

東京電力福島第一原発事故の事故過程の検証

—— 直流電源残存の3号機は、事故時運転操作手順書に従えば炉心熔融を防げたのではないか ——

弦巻 英市* 藤堂 史明**

要旨

東京電力福島第一原発事故は、その原子炉の3つまでが炉心熔融するという重大事故であるが、その事故の拡大の過程は、炉心の検証が進んでいないこともあり未だに詳細が明らかではない。本稿では原子力防災の観点から、行政や住民が原子力事業者の事故対応を理解する必要性を考慮して、事業者側の公開された情報である福島第一原発3号機の事故時運転操作手順書と、事故時の状況から、手順書通りに操作を行えば炉心熔融を防げた可能性について考察する。

キーワード：東京電力福島第一原発事故 炉心熔融 事故時運転操作手順書 原子力防災

はじめに

本稿では東京電力福島第一原発事故の事故過程の検証の一つとして、同原発の3号機の事故時の状況について、現在得られているデータと、事故時運転操作手順書を基に、炉心熔融を防ぐことができた可能性について考察し、原子力災害の防止のために事業者求められる内部手続きの条件は何かについて、一つの具体的な示唆を得ることを目指す。原子力災害の防止と事故時の被害拡大の抑制、すなわち「原子力防災」は日本においては原子力発電所などの施設内防災と施設外の測定・避難などの対策が事業者と行政に二極化しているため、別々に論じられてきた¹。しかしながら、最近明らかとなった東京電力柏崎・刈羽原発の事故対策における免震重要棟に想定される地震への耐震強度について、事実と異なる報告をしていた問題²や、本稿で取り上げる「第三者検証委員会」の報告書で報告された、当時の東電幹部が2011年3月当時、「炉心熔融」等の言葉を発表で使わないように指示した問題³にみられるように、事業者側の対応とその内容について、対策や事故の結果を大きく左右する要素があり、行政および住民が事業者の事故対応の実際について知り、その瑕疵の可能性についても考慮の上、対応することが望ましい。この際、事業者の対応が適切であるかについては、原子力工学そのほかの専門知識と事業者にしか得られないものも含む施設の運転に関するデータが必要であるため、行

* 原子力防災研究会会員

** 新潟大学大学院現代社会文化研究科、原子力防災研究会会員

政や住民には客観的評価が困難となる側面がある。本稿で取り上げる事故時運転操作手順書は公開された数少ない事故炉に関する内部手続き資料であり、公開されている事故炉の測定データと合わせて検討することにより、上述の原子力防災上の意義を持つ考察が可能であると考えられる。

1. 第三者検証委員会の誤認識

福島第一原子力発電所事故に係る通報・報告に関して、東京電力が設置した「福島第一原子力発電所事故に係る通報・報告に関する第三者検証委員会」（以下では「第三者検証委員会」と略記）の検証結果報告書⁴（以下では検証報告書と略記）の5頁には、「福島第一原発の1号機から3号機においては、津波の影響もあって、電源の殆どを喪失し、水による冷却機能が著しく低下し、「原子力緊急事態」に至った。」とある。1号機、2号機、3号機が電源面では、同じ表現で殆ど喪失している旨に書かれている。このような扱いは、第三者検証委員会だけではない。「今回の福島の事故は津波が来て短時間で全電源がなくなってしまったわけで、（以下略）」⁵と杉本純（元・京都大学大学院工学研究科教授）氏は、新潟県原子力発電所の安全管理に関する技術委員会で平成28年6月30日に述べている。

3号機は11日15時35分頃の津波来襲後「15時38分に（非常用ディーゼル発電機）D/G 3 A、3 Bが停止したことから、同日15時42分に全交流電源喪失と判断し、全交流電源喪失の発生」とされた。しかし、DC電源の蓄電池や直流電源盤がサービス建屋の中地下階に設置されていたため「直流電源設備については被水を免れた」。つまり直流電源は影響なく使用できた。「直流電源で操作可能なRCIC（原子炉隔離時冷却系）及びHPCI（高圧注水系）については、使用可能な状態にあった」ため、「3月11日16時03分には、原子炉水位維持のためにRCICを手動起動」したのである。（平成23年10月、東京電力「東北地方太平洋地震に伴う福島第一原子力発電所3号機における事故時運転操作手順書の適用状況について」の2頁⁶、以下では「適用状況」と略記）

そして運転員は「全交流電源喪失時の手順書をもとに」対処を始めている。

（「福島第一原子力発電所及び福島第二原子力発電所における対応状況について（平成23年12月版）資料一覧」、5頁⁷の〈3,4号機中央制御室〉より引用、以下では「資料一覧」と略記）

