

# 安全上重要な機器への地震影響について

平成23年12月9日  
原子力安全・保安院

# 目次

1. 福島第一原子力発電所の地震直後(津波襲来前)の状況	p2
2. 福島第一原子力発電所の地震直後の状況に係る評価	p7
3. 地震の影響に関する各所からの指摘	p8
3-1. 1号機の非常用復水器(IC)について	p9
3-2. 2号機の格納容器について	p10
3-3. 3号機の高圧注水系(HPCI)について	p11
3-4. 各種異常信号等の発信について	p12
3-5. その他の指摘について	p14
3-6. 耐震クラスの低い機器について	p15
4. まとめ	p16
(参考)	
1~3号機プラントデータ評価	p17

# 1. 福島第一原子力発電所の地震直後(津波襲来前)の状況

## 電源

- 外部電源は地震の影響による開閉所の受電用遮断器の損傷等により喪失。
- 非常用電源(ディーゼル発電機)は外部電源喪失を検知して自動起動。

## 「止める」の機能

- 「地震加速度大」による自動スクラム信号が発信して制御棒挿入。

## 「冷やす」の機能

- 非常用電源が立ち上がるまでの間の原子炉保護系の電源喪失で主蒸気隔離弁(MSIV)が閉止。
  - MSIVの閉止による原子炉圧力の上昇に対して、1号機では非常用復水器(IC)が自動起動、2号機及び3号機では主蒸気逃がし安全弁(SRV)が作動するとともに原子炉隔離時冷却系(RCIC)を手動起動し、原子炉の水位、圧力は一定の範囲で推移。
  - 電源喪失によるものと思われる警報以外に冷却材漏えい等の兆候を示す警報は出ていない。
- ※冷却系のうち作動していないもの(例えば低圧注水系)については、プラントデータ等から健全性が確認できないため、現場調査等ができる段階で確認していく。

## 「閉じ込める」の機能

- MSIV閉止の他、MSIVと同様に一次格納容器隔離系(PCIS)隔離信号が発信して非常用ガス処理系が自動起動。SRVやRCICの作動により原子炉蒸気が圧力抑制室(S/C)に流入して温度が上昇するため、S/C冷却を手動にて実施(1, 2号機)しており、格納容器内の温度・圧力や放射線モニタ等に異常は見られていない。
- 電源喪失によるものと思われる警報以外に放射性物質の漏えい等の兆候を示す警報は出ていない。
- 各号機のプラントデータからも大きな変動はなく、「閉じこめる」機能が大きく低下している兆候はないことを確認。

# (別添1-①)原子力発電所における地震による外部電源の被害状況

区分	原子力発電所外					原子力発電所内		具体的状況及び対策	
	変電所			送電線路		開閉所			
	断路器	避雷器	その他	鉄塔	がいし	遮断器	断路器		
福島第一	東電原子力線	●	●	●	●	●	○	○	上位系統停電、発電所内ケーブル不具合
	大熊線1号線	○	○	○	○	○	×	○	開閉所遮断器損傷
	大熊線2号線	○	○	○	○	○	×	×	開閉所遮断器・断路器損傷
	大熊線3号線	○	○	×(※1)	○	○	—	—	開閉所開閉設備工事中
	大熊線4号線	●	●	●	●	●	○	○	トリップのみ
	夜の森線1号線	○	○	○	×	○	○	○	送電鉄塔倒壊
	夜の森線2号線	○	○	○	×	○	○	○	送電鉄塔倒壊
福島第二	富岡線1号線	○	○	○	○	○	○	○	送電継続
	富岡線2号線	×	○	○	○	○	○	○	変電所断路器損傷
	岩井戸線1号線	○	○	—	○	○	○	○	変電所変圧器工事中
	岩井戸線2号線	○	○(※2)	○	○	○	○	○	送電継続(変電所避雷器損傷)
女川	松島幹線1号線	○	○	○	○	×	○	○	送電鉄塔がいし損傷
	松島幹線2号線	○	○	○	○	○	○	○	送電継続
	牡鹿幹線1号線	●	●	●	●	●	○	○	トリップのみ
	牡鹿幹線2号線	●	●	●	●	●	○	○	トリップのみ
	塚浜支線	○	○	×(※3)	×	○	○	○	変電所計器用変圧器損傷、鉄塔倒壊(津波)
東通	むつ幹線1号線	○	○	○	○	○	—	—	開閉所作業停止中
	むつ幹線2号線	●	●	●	●	●	○	○	上位系統停電
	東北白糠線	●	●	●	●	●	○	○	上位系統停電
東海第二	東海原子力線1号線	○	○	○	○	×	○	○	送電鉄塔がいし損傷
	東海原子力線2号線	○	×	○	○	×	○	○	変電所避雷器損傷、送電鉄塔がいし損傷
	村松線・原子力線	○	×	○	○	○	○	○	上位系統停電、変電所避雷器損傷
設備区分ごとの被害の割合		1/22 (5%)	2/22 (9%)	2/21 (10%)	3/22 (14%)	3/22 (14%)	2/20 (10%)	1/20 (5%)	

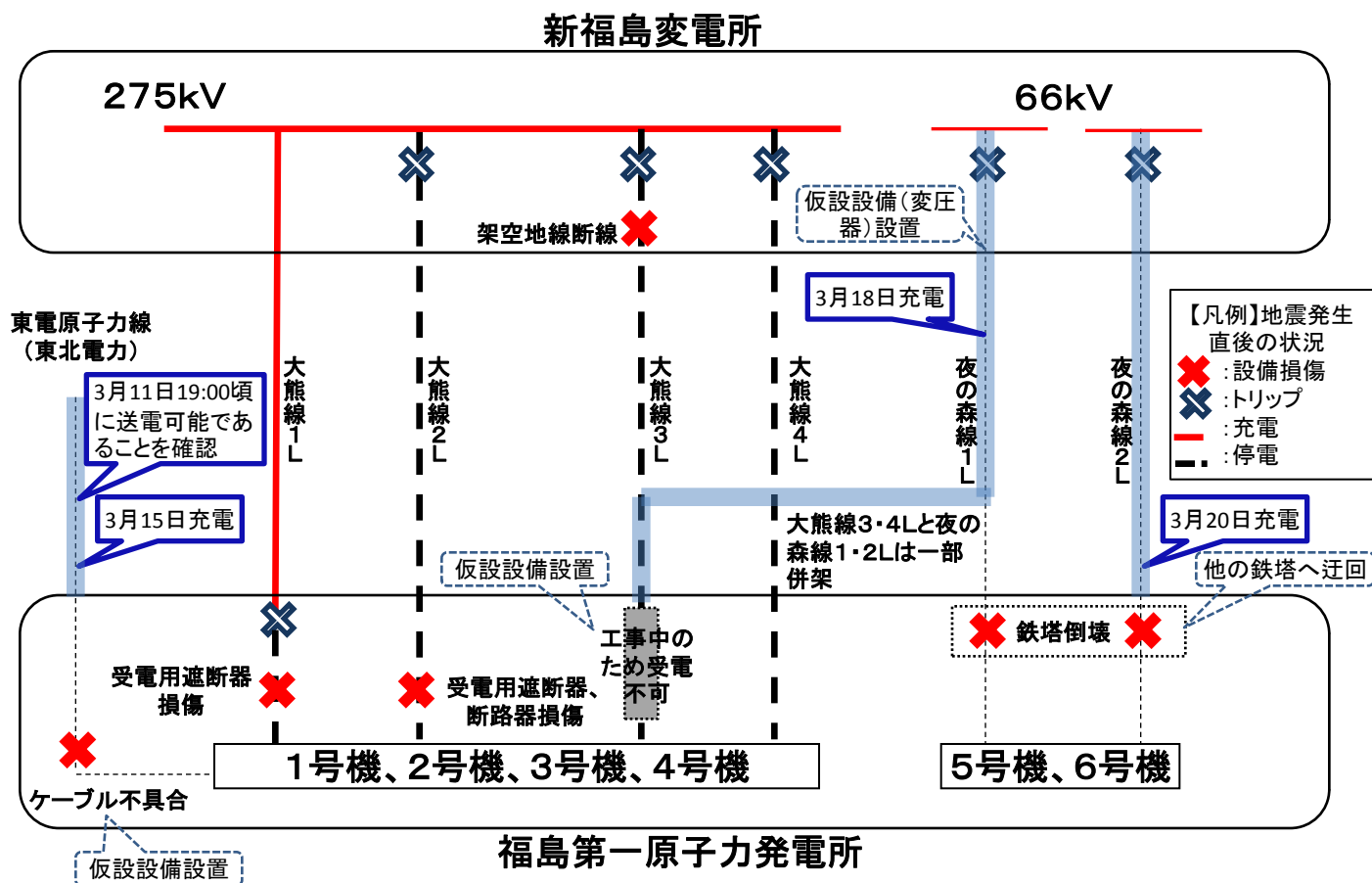
○:使用可能(設備被害があったものの機能を維持したものと及び地震の揺れにより短絡・地絡が発生したものの、揺れが落ち着いた後、機能が回復したものを含む。)

●:上位系統停電又は遮断器トリップ、×:使用不可、—:工事中又は作業中、

※1:架空地線断線、※2:地震発生直後は送電していたが、地震後の設備巡視で破損を確認、※3:計器用変圧器損傷、

■:地震発生後に充電していたもの ■:地震発生後に損傷していたもの

# (別添1-②) 福島第一における地震による外部電源の被害状況



○地震により外部からの受電系統7系統(うち1系統は工事停止中)のすべてから受電できない「外部電源喪失」状態となった。(ただし、津波襲来までは非常用ディーゼル発電機により電源は確保されていた。)

# (別添1-③)地震によるスクラムから津波到達直前までの冷却設備の被害状況(福島第一)

○地震によるスクラムから津波到達直前まで、安全上重要な冷却設備については、異常信号は出ておらず、各設備の状況は以下のとおり。

	1号機	2号機	3号機	4号機	5号機	6号機
高圧系の原子炉注水設備 【HPCI, HPCS, RCI C, IC】 (設置位置)	○(HPCI) ◎(IC)	○(HPCI) ◎(RCIC)	○(HPCI) ○(RCIC)	－(HPCI) －(RCIC)	－(HPCI) －(RCIC)	○(HPCS) －(RCIC)
	R/B地下(HPCI) R/B4階(IC)	R/B地下(HPCI) R/B地下(RCIC)	R/B地下(HPCI) R/B地下(RCIC)	R/B地下(HPCI) R/B地下(RCIC)	R/B地下(HPCI) R/B地下(RCIC)	R/B地下(HPCS) R/B地下(RCIC)
低圧系の原子炉注水設備 【CS, LPCS】 (設置位置)	○(CS)	○(CS)	○(CS)	－(CS)	○(CS)	○(LPCS)
	R/B地下(CS)	R/B地下(CS)	R/B地下(CS)	R/B地下(CS)	R/B地下(CS)	R/B地下(LPCS)
原子炉格納容器冷却系 【CCS, CCSW】 残留熱除去系 【RHR, RHRS】 (設置位置)	◎(CCS) ◎(CCSW)	◎(A, C), ○(B, D) (RHR) ◎(A, C), ○(B, D) (RHRS)	○(RHR) ○(RHRS)	－(A, C), ○(B, D) (RHR) －(A, C), ○(B, D) (RHRS)	○(RHR) ○(RHRS)	○(RHR) ○(RHRS)
	R/B地下(CCS) 屋外(CCSW)	R/B地下(RHR) 屋外(RHRS)	R/B地下(RHR) 屋外(RHRS)	R/B地下(RHR) 屋外(RHRS)	R/B地下(RHR) 屋外(RHRS)	R/B地下(RHR) 屋外(RHRS)
代替冷却注水系 【MUWC, CRD, SLC】 (設置位置)	◎(MUWC) ○(CRD) ○(SLC)	◎(MUWC) ○(CRD) ○(SLC)	◎(MUWC) ○(CRD) ○(SLC)	◎(MUWC) －(CRD) －(SLC)	◎(MUWC) ○(CRD) －(SLC)	◎(MUWC) ○(CRD) －(SLC)
	T/B地下(MUWC) R/B地下(CRD) R/B4階(SLC)	T/B地下(MUWC) R/B地下(CRD) R/B4階(SLC)	T/B地下(MUWC) R/B地下(CRD) R/B4階(SLC)	T/B地下(MUWC) R/B地下(CRD) R/B4階(SLC)	T/B地下(MUWC) R/B地下(CRD) R/B4階(SLC)	T/B地下(MUWC) R/B地下(CRD) R/B5階(SLC)

