

第 8 回分科会【資料 3 - 3】2022 年 12 月 23 日

「これまでの委員からの質問への回答」

(第 6 回分科会資料 資料 2, 4 に対する質問)

【2022 年 11 月 7 日 後藤委員による質問】

に対する再質問と意見

2022 年 12 月 22 日

後藤 政志

1. 水蒸気爆発について【p.7~9】(追 6 - 2)

貴回答によると、新規制基準により「炉心の著しい損傷が発生した場合・・・原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備を設けなければならない。」ことが要求されているとして、溶融炉心を冷却するために原子炉容器破損前に原子炉下部キャビティに水張りを行うこととしている、とのこと。

①水張冷却について

「原子炉下部キャビティに水張り」は適切とは言えない。溶融炉心は、約 3000°Cもの高温であり、それを水を張ったキャビティ（プール）に落下させることは、水蒸気爆発をわざわざ起こそうとする自殺行為と見ざるを得ない。溶融金属を扱う工場では、時々溶融金属が水と接触して水蒸気爆発を起こしている。確実に水蒸気爆発を避ける方法は、溶融金属と水との接触をさせないことである。水蒸気爆発対策は、コアキャッチャーか炉心溶融デブリ炉内保持（Inner Vessel Retention：IVR）という、水と直接接触させないで冷却する方法が一般的である。原子炉キャビティへの水張りは明らかに間違っている。

【理由】：

- ・世界的に見て「水張り」のような方法を取り入れている国はない。
- ・深い水深だと爆発の規模が大きくなるので、浅いプールにしようとしている。しかし、浅い水深であっても水蒸気爆発発生危険がある。
- ・フランスの炉では、コアキャッチャーが設置されている。
- ・スウェーデンの ABWR では深い水深を考慮しているようで、水深に関しては、まったく逆の対応とされている。(スウェーデン製原発を導入しているフィンランドも同様)
- ・しかしながら、過酷事故が発生し、装置のどこに異常があるかも分からない中で、水プールの水深を自由に制御できるとは限らない。
- ・MCCI（コアコンクリート反応）防止を優先した SA 対策と思われるが、コリウムの厚さ

によっては、MCCIを防ぐことができる保証はない。「2兎追う者は1兎も得ず」になりかねない。

②外部トリガーについて

水蒸気爆発は、同じ条件でも起こったり起こらなかったりする確率的な現象とされている。水蒸気爆発の実験では、確実に爆発を起こしてデータをとるため、外部トリガーを使うが、外部トリガーがなくても自発的トリガーが働き、爆発することがある。

「蒸気膜を壊すような外乱となりうる要因は考えにくい」とあるが、表1のような要因を考えることができる。これらの要因は実験的に確認され提案されたものである。九州電力はトリガーとして、「圧力波の付与」のみを考えているようであるが、圧力波の付与は実験時に手段として、爆発を確実に発生でき、電気信号等で制御できることなどの利点があるため採用されているものである。

表1 トリガーの分類

トリガー分類	A.自発的トリガー	B.外的トリガー
1.熱的トリガー	1A1.凝縮（局所的水温の低下，溶融物フィラメントの成長） 1A2.遷移沸騰 1A3.囲い込み・閉じ込め	1B1.水の成層化⇒強制的な凝縮 1B2.塩類添加⇒蒸気膜の厚さを減らす 1B3.水の注入
2.力学的トリガー	2A1.溶融物表面形状の不安定化（テイラー不安定，ヘルムホルツ不安定）⇒溶融物と水の相対速度に起因する	2B1.圧力波の付与（スポール破壊） 2B2.異物の侵入

③溶融物の違いについて

- ・熱伝導率によって水蒸気爆発の発生が決まるものではない。例えば、溶融スズ (Sn) は溶融アルミニウム (Al) に比べて、非常に爆発しやすい。むしろアルミニウムは自発的にはほとんど爆発しないともいえる。しかし熱伝導率は、アルミニウムが固体で 236W/(mK) 程度であり、固体時 67W/(mK) 程度のスズよりはるかに大きい。

なお、溶融したアルミニウムを扱っている工場ではしばしば水蒸気爆発事故が起こっているが、トリガーの詳細は分かっていない。したがって、実験においてトリガーの有無で水蒸気爆発の発生を判断できない。

