

原子炉压力容器鋼の 中性子照射脆化と健全性評価



CONTENTS

- その1** 照射脆化の概要と現状……………4ページ 2012年6月掲載
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
- その2** 照射脆化予測法……………8ページ 2012年7月掲載
電力中央研究所 曾根田 直樹 関西電力 坂口 昌平
九州電力 野崎 剛
- その3** 健全性評価と運転管理……………12ページ 2012年8月掲載
三菱重工業 阪本 浩之/廣田 貴俊
関西電力 坂口 昌平 九州電力 野崎 剛

はじめに

原子力発電所の機器には高度の安全性が要求され、設計、運転、保守の各段階において、最大限の注意を払う必要があります。一方、わが国において1970年代に建設され運転開始後長期間を経過した原子力発電所もあり、材料の経年劣化を考慮して安全性の確保と適切な維持管理に努めることが肝要です。

こうした材料の経年劣化には各種の事象が知られていますが、とりわけ原子力発電の中核である原子炉圧力容器における中性子照射脆化は最も重要な事象のひとつです。中性子照射脆化とは、圧力容器が長時間の中性子照射を受けるなかで、容器鋼材の靱性（割れに対する抵抗力）が次第に低下していく現象です。原子力発電の長期健全性を確保していくためには、まずこうした脆化発生のメカニズムを解明し、脆化の進展を正しく予測し、これに基づいて適切な運転管理を行うことが不可欠です。

照射脆化は中性子と鋼材との極めて微細な空間（原子レベル）における相互作用によって引き起こされる複雑な現象であり、その機構の解明のために国際的にも多くの努力がなされてきました。こうした中、近年の材料のマイクロ分析技術とコンピューターシミュレーション技術の飛躍的な発展もあいまって、脆化の発生メカニズムの解明が進み、脆化メカニズムに基づく新たな脆化予測法の開発とその規格化が実現しました。

圧力容器の健全性を確保するためには、脆化の進展を予測しつつ容器にき裂のような欠陥が万一存在した場合においても、き裂が進展したり圧力容器が破損したりすることがないことを、構造健全性の面からも評価しておくことが必要です。このような評価手法を破壊力学評価といい、これに基づいた国内規格が制定されています。

しかしながら、このような圧力容器の健全性評価については、原子レベルでの脆化メカニズムに関する高度の材料科学的知見から、機器の強度・破壊などマクロな構造健全性評価に係る工学的知見に至る広範囲にわたる内容が盛り込まれており、容易には理解し難いものになっています。

そこで、本稿ではこうした問題をより多くの方々に身近に理解していただくため、「原子炉圧力容器鋼の中性子照射脆化と健全性評価」を紹介したいと思います。学術的な厳密性や枝葉的な内容よりも、評価手法の骨格、基本となる考え方に重点を置き、下記の3回に分けて記述します。

「その1」では、照射脆化の事象とそれに対する評価手法の概要を紹介します。「その2」では、脆化予測法についてこれまでの変遷、脆化メカニズム研究による最近の知見の詳細を紹介します。さらに、「その3」では、構造健全性の観点から、圧力容器の健全性評価や運転管理の手法について紹介します。また、それぞれについて、国内原子炉における実際の評価例を示します。

東日本大震災と福島第1原子力発電所の事故発生を契機に、圧力容器の照射脆化を含めた原子力発電所の安全性に対して極めて強い関心が向けられています。本稿がこうした問題の理解にすこしでも役立つものとなれば幸いです。

— 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

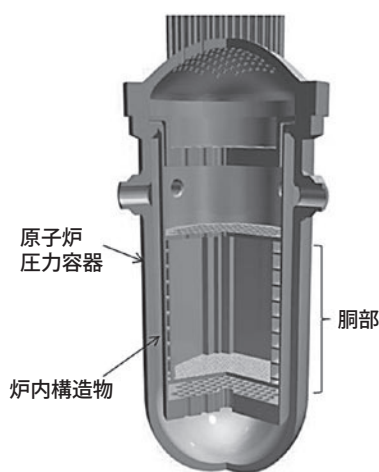
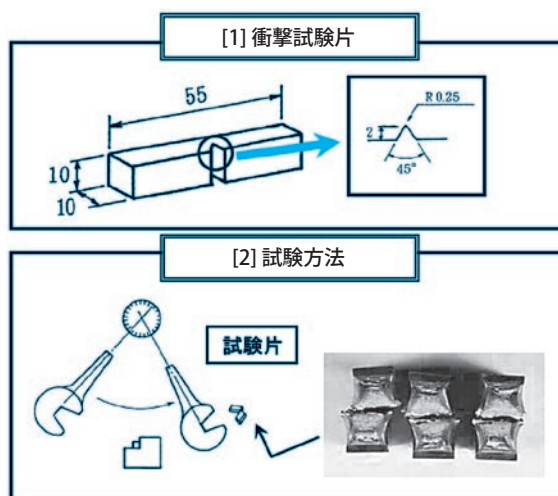
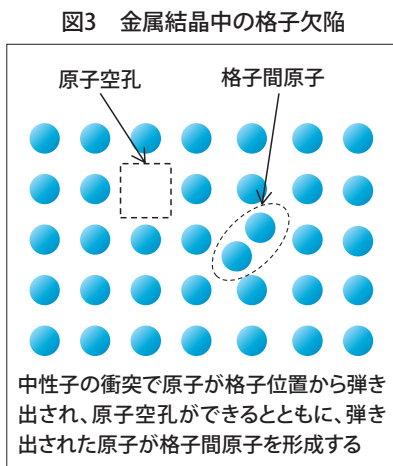


