

☆☆ 早くも「パンフ」の補充考察？ ☆☆

<2018. 4. 16>

前号『鳴り砂』で宣伝したパンフ『事故初期の運転操作・事故対応の検証』（カンパ500円）の最大の魅力？は“未完成・不十分”という点で、いくつもの“未解明点＝ツッコミどころ”が満載なため、パンフ論考を足掛かり・踏み台にして、さらなる事故検証を‘誰でもできる’ところではないでしょうか（謙遜・自画自賛？）。

その証拠に、初稿完成（限定コピー配布）後、自身で何度か読み返しては、いくつもの論点の“補充・掘り下げ”が必要だと改めて感じています（資料の収集や読み込み不足＝時間不足を痛感・反省しています）。

そのため、先日（3月下旬と4月上旬）久しぶりに福島県立図書館に行き福島第一原発の『原子炉設置（変更）許可申請書・添付書類』を見直し、また、タイミングよくパンフを贈呈した（押し付けた）原子力資料情報室・上澤千尋さんからも資料提供を受け、特に筆者こだわりの1号機について、早くも追加考察しました。

★ I C作動時の過渡変化、事故収束（冷温停止）に至る経緯は？★

筆者が同図書館に行ったのは、異常（過渡）時の非常用復水器 I Cの作動実態を知るため、以前は時間がなくチェックしなかった『添付書類 10』を見たいと思ったためです。これは、「パンフ」で、地震後（津波・電源喪失前）に運転員がせっかく自動起動した I C 2系統を手動停止したことを批判しましたが<78-81頁、以下同じ>、『添付書類 8』に記載されている「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：8-6-(4)頁」のは、具体的に（設計時の想定で）どの程度の時間がかかるものなのか、不明だったからです。

さて、昭和 41(1966)年 7月の（1号機）添付書類 10では、いくつかの過渡事象で I C作動が想定されていました<注：この時点では、昭和 43(1968)年 11月の変更申請で追加された高圧注水系 H P C Iは存在していません！>。

まず、「1.3.5 電源喪失事故」では、電源喪失により原子炉がスクラムし、「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」とし、その際、「非常用電源は、非常用ディーゼル発電機および所内バッテリー系から供給することができる」ので「常用所内電源はもちろん、外部電源がかりにすべて喪失したとしても、発電所の安全性をそこなうことはあり得ない」と明記されていました。

「1.4.2 主要弁類の故障」のうち(1)の主蒸気管隔離弁 M S I Vの閉鎖や(3)の主蒸気止め弁・バイパス弁の同時閉鎖では、弁閉鎖に伴う原子炉圧力上昇に対しては、まず「逃がし弁」が作動して圧力上昇を抑え、I Cはその後に「設定始動圧力 74.5kg/cm²g が約 15秒間続けば、作動を開始し、原子炉の蓄積熱および崩壊熱を除去する」とされています。(1)では、隔離弁は3～7秒をかけて閉鎖され、最初の 10%閉鎖時点で原子炉がスクラムされ、その結果、「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」ように設計されているから、その後の圧力上昇 15秒後の I C作

動時にはさらに崩壊熱は低下しているから問題なし、ということのようです。(3)でも、弁閉鎖による圧力上昇・ボイド消滅による中性子束高により1秒以内にスクラムがなされるため、IC作動時には崩壊熱は十分に低下しているとの想定です。

