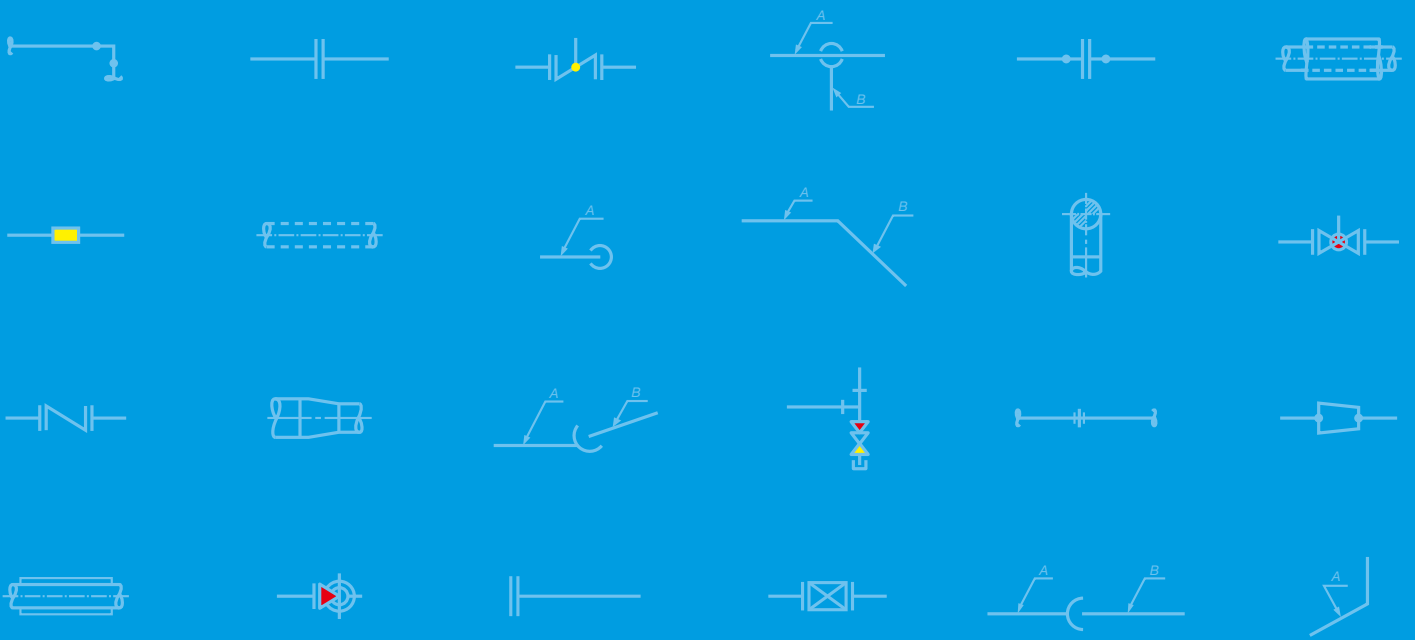




DEN-CHU-KEN
TOPICS
 2010 9 SEPTEMBER | VOL.3
 Central Research Institute of Electric Power Industry



☑ 軽水炉高経年化への対応 ～近年の研究進展を踏まえて～

- 1. 高経年化対策研究の動向と電力中央研究所の取組み
- 2. 圧力容器の照射脆化と健全性評価
- 3. 応力腐食割れ現象の解明と健全性評価
- 4. 配管減肉・減肉配管耐震評価

☑ 研究設備の紹介

☑ 見えないものを“みる”

軽水炉高経年化への対応 ～近年の研究進展を踏まえて～

1. 高経年化対策研究の動向と電力中央

わが国の基幹電源として発電量の約3割を担っている原子力発電は、エネルギーセキュリティの確保と地球温暖化防止の観点から、今後、一層重要となります。わが国では、現在54基の軽水炉が運転を行っていますが、これらの内、運転開始からの年数（運転年数）が30年を超える高経年軽水炉は全体の約1/3を占め、2010年3月には日本原子力発電の敦賀1号機の運転年数が初めて40年を超えました。今後、高経年軽水炉が増えることから、高経年化対策の強化は非常に重要な課題となっています。

電力中央研究所では、軽水炉高経年化対策研究の一層の効率的推進を図るため、2007年5月に「軽水炉高経年化研究総括プロジェクト」を設置し、原子炉圧力容器の照射脆化、配管や炉内構造物の応力腐食割れ（SCC：Stress Corrosion Cracking）および配管減肉に関する研究を中心に取組んでいます。本稿では、軽水炉高経年化対策研究に関するわが国の状況と当所の取組みについてご紹介します。

軽水炉高経年化研究総括プロジェクト
総括プロジェクトリーダー
首席研究員 鹿島 光一



軽水炉高経年化研究総括プロジェクト
総括プロジェクトリーダー補佐
上席研究員 新井 拓



美浜原子力発電所（関西電力提供）

研究所の取組み

1.1 原子力発電の高経年化

原子力発電は、基幹電源の一つとしてわが国の発電量の約3割を担っている。現在、運転中の54基の軽水炉の約1/3は、運転開始から30年以上が経過した高経年軽水炉であり、その数は年々増加しつつある。世界的に見ても原子力発電所の高経年化は進んでおり、高経年軽水炉がわが国と同様に全体の約1/3を占め、運転期間が40年を超えた発電プラント(以下、プラント)はわが国の1基を含め9基となっている(図1-1)。地球規模の温暖化問題と持続的な成長の両立、エネルギーセキュリティーの確保を考えた場合、原子力発電は、供給安定性と経済性に優れた準国産エネルギーであること、発電過程で温室効果ガスを排出しない発電方式であることから、中長期的な基幹エネルギーとして今後益々重要になると考えられる。2010年6月に改定された国の「エネルギー基本計画」では、上記の観点から、安全の確保を大前提に原子力発電を積極的に推進することを提言している。この基本計画では、2030年までに14基以上の増設を行うとともに、60%程度(2008年度)の設備利用率を90%程度まで引き上げることを目標に掲げた。

図1-2に原子力発電設備容量の中長期的シナリオの例を示す。この図は2030年までに15基の新規プラントの増設が必要であることを示すと同時に、既存プラントの60年を超えた運転を可能とするオプションが必要なのも示している。

わが国の場合、毎年実施される定期事業者検査と10年目毎に実施される定期安全レビューに加え、運転期間が30年を超えるプラントに対しては10年毎の高経年化技術評価が義務付けられ、審査に合格すると次の10年間の運転が基本的に認められる(図1-3)。既に二つのプラントが40年目の高経

年化技術評価を受け、40年を超える運転が認められた。10年後には、原子力発電創成期に、米国メーカーの技術を導入して設置されたプラントの運転期間が50年を超えるとともに、後続の国産改良標準化プラントの多くが運転期間30年を超える。先行プラントで得た知見を高経年化を迎える後続プラントへ反映していくとともに、先行プラントの長期運転を可能とするための研究開発を着実に実施していくことが重要となる。

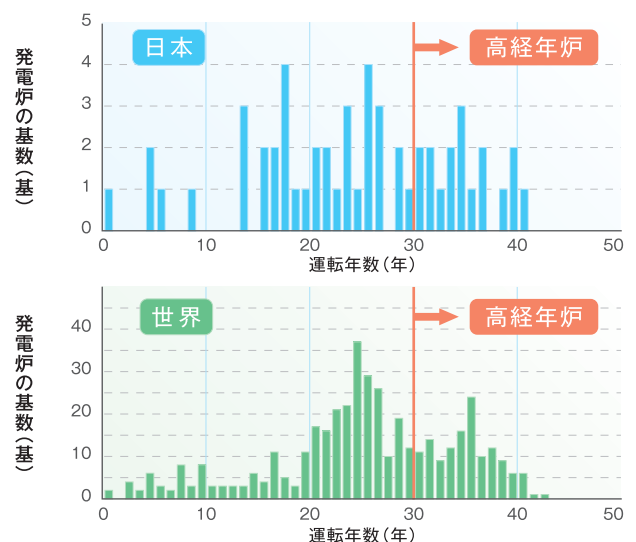


図1-1 原子力発電炉の運転年数の度数分布(平成22年4月1日現在)