－：定検停止中。○：待機。◎：運転。

R/B：原子炉建屋、T/B：タービン建屋、Hx/B：海水熱交換器建屋

※本表の内容は今後の現場確認等の調査により変更される可能性あり。



# (参考) 福島第一原子力発電所における地震による被害状況

○主に耐震クラスの高いタンク及び配管に歪みや破損が確認されている。

## 福島第一原子力発電所 ろ過水タンク、純水タンク状況

**① No.1純水タンク**  
 タンク下部に座屈による歪みが発生  
 地震後漏洩が発生し、タンク出口元弁閉後の状況

**② No.2純水タンク**  
 タンク下部に座屈による歪みが発生

**③ No.3純水タンク**  
 タンク下部に座屈による歪みが発生

**④ 変圧器防災用配管漏水状況**  
 変圧器防災用配管(ろ過水タンク水源)連結部の脇にある別配管のサポートが斜面の傾れにより傾き、当該連結部に接触し漏水発生。

**⑤ ろ過水タンク**  
 タンク下部に座屈による歪みが発生

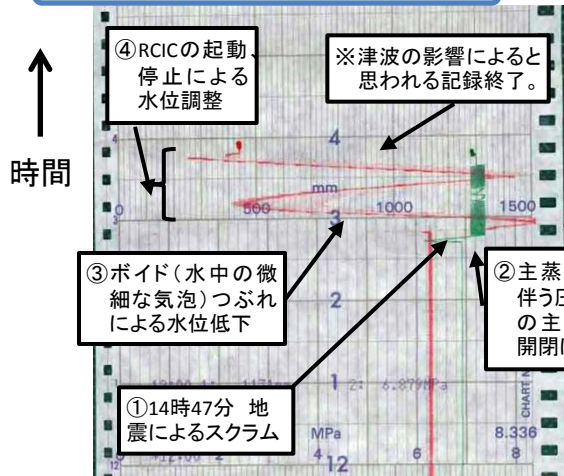
出典: 福島原子力事故調査報告書(中間報告書)(平成23年12月2日、東京電力(株))

## 2. 福島第一原子力発電所の地震直後の状況に係る評価

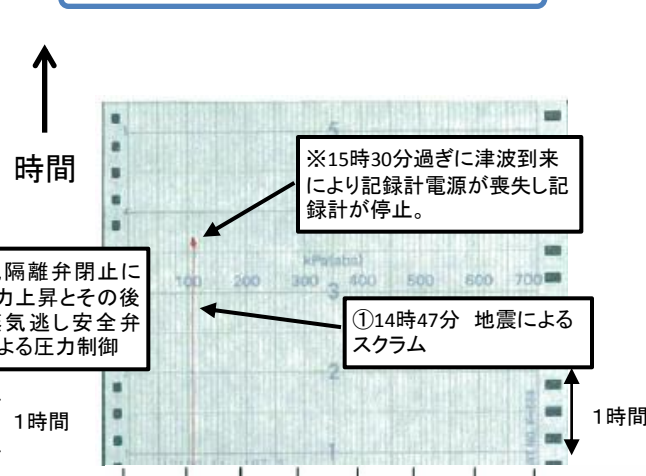
- 電源喪失によるものと思われる警報以外に冷却材や放射性物質の漏えい等の兆候を示す警報は出ておらず、原子炉の水位、圧力は一定の範囲で推移するとともに、格納容器内の温度・圧力や放射線モニタ等に異常は見られていない。
- そのため、「止める」、「冷やす」、「閉じこめる」の基本的な安全機能は確保されていたと考える。

※冷却系のうち作動していないもの(例えば低圧注水系)については、プラントデータ等から健全性が確認できないため、現場調査等ができる段階で確認していく。

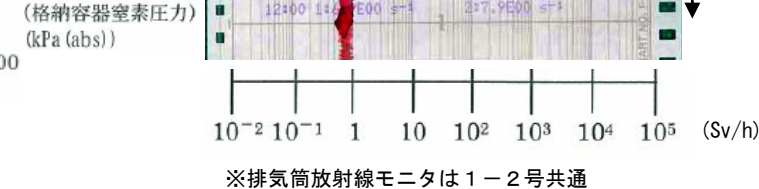
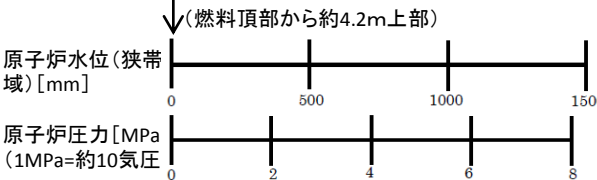
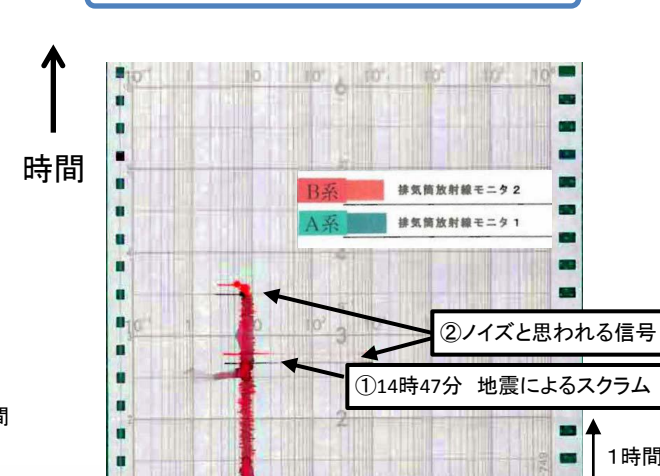
原子炉水位、圧力のチャート(2号機)



格納容器圧力のチャート(2号機)



排気筒放射線モニタのチャート(2号機)



※排気筒放射線モニタは1-2号共通

LR/PR-6-97  
赤 原子炉水位  
緑 原子炉圧力

1、3号機のデータも含めたその他の主要なプラントデータは参考資料を参照



### 3. 地震の影響に関する各所からの指摘

#### ○地震影響に関する概観

地震の影響については、前述の外部電源に関する設備及び耐震クラスの低いタンク及び配管を除き、「止める」、「冷やす」、「閉じこめる」の基本的な安全機能を損なうような被害があったことを示す情報は得られていない。

しかしながら、今回の事故発生当初から、各所において地震により安全上重要な設備に被害等が生じ、また、これが事故の拡大につながったのではないか等の指摘がある。

#### ○地震による安全上重要な機器への影響に関する指摘

- ①1号機の非常用復水器(IC)の配管破損について
- ②2号機の格納容器の破損について
- ③3号機の高圧注水系(HPCI)の配管破損について
- ④主蒸気隔離弁閉に際し破断検出等の各種異常信号について
- ⑤炉心スプレイ系配管の破損について
- ⑥津波の到着前にモニタリングポストの警報について
- ⑦圧力抑制室の破損について
- ⑧再循環系配管の破損について

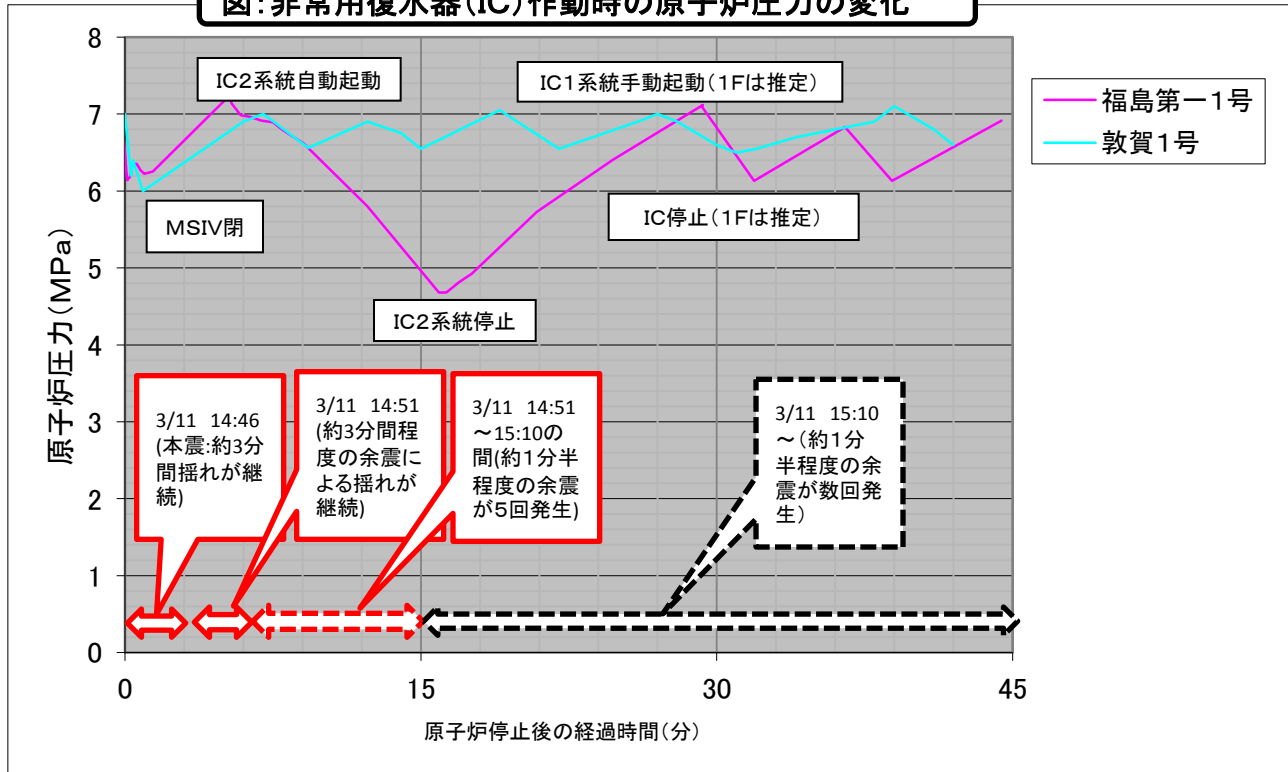
#### ○地震による耐震クラスの低い機器への影響

- ①格納容器ベントラインの圧縮空気供給配管の破損について

### 3-1. 1号機の非常用復水器(IC)について〔指摘①について〕

- 1号機においては、非常用復水器(IC)が自動起動し、原子炉圧力は運転員が停止操作を行うまでに手順書に規定されている圧力(約6.3MPa)よりも低下。
- 同じICが設置されている敦賀1号機の状況とは圧力調整の幅に違いはあるものの、運転員の証言によると余震による影響のため手動により停止操作ができなかったとされている。さらに、JNESの解析評価の結果も踏まえると、大規模な配管破断は生じておらず、圧力調整は、IC戻り配管に設置されている弁の継続的な開閉で実施したものと考えられる。

