

— その1 照射脆化の概要と現状 —

電力中央研究所 曾根田 直樹、鹿島 光一 関西電力 坂口 昌平 九州電力 野崎 剛

福島第1原子力発電所の事故を機に、原子力発電所のシステムとしての安全性評価が進められる一方で、運転年数の長期化に伴う重要機器の経年劣化も関心の一つとなっている。特に、原子力発電所の中核ともいえる原子炉圧力容器については、中性子照射脆化という経年劣化が想定され、原子力発電所の安全性の観点から特に重要な課題として議論がなされている。そこで、本稿では、中性子照射脆化とはどのような事象なのか、原子炉の安全性とどのような関わりがあるのか、この事象は原子炉の運転でどのように考慮されているのか、技術的にどこまで現象が理解されているのかなど、3回にわたって解説する。

圧力容器鋼の強度と靱性

加圧水型軽水炉の原子炉圧力容器（以下、圧力容器）を図1に示す。圧力容器鋼には、低合金鋼と呼ばれる強度と靱性（材料の割れに対する抵抗力）に優れた鉄鋼材料が使われている。材料の強度を調べる試験方法として引張試験という方法が一般的に使われるが、圧力容器鋼の引張試験結果では、非常な低温（例えばマイナス100℃）から高温（例えば300℃）の広い温度範囲において、力と変形が比例関係を示す弾性変形に続いて、変形が元

に戻らない塑性変形が生じる。この塑性変形という特徴は重要であり、この性質により、万が一、材料に大きな力が加わり、構造物の変形が生じるようなことがあっても、鋼材は塑性変形することで力を吸収することができる。

一方、鋼材の靱性を調べる方法の1つがシャルピー衝撃試験と呼ばれる方法である（図2）。この方法では、鋼材から加工した試験片を振り子の先につけたハンマーにより打撃し、試験片が壊れるときに吸収されるエネルギーによって

鋼材の靱性（正確には破壊靱性）を計測する。引張試験との最大の違いは、引張試験片は表面が平滑な丸棒の試験片を用いるのに対し、シャルピー衝撃試験片では、角棒（10×10×55mm）の中央に深さ2mmのノッチと呼ばれる切欠き（溝）が設けられている点である。試験時に試験片のノッチの裏側の面を打撃することにより、ノッチ先端に非常に大きな力の集中が生じ、これにより試験片が割れやすくなる。

シャルピー衝撃試験により得られる鋼材の変形（破壊）特性は引張

図1 加圧水型原子炉の圧力容器

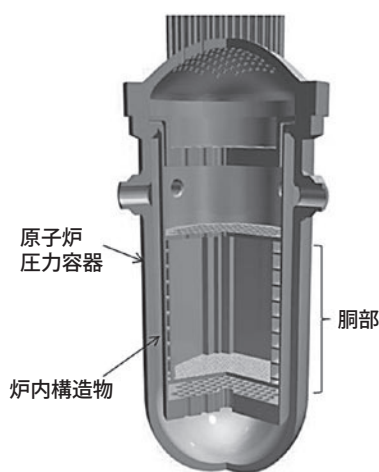
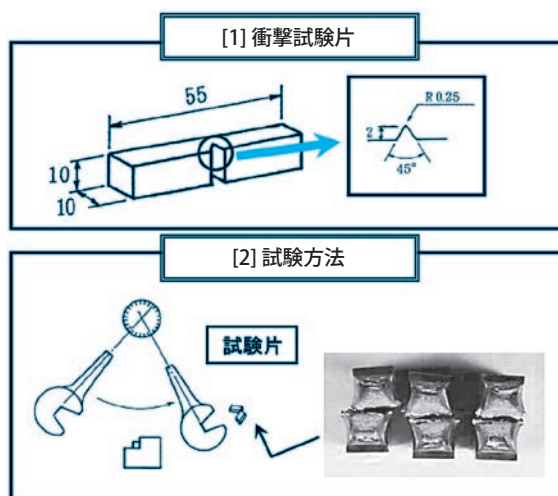
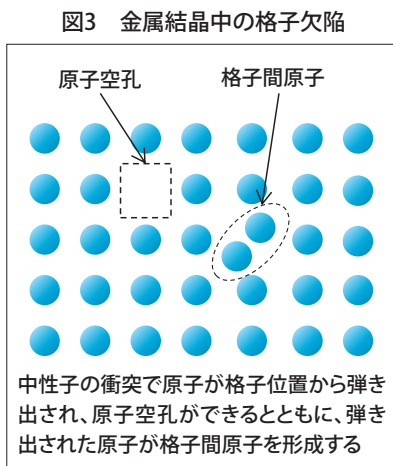