図2 シャルピー衝撃試験



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。

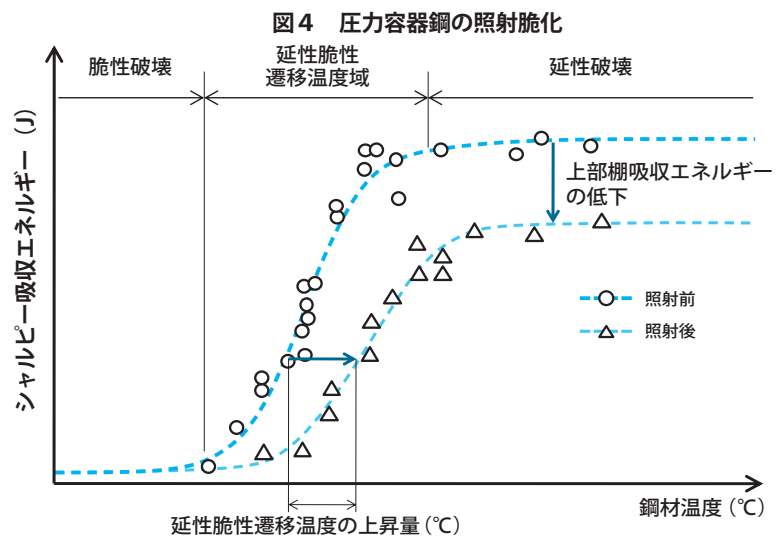
鋼材中の微細組織の変化は、鋼材の強度特性の変化を引き起こす。すなわち、引張特性では材料が硬くなり、弾性変形から塑性変形に変化するときに必要な荷重が高くなる。一方、シャルピー衝撃試験の特性では、延性脆性遷移温度が高温側にシフトし、さらに高温での延性破壊に必要なエネルギー(上部柵吸収エネルギー)の低下も生じる。この様子を図4に示す。

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、压力容器の安全性（構造健全性）を評価している。

構造健全性の評価では、压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、压力容器内面が冷却水により急冷されるため、压力容器の厚さ方向（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。この状況で压力容器の内面に割れを想定すると、熱応力と压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）の間で压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。

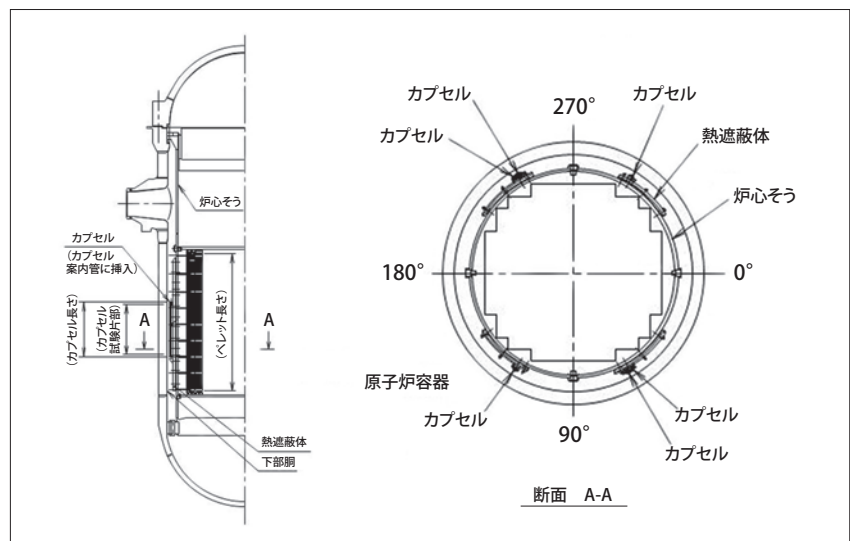
なお压力容器におけるPTS事象の説明として、しばしば熱したガラスのコップに冷たい水を急に注ぐ例が紹介されることがある。この例は熱荷重が生じることの説明としては正

しいが、压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、压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。さらに压力容器の場合、板厚が厚いために、压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

压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、压力容器に用いられているものと同じの鋼材か

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。

— その2 照射脆化予測法 —

電力中央研究所 曾根田 直樹 関西電力 坂口 昌平 九州電力 野崎 剛

本シリーズの第1回では、原子力発電所の主要な機器である原子炉圧力容器（以下、圧力容器）において最も重要な経年劣化事象である中性子照射脆化について、事象の説明、照射脆化の予測法、圧力容器の安全性の評価方法などについて概要を解説した。第2回の本稿では、照射脆化の予測法について、その変遷、照射脆化が起きる原因に関する最近の理解、現在国内で用いられている脆化予測法の概要などについて述べる。

脆化予測法とは

圧力容器に使用されている鋼材の強度を切欠きを有する試験片を用いて測定すると、高温域で高く（延性）、低温域では低く（脆性）なり、延性から脆性に強度が変化する温度域（延性脆性遷移温度）が存在する（図1）。中性子照射を受けると、この延性脆性遷移温度が高温側にシフトする（遷移温度の上昇）とともに、高温域での強度が低下する（上部棚強度の低下）ことが知られている。この現象を総称して照射脆化と呼ぶ。

運転中のプラントの安全性を確保するために、遷移温度の上昇と上部棚強度の低下は定期的に取り出される監視試験片を試験することで確認するとともに、数式を用

いてこれらの脆化量を計算し予測している。圧力容器の安全性では特に遷移温度の上昇量が重要となることから、狭い意味では、遷移温度の上昇の予測法のことを脆化予測法と呼ぶ。本稿では特に断らない限り遷移温度の上昇量を脆化量、またその予測法を脆化予測法と呼び、以下ではこの方法について中心的に説明したい。

照射脆化研究と脆化予測法開発の変遷

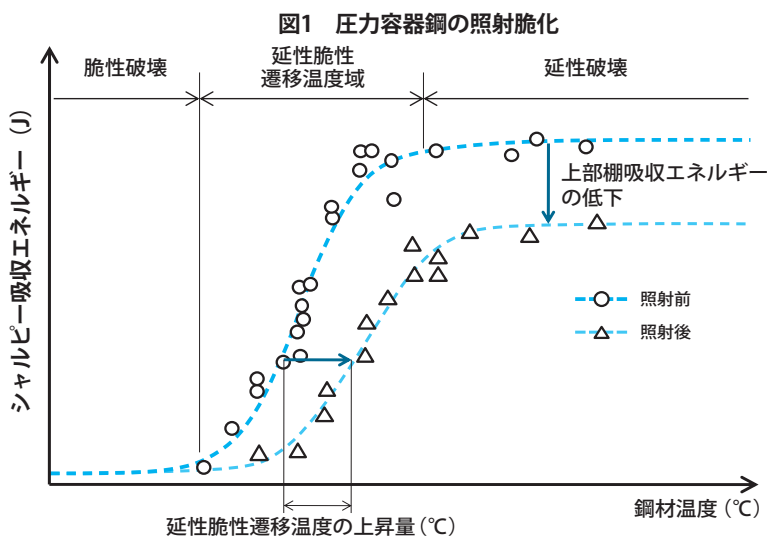
圧力容器鋼の照射脆化については1940年代から研究が行われており、中性子照射により材料の強度が変化することが知られていた。60年代終わりから70年代初めにかけて、鋼材中の不純物である銅の量が