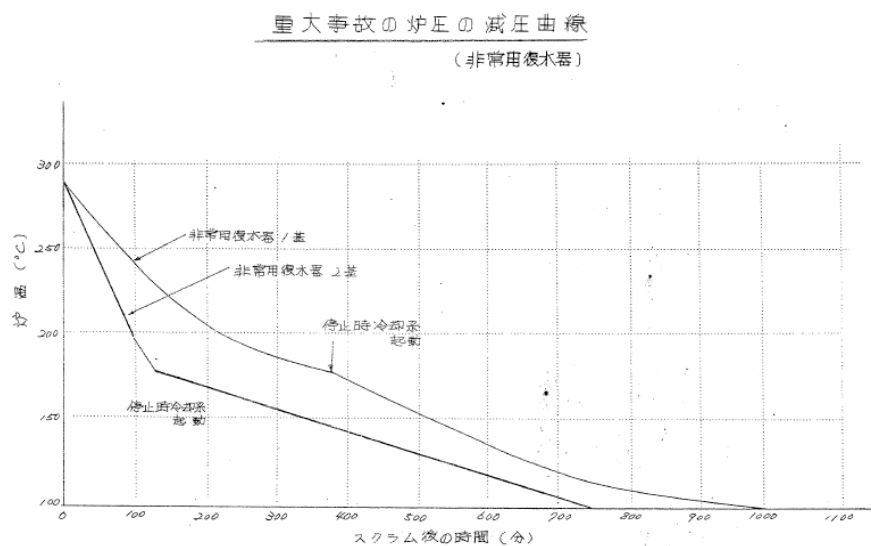
「1.4.4 給水喪失事故」による原子炉水位低下の際は、約5秒後に原子炉が水位低によりスクラムし、主蒸気の流出とスクラムによるボイド消滅により18秒後には水位が約1.5m低下し、その後も水位低下が続き「異常低水位に達すれば隔離弁が自動的に閉鎖され、水位の低下はとまり、崩壊熱は非常用復水器で除去される」とされ、ICの特徴である‘水位減少なしでの冷却’がなれるため、「燃料の露出は生じないし、また、燃料からの熱除去は十分行なわれる」とされています。

ただし、肝心のICの具体的な作動に関する記載はありませんでした。

★ IC作動時の炉温変化が示す「3.11事故時のIC不適切操作」！★

ガッカリしたのも束の間、上澤さんの資料（原子炉安全専門審査会72部会資料（探したら福島県立図書館にもありました）：72部-3「重大事故時の炉圧の減圧曲線」。以下「解析」）を見たところ、「添付書類10」の「1.主蒸気管破断事故の安全評価 1.1重大事故」の記述に関連して、重大事故時の原子炉圧力の減圧について、図により説明したもの」とのこと、なんと「IC作動時の原子炉温度の経時変化」のグラフが示されていました（表題は「減圧曲線」ですが、実際は「減温曲線」です）。

そこで、筆者得意？
のアナログ=拡大コピーを定規で測り炉温Tを読み取ると、【次頁表】（圧力Pは<40頁>のTetens式で換算）のとおり、「IC1基」による温度低下率（グラフの傾き）は作動初期でも「30℃/時」以下で、「IC2基」でも「約54.5℃/時」で、



東電が事故時にIC2系統を手動停止した言い訳にした「55℃/時」を超えることもありません（むしろ、そうなるようにICの性能を設計したものと思われ、当然かもしれない）。

ここで、添付書類10の「2.安全評価」の重大事故・主蒸気管破断事故の記述を見ると、破断後の圧力低下で隔離弁閉鎖信号が出て、弁が10%閉じるとスクラム信号が出て、弁が完全閉鎖するまでの8秒間（実際には3～7秒で閉鎖する設計）に流出する冷却水は炉心上部水量の70%のため炉心は露出せず、流出した炉水中の放射能による被曝は基準以下、とのことですが、原子炉が無事に「冷温停止（安全状態）」するこ

との記述はありません。その点を 72 部会で説明したものと思われます。

IC 1基				IC 2基			
時間分	炉温 T °C	炉圧P MPa	温度降下率 °C/時	時間分	炉温 T °C	炉圧P MPa	温度降下率 °C/時
0	288	7.892		0	288	7.892	
50	264	5.410	29.1	50	242	3.768	54.5
100	241	3.667	27.3	100	197	1.541	54.5
200	206	1.870	20.9	126	179	1.020	42.1
300	186	1.217	11.8	200	170	0.819	7.4
376	179	1.020	6.0	300	157	0.589	7.7
400	174	0.915	11.3	400	144	0.415	7.7
500	155	0.555	11.8	500	132	0.291	7.3
600	136	0.333	10.9	600	119	0.195	7.7
700	120	0.205	9.5	700	106	0.127	7.7
800	110	0.144	6.4	746	100	0.102	7.8
900	105	0.120	3.2	800	100	0.102	0.0
1000	100	0.102	2.7	900	100	0.102	0.0
1100	100	0.102	0.0	1000	100	0.102	0.0

