

鹿児島県原子力安全対策課 御中
川内原子力発電所の運転期間延長の検証に関する分科会
釜江座長様

第 11 回分科会への事前質問とコメントについて

2023 年 3 月 23 日
後藤 政志

【質問 1】「関西電力高浜発電所 4 号機の原子炉自動停止について」2023 年 3 月 7 日づけで報告書が提出された。九州電力は、前回分科会において関西電力の原因調査（「添付資料 1」参照）が終わってから検討するとしていたので、詳しい報告をすることと同時に、川内原発 1，2 号機への考え方を説明願いたい。

なお、時間を節約するため、本件の問題点は次のように指摘しておく。

- ① 川内原発と同型の高浜原発で、原子炉が緊急停止し、しかも原因不明のまま川内原発の運転を続行した。これは、原発の持つ事故へつながるリスクを軽視した態度で安全性の考え方に大いに疑問を感じる。

運転中の高浜 4 号原子炉が、「PR 中性子束急減トリップ」の警報により自動停止したが、核反応停止という事態が起きたにも関わらず、原因が分からなかった。1 月 30 日から 3 月 7 日まで、九州電力は川内原発はや玄海原発について、「原因が分かってから検討する」としてただけで、積極的に調査もせず、原子炉を止めることもしなかった。そもそも、電気系統の故障でこれほど長い時間原因が特定できないことが、原発の基本的な欠陥である。

原因不明な状況で放置し、もし当該部分に別の重大な問題が起きていた場合には、事故に至る危険性があった。

- ② 格納容器の電気ペネトレーションの直ぐわきで、ケーブルが破断した。
特別点検では、全く想定していなかった壊れ方であること。

本件は、格納容器電気配線貫通部の内側で発生しており、しかもケーブルが他のケーブルの束に接触して押され、電気配線のハンダ付けが外れたことが原因であったという（「添付資料1」参照）。プラントの運転開始時には異常がなかったもので、時間が経って（高経年化して）から生じたとも解釈できる。

こうした「高経年化による影響」を考えると、寿命延長するということは、「特別点検」では全く想定していなかった故障が起ることを表している。

特別点検の結果、「欠陥は見つからなかった」とか、「様々な緩急条件からみて欠陥は発生しないと推測される」などと言う、九州電力の発言は間違っている。

- ③ 格納容器の電気ペネトレーションの詳細構造を示し、「部品が金属で覆われているからケーブルに欠陥が発生することはない」といった説明をしてきたが、それが間違っていることは明らかであること。

九州電力は「添付資料2」に示すように、格納容器の電気ペネトレーションの損傷の可能性に対する質問に、電気ペネの図を3つ（右上の図6、7、8）を示し、材料とか厚さなどの構造から、壊れたりすることはないと説明している。

しかしながら、電気ペネの直ぐ外側でケーブルの断線が起こった。予測できない壊れ方をすることがあるため、いついかなる壊れ方をするかは分からないこと、そして壊れた時には「非安全側」になること（事故が進展する側になる）が保障される必要がある。本件では、ある意味想定通り制御棒が入る結果となったが、川内原発の大半の仕組みは、故障により常に安全側になる仕組みにはなっていない。プラントが古くなって劣化すると、故障が多発し、しかも事故に進展してしまう危険性が高くなる。

- ④ 一般的なケーブルの敷設において、極端な曲がりがないようにするはずであるが、そうした基本的な施工上の管理には限界があり、欠陥が生じても事前には分からない。発生した後で1カ月もかかって原因が特定されるようでは、事故時には全く間に合わない。

添付資料1

高浜発電所4号機の原子炉自動停止について
(「PR中性子束急減トリップ」警報発信に係る原子炉施設故障等報告書の提出)

2023年3月7日
関西電力株式会社

高浜発電所4号機(加圧水型軽水炉)は、定格熱出力一定運転中、1月30日15時21分、「PR中性子束急減トリップ」の警報^{*1}が発信し、原子炉が自動停止しました。

警報発信の要因として、制御棒の挿入、炉心状態の急変もしくは中性子検出器の不具合などが考えられるため、事象発生前後のプラントパラメータの調査や中性子検出器、制御棒駆動装置の点検等を実施しました。

