

# 原子炉压力容器の中性子照射脆化

## —今まで分かったことの総括

(原発老朽化問題研究会、東京大学名誉教授) 井野博満

中性子照射脆化という本題に入る前に、製造法が悪く鋼材に不均質が生じると脆い箇所ができてしまうことを述べる。フランス発の強度(靱性、金属の粘り強さ)不足疑惑のことである<sup>(1)</sup>。フランス原子力安全局の調査で、日本鑄鍛鋼製の蒸気発生器水室で著しい炭素偏析(0.22%以下であるべきところ、0.39%)が明らかになった。

日本の鉄鋼メーカーは、世界の原発の压力容器のおよそ80%を作っているとされ、その技術力は高いと考えられてきたが、この事態はその信頼を大きく損うことになった。炭素偏析が生じた原因が、インゴット(溶けた鉄を鑄込んだ塊)の上部にできる偏析部分の切り取り量が不足で製品に入り込んだというのだから、歩留まりを優先した驚くべき工程管理の失態である。

原子力規制委員会は、このフランスでの事態を受けて日本の原発についても調査を指示したが、電力各社からの報告は製造時の炭素濃度分析値などを取り揃えただけで、新たな材料試験などはおこなっていないおさなりの報告だった。規制委員会は1か月にも満たない短期間で、問題なしという結論を出してしまった。材料試験を含め様々な検査を改めて時間をかけて実施することを求めたフランス安全局の態度と比べて、安全性への配慮が格段に欠けている。

### 未熟な製造技術が 鋼材の不均質さをもたらす恐れ

鋼の性質は、鋼中に含まれる炭素やさまざまな元素の存在によって大きく変化する。炭素が増えると硬くなり、引っ張り強さが増える反面、粘り強さを失い、割れやすくなる。リンや硫黄という不純物元素も靱性を低下させる。また、銅が多く含まれてい

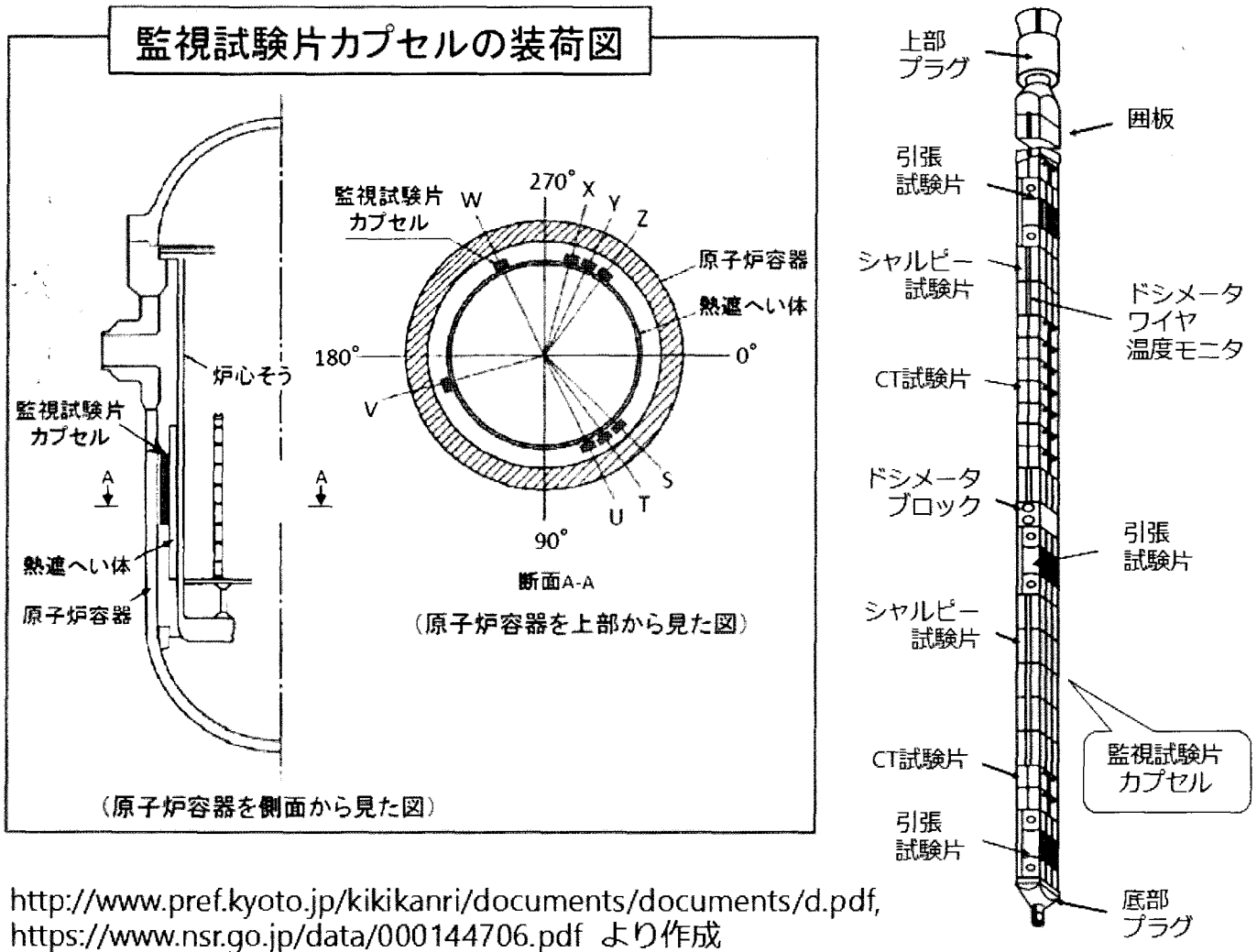
ると、中性子照射により靱性が著しく低下する(中性子照射脆化)。このように鋼の強さは含まれる元素や熱処理によってさまざまに変化する。