- 現在の「電力供給計画」中の15基の新増設により原子力発電の設備容量は6800万kWになる。
- 仮に中長期的にこのレベルを維持するとした場合は①高経年化対策の充実とともに②今後も相当規模の更なる新増設が必要。

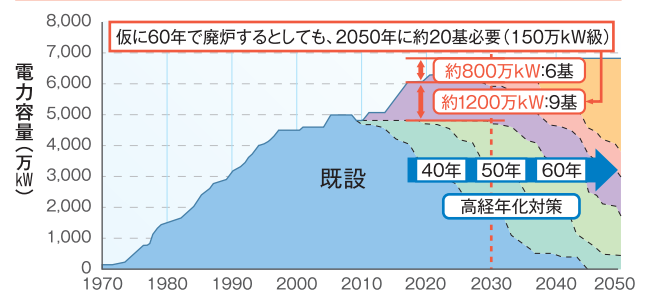


図1-2 原子力発電設備容量の中長期的シナリオ⁽¹⁾
(出典:経済産業省総合資源エネルギー調査会)

国外に目を向けると、米国では40年を超える運転には、ライセンス更新が必要であり、これに合格すると60年運転が認められる。ライセンス更新を終えたプラントが2基あり、更新申請中もしくは準備中のプラントも多数存在している。

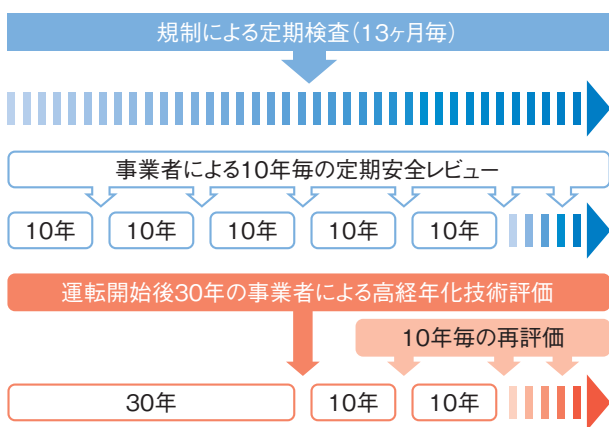


図1-3 現状の高経年化対策に係る規制体系⁽²⁾

1.2 高経年化対応技術戦略マップ

原子力発電所に使用される各種の材料(金属、高分子、コンクリートなど)は、熱や放射線、応力、腐食環境に曝されることによりナノ・マイクロレベルでの損傷を受け、この損傷の蓄積により機器の性能が低下する場合があります。高経年軽水炉では、この経年劣化事象への対応が、最も重要な課題の一つとなる。

経済産業省 原子力安全・保安院は、高経年化対策の更なる充実を目的に、2005年8月に「実用発電用原子炉施設における高経年化対策の充実について」を発表した。この中で、高経年化対策に関連する主要な経年劣化事象として、①中性子照射脆化、②応力腐食割れ、③疲労割れ、④配管減肉、⑤電気・計装設備の劣化、⑥コンクリート構造物の劣化を定義するとともに、新たな施策の一つとして、技術情報基盤の整備を挙げた。この方針の下に、原子

力安全基盤機構(JNES)に設置した技術情報調整委員会において、高経年化対応技術戦略マップ(以下、単に技術戦略マップ)が2007年に取り纏められた¹⁾。この技術戦略マップの策定およびローリング体制を図1-4に示す。技術戦略マップは、高経年化対策強化のための基本方針や個々の課題の研究目標、具体的な進め方を示したことに加え、産・官・学の役割分担の理念を示したこと、外部情勢の変化や進捗状況を毎年のローリングにより反映していることに大きな特徴がある。この理念に従い、産・官・学はそれぞれの立場から研究を進めている。

国外に目を向けると、米国では2回目のライセンス更新(80年運転)に対応したDOE(米国エネルギー省)のLWR(軽水炉)Sustainability ProgramやEPRI(米国電力研究所)のLong Term Operation Projectが実施されている。また、IAEA(国際原子力機関)においても今年から60年超運転に関する共同研究が開始される予定であり、世界的に見ても長期運転に向けた研究活動が活発化している。

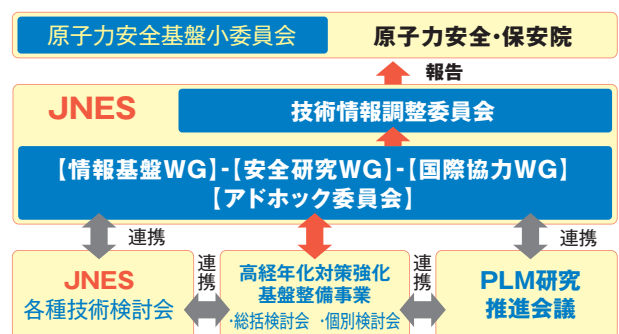
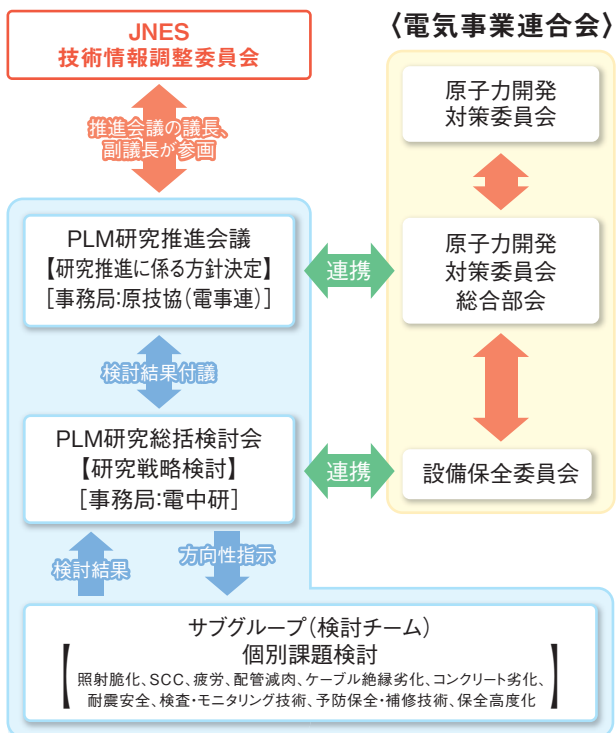


図1-4 技術戦略マップ策定・ローリング実施体制

1.3 産業界の高経年化対策研究の推進体制

電力会社、プラントメーカー、日本原子力技術協会(原技協)、当所から成る産業界では、これまで電力会社とプラントメーカーの共同研究や当所の

研究などにより高経年化対策研究を着実に続けてきたが、2007年に研究をさらに効率的に推進するため、上記メンバーから成る「PLM(Plant Life Management)研究推進会議」と「PLM研究総括検討会」を設置した。PLM研究推進会議とPLM研究総括検討会は、それぞれ研究推進に係る方策と研究戦略を検討する場で、PLM研究総括検討会には、10のサブグループ(SG)が設置され、照射脆化、SCCなどの個別の研究課題の研究方針や具体的な研究計画の検討を行っている。当所は、PLM研究推進会議およびPLM研究総括検討会に委員として参加するとともに、PLM研究総括検討会および各SGの事務局を担当している。産業界における高経年化研究の実施体制を図1-5に示す。



