

－『福島原発事故分析検討会』の「非常用復水器に関する分析」について その4－
☆規制庁の「IC機能の軽視」＝国の免責目的の“方便”？☆

前号『鳴り砂 その3』“ICによる事故回避可能性”の定量的検証では、地震後に設計どおり自動スクラムした後、前年の保安規定変更どおりに自動起動したICを（手動停止せずに）保安規定77条3項に従って継続作動させていれば、その途中で津波により全電源が喪失しICが機能停止しても、津波前の減圧・除熱により炉心露出・損傷開始が大幅に先送りされ、その時間的余裕によって事故の拡大防止・収束が十分に可能だったこと、そして、それが実現できなかった原因は、東電の保安教育の先送りと、それを国が検査等で見逃してきたためであること、を明らかにしました。

さて、その後の3月28日第50回検討会（IC検討4回目）では、<50回資料6-2>で、規制庁の「調査の目的」として「事故時における、1号機の非常用復水器（IC）の挙動」、「1号機の非常用復水器（IC）の設計上の留意点」、「1号機の非常用復水器（IC）の運用上の留意点」の3つの確認が挙げられ、『設計上の留意点』では、ICは「常用設備として設置されており、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の解析において、その機能は、期待されていない」<下線筆者>と説明されていました。

✓ 当該設備は、**常用設備として設置されており、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の解析において、その機能は、期待されていない**（設置許可申請書添付十）。

その説明に違和感を覚え、初期の申請書・添付書類10を調べてみると【S41.7 申請：S43.11 変更でも同文】、「1.3.5 電源喪失事故」で、「スクラム後の原子炉は非常用復水器によって冷却される」と、過渡変化・設計基準事故の収束にICの冷却機能が“期待されて”いました。

1.3.5 電源喪失事故

常用所内電源がすべて喪失した場合には、安全系のための電源がなくなり、原子炉はスクラムされる。スクラム機能はアクキュムレータにあらかじめたくわえられていた水圧エネルギーおよび原子炉圧力によつて確保できる。スクラム後の原子炉は非常用復水器によつて冷却される。

また、同じく「1.4.2 主要弁類の故障 (1)主蒸気管隔離弁の閉鎖」でも、変更前後で「隔離弁の閉止時間」が変わったため（「3～7秒」から「3～5秒」へ）、想定される過渡変化シナリオに多少違いがありますが、主蒸気管隔離弁の閉鎖に続いていず

れも「スクラム後のSRV（主蒸気逃がし弁）による圧力上昇抑制」がなされた後、【S41.7 申請：右】では「iii）非常用復水器は、設定始動圧力74.5kg/cm²gが約15秒続けば…原子炉の蓄積熱および崩壊熱を除去する」とされ、【S43.11 変更：次頁】でも「c）非常用復水器は…原子炉の蓄積熱および崩壊熱を除くようになるので、過渡時の蒸気放出による水位低下はわずか…」とされ、やはりICの冷却機能（原子炉の蓄積熱・崩壊熱の

(1) 主蒸気管隔離弁の閉鎖

隔離弁の閉鎖時間は、主蒸気管破断事故の場合の冷却材喪失量を制限するのに十分なだけ短くする一方、隔離弁閉鎖時点での炉心崩壊熱量が非常用復水器の容量以内となるのに十分なだけ長くするよう設計されており、本発電所の場合、3～7秒の範囲である。

iii) 非常用復水器は、設定始動圧力74.5kg/cm²gが約15秒続けば、作動を開始し、原子炉の蓄積熱および崩壊熱を除去する。

蓄積熱および崩壊熱を除去する」とされ、【S43.11 変更：次頁】でも「c）非常用復水器は…原子炉の蓄積熱および崩壊熱を除くようになるので、過渡時の蒸気放出による水位低下はわずか…」とされ、やはりICの冷却機能（原子炉の蓄積熱・崩壊熱の

除去) や水位低下抑制の機能が(当然ながら)“期待されて”いました。

さらに、同じ「1.4.2 主要弁類の故障」の「(3)蒸気加減弁、主蒸気止め弁と同時にバイパス弁も閉鎖した場合」でも、<S41 申請>

ではスクラム後のSRVによる圧力上昇抑制に続いて、「…非常用復水器が始動し、炉心からの熱除去を行なう」とされ、やはりICの熱除去機能が“期待されて”いました<S43 変更後には記載なし>。

そして、‘もしや’と思い、事故直近の内容と思われる【H14.4 現在「申請書完本」。内容は大幅に変更】を見てみると、上記「1.3.5 電源喪失事故」におそらく対応する「2.6.1 常用所内電源の喪失」では、「スクラム後の原子炉は高圧注水系によって冷却される」と変わっており、同様に「2.4.1 発電機負荷遮断(主蒸気加減弁急速閉鎖+バイパス弁不動作も仮定)」や「2.4.3 主蒸気隔離弁の閉鎖」でも、スクラム後の圧力上昇に対し、SRV動作(最大10秒程度)により「原子炉冷却材圧力バウナダリの健全性は維持される」となっており、「非常用復水器」による減圧・熱除去の記載がなくなっていました。これは、『鳴り砂No.313』で述べた「IC」から「SRV+HPCI」へのS43頃の方式変更(中央制御室を共用する2号機「SRV+RCIC」方式との統一性考慮?)に伴い、ICは‘設置されているが実際には作動しない’休眠設備(=常設設備)に“格下げされた”ことによるものと思われます。

