

*Ora Orade
Shitori egumo*

☆ 福島第一原発事故の“真相究明”の醍醐味？をご一緒に！ ☆

事故初期の運転操作で 福島原発事故は防げた？

2018年6月2日（土） 18:30～20:30
仙台市市民活動サポートセンター4階 研修室5
仙台原子力問題研究グループ 石川徳春

★福島原発事故は、1号機の早期の炉心熔融・水素爆発が2・3号機の事故の進展に悪影響を与えたことは明らかで、東電自身がそれを認めている[福島第一原子力発電所事故の経過と教訓(2013. 3)]。

隣接号機の事故が被害の拡大を招く

津波後の状況は、注水・除熱の途絶えた1号機が最も切迫していました。1号機へは消火ラインや消防車による注水の準備が進められましたが、注水が間に合わず原子炉の水位が低下、水素が発生するとともに炉心損傷に至りました。また発生した水素が原子炉建屋に漏洩し、津波から約1日後の3月12日午後3時36分に水素爆発が発生しました。1号機の水素爆発により、2号機では敷設していた電源ケーブルが損傷、3号機でも準備していた電源ケーブルが損傷し、2、3号機共に電源の復旧作業に大きな影響を受けました。

3号機は高圧注水系の停止後、減圧に時間がかかり、水位が低下、水素が発生するとともに炉心損傷に至りました。また発生した水素が原子炉建屋に漏洩し、津波から約67時間後の3月14日午前11時1分に水素爆発が発生しました。

2号機では準備していた消防車及びホースが3号機の水素爆発によって損傷し、使用不能となりました。また、3号機の水素爆発から約2時間後に原子炉隔離時冷却系が停止、この後の減圧に時間がかかり、水位が低下、炉心損傷に至りました。

4号機では3号機の格納容器ベントに伴って放出された水素が原子炉建屋内に流れ込み、水素爆発を引き起こしました。このように、ある号機の事故の進展が他の号機の復旧作業等に大きな影響を与えたことも今回得られた教訓のひとつです。

各号機の経過の概要



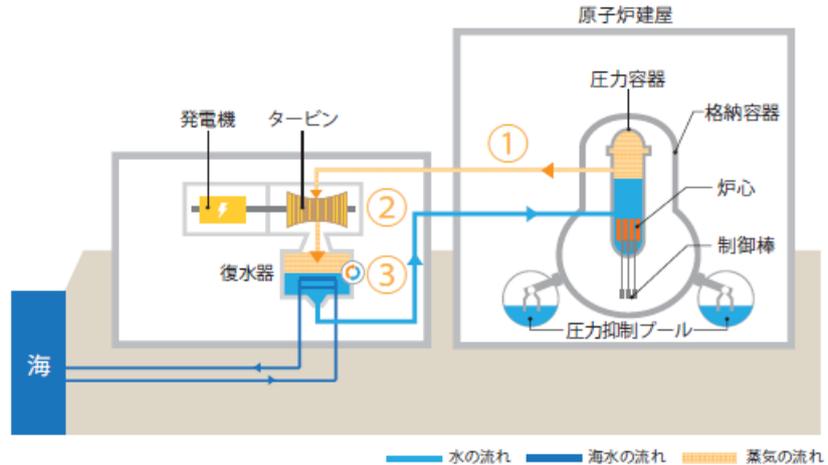
☆言い換えれば、1号機でのIC手動停止がなければ、福島原発事故は“防げた”のでは？

第1 はじめに：原発（BWR）の安全確保の基本的仕組み

■原子力発電プラントの各部の名称と通常時の熱の流れ（沸騰水型原子炉の例）

[原子炉から発生する熱の流れ]

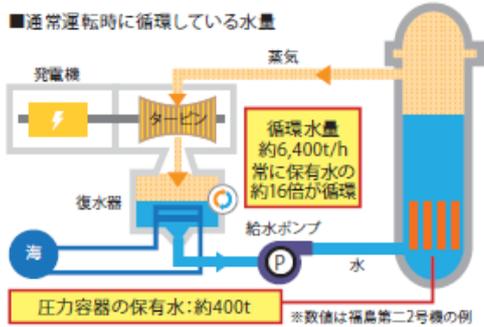
- ① 原子炉の熱で発生した水蒸気をタービンに送る
- ② その水蒸気でタービンを回して発電する
- ③ タービンを回した蒸気を復水器で冷やし水に戻す
(冷却には通常海水を使用)



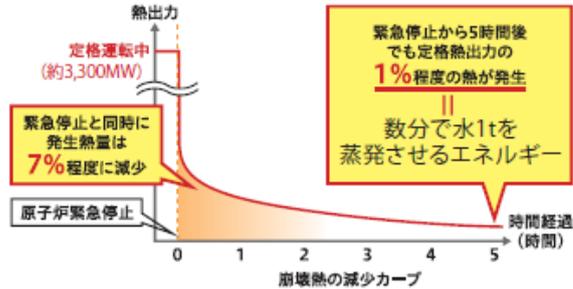
Q：タービンはなぜ回る？ <圧力差+熱の捨て場（最終ヒートシンク）の重要性>

Q：発電機・タービンシステムの故障時は、熱はどうする？ <バイパス>

どのぐらいの熱が発生しているのか

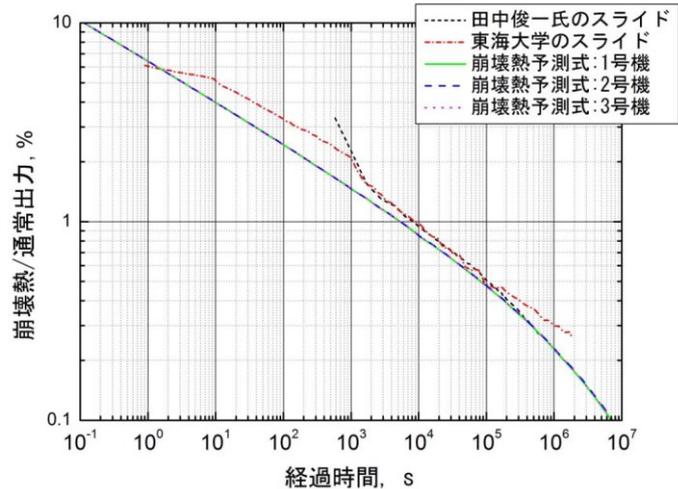


■ 原子炉緊急停止後の崩壊熱の推移



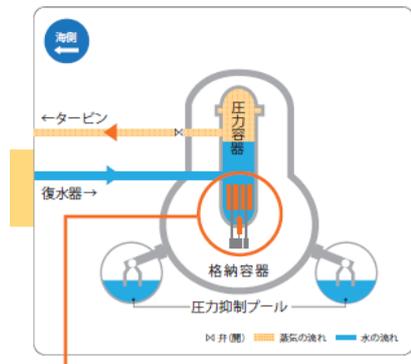
< F 2-2は110万kW (1100MW) 原発 >

Q: 「原子炉の熱」の何%が発電に利用される?
(残りはどこへ?)



Q：原子力発電の「安全確保の基本的仕組み」（有名な3フレーズ）は？

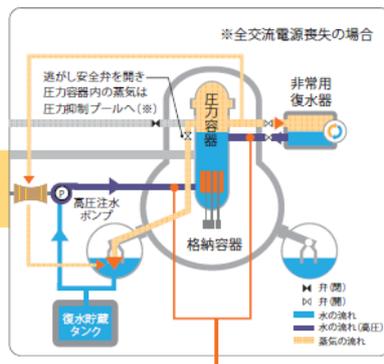
1. 止める



制御棒の挿入による緊急停止

大きな地震などの緊急時には制御棒が素早く挿入され、原子炉は緊急停止します。

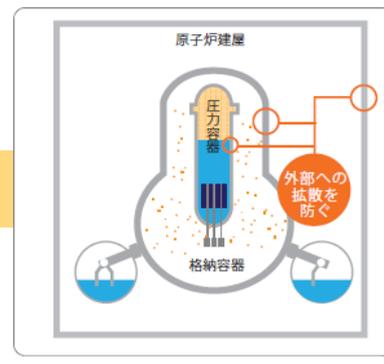
2. 冷やす



水の注入・循環による
圧力容器の冷却

燃料が高温になって炉心が空焚き状態にならないように、大量の水を炉内に送り込んで冷却する設備が設置されています。

3. 閉じ込める



圧力容器・格納容器等で
放射性物質を閉じ込める

事故があっても、放射性物質が外部に出ないように、放射性物質を閉じ込める防壁をつくっています。

「止める」：制御棒を挿入し、核分裂（連鎖反応）を緊急停止（スクラム）させる。

「冷やす」：崩壊熱を除去（冷却）する＝最終ヒートシンクへ熱を捨てる。

「閉じ込める」：格納容器の過熱・過圧破損を防ぐため、冷却（スプレイ）・減圧（ベント）する。

Q：「冷やす」と「閉じ込める」を成功（失敗）させる‘共通要因’は？

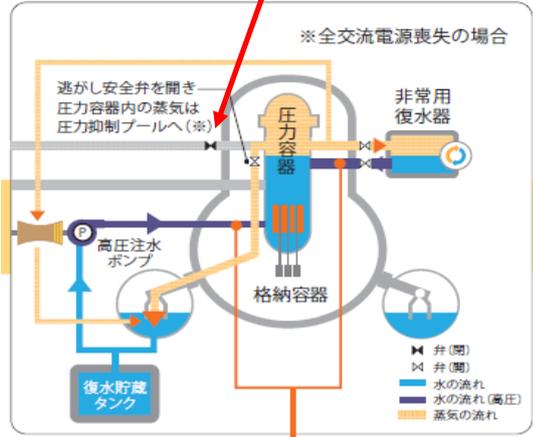
Q : 異常発生時 (スクラム時) に「主蒸気隔離弁MS I V」を閉じることの利点は?

Q : 主蒸気隔離弁が閉じたら、熱はどこへ?

【左図は1号機、右図は2・3号機】

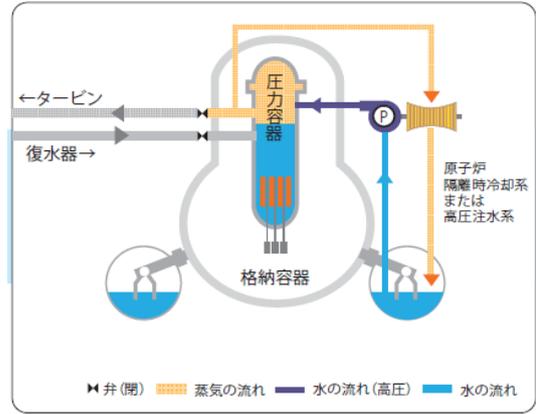
2. 冷やす

主蒸気隔離弁



水の注入・循環による
压力容器の冷却

燃料が高温になって炉心が空焚き状態にならないように、大量の水を炉内に送り込んで冷却する設備が設置されています。



HPCI自動起動信号

- 起動手の流れ
- ~~補助油ポンプ式起動~~ → タービン止め弁【MO-2301-29】、加減弁【MO-2301-28】の開動作不能
 - ハロメトリックコンデンサ真空ポンプ起動
 - HPCI蒸気供給隔離弁(内側【MO-2301-4】、外側【MO-2301-5】)「開」
 - HPCIタービン入口弁【MO-2301-3】「開」
 - 復水貯蔵タンクからの吸込弁【MO-2301-6】「開」
 - 注入弁【MO-2301-8】「開」
 - 最小流量バイパス弁【MO-2301-14】「開」
 - 冷却水弁【MO-2301-240】「開」
 - テストバイパス弁【MO-2301-15, MO-2301-10】「開」

H P C I 起動手の流れ

Q : その (格納容器内の) 熱はどこへ?

第2 「手順書」の全体像

<炉規法24条1項3号>「原子炉の運転を適確に遂行するに足りる技術的能力があること。」<規則第12条も>

<炉規法35条1項>「原子炉設置者…は、…保安のために必要な措置を講じなければならない。」

<炉規法37条4項>「原子炉設置者及びその従業者は、保安規定を守らなければならない。」

<規則第7条の4> (H19改正)「法第35条第1項の規定により、原子炉設置者は、保安規定に基づき要領書、作業手順書その他保安に関する文書…を定め、これらを遵守しなければならない。」

<規則第12条8号>「非常の場合に講ずべき処置を定め、これを運転員に守らせること。」

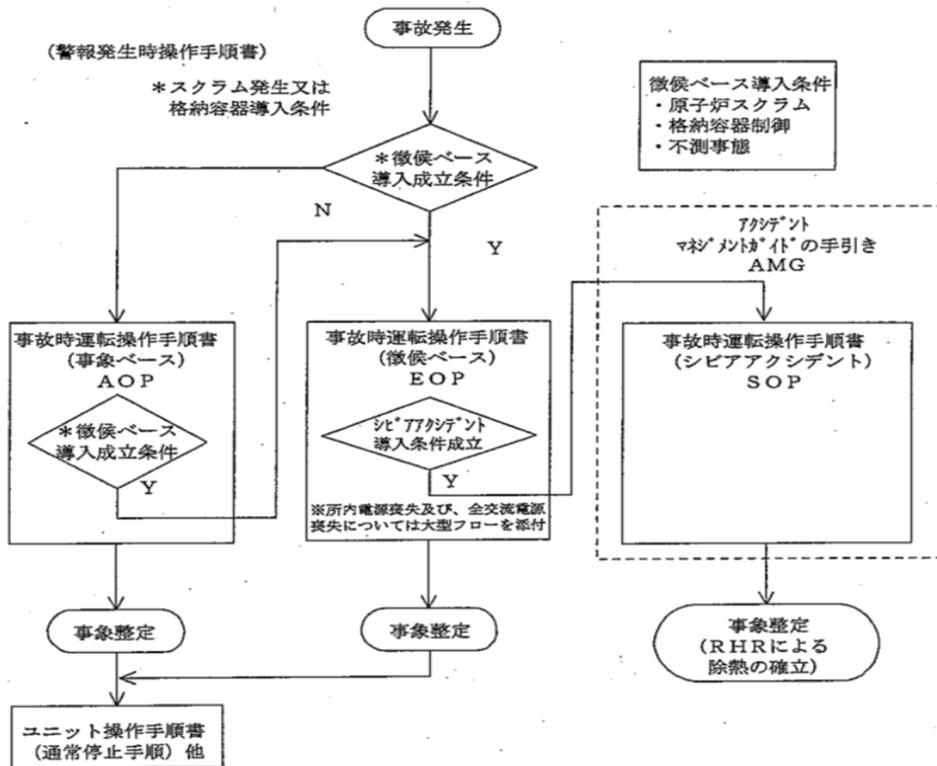
東電が整備している手順書（異常対応）とその適用範囲（業務範囲）

- 1 『事故時運転操作手順書（事象ベース）：AOP』（事象手順書）：「あらかじめ想定された異常事象又は事故が発生した場合において、その起因事象の確認から過度（マ）状態が収束するまで」
- 2 『事故時運転操作手順書（徴候ベース）：EOP』（徴候手順書）：「事故の基因（マ）事象が何であるかを問わず観測されるプラントの徴候に応じて操作手順を示した形式（徴候ベース）で発生確率は極めて低いと考えられる設計基準を超えるような多重故障にも対応可能」なもの
- 3 『事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）：SOP』（SA手順書）：「発生した異常、事故等が拡大し」徴候手順書の適用範囲を超えるような「炉心が損傷し、原子炉圧力容器の健全性及び、格納容器の健全性を脅かす可能性のあるシビアアクシデント事象」に適用

