

# これまでの委員からの質問への回答 (後藤委員提出資料 2 への回答)

2023年2月22日



枠囲みの範囲は、商業機密等に係る事項であるため、公開できません。  
(P. 8)

No.	質 問 事 項	頁
<p>追8-1 (後藤委員 提出資料2 1.)</p>	<p>水蒸気爆発について【p.7~9】(追6-2) ※質問の詳細は、「後藤委員提出資料2」参照</p>	<p>第9回分科で 回答済み</p>
<p>追8-2 (後藤委員 提出資料2 2.)</p>	<p>PTS解析について【p.27~34】(追6-13) ※質問の詳細は、「後藤委員提出資料2」参照</p>	<p>4~11</p>
<p>追8-3 (後藤委員 提出資料2 4.)</p>	<p>「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。【p.10】(追6-3)</p>	<p>第9回分科で 回答済み</p>
<p>追8-4 (後藤委員 提出資料2 5.)</p>	<p>格納容器隔離弁の作動について【p.13】(追6-5) 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。」</p>	<p>第9回分科で 回答済み</p>
<p>追8-5 (後藤委員 提出資料2 6.)</p>	<p>手動弁の開閉状態について【p.13】(追6-5) 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。 「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・・・。</p>	<p>第9回分科で 回答済み</p>

No.	質 問 事 項	頁
追8-6 (後藤委員 提出資料2 7.)	<p>原子炉容器の破壊靱性値の分布【p. 22~24】 (追6-1 2)</p> <p>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> <p>p. 24の川内2号機についても同じように示して欲しい。</p>	第9回分科で 回答済み
追8-7 (後藤委員 提出資料2 8.)	<p>試験回次毎の破壊靱性遷移曲線の比較【p. 25~26】 (追6-1 2)</p> <p>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。</p>	第9回分科で 回答済み
追8-8 (後藤委員 提出資料2 9.)	<p>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. 28~30】 (追6-1 3①)</p> <p>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Tpが約30℃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。</p>	第9回分科で 回答済み
追8-9 (後藤委員 提出資料2 10.)	<p>クラッド関係について【p. 31~34】 (追6-1 3③および追6-1 3④)            (後藤委員提出資料1及び後藤委員提出資料1追加 参照)</p>	12~16

No.	質 問 事 項	頁
追8-10 (後藤委員 提出資料2 11.)	<p>【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】</p> <p>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―)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。</p> <p>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」</p>	第9回分科で 回答済み
追8-11 (後藤委員 提出資料2 9.)	<p>「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</p> <p>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。</p>	第9回分科で 回答済み

<p>追 8 - 2 ① (後藤委員 提出資料 2. 2.)</p>	<p>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ならない。「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、溶接残留応力は、形状や、物性値だけではなく、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。</p>
<p>回答</p>	<p>回答を次頁以降に示す。</p>

- 川内 1, 2 号炉の劣化状況評価においては、JEAC4206-2007に基づき、加圧熱衝撃（以下「PTS」という。）評価を実施している。本評価における温度分布解析（熱伝導解析）では、実機に施工しており、特別点検においても有意な欠陥、経年劣化は確認されず健全性が確認されているクラッドを考慮し、実態に即した解析を実施している。応力評価においては、クラッドが強度部材ではないことから、クラッドは考慮していない。また、応力拡大係数の算出においてもき裂の開口を抑制する効果がある程度期待できるものの、無視している。  
（JEAC4206-2016は使用していない）
- クラッドを考慮した場合、応力評価では原子炉容器内面に圧縮応力の効果が期待でき、応力拡大係数の算出では、き裂の開口に抵抗する効果が期待できるものの、今回の運転延長認可申請では、これらの効果を考慮したPTS評価を行っていない。  
（前述の効果を考慮する手法が規定されているJEAC4206-2016は、NRAの技術評価にて規制への適用が見送られた）
- 応力評価においてクラッドを考慮した場合には、クラッドと母材の線膨張係数の差や溶接残留応力を考慮することにより、母材側には圧縮応力が作用することとなり、結果的にはPTS曲線が低い値になると考えられる。また、応力拡大係数の算出において、クラッドのき裂の開口を抑制する効果を考慮した場合には、PTS曲線の値はさらに小さくなると考えられる。（次ページ図参照）