④実機溶融物について

- ・  $UO_2 + ZrO_2$  を実機溶融燃料としているが、事故の進展によって成分割合は変化してくる

可能性がある。成分の変化は溶融温度の変化（主に低下）につながってくる。

- ・  $\text{UO}_2$ ,  $\text{ZrO}_2$  以外にも、ステンレスや制御棒などが溶け込んでくる可能性が高い。その結果融点は劇的に下がっていく。このことは、過熱度（溶融物温度マイナス融点）の増加につながる。過熱度は水蒸気爆発の発生とその激しさを決める重要な要因である。
- ・ 事故初期の段階では、燃料ペレット被覆管が先行して融解するこのような溶融物 Zr は自発的に水蒸気爆発を起こすことが実験で複数回確認されている。TROI-4, 5, 15。また、 $\text{UO}_2 + \text{ZrO}_2$  実機溶融燃料でも、自発的に水蒸気爆発を起こすことが実験で複数回確認されている。TROI-13, 14。

#### ⑤ 実機における水蒸気爆発の発生と被害

実機において、トリガーになるものがない等という見解は、全く事実と反する。工場における爆発でも何がトリガーになるか分かっていないし、原発が過酷事故になっている状態では、例えば水素爆発や高圧での溶融物の噴出、高速な流動に伴うものの衝突、キャビテーションの発生など、トリガーになり得る現象は様々でありうる。事故のシーケンス（起こり方）を勝手に決めて「トリガーになるものがない」などということは、事故の本質を理解しない、安全性を全く考えない机上の空論である。原子炉キャビティで大規模爆発が起これば、原子炉圧力容器自体が、上に飛ばされる可能性がある。

## 2. PTS 解析について【p.27~34】（追6-13）

①PTS 解析は、温度分布から、応力分布、応力拡大係数の算出までの一連の過程を意味するもので、途中で解析モデルを変更することは非合理である。

仮に、クラッドを含めて解析するのであれば、残留応力を考慮した解析を行わなければいけない。「原子炉容器の内面にはクラッドが施工されており、クラッドを考慮して実態に即した評価をすることが望ましい」というのであれば「実際に存在する残留応力」を含めなければいけないのは当然である。もっとも、溶接残量応力は、形状や物性値だけでなく、溶接のやり方等で大きくことなるため、求めること自体が困難である。

②「○JEAC4206-2007 に基づいて、これまでどおりクラッドを考慮して温度分布解析を行った」とあるが、JEAC4206-2007 にはクラッドに関する記述はない。このことは原子力規制庁も認めている。九州電力は、JEAC4206-2007 のどこの部分に基づいて温度分布解析を行ったのか？ 電力各社の代表が参加して定めた JEAC4206-2007 の規程に反することになる。

③Jackson-Fewster 式中の乱流対流熱伝達率  $h_0$ （実際は乱流対流ヌセルト数  $\text{Nu}_0$ ）を求めるのに使用した式を明らかにされたい。（p.31）

④レイノルズ  $\text{Re}$ 、平均グラスホフ数  $\overline{Gr}$  の定義式と実際の数値を代入した時の計算例を明らかにされたい。

⑤大破断 LOCA 時には、大気圧下で約  $300^\circ\text{C}$  の金属（鋼鉄）表面に  $27^\circ\text{C}$  の冷却水が流れる

ことになる。表面温度が約 100°Cまで低下する間は、サブクール流動核沸騰となるはずである、このような沸騰状態が生じる時間を明らかにされたい。また、この状態の熱伝達率は、サブクール沸騰熱伝達率として算出されなければいけないはずである。また、飽和プール核沸騰よりはるかに大きい値となる限界熱流束はいくらになるのか。沸騰熱伝達率と限界熱流束を求めるのに使用した計算式と、その計算例（数値を含めて）を明らかにされたい。

※飽和沸騰は、水全体の水温が飽和温度。大気圧なら 100°C。しかし、ECCS の場合は水温が 27°Cで、しかもプールではなく流れている。

※プール沸騰とは、鍋やかんで沸騰させるときのように、水は溜まった状態（プール）。

### 3. 老朽原発の加圧熱衝撃解析とその審査に関する疑問

電力各社の老朽原発の加圧熱衝撃（PTS）解析とその審査過程には三つの疑問がある。一つは、沸騰を考えないなど急冷時の伝熱係数の過小評価であること。二つ目は、規定にはないさび止めが目的の内張である「クラッド」を取り入れた熱衝撃の軽減化である。三つめが、抵抗値が発生値を上回れば破壊しないという健全性評価の基準についてである。