<※上記以外にもいくつかの手順書を整備しているが、いずれも非公開。>

図-1

事故時運転操作手順書の体系



手順書所定の操作責任、手順書間の移行等の判断主体：

事象手順書・徴候手順書の「操作責任者」は当直長ただ一人！

基本的には当直長が責任者。「ユニットの運転継続・緊急停止の判断」、『原子力災害対策マニュアル』に基づき、原子力災害対策特別措置法（原災法）第10条、第15条通報を行う」責務、「故障原因や状況の把握ができない場合、本書に記載のない事故が発生した場合」などは「安全側の総合判断の下に操作指示

6. 責任と権限

本業務における責任と権限の所在を以下のとおりとする。

| 職務 | 責任者 | 役割 |
|-----------|---------------------------|---|
| 操作責任者 | 当直長 | 操作の責任を有する |
| 操作指示（指揮）者 | 当直長、当直副長 （当直主任以上の職位の者） | あらかじめ定められたフローシート等（以下、「手順」という）に従って操作を実施するよう操作者に指示するとともに、操作が手順に従って行われていることを確認する |
| 操作者 | 当直員 | 当該操作を行う |

示」、事象手順書では「対応不可能時」・「想定通り事象が推移しないとき」の徴候手順書への移行判断、等。

ただし、原災法10条・15条通報後は（吉田昌郎）発電所長が本部長として手順書選択の判断に加わり、当直長は「必要に応じ、緊急時対策本部の指示、指導、助言を得て操作方針を決定」。特に、徴候手順書に基づく格納容器ベントや主蒸気隔離弁強制開などの「外部に対してインパクトが大きい」（＝放射性物質の環境放出）操作は同本部の『判断』。ただし当直長が同本部と連絡が取れない場合や事象の進展でやむを得ない場合は「この限りではない」。

なお、「当直長、当直副長、当直員はユニットに異常又は事故が発生した場合、速やかにかつ適切な応急措置に対応できるよう、常に知識の習得に努めるものとする」。

手順書使用の基本的考え方

手順書の目的は、「ユニットにとって緊急かつ的確な対応が求められる事態」において、事故拡大につながるような運転員の「誤操作、誤確認、誤判断の防止」を図るため。

1. 異常又は事故対応に関する一般事項

本書を使用して操作を行う事態は、ユニットにとって緊急かつ的確な対応が求められる事態であるため、指揮、命令系統を堅持し、事故の拡大防止につながる誤操作、誤確認、誤判断の防止に特に努めなければならない。
尚、ユニットの運転継続、あるいは緊急停止に関わる最終判断は当直長の専決事項である。

基本的に運転員には「当該手順書に従ってステップ毎にチェックしながら操作を実施する」ことが求められる。ただし、事象の収束等を優先して行う操作は、「対応操作を実施後、…操作が手順書と相違ないことを速やかに確認する」などと、事象対応優先で手順書は事後確認でよいとする柔軟かつ臨機応変の対応も認められている。

- (2) 操作指示者又は操作者は、操作にあたって該当する手順書を準備し、当該手順書に従ってステップ毎にチェックしながら操作を実施する。
ただし、事象の収束を優先して行う操作については、一連の操作実施後、実施した操作が手順と相違ないことを速やかに確認する。

ただし、運転員には「速やかにかつ適切な応急措置に対応できるよう、常に知識の習得に努める」ことが求められており、正しい知識の習得を前提にして、手順書をステップ毎に参照しない臨機応変の次善の対応が認められるのであって、手順書の趣旨に反するようなその場しのぎの場当たりの対応が許されるわけではない。

★★ 以下は「本邦初!？」の完全オリジナル考察! <皆さんも一緒に> ★★

第3 福島原発事故初期における<1号機>運転員事故対応の適確性

1 地震発生後から津波到達前まで

2011年3月11日、福島第一原発1～3号機は営業運転中、4号機は定検中。

14時46分頃に東北地方太平洋沖地震発生!!

1～3号機とも『地震(地震加速度大)→原子炉自動スクラム(未臨界確認)→外部系統の電源喪失→主蒸気隔離弁(MSIV)閉・非常用ディーゼル発電機(DG)起動』と、一連の流れで機器等が自動的に作動し(運転員は関与せず:原発の『安全設計思想』<IC自動起動もその一つ>)、ひとまず「止める」には成功。

(1) 手順書の選定

Q: この段階(以降)の操作に適した手順書の種類は?

- 1 事象手順書:「あらかじめ想定された異常事象又は事故が発生した場合…」
- 2 徴候手順書:「観測されるプラントの徴候に応じて…設計基準を超えるような多重故障にも対応可能」
- 3 SA手順書:「炉心が損傷し…」

徴候手順書(EOP)の導入条件の一つが「原子炉スクラム」。また、事象手順書でも「原子炉スクラム信号(手動スクラムを含む)が発信された場合には」徴候手順書へ速やかに移行。

ただし、徴候手順書「RCスクラム」を参照しても、この段階では「原子炉出力・水位・圧力」のいずれも特に異常はないため、参照すべき手順はない。

Q : 「事象手順書」のどの手順が事故拡大防止の参考になりそう？

原子炉編 : 1. 原子炉スクラム、2. 冷却材喪失、3. 配管破断、4. 給水喪失、5. 燃料破損、6. 再循環系、7. 制御棒駆動系、8. 原子炉系、タービン編 : 9. タービントリップ、10. タービン系、電気編 : 11. 発電機トリップ、12. 外部系統、13. 制御電源喪失、14. 電気関係系統、火災編 : 15. ケーブル処理室、16. 発電機関係、17. ディーゼル発電機室、18. 屋内油設備、19. 屋外油タンク・変圧器、20. メタクラ、21. パワーセンター、自然災害編 : 22. 自然災害

Q : さらに絞り込むなら？

1. 原子炉スクラム A) 主蒸気隔離弁閉 B) 主蒸気隔離弁閉 C・D) 起動用変圧器停止中
12. 外部系統 1) 発電所全停 2) 周波数変動・電圧低下 3) 単独運転 4) 全交流電源喪失 5) 略
22. 自然災害 1) 大規模地震発生 2) 津波発生

★ヒント 「1. 原子炉スクラム事故 原子炉スクラム (B) 主蒸気隔離弁閉」の事故概要

1. 事故概要

通常出力運転中に何等かの原因により、主蒸気管4ラインの内3ラインが隔離されると原子炉はスクラムする。原子炉圧力は主蒸気隔離弁 (MS I V) 全閉により急激に上昇するが、主蒸気逃し安全弁 (SRV) の開閉により抑えられる。

「何等かの原因」を「地震」と考えれば、MS I V隔離後のスクラムと順は逆ですが、該当する可能性大。

★ヒント「12. 外部系統事故 12-1 発電所全停」の事故概要

1. 事故概要

発電所全停事故の前兆は発電機パラメータの変動及び自然災害による系統事故、送電線事故があげられる。

大熊線1, 2号に前記事故が同時に発生した場合、発電機が系統より離脱し原子炉出力45%以上でタービンバイパス弁開不動作でロードリジェクションが動作してスクラムに至る。

発電機は負荷が急減しタービンバイパス弁(BPV)が全開となり、この時点で所内単独となる。タービンは運転状態にあり、手動トリップした時点で所内電源自動切替をするが大熊線1, 2号無電圧のため、6.9KV母線に電圧がなくなるので所内全停となる。所内全停になると非常用ディーゼル発電機(D/G)が起動し非常用母線が充電される。

母線充電後各補機がオートピックアップにより自動起動するので、確認後D/Gが過負荷とならぬように運転台数を調整するとともにD/G負荷に余裕があれば必要な補機を起動する。

原子炉は主蒸気隔離弁(MSIV)が閉となるので、逃し安全弁(SRV)又は非常用復水器(IC)を使用し炉圧を調整するとともに、炉水位については水位低下状況を確認し、必要により高圧注水系(HPCI)を手動起動し調整する。

スクラム直後の外部電源喪失による非常用DG起動に鑑みれば、「第12章 外部系統事故 12-1 発電所全停」を参照するのが自然。

他方、同手順を参照した場合、2・3号機手順書では「外部電源の復旧が48時間以内に困難と想定される場合は、<第22章自然災害事故 22-1 (E)「外部電源喪失の場合」>に移行」とあり、大地震の直後で外部電源復旧が困難と考え、第22章へ移行する判断も適正(なぜか1号機手順書には記載なし:不統一!)

1号機でも、外部電源復旧困難を想定した「第22章 自然災害事故 22-1 (E)」へ移行する判断は適正。

★ヒント「22. 自然災害事故 22-1 大規模地震発生」の事故概要

1. 事故概要

本手順書使用の導入条件は震度5弱以上または、地震加速度区分Ⅲ（基準点地震加速度 45gal以上）とする。尚、この手順書は震度6強を超える大規模地震を想定し、また耐震Cグラス系統・機器（外部電源、循環水系、共用所内ボイラ、消火系、補給水系（純水）、変圧器等）の損傷を想定している。

地震加速度大（R/B地下床水平 135gal，R/B地下床鉛直 100gal）に至れば原子炉は自動スクラムする。地震においては、その地震動の大きさにより動作を期待する系統・機器が運転不能となる恐れがあるため、発生警報及び主要・関連パラメータにより機器の作動状況の把握に努め、健全な系統・機器により原子炉を冷温停止するとともに並行して地震を起因とした人身災害、火災、漏水、漏油、ガス漏れ、有害な薬品等の漏えいによる事象の拡大防止、二次災害の発生防止に努める。

さらに「2. 操作のポイント」で（2010.2.11改訂版）、「(E) 外部電源喪失」を参照するよう指示。

(12) 送電線災害の対応については、給電指令（自主操作範囲外）による。所内電源確保不能時は事故時運転操作手順書（事象ベース）「第22章 自然災害事故 22-1(E)外部電源喪失の場合」の順に基づき対応する。

このことから、やはり「(E) 外部電源喪失」を参照するのが“自然・適切”。

さらに、「(A-1) 自動スクラム」手順を見たとしても、何もなければ「1. 原子炉スクラム事故」への移行が指示される一方、明確に「地震により外部電源が喪失した場合」は「(E) 外部電源喪失」参照を指示。

<以下、事故時運転操作手順書 第1章1-1「原子炉スクラム」の項参照>

<地震発生後、津波が発生した場合は事故時運転操作手順書
第22章22-2「津波発生」の項参照>

<地震により外部電源が喪失した場合は事故時運転操作手順書
第22章22-1「大規模地震発生(E)外部電源喪失の場合」の項参照>

Q：原発運転の“プロ”東電は、どの手順書に絞り込んだ？

『1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』(H23.10)で、地震発生～津波前は、「1. 原子炉スクラム事故 原子炉スクラム (B) 主蒸気隔離弁閉」を参照すべき手順に“絞り込んだ”としています。

(1) 手順書毎の絞り込んだ範囲

①地震発生～全交流電源喪失まで

「事故時運転操作手順書 (事象ベース)：原子炉スクラム事故 (B) 主蒸気隔離弁閉」

・止める・冷やす・閉じこめる等の重要な操作

その理由として、同手順では「スクラム」「MS I V全閉」が想定されていることを挙げています。

<想定している事故概要>

原子炉スクラム信号が発生した場合 (今回は「地震加速度大トリップ」)、全制御棒が全挿入され、原子炉は自動停止する。今回のように、MS I Vが全閉した場合、原子炉が隔離されることから、原子炉圧力は急激に上昇するが、SRVが開閉し蒸気をS/Cへ逃がすことで原子炉の圧力を抑えられる。また原子炉水位確保が困難な場合には、HPCIを手動起動する。

でも、その“詭弁”の一方で、「地震」によりスクラムしたことに触れないわけにはゆきません。

<対象となる操作>

今回の事象では、「地震加速度大トリップ」により「原子炉自動スクラム」が発生し、RPS電源喪失でMS I Vが自動閉している。

ならば、スクラム原因を素直に受け入れ、「22-1 自然災害」手順に“絞り込む”べきでは。

Q：東電は、なぜ、最も“自然”な「22-1大規模地震発生」手順書を無視？

第1の理由は、地震後に行なった（やってしまった！）操作＝「I C手動停止」を正当化するため？

第2の理由は、『適用状況について』[9-1]を作文した東電担当者が、地震手順書を知らなかったか、不備のあった地震手順書に注目が集まる（詳しく検討される）のを避けたかったから？

（2）操作状況の確認結果

今回の事故対応において、手順をチェックしたエビデンスがないことから、事象に最も類似している事故時運転操作手順書と実際の操作内容を照らし合わせたところ、現時点では現場の状況からして、操作状況は問題がなかったと考えられる。

Q<上級者編>：下の1号機地震手順書でおかしいところは？[6-1：22-1-2頁]

(13) プラント状況の把握に努め、必要な処置を取る。

- a. 地震により送電系統が異常となり外部電源が喪失（所内全停）した場合は、循環水ポンプ停止により復水器真空度が急速に悪化するのでMS I Vを閉止し、その後、復水器の真空破壊を行う。
原子炉の崩壊熱はE C C S系の運転状態を確認後、S/R弁によりS/Pへ導き、RHR S/P冷却モードにて除去する。また、原子炉水位は給復水系の電源がないため、H P C Iにより注水する。



1号機には「残留熱除去系RHR」がない！（格納容器冷却系C C Sを使用してS/P冷却）

他にも、「隔離時冷却系R C I C」がないのに、その「手動停止」や「再起動」を指示[6-1：22-1E-13頁]。また、CRDポンプをBからAに手動切替指示しているのに、その後に‘ポンプ（B）で…’と記載。

2010年 2月11日 (103)

| 主要項目 | 当直長 (当直副長) | 操 作 員 (A) |
|----------------------------|-----------------------------|--|
| 1. D/G 負荷抑制 (1) (D/G 節約運転) | 1. D/G起動後、8時間を目安に負荷抑制(1)を指示 | <p>《外部電源復旧不可且つ軽油タンクへの補給が困難な場合》</p> <p>1. 1B D/G手動停止に備え、6.9KV 1D母線関係の補機「手動切替」及び「手動停止」実施、報告 ※各補機トリップ防止のため、計測用電源の切り替え後に実施する。</p> <p>(1) CRD ポンプ B→A 「手動切替」 (2) RCIC 「手動停止」 ※CRD ポンプ(B)で原子炉水位 L-4 維持不可の場合は RCIC を再起動する。 (3) CCS B系→A系(S/C冷却モード) 「手動切替」</p> |



