

2023年8月17日

茨城県原子力安全対策委員会 東海第二発電所安全性検討ワーキングチーム  
主査 古田 一雄 殿

東海第二原発地域科学者・技術者の会  
服部成雄<sup>\*1</sup>, 宮武宇也<sup>\*2</sup>, 花島進<sup>\*3</sup>, 多田健二<sup>\*4</sup>

中性子照射脆化に係る情報の公開について（再質問書）

はじめに

掲題ワーキングチーム(WT)において、東海第二原発の安全性に関して真摯な議論をけん引して頂き、心強く、感謝しております。

さて私たちは2022年6月21日に、同原発での原子炉圧力容器材の照射脆化監視試験の詳細実施方法を定めたJEAC4201-2007における科学・技術面での問題点、不合理点を摘出し、日本原電のそれらに対する認識と、原発の安全に責任を担う立場での考え方を質していただくよう、願う旨の質問書を提出致しました[1]。

私たちは高経年化での論点の一つとして、圧力容器の照射脆化問題が議論された、本年3月29日の第23回WT会議を傍聴いたしました。そこでは日本原電のあいまいな答弁が多いことが委員から指摘され、主査から圧力容器の照射脆化については県民の関心が高く、日本原電は体系的に整理された回答をすることが要求されて継続審議となりました。

この討議を経て私たちが強く感じたのは、次の2点です。

- (1) JEAC4201-2007の規定の問題点を指摘しているにも関わらず、日本原電は当該技術規程に従っているから問題はないと主張しており、現状のままでは議論がかみ合わない。
- (2) WTとして私たちの指摘する上記技術規程の問題点、疑問点をどのように考えるかを検討の上、認識共有できる事項については、原子力規制委員会（以降、規制委）や原子力規制庁（以降、規制庁）へ、是正措置を提起いただくのが有効と考える。

以上に基づき、私たちはこの度、先の質問事項をJEAC4201-2007の問題点の是正に関するものと、日本原電の脆化監視試験結果の不自然さや、再稼働による40年超運転での監視試験に対する考え方等での疑問点に別けて再質問書を提出させていただくことと致しました。

本再質問書の前半では前記第23回WTで、検討、議論がなされなかったJEAC4201-2007の問題点に絞ってお伺い申し上げます。後半で東海第二原発の監視試験結果の、不自然と見られる点について改めてお伺いさせていただきます。なお、ご参考のため前回提出の質問書

\*\*\*\*\*  
<sup>\*1</sup>元日立原子力材料技術者、<sup>\*2</sup>元KEK研究者、<sup>\*3</sup>元原研基礎系技術者、<sup>\*4</sup>元日立原子力システム設計技術者

[1]を添付致します。

本再質問書の構成は下記のようにしております。

【1】 前記第 23 回WTでの質問書に対する検討・議論のまとめ

【2】 JEAC4201-2007 の不合理点と是正案

【3】 東海第二原発での不自然な監視試験結果について、

#### 参考資料

[1] 「中性子照射脆化に係る情報の公開について（質問書）」および「茨城県東海第二発電所安全性検討ワーキングチームへの質問書の要旨」、2022年6月21日、東海第二原発地域科学者・技術者の会

## 【1】2023年3月29日第23回WTでの質問書に対する検討・議論のまとめ

2022年6月21日に提出した、JEAC4201-2007の規定内容の問題点に関する質問に関連する討議は以下の通りでした[1-1]。（「Q1-1」等は前回質問書のまま。）

### (1) 原子炉圧力容器の中性子照射脆化監視試験片の代表性

Q1-1: グンドレミンゲン原発の廃炉解体材を使った研究結果や、美浜1号機の監視試験データが意味するところを考慮しても、日本原電が溶解チャージの異なる鋼板に対して、それぞれの照射脆化挙動の監視を行わないでよいと考えているなら、その根拠、考え方を日本原電に確認されたい。

→ 関連討議なし。

Q1-2: 圧力容器の周方向溶接線の監視試験はJEACの要求がないので実施されていないが、縦・周方向溶接線のT字型交差部や各種パッド溶接部等、さらにノズル取付け溶接部も含めて、照射脆化挙動を鋼板の突合せ溶接材で代表できる、あるいは監視の必要がないとするなら、その科学的根拠を日本原電に質されたい。

→ 関連討議なし。

### (2) 溶接熱影響部のシャルピー衝撃試験結果のばらつきと金属組織の変化

Q2-1: 東海第二原発の溶接熱影響部監視のシャルピー衝撃試験片のVノッチの中心位置は、JEAC4201の規定範囲内であるにしても、どのような金属学的認識に基づいて設定しているか、日本原電に説明を求められたい。

→ 関連討議なし。

Q2-2: 溶接熱影響部内には金属組織が異なる幾つかの領域があり、照射脆化挙動も異なり得るとの認識があるとするなら、監視試験データのばらつき（変動）が大きいという事実を踏まえて、試験結果をどのように評価するのが最も安全側になると考えているか、日本原電に説明を求められたい。

→ 関連討議なし

### (3) 溶接金属と溶接熱影響部の監視について

Q3-1: 日本原電に改めて40年を超える延長運転で西山委員の「溶接熱影響部の試験をやるのか、やらないのか」との質問に対する明確な回答を求められたい。

→ 明確な討議なし

Q3-2: 日本原電は、西山委員に対して、溶接熱影響部の試験は可能と回答しているが、幅が狭い熱影響部の試験片の再生につき、日本原電に具体的な再生方法の説明を求められたい。

→ 関連討議：具体的な討議なし

日本原電は電力会社と原発メーカーの共同研究データ（前回の質問書で批判済み）を準備していたが、特に討議なし。

Q3-3: 西山委員の、熱影響部を母材で代表できるとするなら、他プラントの公開データも参照した妥当性の説明が必要、との意見への論理的な回答を日本原電へ求められたい。

→ 関連討議

原電：原発名、取り出し回次等不明の国内での監視試験データ（電中研）のプロット（図表1-1）から、母材の脆化 $\geq$ HAZの脆化という傾向にあることを示し、母材の試験で代表できると主張。

西山委員：個別の議論についてのデータ等を出すより、原電としての監視試験に関する体系的な考え方を示せ。

(4) 東海第二原発での不自然な監視試験結果について

Q4-1, Q4-2, Q4-3, Q4-4, Q4-5, Q4-6（【3】にて詳細を議論するので質問内容は省略）：

→関連討議なし。

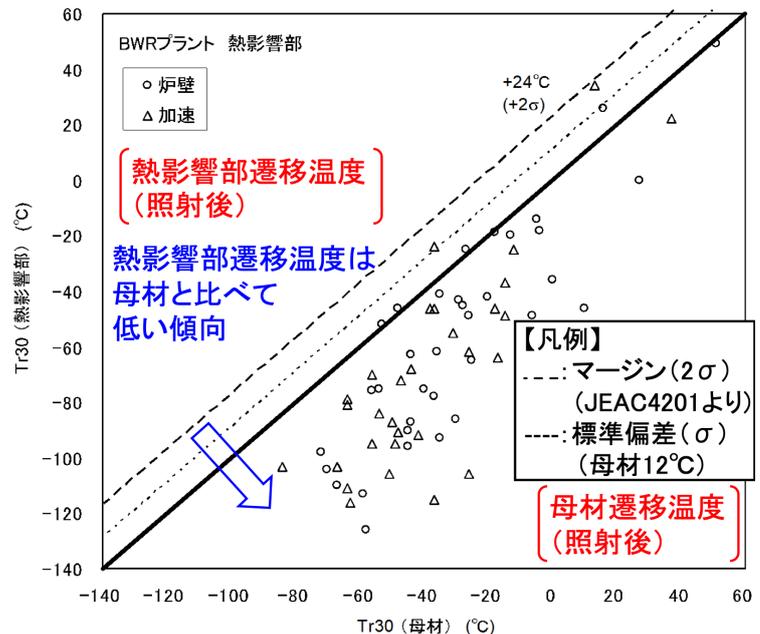
#### 参考文献

[1-1] 「議題「日本原子力発電株式会社東海第二発電所の安全対策について」に係る審議結果」、茨城県原子力安全対策委員会開催結果 東海第二発電所安全性検討ワーキングチーム結果・別紙2、2023年5月23日追加、茨城県東海第二発電所安全性検討ワーキングチーム