原発では配管破断などで原子炉内の高温の冷却水が流出した際、安全装置として非常用炉心冷却装置（ECCS）が作動して、压力容器内に冷水が注入されることになっている。この結果、原子炉压力容器は内部から急冷され、容器表面近くには大きな熱応力が生じる。長年にわたって中性子を浴び続けて脆くなった老朽原発の压力容器では、ごく小さなき裂があると応力集中によって、ガラスのように脆性破壊することが懸念されている。

老朽原発の運転延長の申請には加圧熱衝撃の解析とその評価が要求される。①大破断冷却水喪失事故条件では、压力容器内の圧力を大気圧として、解析を行うことに定められている。この時の压力容器の温度は約 300°Cである。ここに、水が流入することになる。どう考えても沸騰しないはずがない。沸騰時の大きい伝熱係数は大きな熱衝撃を及ぼすはずだ。しかし、申請では沸騰を考慮していない。

次に、②解析に用いることが義務付けられている規定（JEAC4206-2007）には、「クラッド」に関する記述が何もない。しかし、電力各社はその解析で、厚さが約 5mm のステンレス製の「クラッド」を「勝手に」想定して、压力容器母材に生じる熱衝撃を著しく緩和している。「クラッド」は母材より熱を伝えにくいステンレス材を肉盛り溶接される。母材の一部にも溶融固化により内部に応力が残る。しかし、解析では、この残留応力は考慮していない。熱衝撃を緩和するため「クラッド」の存在を都合よく利用する解析は信用できず、そもそも規定の趣旨に違反しているというべきである。

さらなる問題点は、③熱衝撃の健全性評価基準を、熱衝撃時に発生する応力拡大係数が、抵抗値である母材の破壊靱性値を冷却過程で上回らないことであると定めていることである。大量の中性子照射により、脆化が進む母材の破壊靱性値は、炉内に保持してあつ

た監視試験片の測定によって定めることになっているが、当然ながらその値はばらつく。一方、応力拡大係数は、計算によって求めるものであるが、金属材料の組織の微視的不均一性などに起因するばらつきが避けられない。このため破壊靱性値と応力拡大係数の両方の値は分布を持ち、応力拡大係数が破壊靱性値を上回る確率の存在が想定される。ところが、現在の評価基準ではこのような確率は報告されていない。天気予報ですら、降水確率が一般的になっている時代に、多大な被害が予想される老朽原発の加圧衝撃による原子炉の破損確率が示されないことは納得がいかない。

以下順不動で質問

#### 4. 【p.10】(追6-3)

「更新した制御設備すべてに自己診断を設けている」としているが、自己診断の具体的な仕組みについて、説明願いたい。特に、自己診断でどのような不具合が検出でき、どのような場合には検出できないことがありうるか、仕組みを元に教えて欲しい。

#### 5. 【p.13】(追6-5) 格納容器隔離弁の作動について

異常発生時に、隔離信号(中央制御室からの手動と理解)によって周囲の弁(計79か所がリストアップされている)を閉鎖し、放射性物質を格納容器内に閉じ込めることになっている。

一方、各バルブの駆動源(直流電源あるいは圧縮空気)が消失した場合の Actuator 方向は Fail Open あるいは Fail Close のどちらかが選択される(As it is もあるが)。閉じ込め機能を優先し Fail Close とした場合、緊急時に支障をきたす弁はないか？

例えば、以下は MHI 技報(2013)、P13、14 行目の記述である(福島事故の例)。

「1号炉では原子炉内外の温度差による自然循環で駆動するはずの非常用復水器(IC)が、弁の駆動電源喪失による自動閉止機能(フェール・クローズ)により隔離されてしまい、原子炉冷却機能を発揮できなかった。」

<https://www.mhi.co.jp/technology/review/pdf/501/501008.pdf>

#### 6. 【p.13】(追6-5) 手動弁の開閉状態について

p.13の回答に「手動弁の現場での開閉状態は管理用系統図にて運転員が常時把握している」とあるが、2022年7月2日に六ヶ所村再処理工場において、約8時間にわたって冷却水の弁閉止状態を見過ごし、高レベル放射性廃液の温度上昇を許してしまう事故が発生したばかりである。