ちなみに、2・3号機地震手順書の当該箇所では、RHRでのS/P冷却の指示がなされ、「隔離時冷却系RCIC」の「手動停止」や「再起動」の指示があり[6-2および6-3:22-1E-13頁]、また、CRDポンプをAからBに「手動切替」指示した後に、「ポンプ(B)で…」との正しい記載。

Q：なぜ、1号機では間違いが多く、2・3号機では少ない？

地震手順書の当該部分の改訂日 (各頁の上に記載あり) を調べると、1号機は「2010年2月11日」、2号機は「2010年1月23日」、3号機は「2010年3月18日」。ということは、2・1・3の順に改訂されたので、1号機は2号機を

参考にして作成（ほぼ丸写し）し、両号機で違う部分を校正したものの、見逃しがあった（だけ?）。一方、3号機は2号機と同型・同出力のため、2号機を丸写ししても大きな問題は生じない。

NM-51-5・1F-F1-005-2 2号機 事故時運転操作手順書（事象ベース）
2010年 1月23日（106）

| 主要項目 | 当直長（当直副長） | 操 作 員 （A） |
|---|---|--|
| 1. D/G 負荷抑制 (1) (D/ G節約運 転) | 1. D/G起動後、 8時間を目安 に負荷抑制(1) を指示 | <p>《外部電源復旧不可且つ軽油タンクへの補給が困難な場合》</p> <p>1. 2A D/G手動停止に備え、6.9KV 2C母線関係の補機「手動切替」及び「手動停止」実施、報告 ※各補機トリップ防止のため、計測用電源の切り替え後に実施する。</p> <p>(1) CRD ポンプ A→B 「手動切替」 (2) RCIC 「手動停止」 ※CRD ポンプ(B)で原子炉水位L-4維持不可の場合はRCICを再起動する。 (3) RHR A系→B系(S/C冷却モード) 「手動切替」</p> |

Q：細かい“ケアレスミス・校正漏れ”はなぜ放置された？

手順書は本来「ステップ毎にチェックしながら操作」するものなので、そのような操作訓練教育がなされてきたなら、運転員（や指導員）の誰かが「1号機にはその機器はない！」とそれらの“間違い”に気づくはず（誰も気づかなかったのなら、それも“怖い話”…）。

‘**真実は細部に宿る**’：要するに東電は、少なくとも1号機では、事故前に一度も「22. 自然災害」手順書を用いた教育訓練を行なってこなかった!ということ。

それもそのはず…、2010年の改訂前からも長期間1号機手順にRHR・RCICが記載（誤記が放置）され続けていたのなら問題はより深刻なので、「改訂履歴」を調べてみると、さらに驚くべき事実が判明。なんと、前記の事故約1年前・2010年の同手順書の「改訂日」が、実は1～3号機とも「新規作成日」!

| | | | |
|-----|------------|------------|--|
| 103 | 2010- 2- 4 | 2010- 2-11 | 1. 大規模地震発生時の対応手順の新規作成。(保安運営委員会 234 回, 246 回 審議済み) |
| | | | (1) 自然災害編の新規作成 (大規模地震等により, 長期間の外部電源喪失並びに軽油タンクへの補給不可となった場合の D/G 負荷の絞り込み手順を含む) |
| | | | (2) 津波発生の手順をタービン編より自然災害編に移行 |

だから、『適用状況について』[9-1]で、東電本部（報告作成者）すらその存在を十分認識しておらず、検討対象に取り上げることができなかつたか、あるいは、手順を作成したものの一度も教育訓練をしないまま（あるいは読み合わせ程度の“机上訓練”をサラッと行なっただけで）「第26回定検（～2010. 10. 15）」を終わらせ、営業運転を再開したら5ヶ月後に運悪く3. 11地震に遭遇してしまい、同手順書に即した対応が（当然）できなかつたのが事実・真相で、それを“隠すため”一切言及せず!? そう考えれば、地震対応手順を完全に無視した東電の姿勢<17-1 9頁>もきれいに氷解。地震対応手順に従った対応を3. 11時点で東電に求めることは、そもそも間違い!!

おそらく、2007. 7中越沖地震を受けて、「免震重要棟」は3. 11に間に合った一方、「地震手順書」は形ばかり作ったものの、運転員への周知・教育訓練などは間に合わず（だから運転員は事故後の適用状況調査で言及せず）。

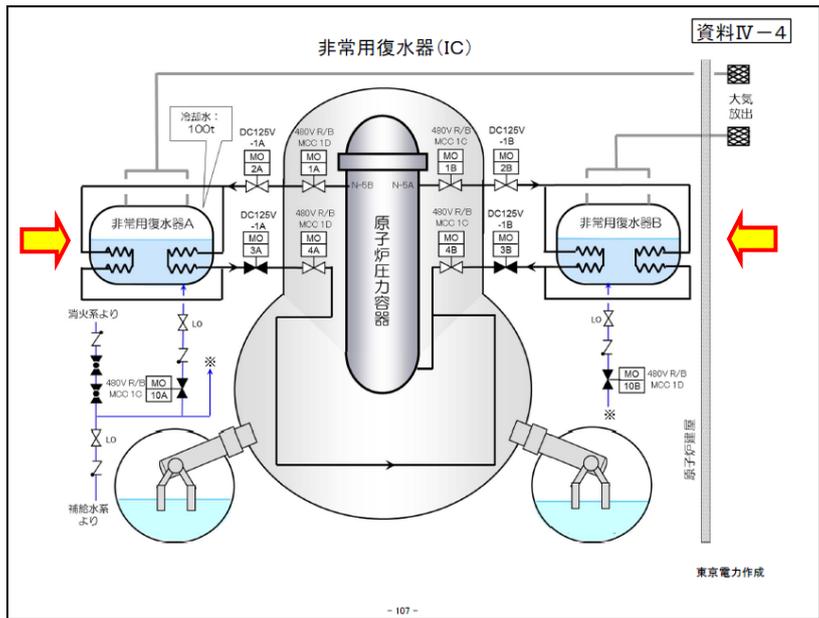
(2) 1号機でのIC（イソコン）手動停止の謎＝福島原発事故の拡大・連鎖は防げた！？

① 1号機特有の非常用復水器（IC）

国内では1号機と日本原電・敦賀1だけ。

主蒸気隔離弁MSIV閉で主復水器が利用できない場合に崩壊熱を除去する設備。主蒸気（気体）を高所のタンク（4階フロア：次頁図の左上の⑨）に導き、タンク水と熱交換し、液体の「水（復水）」に戻して自重で重力落下させ圧力容器に戻す。駆動用ポンプやその電源は一切不要で、隔離弁（第1～4弁）を全て開状態にすれば自然に作動。通常は3つの弁（第1、2、4弁）を開け、第3弁だけは閉じて「待機状態」。手動起動させる場合は中央操作室からのスイッチ操作で第3弁を開ける。また、「原子炉圧力7.13MPa gageが15秒間継続」

すれば第3弁が自動的に開き、自動起動¹。 <詳細は後述> 【図は政府事故調中間報告より】

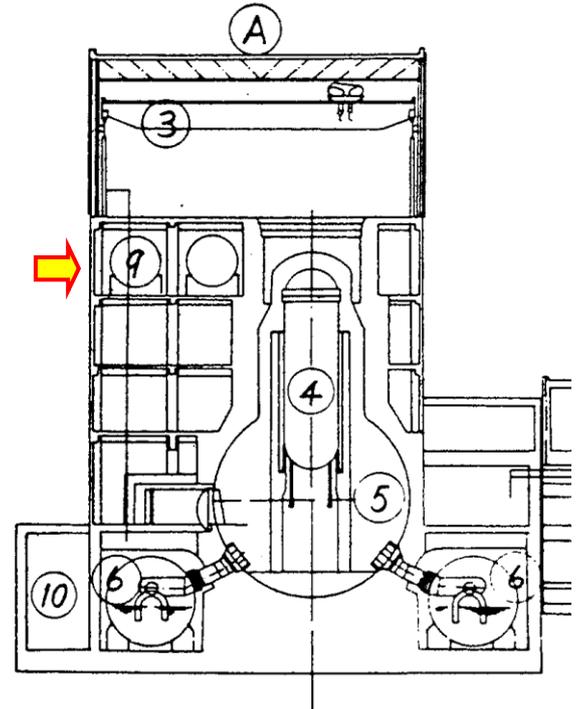
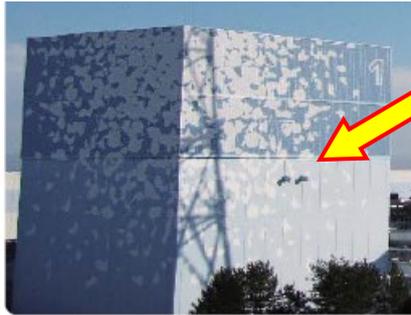


¹ただし、圧力は、事故前の2010年7月に「7.27MPaから7.13MPa」に変更されたばかり。<後述>

「IC容量は2台で原子炉定格出力の6%」[6-1:12-4-17頁、本書2頁後]=停止直後の崩壊熱全量を除去可能！！

主蒸気・復水が循環する閉回路構造のため、原子炉内の水量減少すなわち原子炉水位の低下なしに²原子炉の冷却(大気へ排熱)と原子炉圧力の低下ができる。タンクの冷却水(胴側冷却水)を適時補充すれば³、継続して原子炉を直接冷却することが可能。作動時には「蒸気が水平に勢いよく噴き出し…『ゴー』という轟音を鳴り響かせ」建屋外壁に突き出した2つのベント管の先端(ブタの鼻⁴から噴出し、音(耳)と蒸気(目)で作動確認可能。

東電曰く、IC作動は営業運転開始以降初めて。



²吉田所長は「炉内の蒸気を逃がしてやるわけですから、その分、炉内に保有する水量が減ってしまう」と誤認識。

³復水器タンクは大気に開放されているため、低圧ポンプがあれば補給は容易で、通常は脱塩水系や消火系からの補給が想定。

⁴1号機原子炉建屋西側の壁面に「鼻の穴」のように2つ並んで円形の先端部が出ているため、「ブタの鼻」。

② ICの自動起動とその後の手動停止

14時52分頃、ICがA・Bの2系統とも自動起動。

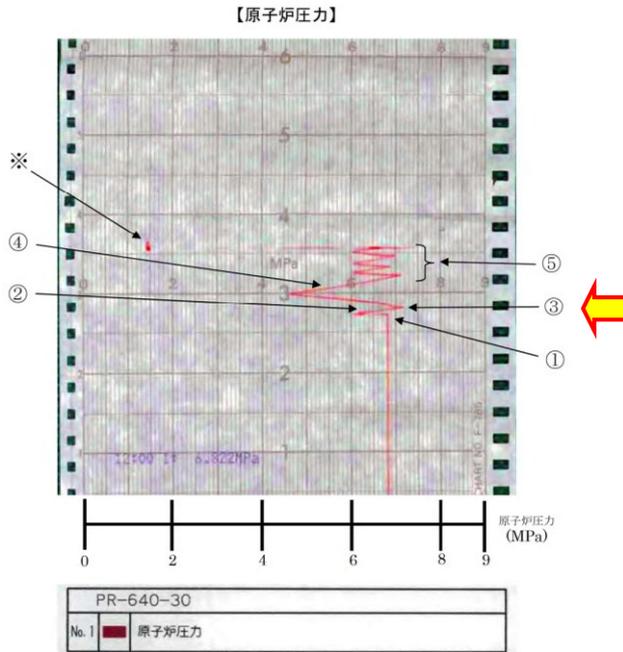
その後、15時3分頃、運転員は2系統とも手動停止。

その後15時17～19分頃、15時24～26分頃、15時32～34分頃の3回、A系統のみ手動操作（第3弁を開閉）。

東電は、自動起動したIC2系統による冷却・圧力低下が速すぎ（通常時の7MPaから約4.5MPa）、保安規定で定める「原子炉冷却材温度変化率5.5℃/h以下」（温度降下率規定）を遵守できないと考え、2系統とも一旦手動停止し、その後は1系統（A系統）のみを手動操作して原子炉圧力を6～7MPa gage程度に保つようにした、と一貫して繰り返し主張（現在も!）。それとは別に「配管漏洩を確認するため」との証言もあり。

③ 経験のないIC作動とその理由

東電が『適用状況について』で取り上げたスクラム・MSIV「閉」対応手順では、「原子炉圧力は主蒸気隔離



① 14時46分 地震によるスクラム

② MSIV閉止に伴う圧力上昇

③ 14時52分 IC作動とそれに伴う減圧

④ IC停止に伴う圧力上昇

⑤ IC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。

弁 (MS I V) 全閉により急激に上昇するが、主蒸気逃し安全弁 (SRV) の開閉により抑えられる」と記載され、その「頻繁な自動開閉を抑制するため」手動でSRVを操作し、6. 37MP a 程度まで減圧するよう指示。

一方、同手順でICは、冷温停止へ向けた停止操作段階 (最終段階) におけるMS I V「開」操作不能時に「SRV又は非常用復水器 (IC) により、原子炉減圧を行い原子炉冷温停止」とされ、『冷温停止』前の「原子炉減圧 (4. 14MP a まで)」の選択肢の一つの位置づけ。他の多くの手順でも“SRVによる減圧”を主に記載。

④ ICはなぜ作動したのか

ICは「原子炉圧力7. 13MP a 以上、15秒間継続」で作動。SRV設定圧は「7. 27MP a 以上」。

NM-51-5・1F-F1-005-1 1号機 事故時運転操作手順書 (事象ベース)
2010年 7月 7日 (105)

表1-1 IC起動/トリップ条件

| 項 目 | 条 件 | |
|------|--------------|-------------------|
| IC起動 | (1) 手動 (903) | |
| | (2) 原子炉圧力高 | 7.13MPa, 15sec 継続 |

| IC容量は2台で原子炉定格出力の6% | | |
|--------------------|---------|--------|
| SRV設定値 (逃し弁機能) | | |
| 弁名 | 吹出し圧力 | 吹出し容量 |
| A | 7.27MPa | 263T/h |
| B, C | 7.34MPa | 264T/h |
| D | 7.41MPa | 266T/h |

Q: MS I V閉による圧力の急激な上昇の際は、どちらが作動し易い?