原子炉压力容器の円筒部は、150ミリメートル以上もある厚い鋼材で作られている。製造法は、圧延した鋼板を曲げて円筒形に張り合わせる方法と鍛造した中空のリングを接合させる方法とがある。時代とともに鋼板から鍛造へ移る傾向がみられる。このような厚さの筒を均質に作るには長年の技術の蓄積が必要であった。

初期の原発では、製造技術が未熟で鋼材の均質性が疑われる事例が知られている。GE社製造のBWR、独・グンドレミンゲン原発で明らかになった压力容器の異常脆化である。この原発は、1967年に運転を開始し1977年には廃炉になった古い原発であるが、压力容器鋼材を切り出して調べたところ、予想を超える脆化が進んでいたことが分かった。しかも、溶接した異なる鍛造リングから採取した試験片間で、脆化の進み具合が著しく異なっていたという奇妙な結果だった<sup>(2)</sup>。そうなると、はたして均質な鋼材だったのかという疑問が生じる。一方、材料試験炉でのデータ(通常原子炉で長期間かけて照射される中性子量を短時間で加速照射する)との違い(照射速度の影響)も明らかになった。国際的な多くの調査研究がおこなわれたが、原因を特定するに至らず、今となっては迷宮入りである<sup>(3)</sup>。

### 玄海1号機の異常照射脆化

压力容器鋼材の照射脆化の進み具合を炉内監視試験片は正しく示しているのかという疑問が玄海原発1号機で生じた。図1に、原子炉压力容器(PWR)内の監視試験カプセル装荷位置とカプセルの構成を示



<http://www.pref.kyoto.jp/kikikanri/documents/documents/d.pdf>,  
<https://www.nsr.go.jp/data/000144706.pdf> より作成

