

プラント状況(本店レク) 講事メモ

12/16:20

日時: 平成23年12月2日(金) 11:00~11:25

場所: 東京電力本館3階大会議室

先方: 記者約15名(カメラ3台)

当方: 原子力・立地本部 [REDACTED]

原子力設備管理部 [REDACTED]

広報部 [REDACTED]

配布資料:

なし

[REDACTED] よりプラント状況に関する説明。

質疑:

Q. 吉田所長の疾病について、被ばくとの因果関係がないと判断した根拠は。

A. 放射線の専門医に吉田所長の「疾病名」、「昨年度の健康診断結果」、「被ばく線量(過去およそ3月11日以降)」の資料を提供し、判断頂いたもの。

Q. 依然として疾病名は公表しないのか。

A. これまでと同様、プライバシーの観点や本人の意向もあるため、公表は控えさせて頂く。

Q. 専門医自身が直接診察したのか。

A. 直接問診したものではなく、吉田所長の「疾病名」、「昨年度の健康診断結果」、「被ばく線量(過去およそ3月11日以降)」の資料を提供し、判断頂いたもの聞いている。

Q. 各種データを受けての判断によるものか。

A. 提供した「疾病名」、「昨年度の健康診断結果」、「被ばく線量(過去およそ3月11日以降)」の資料により判断頂いたものである。

Q. 専門医から報告を受けたのは昨日のいつ頃か。

A. 詳細な時刻については不明であるが、昨晩である。

Q. 今後の治療期間はどの程度か。

A. これまでと同様、プライバシーの観点や本人の意向もあるため、公表は控えさせて頂く。

Q. 手術を伴うような疾病なのか。

A. 疾病名、治療内容についてはプライバシーの観点からお答えは控えさせて頂く。

Q. 入院してからこれまでに行った検査は。

A. プライバシーの観点からお答えは控えさせて頂く。

Q. 放射線の影響により発症リスクの高まるような病気なのか。

暫定版

A. 放射線の専門医から被ばくとの因果関係は無いとの診断を受けている。

Q. 専門家の肩書きは。

A. 独立行政法人「放射線医学研究所」の [ ] ただし、ご本人から、お問い合わせ、取材はお断りしたいとの要請を受けていたため、ご理解いただきたい。

Q. 吉田前所長の3月11日以降の被ばく線量は。

A. プライバシーの観点からお答えは控えさせて頂く。

Q. 11月に検査入院としていたかと思うが、その際の診断結果は。

A. 11月中旬頃に診断結果を受けて、11月24日から入院加療中である。

Q. 2号機の水素濃度が窒素を封入してからも上昇していないが、その原因をどのように見ているのか。圧力容器内上部に水素ガスがないという可能性もあるのか。

A. 圧力容器への窒素封入は昨日 $5\text{m}^3/\text{h}$ で開始し、本日10時25分から $10\text{m}^3/\text{h}$ にあげた。そのため、今後圧力容器内の水素ガスを追い出し易い状況になると思われるが、水素濃度の変化をもう少し観察したい。

Q. 何日ぐらい水素濃度の変化を見て、RPV内の水素ガスの有無を判断するのか。

A. 4日程度様子を見たいと考えている。

Q. 2002年に東京電力と経済産業省の首脳が再処理事業から撤退する方向で合意したとの報道があったが、事実関係は。

A. 原子燃料サイクルはエネルギーの安定供給やエネルギー資源の有効利用の観点から重要なとの考えに変わりはない。過去にエネルギーセキュリティーやコストの観点から、社内や資源エネルギー庁等の関係者間で議論をおこなったことは事実であるが、撤退を決定したとか撤退の方向で合意したなどの事実はない。

Q. 事実確認においては、当時の荒木会長や南社長など、社内関係者に確認を行っているのか。

A. 確認を行った結果、再処理事業について撤退を決定したとか撤退の方向で合意したなどの事実はない。

Q. 報道によると、勝俣会長が再処理の実施について経営会議を開いたとのことだが、そこでも方針を決定した事実はないのか。

A. 原子燃料サイクルはエネルギーの安定供給やエネルギー資源の有効利用の観点から重要なとの考えに変わりはない。過去にエネルギーセキュリティーやコストの観点から、社内やエネ庁等の関係者間で議論をおこなったことは事実であるが、どこで、どの様な内容を議論したかについては回答を控える。