ICに作動上の遅延を設定している理由は、「瞬間的に原子炉圧力高となる過渡現象によって、非常用復水器が作動するのを防ぐため」[14の添付書類8]。1982年7月24日、1985年8月21日、同8月23日の3度のMS I V閉による原子炉自動停止の際や、1987年4月23日の地震による自動停止の際も、ICは作動せず。

Q：今回はどうしてICが作動？（比較的緩慢な圧力上昇は配管漏洩のせい？）

ICが今回の事故時に“予想外”に作動した理由・原因については、国会事故調報告にも政府事故調報告にも東電報告にも記載なし。地震後のMSIV不完全閉止や、国会事故調が問題とした配管（IC配管も含む）や弁（SRVも含む）等からの主蒸気漏洩の可能性もあり？ とあれこれ“邪推”していたら……。

NHKスペシャル『メルトダウン』取材班の講談社現代新書『福島第一原発1号機冷却「失敗の本質」』（2017.9.20）に、おそらく正解と思われる「1号機の冷却装置・イソコンの設定が、事故の8ヵ月前に変えられ、動きやすくなっていた」との指摘あり。SR弁の作動圧は申請当初74.4気圧で、「SR弁よりイソコンの方が、先に動くように位置づけられ」、1981年に「SR弁の作動圧力が突如72.7気圧に変更され」、「イソコンとSR弁を動かす優先順位が逆転」、ところがさらに2009年2月の1号機でのトラブルに伴い「イソコンとSR弁の作動する順番についても改めて議論」され、「SR弁より先にイソコンを作動させた方が、原子炉の水を失うことなく崩壊熱を冷やせることから、イソコンを優先すべき」となり、「71.3気圧になったらイソコンが起動して、原子炉を冷却し、「SR弁の設定値は、イソコンより高い72.7気圧に設定」されたとのこと。

事故時にICが自動起動しやす設定となっていたことは、手順書の改訂履歴からも判明。＜詳細後述＞

| | | | |
|-----|----------|----------|--|
| 105 | 2010-7-6 | 2010-7-7 | <p>1. 1号機第26回定検改造に伴う見直し。</p> <p>(1) 原子炉圧力高スクラム設定値と非常用復水器(IC)動作設定値の変更に伴う保安規定変更による見直し。(第249回保安運営委員会審議事項)</p> <p>a. 原子炉圧力高スクラム設定値を「7.27MPa→7.07MPa」に変更。</p> <p>b. 原子炉圧力高スクラム設定値変更に伴い、SRVがサイクリックに開閉している場合の手動制御範囲を「6.37～7.26MPa→6.27～7.06MPa」に変更。</p> <p>c. 非常用復水器(IC)動作設定値を「7.27MPa→7.13MPa」に変更。</p> |
|-----|----------|----------|--|



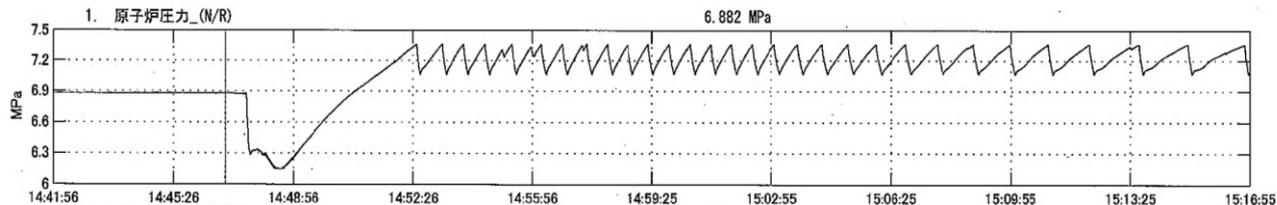
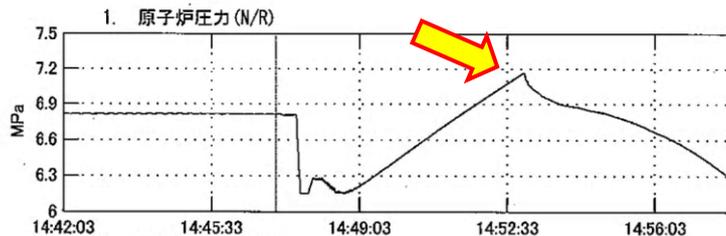
★ I C 自動作動 (原子炉圧力 7.13 MPa gage、15 秒間継続) の検証・確認★

原子炉圧力[20:35 枚目]は、主蒸気隔離弁 MS I V 閉鎖後の 14:49:03 から 14:52:33 までの 3.5 分間に圧力が 0.9 MPa 上昇し 7.1 MPa に到達。その上昇率 0.25 MPa/分 (0.0042 MPa/秒) より 7.13 MPa に達するのは 9 秒後の 14:52:42 で、その時点から 15 秒経過し IC が自動起動した 14:52:57 には 7.19 MPa (図と整合) と計算される。

この時、SRV 作動圧の 7.27 MPa には到達しておらず (7.13 MPa から 33 秒後の 14:53:15 によようやく 7.27 MPa)、15 秒以上の時間的余裕で、SRV に先立ち IC が自動起動 (その後は減圧) したことが裏付けられる。これは、原子炉圧力 (N/R) のデジタルデータ (14:52:59 に 7.106394 MPa) と比べても、大きな違いはない [16:33 枚目]。

一方、2・3号機の MS I V 閉後の圧力上昇と比較して、1号機での圧力上昇に特に異常は見られない。

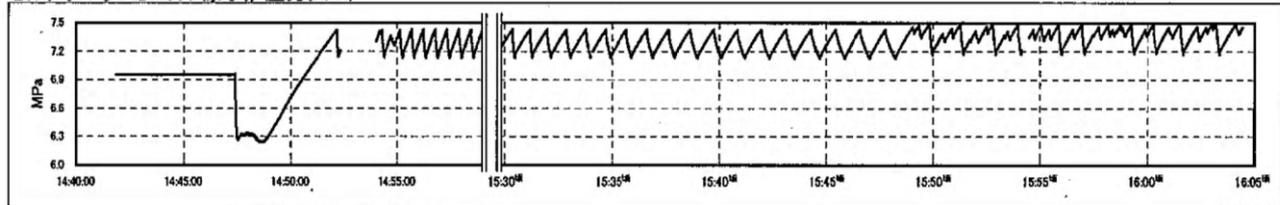
福島第一原子力発電所 1号機 イベントデータ 時系列データ表示
 データ表示期間 2011年03月11日14時42分03秒～2011年03月11日15時17分02秒
 グループ名称：1F-1 原子炉圧力 (1)



ただし、SRV作動後、2号機では、7.1弱～7.35MPa。弁Fの逃し弁機能7.44MPaおよび復帰値（弁が自動閉止する圧力）7.33MPaのいずれとも整合していない。

それに対して、3号機では、7.2弱～7.5弱MPaの間で変動。弁Cの逃し弁機能7.44MPaおよび復帰値7.20MPaと整合。

25. アナログPIDA600 原子炉圧力(N/R)



⑤ IC2系統の手動停止（東電曰く、「温度降下率規定の遵守」や「配管破断を疑った」。）

Q：計器類は非常用DG起動で正常だったのに、なぜ4.5MPaまで圧力急減（を放置）？

IC2系統の手動停止は、「温度降下率規定の遵守」という明確な意思によるものでなく、巨大地震・スクラム・外部電源喪失等の異常の重畳に気が動転し、原子炉圧力や温度の監視が疎かになり、ICの強力な冷却能力を認識していなかったこともあり、「②チャート図」の③のような炉圧急減に単純に驚いた（＝やべー）だけでは、

また、「配管破断を疑った」との弁明は、2系統手動停止後の圧力の回復から顕著な漏えい・配管破断等はないと判断し、その後1系統の手動操作を行なったという事実経過とは整合（ツジツマが合う）、でも……。

Q：漏洩・破断の有無はI C停止でしか検知できない？

小破断レベルの配管漏えい確認なら、格納容器（D/W）の圧力・温度上昇の有無確認が先であり、しかも小破断は「原子炉水位及び原子炉圧力がほとんど変化しない場合もある」とされているように、顕著な変化は生じない。

一方、急激な原子炉圧力低下をもたらすのは「中破断・大破断」しか考えられないが、その場合に当然生じるはずの原子炉水位低下（それに伴うHPC Iの自動起動）やD/W圧力・温度の急上昇、それらの警報発信も一切生じておらず（計器・警報器等は正常!）、それらの可能性は極めて低いと即座に判断できるはず。

⑥ 不慣れなI C手動操作の実態

運転員は、I C 2系統手動停止後から津波襲来前まで、「②チャート図」に示されるように、15時17～19分頃、15時24～26分頃、15時32～34分頃の3回、A系統を手動操作（起動・停止：中操での3A弁のレバー操作：国会事故調：197頁）し、「当直は、通常の操作手順に従い」6～7MP a gage程度に保つようにした、と弁明。

Q：I C操作は規定通り？

SRVに代わってI Cが作動した場合も、スクラム・MS I V閉手順に準じたとすれば「7.06～6.



※平成24（2012）年3月6日 福島第一原子力発電所現地調査時に撮影
1号機のI C弁操作盤

2.7 MPa」の維持が求められるはず。しかも（圧力急減に“懲りて”？）圧力変動に注意していたはずなのに、3回とも下限値6.27 MPa以下への逸脱を繰り返している。

敦賀1では、平成13-23年の間の2度の作動時とも、1系統の手動操作（各18回作動）により原子炉圧力を6.37～6.86 MPa gage程度に維持[24]。F1-1での作動は初で、運転員が不慣れだったことは明らか<その理由・原因について、詳細後述>。

⑦ IC作動時の実際の「温度低下率」

i ICの自動起動後から手動停止時まで

温度低下率＝原子炉冷却材温度（水温）は、原子炉圧力から計算するしかない。そこで、ネット上で見つけた「Tetens式」（近似式）で、「原子炉圧力（W/R）B」の個々の圧力値（飽和水蒸気圧）に対応する原子炉水温について、14時52分から2系統手動停止の15時3分までの1分毎に計算し、さらに各時刻の温度低下率（1時間あたりに換算）を算出。

Q：運転員が懸念した「温度低下率」は、自動起動後から停止まで実際にいくら？（東電が具体的に数値を示さないのは何故？）

| | 原子炉圧力 (N/R) | 原子炉圧力 (W/R)A | 原子炉圧力 (W/R)B |
|--------------------|----------------|-----------------|-----------------|
| 時刻データ | MPa | MPa | MPa |
| 2011/3/11 15:10:59 | 6.1517025 | 6.10335 | 6.10425 |
| 2011/3/11 15:11:59 | 6.2759175 | 6.27705 | 6.2766 |
| 2011/3/11 15:12:59 | 6.4424685 | 6.44355 | 6.44265 |
| 2011/3/11 15:13:59 | 6.5990235 | 6.60105 | 6.60105 |
| 2011/3/11 15:14:59 | 6.749478 | 6.75 | 6.75 |
| 2011/3/11 15:15:59 | 6.894567 | 6.89535 | 6.89625 |
| 2011/3/11 15:16:59 | 7.0339965 | 7.0344 | 7.03665 |
| 2011/3/11 15:17:59 | 6.7101555 | 6.7122 | 6.71445 |
| 2011/3/11 15:18:59 | 6.2246145 | 6.228 | 6.22935 |
| 2011/3/11 15:19:59 | 6.151629 | 6.0732 | 6.07185 |
| 2011/3/11 15:20:59 | 6.281136 | 6.28155 | 6.2847 |
| 2011/3/11 15:21:59 | 6.4911255 | 6.49215 | 6.4926 |
| 2011/3/11 15:22:59 | 6.6742875 | 6.67575 | 6.6762 |
| 2011/3/11 15:23:59 | 6.833415 | 6.83505 | 6.8364 |
| 2011/3/11 15:24:59 | 6.400059 | 6.4026 | 6.40215 |
| 2011/3/11 15:25:59 | 6.1515555 | 6.1353 | 6.13485 |
| 2011/3/11 15:26:59 | 6.1515555 | 6.07275 | 6.0696 |
| 2011/3/11 15:27:59 | 6.293778 | 6.2946 | 6.29775 |
| 2011/3/11 15:28:59 | 6.492669 | 6.49395 | 6.49395 |
| 2011/3/11 15:29:59 | 6.6628215 | 6.6645 | 6.6627 |
| 2011/3/11 15:30:59 | 6.8114385 | 6.81165 | 6.8103 |
| 2011/3/11 15:31:59 | 6.9482955 | 6.95025 | 6.94935 |
| 2011/3/11 15:32:59 | 6.477087 | 6.4791 | 6.47865 |
| 2011/3/11 15:33:59 | 6.2140305 | 6.21765 | 6.21765 |
| 2011/3/11 15:34:59 | 6.1515555 | 6.03 | 6.0291 |
| 2011/3/11 15:35:59 | 6.205431 | 6.2055 | 6.2055 |
| 2011/3/11 15:36:59 | 6.4098345 | 6.4125 | 6.41025 |

別紙1-1 ◎温度降下率計算(14:52~15:09)

[16]の
原子炉圧力
(W/R)B
Tetens式変形 $t=237.3*(\text{LOG}10(P*10000/6.11))/(7.5-\text{LOG}10(P*10000/6.11))$

| 時刻 | 経過時間 | 原子炉圧力P (MPa abs) | 原子炉水温 t (°C) | 温度降下 Δt (全体) | 温度降下率1 (全体) (°C/h) | 温度降下 Δt (全体) | 温度降下率2 (全体) (°C/h) | 温度降下 Δt (1分毎) | 温度降下率3 (1分毎) (°C/h) |
|-------|------|---------------------|-----------------|--------------------|--------------------------|--------------------|--------------------------|---------------------|---------------------------|
| 14:52 | 0 | 7.10670 | 280.92 | | 開始 | | | | |
| 14:53 | 1 | 6.89130 | 278.91 | 2.0 | 120.55 | | 開始 | 2.0 | 120.55 |
| 14:54 | 2 | 6.81345 | 278.17 | 2.7 | 82.40 | 0.7 | 44.26 | 0.7 | 44.26 |
| 14:55 | 3 | 6.68205 | 276.91 | 4.0 | 80.13 | 2.0 | 59.92 | 1.3 | 75.57 |
| 14:56 | 4 | 6.49935 | 275.13 | 5.8 | 86.83 | 3.8 | 75.60 | 1.8 | 106.95 |
| 14:57 | 5 | 6.25410 | 272.68 | 8.2 | 98.90 | 6.2 | 93.49 | 2.5 | 147.17 |
| 14:58 | 6 | 5.99130 | 269.97 | 11.0 | 109.52 | 8.9 | 107.31 | 2.7 | 162.60 |
| 14:59 | 7 | 5.71365 | 267.00 | 13.9 | 119.26 | 11.9 | 119.05 | 3.0 | 177.72 |
| 15:00 | 8 | 5.41620 | 263.71 | 17.2 | 129.07 | 15.2 | 130.29 | 3.3 | 197.77 |
| 15:01 | 9 | 5.11380 | 260.21 | 20.7 | 138.03 | 18.7 | 140.21 | 3.5 | 209.67 |
| 15:02 | 10 | 4.80825 | 256.52 | 24.4 | 146.39 | 22.4 | 149.26 | 3.7 | 221.61 |
| 15:03 | 11 | 4.62600 | 254.23 | 26.7 | 145.56 | 24.7 | 148.07 | 2.3 | 137.32 |
| 15:04 | 12 | 4.82580 | 256.74 | | | | | -2.5 | |
| 15:05 | 13 | 5.07690 | 259.78 | | | | | -3.0 | |
| 15:06 | 14 | 5.30910 | 262.49 | | | | | -2.7 | |
| 15:07 | 15 | 5.52690 | 264.95 | | | | | -2.5 | |
| 15:08 | 16 | 5.72940 | 267.17 | | | | | -2.2 | |
| 15:09 | 17 | 5.92065 | 269.22 | | | | | -2.0 | |