多いと脆化量が大きくなることが明らかとなり、次いで銅の含有量の多い鋼材では銅とニッケル（これは添加元素）が相互作用することで脆化量にニッケルの影響が表れること、なども分かってきた。

このような知見を踏まえて、米国では脆化予測法が規格や指針に定められるようになってきた。73年には米機械学会で銅の含有量と照射量から脆化量を見積もるための予測線図が定められた。その後、75年に米原子力規制委員会（NRC）が、鋼材に含まれる元素の量から計算される化学成分項と、中性子の照射量から計算される照射量項を掛け合わせた形式の脆化予測式を規定した。銅とニッケルを考慮した米国の現在の予測法は88年に策定された。

日本では80年代に照射脆化に関する大規模な国家プロジェクト研究が実施され、その成果を基に米国の脆化予測式に倣った脆化予測が開発された。この結果は日本電気協会の「JEAC4201-1991」として規格化され、国内軽水炉の照射脆化予測に用いられてきた。

これらの式はいずれも、従来知見と材料データの統計解析に基づき式の形をある程度定めた上で、データを再現できるように式の係数を決めるという手順で作られた



ものであり、いわば「現象論的脆化予測法」ということができる。

一方、照射試験を通じて種々のデータが蓄積される中、照射脆化がどのような原因で生じているのか、化学成分への依存性はどのような理由で生じるのかなど、いわゆる照射脆化のメカニズムの研究も並行して精力的に行われてきた。不純物の銅の原子は鋼材の中で塊を作りやすい性質を持っていることから、銅を多く含む鋼材中では中性子照射によって銅の塊の形成が進むこと、また中性子が鋼材に入射することによって金属の結晶にひずみが生じることなどが80年代に明らかになった。90年代に入ると、アトムプローブ法と呼ばれる金属中の原子1つひとつの種類と位置を測定することのできる技術などの利用により照射脆化のメカニズムに関する従来知見が大幅に精緻化された。

これらの研究の進展に伴い、現象論的な脆化予測法の流れとは別に、メカニズムの理解に基づき式の形を定め、照射脆化を予測しようとする試みも80年代から並行して行われてきた。98年に発表された、Eason、Wright、Odetteによる米国の予測法(EWO法)はこのような研究の集大成の1つといえ、「機構論的予測法」の代表例である。

EWO法では、照射脆化が銅を含む析出物(塊)とマトリックス損傷(後述)の2種類の金属組織変化により生じるとした。また、実験によって確認されてきた照射温度や照射速度の影響も予測式に組み込まれた。式の形は現象論的な脆化予測法より複雑なものとなったが、監視試験データを精度よく予測することが可能になり、また照射脆化という現象

に対する説明性が大幅に向上した。この予測式はその後改良が重ねられ、2007年に開発された最新版が米国の規制に反映されている。

日本では、JEAC4201-1991の国内脆化予測式の開発後、多くの新たな監視試験データが蓄積され、91年版の予測精度に改善の余地があることが次第に明らかになってきた。これを受けて、電気事業者と電力中央研究所は04年から国内軽水炉の監視試験片の最新技術によるマイクロ組織の詳細調査を実施した。また05年から実施された原子力安全基盤機構の国家プロジェクトでは、材料試験炉で照射された压力容器鋼の系統的なマイクロ組織観察研究が実施された。これらの研究により、日本の压力容器鋼材の主流である銅含有量が比較的小さい鋼材も含めて照射脆化のメカニズムが明らかになってきている。また精緻な計算機シミュレーションなども考慮することで、特に照射速度が遅いことが脆化に与える影響が明らかとなった。さらにこれらの成果に基づき、新たな脆化予測法が開発されるに至った。次節でこの現状について少し詳しく述べる。

脆化メカニズムの理解の現状

1990年代からの共通のコンセンサスとして、銅を中心とする析出物(以下、「銅濃縮クラスター」あるいは「クラスター」)、マトリックス損傷、燐の粒界偏析などが主要な要因であると考えられてきた。前二者は金属を变形しにくくすることによって脆化に寄与するのに対し、燐の粒界偏析は金属の結晶と結晶の境目(粒界)で金属の破壊を生じやすくすることによって脆化に寄与する。これまで欧州や日本で行われてきた系

統的な研究から、中性子照射による燐の粒界偏析は燐の量によらず必ず生じるものの、これが破壊に影響するのは燐の量が極端に高い場合だけであり、日本や米国、西欧の压力容器では問題とならないことが分かっている。そこで、以下では銅濃縮とマトリックス損傷について述べる。

銅濃縮クラスターを実験的に調べるには、前述のアトムプローブ法が有効である。この観察技術では、極めて鋭利な針状の微小試験片を作製し、その先端にパルス電圧をかけることで原子を針の先端表面から1つずつ剥がし、それを検出器で捕らえて原子の位置と種類を決める(図2)。特に2000年代になってからの飛躍的な技術革新によって、アトムプローブ法が元素の分布を調べる上で欠かせない手法となった。

中性子照射を受けた銅含有量が比較的多い鋼材では、銅原子同士が塊(銅濃縮クラスター)を作る様子が明確に捉えられた(図3)。ただしこれらクラスターには、銅原子よりも多くのニッケル、マンガン、シリコンといった元素が同時に集まっていることも明らかになった。さらに銅の含有量が非常に少ない鋼材では、銅を含まないニッケル・マンガン・シリコンだけからなるクラスターが形成され、これが脆化に寄与している