*温度降下率は、炉温変化を経過時間で割り 1 時間 (60 分) 換算したもの。後の表も同じ。

いずれにしても、解析では、IC 1 基で約 6 時間冷却・減圧を続ければ、炉圧は約 1 MP a (10 気圧) に低下し (炉温は約 180°C)、「停止時冷却系 SHC」の起動が可能となり、1000 分 (16 時間 40 分) 後には「冷温停止 (100°C)」へ導くことができ、また、IC 2 基なら約 2 時間の作動で炉圧は約 1 MP a となり、同じく SHC 冷却で 750 分 (12 時間 30 分) で「冷温停止」可能と分かります。また、IC 2 基で「50 分間=3.11 津波襲来前まで」冷却すれば、炉温 242°C (降下率は 54.5°C/時)、炉圧 3.77 MP a まで低下することが示されます。ちなみに、設置許可上「IC はタンク水の補充なしに 2 基で 8 時間冷却可能」とされているのも、上記解析と整合します。

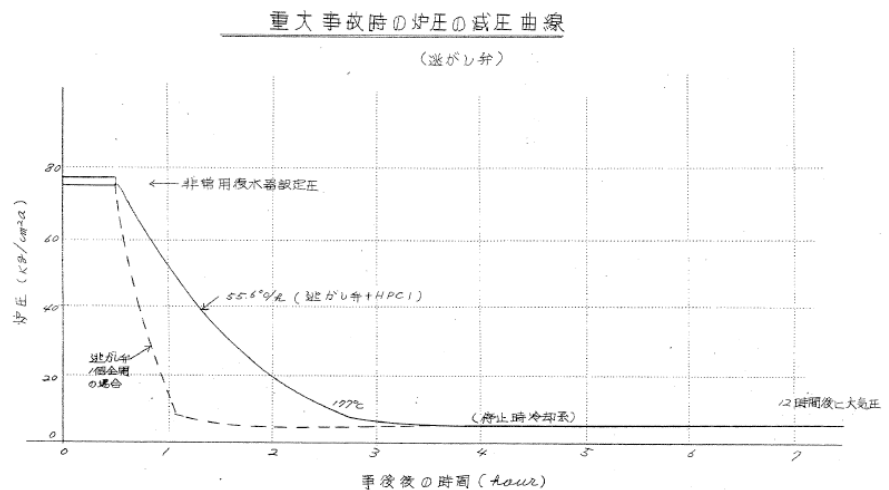
一方、解析での IC 冷却タンク水の温度想定は不明ですが、寒かった「3.11」の水温 (A 系 23.0°C、B 系 23.6°C [文献 30 : 図 2]) は想定値より低温で冷却効率が良かった (だから温度降下率も大 <40-44 頁>) と考えれば、IC 2 基の継続作動で 15 時 40 分頃には 1 MP a まで減圧できた可能性があったはずで <81 頁>、そこまで原子炉を持っていってれば、その後の事故進展は大きく違っていたのではないのでしょうか。 <*筆者は、3.11 の温度降下率が解析より大きかった“真の原因” (タンク水温以外) を究明することが、非常に重要だと思います。例えば、添付書類 10「1.4.2 (1)」の想定と順が異なり、地震によりスクラムが先に生じ、外部電源喪失・MS I V 閉までの時間遅れの際に、解析想定よりも崩壊熱が減少し (+タービン側で除熱もなされ)、IC 作動時には発生熱量より冷却能力が大きく上回る状態となっていたのでしょうか? いずれにしても、厳しい解析条件での温度降下率 (最低値) を上回る冷却能力を 3.11 に発揮したことは“安全側=好ましいこと”で、そう考えられなかった運転員