[https://www.pref.ibaraki.jp/seikatsukankyo/gentai/anzen/nuclear/anzen/documents/230329\\_23wt\\_kaisaiekkka.pdf](https://www.pref.ibaraki.jp/seikatsukankyo/gentai/anzen/nuclear/anzen/documents/230329_23wt_kaisaiekkka.pdf)

[1-2] 「茨城県原子力安全対策委員会 東海第二発電所 安全性検討ワーキングチーム(第23回) ご説明資料」、2023年3月29日、日本原子力発電株式会社

[https://www.pref.ibaraki.jp/seikatsukankyo/gentai/anzen/nuclear/anzen/documents/230329\\_23wt\\_siryu4\\_2.pdf](https://www.pref.ibaraki.jp/seikatsukankyo/gentai/anzen/nuclear/anzen/documents/230329_23wt_siryu4_2.pdf)



(b) 照射後 Tr30 の母材と溶接熱影響部の比較

注：当社にてグラフに記載追加  
図表 1-1 監視試験データ(電中研)のプロット[1-2]

【2】 JEAC4201-2007 の JEAC4201-2007 の不合理点と是正案

(1) 原子炉圧力容器の中性子照射脆化監視試験片の代表性

Q1-1: 東海第二原発の圧

力容器の炉心領域には図表 2-1[2-1]に示す通り、6 枚の鋼板が用いられており、図表2-2[2-1]のようにそれらはいずれも異なった溶解材（母材）である。JEAC4201-2007 には、解説表 SA-1110-1 の中に「炉心領域にある部材のうち少なくとも 1 溶解から製造された母材」を供試材とする旨の記述がある。ここで「少なくとも 1 溶解」についてはなぜ

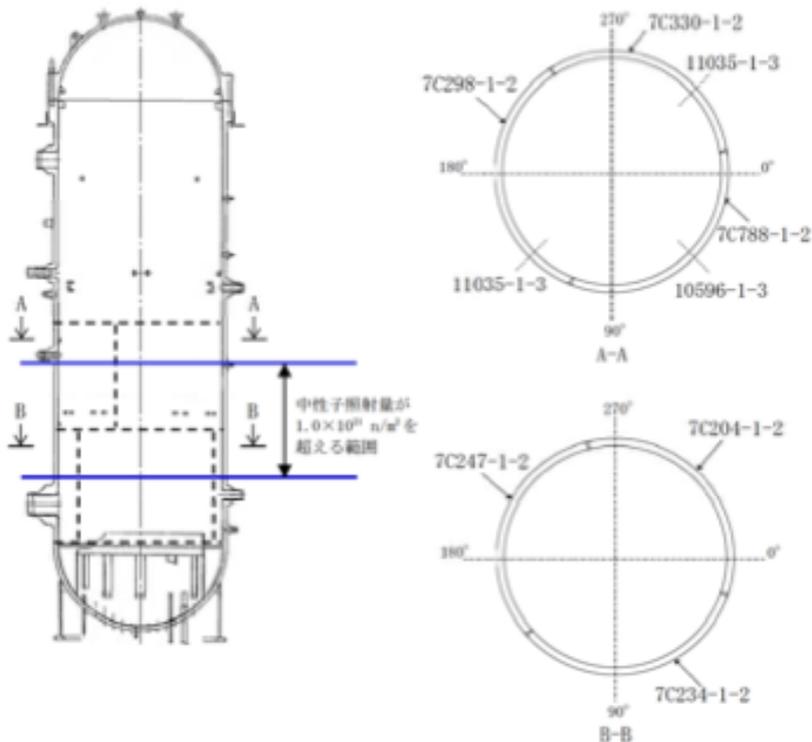


図5 1.0×10<sup>21</sup> n/m<sup>2</sup>を超える範囲

図表 2-1 第二原発圧力容器の炉心領域と使用材料 [2-1]

そのように規定する必要があるのかが疑問である。監視試験を義務付けていることは、自ずと炉心領域から供試材を採取するので、この文言は言わずもがなである。むしろ

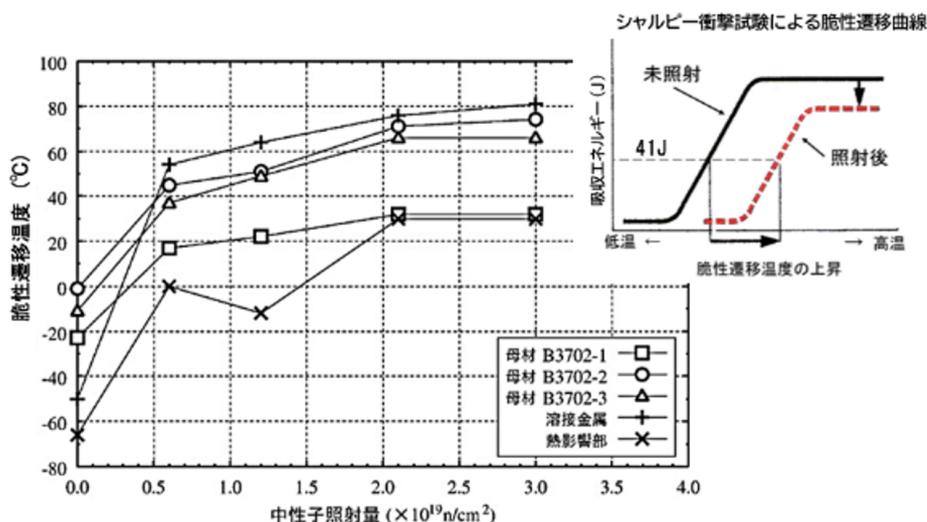
事業者  
「1 溶解」  
でもよいと  
非安全側の  
選択肢を与  
えている。  
前回質問書  
においても  
示したが、  
3 溶解材を  
供試材とし  
ていた国内  
初期原発で

表3 (1/2) 構成材料の材料成分 (母材)

部位	チャージ No	化学成分 (mass%)				
		Cu	Ni	P	Si	
原子炉圧力容器胴 (炉心領域 3)	3-2	7C298-1-2				
	3-3	7C330-1-2				
	4-4	7C788-1-2				
原子炉圧力容器胴 (炉心領域 4)	4-1	7C204-1-2				
	4-2	7C234-1-2				
	4-3	7C247-1-2				
低圧注水ノズル (N17)	A	10596-1-3				
	B, C	11035-1-3 <sup>sl</sup>				

図表 2-2 東海第二原発圧力容器の炉心領域材料の溶解(チャージ)番号 [2-1]

ある美浜1号機での監視試験結果を図表2-3[2-2]に示す。ここでは異なる3溶解の母材の遷移温度の照射量による変化曲線は



図表 2-3 美浜1号機での監視試験結果 ([2-2]より転載・加筆)

明らかに異なっており、同一仕様で購入した鋼材であっても別な溶解材であると、照射脆化挙動がこのように差異を生じ得ることが明らかに示されている。

東海第二原発の場合は上記の通り、異なる6溶解の鋼材が使用されており、それらの照射脆化挙動の差異は図表2-3より大きい可能性も否定できない。しかし、日本原電としてはJEAC4201-2007の規定に適合する1溶解の鋼材を供試材とした、と主張できる。すでに1溶解材のみの監視で運転してきており、他の5溶解材については脆化状態が把握されていないままである。