図：非常用復水器(IC)作動時の原子炉圧力の変化

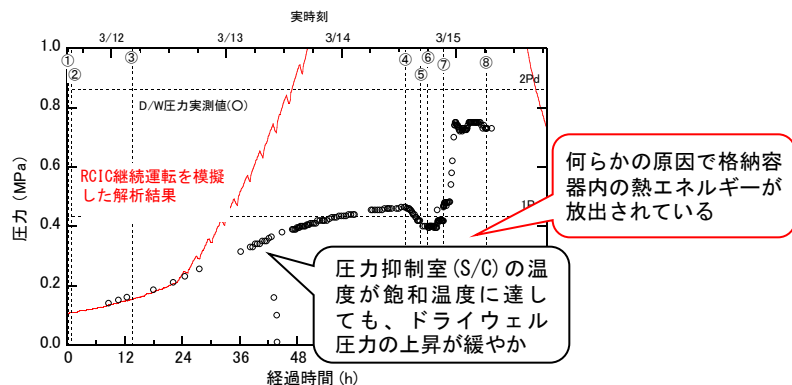


- 福島第一1号機においては、非常用復水器(IC)が自動起動し、地震の揺れが収まり運転員が停止操作を行うまでの間に原子炉圧力は約4.7MPaまで低下。その後は6~7MPaの間で圧力調整されていたものと考えられる。
- 敦賀1号機では、自動起動に至る前にIC1系統を手動で起動し、手順書(約6.4~6.9MPaに維持)に従って原子炉圧力を調整している。

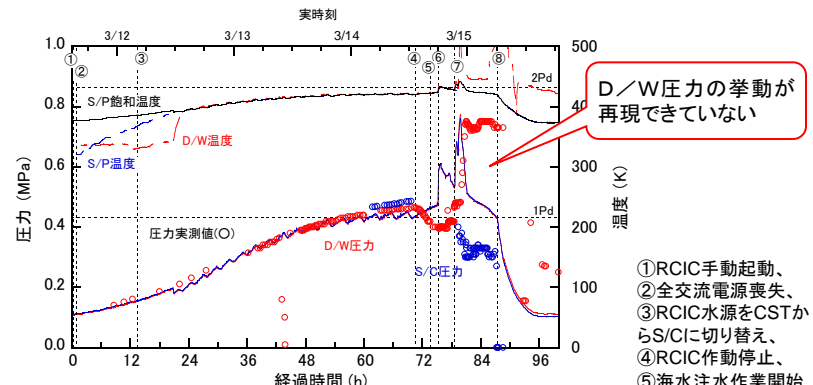
## 3-2. 2号機の格納容器について〔指摘②について〕

○6月に公表した炉心状態解析においては、PCVからの漏えいがない前提では、RCICのS/Cを水源とした継続運転において測定されているPCV圧力の挙動と整合しない。一方、PCVからの漏えいを想定した場合は、3月15日にドライウェル(D/W)圧力が8時間にわたって0.7MPa以上であったことと整合しない。

○こうした状況を考慮すると、3月14日までのPCV圧力の上昇が緩慢であった原因については、圧力抑制室(S/C)の設置階(地下1階)にあるRCIC室へ3月12日時点で水の侵入が確認されていることから、この浸入した水の影響を含め何らかのPCVの温度上昇を抑える要因が作用した可能性があり、検討を継続している。



2号機の原子炉格納容器ドライウェル(D/W)圧力の変化



2号機の格納容器温度・圧力の変化  
(実線はPCV漏えいを想定した解析結果)

- ①RCIC手動起動、
- ②全交流電源喪失、
- ③RCIC水源をCSTからS/Cに切り替え、
- ④RCIC作動停止、
- ⑤海水注水作業開始、
- ⑥RPV圧力低下確認、
- ⑦S/R2弁開、
- ⑧爆発音

出典:「東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故に係る1号機、2号機及び3号機の炉心の状態に関する評価について(平成23年6月6日、10月20日一部訂正、原子力安全・保安院)」に加筆

・ 3/12 1:00頃

RCICの運転状況確認のために現場に向かったところ、RCIC室は長靴にギリギリ水が入らない位の高さまで水が溜まっている状況であった。

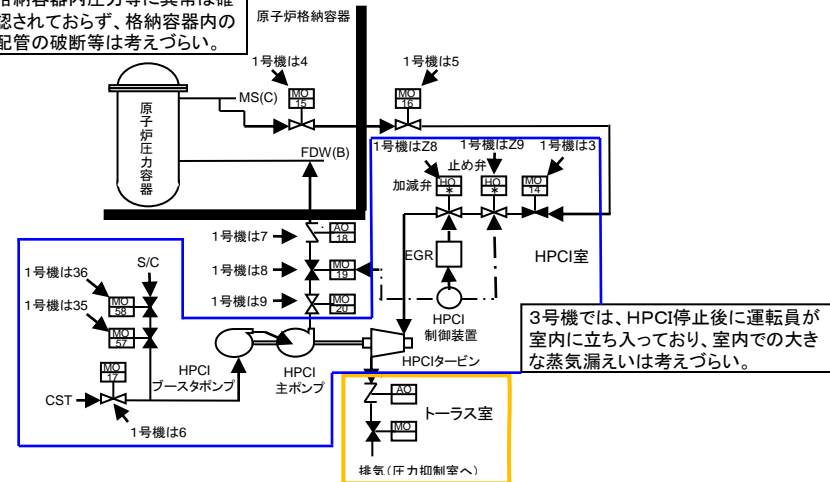
・ 3/12 2:00頃

再度運転確認を実施。水たまりの量が増えており、RCIC室では運転状況を判断できず、現場にあるRCICラックで原子炉圧力とRCICポンプ吐出圧力を確認し、RCICポンプ吐出圧力が高かったことから、RCICは運転していると判断。

### 3-3. 3号機の高圧注水系(HPCI)について〔指摘③について〕

- 原子炉隔離時冷却系(RCIC)の停止後、RCICに使用されたものとは別系統の直流電源により、原子炉水位低でHPCIが自動起動。その後、原子炉圧力は徐々に低下し、約1MPaで推移し、HPCIがトリップすると再び約7MPaに戻っている。
- HPCI運転中にPCV圧力の上昇等は確認されておらず、また、HPCI室に設置され、HPCIと同一の電源によって管理されている温度検知型の警報装置の作動が確認されていない(異常信号によりHPCIは自動停止することから、HPCI系統での大きな蒸気漏えいは考え難い。なお、HPCI停止後13日5時までには冷却機能復旧のためHPCI室に運転員が入室し、さらに5時頃にはPCVベントの系統構成のためトラス室にも入室したが、蒸気充満等の異常は確認されていない。
- 通常、HPCIが定格流量で注水していた場合には原子炉水位が上昇し原子炉水位高でトリップするにもかかわらず、運転が続いている。こうした運転状態の継続及び停止の原因については引き続き検討が必要。

格納容器内圧力等に異常は確認されておらず、格納容器内の配管の破断等は考えづらい。



※1: 通常運転時、MO-15、16、17、20弁およびHO弁は「開」、MO-14、19弁は「閉」。  
 起動時14弁、19弁「開」。  
 ※2: MO-15弁はAC電源、電源喪失にて動作不能(as is)。  
 ※3: MO-14、16、17、19、20弁はDC電源(隔離論理回路とは別電源)、電源喪失にて動作不能(as is)。  
 ※4: DC電源喪失時は隔離(閉)論理回路作動。  
 その時、各弁駆動電源(※2、※3に記載)が活きていれば各弁閉。既に各弁駆動電源が喪失していれば動作不能(as is)。

出典:「原子炉安全に関するIAEA関係会議に対する日本国政府の報告書—東京電力福島原子力発電所の事故について—(平成23年6月)」に加筆

#### 高圧注水系の系統概要図

(RCIC室、HPCI室)

- 3/12 11:36 RCIC停止
- 3/12 12:35 高圧注水系自動起動
- 3/13 2:42 高圧注水系停止
- 3/13 5:00頃

HPCI室を経由してRCIC室に向かい、現場の状況を確認し、RCICによる原子炉注水を試みるが起動できず。

(トラス室)

3/13 朝方

S/Cベント弁(AO弁)大弁の弁開度を確認するため入室。逃がし安全弁からのS/Cへの原子炉の高温蒸気の吹き出し等によるトラス室下部にあるS/C内の温度上昇の影響で室内は高温になっており、また、照明がなく真っ暗であり、厳しい作業環境であった。S/Cベントの作業のため現場に出かけた。トラス上部に足をかけ作業しようとしたら黒い長靴がズルッと溶けた。

### 3-4. 各種異常信号等の発信について〔指摘④、⑤について〕

- 地震発生に伴う外部電源喪失により、非常用発電機等による給電が立ち上がるまでの間で原子炉保護系などの電源が一時的に停止し、各種の異常信号が発信。その結果、一次格納容器隔離系(PCIS)や主蒸気隔離弁(MSIV)「閉」などの回路がフェールセーフ動作している。(PCISは過渡的な水位の低下による作動も考えられる。)
- これは、信号が発信している回路の電源は、無停電電源装置からの給電ではないため、非常用発電機等による給電が立ち上がるまでの間に電圧が一時的になくなる構成であることによる。
- 炉心スプレイ系については、地震発生後津波到来前に、ホワイトボードに「15:16 CS(B)室 漏洩ANN発生中」、その後「15:18ANNリセット」との情報がある。なお、炉心スプレイ系については作動していない。

アラームタイパーの打出し記録(3号機)

(一次格納容器隔離系(PCIS)作動信号)

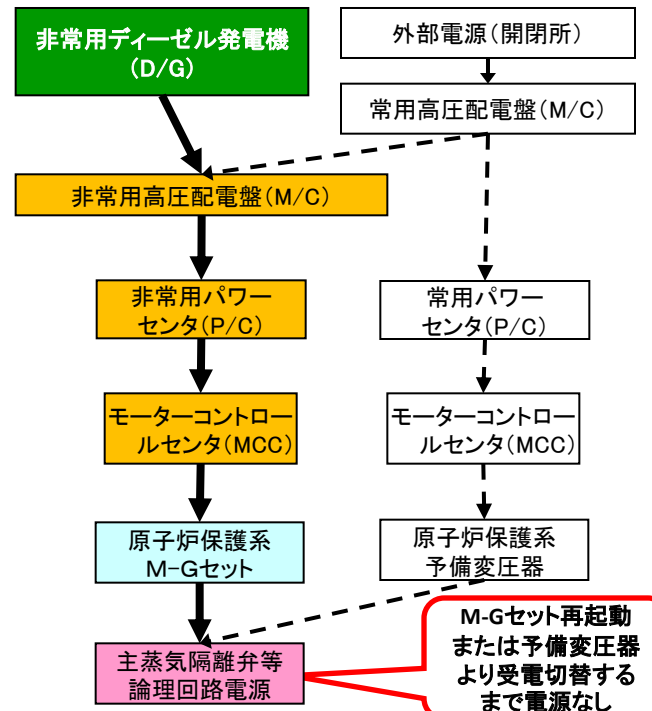
*1447	C200	原子炉水位 (狭帯域)	A	下限 (逸脱)	846	T/H
*1447	C201	原子炉水位 (狭帯域)	B	下限 (逸脱)	1313	T/H
*1447	F094	原子炉 給水ポンプ (T) 入口流量	B	1350	2<	1002
*1447	F096	原子炉 給水ポンプ (M) 入口流量	B	2<	オン	
*1447	C004	原子炉 水位				

(主蒸気隔離弁(MSIV)作動記録)

1448	A621	主蒸気隔離弁 内側 A	全閉	オン
1448	A622	主蒸気隔離弁 外側 A	全閉	オン
1448	A623	主蒸気隔離弁 内側 B	全閉	オン
1448	A624	主蒸気隔離弁 外側 B	全閉	オン
1448	A625	主蒸気隔離弁 内側 C	全閉	オン
1448	A626	主蒸気隔離弁 外側 C	全閉	オン
1448	A627	主蒸気隔離弁 内側 A	全閉	オン
1448	A628	主蒸気隔離弁 外側 A	全閉	オン
1448	A629	主蒸気隔離弁 内側 B	全閉	オン
1448	A630	主蒸気隔離弁 外側 B	全閉	オン
1448	A631	主蒸気隔離弁 内側 C	全閉	オン
1448	A632	主蒸気隔離弁 外側 C	全閉	オン
1448	L078	炉心スプレイ系 水位	38.72%	正常 復帰
1448	B013	S/C 水位	5.5 CM	正常 復帰

