

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】

2022年12月23日

No.	質 問 事 項	頁
<p>追6-1 (質問1)</p>	<p>【資料4-1】p13 316ステンレス鋼の定荷重応力試験割れ試験結果のまとめ図で、「応力の降伏応力に対する比<math>\sigma/\sigma_y</math>」のデータ量が少なすぎないか。割れが発生した2点のデータで線を引いているが、評価においてこれらの大きなばらつきは考慮されているか？ 考慮しているなら、どのようにして評価しているのか示されたい。</p>	<p>資料3-1 No. 7-5 にて説明</p>
<p>追6-2 (質問2)</p>	<p>【資料4-1】p14 設計の経年化について、追加質問 【炉心溶融後の原子炉キャビティにおける水蒸気爆発を無視していること】 福島事故以前は、炉心溶融が起きると溶融デブリの冷却は考慮していなかったと思われるが新規規制基準では、溶融デブリがキャビティに落下する前に、予め水をはり、コアコンクリート反応を抑えるとしているが、高温の溶融デブリが水中に落下すると、大規模な水蒸気爆発が発生する危険がある。この時、FCI（溶融炉心-水反応）として、圧力上昇の小さい圧カスパイクをアリバイ的に考慮し、影響の大きい水蒸気爆発が発生確率が小さいとして無視することは、極めて不適切である。 ①それまで実施された実験でも、水蒸気爆発が発生しており、発生確率が小さいなどとするこ とは、福島事故を全く無視している行為で許されない。 ②金属の溶融等を扱う工場で、かなりの頻度で、溶融金属と水との接触で水蒸気爆発が発生している。そうした業界では、溶融金属を扱う工場では、床に水たまりが内容に管理するのは常識である考えられている。原子力では、なぜ明らかな爆発現象のリスクを無視するのか？福島事故でも、格納容器内で急激な圧力上昇が観測されており、一定規模の水蒸気爆発が起きた可能性が示唆されている。こうした観点から、設計基準事故を超える重大事故（過酷事故）が発生した場合の対策ができていないだけでなく、そうした事故の発生を確たる根拠もなしに否定したり、軽視していることが分かる。このような判断を基本にしている原子力規制の考え方で福島事故あるいはそれ以上の規模の過酷事故を起こさないと到底言えない。 まとめると、炉心溶融後に溶融デブリが原子炉を溶融貫通し、コンクリートの床に落下する前に、冷却のための水をあらかじめ張っておく手順になっているが、その行為はわざわざ水蒸気爆発を起こさせるための自殺行為であることは明らかである。金属を溶かす作業を伴う多くの工場で、溶融金属と水が折衝し水蒸気爆発が発生してすることは、良く知られている。重大な新規規制基準の欠陥であると思うが、事業者として見解を示されたい。特に、コンクリートや配管バルブ、ケーブル等の劣化や欠陥の顕在化により冷却材喪失事故（LOCA）が発生し、働くべきECCSの一部にも劣化が進んでいて、機能喪失あるいは性能低下により炉心溶融事故に至った場合に、溶融デブリ冷却のために入れた冷却水が水蒸気爆発の原因になるシナリオは、十分想定できるが、そのような脆弱性や危険因子を具備したプランの健全性をどう評価するかを問いたい。</p>	<p>7～9</p>

No.	質問事項	頁
追6-3 (質問3)	<p>【資料4-1】p16</p> <p>①計測制御設備の制御盤等更新工事が示されているが、アナログ制御設備からデジタル制御設備に切り替えた施設と切り替えていない設備の割合はおよそいくらか。また、「更新にあたっては、自己診断機能による故障の早期検知や、CPU や電源装置の多重化設計により制御盤の機能を停止しない状態での部品交換が可能なデジタル制御設備を採用している。」と記載されているが、更新した内の何パーセントが自己診断機能を設けているか。計測制御設備の劣化モードとその検出方法はどのようにしているか。</p>	10~11
追6-4 (質問4)	<p>【資料4-1】p17 デジタル共通要因故障追加工事について</p> <p>原子炉安全保護盤の検出器を多重化している旨記載があるが、これは同盤すべての検出器が多重化されているという意味か？また、福島事故では水位計が誤作動したが、主要な検出器のどの範囲のものが、誤作動しない仕組みになっているか？上記に関連して、福島事故後に改良した部分があれば示していただきたい。</p>	12
追6-5 (質問5)	<p>上記に関連して、格納容器の隔離弁についての質問。格納容器の隔離弁を主要な系統ごとに整理してまとめると、①「常時開か閉か」と、②「事故に開か閉かアズイズか」、隔離信号により自動的に作動するようになっているか？機能喪失した場合には手動で操作できるのか？操作困難（場所が高いとか）な場合にはどのようにするのか？また、電源喪失時はどのように作動するか。そして作動した後のバルブの開閉状態はどのように把握するのか？福島事故では、多くの隔離弁が機能喪失するだけでなく、誤作動したが誤作動した場合の対策はどうなっているか、基本的なバルブ作動システムの設計の考え方を説明して欲しい。福島事故の重要な教訓なので。</p>	13~17
追6-6 (質問6)	<p>【資料4-1】p19</p> <p>ECCS の水源切替は、手動切替と自動切替があるが、いずれも「燃料取替用水タンク水位低」が、判断の基準になっているようだが、水位計の誤作動対策はどのようになっているか？</p>	18

No.	質問事項	頁
追6-7 (質問7)	<p>【資料4-1】 p31 疲労亀裂の進展速度式のCとmの値が示されているが、この数値の適用限界（環境や条件）と評価上のばらつきの幅の推測はできますか？特に、想定より亀裂進展速度が増える方向のばらつきが判れば教えて欲しい。</p>	19
追6-8 (質問8)	<p>【資料4-1】 p24 「鋼板と鋼板」溶接後RT記録で、表の材厚は42mmとあるが、開先形状の図を見ると38mmになっている。どちらが正しいのか（細かい話だが）。</p>	20
追6-9 (質問9)	<p>【資料4-1】 p26~30 「鋼板と鋼板」、「鋼板とパッド」、「鋼板とスリーブ」の溶接部の図が描かれているが、溶接金属の表面の形状などは、現在における溶接品質と比較して同等であると言えるか？欠陥とまでは言えなくても、溶接品質が劣っていることが懸念される。格納容器の点検は、鋼板表面の塗膜検査だけであるが、サイト見学の時にもこのようなペネ等を含めた溶接構造部分の外観は、残念ながら見せていただけなかった。鋼板同士の溶接部も表面形状を含めて検査をしておいて欲しい。格納容器は他の構造物と異なり、重大事故時には設計圧力の2倍と200℃あるいはそれ以上の荷重に耐える必要があるからである。格納容器の耐性は、一部は部分的に試験により確認されているが、あくまで解析を中心にした評価であるため、格納容器バウンダリーの強度は極めて信頼性を要求されている。もちろん、建設時に耐圧試験をやり、定期点検時には、漏えい率試験を実施するが、圧力は重大事故時の約半分の圧力しかかけないことから、重大事故時にはブツケ本番の圧力がかかることを考慮して品質を維持する必要がある。</p>	21
追6-10 (質問10)	<p>【資料4-1】 p35 一次冷却材配管の2相ステンレス鋼の熱時効（第5分科会資料2）評価点の選定で、「①応力が最も大きい」、「②フェライト量が最も多い」のそれぞれ最も厳しいところとして、ホットレグ直管とコールドレグ直管の2ヶ所を選定しているが、現実には様々な条件の振れ幅がありうるので、それぞれの3位程度の部位まで広げて検討しておくことが好ましい。</p>	第9回分科会以降説明予定

No.	質問事項	頁
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</p> <p>格納容器電気ペネの詳細を示していただきありがとうございます。さて、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？こちらも、重大事故時には加わることがあり得る。</p>	第9回分科会以降説明予定
追6-12 (質問12)	<p>【資料4-1】 p38</p> <p>原子炉容器の破壊靱性値を示していただいたが、これらのデータから、照射前、第1回目、第2回目・・・第4回目のデータから、それぞれ1本ずつ別々の色でカーブを引き、脆化の進行の傾向を分析できないでしょうか？あるいは、別の表現でも良いが、脆化の進捗状況を直感的に分かる表し方を工夫できないかご検討下さい。</p> <p>⇒本件は、資料4-1 p. 38 の照射試験片の靱性値の各回の結果を公開せずに何を説明しようとしているのか？意味が分からない。これでは、まともに照射脆化の状況を事実にもとづいたデータから説明する気がないと見なすしかない。</p>	22～26
追6-13① (質問13)	<p>【資料2】</p> <p>資料2の (p. 8 解説) p. 9 の加圧熱衝撃PTS カーブと、脆化した試験片のデータから求めた破壊靱性値 (遷移温度) のカーブの40年及び60年シフトした結果の推定カーブが下図に示されている。他方、第4回分科会の同資料2のp. 12の図のカーブを比較してみる。いくつかの試験片データから予測した40年予測カーブ、特に60年予測のカーブは、同じ条件 (実際に違うならその説明とデータも) であるなら、予測した時期が違おうと同じ程度の遷移温度になるはずである。60年予測において、p. 9より、p. 12の方はなぜ30℃もずれているのか、再度説明を求める。これほど大きくずれるのでは、この方法は予測法として精度が悪すぎ、予測になど使えないことになるのではないか。</p>	27～34



No.	質 問 事 項	頁
<p>追6-13② (質問13)</p>	<p>【資料2】 また、PTS についても、何回も質問し答えていただいているが、初期条件としての水の圧力条件、水の温度条件、鋼材の表面からの熱伝達の考え方つまり熱伝達係数（率）の値、沸騰の考慮、鋼材内の温度分布、温度変化による熱応力の分布、亀裂先端におけるK1 値等、基本的なパラメータからデータをすべて商業機密だとして委員以外には非公開にしている。これらの、中身を白抜きにした図で技術的な説明などできるはずがない。委員には公開していると言うが、これでは委員として分科会できちんとした議論ができない。九州電力と委員の間で、何回も同じ議論をしている一因がデータ非公開であることは明らかである。ろくに質問も議論もできない状態（委員として具体的な数値や図を示さずに議論などできない）である。科学的技術的に話をする環境にない。</p>	<p>第7回分科会にて回答済</p>
<p>追6-13③ (質問13)</p>	<p>解析の結果も時刻歴データと同時に、温度解析の周辺条件や分布から熱応力を求める過程も確認したい。温度分布から熱応力の分布を求めるわけで、1箇所の変化する温度では、周囲の温度条件をどのようにしているかにより、値が変わってくることが考えられる。当初佐藤委員が亀裂先端の位置（深さ10 mmと壁厚さの1/4（約50 mm）について質問があったが、そのことも含めて、何が同一で何が違うのか図を使って説明願いたい。なお、今も議論がかみ合っていない重要な視点は、クラッド（腐食防止のためのステンレス層）をどう扱っているかである。</p>	
<p>追6-13④ (質問13)</p>	<p>九州電力は、「温度分布解析にクラッドを考慮しているが、強度にはクラッドは考慮していない。だから保守的だ（クラッドを考えない場合より、PTS として厳しい条件を選択している）と言うが間違いないか？直感的には、クラッドを考慮すると、温度勾配が緩やかになり、熱応力が緩和されると考えられるからである。本件は、ずっと平行線になっているので、下記の方法で示して欲しい。</p> <p>① 今PTS 線図を求める上で解析した条件の主要ポイントを示す。 ② その上で、クラッドが存在しない状態で、他をすべて同じ条件にして、K1 値をも求め比較する。</p> <p>クラッドを入れる方がクラッドを入れないより熱応力が大きくなり、K1 値もクラッドを入れる方が大きくなっているなら、「保守的で安全側の解析である」と言える。逆であればクラッドを考慮することは、危険側の解析になり許されない。</p>	<p>27～34</p>