それでは、手順書を検討してみる。第三者検証委員会は、その手順書を検討していない。

2. 全交流電源喪失時の運転操作手順

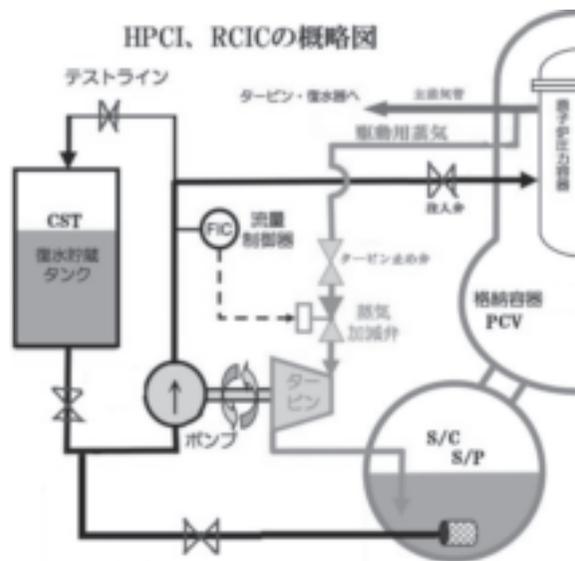
全交流電源喪失時の手順は、「NM-51-5・1F-F1-005-3 3号機 事故時運転操作手順書（事象ベース）」⁸（これを以下では、事故時運転操作手順書（事象ベース）ⁱあるいは単にAOPと称する。）の第12章の12-4「全交流電源喪失」である。その《1. 事故概要》《2. 操作のポイ

ント》を要約する。

- (1) RCICⁱⁱを手動起動。もしくはRCICとHPCIⁱⁱⁱが自動起動するが、炉水位確保後にDC電源容量の確保のためにHPCIは停止する。
- (2) 1時間後に非常用潤滑油ポンプなどの負荷を、DC電源容量の確保のために停止、切り離す。
- (3) 「DC125V（A系）の給電可能時間（約4時間）を超えてRCICが運転不能になった場合、HPCIを起動することになる。」

これらの記載について解説する。RCICとHPCIの大まかな仕組みを図1に示す。崩壊熱で発生する水蒸気を蒸気タービンに導き、それで生成する回転力でポンプを廻し、水を原子炉压力容器RPVに吐水する。水蒸気は最終的にはS/Cに出される。制御は直流電力で弁や流量制御器（FIC^{iv}）で行う。

図1 RCICとHPCIの仕組み



出典：著者作成

ⁱ 事故時運転操作手順書、Abnormal Operating Procedures: AOP と称する。以下、前述のものも含め略号については脚注に記載。

ⁱⁱ 原子炉隔離時冷却系、Reactor Core Isolation Cooling system: RCIC と称する。

ⁱⁱⁱ 高圧注水系、High Pressure Coolant Injection: HPCI と称する。

^{iv} 流量制御器、Flow Indicator Control: FIC と称する。

主なポイントとしては、これらの機器のポンプの流量、これをほぼ能力とみなしたときの差異である。定格流量でRCICが25.2L/s・約91m³/h、HPCIは268L/s・約965m³/hであり、容量に約10倍の差異がある。また、HPCIはRCICよりも流量の容量が大きいため原子炉水位の上昇が速く、流量の調整が難しい。なお、RCICの定格流量は、スクラムから約15分後の崩壊熱除熱に必要な量とされている。

タービンにおいては、駆動水蒸気の圧力で差異が生じる。共に定格流量は最低1.03MPa程度だが、自動停止する最低圧力が異なる。RCICは0.344MPa、HPCIは0.69Mpaであり、これらの値以下になると停止する。HPCIは1.03から0.69、RCICは1.03から0.344MPaの間は、回転数が減り機器がガタつく。

制御用のDC電源は下図のように、DC125V（A系）とDC125V（B系）と250Vの3種で供給されている。設計で設定した放電パターンは、RCIC及びHPCIは1時間毎に起動と停止を繰り返すと仮定している。図2は前掲AOPの12-4「全交流電源喪失」の図3-1、3-2、3-3から抜粋して集成したものである。

図2 全交流電源喪失時のDCバッテリー放電パターン（抜粋集成）



出典：3号機AOPの12-4「全交流電源喪失」の図3-1、3-2、3-3より抜粋して集成

なお、「原子炉水位はRCICにて十分確保できる（中略）直流電源（A系）の給電可能時間（約4時間）を超えてRCICが運転不能となった場合HPCIを起動することになる。」また、「RCICとHPCIをシリーズに運転することにより8時間の給水が可能となる。」という冷却系の条件となっている（「適用状況」の5頁）。

(4) 「原子炉圧力は逃し安全弁 (SRV)^vの逃し弁モードで最初制御され、作動用窒素ガス消費後は、安全弁モードで制御が行われる。」逃し弁モードは、制御用に125VのDC電源と作動用窒素ガスの二つが必要。安全弁モードはバネで弁を押し下げている、作動設定圧力値以上に炉圧が上がるとバネを押し上げられて、開弁する。

(5) 「全交流電源喪失時において最も重要なことは、DC電源が枯渇する前に非常用ディーゼル発電機 (D/G) 又は外部電源を回復し水位確保のための機器の運転維持と、PCV^{vi} 圧力、温度の上昇を制御する機器の復旧を行うことである。」

DC電源の枯渇は、設計では8時間後である。DC電源が枯渇する前ならRCIC (原子炉隔離時冷却系) 及びHPCI (高圧注水系) が水位確保のために運転維持できる。8時間後に、水位確保する運転が不可能になる。その場合の対応が最後に書かれている。【参考事項】HPCI、RCIC運転不能時 消火系による注水】がそれである。3号機の非常用ディーゼル発電機 (D/G) 又は外部電源は、回復の見通しが立たない状況であったから、重要である。