〈参加機関〉

9電力、日本原電、電源開発、東芝、日立GENE、三菱重工業、電中研、原技協

図1-5 高経年化研究の実施体制

1.4 当所の高経年化対策研究

当所では、材料科学研究所、原子力技術研究所を始めとして、専門分野別で取組んできた高経年化対策研究の一層の強化を図るため、2007年5月に「軽水炉高経年化研究総括プロジェクト」(以下、本プロジェクト)を設置した。本プロジェクトは、組織横断的な研究プロジェクトであり、照射脆化、SCCおよび配管減肉に関する研究を行う3つのユニットと、非破壊評価およびケーブル劣化の研究グループから構成される。現在、経年劣化事象とそのメカニズムの解明、新たな材料データベースの開発、これらをベースにした経年劣化事象の予測・評価方法の開発と規格基準への反映を目標に、高経年化対策研究に取り組んでいる。研究成果を規格基準へ反映させるため、「維持規格」や「配管減肉管理規格」を始めとする日本機械学会の発電用原子力設備規格や日本電気協会の電気技術規程(JEAC)等の規格策定委員会にも参加し、活動を展開している。

本プロジェクトの活動の特徴は、研究を通して蓄積した知見をもって産業界の研究方針の立案や取り纏め、規格・基準策定への貢献などにより、様々な形で高経年化研究の推進に寄与している点にある。次章以降で、3つのユニットで実施している照射脆化、SCC、配管減肉の研究内容について紹介する。

〈引用〉

- (1)経済産業省 総合資源エネルギー調査会 電気事業分科会 原子力部会第22回資料-3「原子力発電の推進について」21ページ、資源エネルギー庁、平成22年3月
- (2)NPO日本保全学会 第5回保全セミナー資料「軽水路における高経年化対策とその展開～発電所における経年劣化管理～」22ページ、東京電力、平成20年6月

〈参考文献〉

- 1)高経年化対応技術戦略マップ2007、原子力安全基盤機構、平成19年7月

軽水炉高経年化への対応 ～近年の研究進展を踏まえて～

2. 圧力容器の照射脆化と健全性評価

原子力発電所の心臓部とも言える原子炉圧力容器(以下、圧力容器)の内部では、ウラン燃料の核分裂反応により大きな熱を発生させ、この熱を利用して水を温めエネルギーを取り出しています。非常に高い放射能を持つウラン燃料と高温・高圧の水を内包するため、圧力容器には極めて高い安全性が要求されます。このため、圧力容器は、厚さが16～20cm程度で非常に高い強度を持つ鉄鋼材料により作られています。

一方で、ウラン燃料の核分裂反応では中性子が発生し、圧力容器のうち特に燃料に隣接する部分はこの中性子の照射に曝されます。中性子は高いエネルギーを持っているため、圧力容器に入射した中性子が鋼材を構成する原子に衝突すると、原子の配列に乱れが生じ、この結果、圧力容器の強度が変化します。この現象は「中性子照射脆化」(以下、照射脆化)と呼ばれています。

照射脆化は運転年数の経過とともに進むことが知られています。圧力容器に要求される高い安全性を維持するためには、照射脆化を精度よく予測するとともに、これを実際に確認することが必要です。本稿では、これらの課題の解決に向けた電力中央研究所の取組みとこれまでの成果について紹介します。

軽水炉高経年化研究総括プロジェクト
総括プロジェクトリーダー補佐
照射脆化研究ユニットリーダー
上席研究員 曾根田 直樹



原子炉圧力容器

2.1 中性子照射脆化とは

原子炉圧力容器に使用されている鉄鋼材料は、中性子の照射を受けると材料の特性が変化する(照射脆化)。図2-1はこの様子を示したもので、材料の破壊に対する抵抗力(破壊靱性)とそれを測定する温度との関係を示す。原子炉運転前には、圧力容器に使用される鉄鋼材料の破壊靱性は、青い線で示すような温度依存性を示すが、原子炉運転中に中性子の照射を受けると、破壊靱性は赤い線のように全体に高温側に遷移するとともに低下する。この高温側に遷移した量が脆化量(単位は℃)である。中性子照射量は運転時間に比例して増加するため、それに応じて脆化量も変化する。

原子炉の運転・管理においては、通常、予測と試験の2つの方法で照射脆化を把握している。脆化量の予測には、中性子照射量や鋼材の化学成分をパラメータとした計算式を用いる。一方、脆化量を試験により把握する場合は、圧力容器鋼と同じ鋼材試験片を圧力容器の内側に設置したキャプセルの中に入れ、これを定期的に取り出して試験(監視試験)を行う。

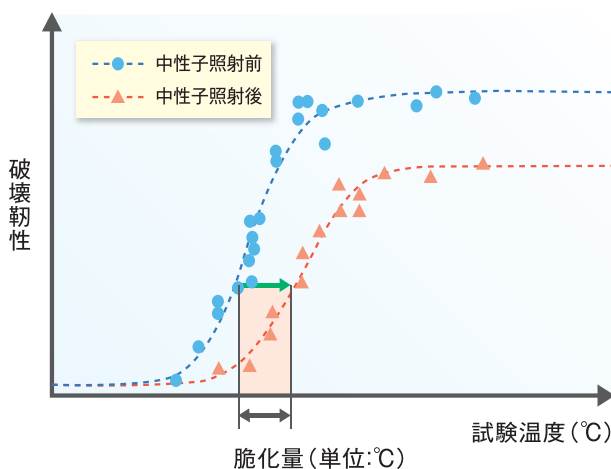


図2-1 圧力容器鋼の破壊靱性の温度依存性

当所では、照射脆化が生じるメカニズムを最新の試験および計算機シミュレーション手法を用いて解明し、それに基づき、電力会社と共同で新たな照射脆化予測法を開発した。現在、従来の監視試験を踏襲しつつ、破壊靱性をより精度良く測定するための超小型試験片を用いた破壊靱性試験法の開発を進めている。

2.2 照射脆化の高精度予測

照射脆化を予測する場合、従来、日本電気協会の電気技術規程(JEAC 4201-2004)の脆化予測式が用いられてきた。この予測式は、中性子照射量と圧力容器鋼の銅、ニッケル、リン、シリコンの含有量を用いた簡単な計算式であり、脆化量を容易に計算することができる。しかし、原子炉の運転年数が長くなり、長期の監視試験データが蓄積されるに従い、上記の脆化予測式の精度が十分ではないことが明らかになってきた。そこで電力会社と当所では、照射脆化のメカニズムを明らかにし、その知見に基づいて新たな照射脆化予測法を開発することとした。

核分裂で発生した中性子は高いエネルギーを持っており、これが圧力容器鋼に入射し原子に衝突すると、原子が高速で弾き飛ばされ、原子の玉突き衝突が発生する。この結果、本来規則的に並んでいた原子の配置に乱れが生じ(図2-2)、これが蓄積することで金属材料のマイクロ組織が変化し、鋼材の特性の変化につながる。

このような照射脆化のメカニズムを明らかにするために、当所は、三次元アトムプローブと呼ばれる装置と当所が独自に開発した実験技術を駆使し、圧力容器鋼の材料中の原子の位置と種類を調べることのできる観察技術を確立した。この技術により、

中性子照射された压力容器鋼の中で何が起きているかを、原子レベルで観察することが出来るようになった(図2-3(a))。(▶18ページ参照)

当所はこの技術を用いて、国内軽水炉の監視試験で使用された鋼材の観察を行った。その結果、①不純物の銅の含有量が多い鋼材では、銅原子を中心にニッケル、マンガン、シリコン、リンの原子が直径3nm(nmは 10^{-9} m)程度のかたまり(クラスター)が形成されること、②不純物の銅の少ない鋼材では、ニッケル、マンガン、シリコンを中心とするクラスターが形成されること(図2-3(b))、③これらが照射脆化の主な原因となることなどとともに、压力容器鋼のマイクロ組織の詳細な特徴と材料特性との相関を明らかにした。