Q. 吉田所長の疾病が被ばくとの因果関係はないとの判断は、吉田所長の被ばく線量が少ないことから判断しているのか。

A. 放射線の専門医 [ ] から「疾病名」と「被ばく線量」の因果関係は無いとの診

**暫定版**

断を受けている。

Q. 一般的に、高線量箇所での作業により、どういった疾病のリスクが考えられるのか。

A. 一般的には確定的影響、確率的影響の考え方がある。確定的影響の場合、高線量被爆によるベータ線熱傷や白内障といったリスクがある。また、何千 mSv. といった被ばくの場合、急性障害のリスクがある。確率的影響の場合、100mSv 以上の被ばくの場合、発ガンや白血病等の顕著なリスクが確認されているが、100mSv 未満の場合、明確にはわかっていないため放射線防護上は直線近似をしている状況である。

Q. 次回の工程表（東京電力福島第一原子力発電所・事故の収束に向けた道筋）会見はいつか。

A. 每月 17 日頃だが、現時点で詳細な日時は決まっておらず、作業を進めている状況である。

以 上

**情報共有 (8枚 非管理メモ)**

**暫定版**

~~東京電力本館~~

NICA班 ← プレス対応 T

プラント状況(本店会見)議事メモ

東京電力株式会社

12/3 11:50' 大事班

~~取扱注意、公開不可~~

日時: 平成23年12月2日(金) 18:00~19:30

場所: 東京電力本館3階大会議室

先方: 記者約30名(カメラ4台)

当方: 原子力・立地本部

原子力設備管理部

広報部

[REDACTED] より配付資料、プラント状況について説明。

**配布資料:**

- ・ 福島第一原子力発電所の状況
- ・ 福島第一原子力発電所敷地内における空気中の放射性物質の核種分析の結果について(第二百五十二報)
- ・ 福島第一原子力発電所敷地内における海水中の放射性物質の核種分析の結果について(第二百四十五報)
- ・ 福島第一原子力発電所取水口付近で採取した海水中に含まれる放射性物質の核種分析の結果について(12月1日採取分)
- ・ 集中廃棄物処理施設周辺 サブドレン水核種分析結果
- ・ 福島第一 原子炉建屋上部における空気中放射性物質の各種分析結果
- ・ 当社福島第一原子力発電所における各種分析結果の確報版について(11月1日~11月15日採取分)

[REDACTED] よりプラント状況、配付資料に関して説明。

**質疑:**

Q. 原子炉建屋上部における空気中放射性物質の核種分析について、プルトニウム、ストロンチウムの分析結果を今後の放射性物質の放出量評価に流用するのか。

A. 現時点では評価は終わっている状況である。被ばく線量による寄与については、プルトニウム238, 239, 240の合計で、吸入接種した場合の内部被ばく線量は $1.8 \times 10^{-4}$  mSv/年である。今回公表しているセシウム137, 134について、吸入接種した場合の内部被ばく線量は $6.9 \times 10^{-3}$  mSv/年である。プルトニウムの値はセシウムの値と比較して約30分の1程度であるため、今後、被ばくの評価をする際にはセシウムを基準として十分妥当性があると考えている。また、ストロンチウムについても、ストロンチウム89, 90の吸入接種した場合の内部被ばく線量は $5.7 \times 10^{-5}$  mSv/年であるため、セシウムと比較して120分の1程度である。プルトニウムと同様、セシウムを基準として十分妥当性があると考えている。

Q. 事故調査の中間報告の会見にて発電所と本店の間の情報共有に課題があったとの発言があった。3月11日の1号機の非常用復水器の動作状況の認識について、3月11日18:25の非常用復水器の弁操作後からどの程度の期間に渡って動作状況を把握できていなかつ

暫定版

たのか。

A. 発災当初、1～6号機の全てが損傷を受けており情報が錯綜していた。各プラントの状況については電話で緊急時対策本部に伝えられ、情報共有されていた。非常用復水器の動作状況については、中央操作室側から緊急時対策本部に動作状況を伝えたとの証言があったが、緊急時対策本部では18:25に非常用復水器が一旦停止したことは認識していなかった。いつの時点で非常用復水器が停止していたかについては現在も確認できていない状態であり、聞き取り調査においても、運転状態を時刻として把握しているとの情報は得られていない。21:30に非常用復水器が再起動し、その後、操作不能になる0時までの間で弁が開状態であったということを緊急時対策本部でも認識している状況であるが、はつきりとした時刻は把握していない。

