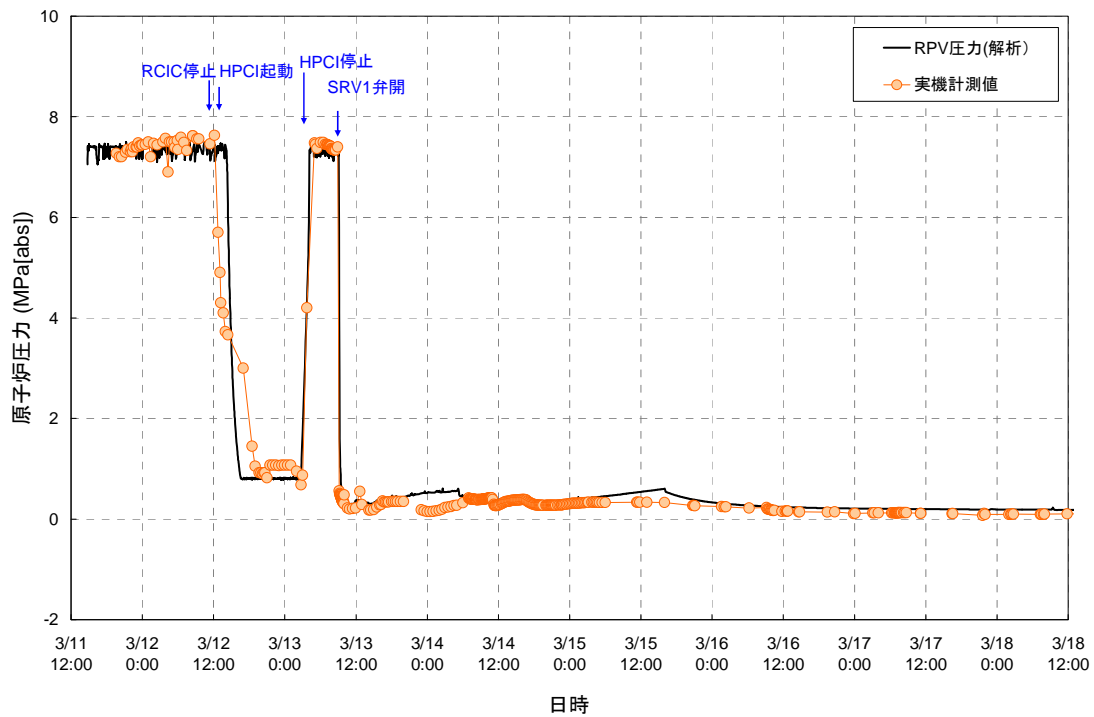


図3. 3. 1. 10 3号機 原子炉圧力変化【その1】(蒸気漏えい)

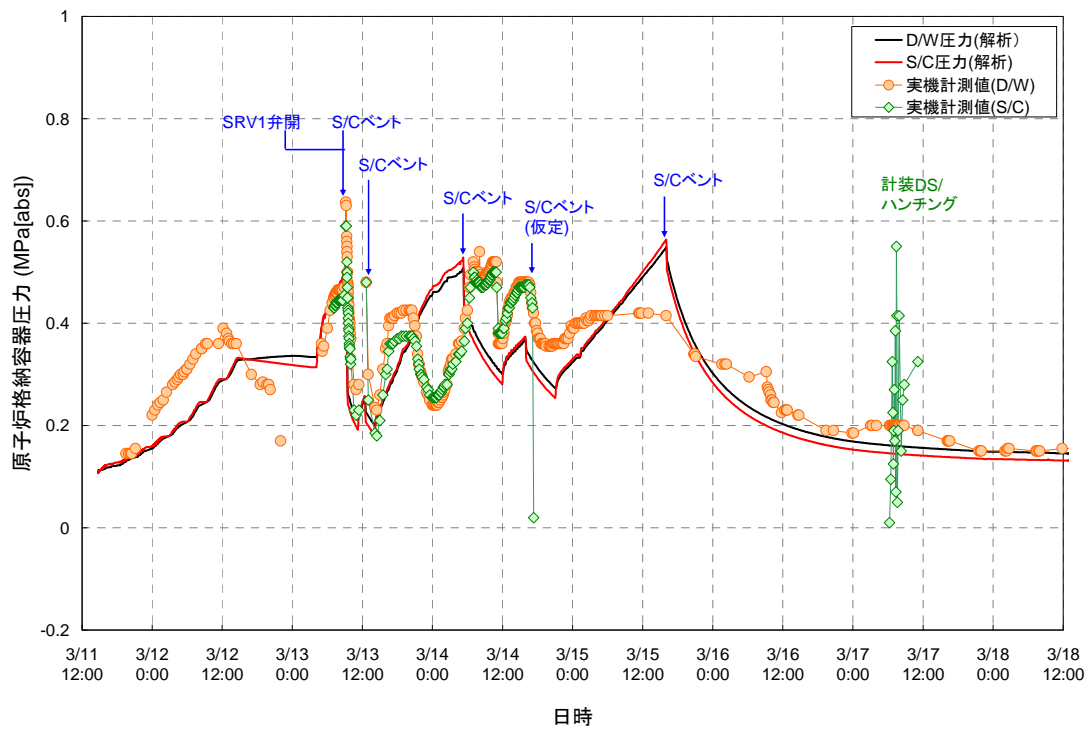


図3. 3. 1. 11 3号機 原子炉格納容器圧力変化【その1】(蒸気漏えい)

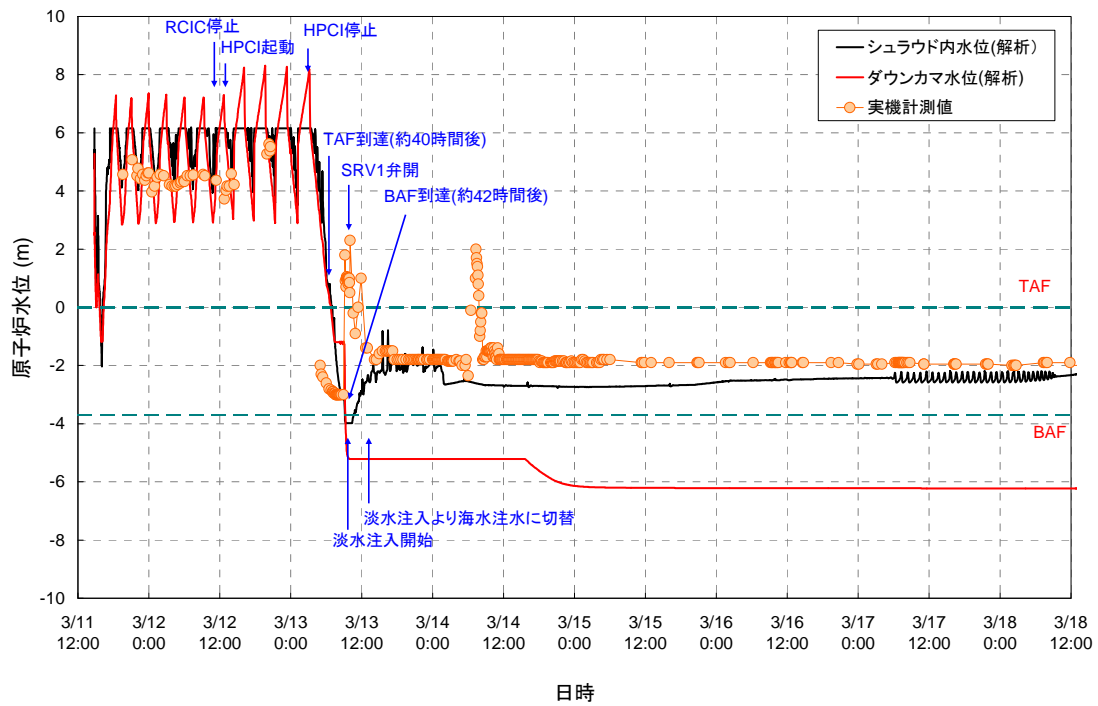


図3. 3. 1. 12 3号機 原子炉水位変化【その1】(注水継続)

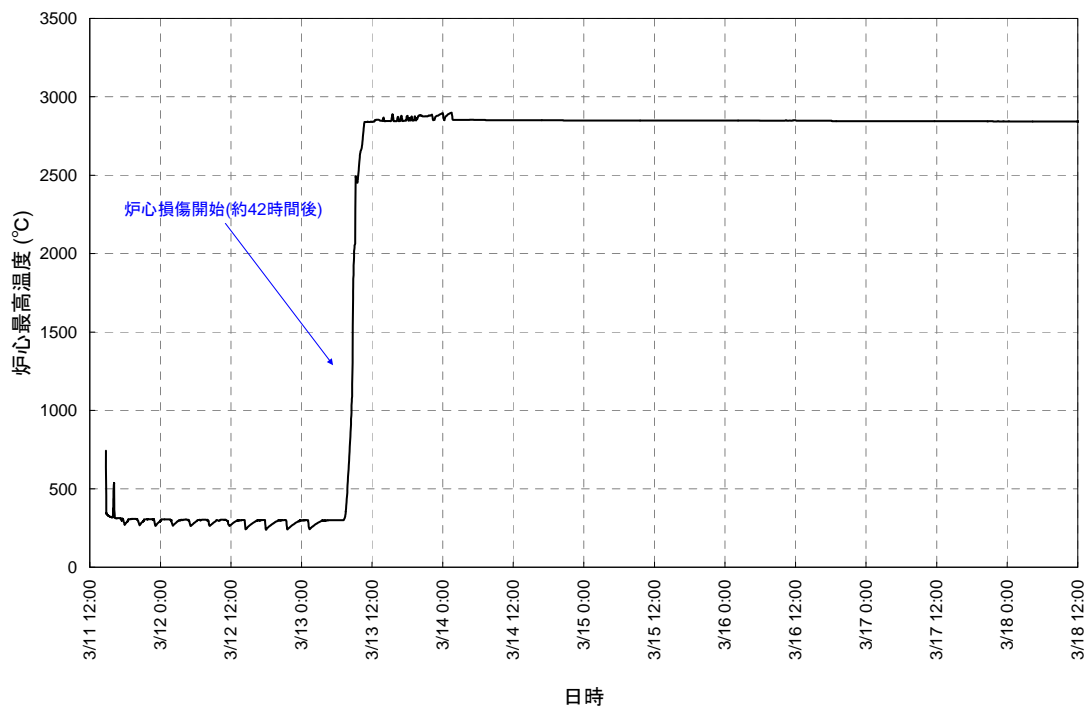


図3. 3. 1. 13 3号機 炉心温度変化【その1】(注水継続)