出典:東北地方太平洋沖地震発生当時の福島第一原子力発電所プラントパラメータについて (平成23年5月16日、6月13日一部訂正、東京電力(株))

発信している信号の電源の状況



M-Gセット再起動  
または予備変圧器  
より受電切替する  
まで電源なし



# (別添) 1号機プラントデータ評価(主蒸気流量)

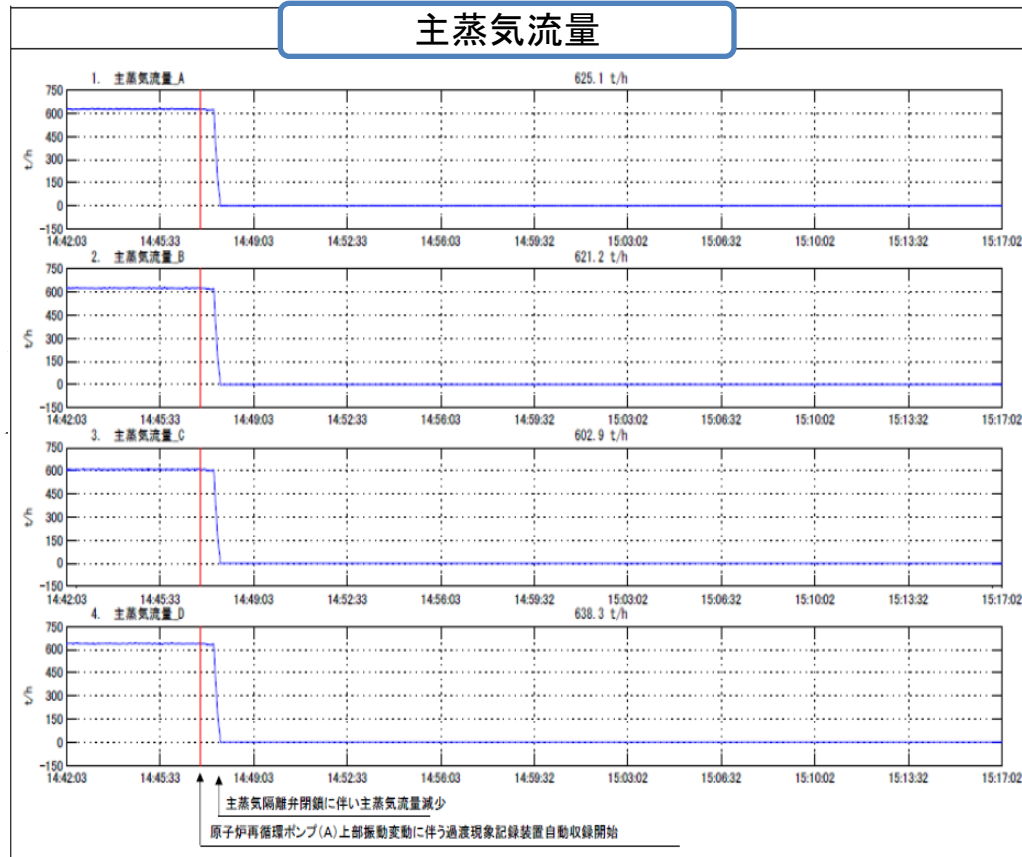
- ・アラームタイパーの打出し及び過渡現象記録装置のデータから、主蒸気隔離弁が正常に全閉となるとともに、主蒸気流量もゼロとなっている。また、その過程で蒸気流量の異常な変動がないことを確認。

## アラームタイパーの打出し

1447	F063 SWP DISCHG	H/R	FRBS	LOW	RSN	
14	47	50	930	D520	REAC WTR LVL	A LOW
1447	BO08 H2 TN BYLOW					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 LVL	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					MMD A LOW RSN
14	47	50	930	D530	NEUT MON SYST	C TRIP
1447	CO30 D/W FRBS	(W/R)				LOW RSN
14	47	50	930	D526	STM LINE RAD	C HIGH
1447	RO01 CLEANUP					CUTT A LOW RSN
14	47	50	930	D510	MAIN STM VALV	C CLOSE
1447	CO15 SUPPRESSION					FRBS LOW RSN
14	47	50	930	D532	MANUAL SCRM	A TRIP
1447	CO05 RX WTR LVL	(F/R)				A LOW RSN
14	47	50	930	D504	CONDENSER VAC	A LOW
1447	BO22 STACK RAD	MONI	H/R	0.47>	-1.30	MS/H
1447	A504 MAIN STM LEAK					A HIGH
14	47	51	720	D529	NEUT MON SYST	B TRIP
1447	A502 MAIN STM FLOW					C HIGH
14	47	51	720	D525	STM LINE RAD	B HIGH
1447	A506 MAIN STM LEAK					C HIGH
14	47	51	720	D533	MANUAL SCRM	B TRIP
1447	A525 AFRM					INOP TRBL
14	47	51	720	D511	MAIN STM VALV	D CLOSE
1447	A526 AFRM					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 AFRM					FLOW BIAS CMPR TRBL

主蒸気隔離弁全閉

## 主蒸気流量



(注記) 主蒸気隔離弁閉鎖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。主蒸気隔離弁閉鎖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。

## 3-5. その他の指摘について

### モニタリングポストについて〔指摘⑥について〕

- 「当直引き継ぎ日誌に15:29にMP-3でHIHI警報発生。地震で燃料棒が破損した可能性がある」との指摘がある。
- 地震発生時から津波到来前までの間、格納容器雰囲気監視系のモニタ等※に異常な値は検出されていない。なお、地震発生時には、盤の針が大きく振れた(MP1～8全て警報)が、津波到来前には通常値に復帰したという情報があることが確認されている。 (※参考資料参照)

### 圧力抑制室について〔指摘⑦について〕

- 「長く激しい地震動により、圧力抑制室の接合部等が破損し、抑制機構が機能しなかったのではないか」との指摘がある。
- 格納容器関係の内容については、次回の意見聴取会にて議論予定。

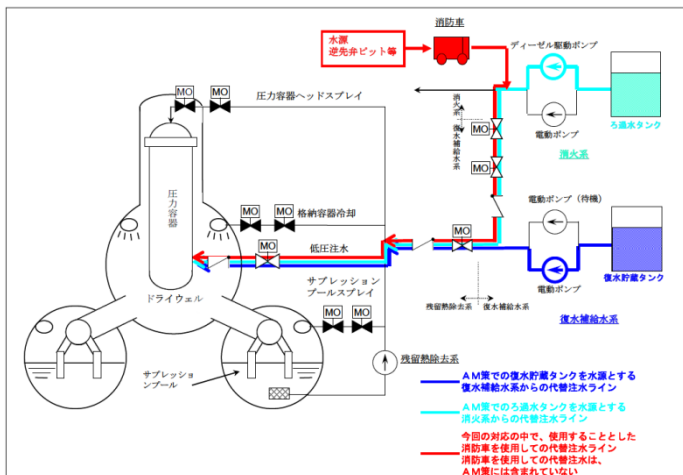
### 再循環系配管について〔指摘⑧について〕

- 「地震により再循環系配管が破損し冷却材喪失事故が起きたのではないか。」との指摘がある。
- 各号機の格納容器圧力等のチャートを確認する限りにおいては、大きな上昇はなく「閉じこめる」機能が低下している兆候はないことを確認している。JNESによる解析結果において、機能に影響を与えるような漏えい(漏えい面積 $3\text{cm}^2$ )を想定すると原子炉圧力・水位の実測データから乖離することが確認されている。ただし、 $0.3\text{cm}^2$ よりも小さな漏えいの有無は原子炉圧力・水位の解析では特定できない。このような漏えいについては、津波襲来前の状況にあっては、格納容器内の漏えい検知警報が出ていないなども含めて、さらに、次回の意見聴取会にて議論予定。

# 3-6. 耐震クラスの低い機器について

○当院が行った保安調査において、消火系を用いた代替注水、格納容器ベントの操作において、耐震性が低い配管等に係る損傷等についての懸念が示された。

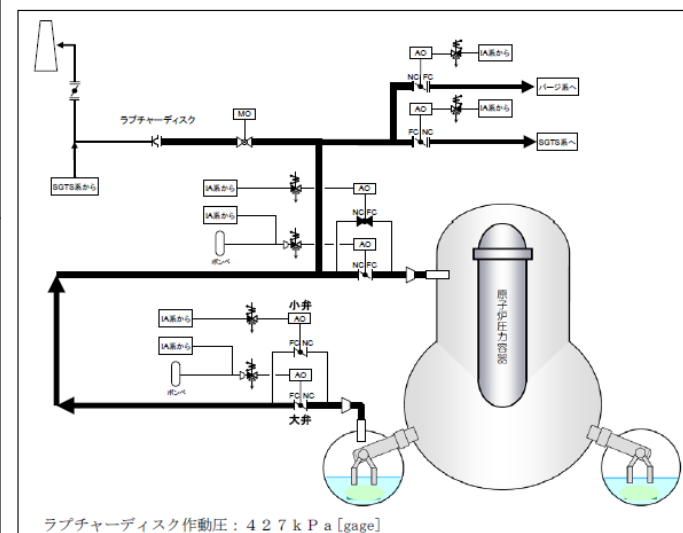
○しかしながら、格納容器ベントについては、以下に示すように一度は開を確認した空気作動弁(AO弁)がその後ポンベの圧力が低下して閉止するなど対応操作に時間を要しているものの、その後、仮設コンプレッサーを設置して開としており、大きな漏えいが発生したものではないと考えられる。



代替注水・PCVベントの状況(3号機の例)

原子炉注水関係	PCVベント関係	その他
3月12日(土)		4:23 構内の放射線量上昇(正門付近0.59 $\mu$ Sv/h)
3月13日(日)	8:35 PCVベント弁(MO弁)開 8:41 S/Cベント弁(AO弁)大弁開により、ラプチャーディスクを除く、PCVベントライン構成完了 9:36 PCVベント操作により、9:20頃よりD/W圧力が低下していることを確認 11:17 S/Cベント弁(AO弁)大弁の閉確認(作動用空気ポンベ圧低下のため) 12:30 S/Cベント弁(AO弁)大弁開(作動用空気ポンベ交換)	8:56 モニタリングポストで500 $\mu$ Sv/hを超える線量(882 $\mu$ Sv/h)を計測  14:15 モニタリングポストで500 $\mu$ Sv/hを超える線量(905 $\mu$ Sv/h)を計測
9:25 FPラインから消防車による淡水注入開始(ほう酸入り)  12:20 淡水注入終了  13:12 FPラインから消防車による海水注入開始		2:20 正門付近で500 $\mu$ Sv/hを超える線量(751 $\mu$ Sv/h)を計測 2:40 モニタリングポストで500 $\mu$ Sv/hを超える線量(650 $\mu$ Sv/h)を計測 4:00 モニタリングポストで500 $\mu$ Sv/hを超える線量(820 $\mu$ Sv/h)を計測
3月14日(月)		9:12 モニタリングポストで500 $\mu$ Sv/hを超える線量(518.7 $\mu$ Sv/h)を計測 11:01 R/Bで爆発発生
1:10 逆洗弁ピット内の海水補給のために消防車を停止  3:20 消防車による海水注入再開  9:20 物揚場から逆洗弁ピットへの海水の補給を開始  11:01 消防車やホースが損傷し、海水注入停止 16:30頃 消防車とホースを入れ替えて物揚場から原子炉へ注入する新しいラインを構築し、海水注入を再開	5:20 S/Cベント弁(AO弁)小弁開操作開始 6:10 S/Cベント弁(AO弁)小弁の開確認	

3号機 PCVベント図(3月11日地震発生前)