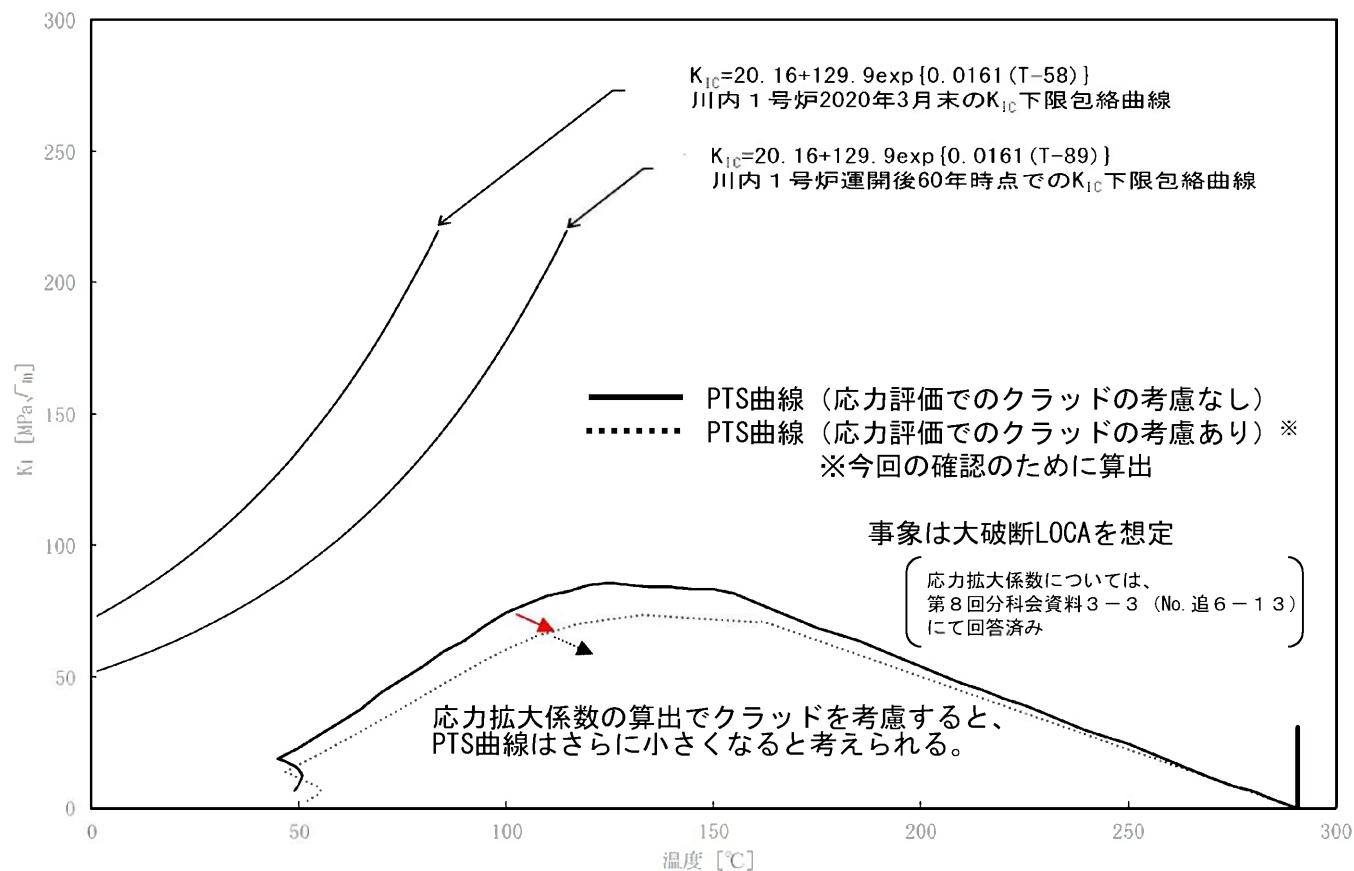


図 PTS 曲線の比較 ( 応力評価でのクラッド考慮の有無の差 ) 【イメージ】

<p>追8-2 ②、③、④ (後藤委員 提出資料2.2.)</p>	<p>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析解析を行った」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。</p> <p>③Jackson-Fewster式中の乱流対流熱伝達率<math>h_0</math>（実際はヌセルト数<math>Nu_0</math>）を求めるのに使用した式を明らかにされたい。（p.31）</p> <p>④レイノルズ<math>Re</math>、平均グラスホフ数<math>Gr</math>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。</p>
<p>回答</p>	<p>②JEAC4206-2007におけるクラッドに関する記載について JEAC4206-2007は、クラッドの考慮に関する具体的な記載はないが、クラッドを考慮するかどうかは本規格のユーザーが適切に判断すべき事項と考えており、PTS評価における応力拡大係数（PTS曲線）の算出過程において、クラッドの考慮を一律に禁止するものではないと考えている。また、本規格を規定している日本電気協会が同様の見解であることを確認している。</p>



回答

③ヌセルト数  $Nu_0$  を求める式については、以下のとおり。

$$Nu = 0.023 Re^{0.8} Pr^{0.4}$$

【記号の説明】

$Nu$  : ヌセルト数

$Re$  : レイノルズ数 ( $= \omega \cdot l / \nu$ )

$Pr$  : プラントル数 ( $= Cp g \eta / \nu$ )

$\omega$  : 流速 [m/h]

$l$  : 代表長さ [m]