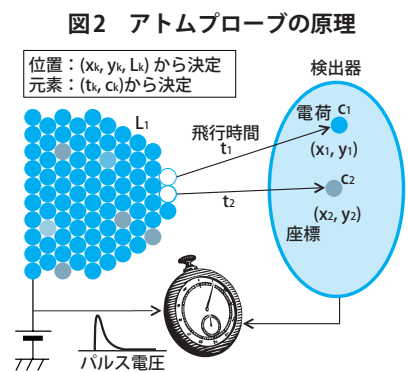
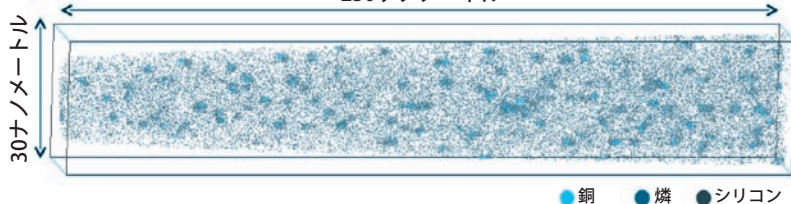


図3 銅含有量の多い鋼材中のクラスターの形成
230ナノメートル



ということもアトムプローブ法による観察で初めて明らかになった。また、同じ照射量まで短時間で照射した場合と時間をかけてゆっくり照射した場合とでは、後者の方がクラスターの直径が大きくなることも明らかになった。計算機シミュレーションを用いた研究から、非常にゆっくり照射する場合には、運転温度に長時間(20～30年)晒されることの影響が顕在化することも分かった。

一方のマトリックス損傷については、透過電子顕微鏡や陽電子消滅法により実験的に調べることができる。マトリックス損傷の素性は照射の条件によって変わり得るが、これまでの研究から、軽水炉の運転条件で形成される転位ループ(本来の結晶格子の位置からはじき出されて原子と原子の間に入り込んだ鉄原子が円盤状に並んでできた結晶のひずみ)である可能性が高いことが分かってきた。

ところで照射脆化のメカニズムを知る上では、これらの微細な金属組織変化とシャルピー衝撃試験で測定される脆化量との関係が重要である。これまで蓄積されてきたマイクロ組織と材料強度のデータベースから、クラスター中に含まれる銅の多寡によらず、クラスターの体積の合計が材料の体積に占める割合(クラスター体積率)が脆化量と非常によい相関を持つことが分かった。不純物の銅が多い鋼材ではクラスターが

形成されやすいため、結果として銅が多いとクラスター体積率が増加し、脆化量が大きくなると考えられる。

マトリックス損傷が基本的に転位ループによるものであるとすれば、オロワンモデルと呼ばれる方法によって脆化への寄与を見積もることができる。実験から得られた転位ループの密度や大きさに基づく評価からは、マトリックス損傷の寄与は必ずしも大きくないという結果が得られている。

国内の脆化予測法

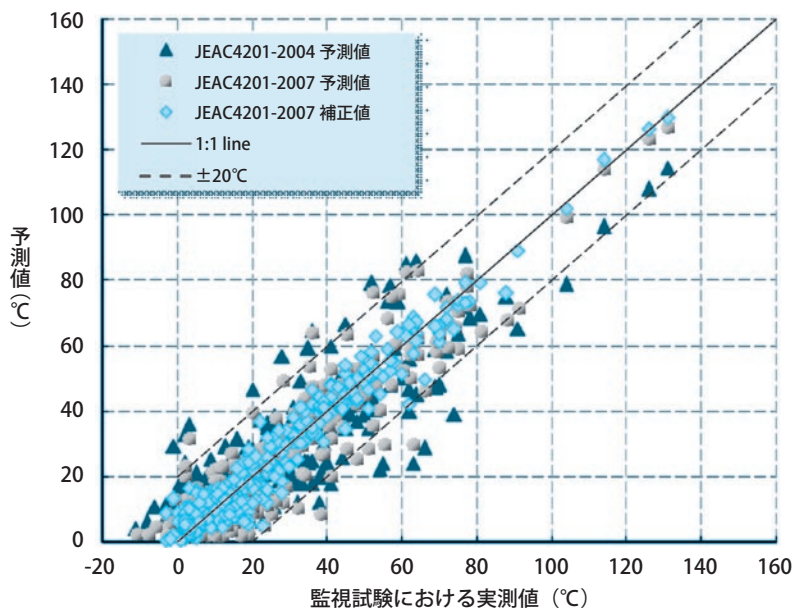
メカニズムに関する上記の理解と、1991年以降2006年末までに新たに蓄積された国内軽水炉の監視試験データベースに基づき、電気事業者と電力中央研究所では新たな脆化予

測法を開発した。この脆化予測法では、従来の現象論的予測法とも、また最近の米国の機構論的予測法とも異なるアプローチが採用されている。

すなわち、まず中性子照射によって鋼材中に生じるマイクロ組織の時間変化を表す連立微分方程式を立て、これを解くことでマイクロ組織変化を予測する。次に得られたマイクロ組織の予測値、すなわちクラスターの体積率や転位ループの数密度を基に、遷移温度の上昇量を計算する。マイクロ組織としては、転位ループを主体とするマトリックス損傷、銅同士が結合し成長することで形成されるクラスター(照射促進クラスター)のほかに、中性子照射下で生じる照射欠陥に銅やニッケルなどの元素が偏析することで形成されるクラスター(照射誘起クラスター)を考慮するなど、アトムプローブなどで得られた知見を取り入れた。

この方法は、従来の脆化予測の方法と全く異なる方法であるが、照射脆化研究により得られた知見を直接

図4 国内脆化予測法と監視試験データの比較



的に予測法の式に反映することのできる方法といえる。また、ミクロ組織変化の実測値と予測値の直接比較によって予測法の基本的なモデルの妥当性を検証できることや、新たな知見が得られた場合に式の改良が容易であることなど、従来の簡易な関数を用いた予測式にはない利点がある。この新たな予測法を用いることで、照射量は少ないものの長い時間をかけてゆっくり照射される条件（沸騰水型軽水炉の条件）での銅含有量の多い鋼材の脆化や、加圧水型軽水炉で高い照射量まで照射された銅含有量の少ない鋼材に対する予測の精度が大幅に向上した。