## 4. まとめ

### (まとめ)

- 外部電源については地震により鉄塔の倒壊や開閉所の電源設備(しゃ断器、断路器等)の損傷が発生。
- 耐震クラスの低いタンクや配管の一部に地震による歪み等の被害が発生している。
- 安全上重要な設備については、プラントパラメータの分析、保安調査等による聞き取り、JNESによる解析結果等から総合的に判断すると、微少な損傷の可能性までは否定できないものの、機能に影響を及ぼすような大規模な破断等の発生は考え難い。
- 格納容器ベント設備については、耐震性を向上させる必要があると考えられる。(次回議論)
- 今後、更なる解析作業の検証や収束作業の進展に応じ現場確認を行うことが必要。

### (参考:これまでの意見聴取会での議論)

#### 【第1回資料より抜粋】

- 外部電源の喪失が福島第一原子力発電所の事故の重大な起因事象の一つとなったことを踏まえれば、原子力発電所に送電する外部電源系(受電施設を含む)の信頼性を更に向上させるべきではないか。
- 多重化されている変電所に比べ、開閉所等の電気設備が多重化されていないことを踏まえれば、今回の地震で損傷が発生した開閉所の電気設備(遮断器、断路器等)について耐震性を向上させるべきではないか。その際に、特定の形式及び年式の設備についての機能喪失リスクを評価した上で、結果に応じて迅速に設備の更新等を行うべきではないか。

#### 【第3回資料より抜粋】

- 消火系設備を、シビアアクシデント対策としての位置づけるのであれば、設備の信頼性の向上が必要。例えば、被水しない対策に加え、IC胴側への給水及び原子炉への代替注水のためのラインについては、通常の消火系のラインから簡易に切り替えられるようにする。また、地震時における信頼性を向上させるため、耐震性の強化を行う必要が生じる。
- 防潮壁やスクリーンなどによりRHRS、RHRC等のヒートシンクを確保するための機器の耐性強化が必要である

## (参考資料) 1～3号機プラントデータ評価

- 1号機プラントデータ評価①(原子炉水位・圧力)
- 1号機プラントデータ評価②(格納容器圧力・温度)
- 1号機プラントデータ評価③(放射線モニタ)
- 2号機プラントデータ評価①(原子炉水位・圧力)
- 2号機プラントデータ評価②(格納容器圧力・温度)
- 2号機プラントデータ評価③(放射線モニタ)
- 3号機プラントデータ評価①(原子炉水位・圧力)
- 3号機プラントデータ評価②(格納容器圧力・温度)
- 3号機プラントデータ評価③(放射線モニタ)

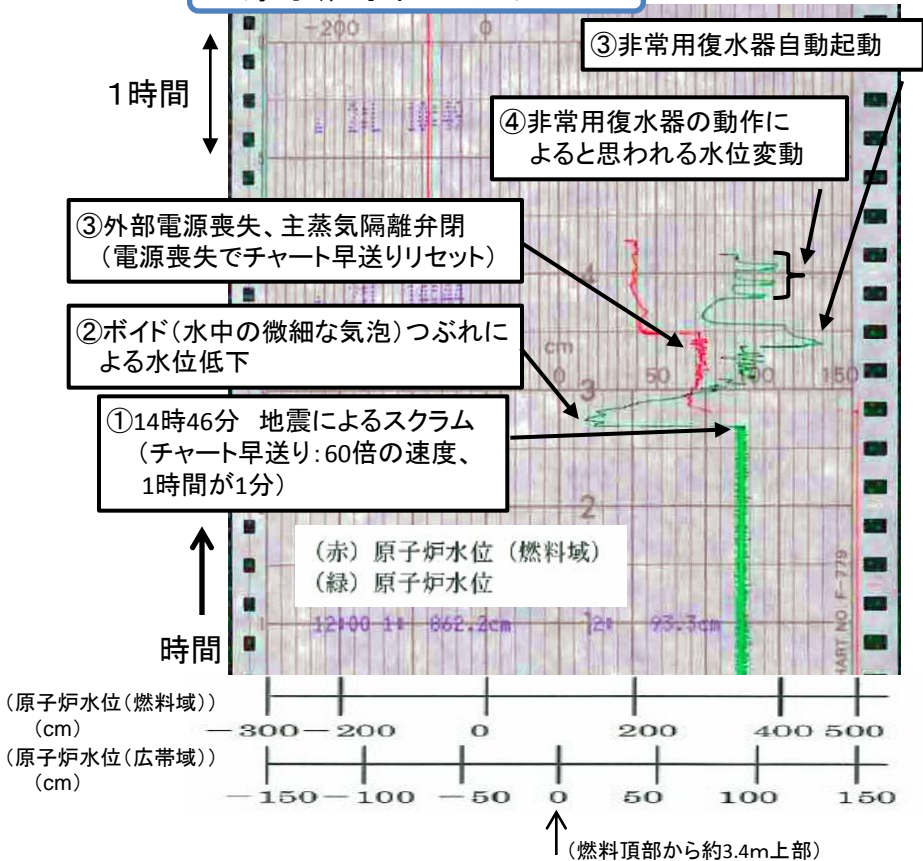


# (参考) 1号機プラントデータ評価①(原子炉水位・圧力)

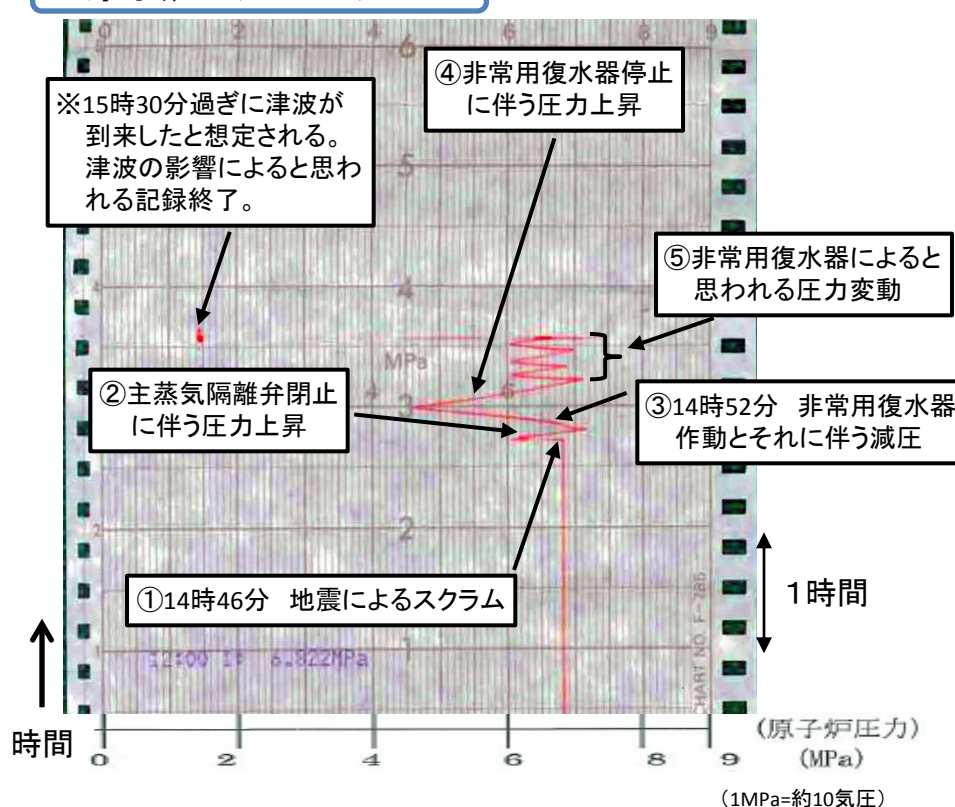
○原子炉水位のチャートから、スクラム直後はボイド(水中の微細な気泡)がつぶれたことにより原子炉水位は低下したが、通常どおり回復していることを確認。

○外部電源喪失による計器の電圧低下で発信したと思われる隔離信号で主蒸気隔離弁が閉止したため、水位・圧力とも上昇したが、非常用復水器ICの起動・停止操作により制御していることを確認。

## 原子炉水位のチャート



## 原子炉圧力のチャート

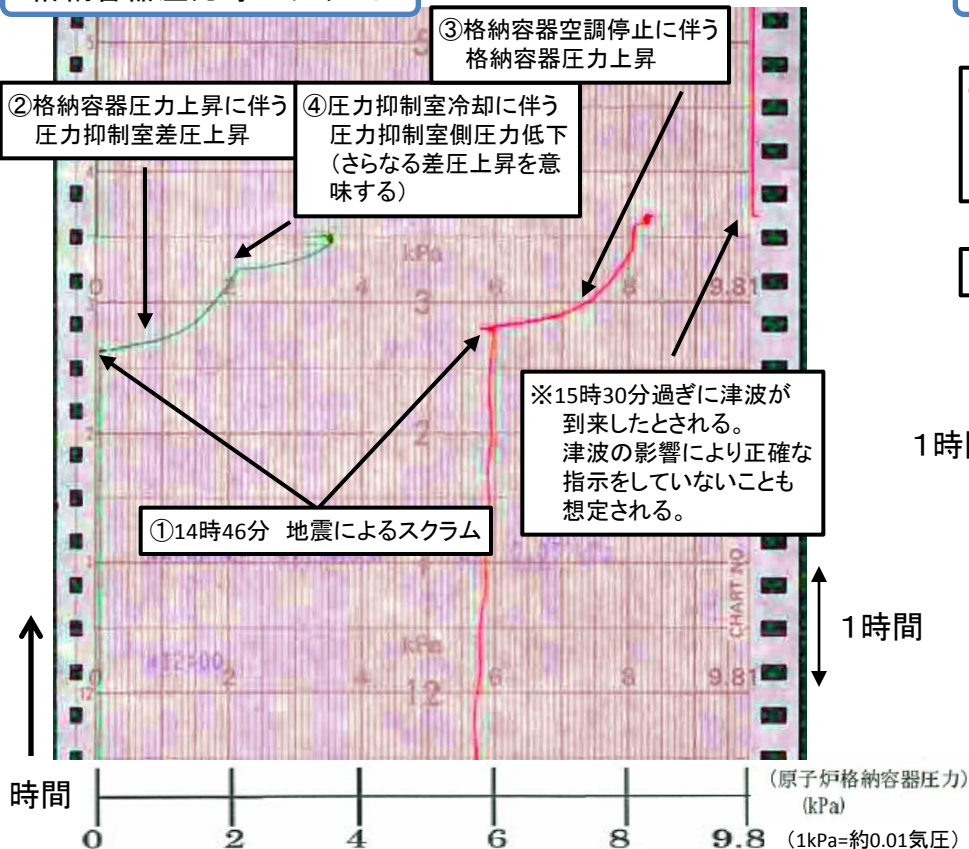


# (参考) 1号機プラントデータ評価②(格納容器圧力・温度)

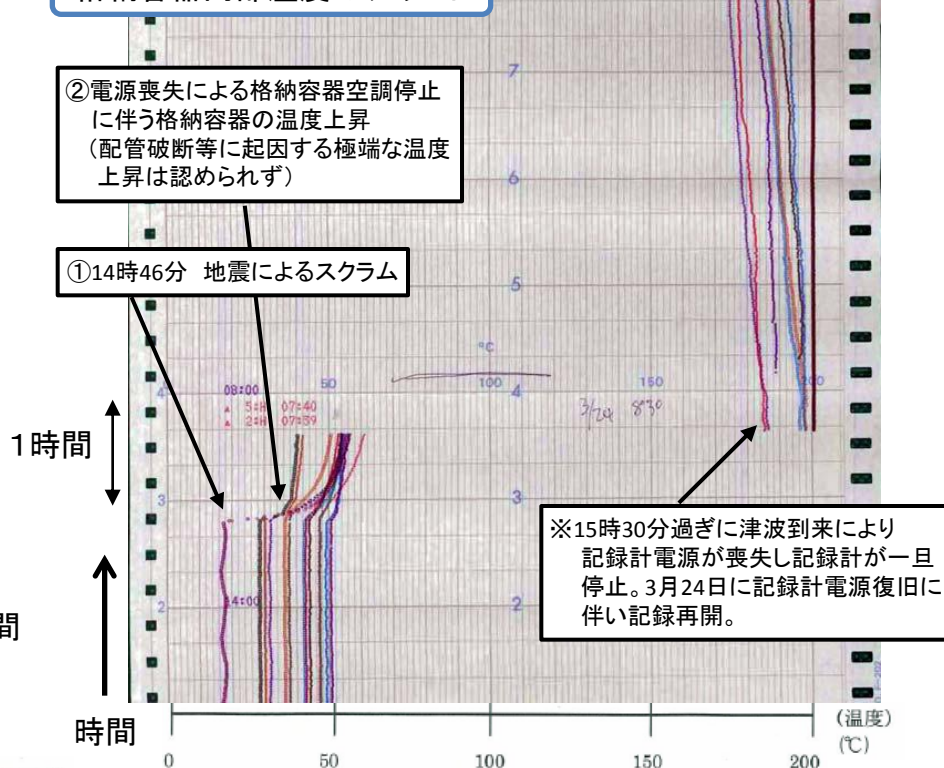
○大きな変動はなく、「閉じこめる」機能が低下している兆候はないことを確認。

(原子炉圧力容器や配管の損傷による急激な圧力上昇や、原子炉格納容器等の損傷による圧力減少などは見られない。)