3. HPCI、RCIC 運転不能時の消火系による注水

HPCI、RCICが運転不能となった場合の消火系による注水に関して、以下に要点を説明する。

- ① ディーゼル駆動消火ポンプ (D/D-FP)^{vii} は、全く他の注水系が使用できない場合に代替注水として使用できる。
- ② ポンプの性能から原子炉への注水するには原子炉減圧が必要。ポンプ性能は揚程で60数m、つまり吐水圧力で約0.6MPa。原子炉圧力 + 配管抵抗 ≤ 吐水圧力0.6MPaの時に注水できるから、0.6MPa以下に原子炉圧力を減圧し、低炉圧を維持する必要がある。
- ③ 原子炉の減圧には、逃し安全弁 SRV を使う。
- ④ 逃し安全弁 SRV を使うには、制御電源である DC 電源と SRV の作動用窒素ガスの二つが必要。

この操作は以下の手順で行う。

- (1) ディーゼル駆動の消火ポンプの運転を確認。
- (2) 炉注水のラインアップを行う。
- (3) 逃し安全弁 SRV を、手動で開き減圧を行う。
- (4) 注水量が適量になる様に、D/D-FP のポンプ出口弁の開き具合を加減する。0.6MPa以下の炉圧を維持する。

^v 逃し安全弁、Safety Relief Valve: SRVと称する。

^{vi} 原子炉格納容器、Primary Containment Vessel: PCVと称する。

^{vii} ディーゼル駆動消火ポンプ、Diesel Driven Fire Pump: D/D FPと称する。

4. 3号機のD/D-FP

3号機では地震後、D/D-FPの中央制御室の状態表示灯は停止状態を示していた。3月12日11時13分に現場の制御盤で故障復帰ボタンを押し、自動起動を確認。操作(1)のポンプの運転確認は済んだ。S/Cスプレイ（散水）のラインアップが整うのを待って、12時06分に制御盤の故障復帰ボタンを押してD/D-FPを自動起動。S/Cスプレイを開始している。

S/Cスプレイ（散水）のラインと炉注水のラインは、2種4弁の開閉が違うだけである。S/Cスプレイ（散水）ではS/Cへ向かう格納容器スプレイ弁と圧力抑制室スプレイ弁を開き、二つのRHR注入弁を閉じる。炉注水は逆に二つのRHR注入弁を開け、格納容器スプレイ弁と圧力抑制室スプレイ弁を閉鎖する。

この12日11時36分にはRCIC（原子炉隔離時冷却系）がDC電源（A系）枯渇化で停止している。運転員の工夫で、15時間も長くRCICの電源を持たせた。この時に、逃し安全弁SRVを使うための制御電源用直流DC電源にはDC電源（B系）がありSRVの作動用窒素ガスもあったから、減圧しD/D-FPに切り替える意思があれば、操作(2)と(3)に進みD/D-FPによる炉注水に3号機は移行し得たはずである。もし失敗したらSRVを閉じ、崩壊熱で発生し続ける水蒸気を炉内に閉じ込め炉圧を上げて蒸気タービンを稼働させてHPCI（高圧注水系）で注水することでカバーできる。そして再挑戦できる。成功したなら、(4)の操作で長期間、メルトダウン、炉心損傷を避け得ることができたであろう。決定的に不足していたのは減圧しD/D-FPに切り替える意思であった。

5. 夢見る発電所対策本部と中央制御室

「発電所対策本部と中央制御室は、HPCIでの注水が不安定になった時はDDFPによる注水に切り替えることを周知し、定期的にHPCIの運転状態を共有していた。」（資料一覧の69頁）ここには、要点②③④の「ポンプの性能から原子炉への注水使用には、SRVによる0.6MPa以下へのRPV減圧が不可欠で、それには制御電源であるDC電源とSRVの作動用窒素ガスの二つが必要」という事故時運転操作手順書の認識が欠けている。

「HPCIでの注水が不安定になった時」は、HPCI制御やSRV制御に使っているDC電源（B系）が不足・枯渇化状態であったり、崩壊熱減少で炉圧が1.03MPa以下にまで下がって蒸気タービンが不安定に回る時である。だから切換えに失敗した時に、カバーできない。したがって「DDFPによる注水に切り替え」は失敗できない。確実に1.03MPa程度から0.6MPa以下にRPV減圧し、その低炉圧を維持するためにSRVを制御するDC電源を確保する事や、D/D-FPの炉注水ラインの構成完了など事前に準備し調べておく必要がある。しかし事故時の対応においては、これらの冷却系のライン構成やDC電源を、準備していない。それにも関わらず、D/D-FPによる冷却成功を夢見ていると考えられるのである⁹。

この結果、13日02時頃から炉圧が1.0 MPa から0.6 MPa 程度にまで下がって HPCI が不安定になり42分に停止させてから、SRV 開操作 = 炉の減圧と低炉圧の維持が制御用直流 DC 電源不足で出来ずに、原子炉への D/D-FP 注水に失敗している。この炉注水が失敗したことにより、現場の運転員らは炉心熔融、炉心損傷を覚悟している。

前述した東京電力の第三者検証委員会は、運転員が対処を「全交流電源喪失時の手順書をもとに」行ったのに、手順書を検証・検討から除いているのは何故なのか。

6. 炉心の健全性を確認してから PCV ベントする手順

さて時刻は半日ほど遡るが、12日の17時半に PCV ベント（耐圧強化ベント）の準備を開始するよう吉田発電所長より指示があった¹⁰。PCV ベント（耐圧強化ベント）の手順は、二つの手順書にある。1つ目は、事故時運転操作手順書（徴候ベース）（以下では、EOP^{viii} 事故時運転操作手順書（徴候ベース）、あるいは単に EOP とする）の「4. 格納容器制御」に記載の「PCV 圧力制御」。そして、2つ目は事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）^{ix}（以下では、SOP 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）、あるいは単に SOP と称する）の「2. AM 設備別操作手順」に記載の「耐圧強化ベント」である。この二つの最大の違いは、EOP は、炉心が健全である状態で用いるのに対して、SOP は、炉心損傷や炉心熔融した状態で用いることである。開閉する弁の種類や弁の操作方法や具体的手順は変わらないが、SOP の記載が詳しい。