追6-1 (質問1)	<p>316ステンレス鋼の定荷重応力試験割れ試験結果のまとめ図で、「応力の降伏応力に対する比<math>\sigma/\sigma_y</math>」のデータ量が少なすぎないか。割れが発生した2点のデータで線を引いているが、評価においてこれらの大きなばらつきは考慮されているか？</p> <p>考慮しているなら、どのようにして評価しているのか示されたい。</p>
回答	「資料3-1 No. 7-5」にて回答。

追6-2 (質問2)	<p>【資料4-1】 p14 設計の経年化について、追加質問 【炉心溶融後の原子炉キャビティにおける水蒸気爆発を無視していること】 (中略)</p> <p>特に、コンクリートや配管バルブ、ケーブル等の劣化や欠陥の顕在化により冷却材喪失事故（LOCA）が発生し、働くべきECCSの一部にも劣化が進んでいて、機能喪失あるいは性能低下により炉心溶融事故に至った場合に、溶融デブリ冷却のために入れた冷却水が水蒸気爆発の原因になるシナリオは、十分想定できるが、そのような脆弱性や危険因子を具備したプランの健全性をどう評価するかを問いたい。</p>
回答	次頁以降に回答を示す。

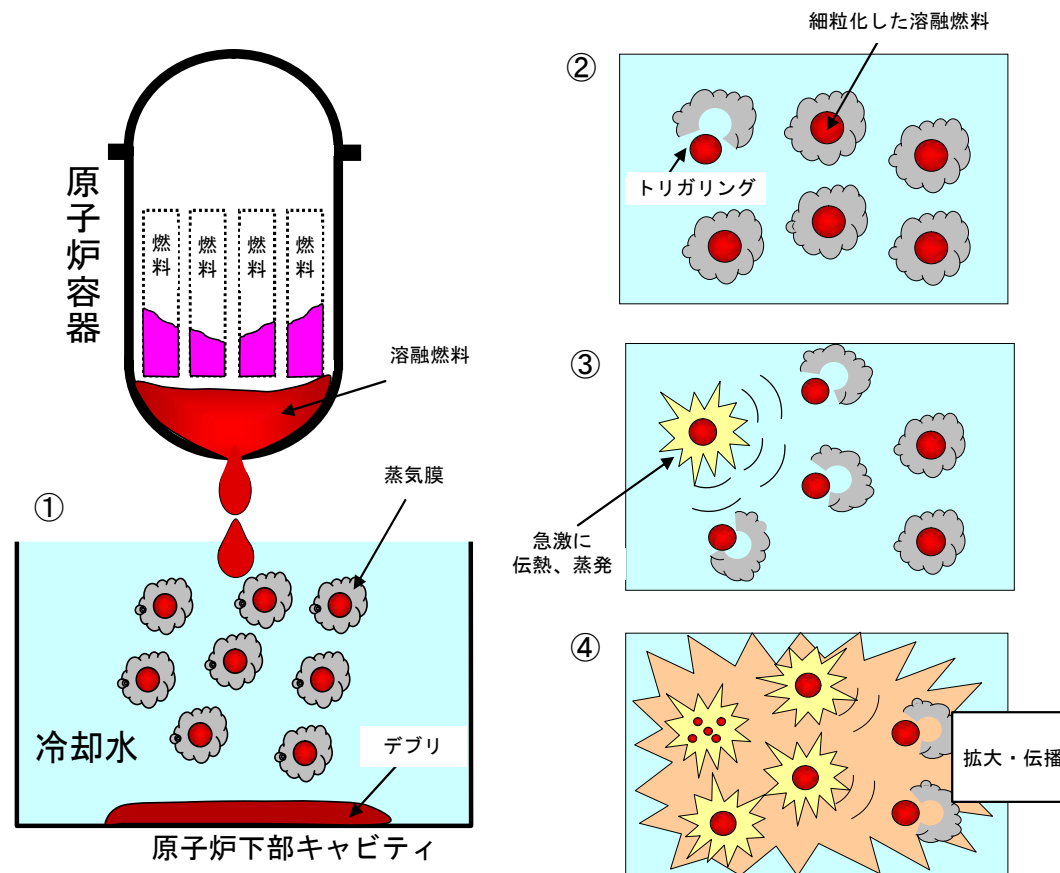


回答

○原子炉格納容器の下部へ落下した溶融燃料については、新規基準により「炉心の著しい損傷が発生した場合において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。」ことが要求されており、当社は、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を行うこととしている。

○原子炉下部キャビティでの水蒸気爆発の原理は以下のとおりである。

- ① 溶融燃料が細粒化し、蒸気膜に覆われた状態となる
- ② 何らかの強い要因[トリガリング(外乱)]が加わり、それらの1つの蒸気膜が崩壊した場合は、原子炉下部キャビティに溜まった冷却水と接触し、急激に伝熱、蒸発する
- ③ その衝撃により、近傍の蒸気膜が崩壊する
- ④ この現象が瞬時に全体に拡大・伝播する(水蒸気爆発)



## 回答

- 国内外の実機溶融燃料 ( $UO_2+ZrO_2$ ) を落下させた実験では、水プール底から圧縮ガスを供給する等により、強制的に外乱を与えた実験の結果、一部のケースにおいて、水蒸気爆発の発生が観測されており、外乱となりうる要素として、圧縮ガスの供給が考えられる。
- 実際の原子力発電所における原子炉下部キャビティには、圧縮ガスの供給源となるものではなく、また、炉心損傷時は格納容器スプレイによる冷却水の流れ込みがあるのみで、蒸気膜を壊すような外乱となりうる要因が考えにくいことから、水蒸気爆発が発生する可能性は極めて低いと考えている。
- 一部の実験では酸化アルミニウム ( $Al_2O_3$ ) を落下させた場合に強制的な外乱がなくても水蒸気爆発が生じたケースがあるが、 $Al_2O_3$ は熱伝導率が高く、落下後、冷却水と接触しても凝固せずに溶融物と冷却水が液-液接触することで水蒸気爆発が生じたものであり、実機溶融燃料 ( $UO_2+ZrO_2$ ) での状況と異なるものと考えている。

追6-3 (質問3)	<p>①計測制御設備の制御盤等更新工事が示されているが、アナログ制御設備からデジタル制御設備に切り替えた施設と切り替えていない設備の割合はおよそいくらか。また、「更新にあたっては、自己診断機能による故障の早期検知や、CPU や電源装置の多重化設計により制御盤の機能を停止しない状態での部品交換が可能なデジタル制御設備を採用している。」と記載されているが、更新した内の何パーセントが自己診断機能を設けているか。計測制御設備の劣化モードとその検出方法はどのようにしているか。</p>
回答	<p>アナログ制御設備からデジタル制御設備に切り替えた設備と切り替えていない設備の割合については、現状で重要度の高い制御盤から優先して3割更新済み。2027年度までに6割程度完了予定である。残り4割については、保守に問題のない範囲で計画的に更新する予定である。また、更新した制御設備全てに自己診断を設けている。</p>

回答

(つづき)

制御盤に想定される主な劣化事象としては、半導体基板の特性変化が想定されており、その劣化モードと健全性評価は以下の通り。

i 回路間短絡

基板中の部品端子間に電界があり、かつ著しく湿度が高くなった場合、絶縁物を介してハンダ成分（鉛）が端子間に成長し回路間が短絡する事象である。しかしながら、機器は室内に設置され、安定した環境にあることから、回路間短絡が発生する可能性は小さいと考えられる。

ii 半導体回路の断線

半導体素子中の金属線膜の電流が増大した場合、金属が移動し、配線膜の断面積が減少し、断線に至る事象である。しかしながら、半導体については、回路製作時スクリーニングを実施し、要因の1つとして考えられる、製作不良に基づく回路電流集中が除かれており、半導体回路断線が発生する可能性は小さいと考える。

上記、劣化モードの検出方法として定期的な校正試験又は動作試験を行い、有意な特性変化がないことを確認している。

追6-4 (質問4)	<p>【資料4-1】 p17 デジタル共通要因故障追加工事について</p> <p>原子炉安全保護盤の検出器を多重化している旨記載があるが、これは同盤すべての検出器が多重化されているという意味か？また、福島事故では水位計が誤作動したが、主要な検出器のどの範囲のものが、誤作動しない仕組みになっているか？上記に関連して、福島事故後に改良した部分があれば示していただきたい。</p>
回答	<p>同盤の検出器のうち、主要な検出器である安全保護装置を構成するものについては多重化をしており、誤作動を防止する設計としている。例えば、加圧器水位検出器については4台設置しており、4台中2台が作動すれば原子炉トリップ信号を発信する回路設計となっているため、1台が誤作動した場合においても、原子炉トリップ信号が作動しない設計となっている。</p> <p>福島事故後に改良した部分としては、安全保護系の検出器の数を3台から4台へ増やす工事を実施し、信頼性の向上を図っている。</p>