格納容器圧力等のチャート



格納容器内部温度のチャート



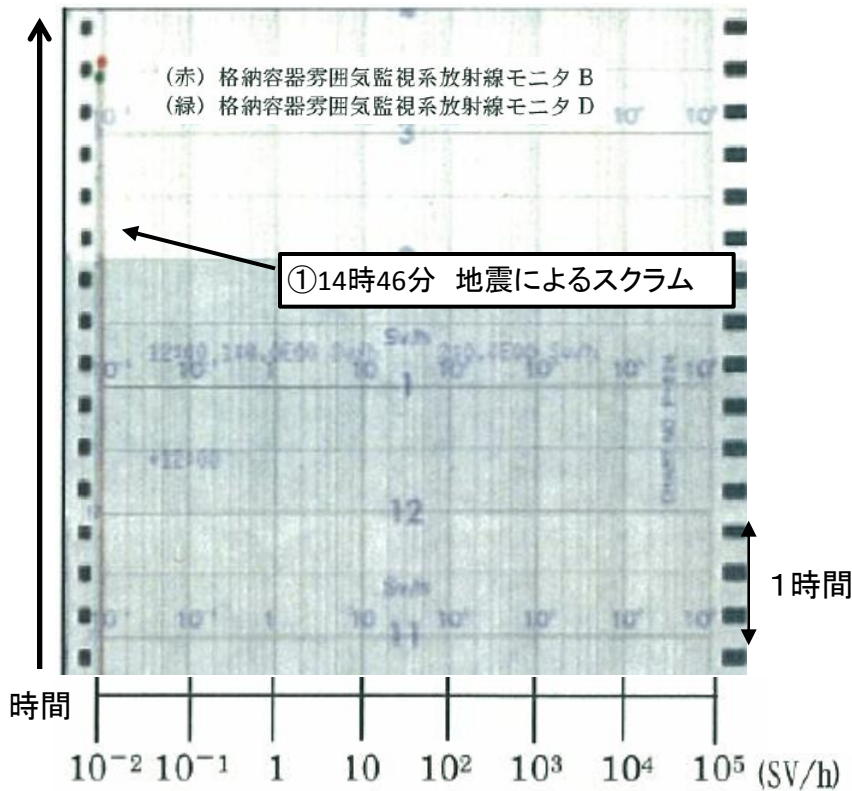
No	色	測定名称	No	色	測定名称
1	■	RETURN AIR DUCT HVH-12A	13	+	EQ AROUND C1 ROLM RPV BELLOWS TE-1625M
2	■	RETURN AIR DUCT HVH-12B	14	+	EQ AROUND C1 ROLM RPV BELLOWS TE-1625P
3	■	RETURN AIR DUCT HVH-12C	15	+	EQ AROUND C1 ROLM RPV BELLOWS TE-1625R
4	■	RETURN AIR DUCT HVH-12D	16	+	
5	■	RETURN AIR DUCT HVH-12E	17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



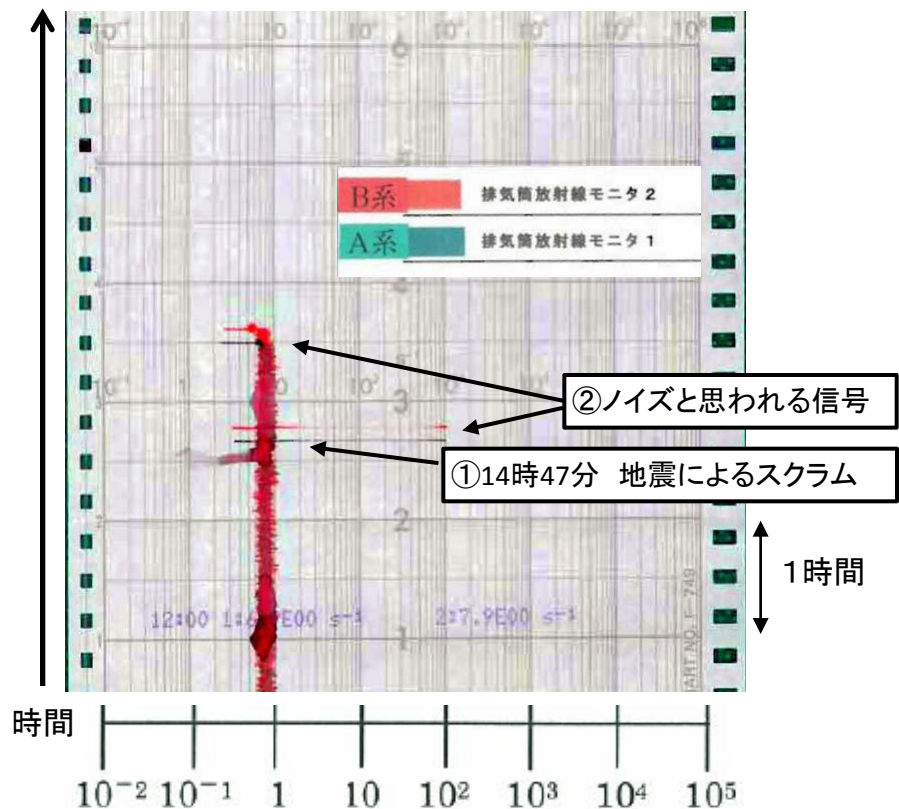
# (参考) 1号機プラントデータ評価③(放射線モニタ)

○ノイズはあるものの安定した値を示しており、1次系等からの漏えいの兆候は見られず、外部への放射性物質による影響はないことを確認。

### 格納容器雰囲気監視系 放射線モニタのチャート



### 排気筒放射線モニタのチャート



※排気筒放射線モニタは1-2号共通

# (参考) 2号機プラントデータ評価①(原子炉水位・圧力)

- 原子炉水位のチャートから、スクラム直後はボイド(水中の微細な気泡)がつぶれたことにより原子炉水位は低下したが、通常どおり回復していることを確認。
- 外部電源喪失による計器の電圧低下で発信したと思われる隔離信号で主蒸気隔離弁が閉止したため、水位・圧力とも上昇したが、主蒸気逃し安全弁の開閉動作及び原子炉隔離時冷却系RCICの起動・停止操作により制御していることを確認。

原子炉水位、圧力のチャート

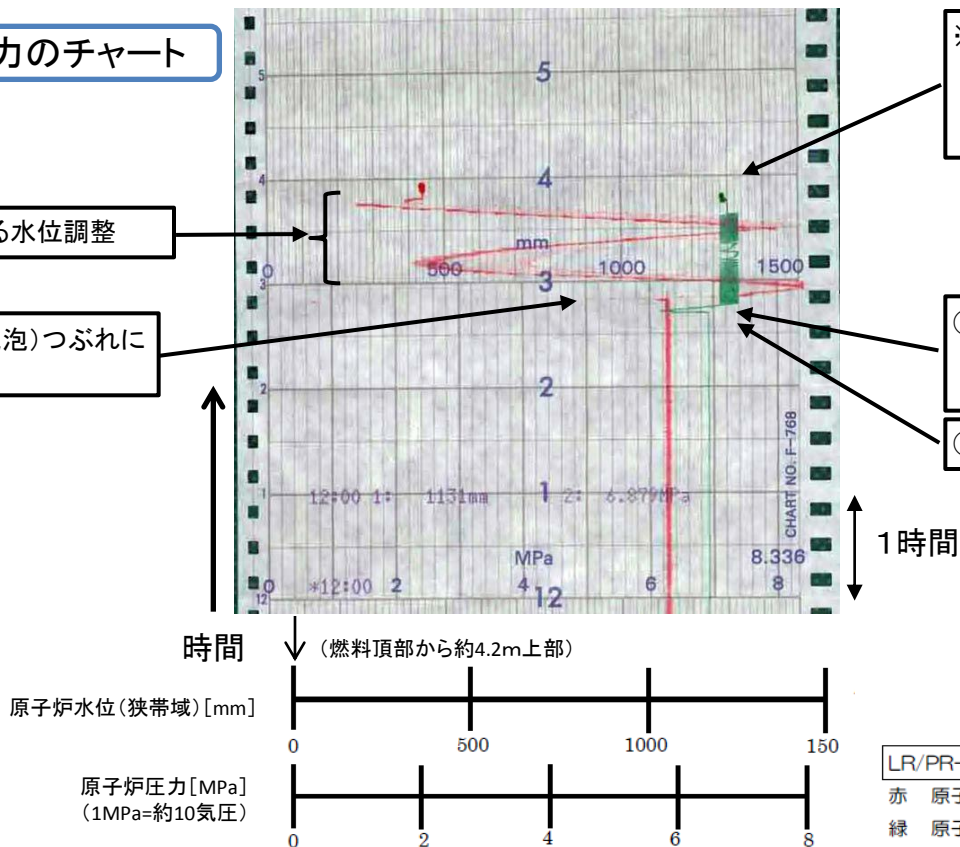
④RCICの起動、停止による水位調整

③ボイド(水中の微細な気泡)つぶれによる水位低下

※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主蒸気隔離弁閉止に伴う圧力上昇とその後の主蒸気逃し安全弁開閉による圧力制御

