2022年6月21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*1, 宮武宇也*2, 花島進*3, 多田健二*4

中性子照射脆化に係る情報の公開について(質問書)

はじめに

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(以下, WT)におかれましては,第16回WT以降,委員からの指摘ならびに県民からの意見 について、日本原電から説明を受け,WTでの検証を始めておられます.その中で 「監視試験の代表性及び保守性」(項目No.174)ならびに「5回目の監視試験を行う場 合の対応方針」(同No.175)については第17回(2020年10月21日)で説明および委員 からの指摘事項があり,日本原電に「今後追加説明を行うこと」と要請されていまし たが、1年半以上を経過するも日本原電からの説明がなされておりません.

本来の運転期間 40 年に加えて, 運転を 20 年延長するには重々に慎重を期さなけれ ばならず,そのためには県WTの委員だけにその検討を負わせるのでなく,地域にい る多くの研究者・技術者,市民も広く協力して安全性が検証することが必要で,その ためにも基本的情報が公開されることが必須であります.

福島第一原発事故を重い教訓とする見地から,原子炉メーカ,研究機関で長く原発 関連分野の研究・開発,設計、保全に携わった私たちは,県民の皆さんと東海第二原 発再稼働に関して,真実の情報を共有する責務があると考えています。

WTの資料を拝見したところ,現状では日本原電から基本的なデータや見解が十分 には開示されておらず,専門委員各位のみならず,私たち周辺にいる技術者・研究者 にとっても検証することが困難な状況となっております. つきましては,下記の基本 的な諸事項について貴WTでのご確認を経て,日本原電に対して情報、見解を公開す るよう求めて頂くことをお願いする次第です.

それらの情報や見解を検討した上で,改めて原子炉圧力容器の中性子照射脆化に絞り,意見を申し述べることを予定しております.

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

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

(1) 監視試験の方法と試験片を採取する供試材の代表性

原子炉圧力容器の炉心燃料部を取り囲む範囲は,中性子照射が最も強い部位で, 「炉心領域」と呼ばれている.中性子照射による圧力容器材の脆化(照射脆化)は 原発の安全性に関わる最重要な経年劣化の一つであるが,現状その進行度を非破壊 で検出,測定する技術は無い.そこで照射脆化を監視するための試験片を炉心領域 の軸方向中央に装荷して,圧力容器の内表面に近い位置で照射を受けさせ,計画的 に取り出して以下のような方法で試験をすることにより脆化度を監視している.

この監視試験片を採取する供試材は、炉心領域で使用している全鋼材の脆化を安 全側で代表することが基本である.しかるに、これに関連する規定は、原子力規制 委員会が承認している、日本電気協会技術規程 JEAC4201-2007の解説表 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^{単1}から製造された母材. 突 合せ溶接^{単2}がある場合には縦継手のうち1継手.」を供試材とする旨の記述のみで ある.ここではこの規定が真に安全側の監視条件となるものかどうかを検討する.

図1は東海第二原発 の圧力容器の炉心領域 に用いられている素材 鋼板の使い別けを示す [1]-[3].1 枚の鋼板の 大部分は曲げ加工,溶 接,熱処理を経て炉心 領域の一部に用いる.

同じ素材鋼板の残部 からは監視試験片用素 材を切り出し, 圧力容 器と同様な工程を再現



して、溶接部を含む供試材とする.

注1:鋼材製造時,原料を溶解・精練後,鋼塊にする1回分を1溶解,1チャージなどと呼ぶ.

注2:鋼板や鋼管などの端を溶接し易く成型し、それらを同一平面上で突き合わせて繋げる溶接方法.

この供試材の図1中に示した各 位置から,引張り試験片及び脆化 監視の主体となるシャルピー衝撃 試験片が採取される.図2はVノ ッチシャルピー衝撃試験の概略 と,上記供試材からのシャルピー 衝撃試験片の採取要領を示す[4]. 試験片の長手中央にはV字型のノ ッチ(切欠き)が設けられ,高温 から低温までの多様な試験温度に 保持後,ノッチの背面からハンマ



図2 シャルピー衝撃試験の要点と供試材からの採取要領

ーによる衝撃力を加え,破断または変形に要したエネルギー(吸収エネルギー) を計測して脆化度の評価に用いる.試験片は母材,溶接金属及び溶接熱影響部そ れぞれの評価用として図中に示した要領で,圧力容器の素材鋼板の残部から採取 される.この際,重要なのはノッチ中心位置で,それぞれ評価目的とする部位, 方向に設けられる.