3. 3. 2. 2 解析結果【解析ケース（その2）】

3. 3. 1 で示した条件に基づき、解析した結果を表 3. 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 3. 3. 2. 1 から図 3. 3. 2. 9 に示す。

表 3. 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 40 時間
炉心損傷開始時間	地震発生後約 42 時間
原子炉圧力容器破損時間	地震発生後約 66 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、HPCI が停止して以降、徐々に低下し、炉心が露出し始め、SRV 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 3. 3. 2. 1 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、SRV 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 3. 3. 2. 2 参照）。

原子炉格納容器圧力は、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 3. 3. 2. 3 参照）。

炉心温度変化は、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、燃料ペレットが融点に達するとの結果が得られた（図 3. 3. 2. 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し、燃料有効部被覆管の約 59%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 PCV 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 3. 3. 2. 6 参照）。

放射性物質の放出は、炉心損傷後、希ガスは原子炉圧力容器から 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 3. 3. 2. 7 及び図 3. 3. 2. 8 参照）

一部の燃料については原子炉圧力容器内にとどまる結果となったものの、原子炉圧力容器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3.3.2.9参照）。

3.3.3 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、原子炉压力容器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原子炉压力容器内にとどまる結果となったものの、原子炉压力容器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、原子炉压力容器内の水位は燃料域内に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、現在の原子炉压力容器の鋼材温度は約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に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原子炉压力容器内にあると推定されること、原子炉压力容器底部の温度は約100℃～約170℃とその他の原子炉压力容器周りの温度と同程度で推移していることから、燃料の大部分は原子炉压力容器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。