<https://www.jnfl.co.jp/ja/release/press/2022/detail/20220708-1.html>

「運転員が常時把握している」という前提は危険であり、何らかの Fool Proof 機能を持たせるべきである。例えば、パトロール強化に加え、主要な手動弁には Limit Switch、Locked Open/Close 機能を設置など・・・。

#### 7. 【p.22～24】(追 6-12) 原子炉容器の破壊靱性値の分布

p.23 は、川内 1 号機の原子炉容器の破壊靱性値の実測値について、母材部、溶接金属部を明記したグラフを示しており、その上ですべての破壊靱性値の実測値を運転開始後 60 年時点まで、(推測して) 移行させたデータを基に、試験回数毎の下限データを包絡する破壊靱性遷移曲線を作成し比較したグラフを示している、という。しかし、各色の点とそれらから描かれたカーブの関係が示せないか? 現在の図では、傾向と“ばらつき”がよく分からない。

p.24 の川内 2 号機についても同じように示して欲しい。

#### 8. 【p.25～26】(追 6-12) 試験回次毎の破壊靱性遷移曲線の比較

p.25 で示されている川内 1 号機の試験回次毎をみると、左から #1⇒#0⇒#4⇒#2⇒#5⇒#3 となっているが、1 回目の監視試験(#1)は、照射前の監視試験(#0)とほぼかさなり、#4、#2、#5は離れている。こうしたばらつきについて、ここの点データとカーブを同じグラフで表せば、ある程度傾向が分かるのではないか。照射脆化の予測破壊靱性値川内 2 号機についても同様。

#### 9. 【p.28～30】(追 6-13①) 1 号機の原子炉胴部の中性子照射脆化に対する PTS 評価結果の比較

p.28 にあるように、「JEAC4201-2007/2013 追補版の関連温度移行量の予測式と、JEAC4201-2007/2010 追補版」の予測式が、運転開始後 60 年時点での  $T_p$  が約 30°C も違うのは“なぜか”と聞いているのに全く答えになっていない。両者の移行量を求めるプロセスを示しながら説明願いたい。

「結果の健全性に問題ない」など聞いていない。問題はこの予測方法が本当に正しいや

り方とと思っているのかお聞きしたい。予測式やその適用が妥当でないと、健全性の評価が難しくなる。

**10. 【p.31～34】（追 6－13③および追 6－13④）**

クラッド関係については、別紙「資料 8－1 及び資料 8－1 追加①参照」。

海外トラブル事例に関する質問：（資料 3－3 以外ではあるが）

**11. 【フランスの PWR 原発の安全注入系配管に応力腐食割れが見つかった】**

フランスでは PWR 原発の安全系注水配管に応力腐食割れが生じていることが、昨年 12 月に Civaux（シボー） 1 号機について報告された。その後、他の原発について当該部の点検が水平展開されることになり、これまでに安全系注水配管に加えて余熱除去系配管にも応力腐食割れが見つかり、この 12 月の時点で 12 基が点検と修理のために稼働停止状態にある。

トラブル情報については、専門委員会からの要請で、川内原発について調査し、そのうち重要な 2 件の詳しい調査が報告されているが、本件フランスの PWR 原発の配管の応力腐食割れについてどのように評価、検討しているか報告されたい。

九州電力は、この経年劣化による故障の詳細について把握し、海外事例として、の新知見情報の反映として自らの保安活動に反映しているか。また、川内原発 1 号機の特別点検において、当該箇所の検査は実施されたかその結果は如何であったか、報告されたい。

参考資料：原子力産業新聞 2022 年 8 月 2 日「仏規制当局、EDF の SCC 対応を承認」

**9. 「ボーイング 737 墜落：NRC のデジタル計装制御評価プロセスに向けた教訓」のサマリ（案）令和 4 年 11 月 24 日資料 56-2-3-2 技術情報検討会・技術基盤課について**

このレポートは、2018 年と 2019 年のボーイング 737MAX 8 の墜落事故に係る当局の調査報告書を体系的に評価しているもの。直接、原子力の問題ではないが、米国 NRC も重視している計装制御評価に係る重要な問題とも考えられるため、川内原発に対しての影響について評価するべきと考える。