ところが、前年(2010.6)の保安規定変更で、IC作動圧が7.13MPaにされ、SRV作動圧7.27MPaよりも低くなったため【47回資料2-1】、スクラム・MSIV閉後の緩やかな圧力上昇・過渡変化(=3.11地震後に生じた事象)に対しては、当初設計どおりICが減圧・除熱するよう“先祖返り・格上げされた”のです。

にもかかわらず、その変更を決めた「本店の原子力発電保安委員会」や「社長」<保安規定第6条>らは、長らく「常設(休眠)設備」と化していたICを“目覚めさせる”重大性・及ぼす影響を全く認識せず(机上で単なる‘数値いじり’をただけ!)、作動可能性の高まったICの機能・特性・操作法などを(変更直後の第26回定検時などに)改めて教育・訓練する指示を怠ったのです(おそらく、3年に一度の教育・訓

(1) 主蒸気管隔離弁の閉鎖
隔離弁の閉鎖時間は、主蒸気管破断事故の場合の冷却材喪失量を制限するのに十分なだけ短かくする一方、急激な閉鎖によって圧力を急上昇させ、中性子スパイクを生じることがないよう設計されており、本発電所の場合、3～5秒の範囲である。ここでは、次のような前提条件で解析を行なう。

c) 非常用復水器は、設定始動圧力7.45kg/cm²gが約15秒続けば、作動を開始し、原子炉の蓄積熱および崩壊熱を除くようになるので、過渡時の蒸気放出による水位低下はわずかなものである。

2.6.1 常用所内電源の喪失
常用内部電源及び外部電源がすべて喪失した場合には、原子炉保護系のための電源がなくなり、原子炉はスクラムされる。スクラム機能はアキュムレータにあらかじめたくわえられていた水圧エネルギー及び原子炉圧力によって確保できる。スクラム後の原子炉は高圧注水系によって冷却される。原子炉関係計装、炉心スプレイ系ポンプ、格納容器冷却系ポンプ、原

ICの起動の経緯

	2010年4月以前	2010年6月 保安規定認可	2010年7月 事故時運転操作手順書
主蒸気逃がし安全弁 動作設定値	7.27MPa	-	-
原子炉圧力高 スクラム設定値	7.27MPa	⇒ 7.07MPa	⇒ 7.07MPa
	手動制御範囲 6.37～7.26MPa		⇒ 手動制御範囲 6.27～7.06MPa
IC設定値(原子炉圧力高)	7.27MPa	⇒ 7.13MPa	⇒ 7.13MPa

練で保安規定上は十分と、漫然と先送り)。その結果、3.11 時点では、運転員をはじめ東電社員の多くが I C の作動可能性・機能等を正しく認識しておらず、地震・スクラム後に“保安規定変更どおり”に I C が自動起動して圧力が急低下した“だけ”だったのに、運転員らにとっては“予期せぬ温度低下”に動揺し、しかも、以前の長きにわたる保安教育の不備(旧炉規法第 37 条 4 項、5 項に違背)のため誰も保安規定第 77 条 3 項(温度降下率遵守は適用外)に思い至らず、スクラム後の最優先事項である原子炉冷却を唯一担っていた I C を手動停止させ、早期の炉心溶融を招いたのです。

以上を踏まえれば、規制庁の前出‘I C は異常時に機能は期待されない常設設備’との説明は、設計当初はもちろん、(前年の保安規定変更により)3.11 時点でも、I C による減圧・除熱を期待する設定になっていた事実¹に反するもので、東電「社長」や「原子力発電保安委員会」による従前の保安教育の先送り・不備がもたらした「I C 手動停止」の責任逃れのための“方便”である「(保安規定変更前までの) I C 軽視」の受け売りでしかなく、それは、東電同様に前年の保安規定変更の持つ重要性を認識できず、形式的に認可し、保安教育先送り・不備をも見逃してきた、規制当局(保安院)の重大な責任を不問に付すための“方便”でしかないことは明らかです。

付言すれば、検討会が最初(47 回)に打ち出した「目的：非常用復水器(IC)に関する事実関係を明らかにし当該設備に対する疑問を解消するとともに、IC を通して事故時対応の教訓を見出す」こととは、(冷静に読めば?)筆者が期待した「事故時対応の問題点・責任を明らかにする」ことではなく、48 回検討会で東電が提出した(筆者が“的外れ”と評価した)「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: 下線部>こそが真の目的のようで、実際、<50 回資料 6-2>の『運用上の留意点』や『まとめ』のニュアンスからは、事故時の I C 操作の徹底検証(過去)というよりも、次世代軽水炉用の I C と同原理の炉心冷却設備の開発(今後)のためという“胡散臭さ”が感じられます(規制庁と東電が主体なので当然?)。それを許さないよう、今後も注視し続けたいと思います。

なお、<50 回資料 6-2>での注目情報は、【6-3 系統構成図：本稿には掲載せず】として「I C 系蒸気配管の高所」に設けられている「ベントライン」(炉水の放射線分解によって生じる非凝縮性ガス(水素、酸素)を主蒸気系(MS I V の下流)へ流し去るための配管)が追記され、また【6-4 補足図：同上】に「ベントライン」の高低差や敷設実態<* 故意か知識不足かは不明ですが、「ドレン配管」部分は不正確!>が示されていることです。

これは、おそらく『国会事故調』の‘ベントラインからの水素排出により I C 系が復活する可能性’の指摘<本文 pp. 238-239>に対する“反論”も兼ねてと思われますが、規制庁は「配管径の相違及び配管勾配を踏まえ、空気作動弁を開操作した場合であっても、発生した非凝縮性ガスの送気は、難しい」<同資料 6-2・18 頁>と結論付けています。この点については(新たな論点も含め)今後検討したいと思います。

<2025. 4. 26 了 仙台原子力問題研究グループ I >