その結果、プラントパラメータや検出器に異常はなく、制御棒が実際に挿入されたことにより、検出器の指示値が大きく低下し、警報発信に至った可能性があると推定しました。

その後、調査の過程で、制御棒駆動装置の点検として制御棒(48本)の引き抜き、挿入操作^{*2}を行いました。動作性に異常は認められませんでした。このため、詳細点検として、制御棒駆動装置制御盤の構成部品を工場調査するとともに、制御棒駆動装置制御盤を通电した状態での各部(制御回路や各ケーブル)の電流値の連続測定(モニタリング)等を行い、データの解析等を実施することとしました。

なお、環境への放射能の影響はありません。

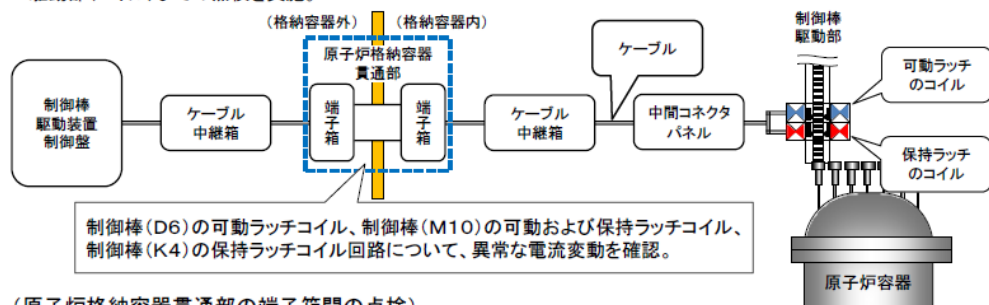
- *1 原子炉の周囲には、運転中の中性子を測定する検出器が4つ設置されている。中性子検出に異常があった場合、警報が発信する。
- *2 制御棒は、上部で制御棒駆動軸と連結されており、駆動軸を動作させるために可動用と保持用のラッチ(爪)があり、ラッチにはコイルが取り付けられており、このコイルに通電することでラッチが駆動軸をつかむ状態となる。

(2023年1月30日、2月15日お知らせ済み)

制御棒駆動装置の詳細点検

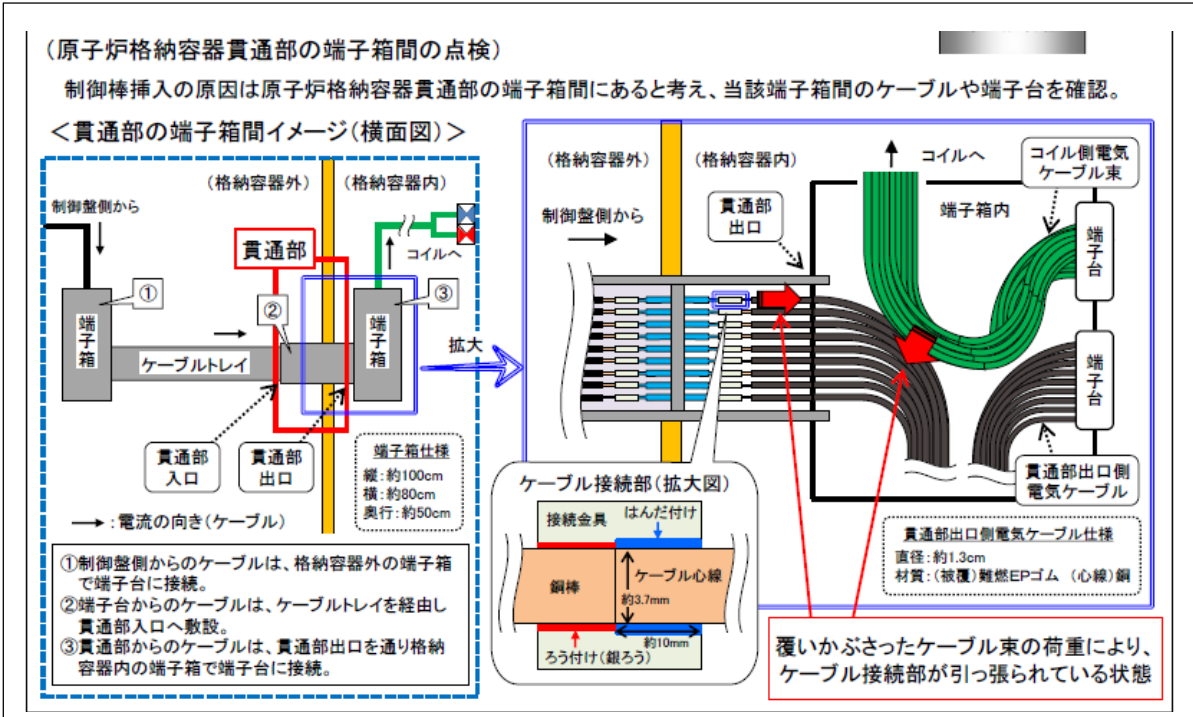
(制御棒駆動装置制御盤から制御棒駆動部(コイル)までの点検)