$\nu$  : 流体の動粘性係数 ( $= g \eta / \nu$ ) [m<sup>2</sup>/h]

$Cp$  : 流体の比熱 [kcal/kg°C]

$g$  : 重力加速度 ( $= 1.27 \times 10^8$ )

$\eta$  : 流体の粘性係数 [kg/(mh)]

$\gamma$  : 流体比重量 [kg/m<sup>3</sup>]

④レイノルズ数 ( $Re$ ) 及び平均グラスホフ数 ( $Gr$ ) の定義式と実際の数値を代入した計算例は以下のとおり。

$$Re = \omega \cdot l / \nu$$

$$= \boxed{\phantom{000000}}$$

$$Gr = l^3 g \beta (t_1 - t_0) / \nu^2$$

$$= \boxed{\phantom{000000}}$$

【記号の説明】

$Re$  : レイノルズ数

$Gr$  : グラスホフ数

$\omega$  : 流速 [m/h]

$l$  : 代表長さ [m]

$\nu$  : 流体の動粘性係数 ( $= g \eta / \nu$ ) [m<sup>2</sup>/h]

$\beta$  : 流体の熱膨張率 [1/°C]

$t_1$  : 内表面温度 [°C]

$t_0$  : 流体温度 [°C]

$\eta$  : 流体の粘性係数 [kg/(mh)]

$\gamma$  : 流体比重量 [kg/m<sup>3</sup>]

※流体の物性は、日本機械学会 蒸気表「JSME STEAM TABLES」を参照



内は商業機密に係る事項であるため、公開できません。

<p>追 8 - 2 ⑤ (後藤委員 提出資料 2. 2.)</p>	<p>⑤大破断LOCA時には、大気圧下で約300℃の金属（鉄鋼）表面に27℃の冷却水が流れることになる。表面温度が約100℃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。</p>
<p>回答</p>	<p>回答を次頁以降に示す。</p>