<p>追6-5 (質問5)</p>	<p>上記に関連して、格納容器の隔離弁についての質問。格納容器の隔離弁を主要な系統ごとに整理してまとめると、①「常時開か閉か」と、②「事故に開か閉かアズイズか」、隔離信号により自動的に作動するようになっていないか？機能喪失した場合には手動で操作できるのか？操作困難（場所が高いとか）な場合にはどのようにするのか？また、電源喪失時はどのように作動するか。そして作動した後のバルブの開閉状態はどのように把握するのか？福島事故では、多くの隔離弁が機能喪失するだけではなく、誤作動したが誤作動した場合の対策はどうなっているか、基本的なバルブ作動システムの設計の考え方を説明して欲しい。福島事故の重要な教訓なので。</p>
<p>回答</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>○ 格納容器の隔離弁の主な系統は、化学体積制御系統、安全注入系統、原子炉補機冷却水系統、廃棄物処理系統、試料採取系統、蒸気発生器ブローダウン系統、消火用水系統、1次冷却材ポンプ消火系統、炉内計装用ガスパーズ系統、空調用冷水系統、換気空調系統、制御用空気系統である。</li> <li>○ 系統や隔離弁の種類により通常時の開閉状態は異なるが、原子炉格納容器隔離信号などにより自動的に閉鎖する動力駆動弁、隔離機能を有する逆止弁及び手動弁がある。隔離信号により自動的に閉鎖する動力駆動弁を次頁以降に示す。</li> <li>○ 電力等の機能喪失時について、動力駆動弁のうち電動弁については電力がなくとも手動での操作が可能であり、空気作動弁については、必要によりN<sub>2</sub>ボンベを接続し供給することにより動作可能である。また、これら動力駆動弁及び手動弁は操作可能な場所に設置している。</li> <li>○ 電源喪失時においても動力駆動弁については、隔離信号時と同様の動作（自動的に閉鎖）する。</li> <li>○ 動力駆動弁については中央制御室のモニタで弁の開閉状態を、手動弁については現場の弁開閉状態を記した管理用系統図にて確認できるため、運転員が常時把握している。</li> <li>○ 定期事業者検査にて隔離弁動作検査を実施し正しく作動することを確認しており、健全性を確保していることから誤作動は起きないと考えているが、万一、誤動作した場合でも、外内の2重で隔離していることから、隔離機能は保たれると考えている。</li> </ul>



以下に示す弁は、原子炉格納容器隔離信号にて自動的に開から閉へ動作する。

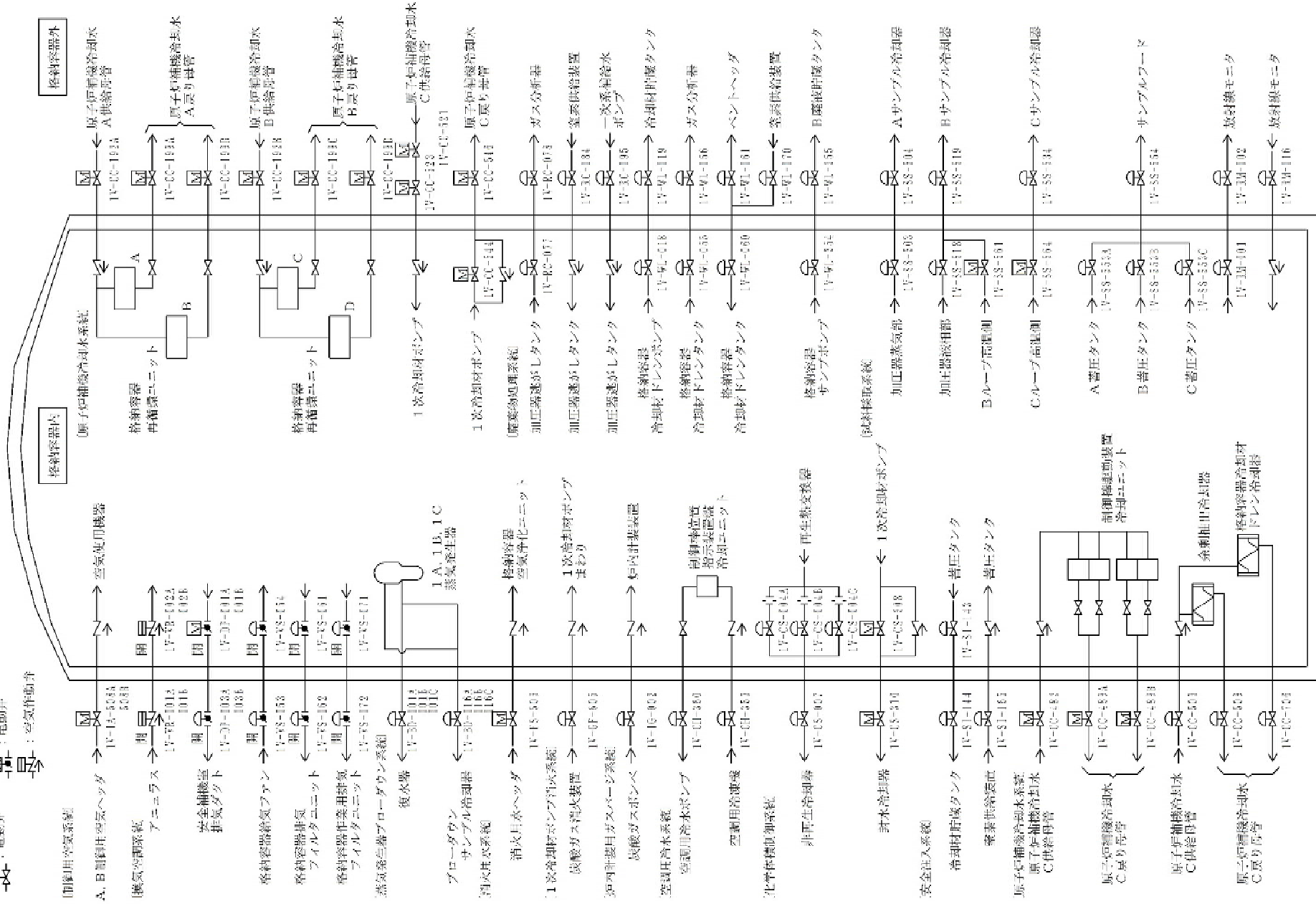
系 統	弁 名 称
化学体積制御系統	1 A 抽出オリフィス隔離弁 (内隔離弁)
	1 B 抽出オリフィス隔離弁 (内隔離弁)
	1 C 抽出オリフィス隔離弁 (内隔離弁)
	1号抽出オリフィス出口隔離弁 (外隔離弁)
	1号RCP封水戻りライン第1隔離弁
	1号RCP封水戻りライン第2隔離弁
安全注入系統	1号蓄圧タンクテストライン隔離弁 (内隔離弁)
	1号蓄圧タンクテストライン隔離弁 (外隔離弁)
	1号蓄圧タンクN2ライン隔離弁 (外隔離弁)
原子炉補機冷却水系統	1 A 1 B C/V再循環ユニット冷却水入口弁
	1 C 1 D C/V再循環ユニット冷却水入口弁
	1 A C/V再循環ユニット冷却水出口隔離弁
	1 B C/V再循環ユニット冷却水出口隔離弁
	1 C C/V再循環ユニット冷却水出口隔離弁
	1 D C/V再循環ユニット冷却水出口隔離弁
	1号CRDM冷却水入口弁 (外隔離弁)
	1号CRDM冷却水A出口弁
	1号CRDM冷却水B出口弁
	1号余剰抽出冷却器冷却水第2入口弁
	1号余剰抽出冷却器冷却水第1出口弁
	1号冷却材ドレン冷却器冷却水隔離弁
	1号RCP冷却水第1入口弁
	1号RCP冷却水第2入口弁 (外隔離弁)
	1号RCP冷却水第1出口弁 (内隔離弁)
1号RCP冷却水第2出口弁 (外隔離弁)	

系 統	弁 名 称
廃棄物処理系統	1号PRTガス分析ライン隔離弁(内隔離弁)
	1号PRTガス分析ライン隔離弁(外隔離弁)
	1号加圧器逃がしタンク窒素隔離弁
	1号加圧器逃がしタンク補給水隔離弁
	1号C/V冷却材ドレン冷却器出口第1隔離弁
	1号C/V冷却材ドレン冷却器出口第2隔離弁
	1号CVDT・GAライン第1隔離弁
	1号CVDT・GAライン第2隔離弁
	1号CVDT・ベントライン第1隔離弁
	1号CVDT・ベントライン第2隔離弁
	1号CVDT・窒素供給隔離弁
	1号C/Vサンプポンプ出口ライン第1隔離弁
	1号C/Vサンプポンプ出口ライン第2隔離弁
試料採取系統	1号加圧器蒸気部サンプ弁(内隔離弁)
	1号加圧器蒸気部サンプ弁(外隔離弁)
	1号加圧器液相部サンプ弁(内隔離弁)
	1号加圧器液相部・1Bループ高温側サンプ弁(外隔離弁)
	1Cループ高温側サンプ弁(外隔離弁)
	1A蓄圧タンクサンプ弁(内隔離弁)
	1B蓄圧タンクサンプ弁(内隔離弁)
	1C蓄圧タンクサンプ弁(内隔離弁)
	1号蓄圧タンクサンプ弁(外隔離弁)
	1Bループ高温側サンプ弁(内隔離弁)
	1Cループ高温側サンプ弁(内隔離弁)
	格納容器空気サンプ取出弁(内隔離弁)
	格納容器空気サンプ取出弁(外隔離弁)
格納容器空気サンプ戻りライン隔離弁	

系 統	弁 名 称
蒸気発生器 ブローダウン系統	1 A S/Gブローダウン第1隔離弁 (外隔離弁)
	1 B S/Gブローダウン第1隔離弁 (外隔離弁)
	1 C S/Gブローダウン第1隔離弁 (外隔離弁)
	1 A・S/Gサンプル隔離弁 (外隔離弁)
	1 B・S/Gサンプル隔離弁 (外隔離弁)
	1 C・S/Gサンプル隔離弁 (外隔離弁)
消火用水系統	1号消火用水格納容器入口弁 (外隔離弁)
1次冷却材ポンプ消火系統	1号1次冷却材ポンプ炭酸ガス消火系C/V隔離弁 (外側)
炉内計装用ガスパーズ系統	1号ICIGS・格納容器第1隔離弁
空調用冷水系統	1号DRPI盤冷水系入口C/V隔離弁
	1号DRPI盤冷水系出口C/V隔離弁
換気空調系統	C/V真空逃がし装置A第1弁
	C/V真空逃がし装置B第1弁
	C/V真空逃がし装置A第2弁
	C/V真空逃がし装置B第2弁
	1A・C/V圧力逃がし装置第1隔離弁 (内隔離弁)
	1B・C/V圧力逃がし装置第1隔離弁 (内隔離弁)
	1A・C/V圧力逃がし装置第2隔離弁 (外隔離弁)
	1B・C/V圧力逃がし装置第2隔離弁 (外隔離弁)
	格納容器給気外側隔離弁
	格納容器給気内側隔離弁
	格納容器排気内側隔離弁
	格納容器排気外側隔離弁
	格納容器内作業用排気隔離弁 (内側)
	格納容器内作業用排気隔離弁 (外側)
制御用空気系統	1A IAS格納容器隔離弁 (外隔離弁)
	1B IAS格納容器隔離弁 (外隔離弁)