警報発信は、制御棒駆動装置の電気的な故障による制御棒の挿入が原因と考え、制御棒駆動装置制御盤から制御棒駆動部(コイル)までの点検を実施。



(原子炉格納容器貫通部の端子箱間の点検)

制御棒挿入の原因は原子炉格納容器貫通部の端子箱間にあると考え、当該端子箱間のケーブルや端子台を確認。



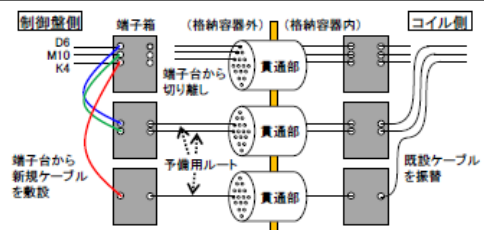
推定原因

原子炉が自動停止した「PR中性子束急減トリップ」警報発信の原因は、点検のために可動ラッチのコイルの電源を切り、保持ラッチのみで制御棒を保持していたところ、原子炉格納容器貫通部内で接続している電気ケーブルに接触不良が発生したことにより、制御棒駆動部のコイルに供給する電流値が低下し、保持ラッチが開放され、制御棒1本(M10)が挿入されたためと推定しました。

また、電気ケーブルの接触不良の原因は、原子炉格納容器貫通部出口(格納容器内側)と端子台の間において、貫通部出口側電気ケーブルに、コイル側電気ケーブルが覆いかぶさっていたことにより、原子炉格納容器貫通部内から引き抜かれる方向に力が働いていたためと推定しました。

対策

- ・3本の制御棒(D6、M10、K4)の原子炉格納容器貫通部の端子箱(原子炉格納容器外側)から同貫通部の端子箱(原子炉格納容器内側)までの電路について、電流低下が認められた電気ケーブルを介さずに、予備用として敷設されている他の原子炉格納容器貫通部のルートに変更します。
- ・今回の事象を踏まえ、原子炉格納容器貫通部のケーブルに関する点検・保守方法や、ケーブル敷設時の注意事項を社内マニュアルに反映します。



以上 2023年3月7日 関西電力(株)「高浜4号機の原子炉自動停止について」抜粋

【添付資料2】 電気ペネの説明は損傷モードをカバーしていない

右上のページ6で、樹脂のリーク限界の説明に疑問がある（電気ペネの耐性は温度降下時にリークを評価すべき等）が、それはひとまず置いておき樹脂が金属で被覆されているとしてリークしにくいとしているが、こうした「力が加わると破損すること」すら評価対象になっていないことが問題である。

追6-11 (質問11)	<p>【資料4-1】 p36とp37 格納容器電気配線貫通部について 3種類の電気ペネの高温時のリーク限界温度はそれぞれ何度か？また、樹脂のリークパスを示して欲しい。なお、電気ペネの事故時あるいは重大事故等時の放射線被ばくによる劣化の程度はどの程度分かっているか？</p>
回答	<p>各電気ペネは、長期健全性試験にて最高温度190℃条件にて事故時雰囲気暴露試験を実施して健全性を確認している。なお、事故時の最高温度はそれぞれ、設計基準事故時が127℃、重大事故等時が138℃であり、試験条件は事故時の温度を上回っている。</p> <p>また、リークパスについては、バウンダリ形成部がSUS等の金属で構成されており、樹脂等の有機物で構成されておらず、樹脂の劣化によるリークパスは想定されない。バウンダリを形成している範囲を次頁以降に示す。</p> <p>なお、事故時の放射線による劣化の程度は、60年間の通常運転相当の劣化を2.7kGy (5×10^{-3}Gy/h × 60年間)、設計基準事故時を602kGy、重大事故等時を500kGyとしており、これらの環境を包絡する試験条件である2000kGyにて試験を実施し、機能が維持されることを確認している。</p>