事故経過によると、3月12日の17時半は、3号機 HPCI で炉注水が行われ、炉心は健全である。したがって、EOP を用いる。しかしながら東電は「適用状況」で SOP を適用したと受け取られる記述をしている。それでは、この時点で既に「3号機は炉心損傷や炉心熔融した状態である」との誤解に誘導することになる。まず EOP 事故時運転操作手順書（徴候ベース）での手順で検討する。

3号機の「NM-51-5・1F-F1-006-3 3号機 事故時運転操作手順書（徴候ベース）」¹¹の4. 格納容器制御の「4-1「PCV 圧力制御」(PC/P)」の「PC/P-9 PCV ベント」に、手順が記載されている。PC/P-9.2では「1. CAMS（格納容器雰囲気モニタ）にて放射能濃度の確認を行い、炉心が健全であることを確認する。」「炉心の健全性確認として、炉心露出時間（無冷却時間）及び PCV 内水素濃度の監視も合わせて行う。」「2. 炉心が健全であることが確認できたならば、以下のベント操作を行い、」とあり、確認のために、縦軸に CAMS 線量当量率（ γ 線）と横軸に事故後の時間をとった図を掲げてある。

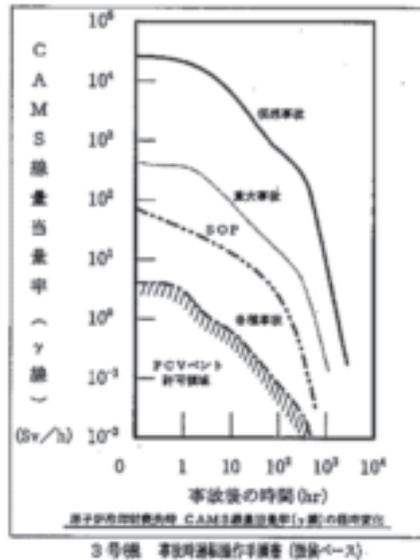
前述のように吉田発電所長指示により、中央制御室の運転員らは弁の操作方法や具体的手順の確認を開始したそうであるが、最重要な炉心の健全性の確認はどうしたのであろうか。炉心

^{viii} 事故時運転操作手順書（徴候ベース）、Emergency Operating Procedures: EOPと称する。

^{ix} 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）、Severe Accident Operating Procedures: SOPと称する。

が健全なら、炉心熔融も炉心損傷もあり得ない。

図3 原子炉冷却材喪失時CAMS線量当量率（ γ 線）の経時変化



出典：3号機EOP、4-1-8(PC/P)

7. 1時間以上の全交流電源喪失で、CAMSは電力OFFで使えない手順

前述した「2. 全交流電源喪失時の手順」の要約(2)で触れたように、DC電源を約8時間持たすために全交流電源喪失でDC電源に切り替わってから、1時間後から非常用油ポンプ、無停電交流電源装置CVCF^xへのDC電力の供給を削減する手順がある。ポンプは止める。直流DC電源からの電力を安定した電圧、周波数の交流ACにかえて供給する。無停電交流電源装置のCVCFから、RCIC流量制御機器を除いて監視計器などを全て切り離す。こうした手順が定めてあり、3号機では11日17時半から12日02時45分にかけて手順に従った操作が行われた。CVCFは11日23時20分にOFFとされている。それで電力OFFとなった機器中にCAMS(格納容器雰囲気モニタ)^{xi}がある。CAMSは、格納容器内の γ 線線量当量率と水素・酸素濃度を計測する機器である。詳しく見ると、CVCFからの交流AC電力をAC/DCで受けて、直流DCに変換してCAMSで使うので、CVCFが電力OFFになるとCAMSもOFFになる。

^x 定電圧定周波数装置, Constant Voltage Constant Frequency: CVCFと称する。

^{xi} 原子炉格納容器内雰囲気モニタ, Containment Atmospheric Monitoring System: CAMSと称する。

8. 3つの値で健全性を確認する

CAMS（格納容器雰囲気モニタ）で計測する γ 線線量当量率で知る放射能濃度と炉心露出時間（無冷却時間）、同じくCAMSで計測する水素・酸素濃度で知るPCV内水素濃度の3点で、炉心の健全性を判断する手順になっている。1時間以上の全交流動力電源喪失になった場合にはCAMSを電力OFFで使えなくするため、CAMSの計測値なしで、つまり放射能濃度とPCV内水素濃度が不明でも、炉心の健全性を確認する手順が必要である。1時間以上の全交流動力電源喪失は事前に想定できるから、CAMS無しで炉心の健全性を確認する手順の必要性も事前に判明している。ゆえに、事業者は手抜きなく手順を制定している筈である。

2011年当時有効であった「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」には、「指針二七 電源喪失に対する設計上の考慮 原子炉施設は、短時間の全交流動力電源喪失に対して、原子炉を安全に停止し、かつ、停止後の冷却を確保できる設計であること。」がある。それは次のような公的「解説」が付いていた。