図1 原子炉圧力容器(PWR)の監視試験片カプセル装荷位置とカプセルの構成。カプセルには、1インチ(25ミリ)×1インチ角、長さ約1.5メートルのものと同1インチ×1.5インチ角、長さ約1メートルのもの2種類があり、図は後者である。1本のカプセルは、シャルピー試験片、CT試験片、引張り試験片のほか、中性子線量計(ドシメータ)などが装着されている。高浜1・2号機の例では、カプセル数が8体で、1カプセル当たりシャルピー試験片44体、CT試験片4体、引張り試験片4体となっている(関西電力、運転期間延長認可申請(高浜発電所1、2号炉)に関する事業者ヒアリング(52)資料7、2016年6月16日付)。

す。カプセルは、炉壁に沿うように数セット挿入されていて、各カプセルには、シャルピー試験片、引張り試験片、中性子線量計(ドシメータ)のほか、PWRでは、CT試験片(初期の原発ではWOL試験片)と呼ばれる破壊靱性試験片が設置されている。監視試験片は、圧力容器鋼材の一部を切り出して作られ、容器の内側に置かれているので、容器の脆化を“先取り”して知ることができるとされている。

玄海1号機では、1993年取り出しの第3回監視試験で56℃だった脆性遷移温度が、2009年取り出し

の第4回では予測計算からとび離れた98℃に急上昇した(図2参照)。この問題は、2011年11月から翌年8月まで開かれた原子力安全・保安院の高経年化意見聴取会の主要な議題となった。電気事業連合会(電事連)と電力中央研究所は、原因は脆化予測式の不備であるとしてデータに合うよう係数を手直しした予測式を提示した(4,5)。図2のBとB'曲線である。データ点4を通るように手直ししたが、今度はデータ点2と3とが外れてしまう。とても整合しているとは言えない結果だった。