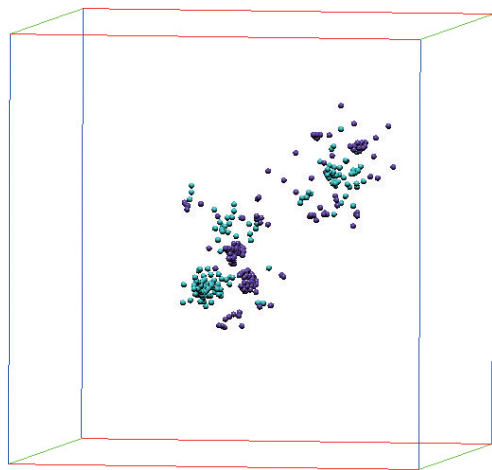


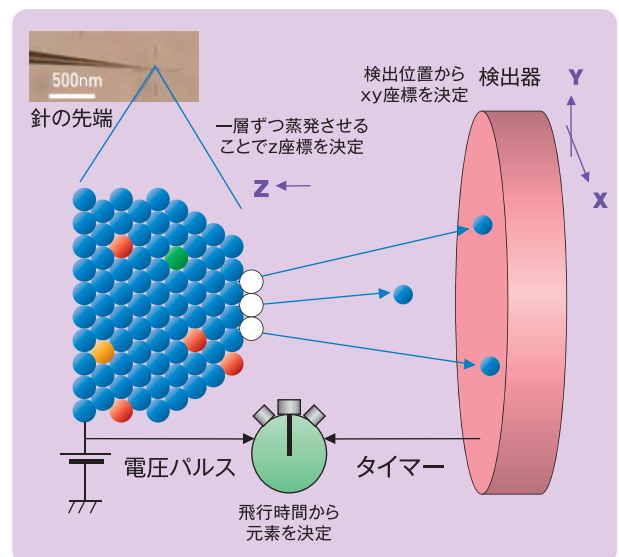
図2-2 原子の玉突きによる結晶構造の乱れの計算機シミュレーション結果

ボックスの大きさは一辺30nm、水色は原子が弾き出されて空孔となった結晶位置、紫色は原子が密に集まっている結晶位置を表す。何も表示していない場所は原子が規則的に並んでいる。

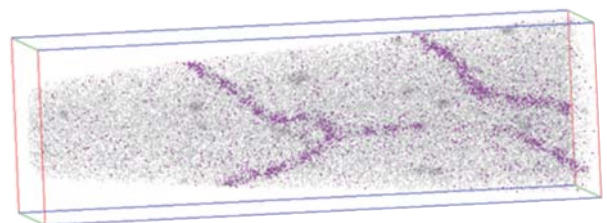
このような実験結果に基づき、従来の照射量、鋼材の化学成分(銅、ニッケル含有量)に加え、照射温度と単位時間当たりの照射量をパラメータ

とする、中性子照射によるマイクロ組織の変化を計算するための数式モデルを開発した。さらに、変化したマイクロ組織と材料特性の相関式に基づいて、脆化量を計算する数式モデルを開発した。

新しく開発した照射脆化予測法は、これら二つの数式モデルで構成され、従来よりも高精度に压力容器鋼の照射脆化を予測することができる(図2-4)¹⁾。この照射脆化予測法は、日本電気協会電気技術規程(JEAC 4201-2007)に採用された。



(a) 三次元アトムプローブの原理



(b) 銅を含まないクラスター形成の例

ボックスの大きさは $50 \times 60 \times 158 \text{ nm}^3$ で 10^7 個の原子を含む。灰色の点はシリコン原子、紫の点はリン原子を表す。

図2-3 三次元アトムプローブによる原子の分布の測定

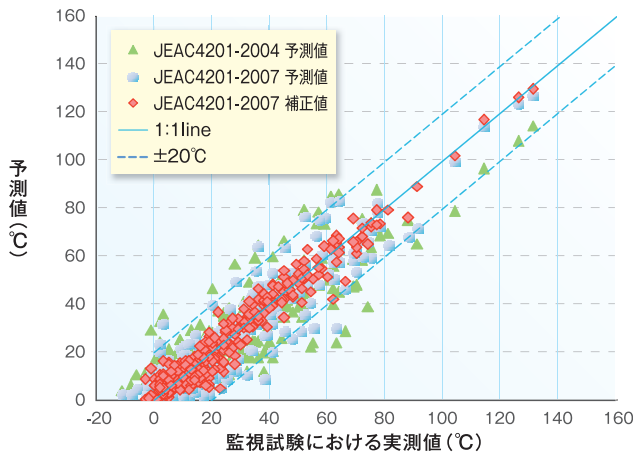


図2-4 照射脆化の実測値と予測値の比較
JEAC4201-2007で予測精度が向上している。

2.3 超小型試験片を用いた破壊靱性試験

破壊靱性値の正確な測定には、従来非常に大型の試験片を用いることが必要とされてきた。しかし、監視試験用のキャプセルには大型試験片を入れることはできないため、現状では、小型の試験片を用いたシャルピー衝撃試験で脆化量を測定し(図2-1)、照射されていない大型試験片を用いて求めた破壊靱性値を、この脆化量に相当する靱性低下分だけシフトさせることで圧力容器鋼の破壊靱性値を決定するという間接的な評価方法が規格に定められている。

一方、近年マスターカーブ破壊靱性試験法(以下、マスターカーブ法)と呼ばれる新しい手法が開発され、欧米や日本でも規格基準への取込みが進められている。マスターカーブ法の優れた特徴の一つは、小型の試験片を用いても破壊靱性値を正確に測定することができるという点である。マスターカーブ法では、破壊靱性値のばらつきがワイブル分布と呼ばれる統計分布に従うことに基づき、試験片の大きさの影響を補正することが可能である。

当所では、シャルピー衝撃試験に用いられる小型

の試験片(大きさは10×10×55mm)から更に小さい超小型試験片(大きさは約9×9×4mm)を加工し、これとマスターカーブ法を用いて破壊靱性値を測定する手法の確立に取り組んでいる。これまでに未照射材を対象に、厚さ100mmの大型試験片から厚さ4mmの超小型試験片まで、試験片サイズによらずに同等の破壊靱性値を測定できることを実証した(図2-5)²⁾。今後、国内外の研究機関の協力を得て、有効性の検討を進める予定である。

本手法により、シャルピー衝撃試験を用いた従来法による脆化量の測定を実施しつつ、さらに試験後のシャルピー衝撃試験片から加工した超小型試験片を用いて圧力容器鋼の破壊靱性を「直接」測定することが可能となり、圧力容器の安全性評価の精度をより一層向上させることができる。

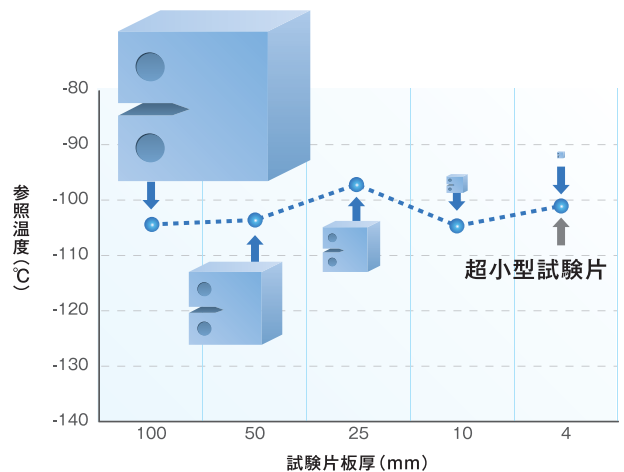


図2-5 破壊靱性値に及ぼす試験片板厚の影響

鋼材の破壊靱性値の指標となる参照温度を板厚によらず±5°C程度のばらつきで精度よく測定できる。

<参考文献>

- 1) 曾根田ほか、「軽水炉圧力容器鋼材の照射脆化予測法の式化に関する研究—照射脆化予測法の開発」、電力中央研究所研究報告Q06019、平成19年4月
- 2) 三浦ほか、「超小型試験片を用いたマスターカーブ破壊靱性評価」、電力中央研究所研究報告 Q08025、平成21年7月