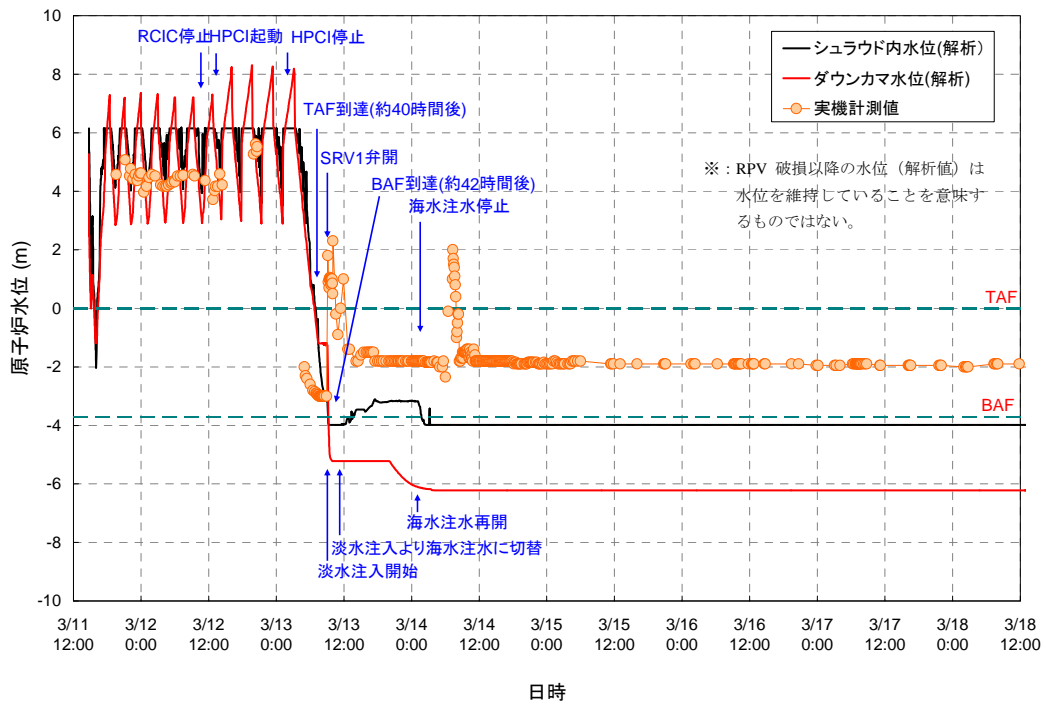


図 3. 3. 2. 1 3号機 原子炉水位変化【その2】

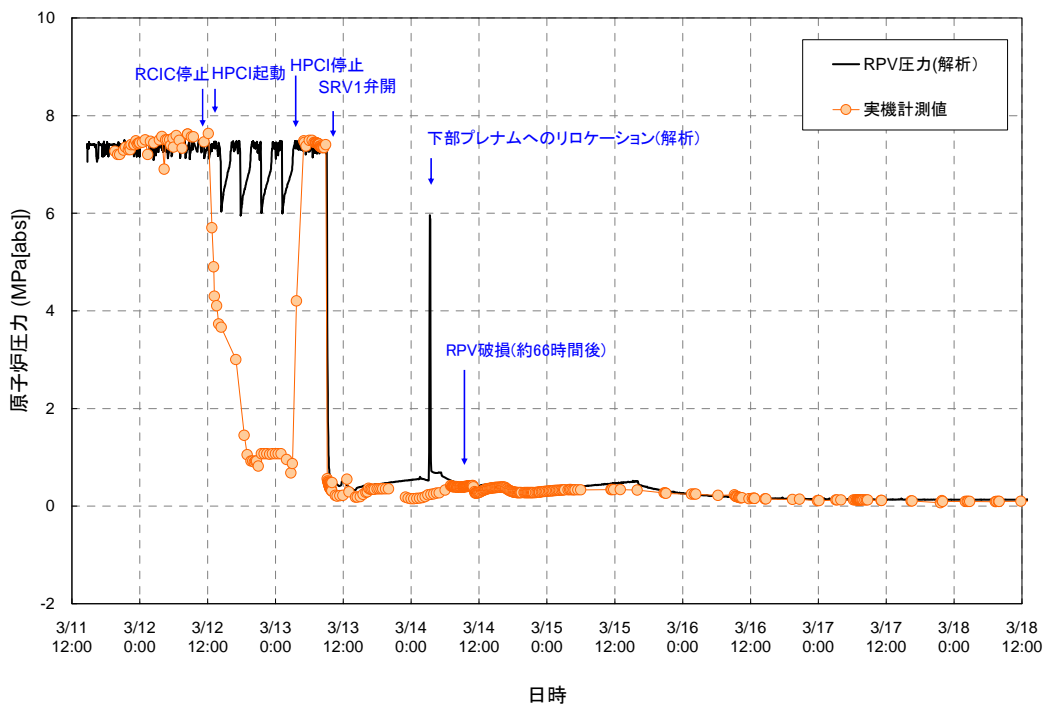


図 3. 3. 2. 2 3号機 原子炉压力容器圧力変化【その2】

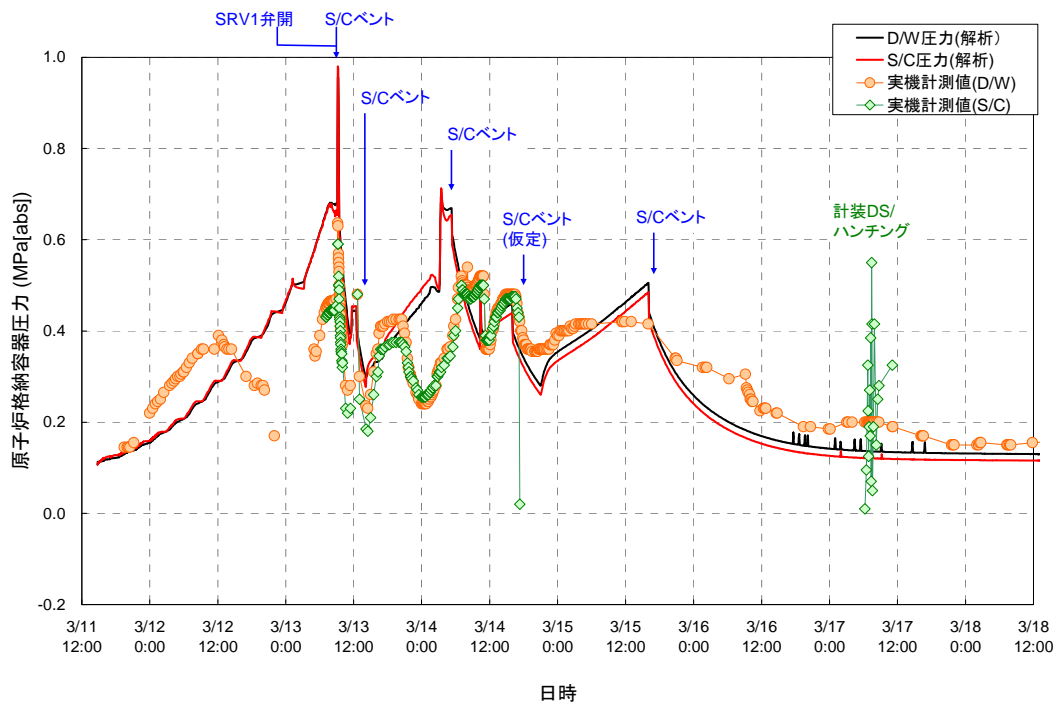


図3. 3. 2. 3 3号機 原子炉格納容器圧力変化【その2】

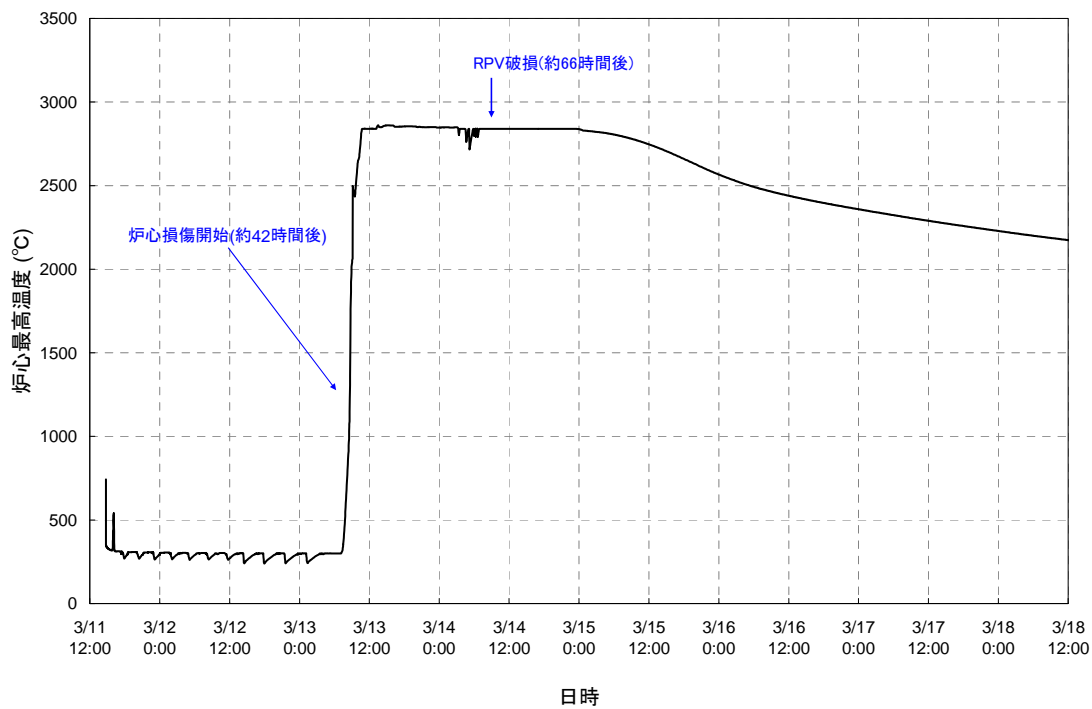


図3. 3. 2. 4 3号機 炉心温度変化【その2】

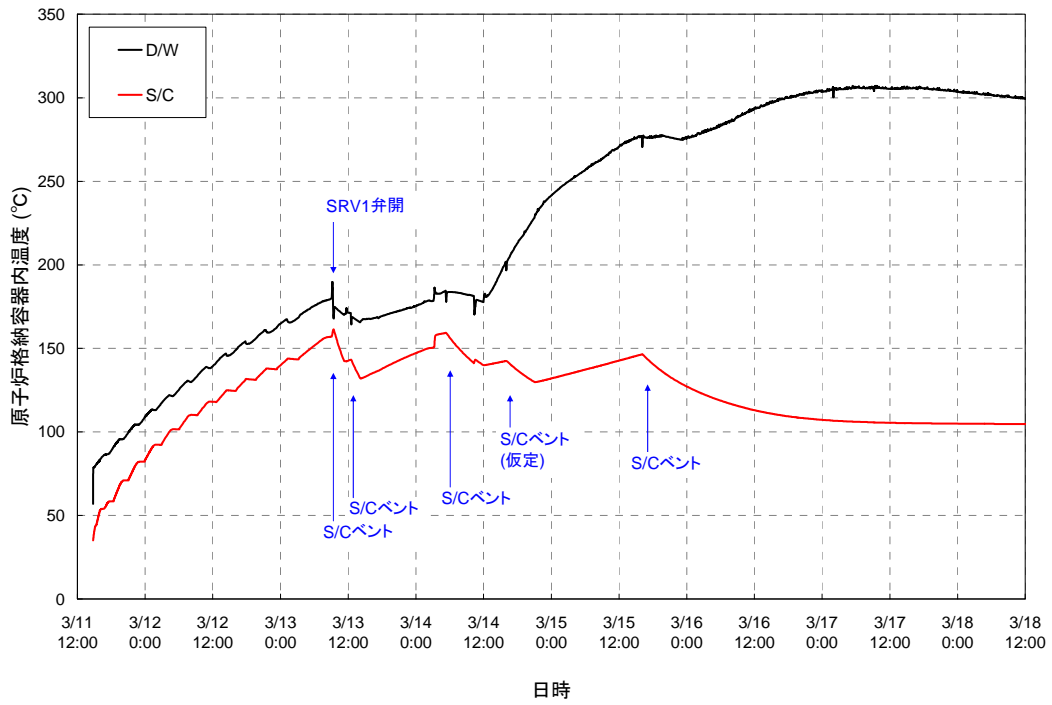


図3. 3. 2. 5 3号機 原子炉格納容器温度変化【その2】

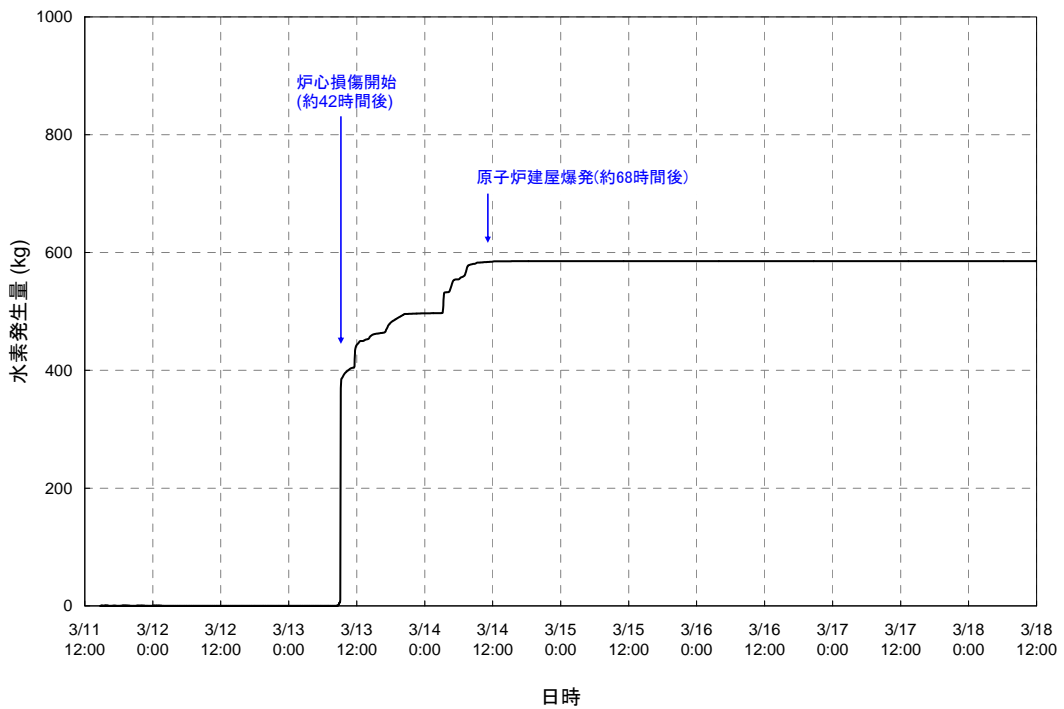


図3. 3. 2. 6 3号機 水素発生量変化【その2】