東海第二原発の圧力容器の炉心領域には、6枚の鋼板が溶接で接合されて使われ ており,全てチャージが異なる溶解材とされている[5].日本原電は1溶解の母材の みを試験用供試材としているが、このことは前記のJEAC4201-2007に従っており、 技術規程の文言に限れば問題が無いことになる.

しかし、ドイツのグンドレミンゲン原発で廃炉解体した圧力容器材を使った監視 試験の検証結果に照らせば、上記規定には重大な問題点のあることが分かる[6]. 同原発の廃炉解体材を使った国際共同研究に関する、最近の報文[7]及び総括的報 文[8]によれば、解体された圧力容器から採取した試験片を用いた試験では、その 採取方向や採取部位、溶解チャージによっては、既に実施された監視試験結果 (同じ素材鋼板から作成された試験片による)より脆化度が大きい場合のあるこ とが指摘されている. この炉の圧力容器鋼は銅やリン、硫黄の含有量が比較的高 く、脆化度の差異が大きく表れた可能性はある. そうであっても、均質と考えて いる鋼材において、それら元素の偏在、偏析などが関連すると考えられる照射脆 化挙動の差異があるという事実が示されたことは極めて重要である.

また、国内原発においても美浜1号機 (PWR) では、3 チャージの鋼材それぞれ

3

の脆化挙動が大きく異なっ ていることが報告されてい る[9].図3はシャルピ 一衝撃試験による脆性遷移 曲線と遷移温度の求め方の 模式図と,美浜1号機の圧 力容器の炉心領域に用いら れている,母材3チャージ の脆性遷移温度の中性子照



射量による変化を示す[10].溶接金属及び熱影響部についても併せて示されている.不純物成分として,銅の含有量が母材B3702-1で0.11%,B3702-2で0.16%,B3702-3で0.14%とばらついていることが報告されており,それが照射量による遷移温度の変化傾向の違いに明確に表れている.つまり母材のチャージが異なれば,素材間の不均質性が照射脆化傾向の差異となるので,チャージごとに監視する必要があることを明確に示している.

銅やリンなど以外で、研究途上にあってその影響が未確定の不純物や合金元素 も考慮すれば、溶解チャージの異なりや採取場所の違いによって、試験結果の違 いが生じ得ることをよく認識しておかねばならない.すなわち「1溶解の母材」の みを用いた監視試験は非安全側の評価となり得ることは明らかである.

従って、日本原電が真に原発の安全性を重視するなら、技術規程の文言「少な くとも1溶解」という最も緩い条件で十分とせず、6溶解の鋼材を始め炉心領域の 全使用材の母材及び溶接部を監視試験に供する必要があった.とは言え過去に戻 ることはできないので、次善の策として炉心領域の全使用材の保管材を用いた溶 接部供試材を製作し、一定の中性子照射を付与して脆化度、ミクロ金属組織など に明らかな差違が無いことを確認すべきである.すなわち、そもそも技術規程自 体に重大な不備があり、同一規格、同一仕様で調達した素材であっても、照射脆 化挙動に大きい違いが生じ得るので、現物調査を重視することが原則である.

(2) 監視試験片の形状的、金属組織的代表性

図 2 に示した通り V ノッチシャルピー衝撃試験片は突合せ溶接した鋼板から採 取される.母材及び熱影響部の試験片はそれぞれ圧力容器内表面から板厚の1/4の 位置から採取することとされているが, 溶接金属については内表面及び溶接ルート部**からそれぞれ 13mm 以上内部から採取することのみ規定されている.

図4は、東海第二原発の圧力容器を炉内側から見た展開図である[11]. 青で示 した炉心領域には、圧力容器製作時の縦溶接線と周方向溶接線があり、それらが



図4 東海第二原発の炉内構造と圧力容器の内面展開図

T字型で交わる部分や各種パッド(台座)の溶接部があり, さらに低圧注水ノズ ルなどノズル類の取り付け溶接の一部も含まれている. また図には示されていな いが圧力容器胴部は溶接で成形後, 内面全体に厚さ 5~10 mm程度のステンレス鋼 の耐食肉盛り溶接(クラッド)が施されている. これも含めて, 図4に示された 各部位は溶接による温度履歴がそれぞれに異なっており, 単純に突合せ溶接した 鋼板の供試材で代表させることには疑問がある.