軽水炉高経年化への対応 ～近年の研究進展を踏まえて～

3. 応力腐食割れ現象の解明と健全性評価

軽水炉の配管や炉内構造物では応力腐食割れ(SCC:Stress Corrosion Cracking)という損傷による設備利用率の低下や、対策に伴うコスト上昇が問題となってきました。2002年に幾つかの発電プラント(以下、プラント)がSCCへの対応により長期間停止したことを契機として、研究が精力的に進められた結果、現象に対する理解は深まり、それに基づく対策が講じられてきました。

40年の運転期間を超えるプラントが現れ、50年間の運転も計画されている状況において、適切な維持・管理を行いながら、より一層の安心・安全を確保することが必要となります。このためには、SCCの発生および進展に関する正確な情報を取得し、SCCメカニズムを理解した上でプラントを適切に管理する必要があります。本稿では、SCCに関する課題と対策、ならびに当所の取組みについて紹介します。

軽水炉高経年化研究総括プロジェクト
SCC研究ユニットリーダー
上席研究員 谷 純一



実験によって再現したSCCの断面

金属結晶の方位を電子線回折によって解析し、色分けしてあります。これによって隣り合う結晶の方位の差と、SCC進展経路の関係を調べることができます。図中、ジグザグの黒い部分がSCCです。

3.1 軽水炉材料のSCCについて

軽水炉の配管や炉内構造物ではステンレス鋼などの耐食性合金を用いているが、冷却水(300℃前後の高温水)中において使用した場合には、溶接時の残留応力程度の引張応力が加わるとSCCを生じることがある。一般的に引張応力が大きいほどSCCの進行は速くなるが、圧縮応力が作用したときにはSCCは発生しない。SCCは過度の変形を伴う破壊とは異なり、金属の組織の境界に沿って進んでいく割れである(図3-1)。



図3-1 金属組織に沿って進むステンレス鋼のSCC

沸騰水型軽水炉(BWR)ではシュラウド、シュラウドサポートなどの炉内の主要構造物、再循環系配管でSCCの事例がある。一方、加圧水型軽水炉(PWR)では原子炉容器の出口管台、蒸気発生器の入口管台などでSCC事例がみられる。また、いずれの炉型でも炉心近くの中性子照射量が高い領域では、主に材料への照射影響によって生じる照射誘起応力腐食割れ(IASCC: Irradiation Assisted Stress Corrosion Cracking)が懸念されている。これら既知の事象については、当所研究を含めた数多くの研究成果によって、現象に対する理解が進み、対策も講じられてきた。その対策の現状をまとめる。

3.2 SCCのメカニズムと対策の現状

SCCは「環境」、「応力」、「材料」の三つの因子の重畳により発生すると考えられている(図3-2)。SCCの対策としては、発生因子を取り除くことにより発生を抑制する方法と、すでに発生しているSCCの進展を管理する方法の2通りがある。

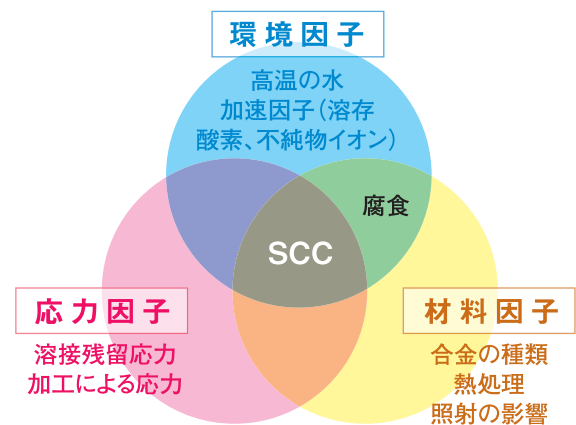


図3-2 SCCの3因子

SCC発生を抑制する対策として、まず応力因子に着目すると、溶接時の入熱を管理することによって残留応力を緩和することができる。あるいは溶接した個所の表面を叩くことにより、圧縮応力を与えてSCCが起きないようにする方法(ピーニング)も適用されている。材料因子については、実験などにより軽水炉使用環境でSCCが起きない、あるいは割れが入ってもほとんど進まないことを確認した別の材料を用いる対策がある。つまり、SCCが発生した部位あるいは発生の懸念がある部位を補修、交換する際に材料を変更することである。環境因子についてみると、例えば冷却水中に溶け込んでいる酸素を起動前に取り除く方法や、冷却水に水素を注入して酸素と反応させることにより、酸素の濃度を下げる方法などが適用されてきた。

次にSCC進展の管理について述べる。定期検査で見つかったSCCについては、補修(例えば削り取って、溶接で埋めなおす)や取替(配管などの一部を交換する)が通常の対処となる。しかし、きわめて小さなSCCが発生した部位まで補修・交換するのは必ずしも合理的ではない。米国においては検査、評価、補修・取替を体系化した維持規格と呼ばれる規格を用いた管理手法が30年以上前から適用されてきた。維持規格ではまず、超音波などを用いた検査によって欠陥の深さを調べる。次に実験によってあらかじめ調べておいた応力と割れに関する評価パラメータ(応力拡大係数)とSCC進展速度の関係(き裂進展速度線図:図3-3)を参照して、設定された評価期間内にSCCが成長する大きさを予測する。予測された寸法のSCCがあっても、地震などを含む想定される荷重に対しても当該個所が壊れることは無いと判断された場合は、継続使用が許可される。わが国においても2000年から日本機械学会の維持規格が整備され、2003年に開始した国の健全性評価制度において維持規格の適用が認められた。また、健全性評価制度の導入を受けて、欠陥の深さを調べる超音

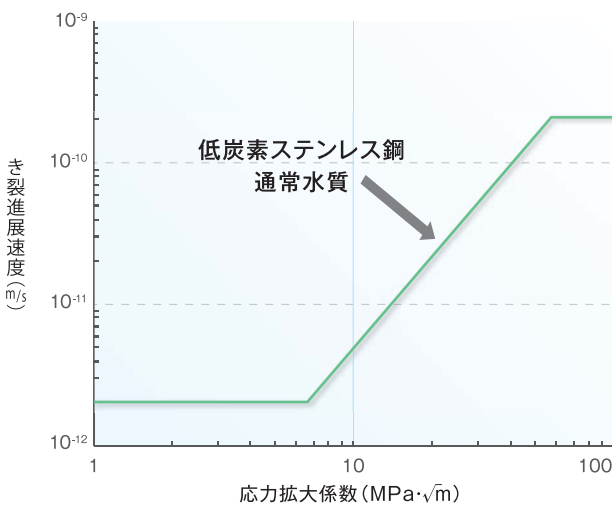


図3-3 き裂進展速度線図の例

波探傷(UT)技術が重要とされるようになり、精度の高い改良UTを適用するために、検査システム全体としての性能実証を行うPD(Performance Demonstration)認証制度が制定された。当所は材料科学研究所PDセンターを設置し、認証制度のうち検査員の資格認定試験を運営・実施している。

以上のように、既知のSCCについては発生を抑える種々の対策と、維持規格による進展の管理方法が整備されている。一方で、さらなるプラントの信頼性向上と合理的な維持・管理法の確立を目指すためには、継続的な研究開発が必要である。

3.2 SCCの研究課題と当所の取組み

(1) SCCの発生

先に述べた発生対策は軽水炉の全ての部位に適用できるとは限らないため、検査や補修の技術開発も継続的に必要である。また、SCCが発生する範囲や時期が予測できれば、保全計画の立案に有効である。このためには、SCC発生に対する影響因子の解明と定量化が必要である。最近のSCC事例や研究結果から、加工や溶接熱収縮による材料の硬化がSCC発生に影響を及ぼし、硬い材料の方がSCCを発生し易いことが明らかになってきた。しかし、加工方法や条件が異なる場合には、必ずしも硬さだけで整理できない場合もあり、より詳細な検討が望まれている。当所では、材料を硬化させるフライス加工と表面を滑らかに仕上げる研磨仕上げを組み合わせ、SCC発生に及ぼす加工条件の影響を系統的に調査した(図3-4)¹⁾。同図(a)は、加工による硬化(塑性ひずみ)がほぼ均一に与えられた試験片であり、(b)は場所により硬化の度合いにばらつきがある試験片である。平均硬さは(a)の方が(b)よりも大きいですが、SCCは(b)でより多く発生しており、SCC感受性には