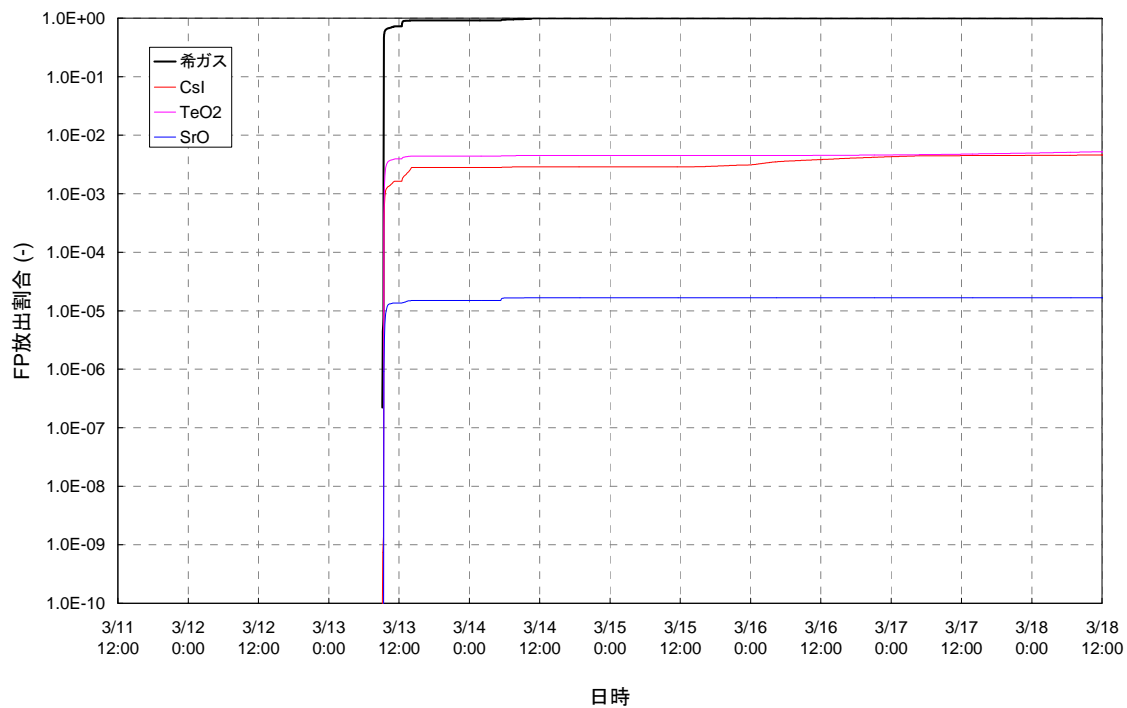


図 3. 3. 2. 7 3号機 FPの放出割合 (1 / 3) 【その2】

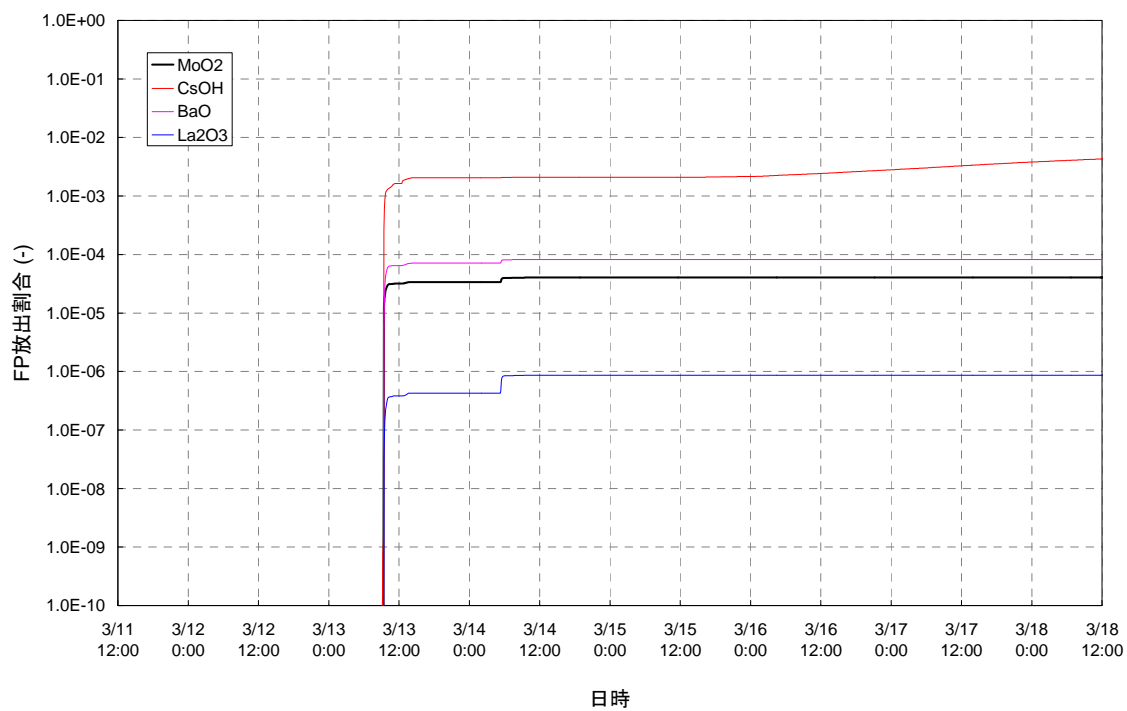


図 3. 3. 2. 7 3号機 FPの放出割合 (2 / 3) 【その2】

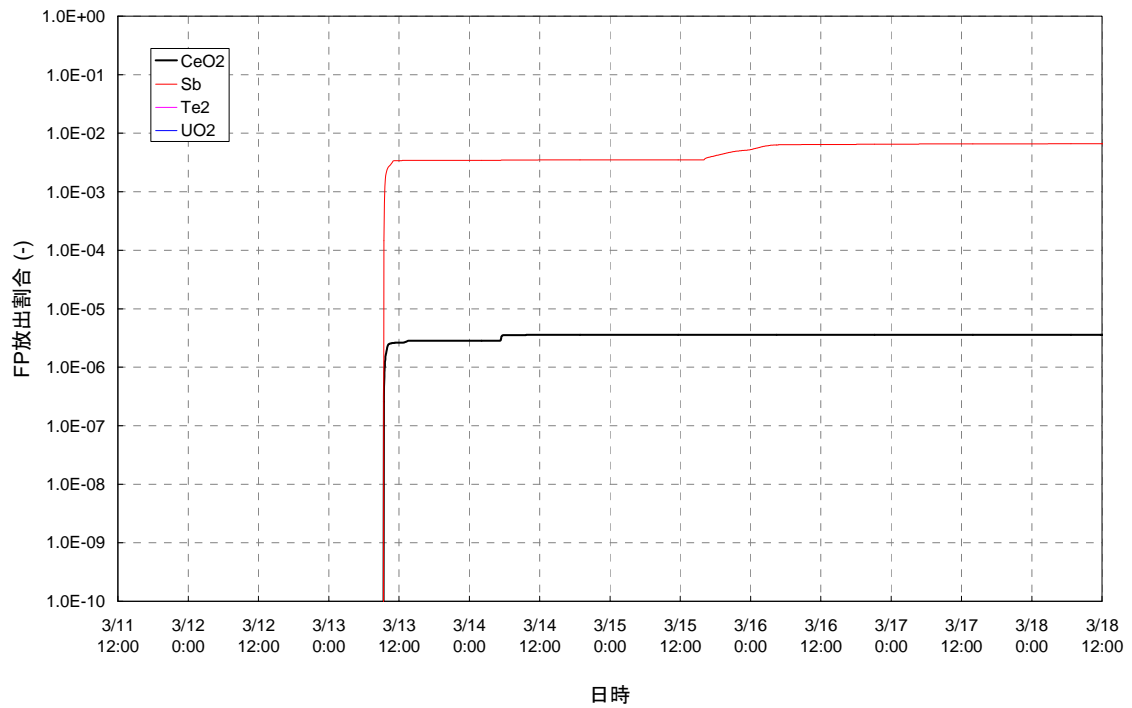


図 3. 3. 2. 7 3号機 FPの放出割合 (3 / 3) 【その2】

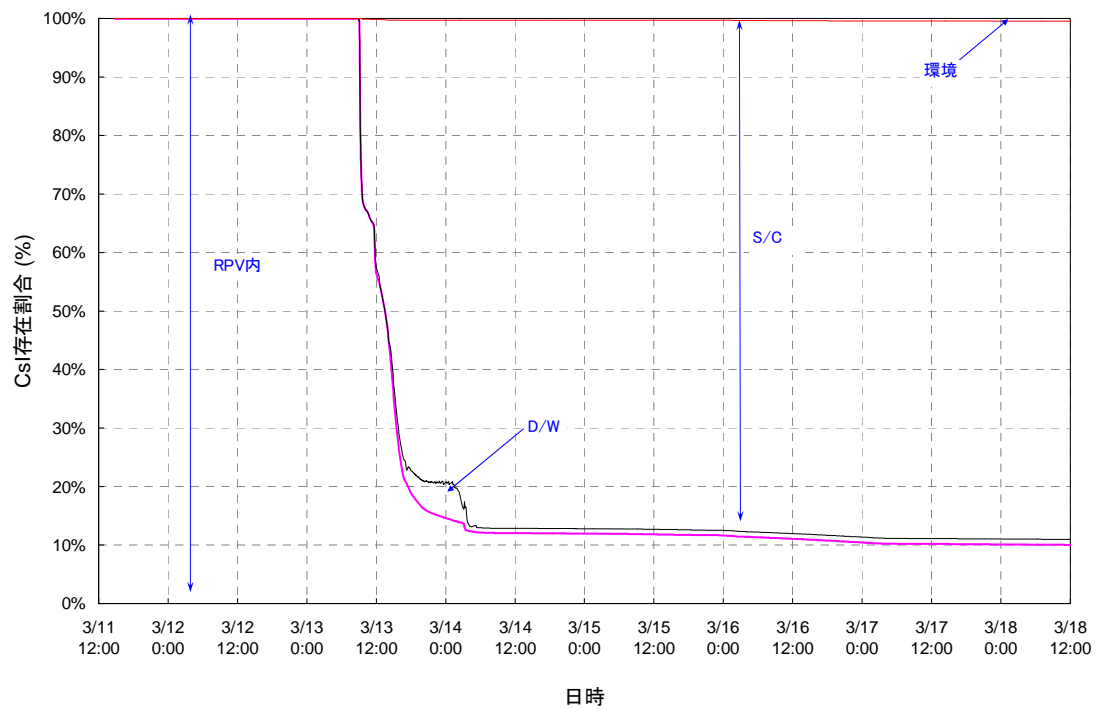


図 3. 3. 2. 8 3号機 FPの存在割合 (1 / 2) 【その2】

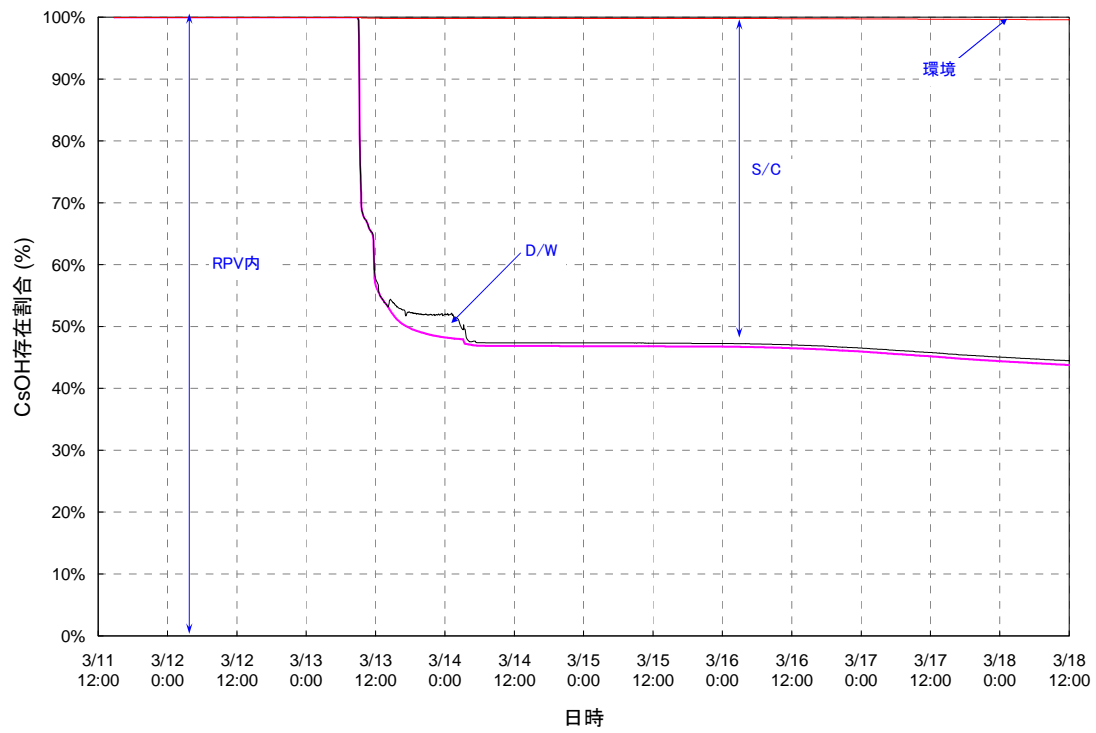
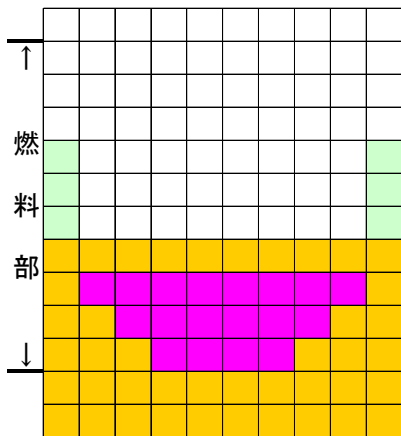
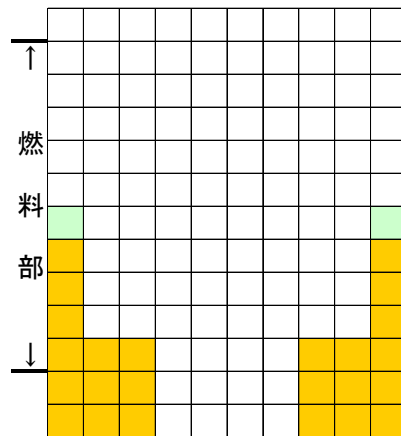