Q. 緊急時対策本部で非常用復水器の状況を把握していた時刻はわからないのか。

A. 動作状況についての正確な時刻は把握していない。

Q. 18:25～21:30までは認識していなかったということか。

A. その通り。

Q. 21:30以降の動作状況についてはどういった認識か。

A. 21:19に原子炉水位を一旦確認できており、その際に水位が燃料有効頂部(TAF)より上にあることを確認している。その時点では発電所の対策本部において非常用復水器が停止していたということは認識していなかった。今後、どの時点で非常用復水器が停止したのかについて調査して参りたい。

Q. 最低限、非常用復水器の動作状況を認識出来ていなかった時間帯はいつか。

A. 18:25に一旦非常用復水器が停止してから、少なくとも21:19の水位確認までは発電所本部としては非常用復水器の停止の認識がなかった。

Q. 地震で配管や機器が弱くなり、高温・高圧の蒸気によって破損したとの指摘もあるが、このような可能性についてどうように考えているか。

A. 地震により配管や機器が弱くなつたことで破損に繋がつたかどうかについては完全に否定することはできない。最終的には現場を確認する必要があるが、今回の発生した地震動から安全上重要な設備の健全性について、十分な余裕を持って耐震安全性をクリアしていることを確認している。そのため、配管や機器が弱くなつて高温・高圧にさらされ被害にあつたことはないと考えている。

Q. 中間報告書の添付10-7における3号機サブチャンとドライウェルの圧力について、3月14日16時頃に指示値が0になっているが、これも計器の故障によるものか。

A. 3月14日16時頃までは、サブチャンの圧力はドライウェルと同じ動きを示しており、信頼性があると考えている。圧力の指示が0であるが、実際にサブチャン内が真空状態なることは考えにくいので、何らかの原因で指示が出なくなつたものと思われる。

Q. 2, 3号機も共に爆発してから圧力計が0を示しているように見えるが、爆発と計器異常との関係性はあるのか。

## 暫定版

A. 爆発の有無と計器の指示不良の因果関係については今のところはっきりしていないが、今後調査する必要ある。

Q. サブチャン周辺の破損について可能性は否定できないことだが、仮に破損しているとした場合、計器の指示について、どのような説明ができるのか。

A. 2号機について3月14日夜から15日にかけて原子炉内の燃料損傷が進んでいたため、圧力は上昇するのが自然である。そのため、ドライウェルの方が正しい動きを示していると思われる。なお、サブチャンは高温の蒸気にさらされているため、貫通口などのシール部などの弱いところから圧力が抜けていることは考えられるが、サブチャンとドライウェルは繋がっているため、同じような挙動を示すと思われる。

Q. 3月11日18:18に非常用復水器の戻り配管隔離弁(Mo-3A)、供給配管隔離弁(Mo-2A)を操作スイッチにより開操作を実施後、しばらくしてから蒸気が出なくなった理由について、水素ガスが大量発生したことによる影響との見解であるが、水素明ガスの大量発生により配管が詰まって蒸気が出なくなるということは科学的にあり得るのか。

A. 1号機では同時刻常に原子炉水位が燃料有効頂部(TAF)を下回り、水ージルコニウム反応により水素ガスが発生していたと考えられる。そのため、具体的な解析は行っていないものの、炉内の水蒸気と水素ガスが上部にある非常用復水器の容器に同時に流れ込んだ際に、蒸気は凝縮して水になるが、水素ガスはそのまま滞留してしまい、行き場が無くなってしまったため、詰まってしまったものと考えている。原子炉内の上部にある蒸気が凝縮して水になり、水透差により非常用復水器の中に水が入る構造のため、水素ガスが自然に循環する仕組みではない。また、非常用復水器の内側隔離弁が中間開であったと考えているが、開度はかなり小さい場合には流れにくい状態になると考えている。現在、詳細は把握できていないが、現場に向かった運転員の証言としては当初出ていた蒸気がしばらくして止まったと聞いている。

Q. 短時間で水素が滞留するということはあり得るのか。

A. 現状、はっきりとしたことはわかっていないが、蒸気が止まったという証言を得ている。要因として考えられることは上記の通りである。

Q. 事故調査の中間報告書のP.128の中期的技術検討課題の信頼性向上に資する検討に関連して、非常用復水器は直流電源を喪失すると弁が閉状態になるフェイルクローズ機能について、非常用の冷却装置なのに、そういうた設計なのはどういった思想によるのなの。