(つづき)

回答

番号	品名	材質
①	銅棒	銅
②	外部リード	銅、シリコンゴム
③	接続金具	銅
④	ポッティング材	シリコン樹脂
⑤	ポッティング材	エポキシ樹脂
⑥	アルミナ電磁体	アルミナ (Al ₂ O ₃)
⑦	本体	ステンレス鋼
⑧	銅板	ステンレス鋼
⑨	シャroud	ステンレス鋼
⑩	封着金具	ニッケル合金
⑪	ロウ付	銀ロウ

ピッグテイル型電線貫通部 構造図

(つづき)

回答

品番	品名	材料
①	銅棒	銅
②	外部リード	銅、架橋ポリエチレン
③	接続金具	銅
④	ポッティング材	シリコーン樹脂
⑤	アルミナ磁器	アルミナ (Al ₂ O ₃)
⑥	本体	ステンレス鋼
⑦	端板	ステンレス鋼
⑧	封着金具	ニッケル合金
⑨	ポッティング材	エポキシ樹脂
⑩	ロウ付	銀ロウ

三重同軸型電線貫通部 構造図

(つづき)

回答

品番	品名	材料
①	銅棒	銅
②	接続金具	銅
③	アルミナ磁器	アルミナ (Al ₂ O ₃)
④	本体	ステンレス鋼
⑤	端板	ステンレス鋼
⑥	封着金具	ニッケル合金
⑦	ロウ付	銀ロウ

ブッシング型電線貫通部 構造図

【コメント1】

九州電力の高経年化に対する基本認識は、劣化事象など想定範囲内でしか考えていない(ここでは、コンクリート構造物の代表構造物や評価対象の絞り込み)。

しかも、現実には想定外の壊れ方をすると指摘したにも関わらず、「・・・評価点として選定しなかった部分につきましても、念のため今後20年後の評価を同じような評価式を使ってやっております、基本問題がない」などとあたかも、一生懸命やっているから問題ないとしているように見える。「評価式などひとつの仮説にすぎず、推測の域を出ないもの」(筆者)で、公に議論の対象(少なくとも一般県民に対して説明していない)にすらしていないことで、評価の枠組みから外れることがあることを無視している。こうした姿勢では事前に故障を検出できる可能性はほとんど期待できず、40年を超えて起こる様々な劣化現象に対してどころか、一般的な故障や欠陥を日々確認してプラントを保全していこうという姿勢すら(私には)感じられない。想定外のことについて、慎重さが欠けている。(「添付資料3」参照)

【添付資料3】 第7回分科会議事録 ページ11

「(後藤委員) 後藤です。8ページ、ちょっと戻っていただきまして、代表構造物とか評価対象部位の絞り込みのお話です。(中略)やはり前にもそういう話をしていますけれど、一番厳しいところだけではなくて、その範囲を広げて、より広い範囲を調べてみるという見方が方が、劣化とか何かには、私はそういう視点が必要だと思うのです。(中略) 例えば何が温度が厳しいとか、何が環境が厳しいとかそれだけを見て、それによって人間が評価基準を決めて選んでいるわけですから、現実はそのようについてくるとは限らないわけであって、(中略)ほとんどのトラブルはそうやって起こっているわけですから。そうすると、絞り込みをやることの是非ということ、もう少し慎重に見た方がいいのではないかと(中略) そういうものの見方をしないと、劣化とか欠陥とか、そういう

ことについての高経年のものに対する対応としては、ちょっとどうなのかなと
いう。

(釜江座長)

九州電力さん、コメントありますか。

(九州電力)

御指摘ありがとうございます。先生のおっしゃるとおりだというふうに認識しておりまして、やはりこういう高経年化の評価をするという上で、ある程度的を絞ったやり方を説明させていただいておりますが、その一方で、前回御説明しました特別点検におきましては、例えば中性化深さにつきましては、ほぼ全ての構造物、対象部位で中性化深さの測定を実施して現状の測定値を得ております。その中からの的を絞って今回御説明させていただいておりますが、評価点として選定しなかった部分につきましても、念のため今後 20 年後の評価を同じような評価式を使ってやっております、基本問題がないということを確認させていただいております。以上でございます。」 以上抜粋。