* 温度降下率1(全体)は、14:52からの全経過時間で温度降下(全体)を割った平均値である。

* 温度降下率2(全体)は、14:53からの全経過時間で温度降下(全体)を割った平均値であり、作動直後の影響を軽減する目的で計算。

* 温度降下率3(1分毎)は、14:52からの1分毎の温度降下を求めたものであり、ある意味"瞬間的"な温度変化の様子を示す。

ii 津波前の I C 1 系統の手動操作時

別紙1-2 ◎温度低下率計算(15:16~15:36)

| | | [16]の 原子炉圧力 (W/R)B | | Ttens式変形 $t=237.3*(\text{LOG}10(P*10000/6.11))/(7.5-\text{LOG}10(P*10000/6.11))$ | | | |
|-------|------|--------------------------|-----------------|--|--------------------------|-----------------------------|---------------------------|
| 時刻 | 経過時間 | 原子炉圧力P (MPa abs) | 原子炉水温 t (°C) | 温度低下 Δt (全体) | 温度低下率1 (全体) (°C/h) | 温度低下 Δt (1分毎) | 温度低下率3 (1分毎) (°C/h) |
| 15:16 | 0 | 7.03665 | 280.27 | | 開始 | | |
| 15:17 | 1 | 6.71445 | 277.22 | 3.0 | 182.75 | 3.0 | 182.75 |
| 15:18 | 2 | 6.22935 | 272.42 | 7.8 | 235.35 | 4.8 | 287.95 |
| 15:19 | 3 | 6.07185 | 270.81 | 9.5 | 189.27 | 1.6 | 97.11 |
| 15:20 | 4 | 6.28470 | 272.99 | | | -2.2 | |
| 15:21 | 5 | 6.49260 | 275.06 | | | -2.1 | |
| 15:22 | 6 | 6.67620 | 276.85 | | | -1.8 | |
| 15:23 | 7 | 6.83640 | 278.39 | | 開始 | -1.5 | |
| 15:24 | 8 | 6.40215 | 274.16 | 4.2 | 253.43 | 4.2 | 253.43 |
| 15:25 | 9 | 6.13485 | 271.46 | 6.9 | 207.96 | 2.7 | 162.48 |
| 15:26 | 10 | 6.06960 | 270.78 | 7.6 | 152.13 | 0.7 | 40.47 |
| 15:27 | 11 | 6.29775 | 273.12 | | | -2.3 | |
| 15:28 | 12 | 6.49395 | 275.07 | | | -2.0 | |
| 15:29 | 13 | 6.66270 | 276.72 | | | -1.6 | |
| 15:30 | 14 | 6.81030 | 278.14 | | | -1.4 | |
| 15:31 | 15 | 6.94935 | 279.45 | | 開始 | -1.3 | |
| 15:32 | 16 | 6.47865 | 274.92 | 4.5 | 271.81 | 4.5 | 271.81 |
| 15:33 | 17 | 6.21765 | 272.30 | 7.1 | 214.48 | 2.6 | 157.15 |
| 15:34 | 18 | 6.02910 | 270.36 | 9.1 | 181.87 | 1.9 | 116.64 |
| 15:35 | 19 | 6.20550 | 272.18 | | | -1.8 | |
| 15:36 | 20 | 6.41025 | 274.24 | | | -2.1 | |

* 温度低下率1(全体)は、各開始時刻からの全経過時間で温度低下(全体)を割った平均値である。

* 温度低下率3(1分毎)は、各開始時刻からの1分毎の温度低下を求めたものであり、ある意味"瞬間的"な温度変化の様子を示す。

Q：運転員が気にかけて「温度降下率5.5℃/時以下」遵守は（3回とも）なされた？

Q：なぜ「温度降下率5.5℃/時」以上の冷却がなされた？

3.11当日は寒く、タンク水の水温（23.0℃、23.6℃ [5-2：添付8-9(2/3)頁]）が「設計想定」より低くて冷却効率が良かったか、崩壊熱がスクラムからの時間経過（6分後）で「設計想定」（スクラム直後）より低下？

ちなみに、敦賀1のタンク水温は「通常40～60℃」で<H15.8.20事故報告>、IC配管内の温度が約50℃<H16.10.25事故報告>と比較して、1号機でのIC配管内温度「26℃程度」とタンク水温「20℃前後」は、夏

場と冬場の違いなどがあるとしても、特に不自然ではなく、その意味で「100℃/h以上」の温度降下率は、冬場の1号機のIC作動時には当然想定される値だったはず。

表1 IC周りの温度（図2チャート印字記録の読み取り値）

| No | 測定箇所 | 3月11日12時 | 3月24日12時 |
|----|---|----------|-----------|
| 12 | ISOLATION CONDENSER"A"SHELL IC 冷却水温度（A系） | 23.0℃ | 566.4℃ ※3 |
| 13 | ISOLATION CONDENSER"A"OUTLET IC から原子炉への戻り水温度（A系） | 25.6℃ | 135.1℃ |
| 14 | ISOLATION CONDENSER"A"OUTLET IC から原子炉への戻り水温度（A系） | 25.7℃ | 141.7℃ |
| 15 | ISOLATION CONDENSER"B"SHELL IC 冷却水温度（B系） | 23.6℃ | 36.2℃ |
| 16 | ISOLATION CONDENSER"A"OUTLET IC から原子炉への戻り水温度（B系） | 26.0℃ | 38.7℃ |
| 17 | ISOLATION CONDENSER"A"OUTLET IC から原子炉への戻り水温度（B系） | 26.9℃ | 38.3℃ |

※3 10月27日の段階でも574.5度を計測しており、大気開放のIC冷却水の水温が100℃を大幅に超えることは考えられないため、計測機器の故障と考えられる。

敦賀発電所1号機は、定格熱出力一定で第28回定期検査の調整運転中のところ、8月7日の原子炉起動以降、非常用復水器*1（A）の胴側温度が上昇傾向にあり、8月16日以降は約98℃程度（通常40～60℃）にあることが確認された。

2. 原因調査

非常用復水器（B）の保温材取り外し直後に伝熱管水室表面温度を測定した結果、入口側（上部）は約180℃、出口側（下部）は約30℃であり、入口側の温度が通常の待機状態の温度（約50℃）に比べて高いことが確認された。

⑧ 運転員が急激な温度低下を恐れた本当の理由

i 温度降下率規定の根拠

運転員の「炉圧の下がり方が速く、このままだと圧力容器の健全性が保てない」との発言の根拠は、特に1号機では、中性子照射脆化＝老化も加わって、「急激な温度変化による原子炉圧力容器炉心部の脆性破壊」（小さな力でガラスのように瞬間的にパリンと割れる）への懸念<田中三彦さんの岩波新書[26]参照>。

ii 適用外だった温度降下率規定

緊急事態においては「ECCS系が自動的に作動し、冷たい水が一挙に炉内に流入することになっている。その場合炉は『急冷』され、容器は熱衝撃を受ける」ことが予想されるが、その際は緊急事態への対応が最優先で、温度降下率規定など「のんびりとそのような制限値にとらわれているわけにはいかない」[26:109頁]のは自明で、異常事態の発生直後の原子炉の減圧や冷却が真っ先に求められている段階で遵守を求められるものではない。

何より、『保安規定』では、第37条第1項で「原子炉冷却材温度及び原子炉冷却材温度変化率は、表37-1で定める事項を運転上の制限とする。」<表37-1は後出>と定められる一方、第76条第1項(1)で「原子炉の自動スクラム信号が発信した場合」を異常発生時とし、**第77条**第1項で「当直長は、第76条第1項の異常が発生した場合は、異常の状況、機器の動作状況等を確認するとともに、原因の除去、拡大防止のために必要な措置を講じる。」とし、同条**第3項**において「第76条第1項の異常が発生してから当直長が異常の収束を判断するまでの期間は、第3節運転上の制限は適用されない。」と明記されているのである[28：4章-234頁]。

第4節 異常時の措置

(異常発生時の基本的な対応)

第76条

当直長は、次の各号に示す場合、当該号炉を所管する運転管理部長に報告する。

- 
- (1) 原子炉の自動スクラム信号が発信した場合^{※1}
 - (2) 原子炉が自動スクラムすべき事態が発生したと判断される場合にもかかわらず自動スクラム信号が発信しない場合
 - (3) 原子炉を手動スクラムした場合^{※1}

(異常時の措置)

第77条

当直長は、第76条第1項の異常が発生した場合は、異常の状況、機器の動作状況等を確認するとともに、原因の除去、拡大防止のために必要な措置を講じる。

2. 当直長は、前項の必要な措置を講じるにあたっては、添付1に示す「原子炉がスクラムした場合の運転操作基準」に従って実施する。
-  3. 第76条第1項の異常が発生してから当直長が異常の収束を判断するまでの期間は、第3節運転上の制限は適用されない。

今回の地震後、大きな余震が続き、津波警報も出された状態で、ましてや外部電源が喪失した状態で、当直長が「異常の収束」判断を行なえるはずはない！

iii 運転員が急激な冷却を恐れた理由

『保安規定』では、運転開始40年を控えた2009年12月「原子炉冷却材温度制限値の評価方法の見直しに伴う変更」がなされ、第37条の「原子炉压力容器の関連温度を求めて、原子炉压力容器非延性破壊防止のための原子炉冷却材温度制限値を定め」たはず（実際に何℃に設定されていたのかは不明）。

1号機の高経年化（老朽化）に伴う脆性破壊の危険性増大を受け、運転員は日頃から原子炉の温度・温度降下率規定遵守については厳しく教育されていたと思われ、そのため、原子炉の早期冷温停止に向けた「異常時のプラント対応」を後回しにして、温度降下率規定を思い出し（＝やべー）、ICを反射的に手動停止？

| | | | |
|------------------------------|---------------------------------|------------|---|
| 平成21年10月30日 (原管発官21第280号) | 平成21年11月25日 (平成21・10・30原第9号) | 平成21年12月1日 | <ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材温度制限値の評価方法の見直しに伴う変更 記載の適正化及び誤記訂正 |
|------------------------------|---------------------------------|------------|---|

(1) 技術GMは、原子炉压力容器鋼材監視試験片の評価結果により、原子炉压力容器のぜい性遷移温度の推移を確認し、その結果に基づき、原子炉压力容器の関連温度を求めて原子炉压力容器非延性破壊防止のための原子炉冷却材温度制限値を定め、主任技術者の確認を得たのち、所長の承認を得て当直長に通知する。

表 37-1

| 項目 | 運転上の制限 |
|-------------|--|
| 原子炉冷却材温度 | 原子炉压力容器の非延性破壊防止及び熱疲労低減のために必要な値以上で運用されていること |
| 原子炉冷却材温度変化率 | 55℃/h以下 |

「第3 2 (4)」：津波襲来後・全電源喪失後の1号機「事故対応の失敗」

1号機の重要機器であるICの機能について、運転員・当直長も、発電所対策本部・吉田所長も、東電本社の誰も、正確な認識を持っておらず、津波後のIC不作為を把握できず、「水位不明」に即応した事故対応が全くなされず、事故の早期悪化（炉心損傷・溶融）を招いたことを示した（国会・政府事故調の指摘を多少掘下げ？）。

さらに、「④15条通報遅れ問題」や「⑥ICタンク水量の設置許可申請との齟齬問題」など、筆者オリジナル（たぶん本邦初？）の問題点を指摘・

説明（…したつもり：ただし、今回の学習会の趣旨から、前者は省略）。【上図は文献30：図3】

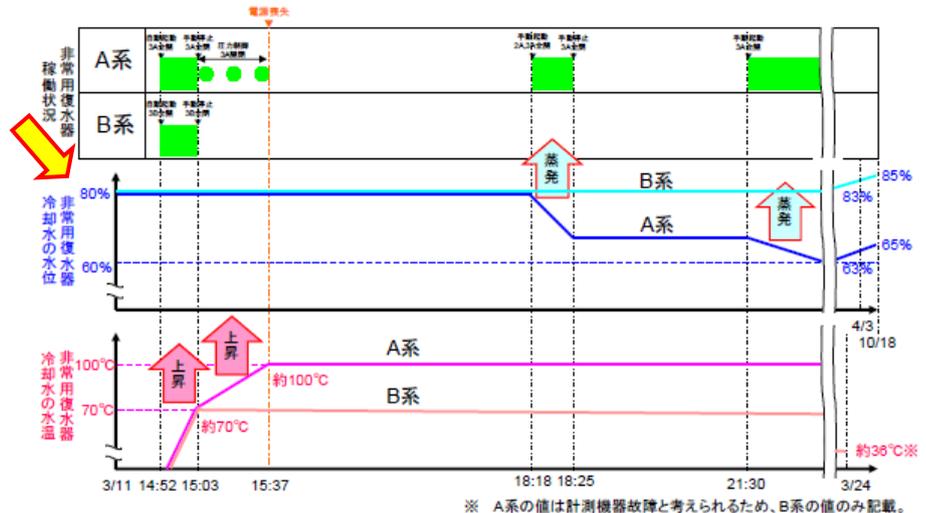


図3 ICの冷却水水位、水温と稼働状況の関係（イメージ）

***今回の学習会では、パンフ発行後の入手資料・考察も加味して、さらに一步踏み込んで、「ICの手動停止は誤りで、正しく継続作動させていたら、福島原発事故は防げた」ことを論証！**

⑥ ICの復水器タンクの冷却水量問題：設置許可との齟齬

3.11津波・全電源喪失後に当直長や当直が‘懸念していた’とされる、ICの機能保持上最も重要な「復水器（胴側）タンク水量」について、政府事故調は「冷却水100 t ≒ 100m³（タンク1個当たり）」と前掲図に加筆[4-1：資料編72, 107頁]。一方、東電最終報告書の原図には水量の記載はなく[5-2：添付8-6(1) (1/4)頁]、文章で「ICの胴側水位は…A系：65%、B系：85%（通常水位：80%）」[5-2：添付8-9(1/3)頁]とか「通常水位が80%」[30：1頁]などと記述。政府事故調は、東電の説明を無批判に引用し、「通常、復水器タンクは80%程度の水量が確保され、約6時間は冷却水の補給をしなくてもよいということ」[4-1：本文編100頁]と記載し、問題を看過。