A. 非常用復水器の4つの弁は隔離弁の構造となっており、トラブル発生時に安全側に作動することを思想としている。非常用復水器は破断した際に、大気に放射性物質を放出してしまう可能性があるため、トラブル発生時には弁が閉まることが通常の考え方になる。今回の事故を踏まえ、全交流電源や直流電源の喪失時に非常用復水器の設計がどうあるべきかということについては今後の課題と考えている。

Q. 放射性物質の放出防止のための隔離機能を優先しており、冷却機能を軽視していたようにも見受けられるが、そういうた設計思想は適切だったと考えているのか。

A. 注水機能についても多重性を持たせていたが、今回の津波の影響により全交流電源を喪失し、加えて直流電源を喪失した際に非常用復水器のみで対応ができるということは3

暫定版

月11日以前には考えていなかった。

Q. この設計思想はメーカーであるGEによるものなのかな。

A. オリジナルはGEの設計である。

Q. 原子炉隔離時冷却系も同様な設計思想なのかな。

A. 一部異なっている。原子炉隔離時冷却系や非常用炉心冷却系は事故時に原子炉へ注水をする必要があるため、弁が開状態になる設計となっている。

Q. 思想の違いは何か。原子炉隔離時冷却系が注水機能を目的としており、非常用復水器は原子炉隔離時の減圧を目的としているからか。

A. その通りだと思う。

Q. 今後、非常用復水器の信頼性向上をどのように考えているのか。

A. 事故の状況によってインターロックを使い分けることはロジックとして難しい面があり、今後検討が必要と考えている。また、非常用復水器だけでなく非常用炉心冷却系等全体の機能を見据えた信頼性確保が重要であると考えている。

Q. インターロックの使い分けは技術的に可能なのかな。

A. ソフトウェアや配管等の並列化は可能と思うが、現時点で具体的な設計はない状況である。どういった事故を想定し、どういった対応を行っていくかが重要であると考えている。

Q. これまでに東電が公表してきた津波の想定は5.7mだったか、本日、6.1mと公表した経緯について説明いただきたい。

A. 添付資料3-11において、以前津波の試算をどのように行ったかを示している。平成21年2月に耐震BCの最終報告書の提出に向けて、最新の海底地形と潮位観測データを考慮した上で、「津波評価技術」に基づく安全性評価を再度実施してO.P. 5.4m~6.1mという数値が算出された。

なお、原子力安全・保安院へ公式に提出している文書には5.7mと記載している。耐震BCの最終報告書において貞観津波を含めて改訂を検討しており、社内的には6.1mとして準備を進めていたもので、何かに取り纏めて公式に提出したことではない。

Q. 津波が何mまでなら大丈夫なのかといった観点で、分析は行っているのか。

A. 今回の報告においては分析を行っていない。14m~15mの津波によって、今回のような設備被害が生じているので、これを前提となって安全対策をして行く。そのため、実際にどのくらいの津波でどの程度の被害になるのかという検討は行っていない。

Q. 本文74ページのグラフにおいて、1, 3号機の3月20日以降の圧力の原子炉格納容器圧力の上昇・下降の経緯について、どのように分析しているのか。

A. 3月20日の3号機および3月24日の1号機の原子炉格納容器の圧力上昇については詳細がわかつていない。MAAPによる炉心損傷の状況や注水の状況などをつきあわせて見ていく必要があると考えている。

暫定版

Q. 3月24日に1号機原子炉格納容器の圧力が上昇しており、同時期に免震重要棟の線量率も上昇しているように見えるが因果関係はあるのか。

A. 今のところ未解明である。また、ベント操作および正門付近の線量率の関連性についても、今後の調査の大きなテーマだと考えている。

Q. 放射性物質の放出量については、これまで2号機の破損に伴う放出が大きく寄与しているという理解でよいか。

A. 2号機の圧力抑制室に爆発があったとすれば格納容器が損傷している可能性があるため、相当量の放射性物質が放出されているという考え方もできるが、今のところ2号機については圧力抑制室および原子炉格納容器に大きな破損があるとは考えていないため、はつきりとは分かっていない。

しかし、3月15日から線量率のベースが上がっている点については14日夜から2号機炉心損傷が進んでいることと、何らかの関係性があると考えている。

Q. 別冊40ページに現場作業員の厳しさ困難さを示す声が記載されているが、具体的に誰のコメントなのかまとめないのか。

A. 本報告書をまとめた理由としては、今回の事故から教訓をどのように引き出し、今後の安全対策にどのように活かすかということである。1, 2号機および3, 4号機の中央制御室の状況がどのようなものだったか、お伝えするために現場作業員の厳しさ困難さを示す声として取りまとめたもの。そのため、誰が何を行ったということまでは纏めていない。今回の報告書では人的リソースや資材調達等についての記載がないため、今後取り纏めたいと考えている。