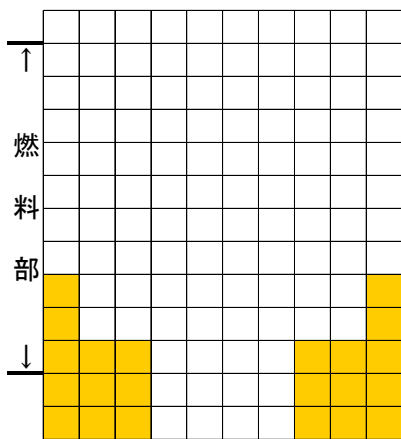
図 3. 3. 2. 8 3号機 FP の存在割合 (2 / 2) 【その2】



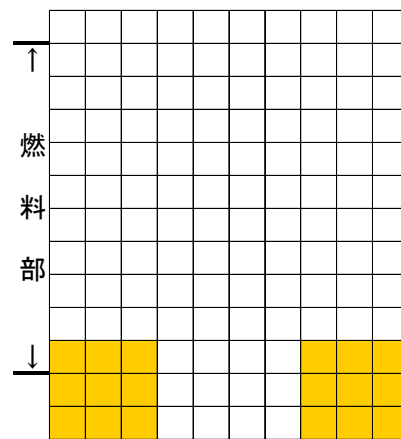
スクラム後 約58時間



スクラム後 約62時間



スクラム後 約66時間



スクラム後 約96時間

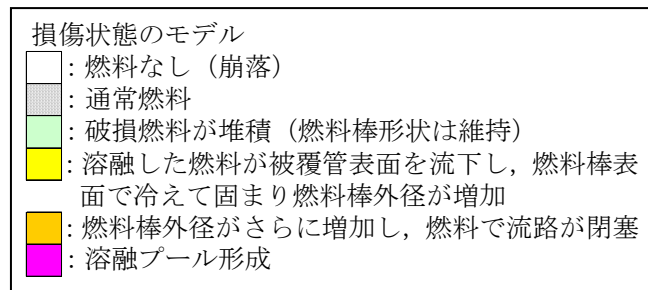


図3. 3. 2. 9 3号機 炉心の状態図【その2】

福島第一原子力発電所 設備の損傷状況と原因について

福島第一原子力発電所は、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。今回、プラント運転データ等を整理活用するにあたり、設備の損傷状況整理の第一歩として以下に取り纏めを実施した。

今回の機器損傷状況整理は、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。現実、地震直後は余震、津波警報、水素爆発等のために、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機器を増やすことができる。なお、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る。以下に常用設備などの状況を、添付－1に非常用冷却設備など、主要設備の損傷状況を示す。

<機器損傷、運転情報>

1号機

純水タンク：フランジからの純水漏えい確認（3月11日15時6分確認）

ディーゼル駆動消火ポンプ 地震後運転

2号機

電気ボイラー：非放射性蒸気漏れ（3月11日15時20分確認：場所、程度不明）

3号機

海水ポンプ（SWポンプ（B））地震後運転

主タービン非常用油ポンプ 地震後運転

ディーゼル駆動消火ポンプ 地震後運転

5号機

当直員による至近のパトロール範囲において、目視点検ベースで損傷なし。

6号機

主タービン 各種油ポンプ 地震後運転（MSOP、TGOP、EOP）

RFP-T 非常用油ポンプ 地震後運転

RCWポンプ 地震後運転

当直員による至近のパトロール範囲において、目視点検ベースで損傷なし。

1F-1 非常用炉心冷却系（ECCS系）機器等の状況

		設置場所	耐震クラス	地震スクラム時	地震スクラム～津波到達直前まで	津波到達以降	備考	
冷やす機能	ECCS系	CS (A)	R/B地下階 (OP. -1230)	A	○	○ 注1	×	津波後、電源・海水系（CCSW）とも喪失
		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/P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/P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/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
		CCSW (B)	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
		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/P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/P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/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
		CCSW (D)	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
		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	○	◎	—	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	○	◎	—	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、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」

1F-2 非常用炉心冷却系 (ECCS系) 機器等の状況

		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、高圧蒸気喪失	
	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」

1F-3 非常用炉心冷却系 (ECCS系) 機器等の状況

		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。暫くして高圧蒸気喪失	
	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
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	×	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」

1F-4 非常用炉心冷却系（ECCS系）機器等の状況

		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。起動前に現場操作が必要であり、起動する前に津波到達。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。起動前に現場操作が必要であり、起動する前に津波到達。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。起動前に現場操作が必要であり、起動する前に津波到達。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。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。起動前に現場操作が必要であり、起動する前に津波到達。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
		原子炉格納容器		A	—	—	—	定検中につき全燃料取り出し、MSIV閉、及びウエル満水。

(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」

1F-5 非常用炉心冷却系（ECCS系）機器等の状況

		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.940)	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.940)	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.940)	A	○	○	◎	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	○	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	○	○	◎	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	○	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	○	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	◎	◎	◎	地震発生後、運転。津波後電源喪失
プール冷却	SFP冷却(FPC系)	R/B3階(OP.32700)	B	◎	△	○	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	○	○	◎	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。
※JEAC4601-2008「原子力発電所耐震設計技術規程」

1F-6 非常用炉心冷却系（ECCS系）機器等の状況

		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	○	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)	○	◎	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	○	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)	○	◎	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)	○	◎	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	○	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	○	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	◎	△	○	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
その他設備								

(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」

参 考

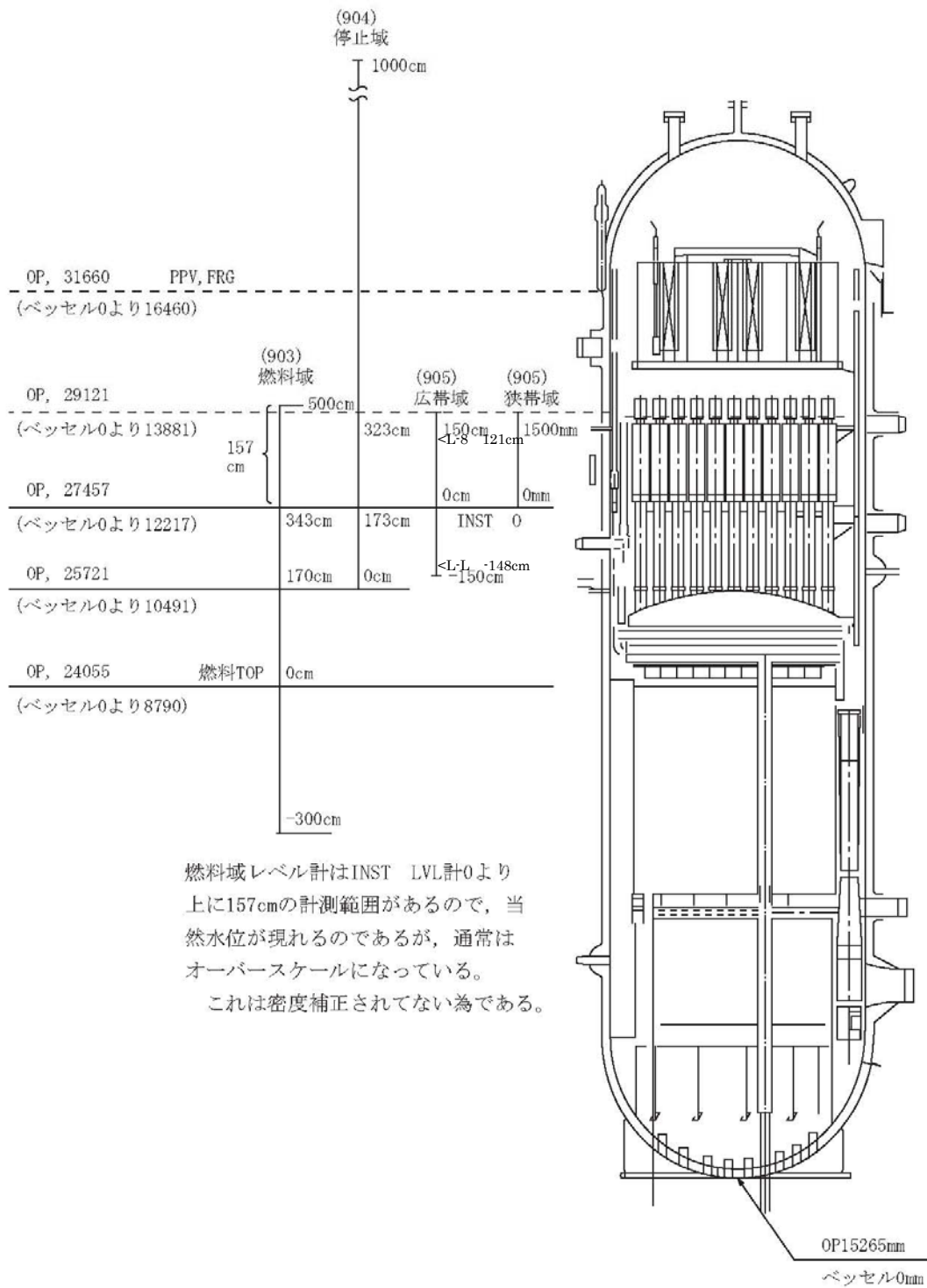
(1) 原子炉水位計の概略範囲

- ・ 福島第一 1 号機
- ・ 福島第一 2 号機
- ・ 福島第一 3 号機
- ・ 福島第一 4 号機
- ・ 福島第一 5 号機
- ・ 福島第一 6 号機