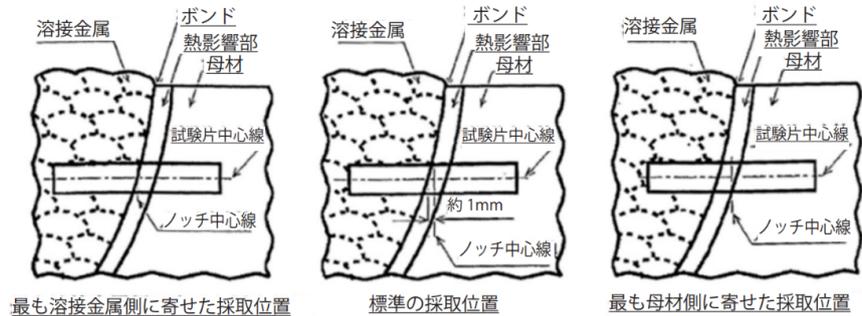
WTには、この根拠も示さず「少なくとも1溶解」と緩く規定しているJEAC4201-2007の重要な不合理性について、「炉心領域で使用している全ての異なる溶解材」へと是正する必要性を確認の上、規制委にこの問題への対処を質していただきたい。なお、このように不十分な監視のまま、後述の再生試験片による監視の問題点も含めて、再稼働は認められないというのが我々の認識である。

## (2) 溶接熱影響部のシャルピー衝撃試験結果のばらつきと金属組織の変化

Q2-1: 溶接熱影響部監視のシャルピー衝撃試験片のVノッチの中心位置は、JEAC4201において図表2-4のように、熱影響部の範囲内であればどこに設けてもよいとしている。

しかし、図表2-5に示す通り、熱影響部では溶接熱による最高加熱温度によって異なる、種々な金属組織が混在する[2-3]。金属組織が異なれば照射欠陥の移動や結合など、照射脆化の基本が異なるため、Vノッチ中心位置がどの組織部位にあるかによって、試験結果である遷移温度も当然違ってくる。

ところが、図表 2-4 の規定はこのような熱影響部内での金属組織の混在を無視している。規制委はどのような金属学的認識に基づいてこのようにあいまいな規定を認めているのか、WTとして説明を求められたい。



本図の範囲にあれば、熱影響部の衝撃試験片として認められる。

解説図 -SA-2220-3 溶接熱影響部の衝撃試験片の採取位置

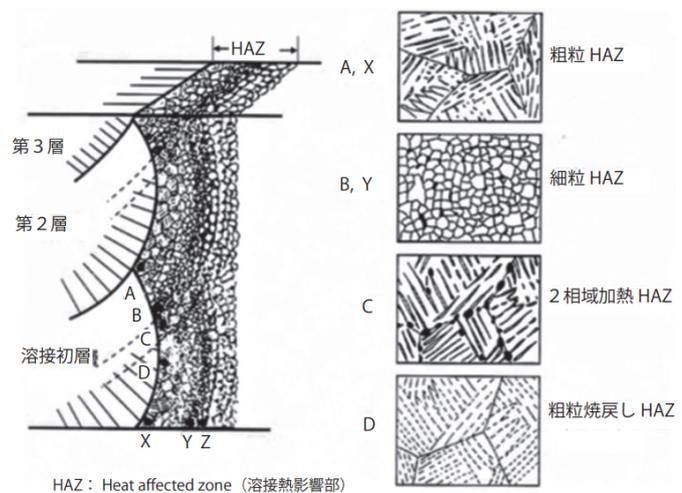
図表 2-4 熱影響部シャルピー衝撃試験片ノッチ中心位置の規定

Q2-2: 溶接熱影響部内には図表 2-5

のように金属組織が異なる幾つかの領域があり、照射脆化挙動もそれぞれ異なり得る。熱影響部の監視試験による延性・脆性遷移データにばらつき(変動)が大きいという事実は、異なる金属組織の混在による脆化度の差異の表れと考えられる。その事実を明快にするためには、たとえば延性・脆性遷移データの解析から得られる遷移温度推定値に含まれる測定誤差を明示することが重要だ。

誤差棒がついた遷移温度移行量の変化を見ることによって、脆化程度の異なる金属組織からの寄与も安全性を判断する上での考慮対象とできる。

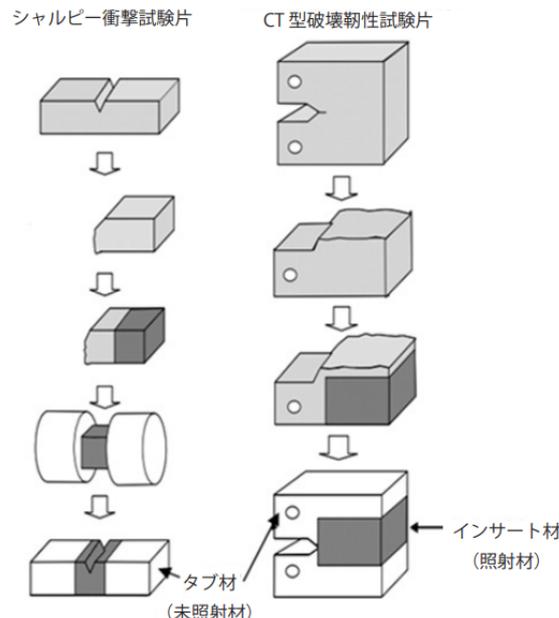
WTには、ばらつきの大きい熱影響部における監視試験結果を、どのように評価し、データ処理するのが最も安全側になると考えるのか、規制委に説明を求められたい。



図表 2-5 炭素鋼溶接熱影響部の金属組織の顕微鏡観察スケッチ図 [2-3]

(3) 40 年超の運転における溶接金属と溶接熱影響部の監視について

Q3-1: 国内の軽水炉の多くでは、運転許可年数40年までに初装荷の監視試験片は使い切ってしまう。国は40年を超える延長運転を想定して、試験済み試験片の残片を使った監視試験片の再生技術を開発するプロジェクト（国プロ）を実施した。図表 2-6 はその成果の概要を示す[2-4]。つまり試験後の残片を一旦炉内に戻し、一定年数運転（照射）後取り出して、試験時のひずみの残留やタブ材接合時の熱影響が及ばない部分（インサート）を採取する。これにタブ材を接合して試験片に加工し、インサート部にノッチを設けて試験に供するという概念である。



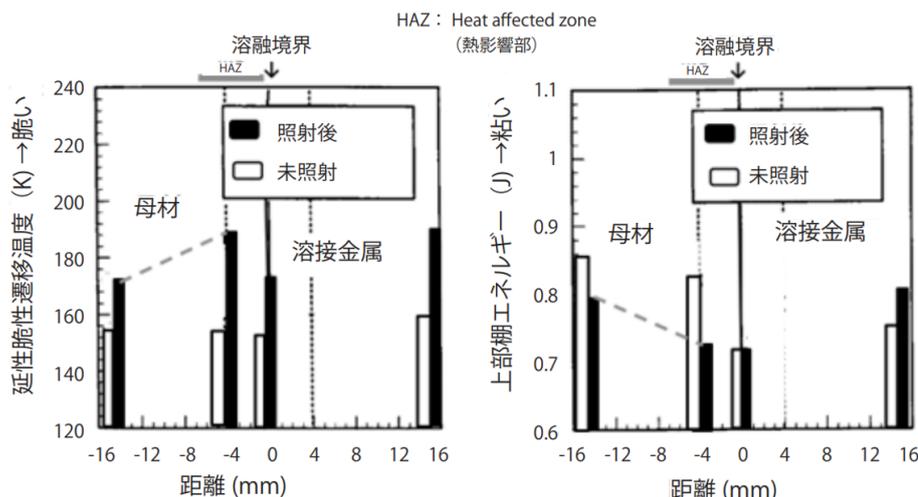
図表 5.17 監視試験片再生の概念

図表 2-6 試験後の監視試験片の残片を用いた試験片再生の概念図 [2-4]