凡例  
 : 空気作動弁  
 : 空気作動弁  
 : 電気弁  
 : 電気作動弁

### 原子炉格納容器隔離弁 概略図



追6-6 (質問6)	<p>【資料4-1】 p19</p> <p>ECCS の水源切替は、手動切替と自動切替があるが、いずれも「燃料取替用水タンク水位低」が、判断の基準になっているようだが、水位計の誤作動対策はどのようなになっているか？</p>
回答	<p>川内1, 2号機のECCS水源切替は手動切替の方式である。運転員が手動で切替を行うため、明確なスケールダウン等の故障が発生した場合、2台ある水位計の健全側の指示を確認することによって対策可能。また、代替パラメータとして、CV再循環サンプ水位を監視することでも水源切替の目安とすることができ、水位計が誤作動した場合でも運転操作上の問題はない。自動切替については、現在、成立性を確認している段階であり、今後、検討する予定である。</p>

追6-7  
(質問7)

【資料4-1】 p31  
疲労亀裂の進展速度式のCとmの値が示されているが、この数値の適用限界（環境や条件）と評価上のばらつきの幅の推測はできますか？特に、想定より亀裂進展速度が増える方向のばらつきが判れば教えて欲しい。

回答

C、mはJSME S ND1-2002に記載の条件で実験したデータから求めた係数であり、軽水炉の一次系の環境、条件にて適用可能である。  
また、データの上限を包絡する直線より求めた係数であるため、亀裂進展速度が増える方向にばらつく可能性は低いと考えている。

試験条件

(社)日本機械学会 配管破損防護設計規格  
(JSME S ND1-2002) 添付5-4より抜粋

<ステンレス 鋳鋼>

- 材料 : SCS14A  
(フェライト量8.5%、12.5%、19.5%)
- 環境 : 大気中(温度325℃)  
高温水中(DO ≤ 5ppb、温度=325℃)

試験結果

C :  $7.77 \times 10^{-12}$  (m/cycle)  
m : 3.5

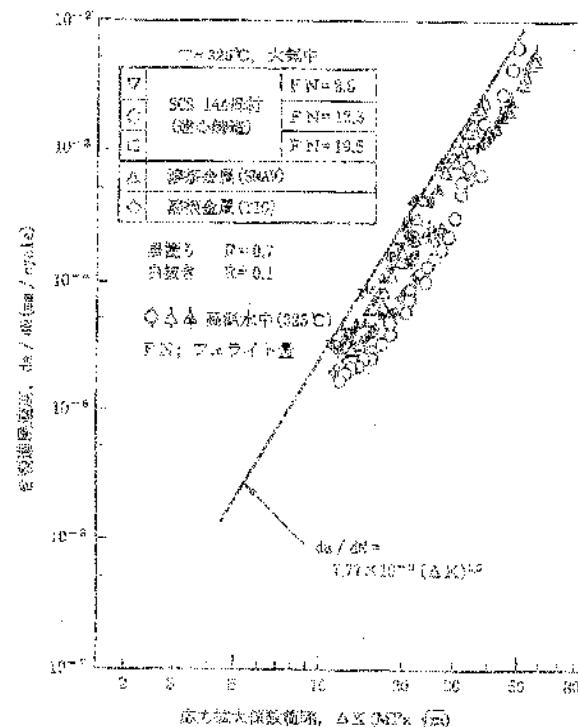


図 ステンレス鋳鋼の疲労き裂進展試験結果およびき裂進展速度式



追6-8  
(質問8)

【資料4-1】 p24

「鋼板と鋼板」溶接後RT記録で、表の材厚は42mmとあるが、開先形状の図を見ると38mmになっている。どちらが正しいのか（細かい話だが）。

溶接後RT記録のうち開先形状の図の38mmは、原子炉格納容器の鋼板自体の板厚を示している。一方、溶接後RT記録の表の材厚42mmは、溶接部の余盛部（内外面でそれぞれ2mm）を含めた値である。

回答

撮影条件		EXAMINATION PROCEDURE
WELD JOINT N	QSNI-CV Z-1PV ~ 1ZEV	
SOURCE	<input type="checkbox"/> X-RAY SOURCE <input checked="" type="checkbox"/> 270 KV X-RAY EQUIPMENT <input type="checkbox"/> Co-60 <input type="checkbox"/> Ir-192	
SOURCE SIZE	<input type="checkbox"/> 1x1mm <input type="checkbox"/> 2x2mm <input checked="" type="checkbox"/> 2.5x3.8mm	
SPD	750 mm	
EXPOSURE PARAMETERS	<input type="checkbox"/> 6-11.2 Min <input checked="" type="checkbox"/> 2.70 Min <input type="checkbox"/> 1.0 CI <input type="checkbox"/> 2.5 CI	
FILM	東 洋 3840 <input checked="" type="checkbox"/> ROTAK <input type="checkbox"/> FUJI 47 TYPE <input type="checkbox"/> M <input type="checkbox"/> M 47 SIZE <input type="checkbox"/> 11x12 <input type="checkbox"/> 17x18 <input type="checkbox"/> K	
CASSETTE	<input checked="" type="checkbox"/> SINGLE <input type="checkbox"/> DOUBLE	
INTERFILING SCREEN	<input type="checkbox"/> LEAD 0.1mm <input type="checkbox"/> LEAD 0.2mm <input type="checkbox"/> LEAD 0.5mm <input checked="" type="checkbox"/> NONE	
PROCESSING	<input type="checkbox"/> SMT 308 <input type="checkbox"/> SMT 308 <input type="checkbox"/> SOAK AUTOMATIC PROCESSING <input type="checkbox"/> PPH-501 AUTOMATIC PROCESSING <input checked="" type="checkbox"/> 30°C 5min	
MATERIAL	S.G.V - 49	
WELD THICKNESS	42 mm	
TYPE & LOCATION OF PREPARED	<input type="checkbox"/> 38mm TYPE PREPARED <input checked="" type="checkbox"/> 42mm TYPE PREPARED	
SCENE	<input type="checkbox"/> 27mm SCENE SIZE <input checked="" type="checkbox"/> 42mm SCENE SIZE <input type="checkbox"/> 47mm SCENE SIZE	
EDGE PREPARATION	<input type="checkbox"/> 2mm THICKNESS 4.2mm <input type="checkbox"/> LEADY PREPARED	

有線: 3224001

追6-9  
(質問9)

【資料4-1】 p26~30

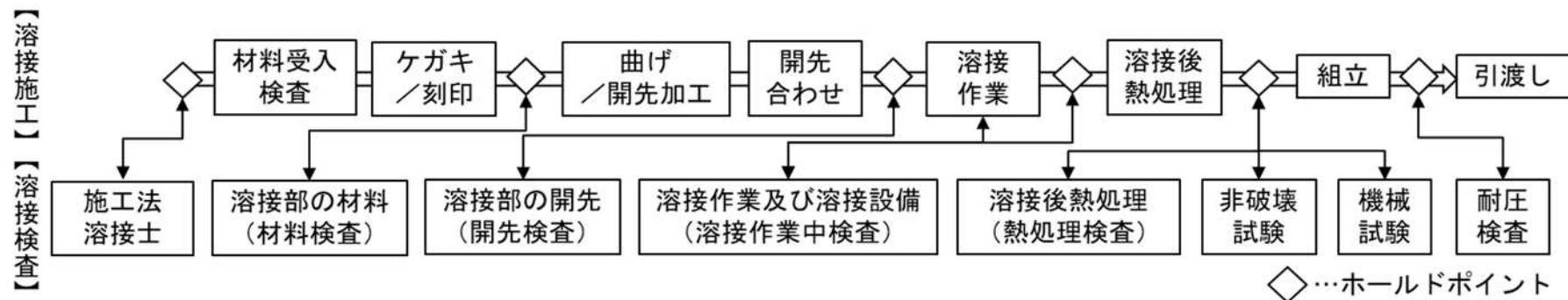
「鋼板と鋼板」、「鋼板とパッド」、「鋼板とスリーブ」の溶接部の図が描かれているが、溶接金属の表面の形状などは、現在における溶接品質と比較して同等であると言えるか？（後略）

回答

「鋼板と鋼板」、「鋼板とパッド」、「鋼板とスリーブ」の溶接部においては、建設時に国の溶接検査を受検しており、建設時の溶接検査に適用された規格要求、溶接施工管理方法は現在と同等である。溶接施工管理方法について以下に示す。

【溶接施工管理方法について】

溶接施工管理を行うにあたって、溶接後はプロセスの結果をその後の検査やチェックでは検証ができない工程であることから、以下のプロセスに基づき管理を実施している。



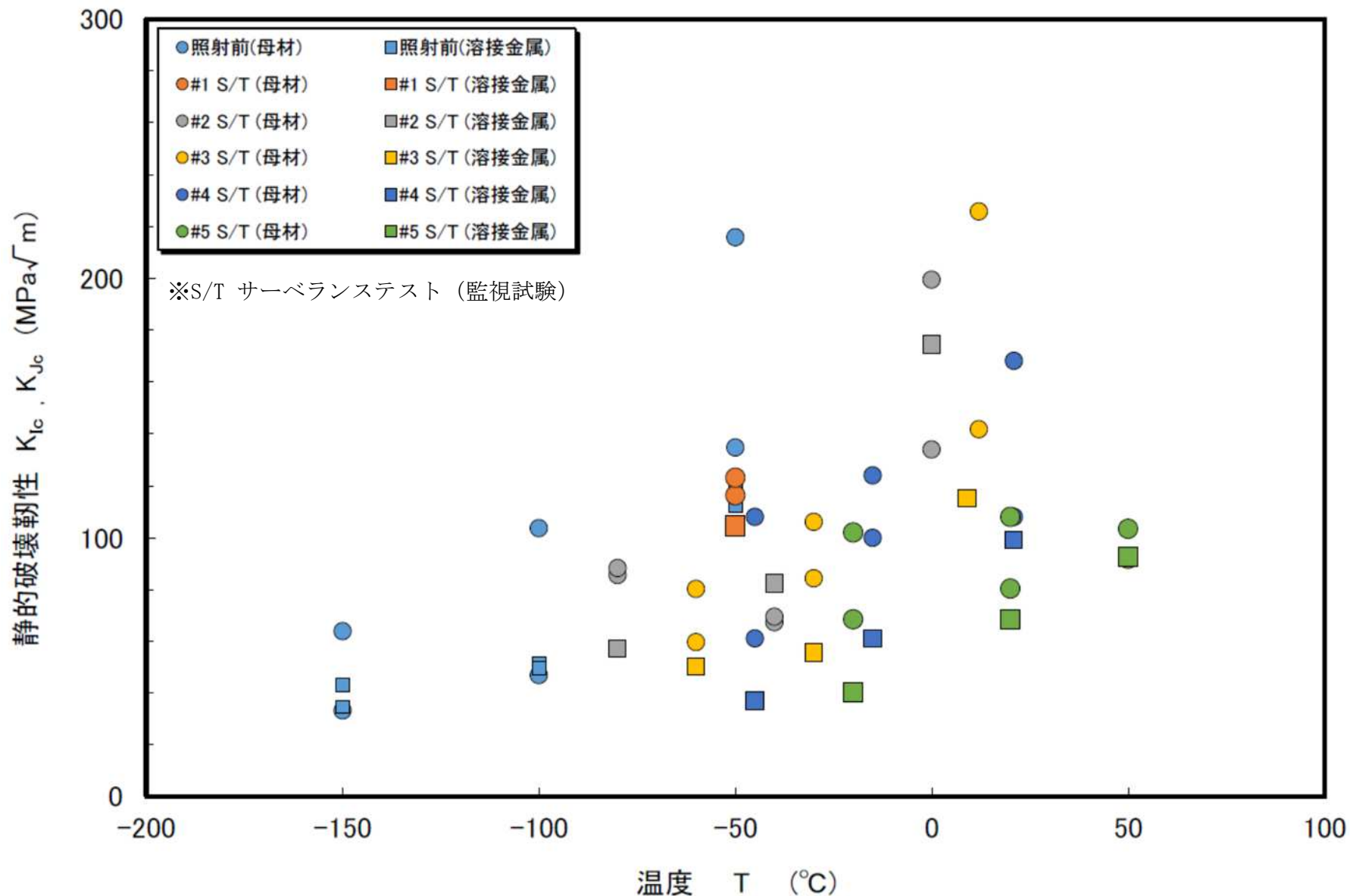
上記のとおり、溶接検査においては、溶接施工の実施前に、「施工法」「溶接士」に対する検査を行い、実際の機器・構造物に対する検査においても、各ホールドポイントで溶接施工部門からの機器・構造物の引き渡しを受け、検査部門により技術基準適合確認を受けてから次工程の製作を行っている。