【コメント 2】

【質問 1】の①に関連して述べたように、原因が分からずそのまま運転を続けることが、いかに危険であるか示している事例を再確認しておく。

BWR の再循環ポンプ（第二福島 3 号機 1989 年東電）で、異常があったにも関わらず、原因が分からないまま回転速度を落として、長時間運転しつづけて様子をみたことで、再循環ポンプが大事故に発展した事例を再確認しておく。再循環ポンプは PWR で言えば、一次冷却材ポンプに相当する BWR の大型ポンプの破壊事故ではあるが、PWR でも起こり得る事故であり、第 8 回分科会の議事録を再度掲載しておく。

こうした事故の教訓を取り込む場合に、九州電力は、対策を水平展開する時に、理由をつけてなるべく対象範囲を狭くして評価する傾向にある。それは、安全性

を前提にした対策ではなく、危険側の対応（非安全側）であり事故のリスクを増大させる。

事故対策の水平展開は、対象をできるだけ広くとり類似事故はもとより、少しでも関連する事故を起こさないようにすることが、鉄則である。

【添付資料4】 第8回分科会議事録 ページ17

（後藤委員）

「BWRの方で大型の再循環ポンプが壊れた、疲労でやられたものがあるのですけれども、その時を考えてみますと、本来はすぐ止めてやればよかったですけれども、ずっと引きずってしまったわけです。そうすると、何を言いたいかというと、疲労で大丈夫だと思っていたのだけれど、それがたまたま何か、例えば共振して振動が増幅するとか、とんでもない状態が入って、それをすぐ気が付けばいいのだけれど、見落としてそのまま続けると、結果としてなるというパターンといたしますかね。

それが一番起こり得るといふふうに私は認識してまして、もちろんほかのパターンもあるかもしれませんが、ですからそういうところをどうやってそういうことにならないようにできるかという保全の計画が大事だろうというふうに、私は老婆心ながら思っております。以上です。」

【コメント3】

照射脆化とPTS（加圧熱衝撃）の議論は、最初から議論がかみ合わず、未だに納得できる回答は得られていない。2023年3月24日付九州電力「資料1」【前回の委員からの意見に関する説明（PTS評価におけるクラッド関係について）でも、解消されていない。この議論の意味は、科学的に安全性の議論をしていないことを指摘しているものである。

本件の考え方については、「クラッドを考慮するかどうか」と「熱伝達率」の

評価によっては、PTS の評価が異なることを主張しているが話がかみ合っていない。解析の前提条件と定量的な結果を具体的に付きあわせて評価しなければ、判断ができない。

少なくとも私は、第8回分科会で出した【資料 8 - 1】「PTS評価についての意見」2,023年12月21日」と【資料 8 - 1 追加①】「JNESの「等価熱伝達係数」の誤りについて」 2022.12.20 高島武雄（熱工学の専門家）を示し、解析方法に疑義がある旨公表している。問題の入り口は、破壊靱性値がばらついていること、応力拡大係数も条件次第で大きくずれることがあることだ。