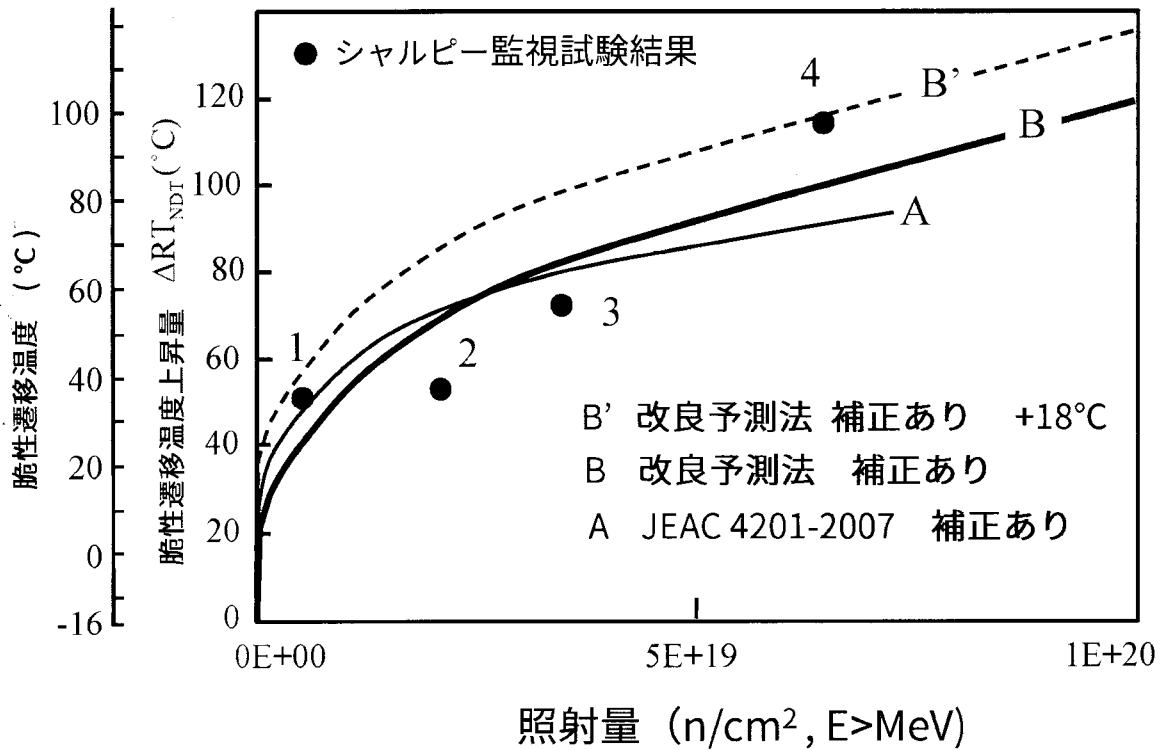


図2 玄海1号炉の脆性遷移温度の変化と修正された予測曲線(文献(4)の図51をもとに作成されたもの<sup>(5)</sup>)