本プロセスは、建設時より変わっておらず、これらの管理を行うことで溶接品質を確保している。

以上のことから、現在における溶接品質と比較して同等であると考えている。

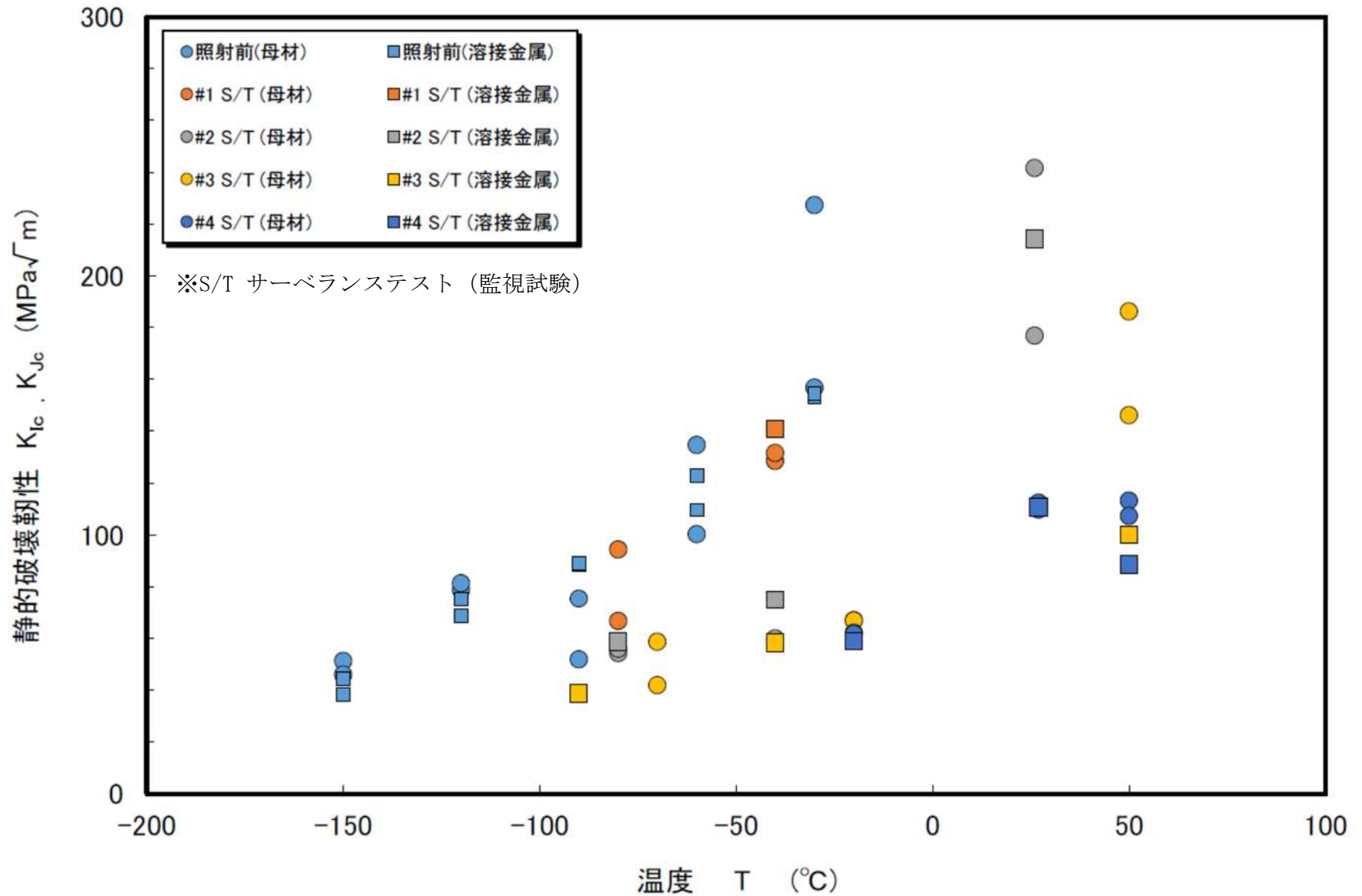
追6-12 (質問12)	<p>【資料4-1】 p38</p> <p>原子炉容器の破壊靱性値を示していただいたが、これらのデータから、照射前、第1回目、第2回目・・・第4回目のデータから、それぞれ1本ずつ別々の色でカーブを引き、脆化の進行の傾向を分析できないでしょうか？あるいは、別の表現でも良いが、脆化の進捗状況を直感的に分かる表し方を工夫できないかご検討下さい。</p>
回答	<p>川内1,2号炉の破壊靱性値の実測値について、母材部、溶接金属部を明記したグラフを示す。</p> <p>また、全ての破壊靱性値の実測値を運転開始後60年時点まで移行させたデータを基に、試験回次毎の下限データを包絡する破壊靱性遷移曲線を作成し、比較したグラフを示す。</p> <p>なお、運転開始後60年時点PTS評価においては、全ての破壊靱性値の実測値を各プラントの運転開始後60年時点まで移行させて下限データを包絡する破壊靱性遷移曲線で評価を行っている。</p>

回答



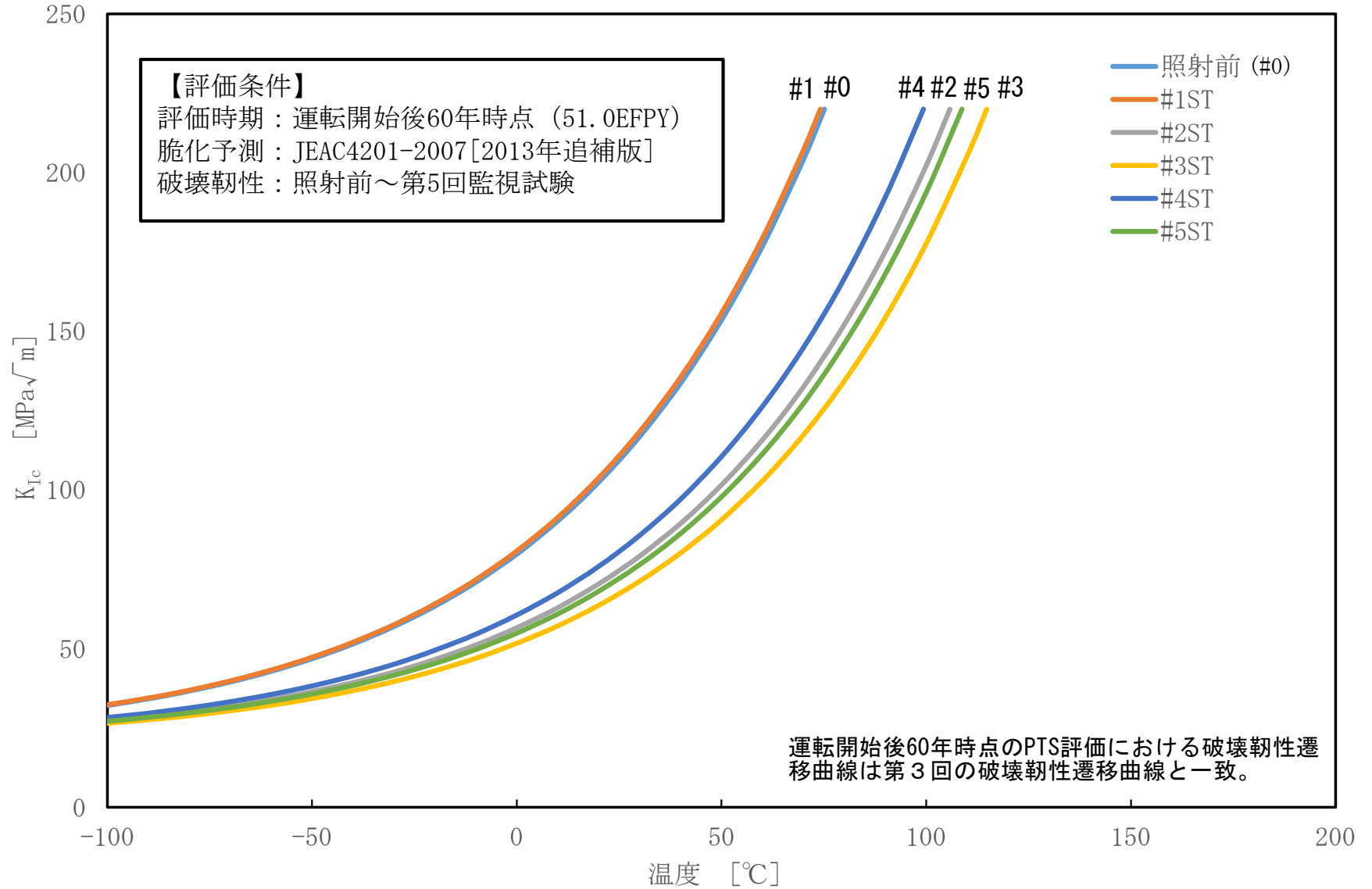
川内1号炉 原子炉容器の破壊靱性値 (実測値)