はいかに I C について無理解（根本的には東電の責任）だったかが分かります。>

実際には、津波襲来・全電源喪失により SHC 冷却（冷温停止）はできなかつたと思われませんが、それはあくまでも結果論で、運転員が地震スクラム・MS I V 閉後（津波前）に行なうべき“適切な運転操作”は「I C 2 基の継続作動 + SHC 冷却」だったことは明らかです。にもかかわらず、初の I C 作動に単純に驚いた運転員が（慣れ親しんできた“経済性優先”の「高温停止 = 早期運転再開」を意識して？あるいは圧力容器の脆性破壊<49-51 頁>を心配して？）、I C の“本来の優れた機能”を理解せず、2 基とも手動停止するという不適切な操作を行ない、事故の早期悪化・深刻化を招いたことは明らかです。ちなみに、筆者の見解では、温度低下率規定「 $55^{\circ}\text{C}/\text{時}$ 以下」は地震・スクラム直後という異常発生後・収束前には遵守不要で<45-49 頁>、運転員はただ I C の作動を見守り（異常発生時・非常用機器自動作動時の基本！）、早期の冷温停止を目指して炉圧が約 1 MPa となったらすぐに SHC に切り替えられるよう、その準備をする（圧力計に注意を払う）だけでよかつたのです。

★逃がし弁 SRV 全開・減圧時も、やはり温度低下率規定は遵守不要！★

なお、同じ「72 部-3」には、「逃がし弁 SRV + HPCI 併用（SRV 作動に伴う水位低下を HPCI で給水するという意味？）」「逃がし弁 1 個全開（HPCI が追加される前は、むしろこれだけで対応しようとした主要過渡変化？）」の減



圧曲線も示されています（先の図は I C 「冷却」が主役のため横軸は「炉温」ですが、右図は SRV 「減圧」が主役のため横軸は「炉圧」です）。

そこで、定規・拡大コピーで測ると【次頁表】、前者の併用ケースでは、温度低下率は図にある「 $55.6^{\circ}\text{C}/\text{時}$ 」程度と分かります。一方、後者の SRV 全開・急減圧では「 $200^{\circ}\text{C}/\text{時}$ 」以上となっており、やはり異常事象対応時・緊急減圧時には温度低下率規定の遵守など考慮する必要がないことは明らかです<パンフ 45-49 頁を補完すると、徴候手順書「6 不測事態『急速減圧』」でも、SRV や HPCI や I C による急速減圧時には「炉水温度変化率 $55^{\circ}\text{C}/\text{h}$ にとらわれる必要はない」と注記されています[1 徴候:6-1(C2)、6-3(C2) 頁]>。

なお、主蒸気管破断・隔離弁閉鎖後 30 分間圧力変動がない理由は、女川 1 の場合「原子炉圧力は逃がし安全弁、原子炉隔離時冷却系及び残留熱除去系によって 1 日以内に大気圧まで減圧される」ということからすれば、まず SRV（4 弁を順次開）に

よる減圧+HPIC I (原子炉隔離時冷却系RCICに代わるもの)による炉水補充(水位維持)・冷却によって崩壊熱による圧力上昇を抑制(均衡)しているからでしょうか。そして、30分後からは(崩壊熱の低下により)SRV+HPIC Iの減圧(除熱)効果が相対的に大きくなり炉圧が低下し始め、(併合ケースでは約3時間後、全開ケースでは約1時間後)177℃・約1MPaに到達し、その後はSHCに切り替えて冷温停止(大気圧まで減圧:女川1より短い12時間で)、ということでしょうか。

HPIC+ 逃がし弁			
時間分	炉圧 PMPa	炉温 T °C	温度低下率 °C/時
0	7.481	284	
30	7.481	284	0.0
40	6.741	277	41.0
60	5.185	261	49.3
80	3.852	244	52.2
100	2.741	225	55.4
120	1.926	207	53.1
140	1.333	190	51.2
164	0.778	168	56.9
180	0.630	159	31.1
210	0.481	149	20.1
240	0.481	149	0.0