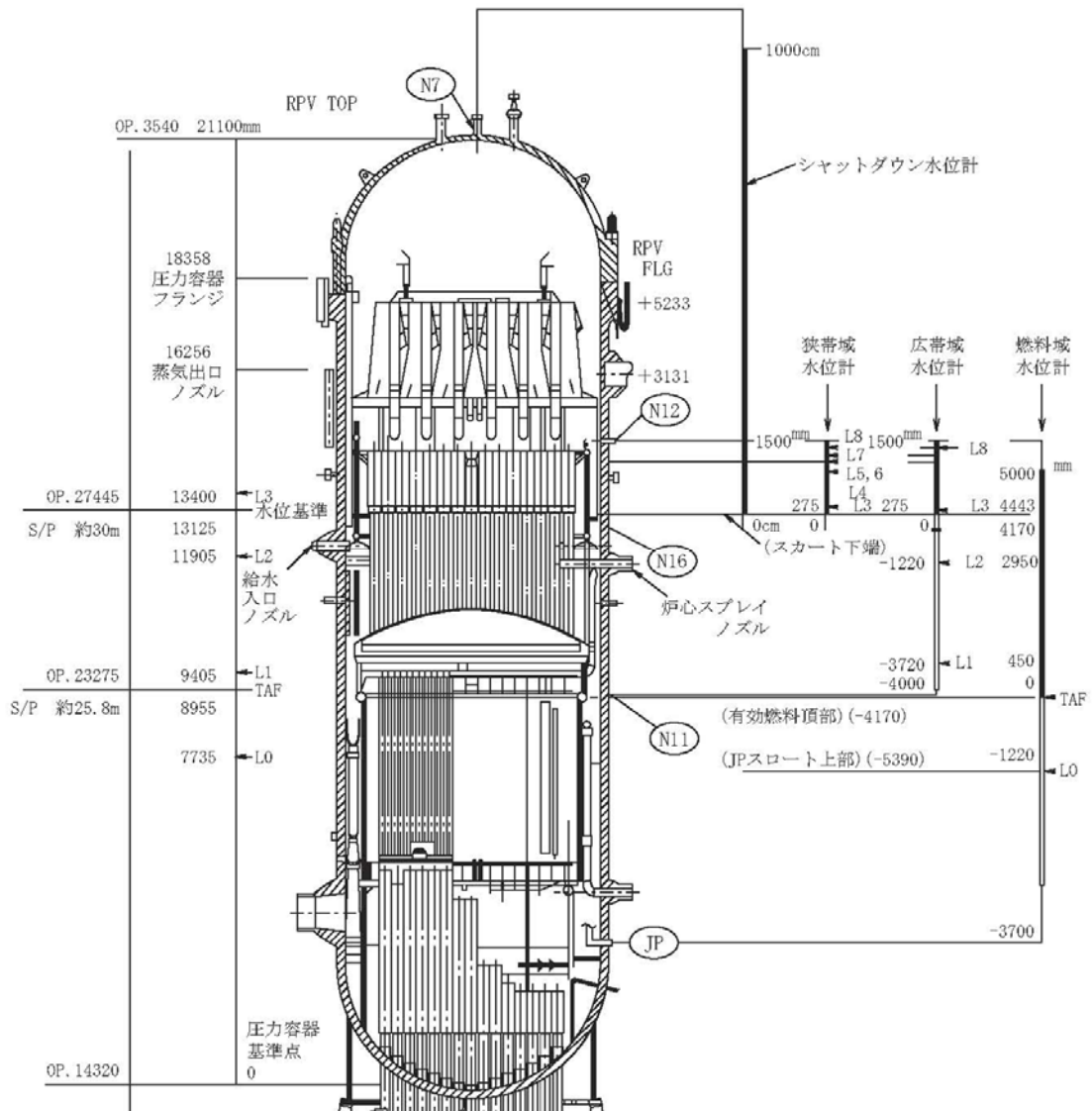
(2) 非常用復水器 系統概略図

(3) 東北地方太平洋沖地震における原子炉建屋最地下階の最大加速度値

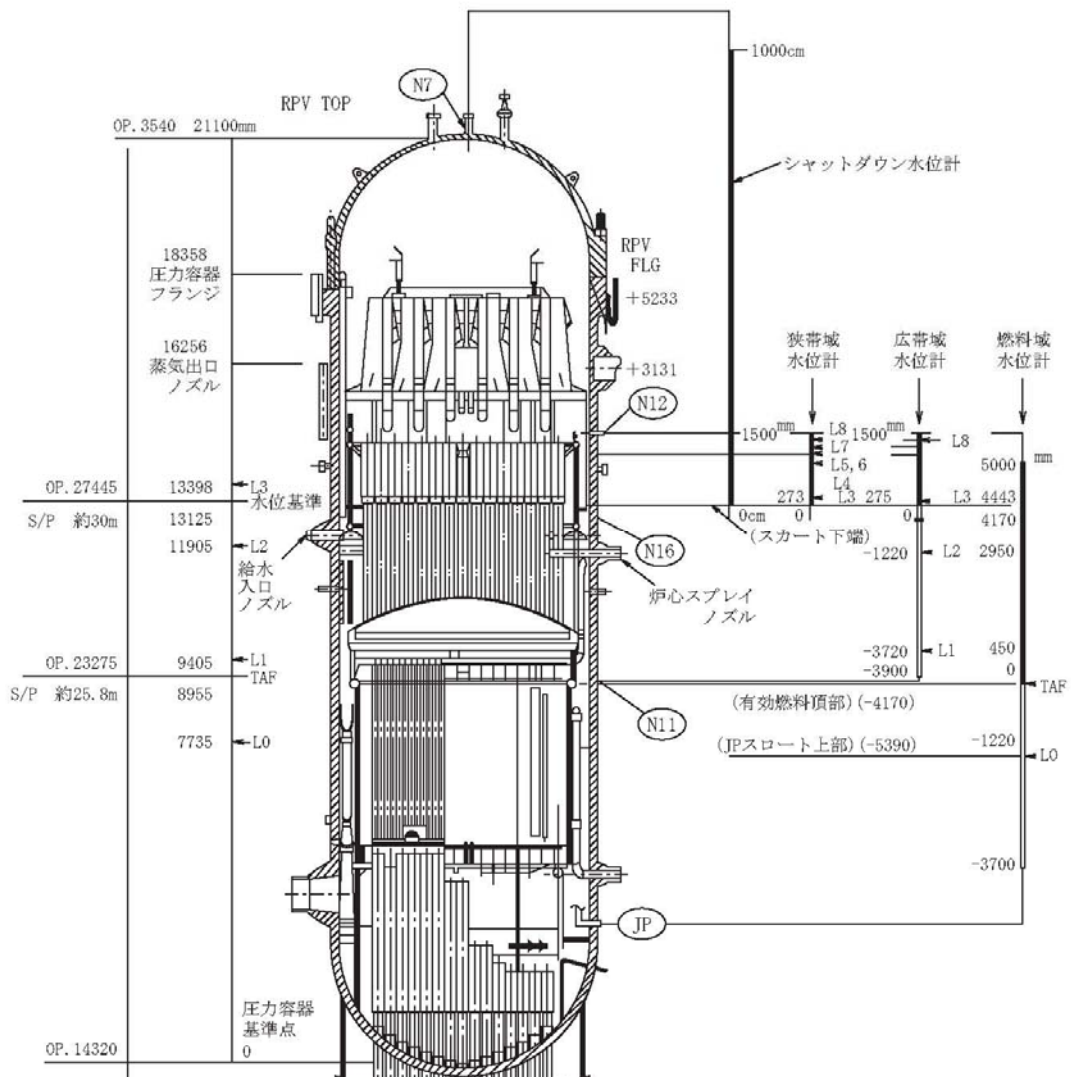
(4) 【概要】 福島第一原子力発電所 津波の調査結果



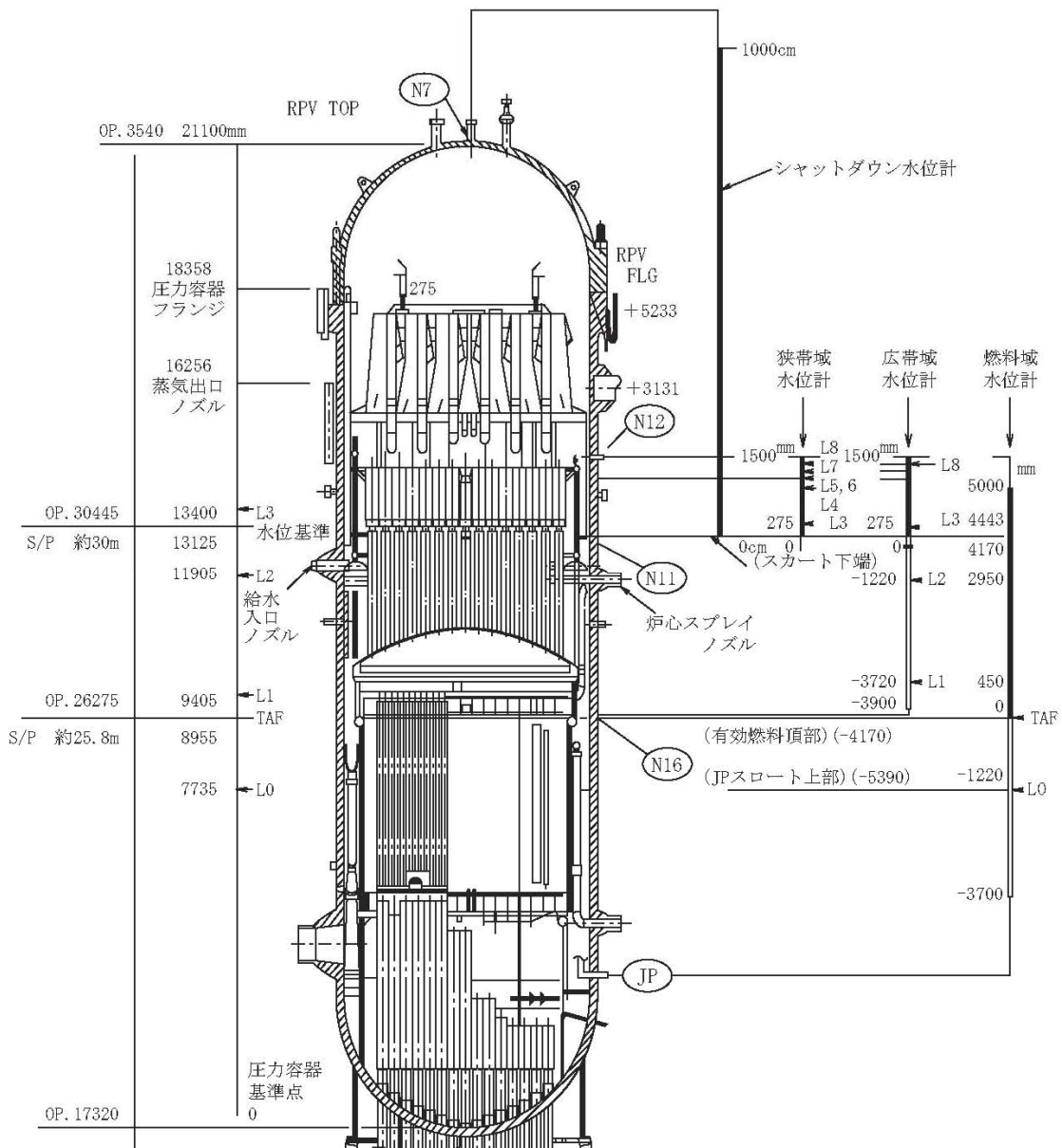
原子炉水位計の概略範囲 (福島第一1号機)



