

▼Nスペ取材班が解けなかった“謎”の解明▼

前号『鳴り砂No.312 別冊』（2024. 11. 20）では、規制委『東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会』（以下「検討会」）で「非常用復水器（IC）に関する分析」が始まったことを受けて（1回目7.22、2回目11.14）、地震後・津波襲来前の1号機での自動起動したICを「手動停止」したことによる“冷却不足”が事故拡大の最大要因であり、特に、東電が未だに主張する（＝決して撤回しない）「温度降下率遵守のためのIC手動停止」がそもそも保安規定・炉等規制法に反する操作であったこと、また、地震後の適用手順書論議における「地震手順書」（2010. 2. 11 施行）隠しや、運転員らの2010. 6・7保安規定・手順書改訂による「SRV（逃し弁）」から「IC優先作動」への変更に対する無認識や「プール冷却開始」に見られるIC特性の無理解、手動停止後の温度降下率規定を満たさない不慣れなIC手動操作などは、いずれも事故前の第26回定検時（2010. 3～10）にそれらの周知・教育・訓練を実施しなかった東電の「保安教育の不備」に起因すること、などを明らかにしました。

それらを踏まえて、本稿では、2回目検討会（11.14）での規制委・安井氏の「津波襲来時点までのICの操作…を理解し、今後の教訓を抽出する観点から」の考察・質問【48回資料3-1】に対する、東電の“的外れ”の資料「1F1のICの設計・運転から得られた教訓の革新軽水炉への反映について」【48回資料3-2】について検討し、IC問題のバイブル(?)とも言える前号引用のNスペ取材班「福島第一原発1号機冷却「失敗の本質」」（講談社現代新書2017：以下『失敗の本質』または「同書」）で“謎”とされた2010「IC優先作動」に先立つ運転初期の「ICからSRV」への方針転換理由について解明し、今後の検討会での検討課題を明らかにしたいと思います。

≪謝辞：本稿作成中、同書や【47回資料2-1】4頁「ICの起動の経緯」の情報源と思われる、後出「JAEA（日本原子力研究開発機構）論文」＜久木田豊、渡邊憲夫「福島第一原子力発電所1号機において地震に起因する冷却材漏えいが事故の原因となった可能性があるという指摘について」JAEA-Technology 2014-036（2014. 11）pp. 9-11＞および申請書類の‘再見直し’＝上記“謎”解明につながるキッカケ・動機を与えて下さった、辰巳裕規弁護士（原発賠償ひょうご訴訟弁護団）に感謝いたします。≫

(1) 「IC」から「SRV+RCIC」への世代交代と、ICの再評価

東電の【48回資料3-2】では、国内初期の敦賀1・福島1号機の「BWR 3」では、ICが「逃し安全弁(SRV)と異なり原子炉からの蒸気放出を伴わないことから、原子炉水位を維持しながら原子炉圧力を制御可能な手段として採用」され（それ故15:07以降のプール冷却操作は不要ですが、その点には言及せず）、一方、福島1号機以降の「BWR 4」では、「SRVで原子炉圧力を制御し、RCIC(蒸気駆動のポンプ)による原子炉外からの注水で原子炉水位を制御」する方式が“主流”となった経緯が述べられています。そして、その「考えられる背景として、ICに比べ機器サイズ等の面からプラントの出力増加への対応がしやすい等の要因」があったこと、すなわち、同資料では明言されていませんが、「IC方式」ではプラント出力増に見合う冷却能力を維持す

るには原子炉建屋上層階に設置する（重力による自然循環のため）冷却タンクの巨大化が必要で、それには設置スペースの確保やタンク階下の柱・壁・床の高強度化・耐震化が不可欠ですが、それらは‘原発建設の最優先事項’である原子炉建屋の小型化＝使用鉄筋・コンクリート低減によるコスト削減に反するため、小型設備で済む「SRV+RCIC（隔離時冷却系）方式」に置き換わった＝世代交代したのです。

そして、最近、ICが革新軽水炉において再評価されている理由として、「静的炉心冷却システムの最大のメリットとして、外部からの電源や水の補給なしに相当期間の冷却が維持できる」ため、「炉心損傷に至る可能性のある事故シーケンスのうち、高圧注水機能喪失(TQUX)、全交流電源喪失(TB)、崩壊熱除去機能喪失(TW)等に対し炉心冷却の維持と崩壊熱除去を行うことで炉心損傷の防止に寄与できる」ことを挙げています。皮肉にも、これはそのまま、東電が隠し続ける、福島原発事故時にICが手動停止されなかったなら果たし得た“優れた機能”についての説明になっています。