形状,材質面で明らかに異なり,監視試験用供試材で代表されないのは低圧注 水ノズルである.ノズルは材質が鍛造材であること,厚さ変化等による溶接時の 加熱・冷却挙動が異なること,円周溶接による拘束条件(熱膨張・収縮の自由度) など,金属組織への影響因子が鋼板の突合せ溶接とは大きく異なる.

一方,安全上最も懸念されるのは縦方向,周方向に走る胴部の長い溶接線の健 全性である.前記の通りJEAC4201-2007では「縦継手のうち1継手」を監視の供試 材にするとされている.しかし,縦,周方向に拘わらず,これらの長い溶接部(後 述するが特に溶接熱影響部)から脆性亀裂が生じ,一気に進展すれば,大口径配 管のギロチン破断どころでない大量の炉水喪失となることが否定できない.縦溶 接線は規定により監視されているが,全周に及ぶ溶接線は監視されてい

注3:溶接の初層部で、対向する開先部(溶接し易く接合端を成形加工)が最も狭まった部分

ない. そこで注意が必要と考えられるのが,縦・周溶接線のT字型交差部である. ここは縦溶接+溶接後熱処理(PWHT: Post weld heat treatment)+周溶接+PWHT+ クラッド溶接+PWHT という複雑な温度履歴を経ている. こういう熱履歴を経た溶 接金属及び熱影響部は当然,単純な突合せ溶接の監視試験用供試材では代表され ない。この部分の金属組織等を詳細に調査した例は見られず、脆化監視が必要と 考えられる. T字型交差部はもちろん連続してはいないが,もしこういう部位で 脆化が大きくなると,脆性亀裂の発生起点となり得るというリスクを考慮せねば ならない. 同様に多様な温度履歴を経るパッドの取付け溶接部に近い縦,周溶接 線も亀裂の発端となることが否定できないが,これらの部位も規定の監視試験用 供試材では代表されない.

- 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.
- 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.
- 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

溶接熱影響部の監視試験データのばらつきが大きいことは広く認識されている. ここではその「ばらつき」の原因を検討する.

(1) 溶接熱影響部のシャルピー衝撃試験片の V ノッチ位置の規定が曖昧

図5はJEAC4201-2007の解説図-SA-2220-3で,溶接熱影響部のシャルピー衝撃試 験片におけるノッチ先端(中心線)の位置を規定しており,図2におけるHAZ部が 拡大表示されている.JEAC4201-2007ではその根拠を示さず,溶接金属と熱影響部 の境界である溶接境界(ボンド)から1ミリメートルの位置を「標準の採取位置」 としている.そして実質的にはボンド部から熱影響部の母材側端部までの範囲にノ ッチ中心を設けるなら「熱影響部の衝撃試験片として認められる」としている(図 中赤下線部). つま り熱影響部の範囲な らどこにノッチ中心 を設けてもよいとす るもので,次節で述 べる溶接部の金属組 織についてある程度 の知識を持っている なら,信じられない ほどに不適切かつ非安全な規定なのである.



図5 溶接熱影響部監視試験片のノッチ中心位置の規定

(2) 溶接熱影響部のミクロ金属組織の変化

先ず基本的に, 金属組織が明確に 異なっていれば, それらの照射脆化 挙動も異なっていると考えるのが妥 当である. したがって複雑に組織が 変化する熱影響部の内ならどこにノ ッチ中心を設けてもよいとするのは あまりにも非科学的である.

図6は炭素鋼の溶接熱影響部(HAZ: Heat affected zone)の金属組織を模式



徹を模式

的に示す[12] ^(以下の用語等注4). A 位置は溶接熱で 1500℃以上の融点近くまで加熱されることで結晶粒が成長して粗大化した粗粒域, B 位置は再結晶で微細粒が多数発生



するが,粗大化する温度にまで達しない微細粒域,C位置は約700℃のオーステナイ ト化変態点より高温側まで加熱され,冷却時に生成したベイナイトと島状の硬質組 織との2相組織域,D位置は約600℃以上で約700℃の変態点以下の焼き戻し温度域 での加熱で炭化物などの生成はあるが母材に近い焼き戻し粗粒域など,熱影響部は 3~4領域程度に分類される異なったミクロ組織より成る.炭素鋼よりMn,Mo,Niが 少量添加された圧力容器用低合金鋼ではさらに複雑な組織構造となっていることも 考えられる.