### 玄海1号炉のシャルピー衝撃試験結果(母材)

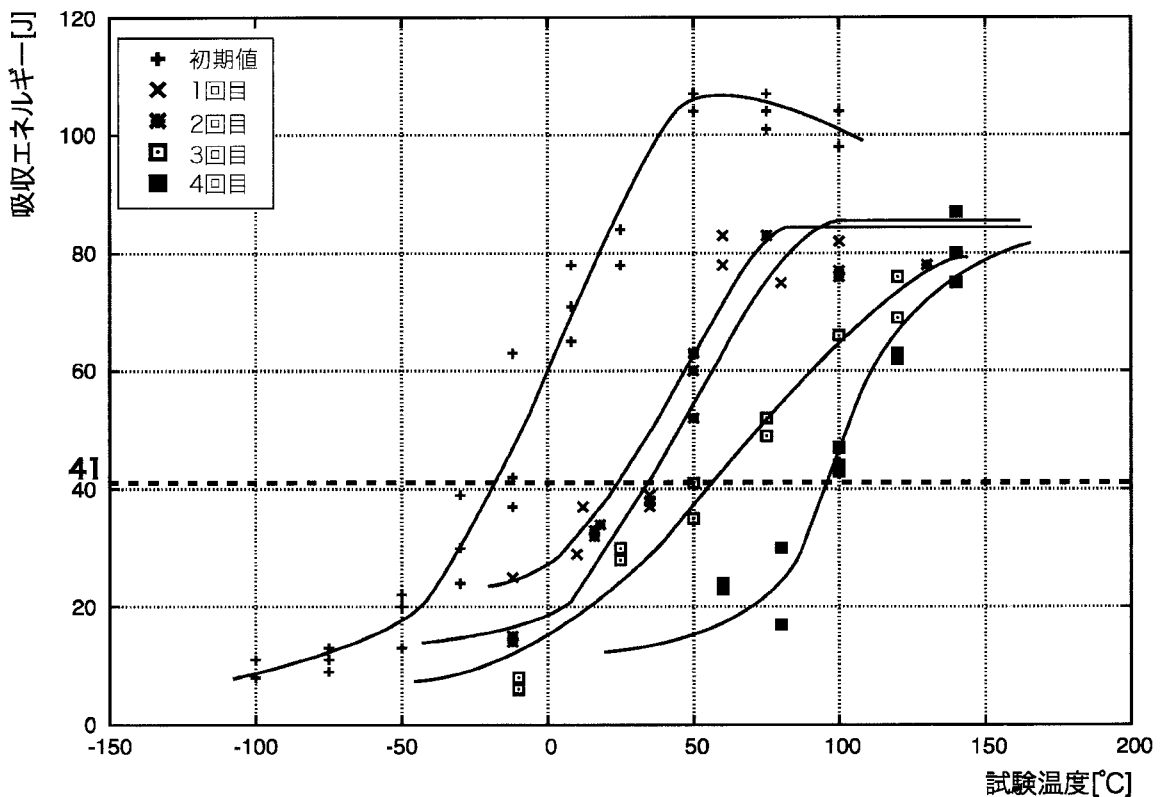


図3 玄海1号炉のシャルピー監視試験生データとあてはめ曲線群。縦軸41Jを切る点が脆性遷移温度と定義されている(文献(6)の図2を引用)。

筆者が高経年化意見聴取会の席上主張したことは、監視試験片が母材(圧力容器鋼材)の不均質性(例えば、銅含有量のバラツキ)を反映して偏りが生じた可能性である。しかし九州電力は、化学分析では組成の違いはないとして、不均質である可能性を認めなかった。どちらの主張が正しいかを含めて脆化の詳細は、廃炉が決まった玄海1号機の圧力容器の鋼材を切り出し、分析してみれば有用な知見が得られよう。原発の鋼材がどの程度均質なのか、照射がどう影響するのか、原子力規制委員会は、九州電力に試料提供を求め中立的な研究機関で検査をおこない、各原発における圧力容器鋼材の安全性確認に役立てるよう指示するべきではないか。

シャルピー試験の生データが地域住民の要求によって2011年7月に開示されたが、そのデータは、照射脆化のふるまいについてさらに疑問を深めるものだった。図3に示すように<sup>(6)</sup>、第3回監視試験のシャルピー試験データのみ、吸収エネルギーが温度に対しゆるやかに上昇している。吸収エネルギーは、脆性破壊では小さく、延性破壊では大きい。脆性遷移温度は、シャルピー試験での吸収エネルギーが41Jになるときの温度であるとして定義されているが、その温度で急に延性から脆性へと移り変わるというものではなく、もともとある程度の幅をもって変化する。しかし、この第3回監視試験のただら具合はほかのデータとは明らかに違っている。第3回試験片では、脆性破壊を示す場所(吸収エネルギーの小さい場所)と延性破壊を示す場所(吸収エネルギーが大きい場所)とが共存する遷移領域が広い温度範囲にわたっている。この事実は、脆化の度合いが試験片内で均等でないという可能性を示唆する。監視試験片が、圧力容器鋼材のふるまいを代表するという前提も怪しくなる。

## 脆化予測式の誤り

この高経年化意見聴取会で、筆者は、脆化予測式の前提となる反応速度式に初歩的な誤りがあることを指摘した。そのことは、原子力資料情報室が主宰

する原発老朽化問題研究会で小岩昌宏が提起して明らかになった。初歩的間違いとは、二つの銅原子が動き回る過程で出会う頻度は、動く速さ(拡散定数)に比例するとすべきところ、二乗に比例するとしてしまったことである。その結果、間違った予測式が導かれ、日本電気協会の規程JEAC4201-2007に記載された36ページにわたる数値表はすべて無意味になった。

原子力安全・保安院も、正しくない反応速度式をもとにした脆化予測式を使っていることを認めざるを得ず、この規程を今後再検討すべきことを日本電気協会に求めた。しかし、同協会は前述したように、係数を手直ししただけの予測式を【2013年追補版】として提出した。この追補版については、筆者だけでなく、原子力規制委員会に設置された検討チームの外部有識者からもさまざまな問題点が指摘された。それにもかかわらず、規制委員会は、予測でなく、データ間の相関を示す式としてなら使えるという理屈で、追加の監視試験をおこなうという条件をつけて、2016年10月、エンドース(是認)した。この誤った予測式が高浜1号機のような脆化が著しい原発の審査にも適用され、60年までの運転延長が承認されたのである。

しかし、この理論的根拠が失われている規程を使い続けるのは、いくらなんでもまずいと考えるのであろう、原子力規制庁は日本電気協会に「特定指導文書」なるものを発出し、2018年に予定されている次の改訂では規程を根本から見直すことを求めた。今の規程が通用しなくなることは確実になったと考える。関係者(関村直人東大教授、曾根田直樹電中研研究員など)は誤りを認め、誠意をもって対応していただきたい。

## 高浜1号機の照射脆化とその評価方法

PWRの圧力容器の健全性評価は2段階えになっている。脆性遷移温度の上昇予測および破壊靱性評価である。高浜1号機での審査はどのような結果になっているのか。