①14時47分 地震によるスクラム

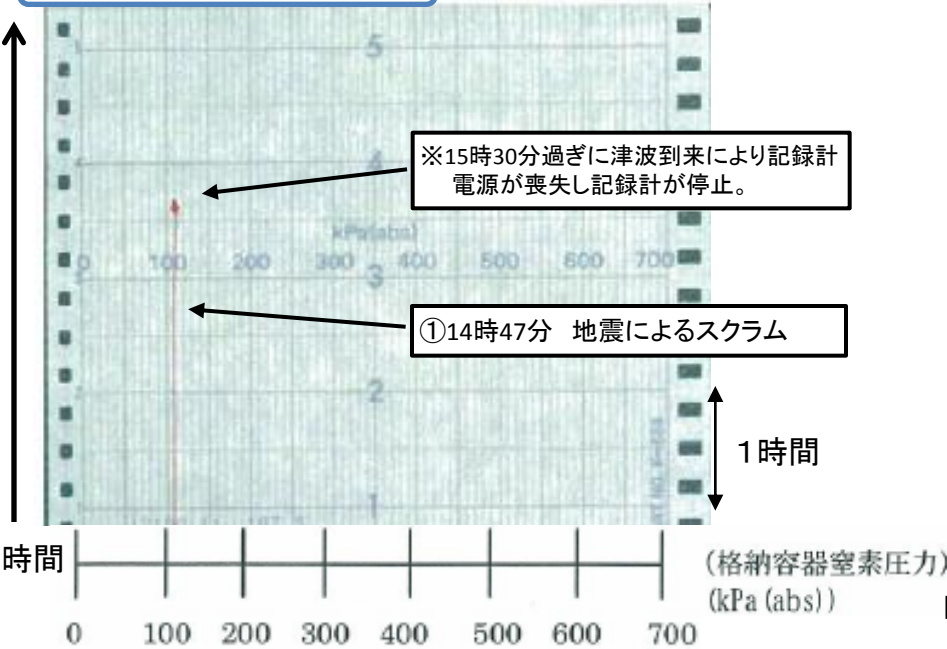


# (参考) 2号機プラントデータ評価②(格納容器圧力・温度)

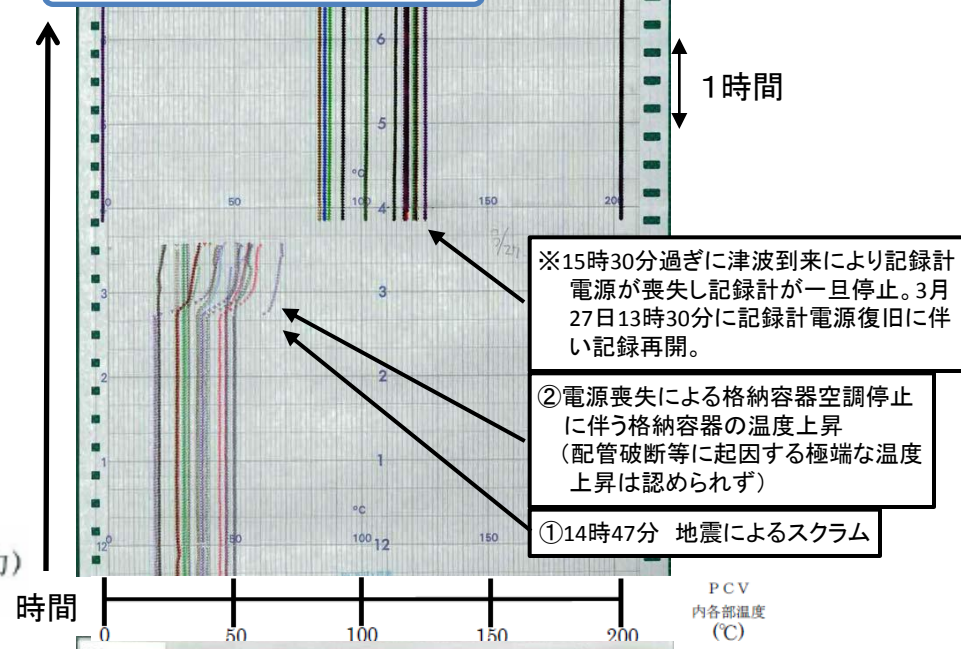
○大きな変動はなく、「閉じこめる」機能が低下している兆候はないことを確認。

(原子炉圧力容器や配管の損傷による急激な圧力上昇や、原子炉格納容器PCV等の損傷による圧力減少などは見られない。)

格納容器圧力等のチャート



格納容器内部温度のチャート



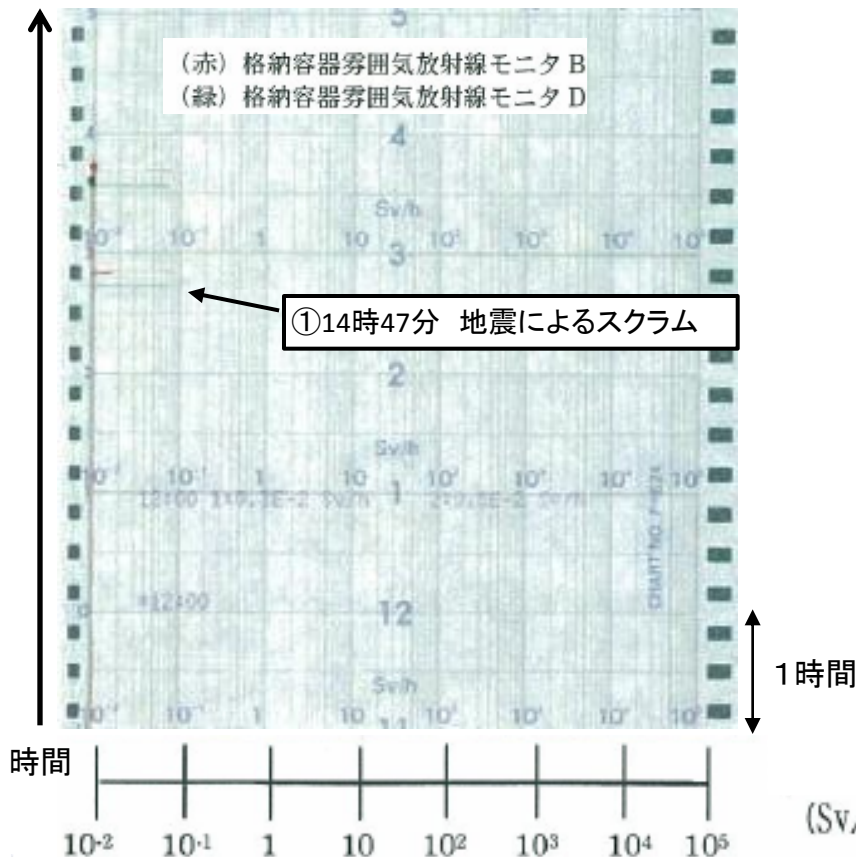
TRIS-16-115	測定箇所	Object of Measurement	異常値
● 1	戻り空気ライフェルクラHVH-16A	戻り空気ライフェルクラHVH-16A	66.0°C
● 2	戻り空気ライフェルクラHVH-16B	戻り空気ライフェルクラHVH-16B	66.0°C
○ 3	戻り空気ライフェルクラHVH-16C	戻り空気ライフェルクラHVH-16C	66.0°C
○ 4	戻り空気ライフェルクラHVH-16D	戻り空気ライフェルクラHVH-16D	66.0°C
+ 5	戻り空気ライフェルクラHVH-16E	戻り空気ライフェルクラHVH-16E	66.0°C
+ 6	戻り空気ライフェルクラHVH-16A	戻り空気ライフェルクラHVH-16A	66.0°C
+ 7	戻り空気ライフェルクラHVH-16B	戻り空気ライフェルクラHVH-16B	66.0°C
+ 8	戻り空気ライフェルクラHVH-16C	戻り空気ライフェルクラHVH-16C	66.0°C
+ 9	戻り空気ライフェルクラHVH-16D	戻り空気ライフェルクラHVH-16D	66.0°C
● 10	戻り空気ライフェルクラHVH-16E	戻り空気ライフェルクラHVH-16E	66.0°C
○ 11	原子炉圧力記録ロケータエリア	原子炉圧力記録ロケータエリア	66.0°C
○ 12	原子炉圧力記録ロケータエリア	原子炉圧力記録ロケータエリア	66.0°C
+ 13	原子炉圧力記録ロケータエリア	原子炉圧力記録ロケータエリア	66.0°C
+ 14	原子炉圧力記録ロケータエリア	原子炉圧力記録ロケータエリア	66.0°C
Y 15	原子炉圧力記録ロケータエリア	原子炉圧力記録ロケータエリア	66.0°C
Y 16	圧力抑制管ガス温度	圧力抑制管ガス温度	65.5°C
● 17	圧力抑制管ガス温度	圧力抑制管ガス温度	65.5°C
● 18	圧力抑制管ガス温度	圧力抑制管ガス温度	65.5°C
○ 19	圧力抑制管ガス温度	圧力抑制管ガス温度	65.5°C
○ 20	予備		
+ 21	電気ベネレーション温度	電気ベネレーション温度	
+ 22	電気ベネレーション温度	電気ベネレーション温度	
Y 23	電気ベネレーション温度	電気ベネレーション温度	
Y 24	電気ベネレーション温度	電気ベネレーション温度	



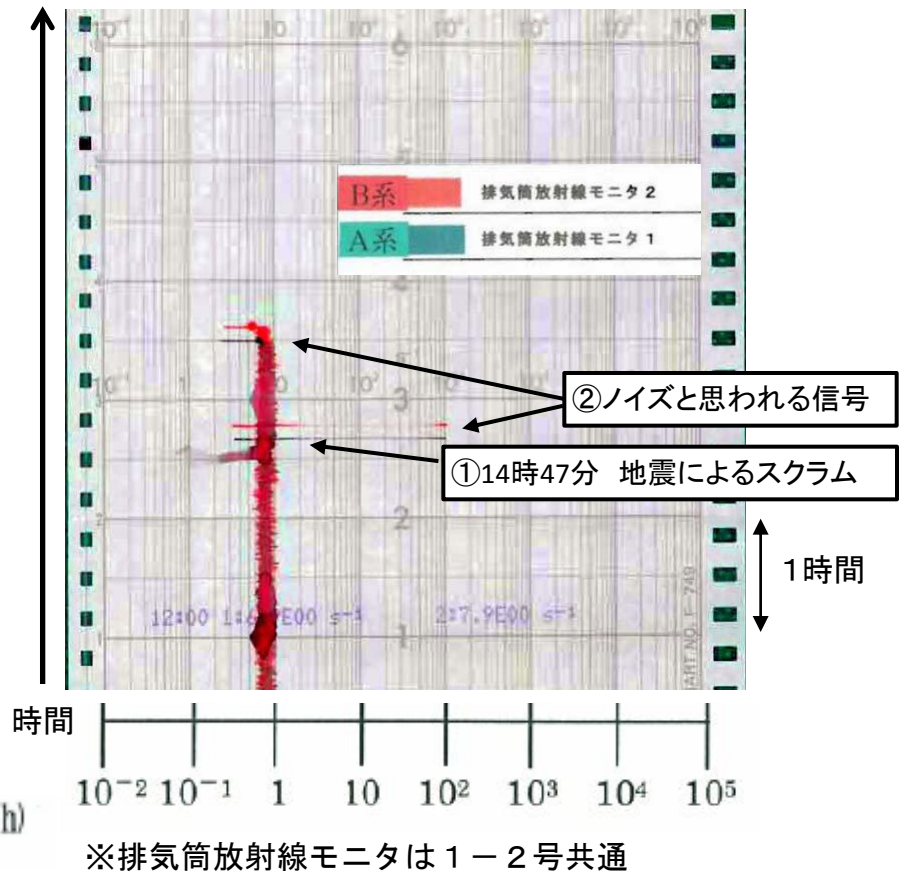
# (参考) 2号機プラントデータ評価③(放射線モニタ)