(2) 2010「ICの位置づけ」の『コペルニクスの転換』がIC手動停止の原因

ところが、同資料で東電は、「1F1のICの位置づけは(タービントリップ時のバイパス弁開失敗、主復水器真空低下、主蒸気隔離弁閉鎖のような)「主復水器が利用できない場合に、原子炉の崩壊熱を除去する」(設置許可申請書記載)であり、運転時の異常な過渡変化～設計基準事故への対応を主眼とした設備」(マ)だとして、3.11地震後にICの“優れた機能”を十分に‘活かせなかった／活かさなかった’のは、「異常な過渡変化～設計基準事故」という東電が勝手に設定・限定した「ICの位置づけ」を超えて事態が進展・悪化したためで、‘仕方なかった’かのように弁明しています。

でも、過渡変化時だけでなく、スクラム・MSIV閉という事故時にも優先作動するよう保安規定・作動圧を変更し、“眠っていた”IC（イソコン）の位置づけを変えたのは、まさに東電自身（上層部の独断？）です。すなわち、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」したのです<『失敗の本質』pp.104-106。JAEA論文にも同旨の指摘>。

ところが、東電上層部は、そのような「ICの位置づけ」の『コペルニクスの転換』の及ぼす“広範・多面的な影響”を考えもせず（機械・ロボットのソフト・プログラム変更と違い、生身の人間＝運転員の操作手順の変更は即座には不可能）、東電は「変更の周知をし、マニュアルにも反映させた」<同書p.106>と主張していますが、最も主要な「スクラム・MSIV閉」手順書【48回資料3-1：15頁】でも「6. 原子炉圧力調整」後に‘IC作動時には不要’な「7. S/P冷却」指示が放置されていたように、SRV作動が前提の各種手順書の改訂作業すらできず、ましてやIC作動手順の運転員への周知・教育・訓練などできたはずもないのです。だからこそ運転員らは、2号機につられて‘習熟したSRV手順’に従ったプール冷却を実施したり、地震後に（SRVではなく）ICが自動起動したのは前年の「位置づけ」変更によるものだと理解できず、「炉心冷却の維持と崩壊熱除去を行うことで炉心損傷の防止」が可能

だった I C を、‘作動時には当然生じる’「炉圧の急低下」に驚いて、慌てて手動停止させたことは明らかです（その正当化に「温度降下率遵守」を思いついただけ）。

(3) 東電すら暗に認める「I C の実作動検査」の必要性

また、規制庁の「ICの実動作時の挙動が関係者間で共有されていなかったことが、事故当時発電所の対策本部でICが停止していたことを把握するに至っていなかった要因の一つではないか」【48回資料3-2：8頁】という指摘に対し、東電は、「革新軽水炉への反映」を目的とした【…今後の方向性】において、「…定期的の実動作試験を実施し、実動作時の挙動や状況を関係者間で共有」することが必要として、実動作試験での「確認方法の例として、弁を開いて原子炉蒸気を通気し①原子炉蒸気が冷却・凝縮されて原子炉に戻る水の流量・温度を確認する方法、②冷却水の温度等を確認する方法等が考えられる」【同8頁】と、他人事のように述べています。

ここで述べられている「実動作試験」について、『失敗の本質』によれば、I C（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」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」されたとのことです<同書第2章>。そして、「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、I C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<同書第3章。JAEA論文にも同旨の記載>、また、規制側の国についても、「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、『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」おらず、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、原子力安全・保安院（当時）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」と述べ、実動作試験に伴うリスク（注：原子炉の不安定化や経年劣化促進、放射能漏洩、轟音と雲）から「規制当局も特段の要求をしてこなかった」、と説明されています<同第3章>。

これらの経緯を踏まえれば、革新軽水炉のための【今後の方向性】ではなく、まさに“福島原発事故の原因分析”のため、東電がI Cの実動作試験を回避し、規制当局もそれを黙認した経緯・理由・責任を、検討会で改めて究明することが必要です。