- 本件については、川内 1, 2 号炉と同様の評価を過去に実施している当社玄海 1 号炉において検討している。初期の熱伝達率は現状評価の熱伝達率と比較して大きくなるものの、数十秒で原子炉容器内表面（クラッド内表面）温度は $100^{\circ}\text{C}$ 以下になり、沸騰熱伝達の温度域から外れる。また、欠陥深さ位置となる母材内面から $10\text{mm}$ 位置の温度も、PTS評価上厳しくなる低温領域では、その差はほとんどないことが確認されている。
- 沸騰熱伝達を考慮しても、PTS評価上厳しくなる低温領域ではほとんど応力拡大係数に変化はないことから、沸騰熱伝達の影響は十分小さく、現状評価方法で適切に評価できているものとする。

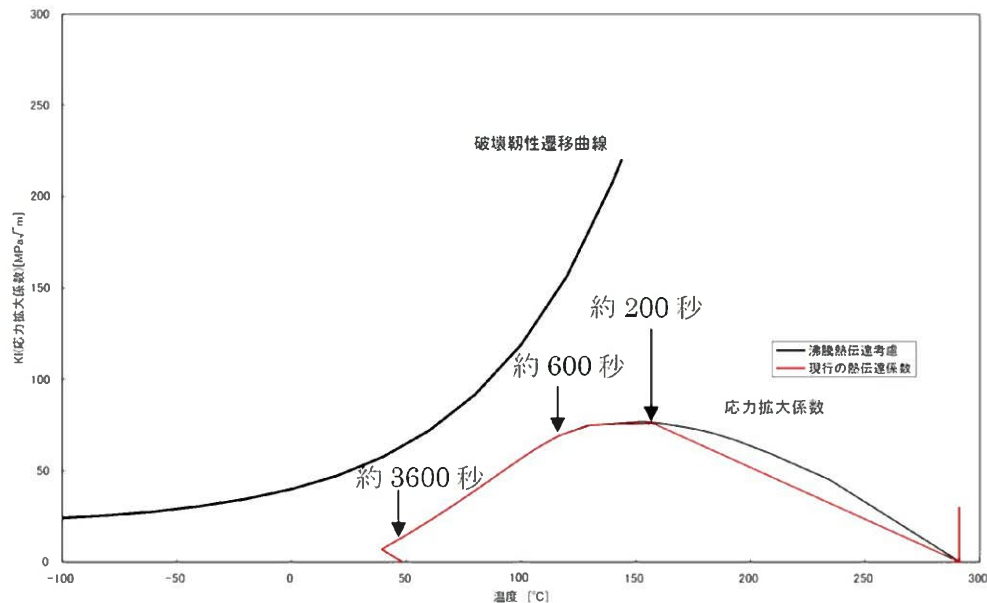


図 1 沸騰熱伝達を考慮した場合との応力拡大係数の比較（玄海 1 号炉の例）  
（横軸は想定欠陥深さ位置(母材内面から $10\text{mm}$ 位置)での温度)

【参考】（将来予測を伴わない第5回監視試験実測データに基づく評価結果について）

○図3にこれまで実施した監視試験によって採取した $Tr_{30}$ <sup>※1</sup>実測値と第5回監視試験で測定した $Tr_{30}$ 実測値の差分だけ温度シフト<sup>※2</sup>させた図（1号炉の例）を示す。温度シフトさせた破壊靱性実測データを下限包絡した $K_{IC}$ 曲線をJEAC4206-2007の附属書Cに従い設定した。

○第5回監視試験の照射量は、原子炉容器内表面位置の照射量に換算すると約71EFPYの照射量に相当する（原子炉容器内表面から深さ10mmの位置（想定き裂先端位置）の照射量に換算すると約79EFPYの照射量に相当する）。