○ノイズはあるものの安定した値を示しており、1次系等からの漏えいの兆候は見られず、外部への放射性物質による影響はないことを確認。

### 格納容器雰囲気放射線モニタのチャート



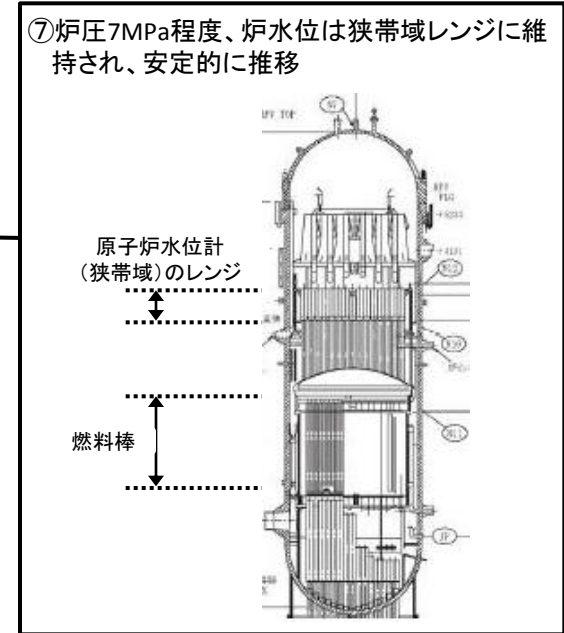
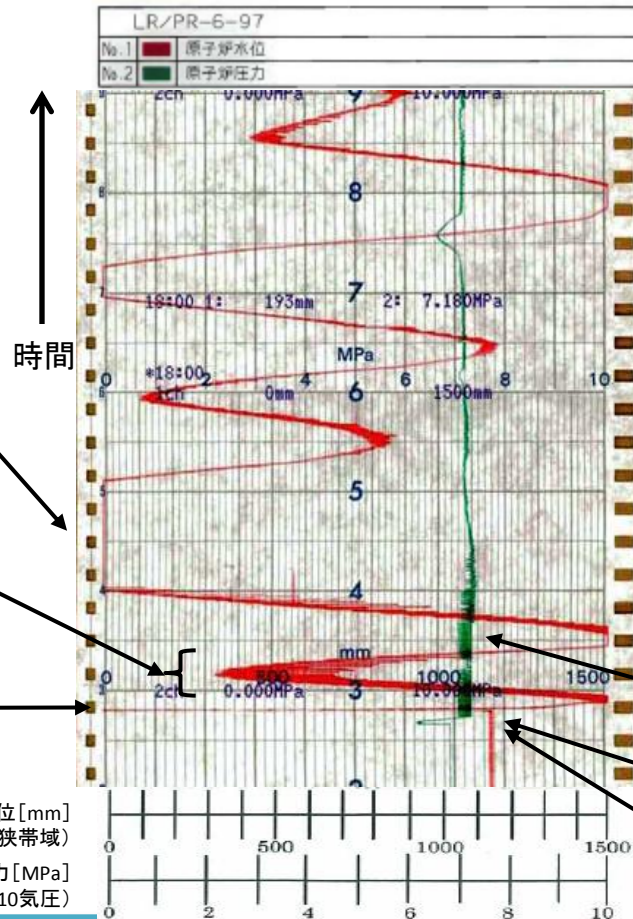
### 排気筒放射線モニタのチャート



# (参考) 3号機プラントデータ評価①(原子炉水位・圧力)

- 原子炉は地震を検知して自動停止。
- 地震により外部電源が喪失。これに伴い、給水ポンプ停止の他、主蒸気隔離弁が閉止し、原子炉圧力が上昇したため原子炉隔離時冷却系(RCIC)を手動起動。
- 津波襲来により、非常用ディーゼル発電機が機能喪失して電動ポンプが使用できなくなったが、直流電源が機能しており、RCICの運転が継続された。

図:地震後の原子炉水位・圧力の変化



⑦炉圧7MPa程度、炉水位は狭帯域レンジに維持され、安定的に推移

⑥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

⑤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 同型トリップ(水位高)

④ボイド(水中の微細な気泡)つぶれによる水位低下

③主蒸気逃し安全弁による炉圧制御(5回前後/5分間の頻度)

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

①14時47分 地震によるスクラム

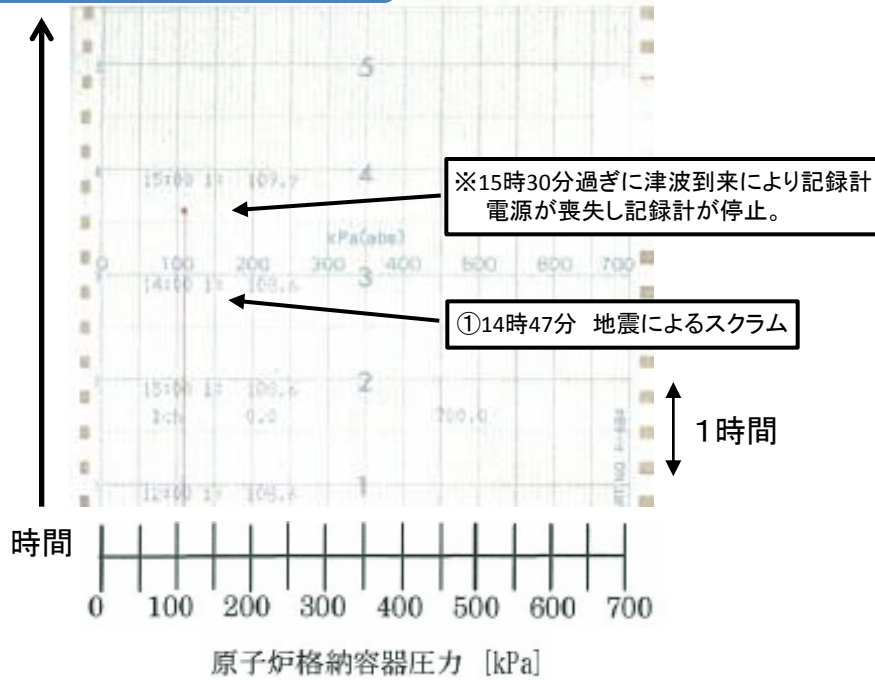
出典:9月9日(9月28日一部訂正)  
東京電力(株)「福島第一原子力発電所東北地方太平洋沖地震に伴う原子炉施設への影響について」に加筆

# (参考) 3号機プラントデータ評価②(格納容器圧力・温度)

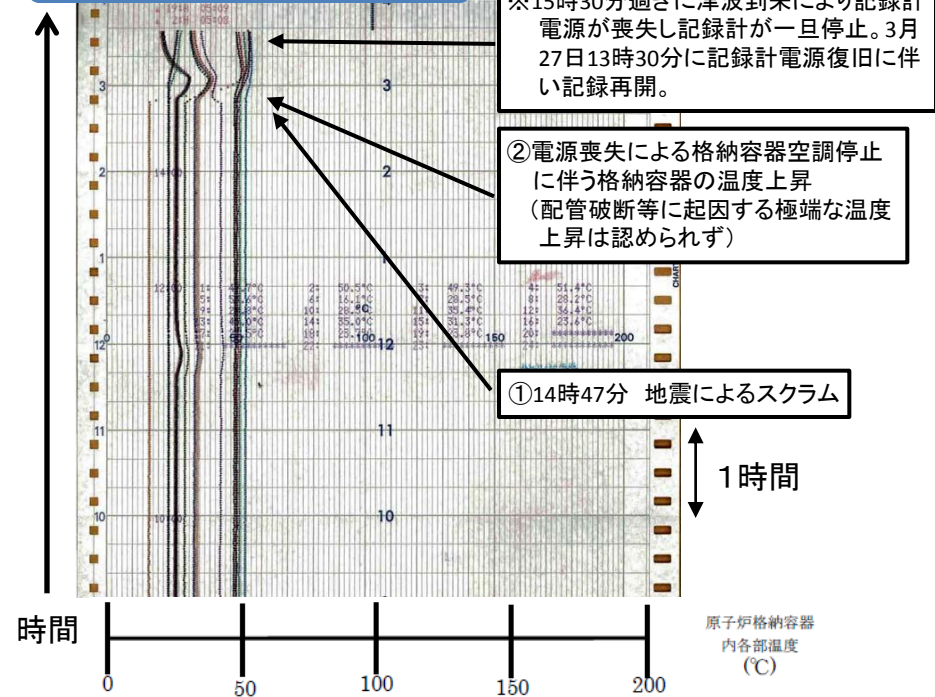
○大きな変動はなく、「閉じこめる」機能が低下している兆候はないことを確認。

(原子炉圧力容器や配管の損傷による急激な圧力上昇や、原子炉格納容器等の損傷による圧力減少などは見られない。)

格納容器圧力等のチャート



格納容器内部温度のチャート



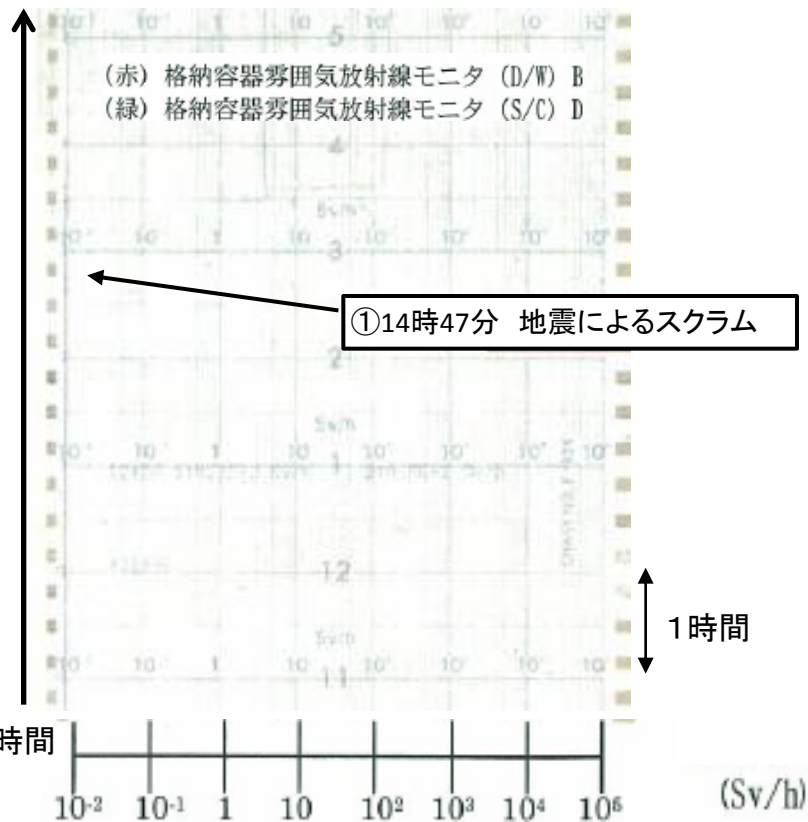
TRIS-16-115		ストアNo		3号機-19	
入力計測番号	入力計測点	スイッチ設定値	入力計測番号	入力計測点	スイッチ設定値
1	TE-16-114A 格納容器空調機戻り空気温度	65.6°C	13	TE-16-114M 蒸気炉ペロー-シール部温度	65.6°C
2	TE-16-114B 格納容器空調機戻り空気温度	65.6°C	14	TE-16-114N 蒸気炉ペロー-シール部温度	65.6°C
3	TE-16-114C 格納容器空調機戻り空気温度	65.6°C	15	TE-16-114R 蒸気炉ペロー-シール部温度	65.6°C
4	TE-16-114D 格納容器空調機戻り空気温度	65.6°C	16	TE-16-114I 蒸気炉ペロー-シール部温度	65.6°C
5	TE-16-114E 格納容器空調機戻り空気温度	65.6°C	17	TE-16-114U 蒸気炉ペロー-シール部温度	65.6°C
6	TE-16-114F 格納容器空調機戻り空気温度	65.6°C	18	TE-16-114V 蒸気炉ペロー-シール部温度	65.6°C
7	TE-16-114G 格納容器空調機戻り空気温度	65.6°C	19	TE-16-114W 蒸気炉ペロー-シール部温度	65.6°C
8	TE-16-114H 格納容器空調機戻り空気温度	65.6°C	20	TE-16-114X 蒸気炉ペロー-シール部温度	65.6°C
9	TE-16-114J 格納容器空調機戻り空気温度	65.6°C	21	TE-16-114Y 蒸気炉ペロー-シール部温度	65.6°C
10	TE-16-114K 格納容器空調機戻り空気温度	65.6°C	22	TE-16-114Z 蒸気炉ペロー-シール部温度	65.6°C
11	TE-16-114L 蒸気炉ペロー-シール部温度	65.6°C	23	TE-16-114AA 蒸気炉ペロー-シール部温度	65.6°C
12	TE-16-114M 蒸気炉ペロー-シール部温度	65.6°C	24	TE-16-114AB 蒸気炉ペロー-シール部温度	65.6°C



# (参考) 3号機プラントデータ評価③(放射線モニタ)

○ノイズはあるものの安定した値を示しており、1次系等からの漏えいの兆候は見られず、外部への放射性物質による影響はないことを確認。

### 格納容器雰囲気放射線モニタのチャート



### 主排気筒放射線モニタのチャート