硬さだけでなく、局所的な硬さの偏りも大きな影響を与えることを明らかにした。今後は発生に関わる因子をさらに詳細に調べ、その影響を定量化し、発生を予測する手法を構築することを研究の目標としている。

(2) SCCの進展

SCCの進展については実験・解析の手法がほぼ整っており、速度線図として規格にも反映されている。しかし、SCC進展速度線図には、一部保守的な考え方が導入されており、評価結果の合理性を高めるためには、試験方法および評価方法の見直しも含めて継続的にデータを取得することが望ましい。また、速度線図が整備されていない材料や、代替材料については新規のデータを整える必要がある。

さらに長期運転においては運転時間、すなわち中性子照射量に依存するIASCCは、プラントの高経年化対策上考慮すべき事象であり、さらなる知見の集約や、対策の検討が重要になる。

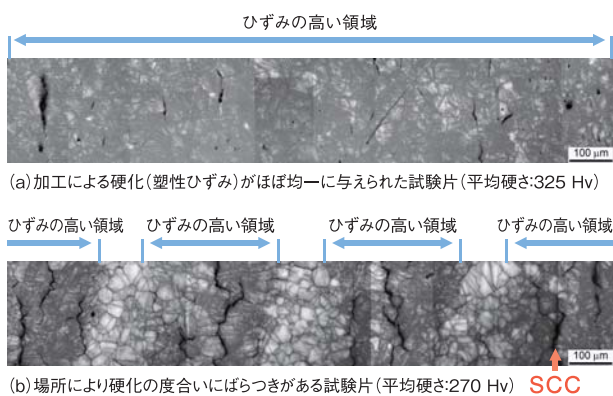


図3-4 電子線顕微鏡で調べた塑性ひずみの分布とSCC発生の関係
 図中で色の濃い方が加工により生じた塑性ひずみ大きいことを示す。

当所では、SCCが進展する様子を詳細に観察した例がある。実機の調査では、低炭素ステンレス鋼製再循環系配管の溶接部近傍で発生したSCCは、溶融境界に達すると減速もしくは停留する可能性が示唆されている。この現象を確認するために、溶接継手を

模擬した試験体を作製し、溶接部近傍のき裂進展試験を行った。母材から進展させたき裂は分岐しながら進展し、溶融境界近傍で溶接金属を避けるように向きを変え、溶融境界に沿って進展する傾向を示した(図3-5)²⁾。分岐したき裂の一部は溶融境界に達していたが、そのほとんどは溶接金属内部には全く進展しないか、進展しても100 μ mに満たないことがわかった。これにより、溶融境界におけるき裂進展は、減速または停留する場合があることが確認できた。当所では放射線場を除く軽水炉の冷却水環境を模擬した環境において、SCC進展速度データを精度よく取得できる装置を10基以上保有しており、維持規格の高度化を目指した研究を実施している。

また、SCCのメカニズムを解明する研究においては、原子レベルの空間分解能を有する三次元アトムプローブを用いた結晶粒界への微量元素偏析や内部酸化の詳細観察を試みている。今後、この観察手法を用いて材料の製造条件、熱処理条件、加工条件などが結晶粒界の組成や組織に及ぼす影響を詳細に調べる計画である。

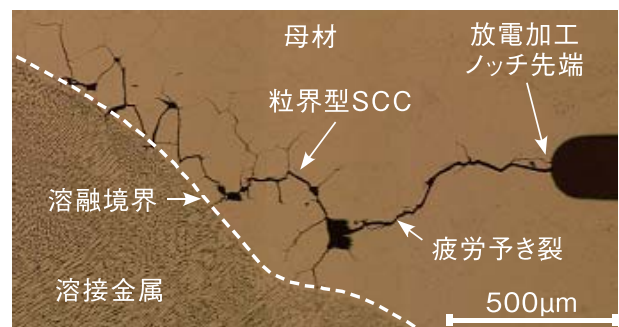


図3-5 溶接部近傍のSCC進展

<参考文献>

- 1) 宮原ほか:「表面硬化層の分布を制御したSUS316Lステンレス鋼の高温水中応力腐食割れ発生挙動」、電力中央研究所研究報告 Q09017、2010年6月
- 2) 新井ほか:「低炭素ステンレス鋼溶接境界部のSCC進展特性に及ぼす溶接金属組織の影響」、電力中央研究所研究報告 Q10001、2010年8月

軽水炉高経年化への対応 ～近年の研究進展を踏まえて～

4. 配管減肉・減肉配管耐震評価

配管減肉は、原子力発電所や火力発電所の主として炭素鋼配管において、水や蒸気の流れが絞られたり曲げられたりする箇所、配管の肉厚が次第に薄くなる現象です。配管減肉により内部流体の漏洩が生じる場合があるため、その対策が安全上・保全管理上重要です。

現在日本では、日本機械学会で策定された規格に従って、配管の肉厚測定結果よりその後の減肉傾向を予測し、肉厚が強度上の使用限界となる必要最小肉厚を下回らないよう、取替を行う管理がなされています。この規格に従って管理すれば、配管減肉による漏洩などのトラブルは最小限となりますが、現状では一つの発電プラント（以下、プラント）において定期点検1回あたり概ね500カ所（場合によっては1000カ所以上）の肉厚測定が必要とされています。

一方欧米では、減肉予測法を活用して肉厚測定箇所の優先度を考慮した管理が行われており、日本でも予測法を活用した管理の導入が望まれています。

電力中央研究所では配管減肉予測法の開発研究を進めるとともに、減肉した配管の耐震性についても検討を進めています。

軽水炉高経年化研究総括プロジェクト
減肉研究ユニットリーダー
上席研究員 稲田 文夫



気液二相流れ加速型腐食試験設備

4.1 配管減肉現象とは

プラントで肉厚管理が必要な配管減肉現象としては、流れ加速型腐食(FAC:Flow Accelerated Corrosion)と液滴衝撃エロージョン(LDI:Liquid Droplet Impingement erosion)の二つが代表的である。FACは炭素鋼配管の腐食が、流れの乱れの作用により早まる現象である(図4-1)。またLDIは高速蒸気流が流れる系統で、その中に混ざった液滴(蒸気流中の水の粒)が高速で壁面に衝突し、壁面を削っていく現象である(図4-2)。

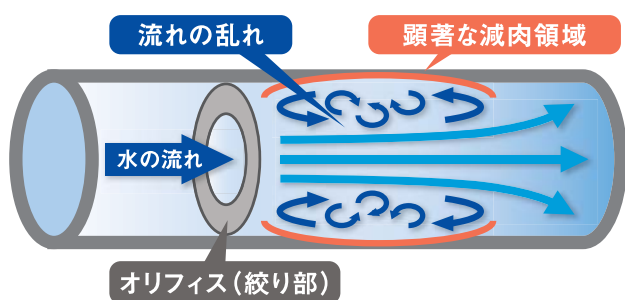


図4-1 流れ加速型腐食の模式図

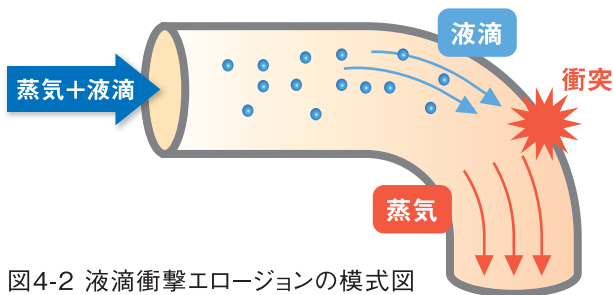


図4-2 液滴衝撃エロージョンの模式図

日本機械学会では2006年に、肉厚測定に基づく管理規格を策定し、現在本規格に基づいて管理がなされている。その後、日本機械学会では、配管減肉管理改善に向けた技術開発ロードマップを策定し、現在、電気事業・国の双方で、管理の各ステップに関連したパラメータ影響や評価法、肉厚の測定法、判断基準等の確立に向けて様々な研究開発が進められている。当所では上記規格の改