実際,圧力容器鋼の溶接熱影響部の中には,照射脆化挙動に部位による明確な差 異があり,母材よりも脆化度が高い部位もあり得ることを,実験結果によって指摘 する研究が公表されている[13],[14].このような事実に基づけば,熱影響部の監 視試験データのばらつきは統計的な測定誤差に由来する差異以上に,ノッチ中心を どの組織部位に設けるかによって生じた差異であると理解される.従って安全側評 価をするなら脆化が最も大きいことを示すデータを重視して行うべきと考えられる. ノッチ中心位置を特定のミクロ組織を選んで設けるのが困難であれば,熱影響部に ついては試験片数を増し,最大脆化度を推計するのがより安全側の評価と言える.

- 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.
- Q2-2: 溶接熱影響部内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.

3. 溶接金属と溶接熱影響部の監視について

東海第二原発では初装荷の監視試験片4セットをすでに使い切っている.そこで日本原電は延長運転のために試験済みの監視試験片の再生を準備している.先ず試験済み試験片の残材(シャルピー衝撃試験によってVノッチから破断したもの)を原子炉に戻し,一定期間原発を運転する.その後それらを取り出してホットラボ(放射性物質取扱い施設)のホットセル(遮蔽壁で囲んだ作業スペース)へ移して監視試験片の

再生加工を行い,試験に供するとしている.具体的には,第3回試験(1998年1月)後の破断片,および第4回試験(2014年2月)後の破断片を再装荷して,再稼働後に それぞれ第5回,第6回の監視試験に用いるとしている[15].

この試験片再生技術は、多くの軽水炉発電所が延長運転に入るとすれば必要となる 技術なので、その開発と検証は JNES での国プロジェクトとして実施された.

図7は上記国プロジェクトの成果の主要部 分である V ノッチシャルピー衝撃試験片再生 の概要を示す[16]. ここで最も重要な点は試 験後の破断片から, 試験時のひずみの残留が 無く, タブ材接合時の熱影響が及ばない, 十 分なサイズのインサート材 (ノッチをつけて 試験する部分)を採取できるかどうかであ る. 図7は母材部の試験片の再生手順を示し



ており,母材では十分なサイズのインサート **図7** シャルピー衝撃試験片の再生 [16] 材が採取できることが分かる.しかし幅が狭い溶接金属と熱影響部については,イン サート材の採取可能性がこのプロジェクトを含めて検討されておらず,十分な実験も 検討も行われていない.

先ず,溶接金属はある程度幅があるので試験片再生が可能かも知れない.しかし板 厚方向の位置によっては溶接金属の幅が狭くなり,この場合はインサート材採取がか なり困難と思われる.また,狭開先溶接等が採用されている近年の原子炉圧力容器で は,溶接金属幅が約 10mm 程度とさらに狭いのでインサートの採取がほぼ不可能に近 いと考えられる.

次に溶接熱影響部については, 元々その幅が 4~5 ミリメートル程度と狭く, 一旦 試験するとその残材にはインサートとして使える部分が残らない. つまり溶接熱影響

部の試験片については再生が不可 能としか考えられない. この問題 点への対応として、電力会社と原 発メーカは共同研究を実施してい る[4].それは図2に示した溶接金 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,



図8 板厚方向の異なる部位からの熱影響部試験片採取要領 [4]

電子ビーム溶接でタブを接合して試験片に加工するという考えである. しかし, 図2 に示した通り, 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 位置から採取するという規定から外 れる. そこでこの共同研究では, 図8 のように採取深さが異なる熱影響部試験片を製 作し, シャルピー試験, ミクロ組織観察及び硬さ分布測定を実施している. 結論とし て板厚方向の位置が変わっても実験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と推測される。しかしこれは未 照射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. 先に述べたグンドレ ミンゲン廃炉解体材の調査では, 図9 に一例を示す通り, 炉内クラッド側から外表面 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[8].

東海第二では板厚がグ ンドレミンゲン(124 mm) より厚い(約 160 mm)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.

40 年超の長期運転では母材だけでなく、金属組織と照射脆化特性の関連が明らかで ない溶接金属と溶接熱影響部の監視も欠かせない.しかし、日本原電はこれら部位で の試験片再生が可能かどうかには触れないまま、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、監視なしで延長運転をする考えを 示している[5].