この脆化予測法は日本電気協会規格「JEAC4201-2007」に反映された後、米国データなどとの比較を通じて国による妥当性の検証が行われ、現在、国内圧力容器の照射脆化の予測法として用いられている。図4は開発当時(06年末)の国内監視試験データと予測値の比較を示したものである。91年に規定された脆化予測法(図

中の04年予測値)と比べて精度が大幅に向上したことが見て取れる。

電気事業者ではこの脆化予測法の開発を機に国内監視試験片のミクロ組織観察を監視試験の一部として実施し、国内監視試験データのデータベース化作業と合わせて脆化予測法の妥当性検証と精度改善に役立てている。

最新の監視試験データとの比較と今後の進め方

JEAC4201-2007の脆化予測法を制定した時点では、銅含有量の少ない鋼材で最大 $6 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ 程度の照射量であり、銅含有量の多い鋼材で最大 $5 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ 程度の照射量であった。その後、銅含有量の少ない鋼材では $1 \times 10^{20} \text{n/cm}^2$ 程度の照射量のデータが得られ、また銅含有量の多い鋼材でも $6 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ を超える照射量の監視試験データが得られた。銅含有量の少ない鋼材に対しては、JEAC4201-2007の予測値は概ね妥当であるが、照射量が高

く銅含有量の多い鋼材に対しては、予測値が実測値よりも低くなる例が認められるようになった。

その例として、九州電力玄海1号機母材では第4回監視試験での脆化量の実測値がJEAC4201-2007による遷移温度上昇量の予測値(関連温度調整値)を 14°C 上回るという結果が得られた。圧力容器は監視試験片よりも少量の中性子照射しか受けないため、現時点でのプラントの運転には問題はないが、この脆化の要因を調べるために、九州電力では第4回監視試験片の包括的なミクロ組織観察を実施した。クラスター形成やマトリックス損傷形成の観察結果は概ねデータのばらつきの範囲内であり、これまでの脆化メカニズムの理解から外れるものではないことが確認された。これを受けて電気事業者では、脆化予測法の式の形はそのままとし、最新の監視試験データをデータベースに加えて式の係数の自動最適化を再度試みた。この結果、高照射量での脆化の予測値が改善された(図5)。

今後とも監視試験片のミクロ組織観察などにより照射脆化のモデルの検証を行うとともに、最新の知見を取り込んで脆化予測法を適宜見直していく。



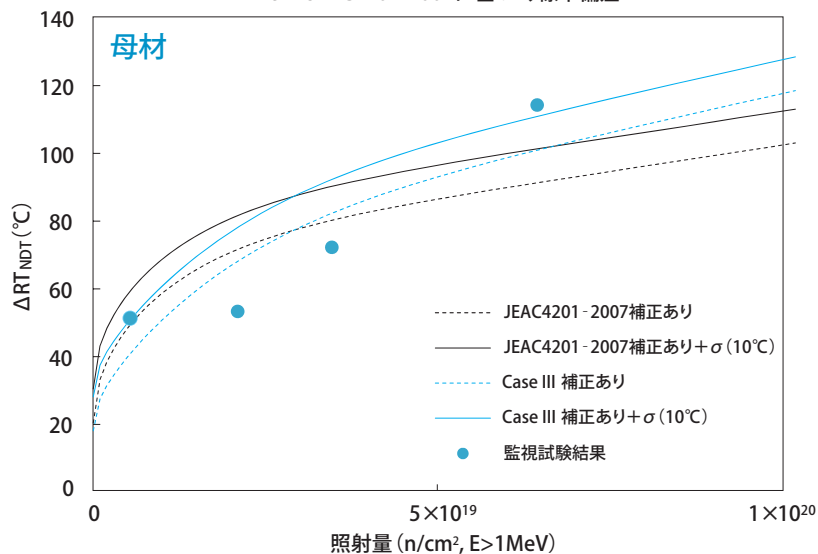
本稿は照射脆化予測の詳細について述べた。圧力容器の安全性を確認するためには、脆化予測を踏まえた圧力容器の構造健全性評価が非常に重要である。連載の第3回目では、構造健全性評価の詳細について述べる。

参考文献

[1] 原子力安全・保安院、「第8回高経年化技術評価に関する意見聴取会」、配布資料10、2012年2月22日。

図5 玄海1号機母材の監視試験データと予測値の比較^[1]

σ : JEAC4201-2007に基づく標準偏差



(注) 縦軸が脆化量を表す。Case IIIの赤い破線と実線が試算した結果

— その3 健全性評価と運転管理 —

三菱重工業 阪本 浩之 廣田 貴俊 関西電力 坂口 昌平 九州電力 野崎 剛

本シリーズは、原子炉压力容器（以下、压力容器）の中性子照射脆化やその評価手法の概要を紹介した第1回、脆化メカニズムに関する最近の理解とそれに基づく脆化予測法を解説した第2回に続き、今回が最終の第3回目となる。本稿では、压力容器の健全性評価や運転管理の方法について、その背景とあわせて解説する。

健全性評価の概要

压力容器の炉心領域（図1）では、中性子の照射を受けることにより、延性脆性遷移温度の上昇と上部棚靱性の低下という経年劣化（中性子照射脆化）が進行する。これらを踏まえた压力容器の健全性評価や運転管理はプラントの安全性確保の観点から非常に重要であり、その方法および判定基準が日本電気協会技術規格「JEAC4206」^[1]に規定されている。

压力容器の延性脆性遷移温度は中性子照射により上昇することから、本連載の第1回で触れたとおり、加圧熱衝撃（Pressurized Thermal Shock：PTS）事象、起動・停止時および耐圧・漏えい試験への延性

脆性遷移温度上昇の考慮が必要となる。具体的には、压力容器が比較的低温となるこれらの状況下でも脆性破壊が生じないように、压力容器の健全性の評価、運転管理が実施されており、その詳細は後で解説する。

また、上部棚靱性の低下に関しては、上部棚吸収エネルギーが68J以上であることがJEAC4206において基準とされている。ただし、それを下回る場合においても、き裂を想定した破壊力学による詳細な解析を実施し健全性を評価することができる。このため、上部棚吸収エネルギーが仮に68Jを下回った場合においても、通常、詳細評価では十分な余裕がある結果が得られ、健全性に直ち