訂に向けて、FACとLDIの両現象について、現象の理解に基づく予測法を構築し、優先的に管理すべき箇所の判断に活用することを目指している。また減肉した配管の耐震性についても、特にLDIによる局所減肉の場合について検討を進めている。

4.2 流れ加速型腐食(FAC)評価

FACは、流動・水質・材料の各因子が複雑に関与している。FACが進行すると配管漏洩につながる可能性があるため、十分な注視が必要である。FACは定期的な肉厚測定により、検出は比較的容易であるが、測定箇所が多いため、当所では、効率的な減肉管理を支援できるように、FACの発生箇所や減肉量の予測手法の開発を行っている。

FACに影響するパラメータは、主に温度・局所的な流速や流れの乱れ・pH・溶存酸素濃度・配管材料のクロム含有率であり、各パラメータの増減によりFACも様々な挙動を示す。当所では過去の知見や独自に実施した基礎的な減肉実験および解析を基に、これら全てのパラメータの影響を考慮した、FACによる減肉予測モデルを構築した。このモデルにより、温度やpHなど各パラメータによるFACの定性的な挙動が再現できることを確認した(図4-3)。

このモデルを使用することにより、プラント配管のエルボやT管などの主要な要素に対して、個々の要素形状の影響により予測される局所的な減肉部位や、各要素間の相対的な減肉傾向の大きさを明らかにした。(図4-4)。

今後は予測モデルの定量的な予測精度の向上を図り、各パラメータの影響の評価手法の改良を行い、実際のプラントデータを用いた検証作業を経て、適切な保守性を維持しつつ、より合理的な予測精度を示す実用的な予測モデルの確立を目指す。

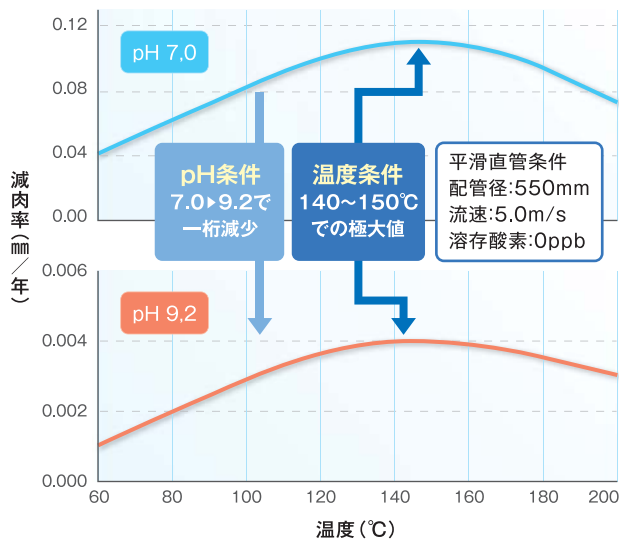


図4-3 予測モデルによるFACの温度依存性の評価

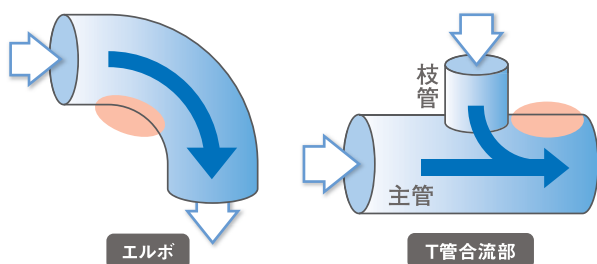


図4-4 顕著なFACによる減肉が予想される部位(●部分)

4.3 液滴衝撃エロージョン(LDI)評価

LDI(図4-2)は、水分を含んだ蒸気(湿り蒸気)が高速で流れる配管において生じる減肉現象であり、秒速100m以上にもなる高速蒸気中に混ざった液滴が配管壁に衝突し、その衝撃力で機械的に減肉が起こる。LDIはFACに比べると、より狭い範囲で局所的に発生する。これまでのところ、大規模な配管破損になった例は見当たらず、ピンホールからの微少な漏洩で留まっている。しかし減肉箇所の正確な検出が困難な場合があるため、当所では、LDIについてもその発生箇所や局所的な減肉量などを評

価・予測する手法を開発している。

LDIによる減肉に与える最も支配的な因子は、液滴の速度(流速)、大きさ(液滴径)、量(湿り度)などの流動因子である。蒸気配管系における流動因子は、配管の軸方向の位置によって状態が変化するため、LDIによる減肉を予測する上では、流動因子を把握することが必要になる。

そこで当所では、蒸気配管系のエルボ部を対象とし、流動評価・管壁面減肉評価により、LDIの減肉量や検査の優先度を評価可能とするLDI評価システムを構築した(図4-5)。

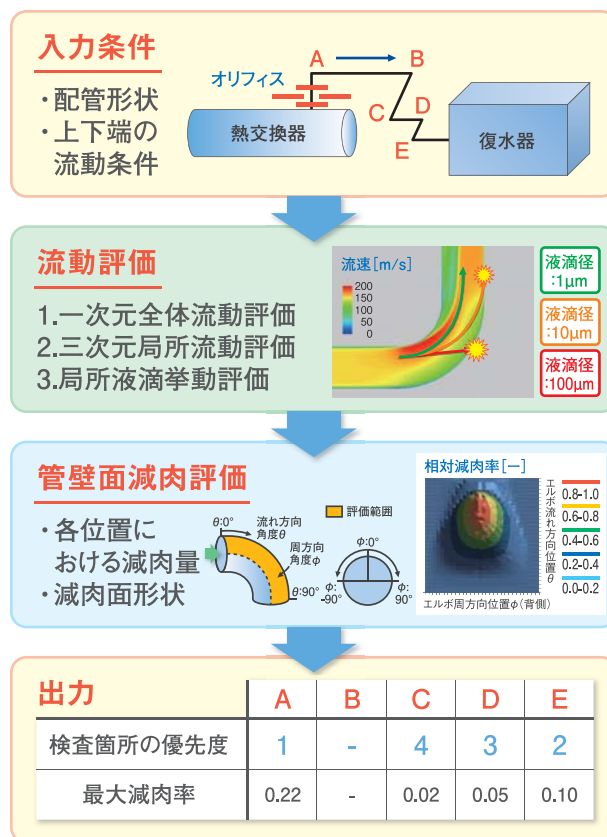


図4-5 LDI評価システムの流れ

LDI評価システムでは、まず入力条件として配管形状・配管系の上下端における流動条件を与える。次に流動評価を実施する。流動評価では、配管内

の任意の位置における一次元の流動状態(流速・圧力・湿度・液滴径)を求めた後、エルボ部における液滴の挙動(液滴の衝突位置・速度)などの局所的な評価を実施する。その後、流動評価の結果を基にして、各エルボ部における減肉量や減肉面の形状、最大減肉量などを評価する管壁面減肉評価を実施する。

現状のLDI評価システムでは、機器と機器とを結ぶ1本の系統配管につきパソコンを用いて短時間で減肉量評価が可能となっている。

最終的には、FACの予測手法と併せて、発電所などで簡便に用いることが可能な、減肉評価ソフトウェアを開発することを目標として研究を進めている。

4.4 減肉した配管の耐震評価

減肉した配管では、耐震安全性についても検討する必要があり、当所では特に、LDIによる局所減肉が発生するシステムを対象とした耐震安全性を評価する研究を行っている¹⁾。