図2 シャルピー衝撃試験



試験とは異なり、試験温度に大きく依存する。高温では試験片が割れる際に大きな塑性変形が生じ、破壊に要するエネルギーが大きくなるのに対し、低温では破壊時の変形が非常に小さく、破壊に要するエネルギーは比較的小さい。高温での破壊の様式を「延性破壊」、低温での破壊の様式を「脆性破壊」と呼び、延性から脆性に破壊様式が変化する温度域を「延性脆性遷移温度 (Ductile - Brittle Transition Temperature, DBTT)」と呼んでいる。運転開始前の延性脆性遷移温度は鋼材によって異なるが、一般に0℃以下であり、最新の压力容器鋼材ではマイナス数十℃程度と非常に低い値となる。

压力容器では、運転開始前の検査や運転期間中の検査により、ノッチや割れが存在していないことを確認している。その場合、压力容器鋼は高い強度と延性を有し、容器が外荷重により損傷する恐れはない。しかしながら、高い安全性が要求される压力容器では、最も厳しい状況に対応できるように、シャルピー衝撃試験の結果により、鋼材の性質が把握されている。



照射脆化とは

軽水炉の運転中は、核燃料の分裂によって中性子が発生し、燃料を取り囲む压力容器の胴部と呼ばれる領域(図1)は、継続的に中性子による照射に曝される。鋼材に入射した中性子は、鋼材を構成する原子に衝突し、原子の配列を一時的に乱す。配列の乱れは極めて短時間(10のマイナス12乗秒)のうちにほぼもとの配列に戻るが、一部もとに戻らずに原子配列が乱れたままとなる(格子欠陥、図3)。この格子欠陥が鋼材中を動き回ることによって、運転前にはもともと存在しなかった微細な金属組織の変化が生じる。

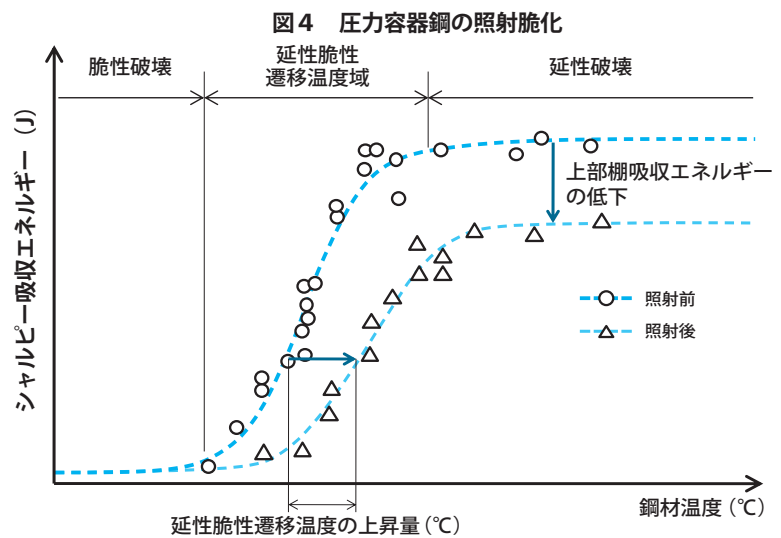
鋼材中の微細組織の変化は、鋼材の強度特性の変化を引き起こす。すなわち、引張特性では材料が硬くなり、弾性変形から塑性変形に変化するときに必要な荷重が高くなる。一方、シャルピー衝撃試験の特性では、延性脆性遷移温度が高温側にシフトし、さらに高温での延性破壊に必要なエネルギー(上部柵吸収エネルギー)の低下も生じる。この様子を図4に示す。

シャルピー衝撃特性に見られる延性脆性遷移温度の上昇と上部柵吸収エネルギーの低下のことを総称して「中性子照射脆化」(以下、照射脆化)と呼ぶが、延性脆性遷移温度の上昇と同義に使われることも多い。

延性脆性遷移温度の上昇量(以下、脆化量)は、鋼材に入射した中性子の量とともに増大する。加圧水型軽水炉では沸騰水型軽水炉に比較して压力容器鋼が受ける中性子照射の量が多いため、特に運転年数を経た軽水炉において、照射脆化を考慮に入れた压力容器の安全性の確認が重要となってくる。

照射脆化と压力容器の健全性

上述したように、压力容器は使用前の検査とともに運転期間中の検査を行い、安全上問題となるような欠陥がないことを確認している。しかしながら、より安全を期すために、压力容器に割れが存在することを「想定」し、シャルピー衝撃試験で得られるような鋼材の靱性の温度依存性と、照射脆化による延性脆性遷