ここで最も重要なのは上記の健全なインサートを採取できるか否かである。当該国プロでは母材と、ある幅を持った溶接金属については再生が可能なが照射材の試験も含めて実証された。しかし、熱影響部についてはその幅が4~5ミリメートル程度と狭いため、一度試験をしてしまうとインサートを採取

できる部位は無く、国プロでは全く検討も実験もされなかった。

すなわち熱影響部試験片の再生は不可能なので、40年運転した原発の多くは



(a) HAZの遷移温度が高い

(b) HAZの上部棚エネルギーが小さい

図表 2-7 溶融境界～ノッチ先端の距離による脆化度の比較 ([2-5]のデータより作図)

それ以上運転するとすれば、熱影響部の監視ができないままの目隠し運転となる。熱影響部の金属組織は複雑で母材よりも照射脆化が大きい

「原子炉压力容器鋼溶接熱影響部の監視試験片省略に関する検討」  
 [飛田 徹, 富施 正治, 大津 拓与, 勝山 仁哉, 鬼沢 邦雄]  
 HAZの特性として、初期状態では母材より靱性が高く、照射による硬化及び脆化は母材とほぼ同等であるが、局所的に母材より大きな脆化を示す部位が存在する可能性があること等を明らかにした。

図表 2-8 熱影響部と母材の照射脆化傾向の検討例 [2-6]

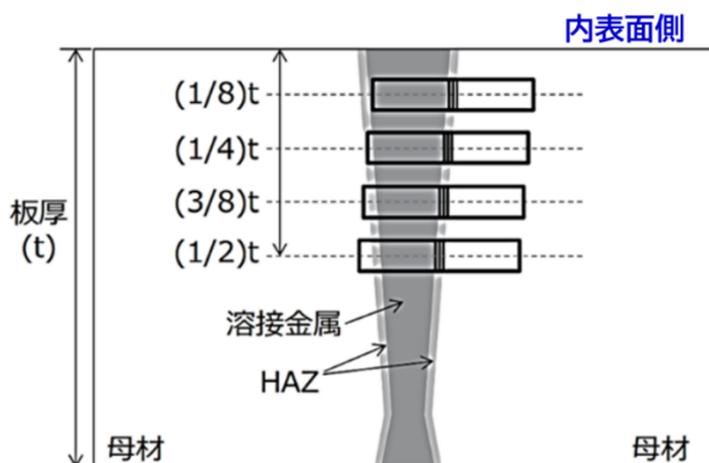
い部位があり得ることが実験研究によって明らかにされている[2-5、2-6]。これらの参考文献[2-5]及び[2-6]の主要点を図表 2-7 及び図表 2-8 にそれぞれ示す。熱影響部に対する無監視状態での運転は、問題の多い JEAC4201-2007 ではあるが、そこでの母材、溶接金属及び熱影響部の監視試験を実施すべきとの要求にさえも違反することになり、それは当然許されない。

なお、比較的新しい原発では、压力容器の本溶接に開先幅の狭い狭開先溶接（溶接金属の幅が約 10 ミリメートル以下）が採用されており[2-7]、このような溶接金属の監視試験片は、国プロで検討された方法での再生が不可能と考えられる。つまり、熱影響部に加えて狭開先溶接が施工された原発が、40 年を超える運転を容認されないのは自明である。

WTとしては規制委にこれらの点についての認識を確認し、具体的な対処の考えを質していただきたい。

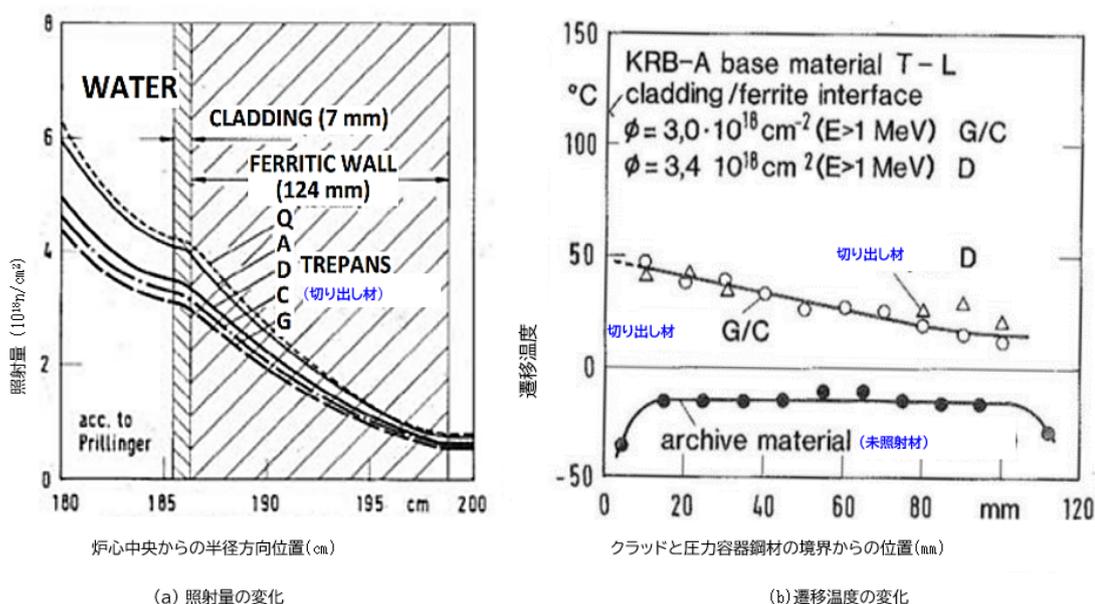
Q3-2：電力会社と原発メーカーは共同研究を実施して、溶接金属用試験片の試験済み残材から熱影響部を含むインサートを採取し、タブを接合して試験片に加工するという考えの実証を図っている[2-

8]。しかし、溶接金属用試験片は板厚方向のいくつか異なる部位から採取されており、熱影響部用試験片は内表面から板厚の 1/4 位置から採取すべきという規定から外れる。そこでこの共同研究では、図表 2-9 のように板厚方向で採取位置が異なる熱影響部試験片を製作し、シャルピー試験、マイクロ組織観察及び硬さ分布測定を実施している。



図表 2-9 板厚方向の異なる部位からの熱影響部試験片の採取要領 [2-8]

結論として板厚方向の位置が変わっても測定結果に違いが無いとしており、1/4板厚位置の規定が必ずしも必要でないことを提起しようとしている。しかしこれは未照射



図表 2-10 ドイツ BWR 廃炉圧力容器材における照射量と遷移温度の板厚方向変化[2-9]

材での検討結果であり、照射材の挙動に関する情報は無い。ドイツのグンドレミンゲン廃炉解体材の調査では、図表 2-10 に一例を示す通り、炉内クラッド側から外面側への板厚方向で照射量が減少しており(a)、脆化度も小さくなっている(b)ことが明らかにされている[2-9]。東海第二では板厚がグンドレミンゲン(124 mm)より厚い(約160mm)ため、厚さ方向での脆化度の差異はさらに大きいと考えられる。