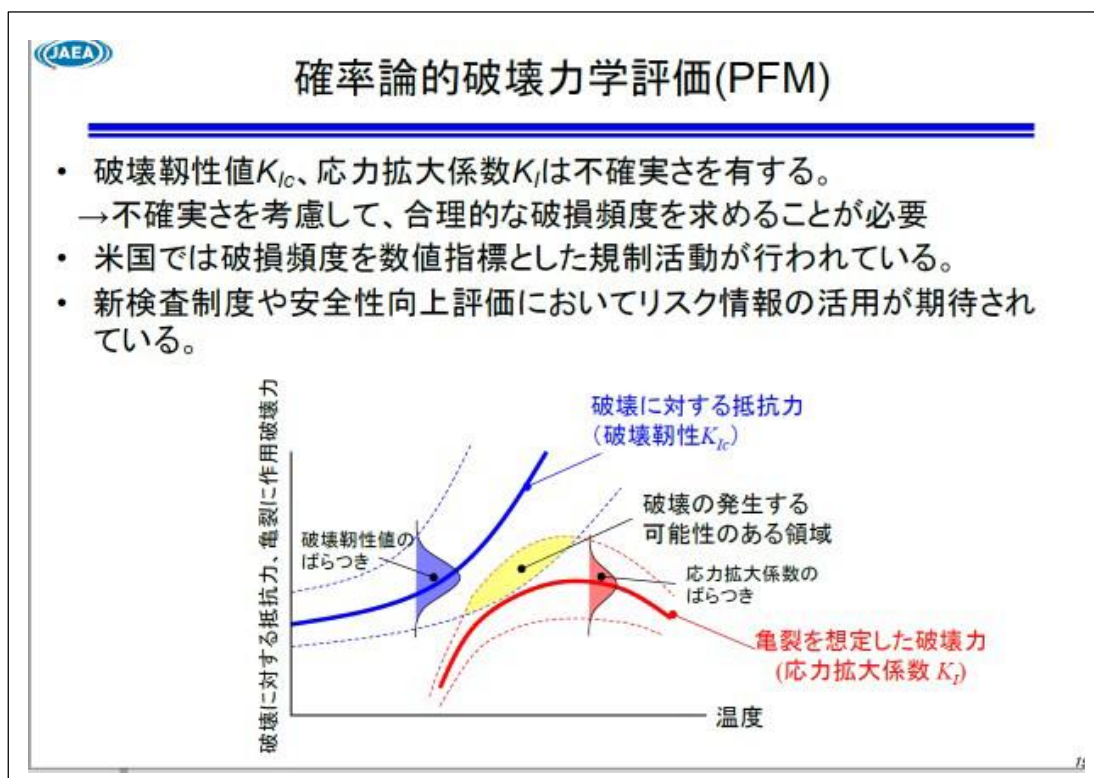


図1 破壊靱性値と応力拡大係数は大きな不確かさをもつ

そうした中で、二つのカーブの間に十分な間隔が取れるようになっていないのではないかということを議論している。

しかし、話がかみ合っていない。にも拘らず、「解析方法」や「解析結果」は、「企業機密」として、公の場では詳細な、科学的技術的議論がなされてこなかった。企業機密一般を否定しているのではなく、工学的に安全性を証明するプロセスで「解析方法」や「解析結果」を「機密扱い」することが、いかに原子力の安全性の議論を阻害しているかが問題なのである。

今まで何度も具体的な質問をしているが、解析は正しいと主張している。そもそも、「クラッド」などということばは、JEAGにはないはずで、電力会社が「クラッドが存在する以上できるだけクラッドの影響を取り込む」として、熱伝達、熱伝導の解析にクラッドの考慮したと言える（熱応力は考慮しないと言っているが、温度分布が考慮されているため、非保守的になっている）。

なぜ本来の解析でクラッドを無視していたかと言うと、「クラッドはその寸法や形状、物性値や溶け込み状況、その物性値など何をとっても設計解析を実施するには不確定要素がありすぎて評価できないから、クラッドは考慮しないこと」にしてきたはずである。九州電力は、規制当局が「クラッドを考慮するかしないかは事業者の判断でよい」と言ったことを理由にクラッドの扱いを恣意的（物理的に寸法や物性値を決めずにクラッドを考慮してもしなくてもよい）に用いている。それこそ規制当局の誤った判断であり、このような曖昧さ（解析に必要な物性置すら不明）を許しては、複雑な照射脆化による PTS 解析において、非保守的な要因が合法的に導入されてしまう。九州電力は、規制当局が何を言おうと、科学的技術的正しさと安全性から見た正しさを確保する視点から「非保守的」な結果にならないよう自らを戒める義務がある。

「2次冷却系からの除熱機能喪失」のプラント挙動（図5）や大破断 LOCA のプラント挙動（図4）などは、こちら側から出した資料との議論（PTS カーブが上方向に動くことがあること。資料8-1等）が十分に検証できていない。少なくとも、科学的な根拠が示されているとはいえない。

この問題は、単にデータを示していないということではなく、物理現象として何が正しい

か、安全性から見てどのように評価すべきか、という基本的な問題を議論できていないと考
える。

第4回分科会における質問事項への回答【No. 4-7】 (5/5)