(4) 「I C の実動作検査」忌避が1号機事故拡大の最大要因

このように、東電も実動作試験を実施せず（東電の責任）、規制当局もそれを黙認（国の責任）するという状況が長期間放置され、I Cは、保安規定上‘仕方なく’定検時に操作盤上で「弁の開閉訓練（スイッチ操作）」をするだけで、実際には作動が想定されない“封印された装置・遺物”となっていました<*理由は(5)で後述>。

ところが、(2)で述べたように、2010年に突如「I C優先作動」に変更され（封印が

解かれ)、一方で(変更後の第26回定検等で)その周知・教育・訓練は一切なされな
 かった結果、事故当日、1号機運転員(や吉田所長ら)の誰一人として、最も基本的
 なICの優れた特性、例えば、①原子炉水位は減少せず(注水不要)、②(SRVと
 違い)SP冷却不要、③起動直後には「轟音・蒸気噴出」は生じない、④一定時間作
 動後には「ブタの鼻」からの「轟音・蒸気噴出」により‘目でも耳でも’ICの作動
 状況が確認可能、⑤ICタンク水補給なしに8～10時間は作動可能、などを正しく
 認識しておらず、そのため、地震直後・自動起動後にはICの特性(①～③)を生か
 した的確な運転操作はなされず(手動停止、SP冷却開始、作動音証言)、さらに津
 波襲来後にはICの作動停止・冷却不能(④、⑤)を早期に把握できず(「ブタの鼻」
 の確認をせず、タンク水補給準備もせず)、電源回復よりも優先すべき“冷却機能回
 復”のための緊急対応が全くなされず、早期の炉心溶融・水素爆発等を招いたのです。

この点は、政府事故調も、「当直のみならず、発電所対策本部ひいては本店対策本
 部に至るまで、ICの機能等が十分に理解されていたとは思われず、また社員がその運
 転操作について習熟していたともいえない。非常時において、炉心損傷を防ぐ手段と
 して冷却を行うことは、何よりも優先事項のはずである。そうした重要な役割を果た
 すことが期待されるICの機能や取扱方法に関する社内の現状がこのような状況にあ
 ったことは、原子力発電所を運営する原子力事業者として極めて不適切であったとい
 うしかない。」<政府事故調中間本文・473頁>と、厳しく批判しています。

(5) ICからSRVへの初期の方針転換：Nスペ取材班が解けなかった“謎”

2010年「IC優先作動」に関連して、Nスペ取材班は、膨大な原子炉設置許可・設
 置変更許可申請書を読み込み<同書p. 83>、1980年申請に基づき1981年にSRVを海
 外製から国産に変更したのに伴い<同p. 103>、作動圧が74.4気圧から72.7気圧に変更
 され、IC(イソコン)の設定圧は72.7気圧(15秒継続)のままだったため、それ以
 降は「SRV優先作動」に方針転換された、と推定しています<同pp. 93-95等、第2
 章>。ただし、その理由は東電の内部調査によっても明らかにならず、「方針転換の
 詳細は、謎に包まれたままになってしまった」<同p. 104>と述べています。

① 東電の‘IC実作動試験忌避’理由に合理的根拠なし

このNスペ取材班が解けなかった“謎”を筆者なりに解明すると、まず、東電(お
 よびNスペ取材班)が‘IC実作動試験忌避’の理由として強調した「(試験時の配
 管破損により)大気中へ放射性物質を直接放出させるリスク」<同p. 97,108>につい
 ては、最初の「S41(1966).7申請：添付書類10(故障・事故等の説明書)」【右】に「1.4.3 非常用復
 水器の破損」という項目があり(S40.10申請敦賀1
 の添付書類7でも同様)、“当然設置される”「高
 温アラーム」や「放射能モニタ・アラーム」によっ
 て配管の早期破損検出・隔離＝放射性物質放出防止
 が可能であり、また、事象手順書第3章「配管破断
 事故」(2010.1.16改訂)の「3-5 非常用復水器

| | | |
|-------|----------------|-------|
| 1.4 | その他の事故 | |
| 1.4.1 | 制御棒駆動系の故障または破損 | ... |
| 1.4.2 | 主要弁類の故障 | |
| 1.4.3 | 非常用復水器の破損 | |
| 1.4.4 | 給水喪失事故 | |
| 1.4.5 | 主復水器真空度の喪失 | |
| 1.4.6 | 計器用空気の喪失 | |
| 1.4.7 | 初圧調整装置の故障 | |