これらを勘案すると、上記共同研究の結果からは、熱影響部試験片の再生可能性について何ら正当な根拠を見出せない。また、日本原電はこれとは別に、熱影響部の試験片再生の可能には触れないまま、JEAC4201の記述：(解説-SA-1130-1)溶接熱影響部試験片「・・・溶接熱影響部の・・・中性子照射による遷移温度の移行量も、母材とほぼ同等であることから、溶接熱影響部は母材で評価を代表できる」に依拠して、熱影響部の脆化特性は母材で代表させ、監視無しで延長運転をする考えを示している[2-10]。

WTはこのような事業者側の考え方が、科学・技術的に合理的と言えるのか否かを規制委に質されたい。

Q3-3: 以上指摘した JEAC4201-2007 の不合理点、すなわち、①1 溶解材のみの監視試験での代表性、②バラツキ(差異)の大きい熱影響部監視試験結果の安全側評価方法、③熱影響部等、使用済み監視試験片の再生可能性と監視の必要性、の各問題が是正される

とすれば、現存する軽水炉は、40年超運転を予定しているものを始め、全て照射脆化の監視が不適切または不可能という理由から運転が認可されない。

このような事態となることは、規制委が極めて重い責任を負うこととなり、上記是正の厳正な検証が必要となる。そのためには監視試験片同等の照射を受けた実炉照射材が必要となるが、その点ではBWR、PWRともにすでに廃炉と決定された原発が相当数あり、十分な検証試験等に適用できる。つまり廃炉の圧力容器解体材の活用が可能と考えられ、規制委は規制庁の支援を得て、前述ドイツでのようなプロジェクトを立ち上げてJEAC4201の不合理的点を検証することができる。

このプロジェクトの結果により、上記技術規程の是正の必要性が判断されるまで、当然全ての軽水炉は運転を停止して待機し、是正の必要性が検証されれば結果的に全て廃炉となる。逆に是正が必要でないとなれば圧力容器の照射脆化に関する限り、継続運転を容認することが論理的な帰結となる。WTにはこのような観点での検証について、規制委の考えを質していただきたい。

#### 参考文献

- [2-1] 日本原子力発電：資料 1-4-2 東海第二発電所 劣化状況評価（中性子照射脆化）補足説明資料 p. 11（平成 30 年 6 月 5 日）。
- [2-2] 井野博満：「軽水炉圧力容器鋼脆化予測の問題点」, 金属, Vol. 71, No. 8 (2001)
- [2-3] 溶接学会編, 「溶接・接合技術特論」, p. 133, 産報出版, 平成 15 年 3 月
- [2-4] (独) 原子力安全基盤機構 規格基準部：「原子炉圧力容器監視試験片の再生に関する調査報告書」, JNES-SS-0601, 2006 年 4 月
- [2-5] 鈴木哲也, 木村晃彦：「軽水炉圧力容器鋼溶接部の照射脆化挙動評価技術」, 日本原子力学会誌, Vol. 41, No. 11 (1999)
- [2-6] 飛田徹, 富施正治, 大津拓与, 勝山仁哉, 鬼沢邦雄：「原子炉圧力容器鋼溶接熱影響部の監視試験片省略に関する検討」, 日本原子力学会 年会・大会予稿集 2011 年秋の大会, L16
- [2-7] 河原 渉：「溶接・接合技術の適用（圧力容器）-原子炉圧力容器について-」, 溶接学会誌, 第 79 巻, 第 3 号, p. 49 (2010)
- [2-8] 山岡鉄史, 他 7 名：「RPV 監視試験片の再生方法における電子ビーム溶接の適用性評価」, 日本保全学会 第 14 回学術講演会, E-1-1-1 (2017)
- [2-9] Chaouadi: Review of The Test Programs Performed on Trepan Materials Taken from Decommissioned Reactor Pressure Vessels” , SCK·CEN, BLG - 1125 (2017)
- [2-10] 日本原子力発電 (株)：茨城県原子力安全委員会 東海第二発電所安全性検討ワーキングチーム第 17 回資料 2 (2/3), 2020 年 10 月 21 日,  
[https://www.pref.ibaraki.jp/seikatsukankyo/gentai/anzen/nuclear/anzen/documents/201021\\_17wt\\_siryoku2-2.pdf](https://www.pref.ibaraki.jp/seikatsukankyo/gentai/anzen/nuclear/anzen/documents/201021_17wt_siryoku2-2.pdf)

### 【3】 東海第二原発での不自然な監視試験結果について

#### 3.1 不自然な監視試験結果

東海第二原発の過去4回の監視試験結果は、図表3-1のように報告されている([3-1], P117)。以下においては炉壁での監視試験結果について検討するので、第1回取り出しの加速試験データについては論じない。

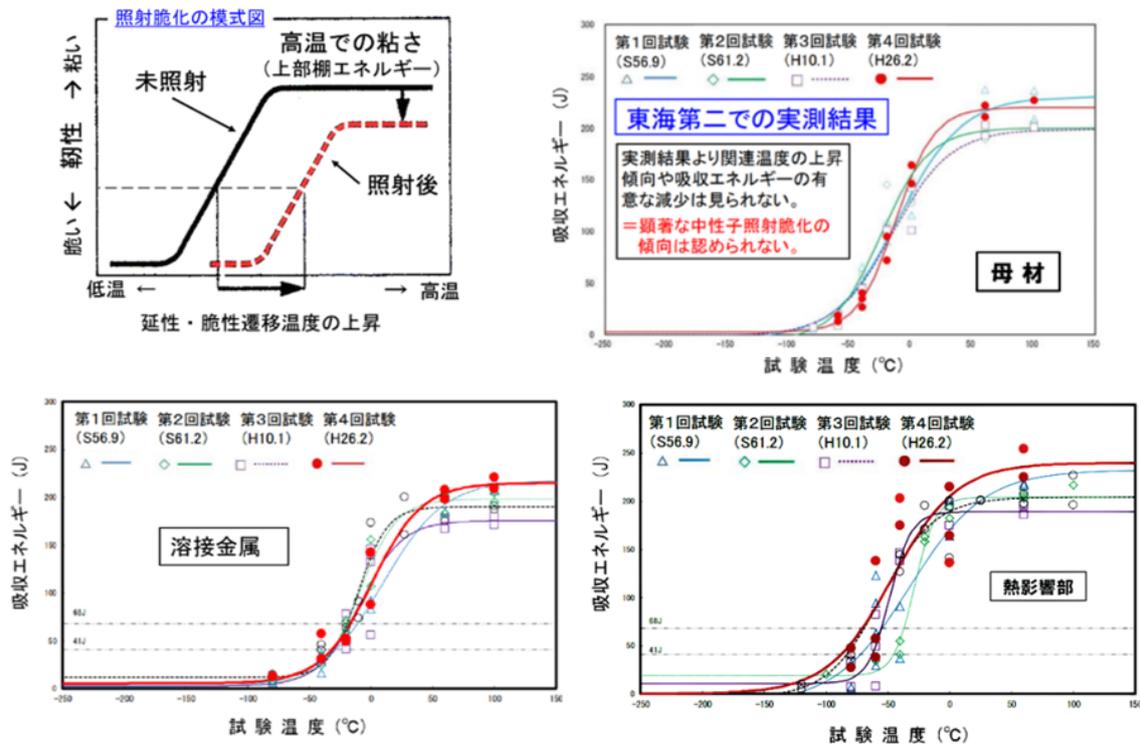
図表3-1 東海第二原発の压力容器照射脆化の監視試験結果[3-1]