「長期間にわたる全交流動力電源喪失は、送電線の復旧又は非常用交流電源設備の修復が期待できるので考慮する必要はない。

非常用交流電源設備の信頼度が、系統構成又は運用（常に稼働状態にしておくことなど）により、十分高い場合においては、設計上全交流動力電源喪失を想定しなくてもよい。」¹²

この「解説」の考えは、「長期間」、「十分」と曖昧な言葉を用いて指針二七を無効化している解説だが、設計段階で適用されるもので、運転段階に適用される考えではない。

仮に、事業者が全交流動力電源喪失を考慮する必要がないとの考えで、運転管理や保守管理を行っていたとしても、AOP事故時運転操作手順書（事象ベース）の第12章の「12-4 全交流電源喪失」の記載によれば、全交流動力電源喪失を8時間程度は考慮している。CAMSを使えないようにする1時間以上の全交流動力電源喪失は考慮している時間帯だから、CAMS無しで炉心の健全性を確認する手順の必要性も事前に判明している。したがって、事業者である東京電力は手抜きなく手順を制定している筈である。

当該の手順書からはその手順を見つけられなかったが、3号機のCAMSは11日23時20分から使用不能となっており、何らかの方法、手順で事業者は健全性を確認できたのだろう。確認できたために、13日にPCVベントを実施しているということになる。事業者である東電と吉田所長らは炉心露出時間（無冷却時間）で判断する方法を採ったのだろうか。

9. CAMSによる数値測定に拘る第三者検証委員会

先に指摘したように、炉心が健全なら、炉心熔融も炉心損傷もあり得ない。CAMSなしで炉心の健全性を確認する方法や手順は不明であり、また3号機での確認は、確認がとれている時刻では炉心熔融はしていないのだから、第三者検証委員会の調査・検証と深く関連する。しか

し第三者検証委員会は、この点を究明していない。第三者検証委員会は、「CAMSによる数値測定」に拘っている。

上記の方法や手順は、関係者には周知のことで東電の社内マニュアルに記載があるが、炉心熔融の定義や判断基準が発見までに5年を要したように、未発見であると推定するほかない。第三者検証委員会は事故時運転操作手順書を検討対象から除いているが、前述したように炉心の健全性の確認なしにPCVベントが実施できない手順であることに気づいていないため、「CAMSによる数値測定」に拘っているのだろうか。

その拘りは以下の記述に示されている。

「1号機については、(中略)前日深夜に原子炉建屋内に立ち入れないほどの放射線量が放出されていたから、(中略)15時30分に水素爆発をしていたから、遅くとも、その時点で「炉心熔融」と判断できなかったのか(中略)確かに、それらの事象等からは、炉心熔融の可能性は窺われるものの、CAMSによる数値測定ができない段階で、「炉心の熔融」の認定をすることには無理があると思われる(引用元注24)。」

「3号機についても、同月13日朝、1号機と同様に、压力容器・ドライウエル(D/W)・サブプレッションチェンバ(S/C)の各圧力関係の異常が認められていたから、その時点において「炉心熔融」と判断できなかったのかも問題となるが、確かに、それらの事象からは、炉心熔融の可能性は窺われるものの、CAMSによる数値測定ができない段階で、「炉心の熔融」の認定をすることには無理がある。」

(引用元注24)「炉心の状態を視認できていれば可能であったと思われるが、福島第一原発の原子炉の状態は未だに視認できていない。」

(検証結果報告書40頁「(1) CAMSによる数値測定前に「炉心熔融」と判断できなかったか」より引用。)

10. CAMS数値なしで事業者(東電)は炉心の健全性を確認したことになる

全交流動力電源喪失下で入手出来る計測値は、AOPの表4-1「全交流電源喪失時の監視可能項目」により確認可能であり、原子炉水位、原子炉圧力、ドライウエル(D/W)圧力、D/W温度、サブプレッションプール水位と水温、復水貯蔵タンク水位である。

前述の引用文において、3号機は「13日朝、1号機と同様に、压力容器・ドライウエル(D/W)・サブプレッションチェンバ(S/C)の各圧力関係の異常が認められていたから、(中略)それらの事象からは、炉心熔融の可能性は窺われる」ということになるが、事故過程においては、事業者(東電)はEOPのPC/P-9.2の2.「炉心が健全であることが確認できたならば、以下のベント操作を行い、」の手順に従って、これらの計測値等からCAMS計測値なしで炉心の健全性を確認して、PCVベントを実施していたことになる。

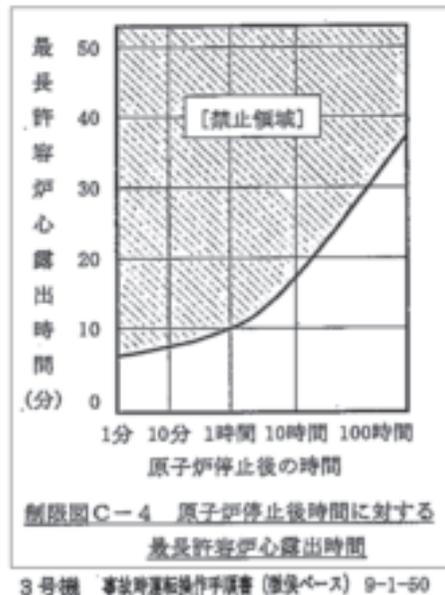
炉心が健全であれば、当然に炉心熔融や炉心損傷はしていない。このような明白な矛盾、す