すなわち、東電は、国から設置許可を受けたタンク保有水量（105m³。正確には106m³）を、設置許可や保安規定認可の正式な変更手続きを得ることなく、「80%（≒80～85トン・80～85m³）」という小さな値で維持管理するという危険な運用を恒常的に行っていたことは明らかで、ICという最重要機器について設置許可上定められた機能（8時間）を発揮させるように適正に維持管理していなかったことは、福島原発事故の背景にある東電の安全性に欠ける姿勢・技術的能力のなさを象徴。福島原発事故前から日常的に「保安のために必要な措置等＜原子炉等規制法第35条1項、同規則第7条の4＞」を十分に講じていなかったことの証左。

ただし、残念ながら、『保安規定』のどこを探しても、ICタンクの水量維持についての規定なし。

類似の規定は、（4）当直長は、原子炉の状態が運転及び起動において、ほう酸水貯蔵タンクの水位及び温度が図24-1、第24条「ほう酸

水注入系」にあり、当直長には毎日一回のタンク水位等の確認が課せられ、（制御

表 24-1

| 項目 | 運転上の制限 |
|---------|---|
| ほう酸水注入系 | (1) 1系列*2が動作可能であること (2) 原子炉を冷温停止にするのに必要なほう酸水の量が確保されていること |

棒挿入不能によるスクラム失敗に備え)「原子炉を冷温停止にするのに必要なほう酸水の量が確保されていること」が求められている。

一方、ICの復水器タンクは、『保安規定』より上位の「設置許可申請書(添付書類8)」記載のとおり「補給しなくても2基のタンクで8時間原子炉を冷却できる冷却水」を確保する必要があり、そのための「設計仕様」として「105トン」(後で106トンに)と明記されている“当然維持すべき値”だからか。また、作動に伴う水量減少に備え「水位低」で警報

が出されることから、タンク水量が重要な問題であることは明らか。

ところが、下位規定の手順書では、「ICの水源容量(約6時間)」[6-1:12-4-1頁]と“目減り”させた記載に。これら非常用油ポンプを停止した場合、タービンが損傷する可能性があるが、原子炉側の操作を優先するため停止する必要はある。その後、ICの水源容量(約6時間)を超える場合には、純水系から復水系(消火系)により補給する。

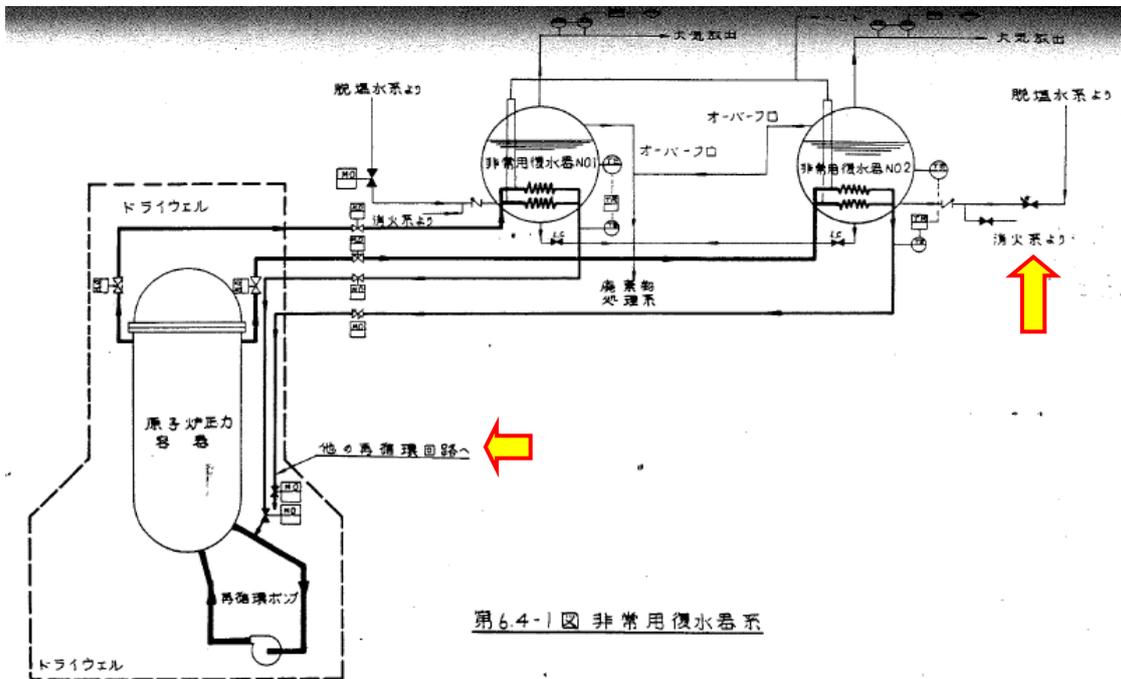
これは、「設置許可上8時間」×「実際には80%に維持管理」=「6.4時間」との“つじつま合わせ”？

この問題も、IC配管の誤接続問題<68頁・脚注44[5-2:添付8-6(2)(2/4)頁]:詳細はパンプ参照>と同様、当時の原子力安全・保安院が“お目こぼし”すると想定？

復水器タンクには、補給しなくても2基のタンクで8時間原子炉を冷却できる冷却水がある。また、原子炉を冷却減圧した後、原子炉停止時冷却系にきりかえて原子炉を冷温停止状態にすることができる。

| | |
|-----------|--------------------|
| タンク有効保有水量 | 105 m ³ |
|-----------|--------------------|

非常用復水器系では、非常用復水器出口温度、非常用復水器の水位および温度が計測され、非常用復水器の水位低で警報が出される。



第6.4-1図 非常用復水器系

付言すれば、東電が正確な情報提供（真実告白）をしていないため、JNES（独立行政法人原子力安全基盤機構）『福島第一原子力発電所1号機非常用復水器（IC）作動時の原子炉挙動解析』は、水量106トンを前提に解析[33：5-7頁など【次頁左】]。規制委も、平成26年10月事故分析中間報告書において、過渡現象記録装置データ（図5.11）でタンク水位80%程度【次頁右】を示す一方、JNES解析が106m³を用いた過誤の指摘は

なく、タンク水量問題に気付いていない[22 : 80, 82頁]。

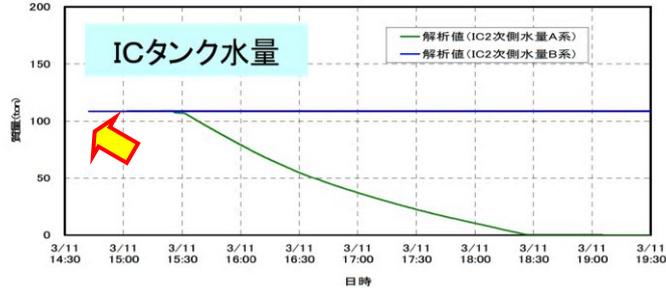


図 5.2 (b) ケース 1 A (IC 継続運転、冷却水補給無し) の解析結果 (初期 5 時間)
(IC 流量、IC タンク水量)

一方、東電自身、H23. 11. 22、水位 80%スタートの前出の図を公表[30 : 4 枚目の図 3]。ところが、H27. 12. 17未解明問題「第 4 回進捗報告」やH29. 12. 25「第 5 回進捗報告」の添付資料1-7で、本文では「通常水位80%」[34 : 添付1-7-1頁]としながら、解析結果「図 1 4 IC タンク水量」【右】は水量100%からに[同 : 添付1-7-12頁]。

IC タンク水量齟齬という重要問題<次頁>の責任追及を恐れてか、東電は意図的‘隠ぺい’か‘無認識’!?



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データ(について)におけるプラントデータの追加・訂正について(平成25年7月17日東京電力)より作成

図 5. 1. 1 過渡現象記録装置データ (IC A, B 水位)

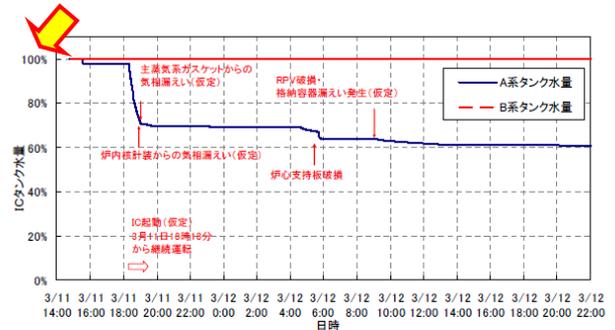
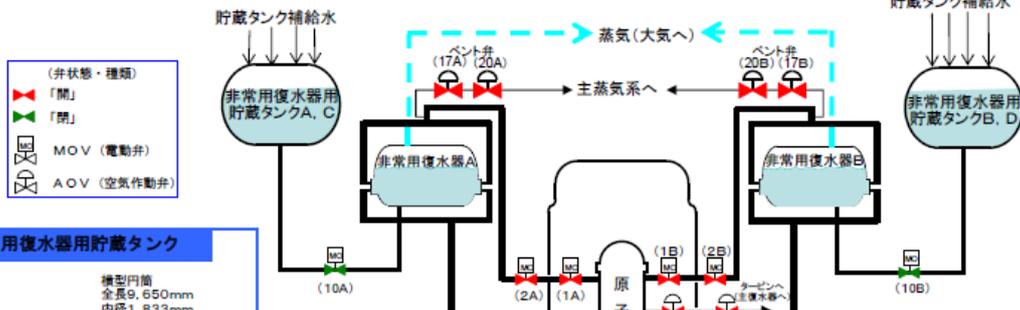


図 1 4 IC タンク水量 (IC 作動ケース)

H23. 11. 11敦賀1のIC作動記録資料[24:4枚目]より「 $24\text{m}^3 \times 4 + 26.5\text{t} \times 2 \div 150\text{t}$ 」: 1号機以上!!

(1)非常用復水器 通常待機時



- (弁状態・種類)
- 「閉」
- 「開」
- MOV (電動弁)
- AOV (空気作動弁)

| 非常用復水器用貯蔵タンク | |
|--------------|--|
| 種類 | 機型円筒 |
| 寸法 | 全長9,650mm 内径1,833mm 厚さ 12mm |
| 容量 | 24.04m ³ |
| 最高使用圧力 | 110.32kPa[gage] (1.125kg/cm ² g) |
| 最高使用温度 | 121°C |
| 個数 | 4 |

| 非常用復水器 | |
|---------|---|
| 種類 | 横置U字管形 |
| 容量 | 31,860 kW (27.4 × 10 ⁶ kcal/hr) |
| 胴部寸法 | 全長12,000mm 内径 3,000mm 厚さ 16mm |
| 温度 | 一次側入口 (管側) 296°C 二次側入口 (銅側) 109°C |
| 最高使用圧力 | 一次側 (管側) 8.62MPa[gage] (87.9kg/cm ² g) 二次側 (銅側) 110.32kPa[gage] (1.125kg/cm ² g) |
| 最高使用温度 | 一次側 (管側) 301°C 二次側 (銅側) 121°C |
| 加熱面積 | 103.2m ² |
| 胴部有効保水量 | 26,500kg |
| 個数 | 2 |

- 貯蔵タンク補給水源**
- 通常運転中**
- ・純水タンク (純水移送ポンプ)
 - ・発電用水タンク (電動消火ポンプ)
 - ・復水貯蔵タンク (復水輸送ポンプ) (復水補給ポンプ)
- 電源機能等喪失時**
- ・発電用水タンク (F-1E M消火ポンプ)
 - ・復水貯蔵タンク (復水補給ポンプ)
 - ・防火水槽 (発電用水タンクろ過水タンク海水取水路 (消防車等))

電動弁駆動電源 :
 1A, 4A/1B, 4B : 交流非常用電源 A系/B系
 2A, 3A, 10A/2B, 3B, 10B : 直流電源 A系/B系
制御回路電源 : 直流電源 A系/B系

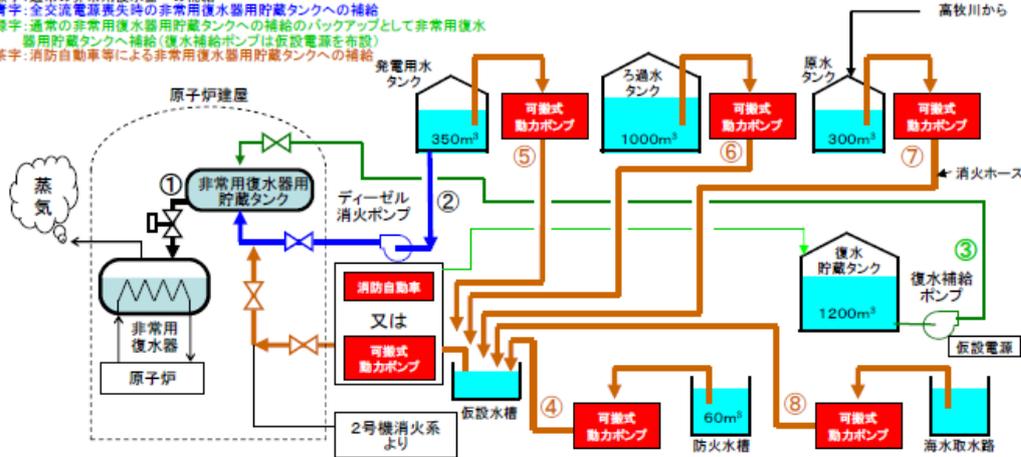
にも関わらず、事故直後H23. 4. 8貯蔵タンクへの各種緊急・応急対策：タンク水量の重要性は明らか。

非常用復水器による原子炉の冷却に必要な水源確保(全交流電源喪失時)

3

- ①手段1 非常用復水器用貯蔵タンク
- ②手段2 発電用水タンク → ディーゼル消火ポンプ → 非常用復水器用貯蔵タンク
- ③手段3 復水貯蔵タンク → 復水補給ポンプ → 非常用復水器用貯蔵タンク
- ④手段4 防火水槽 → 消防自動車等 → 非常用復水器用貯蔵タンク
- ⑤手段5 発電用水タンク → 消防自動車等 → 非常用復水器用貯蔵タンク
- ⑥手段6 ろ過水タンク → 消防自動車等 → 非常用復水器用貯蔵タンク
- ⑦手段7 原水タンク → 消防自動車等 → 非常用復水器用貯蔵タンク
- ⑧手段8 海水取水路 → 消防自動車等 → 非常用復水器用貯蔵タンク

黒字：通常の非常用復水器への補給
 青字：全交流電源喪失時の非常用復水器用貯蔵タンクへの補給
 緑字：通常の非常用復水器用貯蔵タンクへの補給のバックアップとして非常用復水器用貯蔵タンクへ補給(復水補給ポンプは仮設電源を布設)
 茶字：消防自動車等による非常用復水器用貯蔵タンクへの補給



Q：運転員にIC作動の経験がなかった＝東電がICの運転訓練を行なってこなかった原因は？

先に絶賛したNスペ「失敗の本質」によれば、IC（イソコン）作動時の「ジェット機のエンジン音」のような轟音と「原子炉建屋全体を包み込んでしまうほどの大きさ」まで「雲のように一気に広がる」蒸気噴出が周辺住民を驚かせることへの懸念や、「放射性物質の漏洩リスク」（屁理屈）から、実動作試験も含めて「使用を避けたいというイソコンへのネガティブな雰囲気」が生じ、「1970年代半ば以降、イソコンが封印」＜第2章＞。