回数	取出時期	中性子照射量 ( $\times 10^{21}$ n/m <sup>2</sup> ) [E>1 MeV]	関連温度及び関連温度移行量(°C)						上部棚吸収エネルギー(J)		
			母材		溶接金属		熱影響部		母材	溶接金属	熱影響部
			関連温度 移行量	関連 温度	関連温度 移行量	関連 温度	関連温度 移行量	関連 温度			
関連温度 初期値	—	0	-25*2		-25*2		-25*2		202	188	205
第1回 (加速)	1981.9	5.30 (29.9EFPY*1)	4	-21	2	-23	11	-14	220	212	218
第2回 (炉壁1)	1986.2	1.12 (7.42EFPY*1)	3	-22	-1	-26	9	-16	202	197	200
第3回 (炉壁2)	1998.1	2.64 (21.4EFPY*1)	7	-18	0	-25	20	-5	199	174	191
第4回 (炉壁3)	2014.2	2.88 (26.2EFPY*1)	15	-10	-2	-27	-5	-30	220	215	240

\*1: 監視試験片位置の中性子束から、設備利用率を80%として原子炉压力容器内表面に換算した場合の照射年数  
\*2: 建設時にRT<sub>NDT</sub>を計測していないため、JEA04206 E-5000に基づき推定した母材、溶接金属及び熱影響部の関連温度初期値の中の最高値を適用

図表3-1には合理的に

理解出来ない記載がある。第2回と第3回の取り出し間隔は約12年で、脚注1に従って、設備利用率を80%とするなら定格出力運転年数、EFPY(Effective full power year)は9.6年となる。しかし表中の数値ではそれぞれ21.4EFPY、7.42EFPYなので、増加分は約14年とな



図表3-2 照射脆化の模式図及び東海第二の監視試験による延性・脆性遷移曲線([3-1], P118, 130の図に加筆)

る。また第3回と第4回の間隔も東日本大震災による停止3年を減じて約13年であり、EFPYの増加分は10.4年となるはずが、4.8年になっている。仮に表1でのEFPY間隔が正しいとしても、第2回取り出しと第3回、第3回と第4回の間での照射量の増分は、それぞれ14EFPYで $1.52 \times 10^{21} \text{n/m}^2$ 、4.8EFPYで $0.24 \times 10^{21} \text{n/m}^2$ と、各取り出し間隔でのEFPY増加分の比が約1/3であるのに対して照射量の増分は1/6以下となっている。すなわち、これら表中の数値の変化には、脚注だけでは説明の付かない経緯ないしは単純な計算ミスが含まれている可能性がある。以降で論ずる中性子照射による脆化の考察を行うためには、より詳細な運転経緯および照射中性子量推定についての説明が必要である。

図表3-2は照射脆化の一般的模式図と、日本原電が作成した母材、溶接金属及び熱影響部それぞれの延性・脆性遷移曲線([3-1], P118, 130の図に加筆)を示している。これらの結果には、下記a、bの特徴が見られる。

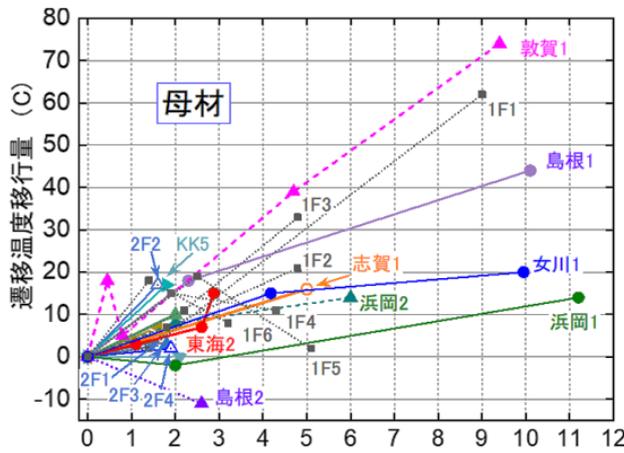
- a. 母材、溶接金属及び熱影響部の遷移曲線は、いずれも模式図のようではなく交錯している。とくに溶接金属及び熱影響部では照射量と遷移温度移行量との系統的な相関が認められない。熱影響部についてはデータのばらつき(変動)が大きい。試験方法に誤りがないのであれば、金属組織の差異に由来するものとも考えられる。(ここでは「遷移温度(移行量)」という表現で統一しているが、日本原電の説明に出てくる「関連温度(移行量)」と同等の用語である。)
- b. 第4回試験は照射量が最大であるのにも拘わらず、母材、溶接金属、熱影響部のいずれにおいても上部棚エネルギーが第3回より高くなっており、照射によって靱性が大幅に回復しているかのような結果が示されている。

### 3.2.1 日本原電の説明に根拠はあるのか：他のBWR原発における監視試験結果(遷移温度移行量)との比較

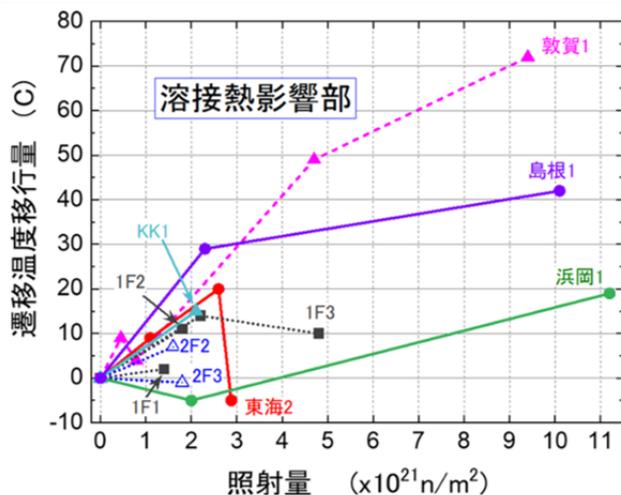
図表3-2について、日本原電は母材に関する試験結果に対して、「シャルピー衝撃試験結果より、関連温度の上昇傾向及び上部棚エネルギーの有意な減少は見られず、顕著な中性子照射脆化の傾向は認められない結果が得られている。」との判断を示した([3-1], P119)。図表3-2の解析結果を以て、このような判断ができるのだろうか？

図表3-3は、公表されている国内BWRの監視試験データ[3-2]とともに東海第二の解析から得られた最確値(図表3-1参照、赤色実線)も含めて照射による母材の遷移温度移行量の変化をプロットしたものである。一部の原子炉では照射初期から、あるいは途中で遷移温度移行量がマイナス側となる異常値を示しているが、全体の傾向としては、遷移温度移行量が

照射量と共に増大していることがわかる。ここで東海第二でも増加傾向が見られるが、 $2.64 \times 10^{21}/\text{m}^2$  から  $2.88 \times 10^{21}/\text{m}^2$  への僅かな照射量の増大で、急激に立ち上がっている遷移温度移行量の変化は、他の原子炉の監視試験に見られない振る舞いである。これは 3.1 章冒頭に述べた取り出し間隔と照射量の増分での不可解な点や、機械的な曲線当てはめによる解析上の問題 (3.3 章) に起因しているのかも知れない。



図表 3-3 国内 BWR の監視試験での照射量による遷移温度移行量の変化【母材】



図表 3-4 国内 BWR の監視試験での照射量による遷移温度移行量の変化【溶接熱影響部】

図表 3-4 は溶接熱影響部の照射量に対する遷移温度移行量の変化を示している。母材に比べて公表データがやや少ないものの、東海第二以外の炉では一部マイナス方向への僅かな変化も見られるが、全体的には照射量の増大と共に遷移温度移行量も増大する傾向が認められる。他方で東海第二は異様な変化を示しており、照射量  $2 \times 10^{21}/\text{m}^2$  台で遷移温度移行量が  $+20^\circ\text{C}$  から  $-5^\circ\text{C}$  へと激減している。