なわち、事業者（東電）がCAMS計測値なしで炉心の健全性を確認しなければ運転操作手順書によれば実施できないはずのPCVベントを実施していることを、第三者検証委員会は、本来、利害に関係のない第三者として究明検証すべきではないだろうか。ここまで述べてきたように第三者検証委員会が炉心の視認不能やCAMS計測値を理由に挙げたとしても、事業者の取った手順の矛盾に関して検証を行わない理由とはならず、究明検証の責務が果たせていないのではないだろうか。

11. 炉心露出時間（無冷却時間）で炉心の健全性を確認すると

前述したように、EOPのPC/P-9.2の1. で挙げられている3点の中でCAMSによる測定値が不要な炉心露出時間（無冷却時間）で炉心の健全性を確認する可能性を検討しよう。その露出時間は、全交流動力電源喪失時でも監視している原子炉水位と時計で知ることができる。その判断基準には、EOP事故時運転操作手順書（徴候ベース）の制限図C-4「原子炉停止後時間に対する最長許容炉心露出時間」を用いることができる。スクラム後、すなわち原子炉停止後の時間を横軸に、燃料被覆管温度が1200℃に到達し損傷するのに要する最長許容炉心露出時間を縦軸に描いてある図である。1時間後には10分、10時間後には18分、100時間後には37分と書かれている。

図4 最長許容炉心露出時間の制限図



出典：3号機EOP「制限図」

前述のとおり、吉田発電所長よりPCVベントの準備を開始するよう指示があった12日の17時半には、HPCI（高圧注水系）で炉注水が行われ炉心は冠水しているため、炉心露出はゼロ時間で炉心は健全であるから、PCVベントは可能である。

しかし、13日02時43分にHPCIが止められ、D/D-FPディーゼル駆動の消火ポンプによる炉注水の継続に失敗した。とはいえこの時点では、炉心は冠水していたから炉心は健全である。しかし崩壊熱による水蒸気発生で、炉水位は下がる一方になる。

水位は「4:15に有効燃料頂部・TAFに到達したものと判断」したと06時19分に東電は官庁等に通報している（「検証報告書」45頁）。04時15分から05時19分までに水位低下で露出した部分は、06時19分には60分以上露出している。したがって、この露出部分は明らかに最長許容炉心露出時間を30分以上は超過している。炉心露出時間（無冷却時間）に基づけば、事故炉の炉心については、その健全性の確認ではなく、炉心損傷の推認がされることになるのである。

炉心損傷した状況でのベントは、公衆に放射能汚染、被曝をもたらすため、ベントは当然に中止すべきとなる。EOPのPC/P-9.2の3. では「PCVベント操作後に（炉心損傷ありと）判断された場合は、ベントを中断する。」と規定している。ベント前なら、PCVベントラインを閉鎖し、一旦中止である。

3号機の当時（06時から09時）のPCV圧力については、PCVの最高使用圧力0.578MPa（abs）や使用圧力の上限值0.485MPa（abs）にも達していない。したがって、PCV減圧のためのPCVベントに必要性や緊迫性はない。炉心損傷が合理的に推認される状況で、必要性・緊迫性のないPCVベントを実行することは、未必の故意を持って公衆に放射能汚染、被曝の加害を行うという事である。福島第一原子力発電所周辺20km以内には、12日18時25分に避難指示が内閣総理大臣から出されている。また、11日の14時46分の東北地方太平洋沖地震と津波で、倒壊家屋の中や道路崩壊などで救助・救援を持っていた多くの人がいた。そうした逃げられない人々に対して、PCVベントは未必の故意を持って放射能汚染、被曝の加害を行うという事になる。

事業者である東電は「8時41分にラプチャーデスクを除くPCVベントライン構成を完了し、（中略）圧力がラプチャーデスク作動圧（427kPa[gage]=0.528MPa[abs]=PCVの最高使用圧力）よりも低く、PCVベントされない状態（ラプチャー破裂待ち）で、PCVベントを系統構成する弁の開状態を保持し、D/W圧力の監視を継続した。」（「適用状況」の3頁）のである。D/W圧力がラプチャーデスク作動圧よりも高くなりさえすれば、何時でも、自動的にPCVベントが始まるようにしている。

12. 炉心の健全性が確認できない場合の対応手順

東電の採ったであろう、CAMS測定値なしでの炉心の健全性確認手順で、炉心の健全性が確認できない場合は、当然にPCVベントラインを閉鎖する必要がある。そして次のステップの手順はEOPのPC/P-9.2の4. に定めがある。「炉心の健全性が確認できない場合、又は損傷ありと

判断された場合は『EOP/SOP インターフェイス』に移行する。』EOP/SOP インターフェイスでは、炉心の健全性が確認できない場合はRPV 圧力容器のSRV による急速減圧と代替注水系の起動を行う。代替注水はD/D-FP で可能である。

炉心に損傷ありの場合は、SOP 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）へ移行となる。SOP では、SRV 手動減圧と最大流量での代替注水と、PCV 格納容器の熱除去が指示されている。3号機は、06時台はPCV 圧力が0.74MPa に達していないので除熱手順のPCV スプレイは実施しない。それゆえ、炉心の健全性が確認できない場合と同じく、SRV 手動開による急速減圧が次の実施手順である。