「アメリカでは、5年に一度イソコンを実際に稼働させる実動作試験を行っていた」のに対し、「福島第一1号機の運転員は、BWR運転訓練センターで、ICを含まない異なる設計の4号機を標準にしたシミュレーターを用いて訓練を受けていた」だけで、国についても、「アメリカでは、…イソコンの実動作試験が規制要求」されたのに対し、日本では、「非常用冷却設備」であるICについて実動作試験をしないまま原子炉の稼働を容認（第3章）。

さらに、同書によれば、『保安規定』に「イソコンについて定例試験（サーベランス）を行うことが明記されたものの、定期検査の際にバルブの開閉などを確認するだけで、実際に装置を作動させる内容にはなっていない。」（155頁）とされ、東電も「イソコンの作動確認については、弁を開け閉めさせる試験をもって担保していた」とのこと（107頁）、保安院幹部も「弁の開閉訓練だけで十分と考えられていたのだろう」とし（147頁）、実動作試験に伴うリスク（原子炉が不安定になる可能性）から、「規制当局も特段の要求をしてこなかった」とのこと（153頁）。

絶賛「Nスペ」にこうキッパリ解説されると、「あー、そうなのか。」と納得したくなりますが、この学習会に備えて、こだわりの“原点（原典）回帰”を貫き、もう一度『保安規定』を読み返してみると……。

Q：ICの運転訓練は「法的」に不要？

ICの作動確認（運転訓練）について『保安規定』の条文を探してみると（H21.5.25施行、H16.6.25でも同様）、

(原子炉隔離時冷却系)

第 41 条

原子炉の状態が運転、起動及び高温停止（原子炉圧力が 2 号炉，3 号炉，4 号炉，5 号炉及び 6 号炉は 1.04MP a [gage] 以上）において，原子炉隔離時冷却系（1 号炉は非常用復水器系）は表 41-1 で定める事項を運転上の制限とする。

2. 原子炉隔離時冷却系（1 号炉は非常用復水器系）が前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため，次の各号を実施する。
 - (1) 運転評価 GM は，定検停止後の原子炉起動から定期検査終了までの期間において，原子炉隔離時冷却系（1 号炉を除く）が模擬信号で作動することを確認し，その結果を当直長に通知する。
 - (2) 運転評価 GM は，定検停止時に，非常用復水器系（1 号炉）が模擬信号で作動することを確認し，その結果を当直長に通知する。
 - (3) 当直長は，定検停止後の原子炉起動前に原子炉隔離時冷却系（1 号炉を除く）の主要な手動弁と電動弁が原子炉の状態に応じた開閉状態であること及び主要配管が満水であることを確認する。
※1。
 - (4) 当直長は，定検停止後の原子炉起動前に非常用復水器系（1 号炉）の主要な手動弁と電動弁が原子炉の状態に応じた開閉状態であることを確認する※2。
 - (5) 当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止（原子炉圧力が 2 号炉，3 号炉，4 号炉，5 号炉及び 6 号炉は 1.04MP a [gage] 以上）において，表 41-2 に定める事項を確認する。

Q<上級者編>：2（1）で R C I C 「作動確認」は、なぜ「定検後～検査終了まで」に？

同じ駆動方法の「HPCI」も、第39条（非常用炉心冷却系その1）で「RCIC」と同じく「定検後から検査終了まで」に「模擬信号で作動を確認」となっている。これは、定検最終段階の原子炉を起動させ圧力・水温が上昇した段階で、「模擬信号（水位低）」によりRCIC・HPCIを実際に主蒸気で駆動（運転性能検査）させ（水はテストラインで循環）、ポンプの運転状態（流量、揚程等）を確認するため<H22.10.13：F1-3⁷ル・マルの福島県への説明>。

一方、第41条2（2）でICは「定検停止時に…模擬信号で作動することを確認」することが求められているが、ここでの「作動」も、同じ表現のRCIC等のように「実際に駆動」させ、申請書記載の冷却性能を確認（運転性能検査）することの**はずで**、‘バルブ開閉確認で十分’という解釈は、東電+保安院の“勝手な主張”（作成した東電を“差し置いて”言うのは僭越？）でしかない。

事実、第43条<次頁>で、表43-3に定める「格納容器隔離弁」の1つとして「非常用復水器蒸気管 内・外ベント弁」の「全閉確認」が指示されており、HPCIの機能検査で「運転性能検査」と「弁動作検査」が明確に区別されているように、ICの「作動」確認は、実作動させる「運転性能検査」であるべきで、バルブの開閉確認とは“別物”の**はず**！

高圧注水系機能検査の概要（2）

<検査の手順>

- LOCAの模擬信号を投入することにより、HPCIポンプが所定の時間で自動起動し、所定の性能を満たすとともに、運転状態に異常がないことを確認する〔運転性能検査〕
- HPCIポンプを停止させた後に、LOCAの模擬信号をHPCI注入弁の回路に投入し、所定の時間で自動で開くことを確認する〔弁動作検査〕

<主な確認項目>

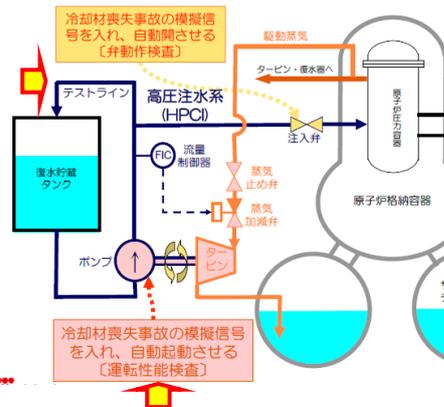
- ポンプの起動特性（定格流量到達時間等）〔運転性能検査〕
- ポンプの運転状態（流量、揚程等）〔同上〕
- 注入弁の動作時間（全閉→全開）〔弁動作検査〕

>高圧注水系（HPCI）は原子炉の蒸気を駆動源としており、原子炉の停止中は作動が不可能なため、他のECCS（炉心スプレイ系、低圧注水系）と異なり、原子炉の起動後に機能検査を実施する。



東京電力

運転性能・弁動作検査 東京電力株式会社



(2) 運転評価GMは、定検停止時に、表 43-3 に定める格納容器隔離弁が模擬信号で全閉することを確認し、その結果を当直長に通知する。

Q：東電には、第3弁確認と第1・2・4弁の確認は“別物”？

さらに、第41条2(5)「表41-2」で、(当直長は)ICの原子炉入口弁(第3弁:運転時は「閉」)を月一回「開することを確認」(動作確認後は改めて「閉」復旧確認)することが求められており、これが正真正銘の‘弁の作動確認’。よって、同条2(2)の要求するICの「作動確認」は、(4弁とも開にして) **実際に駆動**(配管内に主蒸気・復水を通す)させることであるのは明らか!! (でないと(2)と(5)を別記載にする意味なし。)ところが、さすがは東電! (5)

で第3弁確認、(2)では6台(1・2・4)の弁の確認だけでIC系の「機能・性能検査」と“偽称・偽装”<26回定検>(なら、HPCIも弁の確認?)。

表 43-3

1. 1号炉

| 項 |
|--|
| (1)主蒸気管ドレン系 主蒸気管内側ドレン弁 主蒸気管外側ドレン弁 |
| (2)炉水サンプリング系 原子炉水サンブル内側隔離弁 原子炉水サンブル外側隔離弁 |
| (3)非常用復水器系 非常用復水器蒸気管内側ベント弁 非常用復水器蒸気管外側ベント弁 |

1. 1号炉

| 項目 | 頻度 |
|---|--------|
| 非常用復水器系の原子炉入口弁が開することを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。 | 1ヶ月に1回 |

| | | | |
|----------------|-----------------|---------|-------------|
| IF1-26-14-運1 | 非常用復水器系機能検査(運1) | 機能・性能検査 | 非常用復水器系弁 6台 |
| IF1-26-19-運1 | 高圧注水系機能検査(運1) | 機能・性能検査 | 高圧注水系 |
| IF1-26-19-運1再1 | 高圧注水系機能検査(運1再1) | 機能・性能検査 | 高圧注水系 |

Q：「定検停止時」はICを実際に駆動できないから、弁開閉で代用？

41条解釈の“重要ポイント”は、2(2)でICの作動確認時期が「定検停止時」となっている点。(単純に考えれば、「定検停止時」は原子炉圧力・水温が低くICは作動しない? だから弁の開閉確認で十分? でも、それなら、RCIC等と同様に定検最終段階に作動させるよう、『保安規定』を改訂すればいいだけ。)

『保安規定』第3条では、検査及び試験を「適切な段階で実施する」ことが定められている。

実は、このICとHPCI等の作動確認時期の違い

(適切な段階)が極めて重要で、ICにはHPCI等のようにバイパスラインがなく、作動時には冷却された復水が炉内に実際に流入する(してしまう)からこそ、前述の東電・保安院幹部が懸念した‘原子炉が不安定になるリスク’を『ゼロ』にするため、「定検停止時(原子炉停止済み)」での作動確認を規定。HPCI等の「定検後から検査終了まで」の期間は、原子炉が起動(臨界)した状態で、冷水が炉内に流入(しかも1号機では、「無断施工」による一方の再循環系からの‘非対称’流入のため、出力振動リスクも加わる)することによる‘原子炉の不安定化リスク’が極めて大きいため、ICの作動確認には不適切!(2(2)が6台の弁確認なら時期指定は無意味!)

このようなICとHPCI等の作動確認時期の違いからも、『保安規定』(最初にGE作成?)は、HPCI等と同様、ICについても実作動確認(復水の炉内流入を想定)を要求(当初は?)していることは明らか!!

付言すれば、定検停止(全制御棒挿入)後で炉内が‘ほどほどにアツアツ’の状態、例えば事故時(ICの自動起動時)に停止時冷却系SHCへの引継ぎ想定時の約1MPa(0.93MPa、水温約175℃)になる少し前なら、ICの実作動(運転性能検査)は十分可能。しかも、3.11事故時<前出図参照>のように10~20分程度(実際には原子炉停止後の時間経過により冷却が進んでいるので、それ以上の時間作動させても)タンク水は100℃に達せず、東電が懸念した? ‘轟音や雲のような蒸気噴出’は生じない。

8.2.4 検査及び試験

(1) 組織は、原子力発電施設の要求事項が満たされていることを検証するために、「NM-13 検査及び試験基本マニュアル」及び「NM-51 運転管理基本マニュアル」に基づき、原子力発電施設を検査及び試験する。検査及び試験は、業務の計画(7.1 参照)に従って、適切な段階で実施する。検査及び試験の合否判定基準への適合の証拠を維持する(4.2.4 参照)。



⑩ ICの機能発揮による福島原発事故の未然防止の可能性

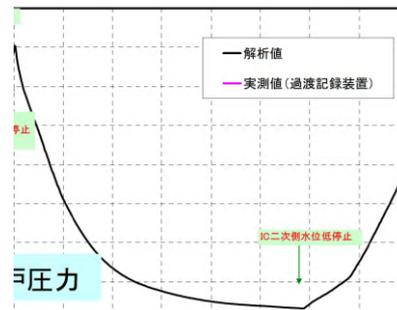
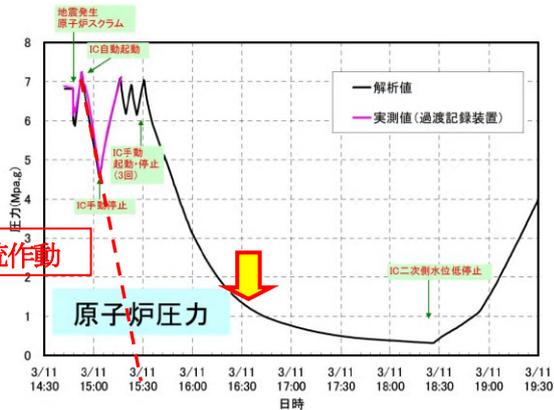
地震による原子炉スクラム・外部電源喪失などの異常事態が始まった段階で、操作経験のなさでIC起動時に当然生じる「炉圧急減」に驚き、反射的にIC2系統を手動停止したことが、最大の操作ミス（「温度降下率遵守」とか「配管からの蒸気漏洩を懸念」などは後付けの理由でしかない）。

なぜなら、前述のとおり、『保安規定』で「温度降下率遵守」は適用除外されており、また、地震直後に各種計測機器は正常で警報発信もなくICも作動し続けていたことから、隔離を要するような配管の重大な損傷・破断が生じていないのは明らかで、ICを手動停止させて確認する必要もなし。

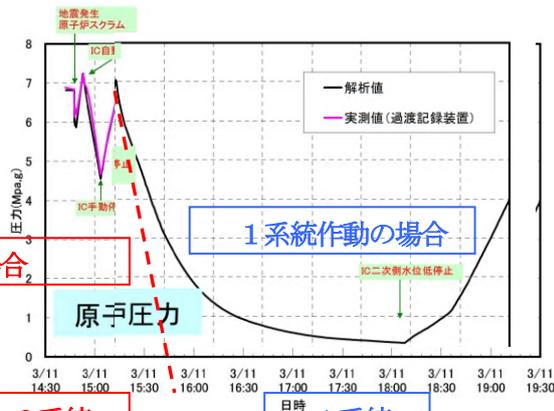
仮に、後者が正当化されたとしても、手動停止後の速やかな炉圧の回復により配管損傷・漏洩等の懸念が払拭されたなら（遅くとも15時15分頃）、次のステップとして原子炉『冷温停止』に向けての冷却を再開・継続すれば、「1系統起動の場合」でも、JNES解析のケース1Aでの炉圧のグラフ[33：5-6頁の上のグラフ]より、15時30分頃より約15分早く炉圧は減少し始め、16時30分前には1MP a gageに。さらに「2系統とも起動」させていれば、炉圧はさらに迅速に減少し、16時前には1MP a以下に。

さらに言えば、IC2系統の自動起動後、手動停止がなされずに「そのまま冷却が継続」されていたならば（保安規定や運転手順書上、特に問題のない運転操作のはず：詳細は後述！）、15時30分頃には1MP a以下に達していたはず（炉圧の減少カーブが徐々に緩くなるとしても）。

そのような低圧状態に一旦持ち込めていたなら、津波後にICによる減圧・冷却が不能となったとしても、16時35分に停止状態だったD/D-FPが17時30分に復旧していることから、代替注水ライン構成による注水冷却・『冷温停止』が容易に実現した可能性が高い（それが絶対に不可能だったと言うなら、解析のプロ・東電が立証すべき。田辺文也氏からは「自分で証明すべき」とお叱りを受けるかもしれませんが）。