S41.7 : S41.11.10 一部訂正

系蒸気管破断」でも、温度・放射線モニタ・蒸気圧力などの異常検出・警報発信により、速やかに手動隔離＝放射性物質放出防止できる手順が定められており、上記忌避理由に合理的根拠が全くないことは明らかです（加えて、『鳴り砂 No.267、270』で指摘したように、試験時に破損・漏洩が見つければ事故時の破損防止になるので、なぜ実作動試験を忌避するのか、筆者は未だ腑に落ちません）。

② 「S43変更」の最大のポイントはH P C I 設置

次に、「S43(1968).11変更申請」【右】では、「非常用復水器の破損」の項目は消えています。その理由は、‘I Cが作動しないなら破損の心配はない’ことに鑑みれば、この頃I CからSRVへの方針転換がなされたことが推測できます。それは、申請書で「1970年9月以降、1977年2月まで…イソコンの記述が途絶え」た<同p. 91>こととも整合します。

| | |
|-------|----------------|
| 1.4 | その他の事故 |
| 1.4.1 | 制御棒駆動系の故障または破損 |
| 1.4.2 | 主要弁類の故障 |
| 1.4.3 | 給水喪失事故 |
| 1.4.4 | 主復水器真空度の喪失 |
| 1.4.5 | 計器用空気の喪失 |
| 1.4.6 | 初圧調整装置の故障 |

S43.11 : S44.2.15 一部改正

そして、そもそも「S43変更」の最大のポイントは、「高圧注水系H P C I」が「非常用冷却設備」に“追設”されたことです【右上】。

| | |
|------------|--|
| 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 |

これは、最初のS41申請時（経費節減のため？H P C Iなし）には、配管破断による「冷却材喪失事故」に対して「給水ポンプ注水」で漏出分を補給するとしていた【右中：S41添付書類10】のに対し、おそらくS43頃に、小口径配管破断

| | |
|----------|--|
| a 小破断の場合 | 小破断により冷却材が少量漏出する場合は、ドライウエル温度および圧力上昇、ドライウエル・サンプ水位上昇によつて検出できる。漏出分は給水ポンプの給水によつて補給される。 |
|----------|--|

（小LOCA：原子炉は高圧のままのため、低圧注水系は機能不能）の危険性が強く認識され、また安全指針で「単一故障仮定」が求められるなどして、「給水ポンプ故障」を前提とせざるを得なくなり

| | |
|-----------|---|
| a. 小破断の場合 | 原子炉水位が低下すると、給水系は流量を増し水位を上げる方向に働くが、ここでは、安全側に給水系が事故と同時に使用不可能となった場合を考え、事故を下記のようになり、小破断、中破断、大破断事故に分け、それぞれの事故の様相および事故対策を述べる。 |
|-----------|---|

【右下：S43添付書類10】、H P C I 設置が必要となったのではないのでしょうか<「General Electric Advanced Technology Manual Chapter 6.1 Emergency Core Cooling Systems and RCIC」USNRC HRTD Rev 0114 参照>。

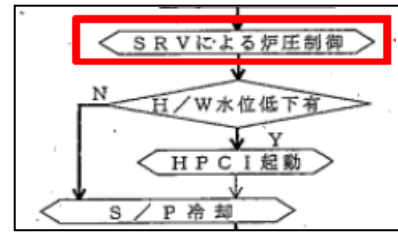
| | |
|-----------|--|
| a. 小破断の場合 | 冷却材の漏出が始まると水位は低下し、原子炉水位異常低下信号で、高圧注水系が起動し、原子炉への注水を開始する。 |
|-----------|--|

| | |
|-----------|---|
| a. 小破断の場合 | 高圧注水系単独で燃料被覆の溶解を防止できる破断面積は液相破断の場合、約0.07 ft ² までである。なお、高圧注水系のバックアップとして、自動逃がし弁がある。この系は、蒸気をサブプレッション・プールへ放出することにより、原子炉の圧力を急速に低下させ、炉心スプレイ系が早期に作動しうるようにするためのものである。 |
|-----------|---|