○本評価においても、脆性破壊に対する抵抗値を示す $K_{IC}$ 曲線は、負荷状態を応力拡大係数 $K_I$ で示すPTS曲線を上回っていることを確認した。

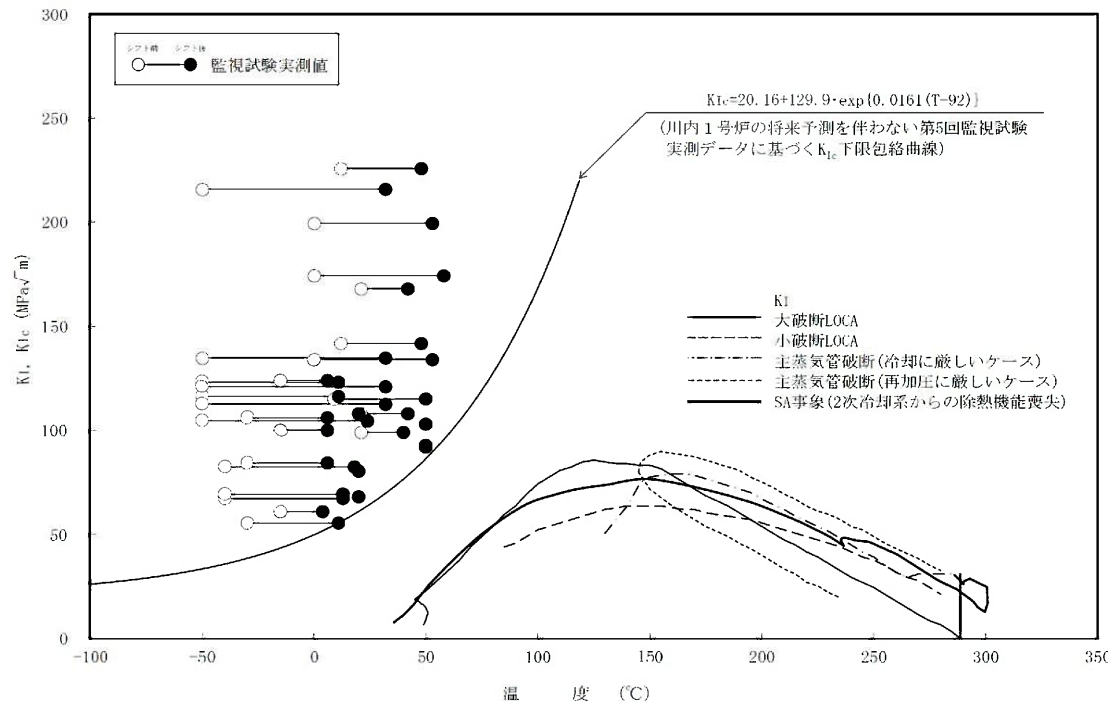


図2 川内1号炉 PTS評価結果の例

【将来予測を伴わない第5回監視試験実測データに基づく評価】

※1：シャルピー衝撃試験結果から得られる脆性遷移温度（ $=T_{41J}$ ）

※2：第1回から第4回監視試験結果については、第5回監視試験結果に相当する照射量を考慮し、シフトさせている。

追 8－9  
（後藤委員  
提出資料 2 10.）

クラッド関係について【p. 31～34】（追 6－1 3 ③および追 6－1 3 ④）  
（後藤委員提出資料 1 及び後藤委員提出資料 1 追加 参照）

回答

回答を次頁以降に示す。

### ○加圧熱衝撃評価におけるクラッドの考慮について

川内 1, 2 号炉の運転期間延長申請では、原子炉容器の中性子照射脆化の評価（加圧熱衝撃（以下「PTS」という。）評価）について、JEAC4206-2007を用いて評価を実施している。

JEAC4206-2007は、クラッドの考慮に関する具体的な記載はないが、クラッドを考慮するかどうかは本規格のユーザーが適切に判断すべき事項と考えており、PTS評価における応力拡大係数（PTS状態遷移曲線）の算出過程において、クラッドの考慮を一律に禁止するものではないと考えている。また、本規格を規定している日本電気協会からも同様の見解を得ている。

そのため、川内 1, 2 号炉のPTS評価における熱伝導解析では、実機に施工しているクラッドを考慮し、実態に即した解析を実施している。ただし、応力評価においては、クラッドが強度部材ではないことから、クラッドは考慮していない。また、応力拡大係数の算出においても、クラッドはき裂の開口を抑制する効果がある程度期待できるものの、無視している。