原子力規制委員会は、JEAC4201-2007 [2013 年追補版]への技術評価書で、BWR でのデータ解析に基づく遷移温度移行量の推定値にともなう標準誤差は  $6^\circ\text{C}$  程度と評価している ([3-3], P46)。この評価に基づけば、 $25^\circ\text{C}$  もの変化量は統計的に有意な振る舞いである、と結論づけられるべき結果である。

東海第二の監視試験結果で遷移温度移行量が異常な挙動を示したことに関して、日本原電は JEAC4201-2007 の解説<sup>註4</sup>を引用して、「不純物成分を抑えた圧力容器から切り出した監視試験片の中性子照射量が比較的小さい場合、照射前後のシャルピー衝撃試験の結果に有意な差が生じ得ず、照射後の遷移温度の移行量が負の値を示すことがあり得ることが知られていることに照らし、何ら特異なものではない」と主張している ([3-4], P12)。

注4 JEAC4201-2007 解説-SA-3430-1

「近年では、製鋼技術の進歩にともない、鋼材の銅、りん等の不純物成分が極めて低く抑えられるようになってきており、原子炉圧力容器の中性子照射脆化に対する感受性は低くなってきている。このため、原子炉圧力容器から取り出した監視試験片が受けた中性子照射量が比較的小さい場合には、顕著な脆化傾向が現れず、照射前後の衝撃試験の結果に有意な差が生じ得ないことがある。このような場合には、遷移領域におけるデータの変動により、照射後の遷移温度の移行量が負の値を示すこともあり得る」

この記述は、重要な部分が曖昧な表現となっている。「不純物成分を抑えた圧力容器」、「中性子照射量が比較的小さい場合」、「衝撃試験の結果に有意な差」などがそれである。

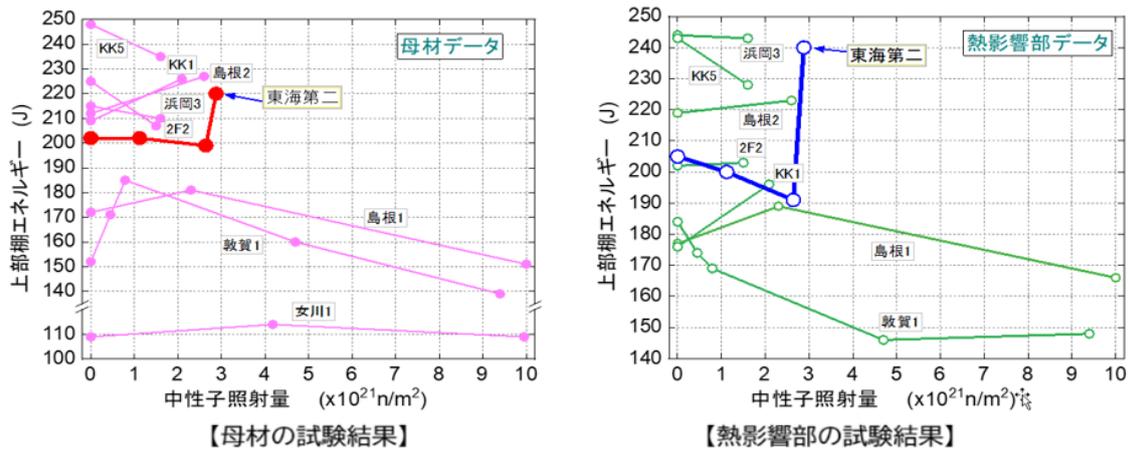
東海第二の圧力容器材がどういう仕様で不純物成分を抑えた鋼材で、特別に耐照射脆化性が優れたものであることを定量的に説明できるのだろうか？ 銅やリンなどの有害性が国際的な共通認識となったのは、1970年代前半であり[3-5]、東海第二の建設時期を考えると、不純物制限などの発注仕様や鋼材メーカの製造能力の実態は不明である。また、銅やリンの含有量が低いとしても、これら以外の不純物あるいは合金元素の中性子照射脆化に及ぼす影響は、今なお研究途上にある。これらの実情を考慮すると、東海第二の鋼材が特別に耐照射脆化性に優れたものなのかどうかを、歴史的背景も含めて明らかにするのは困難と考えられる。

つぎに「比較的小さい照射量」とはどの程度を指すのかについては、JEAC4201-2007の解説に全く示されていない。東海第二の第4回取り出し時の照射量 $2.88 \times 10^{21}/\text{m}^2$ が「比較的小さい」というのなら、図表3-3や図表3-4で、多くのBWRで照射量 $3 \times 10^{21}/\text{m}^2$ 程度までに示されている遷移温度移行量の変化も「有意な差」ではないと解釈するのだろうか？そもそも「有意」という表現には、必ず統計処理における指標の明示が存在しなければならず、そのような数値的議論もなしに、「試験結果の有意な差」を論じることは、科学的な根拠を持たない無意味な議論である。むしろ、「遷移温度移行量の推定値にともなう標準誤差は $6^\circ\text{C}$ 程度」とする規制庁の評価をもとにすれば、 $+20$ 度から $-5$ 度への移温度移行量の変化は有意な差と結論すべきであろう。

前回の質問書で述べた通り、熱影響部のシャルピー衝撃試験データはノッチ位置による変動が大きく、これが図3での異常な振る舞いの一因とも考えられる。いずれにせよ東海第二の熱影響部で見られる遷移温度の激減、すなわち照射によって靱性が著しく回復しているかのような、統計的にみても異常な変動を検知しておきながら、「顕著な中性子照射脆化の傾向は認められない結果が得られている」との判断を下すことは、難しい。

3.2.2 日本原電の説明に根拠はあるのか：他の BWR 炉における監視試験結果（上部棚エネルギー）との比較

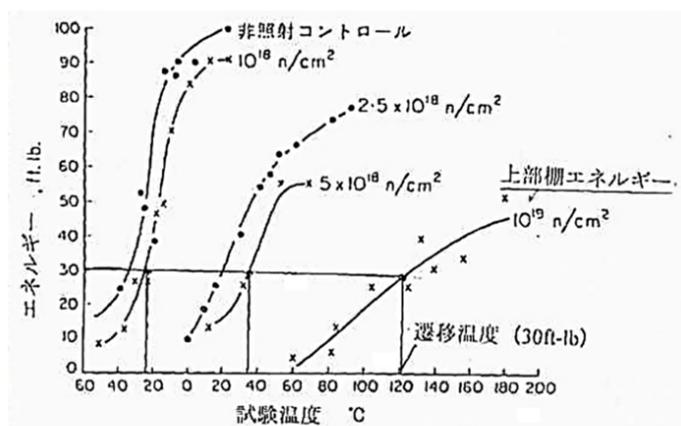
さらに上部棚エネルギー変化にも異常な試験結果が見られる。図表 3-5 では、図表 3-3、3-4 同様に、東海第二での照射量による母材と熱影響部の上部棚エネルギーの解析による最確値（図表 3-1 参照）の変化を、公表されている他の BWR での監視試験結果[3-2]と比較し



図表 3-5 国内 BWR の監視試験での照射量による上部棚エネルギーの変化

ている。上部棚エネルギーの公表値は、母材及び熱影響部のいずれにおいても原子炉間での差異が大きく、いくつかの原子炉では上部棚エネルギーが上昇しているなどの異常な振る舞いも認められる。

この点については、参考のため図表 3-6 に上部棚エネルギーの決定が困難な遷移曲線の測定例[3-6]を示した。これによれば、高温側の吸収エネルギーが十分飽和するまでの試験が行われていない可能性があり、遷移温度移行量のように上部棚エネルギーを確定できない場合があることを示唆している。とはいえ、そのような検査上の不確かさを差し引いても、全体的には高照射量になるほど、上部棚エネルギーは徐々に低下する傾向は、あきらかに認められる。東海第二の試験結果では最終回（第4回）取り出し試験での上部棚エネルギーのみが第3回に比べて、