Q. 今の段階で何号機にて誰がどのような状況であったのかということまでわからないのか。  
A. 詳しい時系列については確認する。

Q. ベント弁の解放作業のために現場に出かけた作業員の話として、トーラスに近づいた際に長靴が溶けたと証言しているが、それは何号機での話なのか。また、その際にはサプレッションチェンバーの金属部に足を掛けたという理解で良いのか。

A. 号機は3号機である。圧力抑制室の円周上のキャットウォークと呼ばれる場所を歩いた際の話になる。

Q. 弁を操作するために円周上の場所を歩いたということか。

A. その通り。

Q. その際は長靴の裏ではなく足の裏が溶けたのではないか。火傷はなかったのか。

A. 怪我はないことを確認しており、火傷もなかつたと考えている。

Q. 今回は設備面、今後はソフト面について取りまとめることだが、引き続き設備面の調査を行って分かった事実があれば報告するのか。

A. 設備面でも引き続き調査を進めていくが、今回の報告書である程度まとめられたと考えている。そのため、今後は放射性物質の放出や管理、人的リソース、資材調達、情報公開と

いった設備以外の内容を重点的にまとめたいと考えている。最終報告は来年になる見通しだが、それまでに分かったことがあれば、その都度ご説明したい。

Q. 2号機のサプレッションプールの損傷の有無等について、一年といったスパンでの調査は可能なのか。

A. 日々の作業を通じての点検計画や結果については日々の会見等でお話しさせていただきが、報告書として取り纏めるなど会社としての見解を述べるには時間をいただきたいと考えている。

Q. 事故調査委員会がどの項目について、どの程度調査するかが分かりづらい。今回の調査の全体像や調査思想を模式的に報告書に示すべきではないか。調査のロードマップを作成することが必要だと思うがどう考えているか。

A. 報告書本文の冒頭に目的を記載させて頂いているとおり、今回の津波を受けて設備的に不具合が発生した箇所を今後どのように改善していく必要があるかを記載している。ロードマップについてはご意見として承る。

Q. 報告書別冊には、3月11日に1号機非常用復水器の胴側の水位計レベルを確認に向かったが線量が高く引き返したとの記載があるが、具体的にはどの程度の雰囲気線量だったのか。

A. 当時運転員はサーベイメータを持って1号機入っており、300cpm のカウントを確認し引き返しているが、通常時のカウントは100cpm を下回るレベルであり、極端に線量が高いことはないと考えている。ただしその際の装備では危険があると判断し引き返したもの。

Q. 建屋の線量が高かった原因は。

A. はっきりした原因是分かっていない。17時50分頃のMAAPの解析結果では、炉心の水位が相当下がっていることから、その点との因果関係がある可能性もあるが、現時点では理由を断定できていない。

Q. 地震により設備が破損し、線量が上がったとは考えていないのか。

A. 地震発生後から津波襲来までパラメータを確認しているが、地震により配管系が損傷し、水や蒸気等が漏れていたとは考えていない。

Q. 圧力容器の燃料が全量格納容器底部に落下しているとの仮定をおいてMAAP解析を実施しているが、格納容器底部の温度は測れているのか。

A. 格納容器底部を直接計測している計器はない。DW/HVH戻りの計器の値は、現在約50°C程度である。格納容器底部に落下した燃料がまだ発熱し水蒸気が出ているとする、空調機室の雰囲気温度が上がると考えられるが、1号機の格納容器は落ち着いた状態だと考えている。

Q. 格納容器底部に貯まった水の水温は測れないのか。

A. 現時点で格納容器底部に一番近い計器は、ドライウェルサンプルの計器である。1号機は36.6°C、3号機は39.9°Cであることから格納容器全体として高温の物体があるとは考

暫定版

えていない。

Q. 水温が測れていないのに冷温停止の判断に問題はないのか。

A. 格納容器全体として冷却ができていることとあわせ、放射性物質の放出抑制ができることも重要だと考えている。格納容器全体が冷えないと水蒸気や水素と共に放射性物質が放出される可能性があるため、格納容器の温度が冷えることで、放射性物質の放出が抑制できると考えている。