移温度の上昇を考慮に入れて、圧力容器の安全性（構造健全性）を評価している。

構造健全性の評価では、圧力容器に荷重が発生する事象として以下の3つの事象を考慮する必要がある。

- ①加圧水型軽水炉の加圧熱衝撃事象（Pressurized Thermal Shock, PTS）
- ②起動・停止時の加熱・冷却事象
- ③定期検査時の耐圧・漏えい試験

このうち、PTS事象は想定される事故事象であり、3つの事象のなかで最も大きな荷重が発生する事象である。配管の破断などが生じると緊急炉心冷却系（ECCS）が作動し、炉心に大量の冷却水が注入される。このとき、圧力容器内面が冷却水により急冷されるため、圧力容器の厚さ方向（200mm前後）に温度勾配が生じ、熱膨張の差によって大きな力（熱荷重）が発生する。この状況で圧力容器の内面に割れを想定すると、熱応力と圧力容器の内圧が割れを増大させる方向に作用する。一方で、鋼材が冷却されることにより、鋼材の温度が靱性の高い上部靱性の領域からより靱性の低い延性脆性遷移温度領域に近づく。特に照射量の多い鋼材では延性脆性遷移温度領域が上昇するため、過大な熱荷重と鋼材の靱性の低下が同時に生じる可能性があるため、十分な安全性の確認が必要となる。

起動・停止時の加熱・冷却事象も、停止時の状態（室温、大気圧）と運転時の状態（高温、高圧）の間で圧力容器鋼の温度と圧力が変化するという意味では、加圧熱衝撃と同様の原理による荷重が発生する。起動・

停止の場合には、「想定」した非常に大きな割れが拡大しないように、十分な安全裕度を見て圧力と昇温・降温速度（1時間当たりの温度変化）を設定することが重要となる。

耐圧・漏えい試験は圧力のみを負荷となるが、運転温度と比較して低い温度での実施となるため、照射脆化が進んだプラントでは、延性脆性遷移温度の上昇を考慮して耐圧・漏えい試験の温度を十分に高く設定しなければならない。

いずれの事象においても、照射脆化がどこまで進んでいるか（初期の状態に対して延性脆性遷移温度がどのくらい上昇しているか）を把握することが第一であり、その上で、割れを想定し、これがさらに拡大するかどうかを判断する手法（破壊力学）に基づいて評価が行われる。

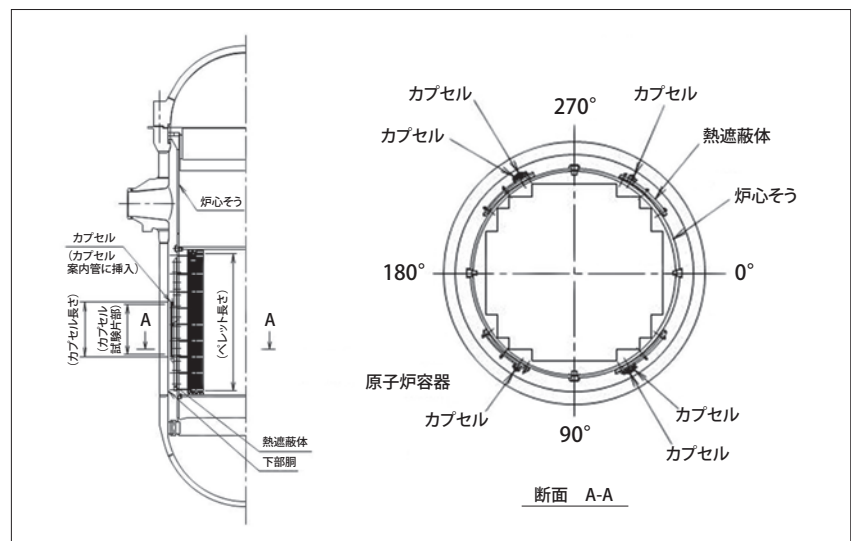
なお圧力容器におけるPTS事象の説明として、しばしば熱したガラスのコップに冷たい水を急に注ぐ例が紹介されることがある。この例は熱荷重が生じることの説明としては正

しいが、圧力容器での状況を説明する例としては不適切である。これはガラスと金属材料では変形の特徴が異なるからである。ガラスはほとんど変形をせずに壊れる材料であるが、圧力容器のような金属材料では上述した十分な変形特性を持っているため、ガラスのように壊れることはない。さらに圧力容器の場合、板厚が厚いために、圧力容器の外側に行くほど中性子の照射量が少なく脆化量も小さくなっている。このため照射脆化による鋼材の特性変化は外側に行くほど小さく、これによっても安全性が保たれる。実際の構造健全性評価では、照射脆化と荷重が最も厳しい部位にさらに「割れ」が存在すると想定して評価を行っており、一層の安全性を確認している。