に問題が生じることはない。なお、基準値の68Jとは、もともとは米国で経験的に設定された基準値（50ft-lb）であるが、国内で実施された実証試験ではこの値を下回っても压力容器が延性破壊に至らない結果が得られており、保守的な設定と

なっていると考えられる。

これら一連の評価手法を規定するJEAC4206に対して、日本電気協会技術規格「JEAC4201」^[2]には、中性子照射による压力容器材料の延性脆性遷移温度および上部棚靱性などの機械的性質の変化を調査し評価するための監視試験方法が規定されている。監視試験では、压力容器と同一の鋼材から加工した調査用の試験片を収納した監視試験片カプセルを压力容器内に設置し、中性子による照射脆化の程度に応じて、カプセルを計画的に取り出して試験を行う。ここで、カプセルの照射速度は压力容器より高いことから、压力容器の将来に対応する実測データを先行して取得することができ、压力容器のカプセル取り出し時点での評価だけでなく、将来に対する健全性も確認することが可能である。JEAC4206は、これらの実際の压力容器の監視試験データを有効利用することで、より信頼性の高い健全性評価を可能としている。

事故時の健全性評価の背景

PTSとは、緊急炉心冷却系（ECCS）の作動に伴う安全注入水の炉内注入（図1）などにより、加圧下のPWR压力容器が内側からの急激な冷却を受ける事象である。このような事象下では、压力容器の内外

図1 ECCS作動時の安全注入水の流れ

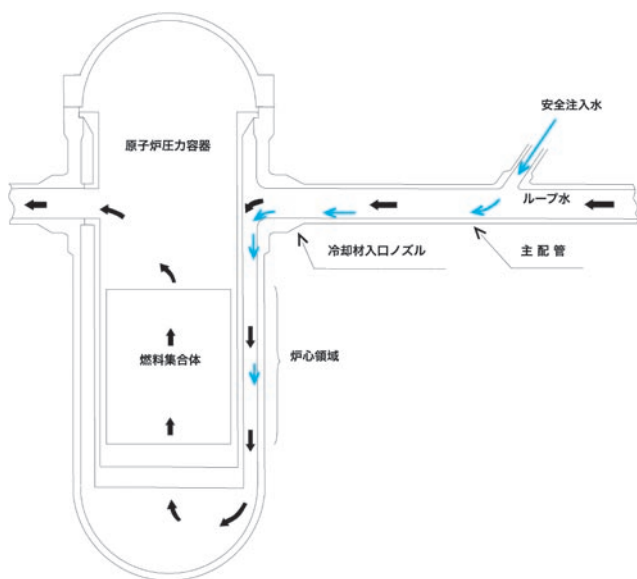


図2 PTSモデル試験設備^[3]

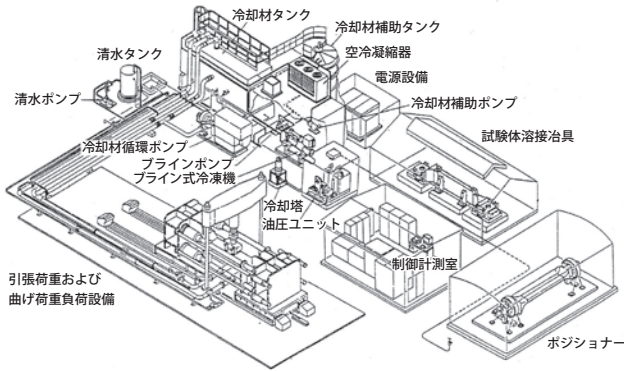
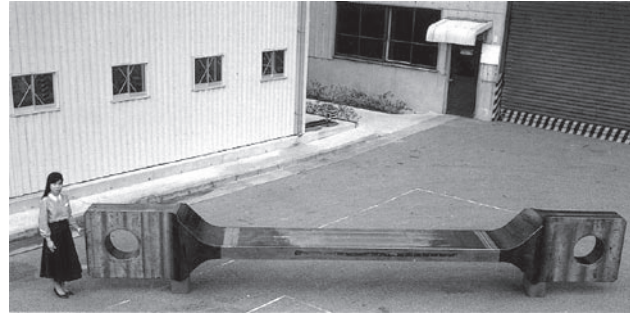


図3 PTSモデル試験の試験体^[4]



面間に温度差が生じ、それにより、内面に引張応力が生じ、この状態に内圧による応力が重畳した結果、内面に高い引張応力が発生する。压力容器の破壊靱性が中性子照射と冷却により低下し、き裂のような欠陥が内面に存在する場合には、き裂が進展して压力容器が損傷する恐れがあるとされている。PTS事象としては、压力容器の損傷に至った事例は報告されていないが、古くは1978年に米ランチョ・セコ原子力発電所1号機において制御系の故障から蒸気発生器に過剰に冷水を供給した事象が知られている。わが国の軽水炉の压力容器は米国に比べ鋼材に含まれる不純物が少ないことから、中性子照射による延性脆性遷移温度の上昇は小さいと考えられ、PTS事象が実機の安全上の支障になると考えられていなかった。しかしながら、ランチョ・セコ1号機やその翌年起こったスリーマイル島原子力発電所2号機の事故を契機に、国のプロジェクトとして、国内の压力容器の健全性を実証することとなり、(財)発電設備技術検査協会のもと「原子炉压力容器加圧熱衝撃試験」(PTS委員会、委員長：三島良績東京大学名誉教授)が1983年から9カ年にわたり実施された^[3]。

同プロジェクトでは、PTS事象に対する評価への破壊力学適用に関する検討、調査が実施され、後述する現行のJEAC4206に規定されているPTS評価手法が策定されるとともに、国内PWRのいずれのループプラントにおいて、中性子照射による延性脆性遷移温度の上昇を考慮しても、PTS事象に対して压力容器の脆性破壊が発生しないことが確認された。