Q. 佐竹氏の波源モデル案を用いて試計算をした結果として、O.P.7.8~9.2m程度の津波の高さが算出されているが、その試算結果が出ても敷地の高さが O.P.10mであることから、対策を取る必要がないと判断したのか。

A. 原子炉建屋やタービン建屋は O.P.10m であるが、除熱系を司る海水系ポンプが設置してある高さは O.P.4 m であることから、9 m の津波に襲われた際には被水して使用できなくなる可能性がある。従って今回貞観津波の解析を行った際に、津波の科学的な確からしさがどの程度あるのかが議論となり、堆積物調査を実施してきた。

Q. 海水ポンプの被水を避けるような対策はあったのか。

A. 海水ポンプを覆う建物を造り、被水避けるような対策は考えられるが、当時としては、想定する津波を変更することは考えていなかった。

Q. 仮に海水ポンプだけが被水し使用できなくなったとして、その際の対処方法はどのようなことが考えられるのか。

A. 福島第二原子力発電所の 2 ~ 4 号機は、今回の津波において建屋の浸水被害が少なく電源被害は無かった。しかし O.P.4 m にある海水系ポンプが被水し使用できなくなり、原子炉や使用済燃料プールの除熱が出来なくなったり、3 号機のみ一部海水ポンプが使用できしたことから、原子炉および使用済燃料プールの除熱ができる状態であった。

Q. 仮に、9.2m程度の津波に対しての対策を実施していれば、福島第一原子力発電所も福島第二発電所と同程度の被害で済んだということか。

A. 仮定の話なので回答は難しいが、海水ポンプだけが被水したと仮定すると福島第二原子力発電所と同程度の被害であった可能性はある。

Q. 3月12日に1号機のベント作業をした4人の作業員の被ばく線量について、当時保安院に報告したのか。

A. 現在確認中である。

Q. 本日の説明では、3月12日に第1班としてベント作業を行った作業員の被ばく線量は 25mSv との記載があるが、11月24日の会見では第1班の作業員の被ばく線量は、それぞれ 62.19 mSv、56.43 mSv と説明している。本日の説明と作業員の被ばく線量が異なる理由は。

A. ベントに行った際の被ばく線量なのか当日1日の被ばく線量なのか確認する。

Q. 3月11日に非常用復水器の胴側の水位計レベルを確認に向かった際に作業員のサービ

暫定版

イメータで300cpmをカウントしたことだが、cpmはシーベルトに換算できるのか。  
 A. できない。サーベイメータは検出器に1分間あたり何本放射線が入ったかをカウントしているものであるため、被ばく線量へ換算することはできない。

Q. 地震の揺れによる機器の損傷の可能性として、3月14日の21時30分過ぎに正門の  
 霧囲気線量が上昇しており、その時間帯に2号機圧力抑制室に圧力を逃がす作業を行って  
 いるが、当該作業と正門付近で線量が上がったことの相関関係についてどのように考  
 えているか。

A. 正門付近の線量率と当時のイベントとの紐付けが確実にできていない状態である。3  
 月15日の午後に正門付近で線量率が上がっているが、それが2号機由来かどうかは判明  
 していない。今後解析結果との付け合わせをする必要があると考えている。特に2号機は、  
 格納容器ベントの可否が判然としないことからその点も含め検証したい。

Q. 非常用復水器の電源を喪失した際に、A系、B系ともにAO弁が全て閉になっている  
 が、どちらかの系統でAO弁が閉になるともう片方の弁も閉になるのか。

A. A系、B系の制御電源がいずれも津波により電圧が低下したことにより全閉信号が出  
 たもの。

Q. いずれも同じ時間帯に全閉信号がでたのか。

A. 具体的な時刻は不明だが、ほぼ同時だと考えている。

Q. 非常用復水器のA系のみ動かしていた理由は。

A. 原子炉の圧力・温度を安定させるため、非常用復水器のA系のみを使用していた。

Q. その際には圧力を見ていたのか温度をみていたのか

A. 基本的には圧力である。

Q. 操作手順書に非常用復水器は逃し安全弁と併せて使用する旨の記載があるが、非常用  
 復水器だけ動かしていた理由は。

A. 非常用復水器のみで圧力が制御できるためである。逃し安全弁を使用すると原子炉の  
 水が圧力抑制室に逃げてしまうため給水が必要となることから、水を維持するため非常用  
 復水器を使用していた。

以上