この点について, 第 17 回WTで西山委員は「もし母材で代表できるということを 説明されるのであれば,東海第二だけのデータではなくて,他プラントの公開データ も参照しながら,母材で代表するというご説明が必要」と指摘している. さらに同委 員は本稿 2.(2)で示したと同様に「熱影響部というのは組織が複雑でばらつきが大き いので試験で見なければいけないところ」と指摘し,「(再稼働後の最初の)第5回の 監視試験で溶接熱影響部の試験をやるのですか、やらないのですか. この文章だけだ と、母材のみで試験しますよと読めてしまうのですが、実態はどういう予定なのでし ょうか」との質問に対して日本原電は「試験は可能でございます」とのみ答え、「や るのか、やらないのか」について明確に回答していない[17].

- 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.
- 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.
- 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.

4. 東海第二原発での不自然な監視試験結果について

4.1 不自然な監視試験結果

東海第二原発の過去4回の監視試験の結果は,表1のように報告されている[5].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.

表1には極めて奇 妙な点が多い.第2 回と第3回の取り出 表1 東海第二原発の圧力容器照射脆化の監視試験結果 [5]

回数	取出 時期	中性子照射量 (×10 ²¹ n/m ²) [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			in ta	81.52
			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	母材	金属	響部
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	u	-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

回と第3回の取り出 *1:窒根試験行位置の甲任子東から、設備利用半を20 %として原子が上方容器内表面に換算した場合の原射半数 *2:建設時に用Twoを計測していないため、JEAC4206 E-5000に基づき推定した母村、溶接金属及び熱影響部の関連温度初期値の 中での最高値を済用

し間隔は約 12 年であるが,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年となるが約14年とされている.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年なので, EFPYは10.4 年であるところが4.8年とされている. 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14 EFPYで 1.52×10^{21} n/m², 4.8 EFPYで0.24×10²¹n/m²と,各取り出し間隔でのEFPYが約1/3であ るのに対して照射量増分は1/6以下となっている. これら表中の数値がどのように算 出されたのか不可解なので,計算条件を詳細に示すべきである.

図 10 は照射脆化の一般的模式図と、表1の各数値が正しいものとした上で各試験結



果の元データとして、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[5]を示す.これらの結果は、

- 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おり、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相関が認められない.熱影響部については、その金属組織の差異に由来すると考えられるデータのばらつき(変動)が大きい. (なお、ここでは説明が煩雑なため「遷移温度」としているが、厳密には日本原電の表記「関連温度」が正しい.)
- b. 第4回試験は照射量が最大であるのに、上部棚エネルギーが第3回より高くなって おり、照射によって靭性が大幅に回復しているかのように示されている.
- など、不自然な側面が表われている.

図 11 は公表されている国内 BWR の監視試験データ[18]から, 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の初期から,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,ほと んどの場合,遷移温度移行量は照射量 と共に増大する傾向にある.東海第二 でも増加傾向が見られるが,2.64 × $10^{21}/m^2$ から2.88× $10^{21}/m^2$ への僅かな 照射量の増大で,遷移温度移行量が急 に立ち上がっており,これは上記の取 り出し間隔と照射量の増分での不可解 な点とも関連するが,いずれにせよ他 の BWR では見られない相違点である.

一方,図12は照射量に対する溶接 熱影響部の遷移温度移行量の変化を示 す.母材に比べて公表データがやや少 ないが,原子炉間の比較は十分でき る.東海第二以外の炉では一部マイナ ス方向への異常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明らかに認 められる.それらに対して東海第二は 異様な変化を示し,照射量 2×10²¹/m² 台で遷移温度移行量が+20℃から-



移行量の変化【溶接熱影響部】

5℃へと激減している。この変化量は統計論的に理解できる誤差にしては余りにも大き い. 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 の標準誤差は6℃程度としている[19]. 先にも述べた通り、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11 での異常の一因かもしれ ない. しかし、東海第二の熱影響部で見られるこうした遷移温度の激減、すなわち照 射によって靭性が著しく回復しているかのような、あり得ない異常変動を見ると、こ の原子炉では監視試験が本来の機能を果たしていないと言わざるを得ない. さらに, この異常と関連して上部棚エネルギー変化の異常も次の図13に表れている.

図 13 は、東海第二での照射量による母材及び熱影響部の上部棚エネルギーの変化を、 公表されている他の BWR での監視試験結果[18]と比較して示す.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い.





また,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異常部分 も認められる.この点では参考のため 図 14 に遷移曲線の例[20]を示すが, 高温側の吸収エネルギーが十分飽和 するまで採られていない場合がある と思われ,遷移温度のようには確定で きていないことも考えられる.それを



きていないことも考えられる.それを 図14 上部棚エネルギーの特定が困難な遷移曲線の実測例[20] 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低下する傾向が 認められる。それに対して、東海第二では最終回取り出し試験での上部棚エネルギー が第3回に比べて、母材で約20J、熱影響部では約50Jも増大している.つまり図12 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.