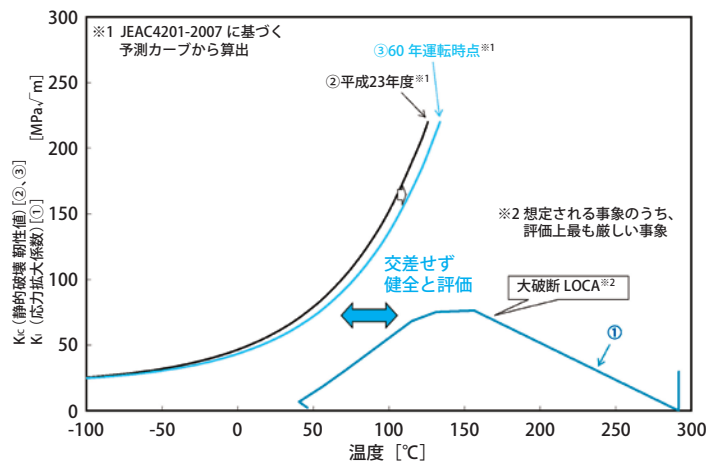
また、この中で実施されたPTSモデル試験では、PTS事象発生時の压力容器の内圧、急冷を再現できる設備(図2)を用いて、中性子照射による破壊靱性の低下を模擬した実機と同等の板厚の試験体(図3)が、PTS事象下で破壊するか否かが試験

された。この試験により、PTS評価手法の妥当性が確認されている。

PTS評価手法

PTS事象に対する構造健全性評価では、本連載の第1回で紹介した破壊力学に基づき、「想定」したき裂を拡大させる進展力(応力拡大係数)と鋼材の破壊に対する抵抗力(破壊靱性値)を比較し、応力拡大係数が破壊靱性値を上回らないことを確認する。確認した例として、九州電力の玄海1号機に対する大破断冷却材喪失事故(大破断LOCA)時の評価事例を図4に示すが、PTS事象での応力拡大係数の軌跡(PTS状態遷移曲線、図中の①のライン)と破壊靱

図4 玄海1号機のPTS評価結果^[5]



(注) PTS状態遷移曲線は大破断LOCAのもの

性値の変化(破壊靱性遷移曲線、図中の②および③のライン)が交差していないことから压力容器の健全性が確認されている。

国内PWRプラントのPTS評価は、制限的となる代表的PTS事象として、1次冷却材の温度低下が大きい大破断LOCAだけではなく、小破断冷却材喪失事故(小破断LOCA)、主蒸気管破断事故(SLB)が選定されている。これらのそれぞれの事象に対して、压力容器に発生する応力を計算し、PTS状態遷移曲線を算出する。この際、安全を考慮して、製作時や定期検査で検出可能なき裂寸法に比べ、十分に大きなき裂(深さ10mm、長さ60mmの半だ円形状)をより影響を受けやすい内表面に仮想的に想定している(内部のき裂に対して、表面のき裂は応力拡大係数が大きい)。

次に、破壊靱性遷移曲線の設定には、監視試験などで破壊靱性試験片から実測された破壊靱性値が利用される。压力容器の鋼材に対して、供用前のデータを採取するとともに監視試験でもデータが採取され、採取時の中性子照射のレベルに対応するデータが存在する。これらの中性子照射レベルが異なるデータを、圧力

容器の健全性を確認したい評価時期での中性子照射に対応するデータに換算する。(図5でのプロットのシフト量に相当)。これらの換算した破壊靱性値を下限包絡する曲線を、保守的に破壊靱性遷移曲線としている。

PTS評価手法の保守性

PTS事象に対する健全性評価結果を理解する上で、評価に含まれる保守性を把握することは重要である。上述のとおり、大きな内表面き裂を想定していること、実測データから設定された下限の破壊靱性を使用していることに保守性があると考えられるが、ここでは、その他の保守性について補足する。

破壊挙動において、高温時にあらかじめ荷重を受け、温度と応力拡大係数が減少する過程では、応力拡大係数が破壊靱性を上回っても脆性破壊が起こらないことが多くの研究により明らかにされている。この現象は、高温予荷重(Warm Prestressing: WPS)効果と呼ばれ、前述のPTS実証試験でも確認されている(図6)。図4に示したように、破壊靱性遷移曲線とPTS状態遷移曲線が接近する低温側では、応力拡大係数が減少する過程となっており、WPS効果が

期待できる。このことは、仮に両者が交わっても、その交点がPTS状態遷移曲線のうち応力拡大係数が減少する領域であれば、破壊に至ることはないと判断できるものである。

また、内表面き裂からの脆性破壊の発生(両曲線の交差)の有無を評価の判定基準としているが、き裂が伝播する外面側では金属温度が高く、板厚内部で中性子の照射が減衰し照射脆化の進行も遅いことから、破壊靱性が高い。さらに、熱応力は外面側では圧縮であり、き裂の伝播とともに応力拡大係数が低下することもあるため、実際には、き裂は板厚を貫通せず停止する可能性がある。この現象は、き裂伝播停止と呼ばれており、仮に脆性破壊によりき裂が伝播しても、容器破損による放射性物質の拡散は起こらないと考えられる。

国内のPTS評価を導入する際に参考とした米国では、WPS効果やき裂伝播停止を考慮したより現実的なPTS解析に基づいた評価が実施されている。一方、現行のJEAC4206には、これらは取り込まれておらず、現行のPTS評価手法が持つ保守性と考えることができる。

加えて、実測の破壊靱性値を評価

図5 破壊靱性遷移曲線の設定^[6](玄海1号機の例)