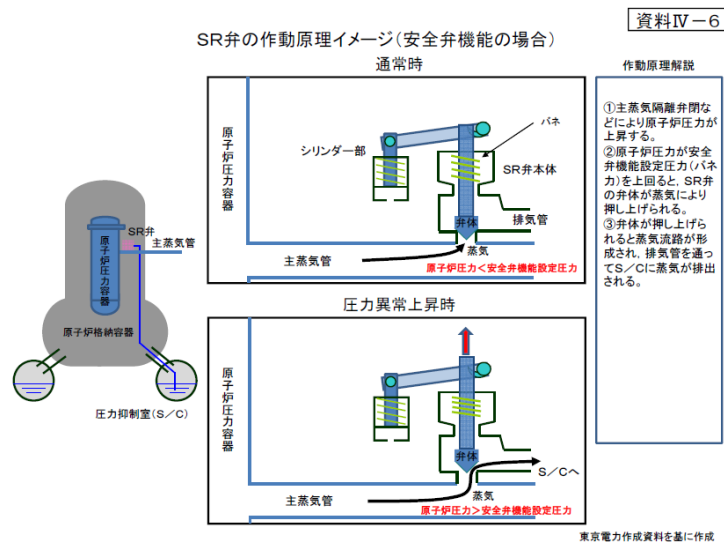
逃がし弁 全開			
時間分	炉圧 PMPa	炉温 T °C	温度低下率 °C/時
0	7.704	286	
30	7.704	286	0.0
35	5.926	269	203.8
40	4.667	255	174.4
50	2.741	225	177.3
60	1.333	190	208.7
63	0.815	170	418.2
80	0.630	159	35.8
100	0.481	149	30.1
120	0.444	146	8.7
150	0.444	146	0.0

★福島第一の特殊性=安全弁の「ドライウェル吹き出し」！★

また、今回申請書(1号機)を見直して初めて気付いたのですが、主蒸気の「逃がし弁(SRV:電磁式)」と「安全弁(バネ式)」の吹き出し先が、逃がし弁(4個)は女川原発同様(たぶん他のBWRでも)「サプレッション・プール(S/P)」でしたが、安全弁(3個)はなんと「ドライウェル(D/W)」でした。

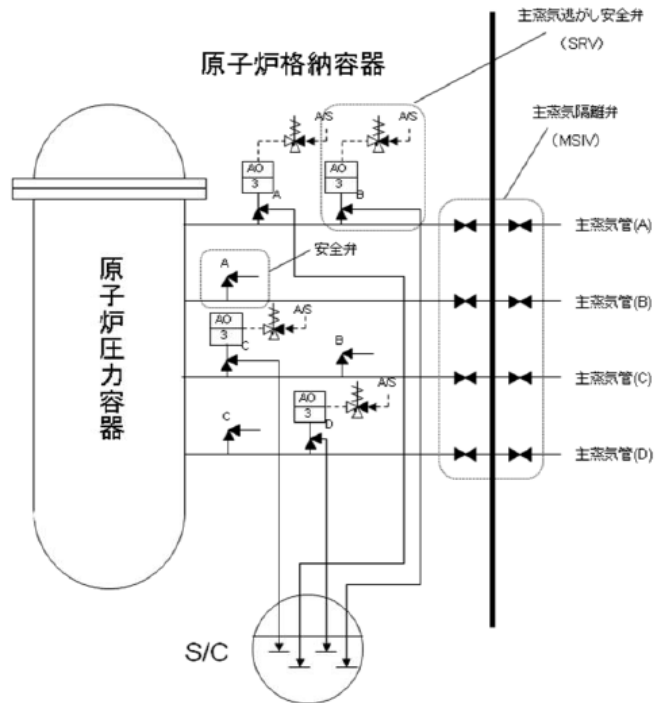
それで、他の資料を見直したところ、政府事故調中間報告「資料Ⅱ-1」には記載がなく、「資料Ⅳ-6」には「排気管を通してS/C(=S/P)に蒸気が排出される」との記載と、それに対応した図がありました(=誤認ということになります)。