事故過程において東電は、07時頃から開操作に不可欠な「制御電源の直流DC 電源」の調達を始めている（「資料一覧」73頁）。これは、東電がCAMS 無しでの炉心の健全性確認手順で、健全性が確認できなかった、あるいは「損傷あり」と判断したからであろうか。ただし、確認の時点では健全だったとしても、炉注水なしではいずれにせよ炉心は損傷する。もっとも、D/D-FP による炉注水実施に不可欠なSRV 開操作にDC 電源が必要なのは、03時以前から判明していた。DC 電源の確保に動くまでに、何時間を空費したことになるのだろうか。

13. 「大量炉注水で事故収束」のチャンスを潰す

09時頃から「制御電源の直流DC 電源」の繋ぎ込み作業をはじめ、「13日9:40頃、バッテリーを10個直列に接続する作業が完了しSRV 制御盤につなぎこんだ。運転員は、操作スイッチにてSRV を開操作」（資料一覧の73頁）している。その間の09時8分頃に不意に、RPV 圧力容器が0.6MPa まで急速減圧しPCV 圧力が0.63MPa まで急上昇した。この不意に起こった炉減圧で、D/D-FP の代替注水を開始し、炉心再冠水を目指し最大流量で炉注水を行なえるようになった。東電は、D/D-FP の代替注水を行ったと記述するが、原子炉の水位データなどでそれは裏付けることができない。むしろ、東電は消防車で消火系の注水ラインを用いて少量の注水を行い、同じラインを使うD/D-FP の大量注水を出来なくしている。大量の「注水で炉心を短時間の内に水で満たすことが出来ていれば、この時点で事故は終息したはずである。（日本原子力学会資料より¹³）」という評価もある。

14. PCV ベントの際に放射性物質、水素ガスが建屋 R/B に流入

上述のようにPCV 圧力が0.63MPa まで急上昇した際に、PCV ベントラインが閉じていなかったため、ラブチャーデスクが破裂しラインが開通してしまった。その結果、PCV ベントが始まった。ベントライン開通直後の09時30分頃、原子炉建屋 R/B 1階は霧が充満したようにモヤモヤと白くなり線量計の数値が上昇した（「資料一覧」80頁）。白いモヤモヤは水蒸気が、線量計の数値上昇は放射性物質がPCV を経てRPV 圧力容器から出て R/B 1階に噴出してきたことを意

味する。そのため、作業員は現場から退避している。健全な炉心からは出るはずのない量の放射性物質による線量が計測されている。したがって、放射性物質放出と表裏の関係にある燃料被覆管のジルコニウム－水蒸気反応が起きていると推測される。さらに、この水蒸気反応で生成する水素ガスも、放射能同様に建屋R/Bに漏洩していると推測される。以下で述べる14時半以降の発電所対策本部の対応を見ると、同様の推測をしている。

しかし、事業者である東電は、ベントラインを閉じようとしなかった。むしろ、開けておく作業を行っている。その結果、ベントラインを排気が通気し続けた。14時頃の計測で、原子炉建屋R/Bの1階の南側二重扉の原子炉建屋側で100mSv/h、北側二重扉で300mSv/h以上（計測器の針が降り切れる）、中は白いモヤモヤ状態との測定結果が14時31分に報告されている（「資料一覧」74頁）。

建屋R/Bに入るのは、被曝量が高すぎてできない状況になった。原子炉建屋内に水素が溜まり爆発の可能性があると考え、発電所の事故対策本部では屋外の作業員を一旦退避させている。

水蒸気、水素ガス、放射性物質が原子炉建屋R/Bに流れ込んだが、3号機の原子炉建屋R/Bだけでなく、ベントの排気塔を共用する4号機の建屋R/Bにも、共用部分を経て流れ込んだ。放射性物質は建屋R/B内の作業、例えばブローアウトパネルの開放作業などを実施不可能にした。また、水素ガスは建屋R/Bで水素爆発し、建屋を破壊したと考えられる。

15. エントレインメント（微細な水滴）に因り弁損傷した可能性

どのようにしてPCVベントで建屋R/Bへ水蒸気、水素ガス、放射能が流れ込んだのか。想定できるのは、配管を通気したエントレインメント（微細な水滴）である。これは100℃以上の水が、大気圧下への減圧沸騰する際に生じる。原子炉停止から8時間後、DC電源が枯渇する頃でS/C水温は90℃程度と想定されていた。このような条件で想定されていたPCVベントでは、S/C水温は100℃以下であったから、エントレインメントは生じない。3号機の場合はPCVベントが原子炉停止から約40時間後であったから、S/C水温は100℃以上であり、S/C圧力の推移から147℃（0.45MPaの飽和温度）位と推測される。そこにベントによる減圧沸騰で、想定外のエントレインメントが145t余り発生し、160℃で248tの水蒸気と共にベントラインを通気したと考えられる¹⁴。

その結果、ウォーターハンマー（スチームハンマー）が生じた。“ウォーター”つまり水の塊が配管等に衝突し、塊同士が衝突して、大きな衝撃を与えるウォーターハンマー。それが、145t余りのエントレインメントと蒸気が急激に凝縮して生成した凝縮水で起きた。ウォーターハンマーに叩かれた弁、非常用ガス処理系・SGTCと換気空調系・HVACとの仕切りのバタフライ弁が損傷し、建屋R/Bにベント・排気ガスが流れ込んだと考えられる。