なお、クラッドについては、建設時に浸透探傷試験を実施し表面に欠陥がないことを確認している。また、原子炉容器の溶接部に対する供用期間中検査（超音波探傷試験）によっても有意な欠陥がないことを確認している。さらに、特別点検により実施した炉心領域 100%に対する超音波探傷試験においても有意な欠陥、経年劣化は確認されておらず、クラッドが健全であり母材である低合金鋼が保護されていることを確認している。

これらのことから、PTS評価の熱伝導解析において、特別点検等で健全性を確認しているクラッドを考慮することは問題ないものと考えている。

表 1 応力拡大係数（PTS状態遷移曲線）の算出過程

	概要
熱伝導解析 (温度分布解析)	<p>PTS事象の進捗に伴い生じる原子炉容器内面に接液する冷却材の温度変化に対して、胴部板厚内の温度分布を時刻歴で計算する。</p> <p>温度分布解析においては、クラッドの存在を考慮し、熱伝達率として、JEAC4206-2007に基づき、強制対流の式の値に上向きの自然対流の効果（Jackson-Fewsterの式）を加味して求めた値を使用する。</p>
応力評価	<p>前段で求めた温度分布の変化に対して熱応力を、また、PTS事象での原子炉容器の内圧による応力を求めて、時刻歴での応力分布を把握する。応力評価においては、強度部材ではないクラッドの存在は考慮しない。</p>
応力拡大係数の算出	<p>得られた応力分布から、JEAC4206-2007に基づき、Buchalet and Bamfordの応力拡大係数の式を用いて、時刻歴で応力拡大係数を算出する。応力拡大係数の算出においては、クラッドがき裂の開口を抑制する効果がある程度期待できるものの、無視しており、保守的な応力拡大係数を得ている。</p>