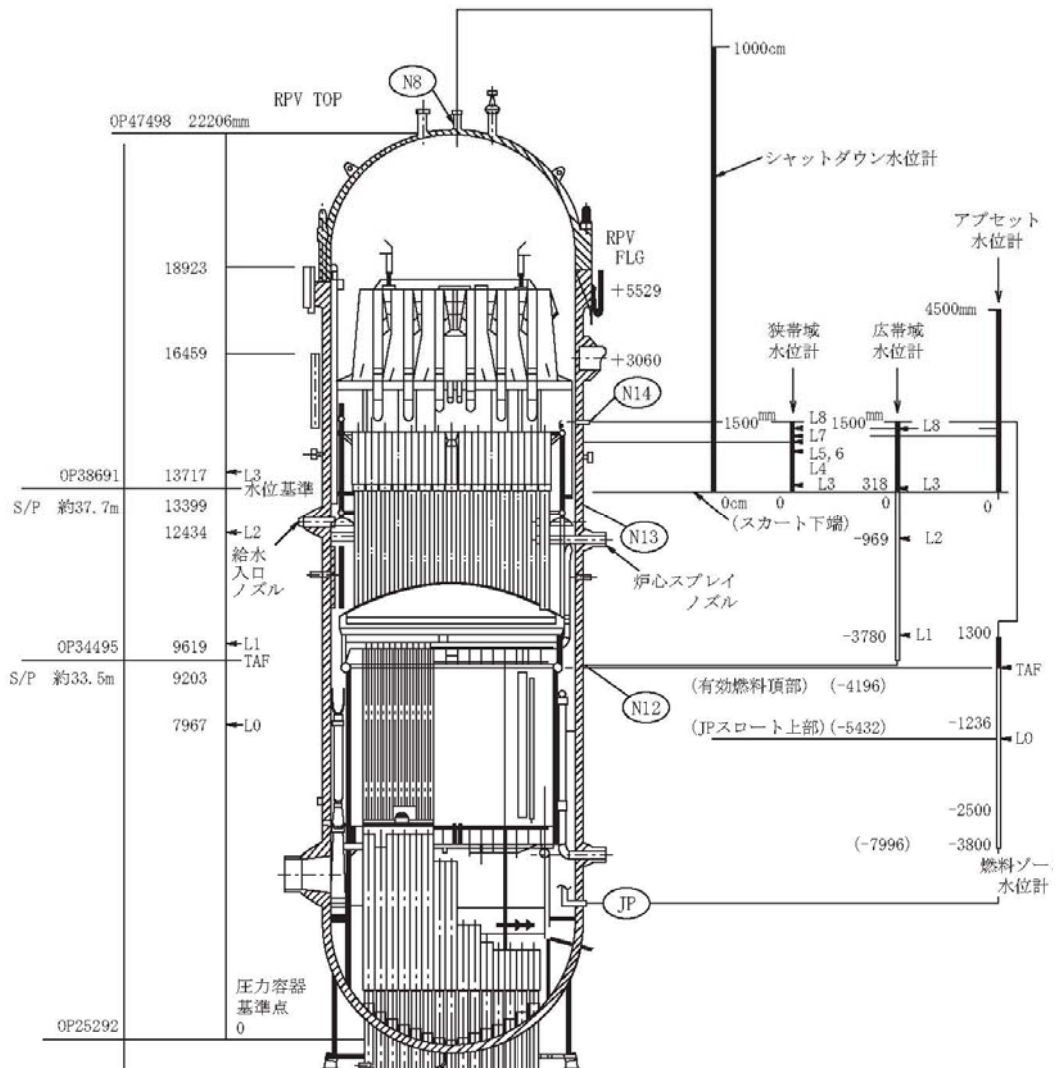
原子炉水位計の概略範囲 (福島第一2号機)



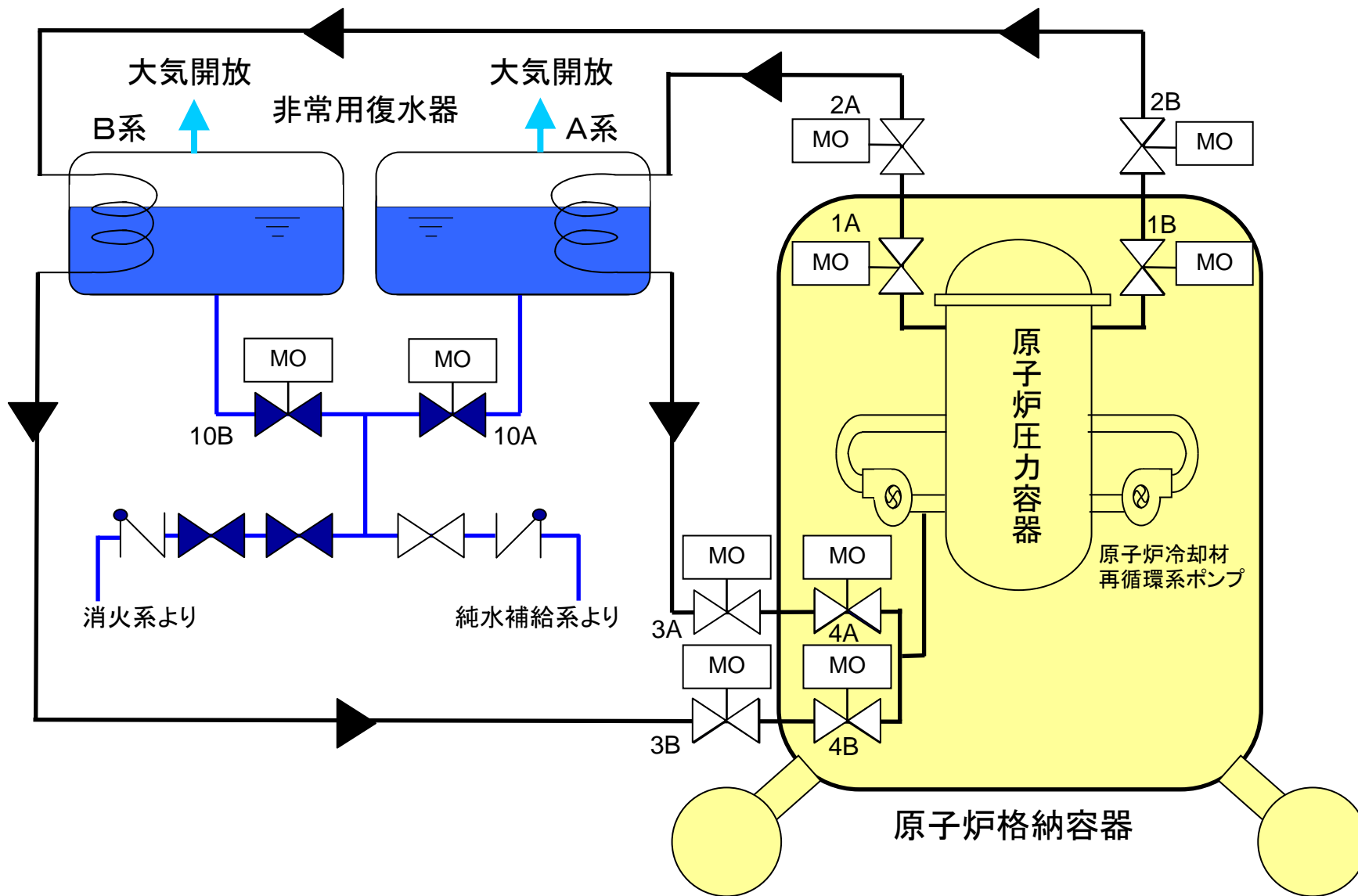
原子炉水位計の概略範囲（福島第一3号機）



原子炉水位計の概略範囲（福島第一5号機）



原子炉水位計の概略範囲（福島第一6号機）



非常用復水器 系統概略図

東北地方太平洋沖地震における原子炉建屋最地下階の最大加速度値

観測点 (原子炉建屋最地下階)		観測記録 (暫定値 ^{※1})			基準地震動 Ss に対する 最大応答加速度値 (ガル)		
		最大加速度値 (ガル)			南北方向	東西方向	上下方向
		南北方向	東西方向	上下方向			
福島第一	1号機	460 ^{※2}	447 ^{※2}	258 ^{※2}	487	489	412
	2号機	348 ^{※2}	550 ^{※2}	302 ^{※2}	441	438	420
	3号機	322 ^{※2}	507 ^{※2}	231 ^{※2}	449	441	429
	4号機	281 ^{※2}	319 ^{※2}	200 ^{※2}	447	445	422
	5号機	311 ^{※2}	548 ^{※2}	256 ^{※2}	452	452	427
	6号機	298 ^{※2}	444 ^{※2}	244	445	448	415

※1：これらの記録については暫定値であるため、今後の検討により変更となる可能性がある。

※2：記録開始から約130～150秒程度で記録が終了

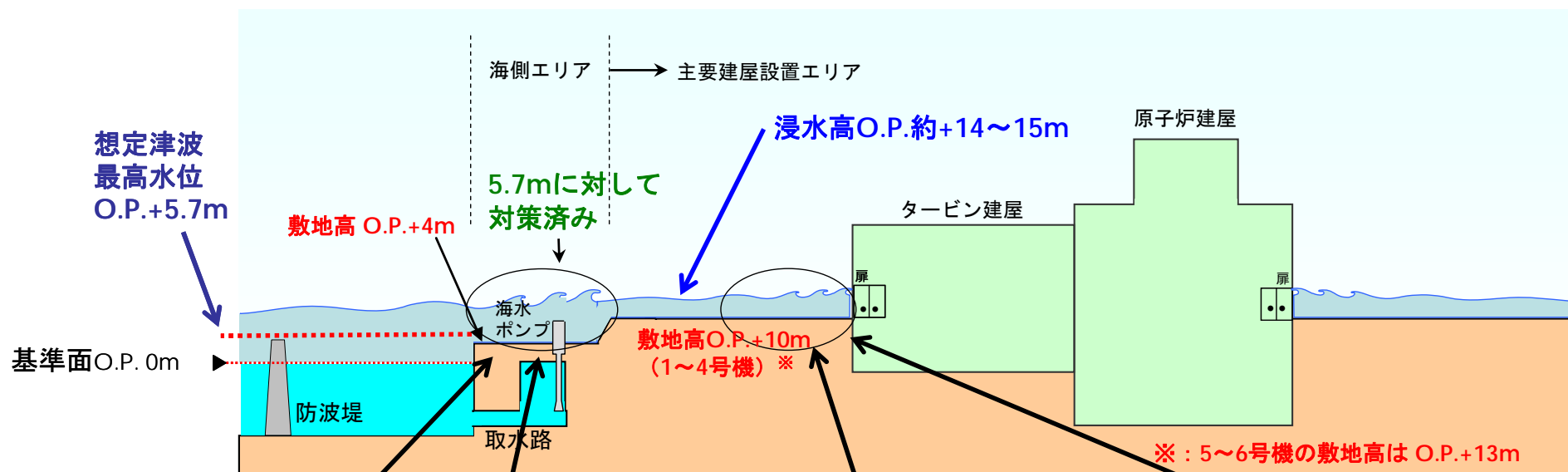
【参考】各発電所のスクラム設定値（設定値を超えると原子炉が自動停止する）

		スクラム設定値 (ガル)				
		施設	水平方向	設置場所	上下方向	設置場所
福島第一	1～5号機	135		B1F	100	B1F
	6号機			B2F		B2F