回答



川内2号炉 原子炉容器の破壊靱性値 (実測値)

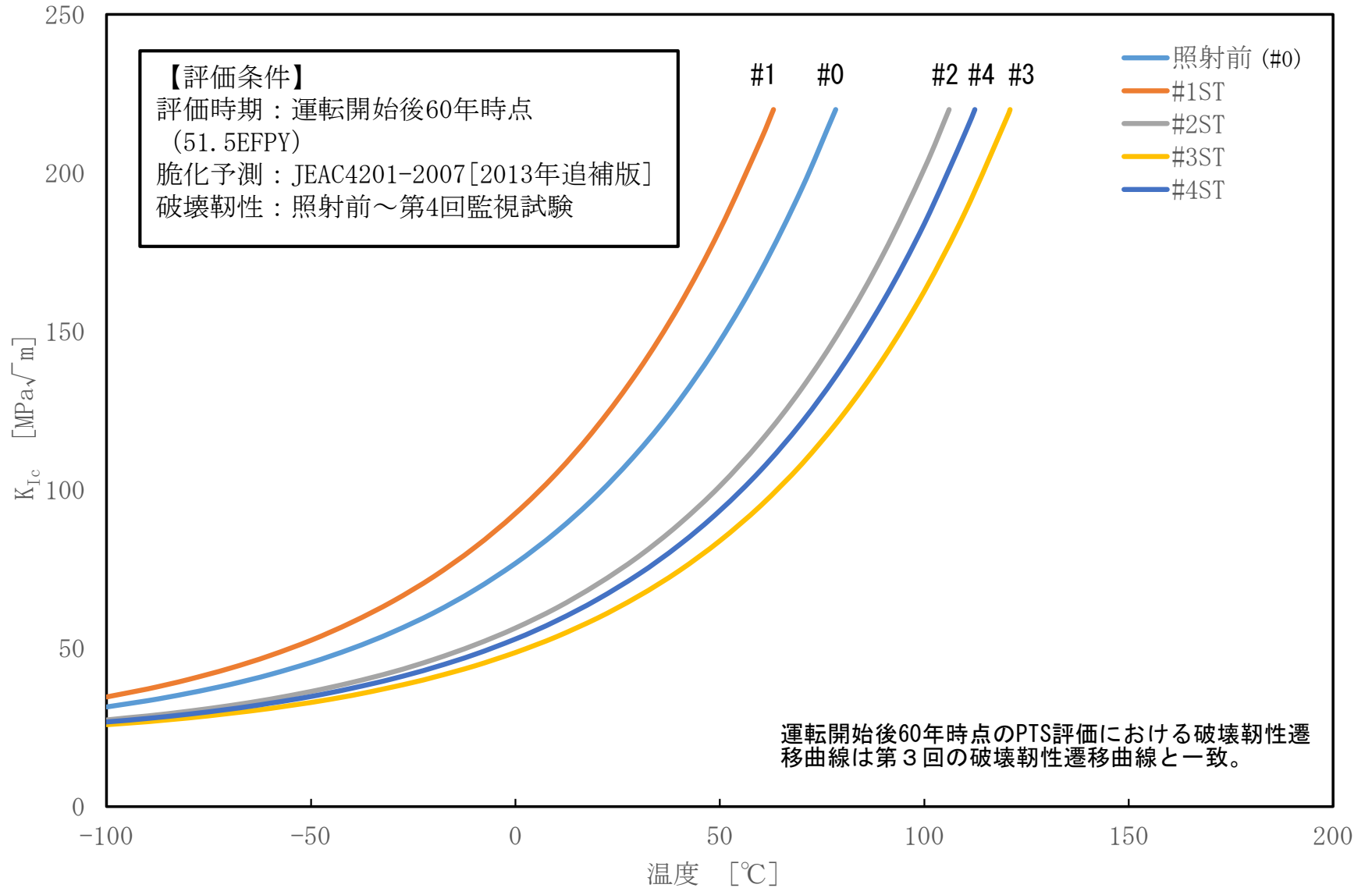
回答



川内1号炉 試験回次毎の破壊靱性遷移曲線の比較



回答



川内2号炉 試験回次毎の破壊靱性遷移曲線の比較

追6-13①  
(質問13)

【資料2】

資料2の(p.8 解説) p.9 の加圧熱衝撃PTS カーブと、脆化した試験片のデータから求めた破壊靱性値(遷移温度)のカーブの40年及び60年シフトした結果の推定カーブが示されている。60年予測において、p.9より、p.12の方はなぜ30℃もずれているのか、再度説明を求める。

追6-13③  
(質問13)

【資料2】

解析の結果も時刻歴データと同時に、温度解析の周辺条件や分布から熱応力を求める過程も確認したい。温度分布から熱応力の分布を求めるわけで、1箇所の温度の変化では、周囲の温度条件をどのようにしているかにより、値が変わってくるのが考えられる。当初佐藤委員が亀裂先端の位置(深さ10mmと壁厚さの1/4(約50mm))について質問があったが、そのことも含めて、何が同一で何が違うのか図を使って説明願いたい。

追6-13④  
(質問13)

【資料2】

「温度分布解析にクラッドを考慮しているが、強度にはクラッドは考慮していない。だから保守的だ(クラッドを考えない場合より、PTSとして厳しい条件を選択している)と言うが間違いはないか？」

- ① 今PTS線図を求める上で解析した条件の主要ポイントを示す。
- ② その上で、クラッドが存在しない状態で、他をすべて同じ条件にして、K1値をも求め比較する。

回答

追6-13①、③、④(質問13)に対する回答を次ページ以降に示す。

○破壊靱性遷移曲線（ $K_{IC}$ 曲線）の設定方法について

PTS評価では、破壊靱性値の実測データを運転開始後60年時点まで、国内脆化予測法（関連温度移行量の予測式）を用いて温度軸に対してシフトさせ、シフトさせたデータの下限を包絡する $K_{IC}$ 曲線を以下の式により設定を行う。

$$K_{IC}=20.16+129.9\exp\{0.0161(T-T_p)\} \quad (\text{MPa}\sqrt{\text{m}})$$

ここで $T_p$ は、プラント評価時期の $K_{IC}$ 曲線を設定する際に求まるプラント個別の定数である。

○JEAC4201-2007/2013年追補版の規制への反映と $T_p$ の差について

川内1号炉30年目の高経年化技術評価(2015年8月5日保安規定変更認可)後に、原子力規制委員会にてJEAC4201-2007/2013年追補版が規制へ反映(2016年10月6日施行)され、同規格での関連温度移行量の予測式は、高い照射量領域での予測精度が改善されている。

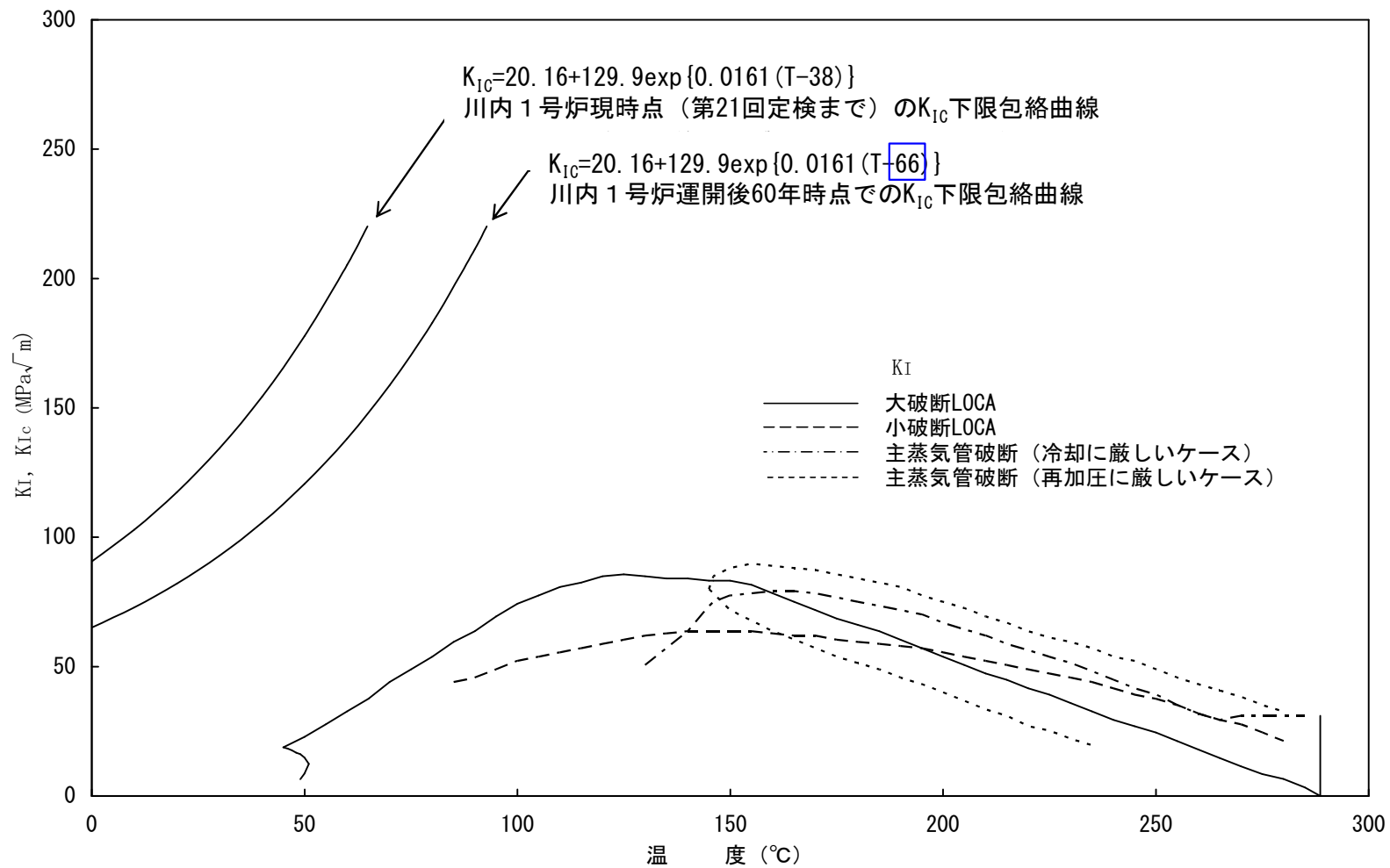
第4回分科会(2022年8月2日)の資料2のP9では、川内1号炉30年目の高経年化技術評価書のPTS評価結果を示しており、JEAC4201-2007/2010年追補版での関連温度移行量の予測式を用いている。