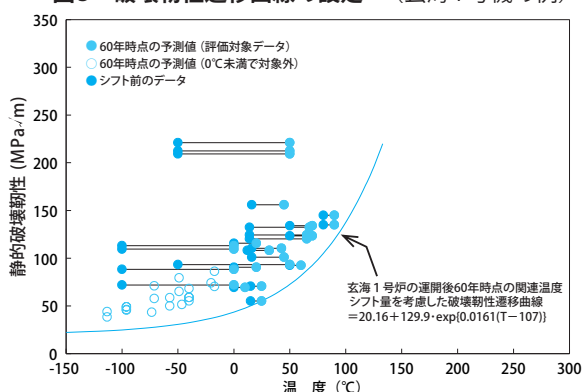
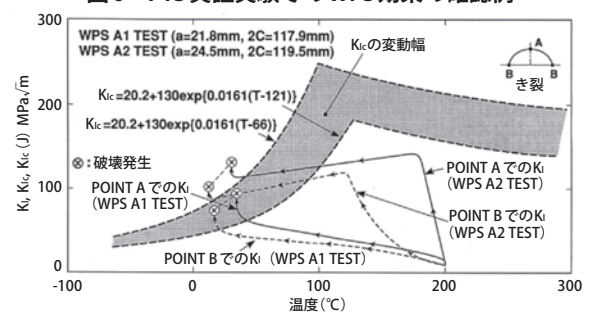


図6 PTS実証実験でのWPS効果の確認例^[7]



(注) WPS A2 TESTでは、応力拡大係数 K_I が減少する過程で破壊靱性 K_{IC} を上回ったが、破壊に至っていない

に利用していることによる保守性も挙げられる。破壊靱性の測定に使用される試験片は、形状・寸法上の特性から、圧力容器の想定き裂よりも破壊が起こりやすく、保守的な試験であることが知られている。また、一般的に鋼材の機械的性質は内部に比べ表面位置の方が優れている。破壊靱性データを測定する試験片は、き裂を想定する表面位置より破壊靱性が低い板厚の4分の1の深さ位置から採取され、その試験片による破壊靱性値を圧力容器の健全性評価に使用していることも保守性があるといえる。

なお、電気事業者は、PTS事象時に現実的には考えにくいような、圧力容器内面の全面が事故発生と同時に安全注水で急冷される状況を想定することで、さらに保守的なPTS評価を行っている。

現行評価は「決定論的評価」を用いており、保守的な内表面き裂を想定した応力拡大係数に、保守的な下限の破壊靱性など、仮に保守的な条件であっても組み合わせて評価している。これに対して、米国では事象の発生頻度と入力変数の変動を考慮し、破壊に至る確率を評価し、結果的にそれが許容できる基準以下であ

るかどうかで健全性を判定する「確率論的評価」が採用されている。現実には、同時に厳しい条件が重なることは非常に稀で、決定論に基づく国内の現行手法の保守性が過剰である可能性があり、合理性を確保しつつ、より現実に則した手法に精緻化する余地があるものと思われる。

運転管理

事故時以外でも、圧力容器が加压されたまま低温となりうる起動・停止、定期検査ごとの耐圧・漏えい試験に対しては、脆性破壊を防止するために、圧力温度制限曲線(P-Tカーブ)を設定し、これに基づいた運転管理を行う必要があり、適切に実施してきている。

P-Tカーブとは、縦軸と横軸をそれぞれ、1次冷却材の圧力、温度とする座標系で、脆性破壊の観点から破壊が生じる圧力を、安全率を考慮した上でプロットしたものであり、カーブの下側が運転可能な領域となる。P-Tカーブを上回らない範囲で、起動・停止の運転操作が行われ(図7)、耐圧・漏えい試験の実施条件が決定されている。

通常の運転状態を対象とするP-Tカーブの設定には、圧力容器胴部の内外面に板厚の4分の1(50mm前後)にまで達する非常に大きな表面き裂を想定し、さらに許容圧力には先に述べた安全率(運転時2倍、試験時1.5倍)が付加されている。このことから、脆性破壊に対するプラントの運

転管理は、P-Tカーブにより非常に裕度を持って行われており、高い安全性が確保されているといえる。



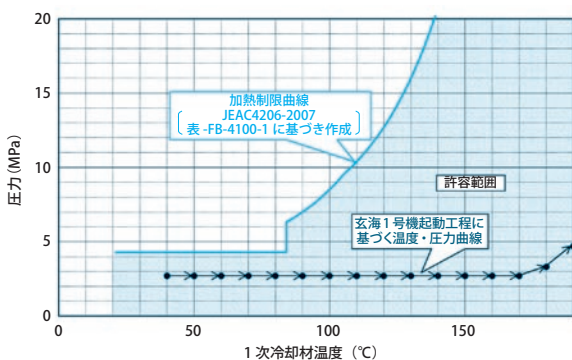
本連載の締めくくりとして、本稿ではJEAC4206が規定する複雑な中性子照射脆化に関する健全性評価手法を解説し、保守的な想定のもと、実証試験に基づく信頼性の高い評価が行われていることを述べた。

原子力発電所の安全を考える上で、中性子照射脆化への対応は世界共通の課題であり、脆化メカニズムや予測法、健全性評価手法に関する研究が各国で盛んに行われている。圧力容器の健全性を現行手法で確認し、運転管理で着実に維持するとともに、国内外の最新知見や監視試験から得られるデータを踏まえ、脆化予測精度の向上や健全性評価手法の精緻化、高度化に向けた取り組みを継続することが重要である。

参考文献

- [1] 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。
- [2] JEAC 4201-2007「原子炉構造材の監視試験方法」、(社)日本電気協会。
- [3] 「溶接部等熱影響部信頼性実証試験〔原子炉圧力容器加压熱衝撃試験〕〔総まとめ版〕」、(財)発電設備技術検査協会、1992年3月。
- [4] 「PWR型原子炉容器の安全性について」、(財)原子力発電技術機構 安全情報研究センター、1993年9月。
- [5] 原子力安全・保安院、「第5回高経年化技術評価に関する意見聴取会」、配付資料3、2012年1月23日。
- [6] 原子力安全・保安院、「第9回高経年化技術評価に関する意見聴取会」、配付資料2-2、2012年3月6日。
- [7] Okamura et al., Verification of Warm Prestressing Effect Under a Pressurized Thermal Shock (PTS) Event, Trans. of ASME, J. of Pressure Vessel Technology, Vol.116,1994.

図7 P-Tカーブとプラント起動履歴^[5]
(玄海1号機第27回定検の例)





RI 電力中央研究所

発行：一般財団法人 電力中央研究所 広報グループ

〒100-8126 東京都千代田区大手町1-6-1(大手町ビル7階)

TEL :03-3201-6601 FAX :03-3287-2863 <http://criepi.denken.or.jp/>