7

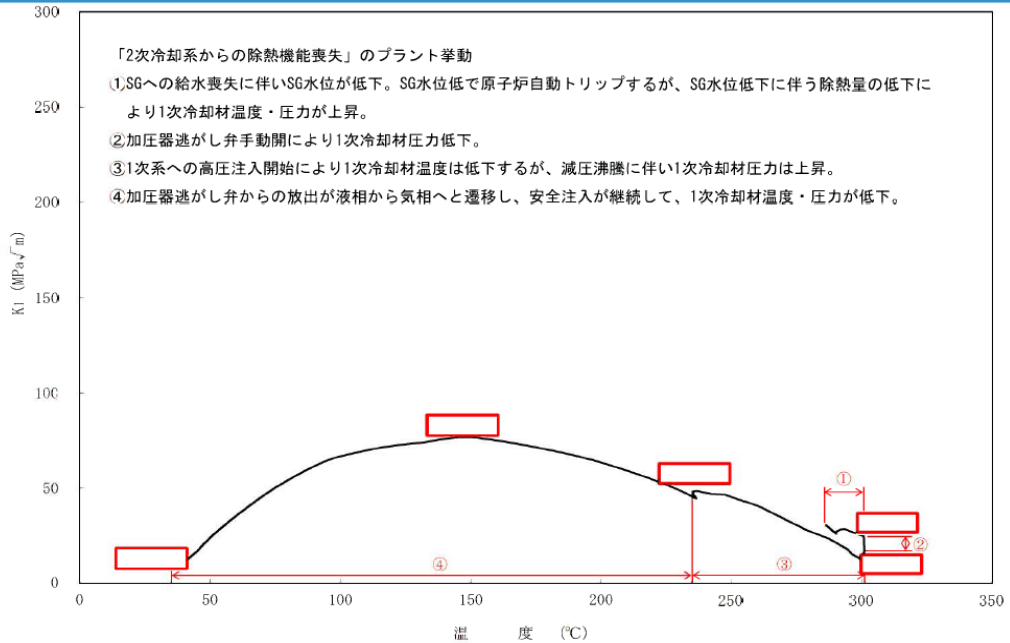


図5 2次冷却系除熱機能喪失のPTS状態遷移曲線とPTS事象シナリオの関係

□内は商業機密事項であるため公開できません

第4回分科会における質問事項への回答【No. 4-7】 (4/5)