図表 3-6 上部棚エネルギーの特定が困難な遷移曲線の測定例 [3-6]

母材で約 20J、熱影響部では約 50J も増大している。つまり図表 3-4 と同様に、中性子照射量が増大しているにも拘わらず靱性が大きく回復するかのような異常な挙動が示されているのである。

### 3.3 日本原電の監視試験の扱いに対する疑念

シャルピー試験結果を用いた遷移温度移行量や上部棚エネルギーの導出は、双曲線関数によるデータの当てはめが推奨されており[3-7]、日本原電の示した図表 3-2 の延性・脆性遷移曲線も、双曲線関数の最小二乗法による当てはめ解析の結果であると推定される。ところで、規制庁が述べているとおり、この関数は、「擬似関数として便宜的に使用しているだけ」([3-3], P45) であることから、解析時には、最小二乗値、あるいは標準偏差、推定値の標準誤差などの統計的指標を以てこの関数による当てはめの正当性が、考察されていなければならない。

より具体的な例として、各データ点が双曲線関数から大きく逸脱している熱影響部の第 4 回試験結果と、双曲線関数に沿った母材の第 4 回試験結果（図表 3-2）から得られた遷移温度、上部棚エネルギーでは、それぞれの推定値についての統計的信頼度は大きく異なるのであって、解析ごとの統計的手法にもとづく標準誤差を考慮した検討なくして、結論をつけるべきではない。

統計指標に全く触れていない曖昧な試験結果の解析であるにも関わらず、「最も照射を受けた 4 回目の監視試験結果より、母材の方が熱影響部よりも関連温度が高いことを確認しており、全体の脆化傾向として母材で代表できるものとする。」([1-2], P130) との言説は、統計的な指標もなしに信頼度の不明な推定値だけで下したものであり、極めて危険な判断である可能性がある。この点は、Q3-3 に関連する懸念として、強く指摘しておきたい。

実際、第 1 回から 3 回までの関連温度の推移は、常に熱影響部が高いのであって、母材の関連温度が高くなるのは、第 4 回の熱影響部の試験結果にのみ現れた異常な遷移温度移行量の減少によるものである。さらに、熱影響部のほうが、母材よりも関連温度が高い場合があることは、文献[3-8]、[3-9]においても指摘されている事柄であり、統計的な考慮もなしに、軽々と「母材で代表できる」などという判断を下すべき事柄ではない。

最後に、当てはめから得られた遷移温度移行量と上部棚エネルギーの推定値のみを使った、他の BWR 炉との結果比較(3.2 章)においても、東海第二の監視試験結果はバラツキが想定（例えば遷移温度における 6°C 程度の測定誤差）以上に大きく、統計的に正当な判断ができない可能性が高い、あるいは何らかの失敗やミスを含む試験の可能性、が示唆される。

以上に指摘した日本原電の監視試験についての説明の問題点は、再稼働の安全性を技術的観点から正しく判断する上で看過できない論点を含んでおり、下記にまとめた再質問項目及び追加質問に対して、理論的かつ論理的な回答を日本原電にぜひとも求めていただきたい。

Q4-1: 東海第二の監視試験結果のまとめ(図表 3-1)において、試験片取り出し間隔の暦年数、定格出力運転年数及び照射量増分の関係に不可解な点があるので、正しく理解できる説明を日本原電に求めていただきたい。

Q4-2: 東海第二原発の圧力容器材の不純物等の照射脆化に有害な元素が「極めて低く抑えられて」いることを、他の国内 BWR 原発における圧力容器材の仕様や化学組成との比較で示すよう日本原電に要求されたい。

Q4-3: 日本原電が示した東海第二の各回の監視試験結果に対する遷移曲線当てはめ解析時に得られた最小二乗値および遷移温度移行量と上部棚エネルギー推定値の標準誤差などの統計的指標の開示を原電に求めていただきたい。

Q4-4: 日本原電は東海第二での監視試験結果について、「関連温度の上昇傾向や吸収エネルギーの有意な減少は見られない」としている。有意か否かの判断基準については、上記測定データの統計的な取り扱いに従った説明が議論の根拠となる。そこで特に母材及び熱影響部における第 4 回試験で得られた遷移温度移行量の変化、並びに上部棚エネルギーの第 4 回試験での変化を、上記のように解釈している点について、統計指標を交えた定量的な説明を日本原電に求めていただきたい。

Q4-5: 原子力規制庁の見解によれば、従来の監視試験結果における、双曲線関数当てはめにより得られた遷移温度移行量の標準誤差は $6^{\circ}\text{C}$ 程度としている。上記東海第二における第 4 回試験で得られた溶接熱影響部の遷移温度移行量では、 $25^{\circ}\text{C}$ もの有意と考えられる減少を示している。想定される原因について日本原電の見解を質されたい。

Q4-6: 日本原電は JEAC4201-2007 の解説を引用して、東海第二の第 4 回までの監視試験結果を「中性子照射量が比較的小さい場合」としている。比較的小さい照射量と見做す根拠を合理的に説明するよう日本原電に要求されたい。

Q4-7: Q3-1、Q3-2、Q3-3 とも連動した質問ではあるが、JEAC4201-2007 によれば、原子炉の稼働時には、母材、溶接金属部、溶接熱影響部のそれぞれにおいて、試験片を用いた中性子脆化の監視試験を行わなければならないとされている。ところで、稼働開始時に組み込まれた監視試験片が全て消費されている状況で、再稼働時の圧力容器の健全性を事業者である日本原電はどのように担保するのか？安全な運転に全責任を有す

る日本原電なのであるから、科学・技術的根拠を持った明快な見通しの開示を要求されたい。

#### 参考資料

- [3-1] 日本原子力発電（株）：茨城県原子力安全委員会 東海第二発電所安全性検討ワーキングチーム第17回資料2（2/3），2020年10月21日，  
[https://www.pref.ibaraki.jp/seikatsukankyo/gentai/anzen/nuclear/anzen/documents/201021\\_17wt\\_siryu2-2.pdf](https://www.pref.ibaraki.jp/seikatsukankyo/gentai/anzen/nuclear/anzen/documents/201021_17wt_siryu2-2.pdf)
- [3-2] 上澤千尋：「原子炉圧力容器鋼材の監視試験結果（沸騰水型炉）」，原子力資料情報室資料，2017年7月
- [3-3] 原子力規制庁：「日本電気協会『原子炉構造材の監視試験方法（JEAC4201-2007）[2013年追補版]』に関する技術評価書」，平成27年10月
- [3-4] 東海第二原発差止訴訟、被告側準備書面(9)、平成30年1月25日
- [3-5] 古平恒夫：「軽水炉圧力容器に関する最近の話題（2）」、原子力工業、30巻4号、81-87、(1984)
- [3-6] 正脇謙次：「原発の長期運転に伴う材料脆化の危険性」，第75回原子力安全問題ゼミ(1999)
- [3-7] 日本電気協会、原子力企画委員会、「原子炉構造材の監視試験方法（JEAC4201-2007）2013年追補版）」、(解説-SA-3120-2) 平均の遷移曲線
- [3-8] 鈴木哲也、木村晃彦、「軽水炉圧力容器鋼溶接部の照射脆化挙動評価技術」、日本原子力学会誌、Vol. 41, No. 11(1999)
- [3-9] 飛田徹、富施正治、大津拓与、勝山仁哉、鬼沢邦雄、「原子炉圧力容器鋼溶接熱影響部の監視試験片省略に関する検討」、日本原子力学会 年会・大会予稿集 2011年秋の大会、L16