【概要】福島第一原子力発電所 津波の調査結果（1／3）

平成 23 年 3 月 11 日東北地方太平洋沖地震により福島第一原子力発電所に到達した津波の調査を行いました。浸水高、浸水域及び遡上高は以下のとおりです。なお、地殻変動による影響は考慮していません。

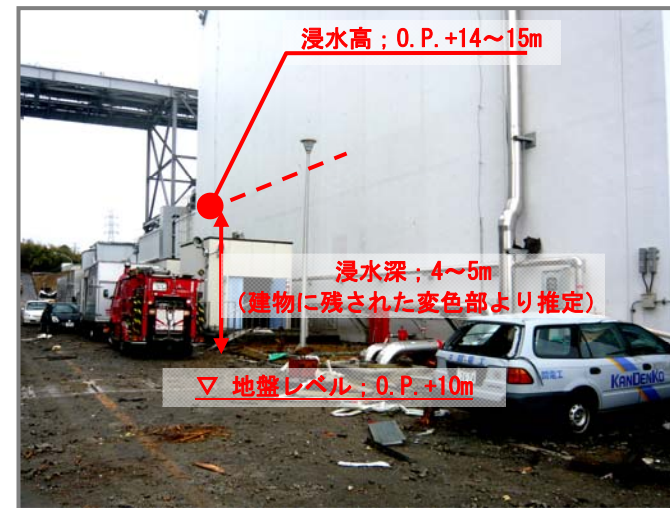
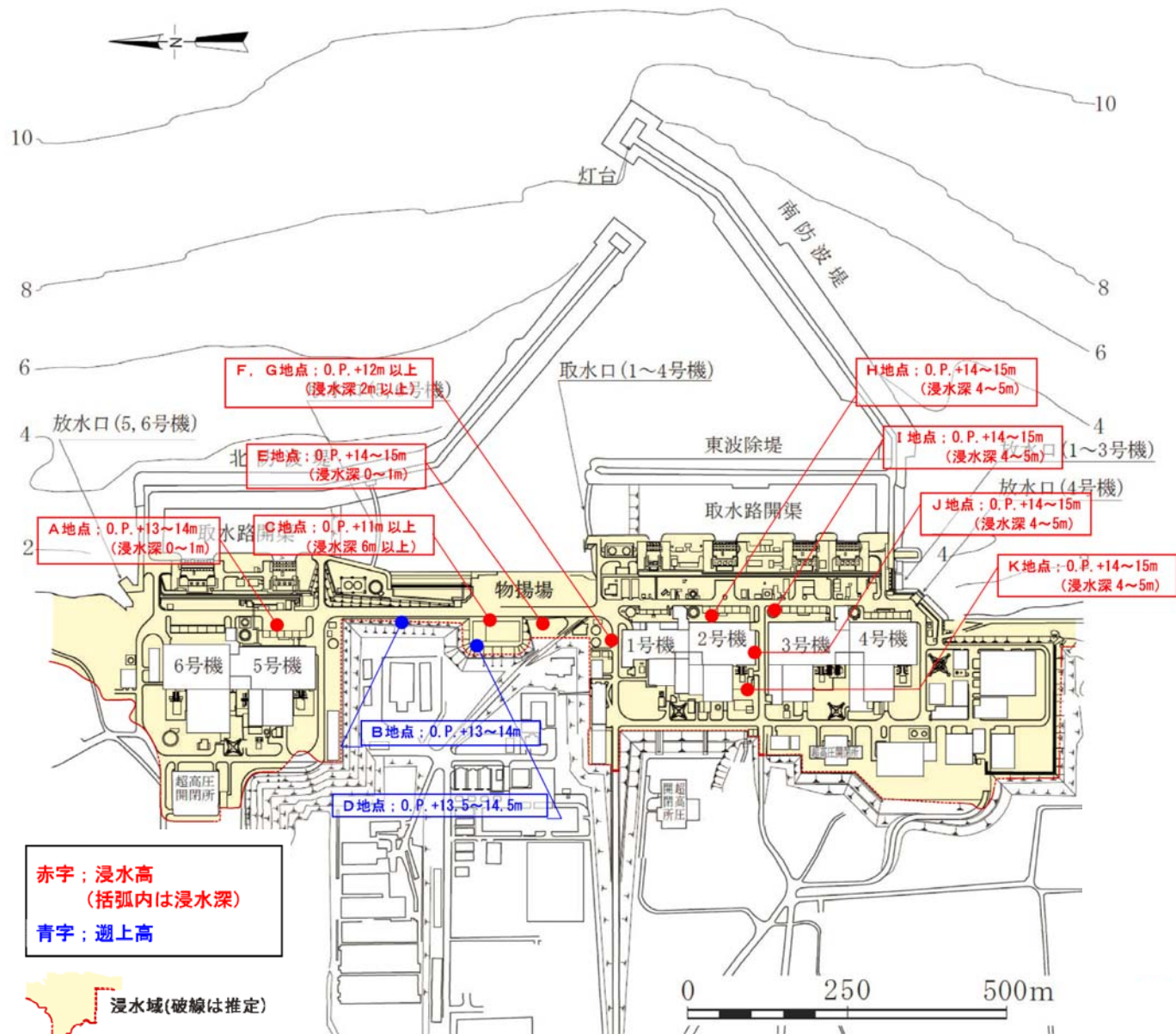
- (1) 浸水高：建物や設備に残された痕跡から、主要建屋設置エリアの海側面では、ほぼ全面に O.P. 約+14~15m（浸水深 約 4~5m）でした。
- (2) 浸水域：海側エリア（敷地高 O.P. +4m）及び主要建屋設置エリアのほぼ全域に及びました。
- (3) 遡上高：斜面や路面上に残された痕跡から、O.P. 約+14.5m でした。



福島第一原子力発電所における津波の状況（概念図）

【概要】福島第一原子力発電所 津波の調査結果 (2 / 3)

参考-10



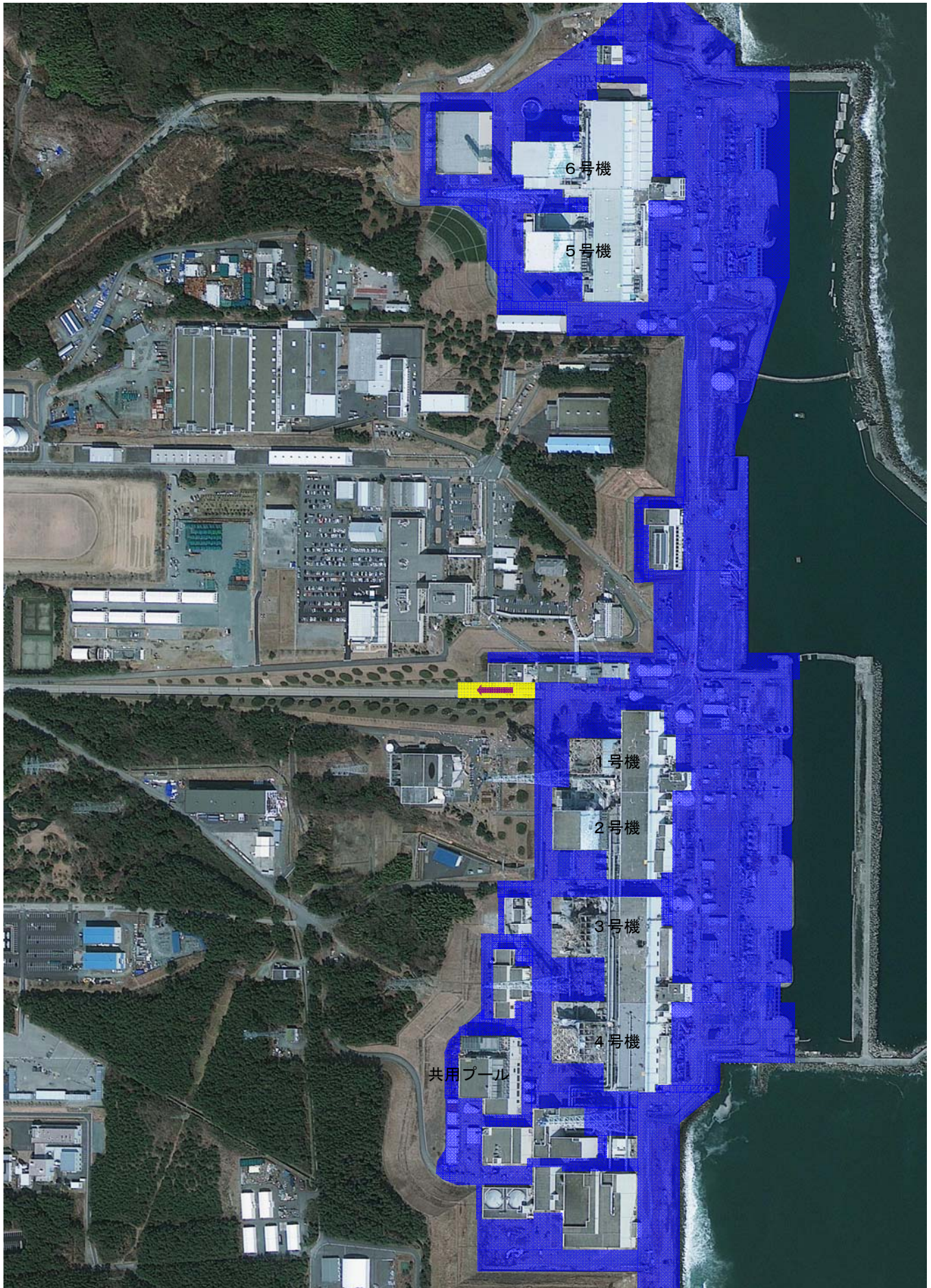
浸水高判読結果の一例 (J地点)



浸水高判読結果の一例 (K地点)

福島第一原子力発電所の浸水高、浸水域及び遡上高

【概要】福島第一原子力発電所 津波の調査結果（3 / 3）
津波による海水の浸水状況



福島第一原子力発電所 2011年3月29日 10:04頃 GeoEye-1 撮影

(C)GeoEye