手動停止後の15:15に手動再作動



2系統の自動起動後、そのまま継続

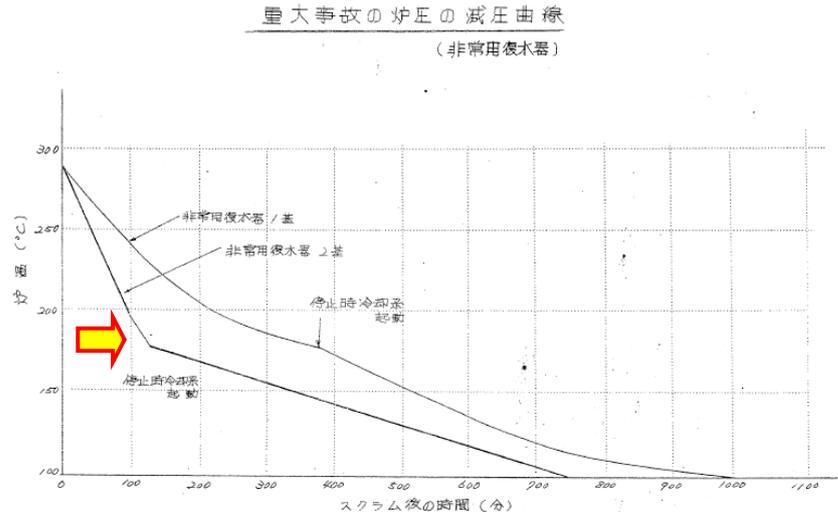
2系統 ↑ ↑ 1系統

★ I C 優先作動への直前変更の不徹底（教育訓練不足）が最大の原因！★

「事故8ヶ月前にI Cが作動し易く設定変更された」ことと約1年前作成の「地震手順書」が重要ポイント！
 設定変更を手順書に具体的に反映（改訂）させず、地震手順書も含め、運転員に周知徹底せず、I Cの特性（S R Vとの相違）を踏まえた訓練・教育なども一切行なわず、にもかかわらず「第26回定検（2010.3.25～）」を
2010.10.15に終了させ営業運転を再開した、東電の‘安全性確保後回し’の姿勢が最大の原因<37頁脚注21>。

★ I C 冷却で事故収束が可能★

設置許可申請書・添付書類10に関する「I C作動時の原子炉温度の経時変化」（原子力資料情報室・上澤さん提供資料の原子炉安全専門審査会72部会：72部-3）によれば、「I C1基」による温度降下率（グラフの傾き）は作動初期「30°C/時」以下で、「I C2基」でも「約54.5°C/時」で、東電が言い訳にした「55°C/時」を超えていない（むしろ、そうなるようにI Cの性能を厳しい条件下（崩壊熱は大き目に、タンク水温は高目に）で設計したものと思われ、当然と思われる）。



そして、添付書類 10「2.安全評価」の重大事故・主蒸気管破断事故は、MS I V閉鎖・スクラムという今回の事故状況とある意味類似のもので（順は逆）、事故後のMS I V開操作（＝主復水器による除熱・冷却）は不可能なため、ICで冷却・減圧を行ない、炉圧を約1MP a（10気圧）にまで低下させ（炉温は約175℃）、「停止時冷却系SHC」を起動させ、「冷温停止（100℃）」へ導き事故を収束させることが想定されており（ICの作動基数により冷温停止までの所要時間は異なる）、これが今回の事故対応の基本。

同解析によれば、IC 2基で「50分間＝3.11津波襲来前の15時40分頃まで」冷却すれば、炉温242℃、炉圧3.77MP aまで低下することが示され、さらに実際には、前出の表<ポンプ40-44頁>のとおり「温度低下率」が極めて大きかったことを考えるなら（ある意味、本件事故時の最大の「幸運」？）、IC 2基の継続作動で15時40分頃には1MP aまで減圧できた可能性があったことが推測される。

さらに、H23.11.11 敦賀1のIC作動記録資料[24:5枚目]でも、「非常用復水器 自動作動時」において原子炉隔離継続時＝MS I V開不能時には、ICを継続作動させ（貯蔵タンクには適宜補給水を行ない）、「原子炉を約175℃（＝0.93MP a）まで冷却し、以降は停止時冷却系で冷却」して（ICが自動作動するような事故を収束させるべきことが明記されている。

- 
- 原子炉隔離継続時は、原子炉を約175℃まで冷却し、以降は停止時冷却系で冷却
 - 原子炉隔離復旧後（主蒸気隔離弁開弁）は、主復水器にて冷却

従って、巨大地震スクラム・外部電源喪失・MS I V閉の状況下（＝異常継続中）では、前出解析の「重大事故時」と認識し（あるいは敦賀1のように「IC自動起動」からも判断可能）、ICの特性である原子炉水位を維持しつつ冷却・減圧を続け、停止時冷却系SHCが起動する約1MP a（0.93MPa、水温約175℃）に減圧するまで、2時間程度何もしなければよかったのである（実際には約1時間後に全電源喪失となるが、それは結果論）。

東電も繰り返し宣伝しているように、原発の異常時の基本対応は「止める・冷やす・閉じ込める」。

残念ながら“お飾り”に過ぎなかった「地震対応手順（第22章 22-1）」では、大規模地震発生時は特にその基本が「操作のポイント」で強調され、さらに「事故の概要」では「動作を期待する系統・機器が運転不能となる恐れがあるため…健全な系統・機器により原子炉を冷温停止する」と明記されているように、スクラム（止める）成功後の次の目標は「冷やす」であり、「冷温停止」にまで持ってゆくことが求められている。

2. 操作のポイント

(1) 原子炉設備の操作については、「止める，冷やす，閉じ込める」を確実に実施する。

(2) 操作の優先順位

- a. 優先順位は、原子力安全（止める，冷やす，閉じ込める）→人身安全→火災対応→漏えい対応→電源故障対応の順で対応することを原則とし、地震初期におけるプラント対応時の優先順位とする。しかし、当直長は状況により判断し適切に対応する。なお、状況判断や操作を行う場合は、余震等に伴う二次災害の発生に十分注意する。
- b. 原子力安全（止める，冷やす，閉じ込める）が確保されない場合は、公衆の安全（放射性物質の大量の放出）を考慮し、原子力安全の操作を最優先する。しかし、人身災害および火災発生を確認した場合は、各通報先へ連絡を行い、原子力安全を確認後速やかに必要な対応をする。

1. 事故概要

本手順書使用の導入条件は震度5弱以上または、地震加速度区分Ⅲ（基準点地震加速度 45gal 以上）とする。尚、この手順書は震度6強を超える大規模地震を想定し、また耐震Cクラス系統・機器（外部電源、循環水系、共用所内ボイラ、消火系、補給水系（純水）、変圧器等）の損傷を想定している。

地震加速度大（R/B地下床水平 135gal，R/B地下床鉛直 100gal）に至れば原子炉は自動スクラムする。地震においては、その地震動の大きさにより動作を期待する系統・機器が運転不能となる恐れがあるため、発生警報及び主要・関連パラメータにより機器の作動状況の把握に努め、健全な系統・機器により原子炉を冷温停止するとともに

東電最終報告 [5-1 : 118、122 頁] によれば、地震直後は「訓練と同じように冷温停止に向けた対応操作を行っていた」とのこと。

① 11日15時30分頃～11日16時頃

福島第一1号機は、定格電気出力で運転していたが、3月11日14時46分に発生した東北地方太平洋沖地震によって自動停止した。地震により外部電源を喪失したが、非常用D/Gは自動起動した。中央制御室では、非常用復水器の弁の開閉操作によって原子炉圧力を制御するなど、訓練と同じように冷温停止に向けた対応操作を行っていた。



- ・ 高圧注水系などの非常用炉心冷却系については、異常を示す警報は確認されず、表示灯も正常であった。運転員は、原子炉水位が安定しており、非常用復水器により原子炉圧力が制御できていたことから、高圧注水系が自動起動可能な状態であることを確認し、他の運転操作や監視に専念した。
- ・ 中央制御室では、パラメータに異常もなく、冷温停止に向けて、スクラム対応を続けた。当直長は「このまま収束（冷温停止）に持っていける」と感じていた。



ただし、これは“体に染みついた”通常のスクラム時手順「1-1 (B)」の‘再起動’を念頭に置いた操作。

地震手順書のように全く訓練されなかった手順がある一方、スクラム時手順「1-1 (B)」のように“体に染みつく”ほど訓練することで、本質的に異なる事態（巨大地震・外部電源喪失）が生じているにも関わらず、ワンパターンの対応（15時4分～11分頃、SRV作動時には必要な格納容器冷却系CCSによるS/Cモードでの手動起動）を安易に選択してしまうという危険性も「3.11の教訓」と言うべき。

ここからが重要で、『保安規定』第77条2項にある「添付1 原子炉がスクラムした場合の運転操作基準」において、①目的は「十分な炉心冷却の維持」と「冷温停止状態までの冷却」とされ、⑤主な監視操作内容「C 原子炉圧力」で、MS I V閉の場合にはSRVまたはICによる原子炉圧力調整が指示され、炉圧とSRV・ICの連続的監視が要求されている。前述のとおり、77条3項で異常収束まで運転上の制限（温度降下率遵守）は適用されないので、運転員は停止時冷却系の作動条件に達するまで“何もする必要はなかった”のである。

すなわち、「添付1」において、

・ 1号炉

表 1

| | |
|---|-------|
| 1. 原子炉制御 (1) スクラム | |
| ①目的 <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉を停止する。 ・ 十分な炉心冷却状態を維持する。 ・ 原子炉を冷温停止状態まで冷却する。 ・ 格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む。) | |
| ②導入条件 <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉スクラム信号が発生した場合 ・ 手動スクラムした場合 ・ 各制御の脱出条件が成立した場合 | ③脱出条件 |

C. 原子炉圧力

- ・ 原子炉スクラム後、原子炉圧力を確認する。
- ・ 主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、主復水器が使用可能であることを確認する。
- ・ 原子炉圧力制御が正常でない場合又は主復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。
- ・ 主蒸気逃がし安全弁が開固着した場合、「サブプレッションプール水温制御」へ移行する。
- ・ 主蒸気隔離弁が開の場合、主蒸気逃がし安全弁を開又は非常用復水器系を起動して、原子炉圧力を調整する。また、主蒸気逃がし安全弁の開閉又は非常用復水器系によって原子炉圧力の調整ができない場合、原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。なお、復水器が使用可能である場合は主蒸気管ドレン弁により調整してもよい。
- ・ 主蒸気逃がし安全弁の開閉によってサブプレッションプールの水温が上昇するため、格納容器冷却系によるサブプレッションプール冷却を行う。
- ・ 原子炉圧力がタービンバイパス弁、主蒸気逃がし安全弁又は非常用復水器系により制御されていることを連続的に監視する。
- ・ 主蒸気逃がし安全弁の開閉状態又は非常用復水器系の運転状態を連続的に監視する。

当直長が留意すべき一般の注意事項として「非常用炉心冷却系…が自動作動した場合は、…不用意に手動停止しない」ことが明記され、1号機のICは、設置変更許可申請書(S43.11)で、HPCIや炉心スプレイ系と同じく「非常用冷却設備」(ECS系)と位置付けられていることに鑑みても、敦賀1同様、(2つ以上の計器で誤起動が確認されない限り)ICの作動継続が原則のはず。

「配管漏洩の懸念」も、前述のように計測機器が正常だったのに、配管漏洩を示す(示唆する)格納容器温度・圧力などの異常は(2つ以上の独立した計器により)一切確認されていないことから、手動停止の正当事由にはならない。

(3) 非常用炉心冷却系、非常用交流電源及び非常用ガス処理系等が自動作動した場合は、2つ以上の独立した計器により状況を確認するまでは、自動作動が正しいものとして対処し、不用意に手動停止しない。

イ) 非常用冷却設備



(1) 冷却材の種類

変更なし

(2) 主要な機器及び管の個数及び構造

a. 非常用復水器

変更なし

b. 炉心スプレイ系

変更なし

c. 高圧注水系

1次系配管の中小破断時に、蒸気タービン駆動ポンプにより復水貯蔵タンクの水あるいはサブプレッション・プールの水を給水管を経て炉心へ注入して、燃料の過熱を防止する。

系 統 数 1

流 量 約 680 T/hr

ポンプ数 1

結局、ICの手動停止は、『保安規定』(異常時の措置)に反するものだった!!

◇ まとめ ◇ ('Ora Orade Shitori egumo' 的考察と結論)

<事故前>

- ・『保安規定』第41条2項「定検停止時のIC作動確認」の不実施（運転開始～？）＋国容認
- ・運転経験のなさによる運転員から東電本社に至る関係者全員のIC機能・重要性の無理解（事故時の運転員IC手動停止、津波後の対策本部の対応遅れ＝事故の早期悪化・水素爆発の原因）
- ・『設置許可』に反しIC軽視の「ICタンク水量80%」（＋IC配管接続無断変更を国容認）
- ・ワンパターンのスクラム手順訓練＋老朽化（急冷禁止）による「温度降下率遵守」の刷り込み
- ・IC優先設定変更・地震手順書の教育訓練なしで第26回定検（～2010.10.15）終了＋国容認

<地震直後>

- ・『保安規定』第77条3項「運転上の制限は適用されない」＝「温度降下率遵守」不要
- ・急激な炉圧減少をもたらすような配管漏洩は、格納容器温度・圧力などで確認可能
- ・『保安規定』「添付1」の注意事項「（ICが自動起動したら）不用意に手動停止しない」
- ・IC自動起動後は停止時冷却系SHC引継までの冷却継続、最終的に冷温停止が操作目標

<津波後>

- ・IC2系統継続作動で津波襲来時にSHC作動可能な1MPa（175℃）まで減圧可能（しかも「ブタの鼻」からは蒸気噴出、津波後の作動停止が即座に判断可能＝代替策の早期検討可能）
- ・津波襲来時までの冷却で17時19分頃まで燃料損傷は生じず、原子炉建屋内作業も可能
- ・D/D-FP（実際は17時30分復旧）による代替注水の早期実現で『冷温停止』可能？

運転開始以来『保安規定』曲解し I C 作動確認・運転経験なし！
事故前から『設置許可』・ I C 軽視の「タンク水量 80%」！
原発老朽化による「温度降下率遵守」刷り込み！
直近定検で I C 優先作動手順・地震手順書の教育訓練なし！
地震後 I C 自動起動後は『保安規定』遵守で継続作動が当然！



『保安規定』第 77 条 3 項「運転上の制限は適用されない」

配管漏洩は、格納容器温度・圧力などで確認可能

『保安規定』「添付 1」 「(I C 自動起動後は) 不用意に手動停止しない」

津波時までの冷却で、その後の早期代替注水・冷温停止可能！

「ブタの鼻」蒸気噴出停止で、 I C 停止早期把握 + 代替注水早期準備可能

**事故前の『保安規定』遵守 + 手順書の教育訓練と
事故初期の運転操作で 福島原発事故は防げた！**