4.2 現状での日本原電の説明

以上の東海第二原発での監視試験結果について,日本原電は現状,母材に関する総括 的見解を示している.そこでは,「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」と結論付けているのである[5]. 先ず,「関連温度の上 昇傾向及び吸収エネルギーの有意な減少は見られず」であるが,日本原電はどの程度 以上の変化をもって「有意」と判断しているのだろうか? 例えば,図11における東 海第二(母材)の照射量 2.88×10²¹/m²での約 10℃の遷移温度移行量の変化や,他の BWR での10℃以上の変化も有意ではないとするのか? さらに図12(熱影響部)におけ る島根1号の照射量 2.3×10²¹/m²付近まででの約 40℃の遷移温度移行量の増大や,東 海第二の2.88×10²¹/m²での 25℃減少はどのように見ているのであろうか? 図13 で東 海第二の上部棚エネルギーが,母材,熱影響部のいずれにおいても急激で大きい変化 を示しているのも「有意でない」と見做すのか?表現は良くないが,敢えて言うなら 東海第二のこれらの結果は「有意な(または明らかな)失敗データ」と見る方が適切 と思われる.つまり,無視できないデータの混乱,不可解さがある,と見るのが自然 である.

次に日本原電の見解における「顕著な中性子照射脆化の傾向は認められない」であ るが、ここでもどの程度の遷移温度移行量なり上部棚エネルギーの変化になれば「顕 著な脆化」と認めるのかが示されていない. これら、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 の解説を 引用して^{注4}、「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[18].

しかしこの記述でも、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[21],東海

^{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」 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れば、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.

また「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 解説においても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× 10²¹/m²が「比較的小さい」というのなら,図 11 や図 12 で,照射量 3×10²¹/m²程度まで に多くの BWR で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? 試験結果の有意な差という旨の記載は,先にデータに基づいて論じた 通り,全く曖昧なものである.

以上で指摘した日本原電の説明に対する本質的な問題点については, 理論的かつ論 理的な回答を求める必要がある.

- Q4-1:東海第二の監視試験結果のまとめ表において, 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 から得られた遷移温度移行量及び上部棚エネルギーの標準偏差について原電 に対して確認を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に従った説明が科学・技術の議論におけ る判断根拠となる. 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,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℃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℃もの減少を示している.これが遷移温度移行量の標準誤差から理解でき る「ばらつき」でないのだとするなら、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.

参考資料

- [1] 日本原子力発電(株):水戸地方裁判所 東海第二原子力発電所運転差止等請求事件,日本原電準備書面「平成29年4月27日付原告ら準備書面(45)中性子照射脆化の求釈明事項について」.平成29年7月7日
- [2]原子力規制庁:第8回維持規格の技術評価に関する検討チーム、資料8-1-1、参
 考資料5-1,平成30年12月6日
- [3]富士彰夫:「原子炉圧力容器の製造における鋼板の加工,熱処理」,圧力技術,24(4), 173-180 (1986)
- [4]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)
- [5] 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/do cuments/201021_17wt_siryou2-2.pdf
- [6] 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)
- [7]K.Kussmaul, J.Föhl and T.Weissenberg: "Investigation of materials from a decommissioned reactor pressure vessel", 14th International

Symposium (Volume II), ASTM STP 1046, 80-104 (1990)

[8]Chaouadi: "Review of The Test Programs Performed on Trepan Materials Taken from Decommissioned Reactor Pressure Vessels", SCK·CEN, BLG - 1125 (2017)

[9] 関西電力:「美浜1号炉高経年化技術評価書(40年目)」、2010年

- [10] 井野博満:「原発の経年劣化-中性子照射脆化を中心に-(後編)」、金属、 Vol. 83, No. 4, 343-350 (2013) 図 19 (資料 [9] より重引)
- [11]日本原子力発電(株):「東海第二発電所 特別点検(原子炉圧力容器:炉心領域 の母材及び溶接部)」,資料 1-2,平成 30 年 6 月 5 日
- [12]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
- [13] 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)
- [14] 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
- [15]日本原子力発電(株):水戸地方裁判所 東海第二原子力発電所運転差止等請求事件, 日本原電準備書面(9) p12 平成 30 年 1 月 25 日
- [16] (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
- [17]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: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,令和2年10月21日
- [18]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
- [19] 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
- [20] 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)
- [21] 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)