③ 「I C」から「SRV+H P C I」への変更

上記S43の「H P C I 追加」はNスペ取材班も認識していましたが<同p. 123>、残

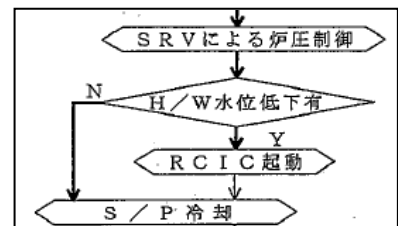
念ながら次の点を見逃しています。すなわち、(1)で述べたBWR3「IC」からBWR4「SRV+RCIC」への世代交代とほぼ同様に、1号機では、HPCI追加により、「IC」による減圧・冷却・水位保持から、「SRV+HPCI（RCICより10倍強力で‘大は小を兼ねる’）」による減圧・冷却・注水への“重大な方針転換”が可能となったのです【右上



2つは【47回資料2-1:12頁】の「1号機事象手順書」より、上はフローチャート抜粋、下は操作員(A)手順9、10。右下2つは、同1号機手順書に対応する「2号機事象手順書」の抜粋】。

| | | |
|------------|--------------------|--|
| 6. 原子炉圧力調整 | 8. SRVによる原子炉圧力制御指示 | 9. 原子炉圧力上昇時は、SRVを順次「手動開」又は非常用復水器使用により、原子炉圧力「7.05MPa」～「6.27MPa」に維持実施、報告（SRVを開くと原子炉水位は急上昇後低下する） SRV「手動開」順序A→C→B→D 10. ホットウェル水位が低下するようであればHPCI系「手動起動」し、原子炉水位維持実施、報告 |
|------------|--------------------|--|

そのため、Nスペ取材班指摘の「SR弁を使った冷却」のリスクである「空焚き」防止のため「原子炉には別の装置ですぐに水を注入し、冷却する必要がある」<同p. 100>という懸念は、まさに「別の装置」=HPCIに



より解消されることから、S43項にはSRV作動に‘大きく方針転換した／できた’と推測されます。

| | | |
|------------|--------------------|---|
| 7. 原子炉圧力調整 | 9. SRVによる原子炉圧力調整指示 | 10. 原子炉圧力上昇時は、SRVを順次「手動開」にて、原子炉圧力「7.26MPa」～「6.37MPa」に維持、報告（SRVを開くと原子炉水位は急上昇後低下する） SRV「手動開」順序D→A→H→E→F→C→B→G △ 11. ホットウェル水位が低下するようであればRCIC系「手動起動」にて原子炉水位を維持、報告（必要があればHPCI系「手動起動」） |
|------------|--------------------|---|

付言すると、1970年整理「第72部会」資料（重大事故時の炉圧の減圧曲線：原子力資料情報室・上澤千尋さん提供）では、まず「逃がし弁（逃がし弁+HPCI）」作動時のグラフが掲載され、そのあとに「非常用復水器」作動時のグラフが掲載されていましたが、やはりS45（1970）時点で既に前者が“主流扱い”だったため、先に掲載されたのではないのでしょうか（同資料でまずICの能力を知りたかった筆者は、上記の掲載順に違和感を覚えていましたが、ようやく納得）。さらには、「SRVの容量増強」【上はS41.7申請。下はS43.11変更】も、「SRV+HPCI」への方針転換・実作動に備え、3基からおそらく4基（明記なし）に増やされたものと思われる。

| | | |
|------|-------|--------------|
| 逃がし弁 | 形式 | 電磁式 |
| | 全容量 | 約820 T/hr |
| | 吹出し場所 | サブプレッション・プール |

| | | |
|------|-------|-------------|
| 逃がし弁 | 形式 | 変更なし |
| | 全容量 | 約1,090 T/hr |
| | 吹出し場所 | 変更なし |

「IC」から「SRV優先作動」への方針転換が、Nスペ取材班の言う1981年頃だったのか、あるいは筆者推測の1968年のHPCI設置時点かは、ICやSRVの作動設定圧などを初期の保安規定等で確認するしかありませんが(H4(1992). 6. 29事故ではSRV作動後にIC起動)、それらも含めて、JAEA論文や『失敗の本質』で提起された様々な問題について、今後の検討会では、東電の詭弁・ごまかし回答に惑わされることなく、原資料に基づき、真相究明・責任追及してもらいたいと思います。