照射脆化の把握

圧力容器鋼の照射脆化の把握は、監視試験と予測の2本立てで行われている。監視試験では、圧力容器に用いられているものと同一の鋼材か

図5 加圧水型軽水炉の監視試験カプセルの装荷位置（例）



ら加工した試験片(シャルピー衝撃試験片、引張試験片など)を照射用カプセルに封入し、このカプセルを圧力容器の内側に装荷する(図5)。カプセルは炉型にもよるが、通常4~8個装荷されており、これを所定の期間で取り出して材料試験などを行い、実際に照射脆化がどこまで進んでいるか(延性脆性遷移温度の上昇量など)を確認している。カプセルを圧力容器の内側に設置することで、中性子が照射される量が圧力容器よりも多くなるため、圧力容器の脆化を先行的に把握することができる。

監視試験は試験の回数も限られており、また中性子の照射量も評価を実施する時点の照射量と必ずしも同一ではない。監視試験データを内挿したり、また長期運転時の脆化量を予測するなど、特定の照射量での脆化量を把握するという目的から、数式による脆化量の予測法(脆化予測法)が併用されている。脆化量が中性子の照射量によることはすでに述べたが、このほかに鋼材中に含まれる銅やニッケルの含有量、照射温度、単位時間当たりに中性子が入射する量(照射速度)なども照射脆化の程度に影響を与えることが知られている。このため、脆化予測法ではこれらのパラメータの関数である数式を用いて脆化量を計算する。計算される脆化量は、入力条件に対して想定される脆化量の平均値であるが、安全サイドに立って予測を行うために、予測値に適切な裕度を加えるなどの方策がとられている。

監視試験の実施方法、および脆化の予測方法については、規格に定められている^[1]。この詳細については、

本連載の第2回において解説する。

構造健全性の評価

照射脆化に関連する3つの事象に対する構造健全性の評価は、いずれも荷重が最も大きい位置に大きな「割れ」を想定した上で、破壊力学という学問体系に基づき実施される。この評価では、割れを拡大させる進展力(応力拡大係数)と、鋼材の割れの拡大に対する抵抗力(破壊靱性値)の2つを適切に評価し、想定されるいかなる条件下においても進展力が抵抗力を上回らないことを示すことによって、圧力容器の安全性が示される。

応力拡大係数を求めるにあたっては、想定する割れの大きさ・形状、想定する事象の条件(温度や圧力の変化など)が必要となる。また、想定する事象によって、応力拡大係数にさらに安全裕度を設定し、十分に安全な評価を行う方策がとられている。一方、破壊靱性値の評価では、監視試験結果と照射脆化の予測値を組み合わせた脆化量の推定値に裕度を考慮した上で、破壊靱性値の下限値を設定し、評価に用いる。

圧力容器のPTSに対する構造健全性評価手法、起動・停止あるいは耐圧・漏えい試験の条件の設定方法についても規格に定められている^[2]。この詳細については、本連載の第3回において解説する。

照射脆化の現状

現在の脆化予測法は2006年末時点の監視試験データを用いて策定されたものであり、策定後に得られたデータも含めて、大多数のデータが

この予測法の予測の範囲内の脆化挙動を示している。しかし、最近に取得された照射量が多く、かつ不純物の銅の含有量が比較的多い一部の鋼材において、現在の脆化予測法よりも大きな脆化を示すデータが得られている。その一例が九州電力玄海原子力発電所1号機の第4回監視試験結果である。

玄海1号機第4回監視試験結果では、母材の脆化量が予測値を約14℃上回り、延性脆性遷移温度が98℃となった。監視試験片の照射量は圧力容器の照射量よりも多く、玄海1号機で得られた監視試験の結果は将来の脆化程度を示すものであるが、規格に基づく評価により、この脆化量に対しても圧力容器の構造健全性は十分保たれ、安全であることが示されている。しかしながら、圧力容器の長期の健全性評価の精度を向上していくためには、玄海1号機をはじめ逐次得られてくる監視試験データを詳細に調査し、予測性の向上や評価手法の精緻化・高度化を進めていく取り組みが重要である。

◇ ◇ ◇

本連載の第1回では、照射脆化という事象の概要と、それに対する安全性評価の概要、実際の原子炉における照射脆化の現状の例を紹介した。連載の2回目と3回目では、今回概要しか紹介できなかった技術の詳細について解説する。

参考文献

- [1] JEAC 4201-2007「原子炉構造材の監視試験方法」、(社)日本電気協会。
- [2] JEAC 4206-2007「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法」、(社)日本電気協会。