一方、政府事故調最終報告「資料Ⅱ-1-1」では、1号機の「SR弁には、バネ圧によって開状態となる安全弁機能及びド



ライウエル吹き出し機能のみを有する安全弁を含む」(同4頁脚注2)とか、「D/W吹き出し機能を有するSR弁が3つ」あり「D/W吹き出し機能以外は、いずれも圧力容器からS/C側に蒸気が流出する」(同16頁脚注36)などと「D/W吹き出し機能」を有するSR弁(=安全弁)に関する記載があり(同4~33頁)、確かに安全弁は「ドライウエル吹き出し」と明記されていました。

また、H23.6日本政府IAEA報告書でも、「原子炉圧力容器(以下「RPV」という。)につながる主蒸気管には原子炉蒸気を圧力抑制室(以下「S/C」という。)に排出する主蒸気逃がし安全弁(以下「SRV」という。)及び原子炉蒸気をPCVのドライウエル(以下「D/W」という。)に排出する安全弁が設置されている」(同IV-6頁)とされ、「表IV-2-1」にも安全弁の吹き出し場所は(1~3号機とも)「ドライウエル」、主蒸気逃がし安全弁は「圧力抑制室」と明記され、「図IV-2-6」(2・3号機も)にも示されています。でも、筆者が同図を公表当時に見た時は安全弁A~Cの配管先端がS/Cにはつながっておらず不思議に思っていました。まさかどこにもつながらずに格納容器(ドライウエル)に直に吹き出す設計だったとは想像できませんでした。



※1:主蒸気逃がし安全弁(4弁)はAO弁で、開閉駆動空気は空気供給ラインの電磁弁が励磁することで供給される。電源喪失時は電磁弁が無励磁となり、主蒸気逃がし安全弁は「閉」状態となる。

図IV-2-6 主蒸気逃がし安全弁 系統構成図 (1号機)

女川原発に慣れ親しんでいる?筆者にとって、事故時の逃がし弁・安全弁作動時に、放出される主蒸気中の放射能をプール水に通すことで(最終的には「ベント放出」するとしても)減少させるのは“当然”と考えていましたが(ドライウエルの温度上昇も抑制・緩和できる)、福島第一では“安全思想”が違っていただけに今回初めて気が付き、とても驚きました(前から認識していた方には‘何を今さら’でしょうが)。

このことが3.11事故の進展にどう影響したのか・しなかったのかは不明ですが(炉心が熔融し圧力容器底部が抜けてしまえば‘どっち道同じ’ですが)、1号機がコスト最重視で米国GE(ゼネラルエレクトリック社)との「ターン・キー契約」(設計・建設はGEが行ない、東電は完成後に‘鍵をもらい’運転するだけ)で建設され、「格納容器が小さく、建設費が安いというのがセールスポイント」で「配管にしても圧力抑制プールにしても、小さな容れ物のなかに複雑な構造で収まっている」浅い知見に基づき設計されたことに鑑みれば<原子力資料情報室「検証 福島第一原発事故」

(2016.4.26七つ森書館):第3章①の西尾漠さん論文pp.98-107参照>、おそらく安全

弁からの配管をS/Cまで設置する“余裕”が物理的（空間的）にも経済的にもなく、ドライウェルへの直接排気（重大事故時には‘どっち道同じ’だから）という“手抜き”がされた可能性があるのではないのでしょうか。＜同様の格納容器内配管の節約（経済性）優先の短縮施工が、再循環系配管へのI Cドレン配管接続の‘無断変更’の原因だったと筆者は推察：「鳴り砂No.238」や「パンフ（68頁脚注44）」参照＞

資料を見るたびに新たな発見があり、パンフ（考察）の不十分さを思い知らされますが、3.11事故の真相究明のためには、より一層の資料の読み込みと分析が必要だと思っています。『鳴り砂・パンフ』読者からの批判・教示も大歓迎です。

<了>