一方、資料2のP12のPTS評価結果は、JEAC4201-2007/2013年追補版の関連温度移行量の予測式を用いている。

JEAC4201-2007/2013年追補版の関連温度移行量の予測式を用いると、JEAC4201-2007/2010年追補版と比べ、破壊靱性値の実測データの温度シフト量は大きくなり、運転開始後60年時点での $T_p$ は約30°Cの差が生じている。

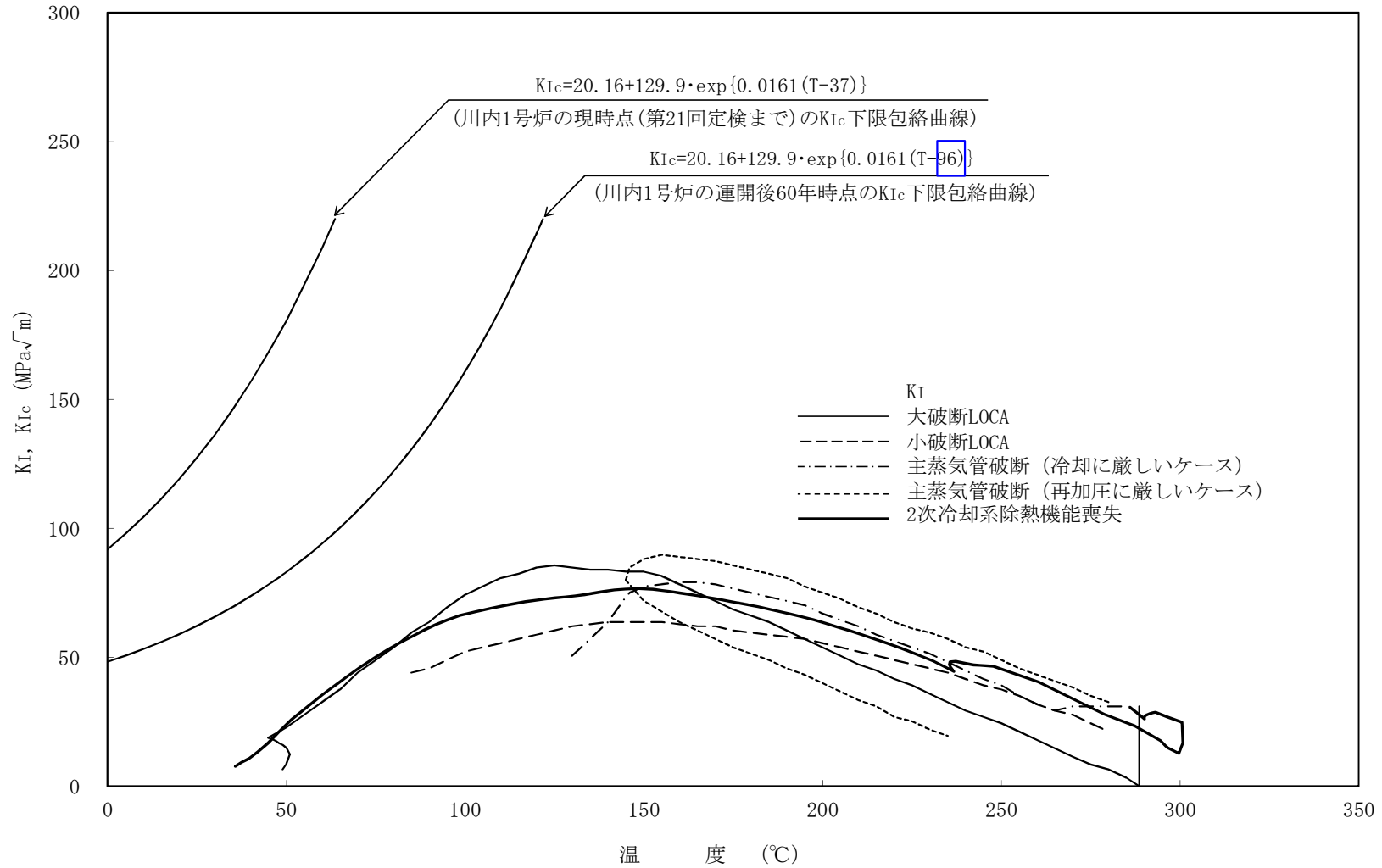
なお、今回の川内1,2号炉の運転期間延長認可申請では、改善されたJEAC4201-2007/2013年追補版の関連温度移行量の予測式を用いてPTS評価を行い、原子炉容器の健全性に問題ないことを確認している。

第4回分科会 (2022年8月2日) の資料2のP9



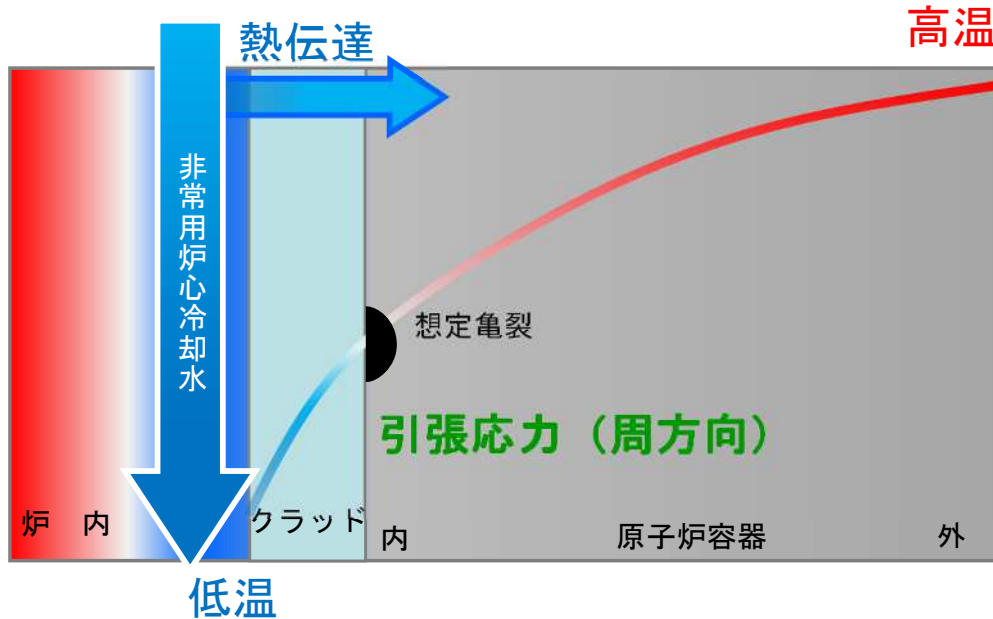
川内1号炉 原子炉容器胴部 (炉心領域部) 中性子照射脆化に対するPTS評価結果 (JEAC4201-2007/2010年追補版)

第4回分科会 (2022年8月2日) の資料2のP12



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 (JEAC4201-2007/2013 年追補版)

OPTS曲線は、温度分布解析においてクラッドを考慮し、以下のとおり算出する。



PTS事象における熱の伝達による引張応力の発生イメージ図

	周囲の温度条件
クラッドに接する水	冷却水温度
母材外表面	断熱

### PTS曲線の設定手法

- 熱伝達率 (JEAC4206-2007 参照)  
以下に示す Jackson-Fewster 式を用いて熱伝達率を算出。

$$N_u/N_{u0} = [1 + 4500 \overline{G_r}/R_e^{2.625} P_r^{0.5}]^{0.31}$$

- 熱伝導解析 (伝熱工学資料 参照)  
板厚方向の温度分布  $T$  は、非定常熱伝導方程式より算出。

$$\rho C_p \frac{\partial T}{\partial t} = \lambda \frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r} \left( r \frac{\partial T}{\partial r} \right)$$

- 応力計算 (機械工学便覧 参照)  
周方向熱応力は、以下の式より算出。

$$\sigma_\theta = \frac{\alpha E}{(1-\nu)r^2} \left( \frac{r^2+a^2}{b^2-a^2} \int_a^b T r dr + \int_a^r T r dr - T r^2 \right)$$

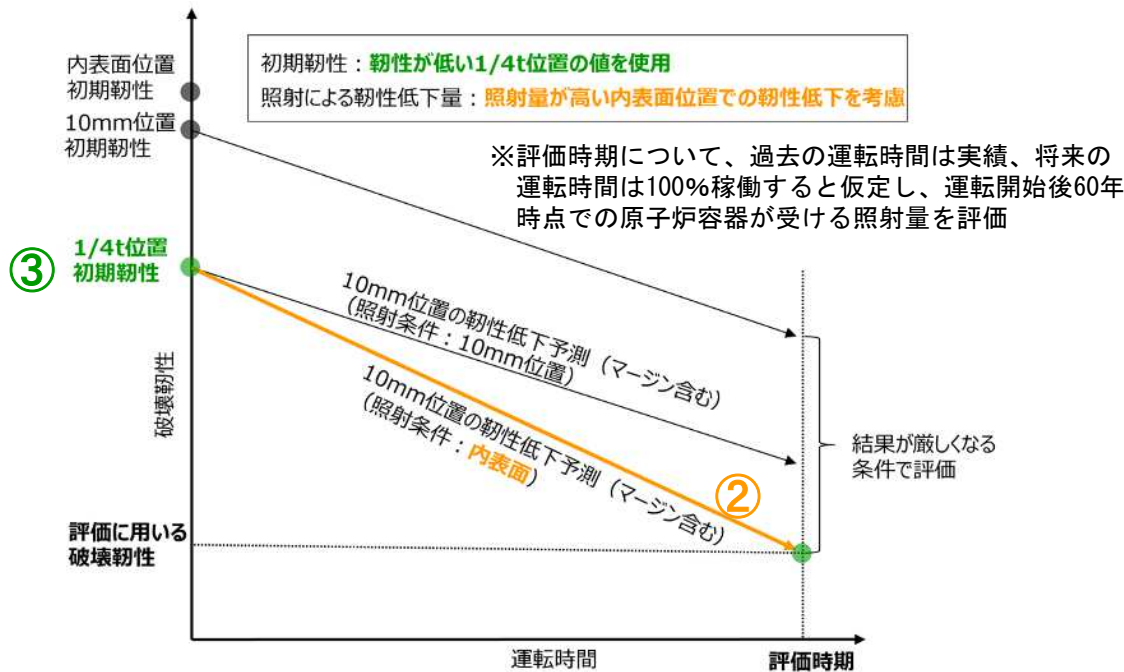
内圧の応力は、以下の式より算出。

$$\sigma_\theta = P \left( \frac{a^2}{b^2-a^2} \right) \left( 1 + \frac{b^2}{r^2} \right)$$