6

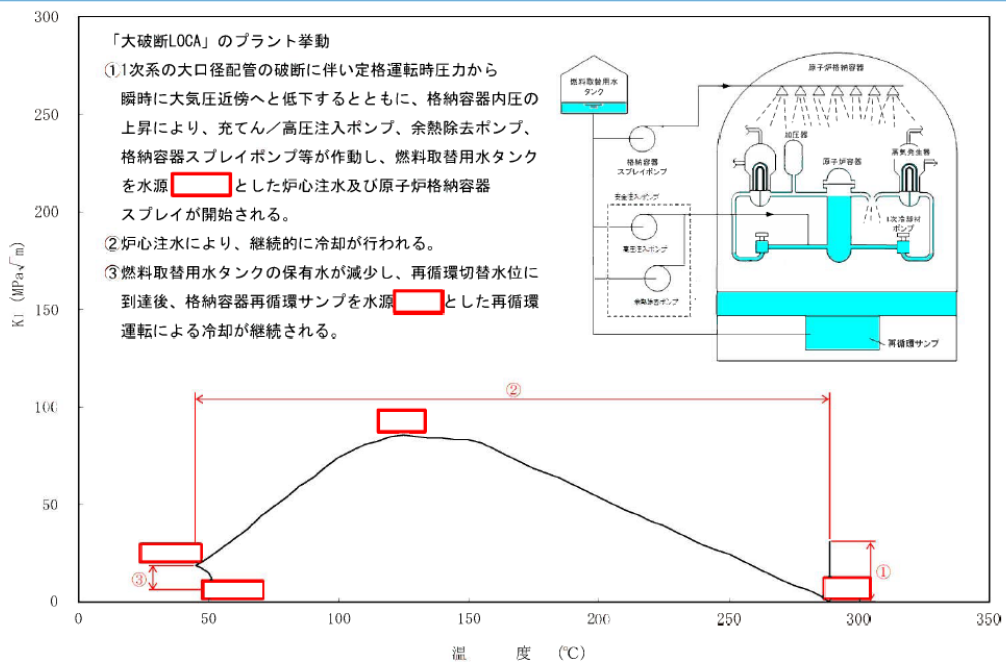


図4 大破断LOCAのPTS状態遷移曲線とPTS事象シナリオの関係

□内は商業機密事項であるため公開できません

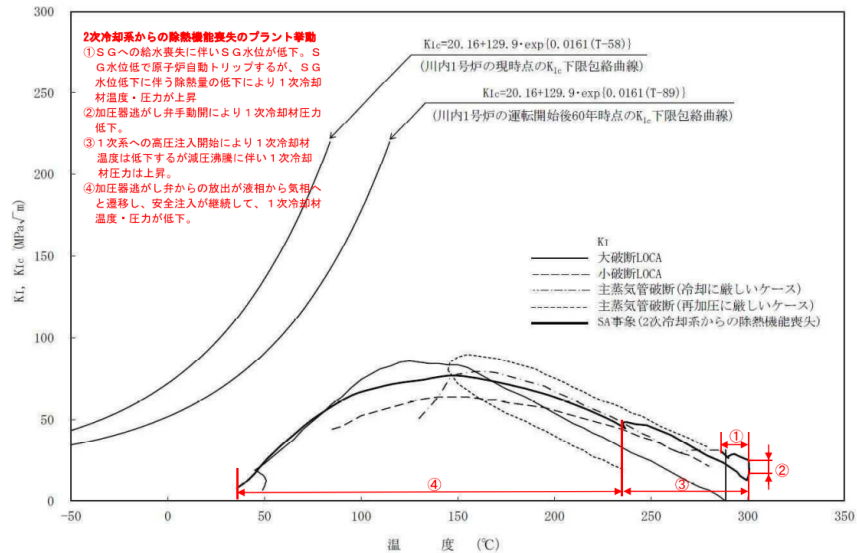


図1 川内1号炉 原子炉容器胴部(炉心領域部)中性子照射脆化に対するPTS評価結果
 [深さ10mmの想定き裂を用いた評価]

また、解析ケースも図1に示すように、川内原発1号のPTSの一事例を示しているだけで、それで評価が妥当であるかどうかは別である。安全性に解析で、事例を示しておしまいなどということはありません。

本件は、これ以上は議論にならないので、打ち切るが九州電力の姿勢が、「科学的に安全性の基本的な考え方を押さえていない」ということは指摘しておく。実際に、名古屋の裁判で照射脆化とPTSおよび脆性破壊の問題が争われていることを指摘しておく。

【コメント4】水蒸気爆発について

川内原発は炉心溶融を起こすと、原子炉キャビティに水をはるため、大規模な水蒸気爆発を起こす可能性が高い。安全性の観点から看過できない。チェルノビル原発事故では、水蒸気爆発を防ぐため、ダイバーがプールに潜って水を抜い

たとされている。九州電力は水蒸気爆発に対して、起こらないと考えているのか。そうであるならば、福島事故から12年たった今日「新たな安全神話」を育てていることになる。特に、政府や経済産業省は、原発への依存を高めようなどとしているが、そうした中でさらに高経年化のリスクが重くのしかかってくることは必定で、これらの方針は、福島事故の教訓をすべてかなぐり捨てて、川内原発の大規模事故を準備していることになってしまうことを恐れる。

すでに、第8回分科会を出した【資料8-2】で、水蒸気爆発の危険性をしてきたが、「水張冷却の無謀さ」と、爆発の引き金になる「トリガー」の存在とその実験上の意味について、水蒸気爆発の研究の指摘を無視している。これ以上繰り返さないが、高温の液体（熔融金属）と低温の水が接触すると水蒸気爆発が起こることは常識であり、各地の金属工場で熔融金属が水と接触して何回となく大規模な水蒸気爆発を発生させてきた。炉心熔融した後、さらに水蒸気爆発が発生すると、福島における水素爆発に比べてはるかに大規模な爆発になるリスクがある。EUでは、だからコアキャッチャーを開発してきた。

最近になって、三菱重工が「革新型軽水炉」などと、コアキャッチャーの導入も示唆しているが、本気で原発の安全性を考えるなら、現在稼働あるいはこれから稼働しようとする全原発にコアキャッチャーをつけるべきであろう。安全性の崩壊は、福島事故で散々見せつけられたが、現在も全く対策をできていない。コアキャッチャーはその代表例である。

なお、水蒸気爆発は過酷事故（重大事故）の大規模災害への引き金になる可能性が高い。

なお、過去に指摘した項目で、回答が不十分であった項目や、回答になっていない項目が多々あるため、本来続けて議論すべきであるが、分科会としてまとめの検討を始めているため、まとめに関する意見は別途述べる。

以上