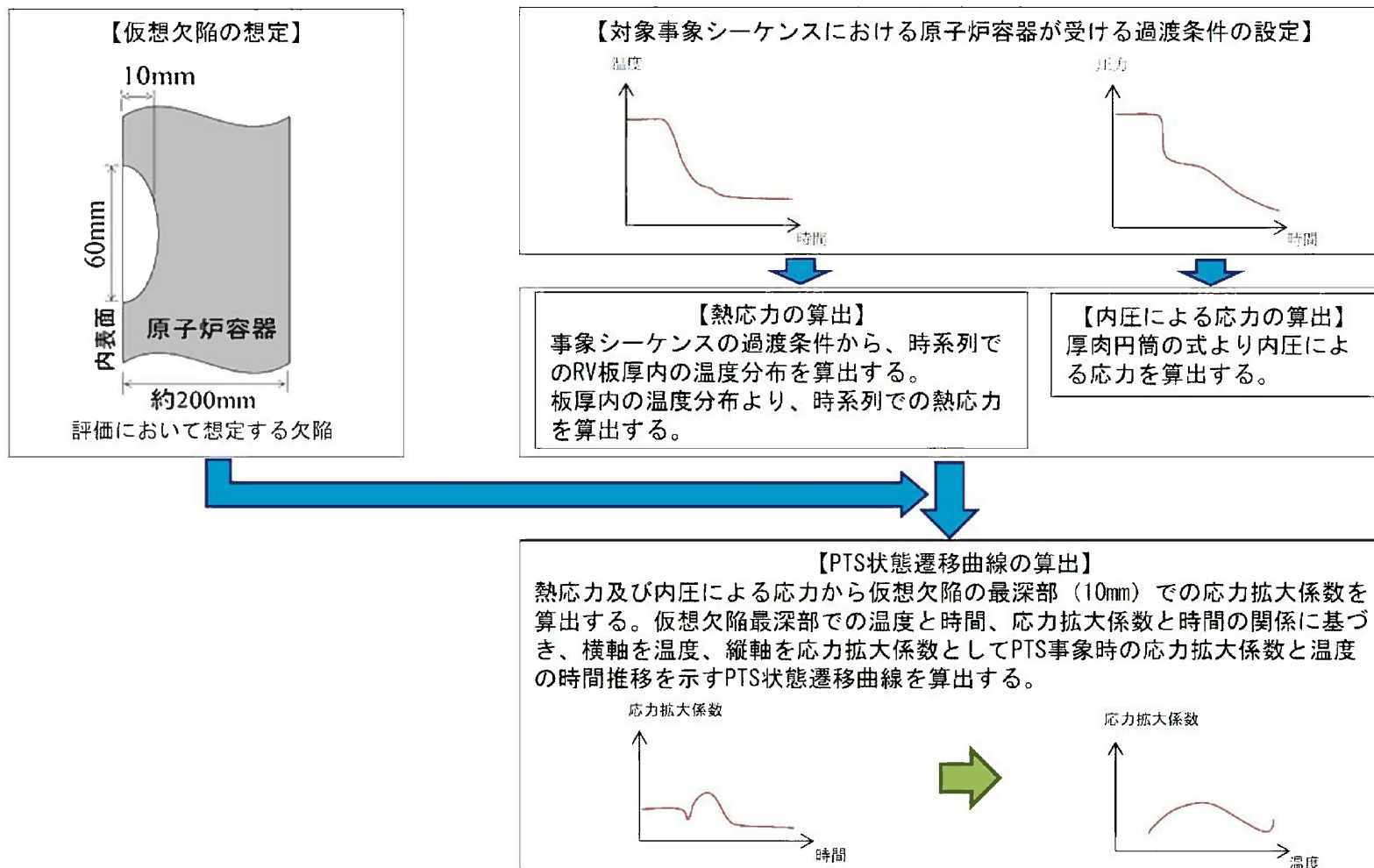


図 1 PTS状態遷移曲線の算出過程



### ○PTS評価に用いているJEAC4206-2007について

PTS評価手法は、JEAC4206-2007附属書Cに規定されており、その中で（財）発電設備技術検査協会の「原子炉圧力容器加圧熱衝撃試験実施委員会」で開発された手法をベースに基準化したと記載されている。

当該手法は、国のプロジェクトである「溶接部等熱影響部信頼性実証試験に関する調査報告書」のうち、「原子炉容器加圧熱衝撃試験」において行われた実証試験を踏まえ開発された手法であり、本プロジェクトは、国内はもとより米国等の海外で実施された研究、実証試験の結果を踏まえ報告されたものであり、信頼性は高いと考えられる。

### ○本件に関連する専門家による議論について

国主催にて、専門家による「高経年化技術評価に関する意見聴取会」が開催されており、その中で、当社玄海1号炉について検討がなされている。（とりまとめ結果は「原子炉圧力容器の中性子照射脆化について（平成24年8月 原子力安全・保安院）」に示されている）

本件に係るとりまとめにおいて、川内1, 2号炉と同様に、熱伝導解析（温度分布解析）においては、クラッドを考慮しクラッド内表面からの温度に連動して求めていることが確認され、現実的な解析を実施しているとの見解を得ている。

### ○まとめ

今回、熱伝導解析（温度分布解析）にクラッドを考慮することについてご意見をいただいているが、上述の通り、当社がPTS評価に用いているJEAC4206-2007においては、クラッドを考慮することは一律禁止されているものではなく本規格を使用するユーザーが適切に判断すべき事項であり、特別点検等で健全性が確認されたクラッドを実態に即した解析の一部として使用しているものである。

熱伝導解析においては現実的にクラッドを考慮しているが、PTS評価においては、これまでも第5回分科会等において説明している通り、想定き裂先端（10mm深さ）位置の照射量ではなくRV内表面の照射量を考慮する等の保守性を考慮しており、非安全側の評価となることはないと考えている。

## 【参考】第9回分科会 資料3－3

〔 これまでの委員からの質問への回答  
（後藤委員提出資料2への回答） 〕