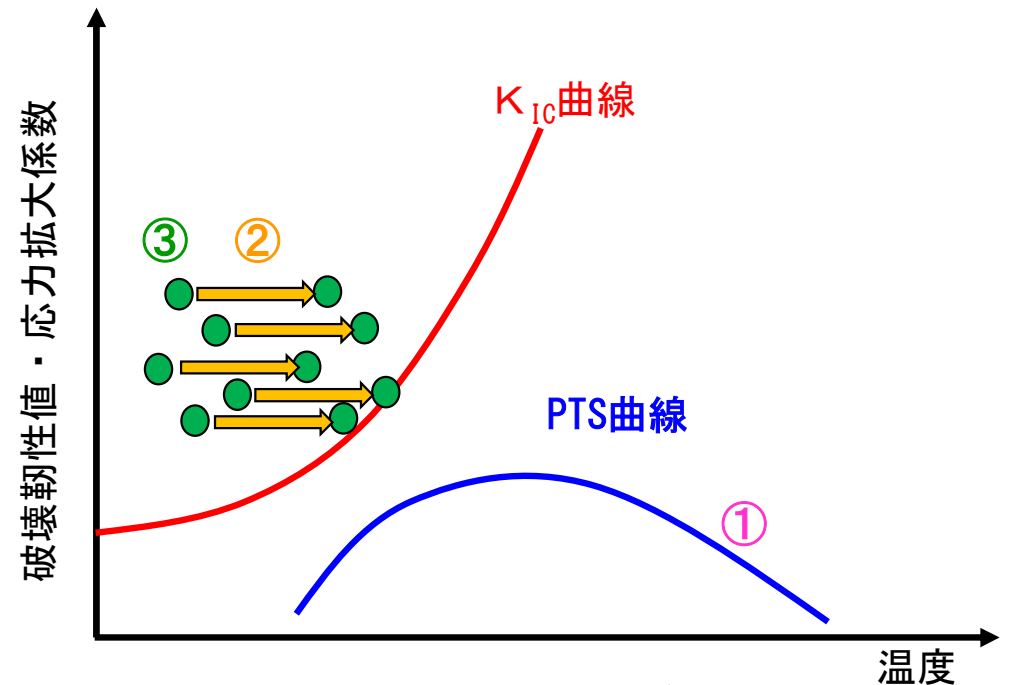


OPTS評価における、想定亀裂の先端位置（深さ10mm）と原子炉容器内面からの板厚の1/4t（約50mm）の位置の取り扱いは、以下のとおり。

		PTS評価での取り扱い
想定亀裂の先端位置 (深さ10mm)	PTS曲線の算出①	検出限界（約5mm）より大きな寸法の欠陥（深さ10mm）を想定することで、応力拡大係数が大きくなり、PTS評価での原子炉容器にかかる力が実態よりも大きく算出される。
	K <sub>IC</sub> 曲線の算出②	亀裂先端位置が受ける中性子照射量を、原子炉容器内面が受ける中性子照射量と仮定して評価を実施しており、PTS評価での原子炉容器の耐力が実態よりも小さく算出される。
原子炉容器内面から板厚1/4t（約50mm）の位置	K <sub>IC</sub> 曲線の算出③	原子炉容器へ装荷している破壊靱性試験片は原子炉容器内面より靱性が低い位置（板厚1/4t位置）から採取しており、その試験片より得られたデータを用いてK <sub>IC</sub> 曲線を算出していることから、PTS評価での原子炉容器の耐力が実態よりも小さく算出される。（内面位置は板厚1/4t位置よりも、原子炉容器製作時の焼入れ・焼戻し効果により、靱性が高い）



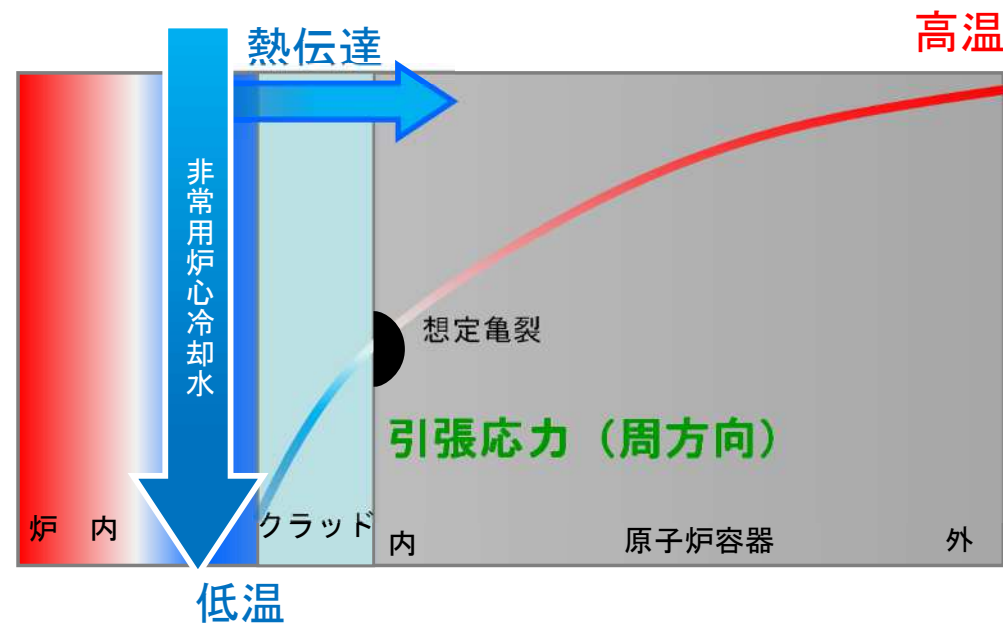
K<sub>IC</sub>曲線算出のイメージ図



PTS評価のイメージ図

PTS曲線では、以下のとおりクラッドを取り扱っている。

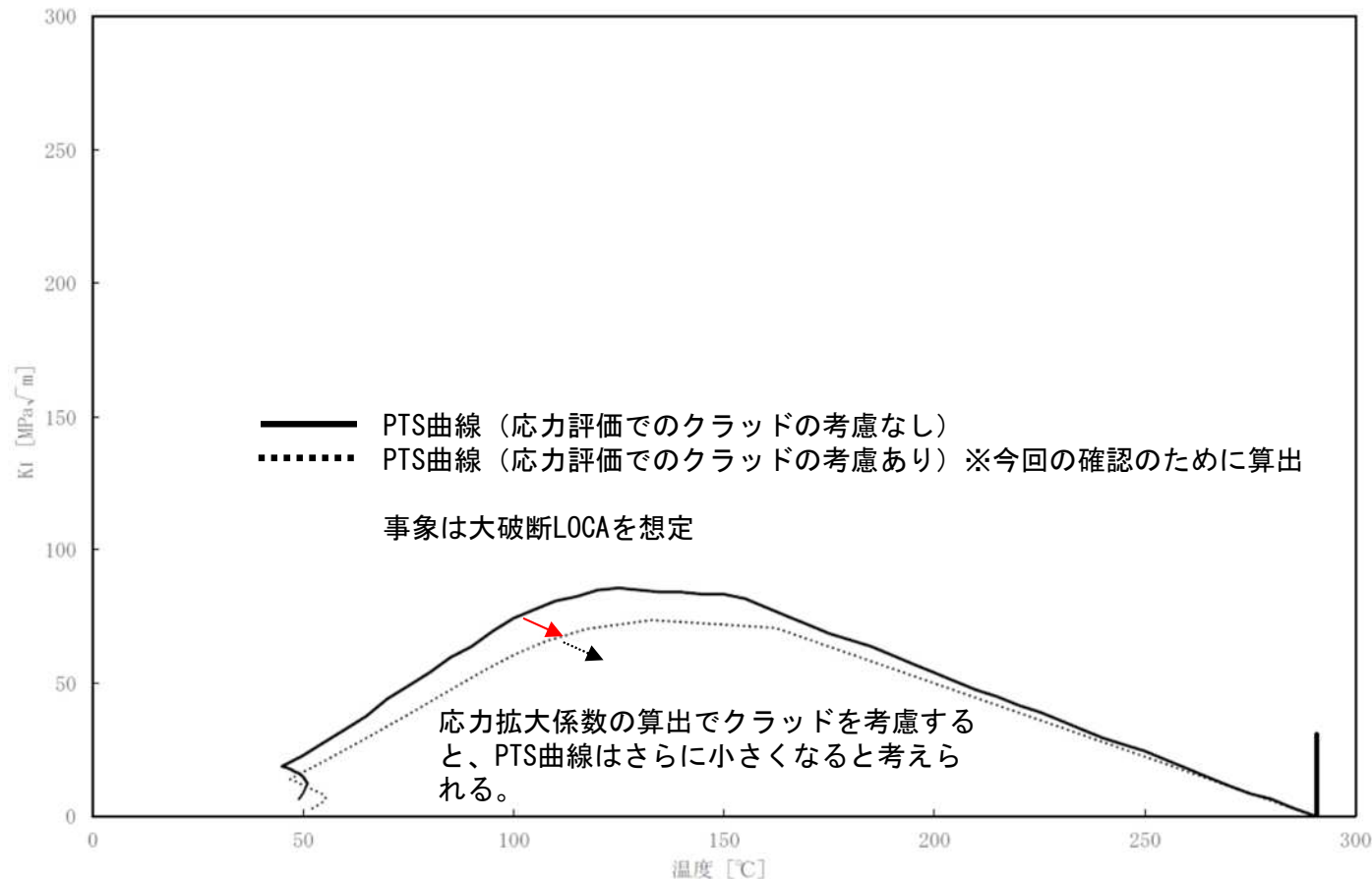
- 原子炉容器の内面にはクラッドが施工されており、クラッドを考慮して実態に即した評価をすることが望ましい。
- PTS事象は、冷却水により、クラッドを伝わって原子炉容器が冷やされ、原子炉容器の**内側**と**外側**の温度分布差によって原子炉容器内面に**引張応力**が生じる事象であることから、これまでクラッドを考慮して温度分布解析を行っている。また、より実態に即した評価となるように、応力評価や応力拡大係数の算出においても、クラッドを考慮した評価方法が策定されている。
- クラッドを考慮すると、応力評価では原子炉容器内面に圧縮の応力の効果が期待でき、応力拡大係数の算出では亀裂の開口に抵抗する効果が期待できると考えている。



PTS事象における熱の伝達による引張応力の発生のイメージ図

○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PTS曲線（応力評価でのクラッドの考慮なし）と、今回の確認のために温度分布解析に加えて応力評価でもクラッドの存在を考慮したPTS曲線（応力評価でのクラッドの考慮あり）を算出し、比較した。

○PTS曲線（応力評価でのクラッドの考慮なし）は、PTS曲線（応力評価でのクラッドの考慮あり）に比べ、高い値を示すことから、実際の原子炉容器よりも破壊する力が加わることとなり、安全性を確保した評価となっている。



PTS曲線の比較（応力評価でのクラッド考慮の有無の差）