16. 炉心の健全性を確認した上でPCVベントラインを構成したのか

東電が、炉心露出時間（無冷却時間）などから炉心損傷が合理的に推認される状況でPCVベントラインを閉鎖しなかったために、こうした事態が生じたことは明らかである。放射性物質の大量放出による公衆の被曝、建屋 R/B の破壊が起こった。

事業者である東電の対応が適切であったかどうかについての判断に関しては、ここまでに検討したように、PCVベントラインの構成の際に、手順書に従って炉心の健全性を確認したのかどうか焦点となる。全交流動力電源喪失により CAMS が使えず、炉水位など限られた情報のみ入る場合に備えて、原子力事業者として当然に設定していた筈である炉心の健全性の確認方法、手順を調査究明する必要があるのである。

その未だに明らかにされていない「方法、手順」によって事業者である東電は、炉心の健全性を確認し、13日08時35分頃にPCVベント弁を現場で手動で15%開状態にし「ラプチャー破裂待ち」の状態にしたのか、さらにベントラインの開通後も、炉心の健全性を確認し、開け続けたのかという点が、事故の発生と被害の拡大において重大な問題点であり、第三者検証委員会におけるその究明がなされなかったことも踏まえて、改めてこの「確認作業」について究明する必要がある。

以上のように、第三者検証委員会の検証報告書の記載には誤認識があるとともに、重大な事故対応の瑕疵の検証が見落とされていると考えられる。原子力災害時に行政および住民にできる対応策について検討を深めるためにも、このような事業者側の事故対応における不明点、問題点について、今後の事実関係の究明が必要である。

注及び文献

- 1 藤堂史明「原子力災害対策の見直しについての経済学的考察」『新潟大学経済論集』第98号、2014-II、2015年3月、105-120頁。
- 2 朝日新聞「柏崎刈羽原発の免震棟、耐震性不足の可能性 東電が公表」2017年2月14日。
<http://www.asahi.com/articles/ASK2G6GNQK2GULBJ01J.html>
- 3 東京電力「東京電力としての反省と誓い ～第三者検証委員会の検証結果報告書を受けて～」2016年6月21日。http://www.tepco.co.jp/press/release/2016/1300453_8626.html
- 4 福島第一原子力発電所事故に係る通報・報告に関する第三者検証委員会「検証結果報告書」。平成28年6月16日。<http://www.tepco.co.jp/press/release/2016/pdf/160616j0301.pdf>
- 5 新潟県原子力発電所の安全管理に関する技術委員会（平成28年度第1回）「議事録」27頁。
http://www.pref.niigata.lg.jp/HTML_Article/526/853/gijirokuH2801%20.pdf
- 6 東京電力「東北地方太平洋地震に伴う福島第一原子力発電所3号機における事故時運転操作手順書の適用状況について」平成23年10月。

- 7 東京電力「福島第一原子力発電所及び福島第二原子力発電所における対応状況について（平成23年12月版）資料一覧」http://www.tepco.co.jp/cc/press/betu11_j/images/111222p.pdf
- 8 原子力規制委員会「東京電力福島第一原子力発電所の事故時運転操作手順書について」国立国会図書館インターネット資料収集保存事業「NM-51-5・1F-F1-005-3 3号機 事故時運転操作手順書（事象ベース）」
http://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/9519378/www.nsr.go.jp/activity/bousai/trouble/houkoku/earthquake_manual_index.html
- 9 東京電力「添付資料3-5「3号機RCICの停止原因について」添付3-5-9、図5を参照。
http://www.tepco.co.jp/cc/press/betu15_j/images/150520j0130.pdf
- 10 「対応状況」の62、78頁を参照。
- 11 原子力規制委員会「東京電力福島第一原子力発電所の事故時運転操作手順書について」、国立国会図書館インターネット資料収集保存事業「NM-51-5・1F-F1-006-3 3号機 事故時運転操作手順書（徴候ベース）」
<http://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/10249547/www.nsr.go.jp/data/000122440.pdf>
- 12 原子力安全委員会決定「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計指針」平成2年8月30日。
全文は文部科学省のウェブサイトにある。
http://www.mext.go.jp/b_menu/hakusho/nc/t19900830001/t19900830001.html
なお、「指針二七 電源喪失に対する設計上の考慮」のより詳細な解説は以下にある。
原子力施設事故・故障分析評価検討会全交流電源喪失事象検討ワーキング・グループ「原子力発電所における全交流電源喪失事象について」1993年（平成5年）6月11日。
http://epcon.cocolog-nifty.com/blog/files/20110713_NSC_SBO_1-13.pdf
- 13 日本原子力学会シニアネットワーク
「崩壊熱とジルコニウム 水反応に関する検討」
http://www.aesj.or.jp/~snw/media_open/document/nhk_saisaikougi150521/tennp2_houkainetutojirukonium-uhannnou.pdf
また、同組織のウェブサイト<http://www.aesj.or.jp/~snw/>で、次の資料も閲覧できる。
「3号機のベントに関する検討」
http://www.aesj.or.jp/~snw/media_open/document/nhk_saisaikougi150521/tennp1_3goukibento.pdf
- 14 エントレインメントの量は平成9年度の原子力安全解析所の研究を参考にした。
平成9年度 アクシデントマネジメントに係る放射性物質挙動の評価＝耐圧強化ベント＝に関する報告書（財）原子力発電技術機構 原子力安全解析所
また、水蒸気量は前述の原子力学会シニアネットワーク資料における推定値。