4.3節の手法を用いて評価したLDIによる局所減肉を実部材により模擬し、原子力機器の設計で用いられる地震動を大きく越える模擬地震動をこの部材に入力し、減肉による部材の耐震安全性を調べた。実験では、当所と日立製作所が共同で開発したハイブリッド動的力学試験システム^(注1)を使用している。

図4-6は、減肉のない部材、局所減肉(減肉率50%、75%)の3ケースの実験結果と、数値解析(局所減肉、全周減肉)による計算結果を示す。局所減肉の解析結果と実験結果は良好に対応しており、局所減肉ではほとんど耐震強度が低下しないことが示された。また、現行の減肉配管の高経年化評価では、安全を考慮して全周減肉を仮定しているため、実際の耐震安全性はかなり余裕が大きいことが明らかとなった。

今後は、エルボの振動応答を整理し、より多様な地震荷重条件に対する減肉配管の挙動を確認していく。

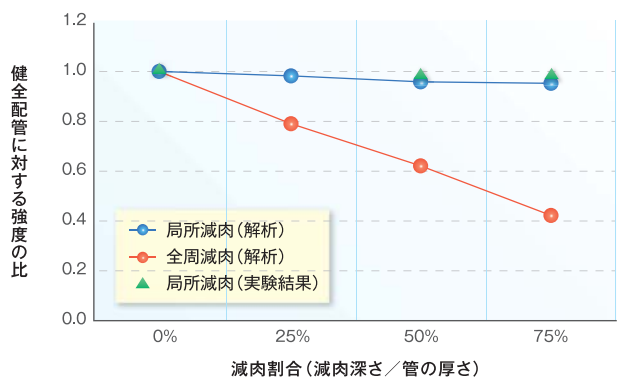


図4-6 減肉エルボの強度低下

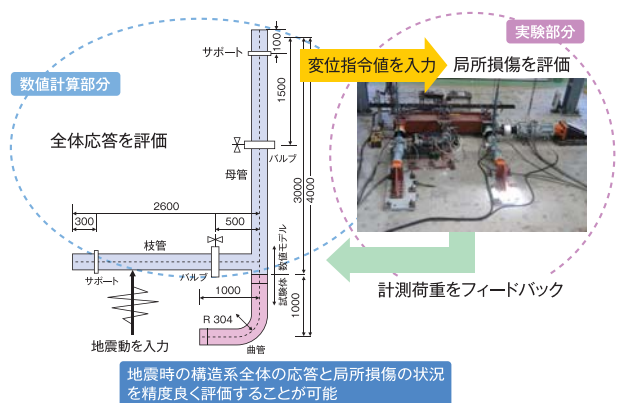


図4-7 減肉エルボのハイブリッド地震応答実験

(注1)ハイブリッド動的力学試験システム: 構造系全体の地震応答を数値的にモデル化し、損傷が生じる部位だけを力学試験に置き換え、両者の連携により耐震評価を行う、ハイブリッドの動的試験システムである。今回、減肉が生じるエルボ部分の耐震安全性を評価するため、この部分を試験部位とし、その他の直管、枝管、バルブ、サポートなどをコンピュータによりシミュレーションし、これらを連携した加振実験を行った(図4-7)。

<参考文献>

- 1) 第7回学術講演会要旨集、尾西ほか「LDIによる局所減肉を考慮した配管系の耐震安全性評価(その1~その3)」、NPO日本保全学会、平成22年7月

研究設備の紹介

「原子炉水中構造材料健全性 環境影響評価試験設備(SAFETY)」

設置場所:横須賀地区(神奈川県横須賀市)

国内の軽水炉プラントにおいて応力腐食割れ(SCC: Stress Corrosion Cracking)に対する耐性が高いとされていた低炭素ステンレス鋼でSCCが発生し、2002年に幾つかのプラントが停止するに至りました。

SCCは軽水炉の高経年化対策として考慮すべき重要な事象の一つで、その対策は以前から進められていますが、対策技術や評価手法の更なる高度化や合理化が求められています。

有効な高経年化対策を進める上では、SCC対策に加えて、点検時の被ばく線量の更なる低減を目的とした水化学技術の開発やモニタリングによる構造材料の健全性評価、配管減肉評価の高度化を目指した各種因子の重畳効果の精緻化など、解決しなければならない様々な課題が多々存在します。

SAFETYは、SCCき裂発生・進展特性の解明ならびに被ばく低減、流れ加速型腐食(FAC:Flow Accelerated Corrosion)抑制を指向した先進的水化学技術の開発を目的として設置されたもので、以下の特長を有した試験設備(SCC:7ユニット、被ばく低減およびFAC:各1ユニット)で構成されます。

- 1 BWR一次系を模擬した288℃、10MPa、およびPWR一次系を模擬した320℃、15MPaの高温高圧水環境において試験ができます。
- 2 いずれの試験設備も、水質を調整する貯水槽と各種試験を行う試験槽の間で試験水が循環する構造となっており、このため溶存ガス成分濃度や不純物イオン濃度を常に一定に保つことができます。
- 3 SCC試験設備では、金属試験片に30kN(約3t)の荷重を付与することができます。き裂が進む速度は、試験片残存断面積に対応する電気抵抗を計測することによって求めることができます。
- 4 被ばく低減評価設備(クラッド発生・移行・蓄積挙動評価試験設備)では、PWR一次系の構成を模擬した試験部で構成され、放射化した酸化物の発生、移行、沈着の挙動を解明することができます。
- 5 FAC抑制法評価設備では、高流速での腐食環境を模擬し、減肉現象に及ぼす水質因子の影響を解明することができます。



7つのユニットから構成されるSCCの設備群(写真は定荷重試験装置1(PWR))



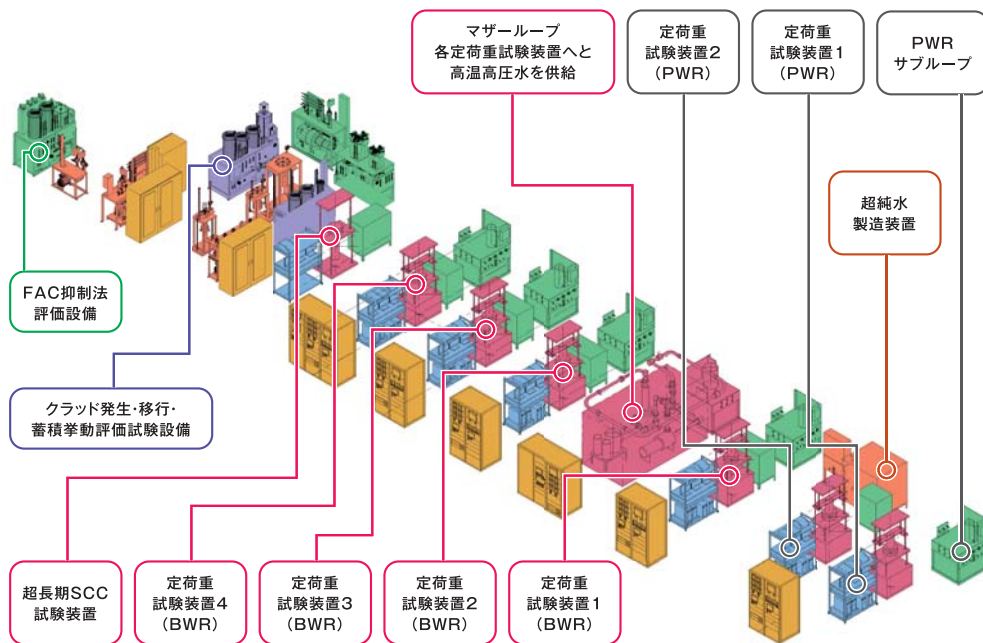
FAC抑制法評価設備

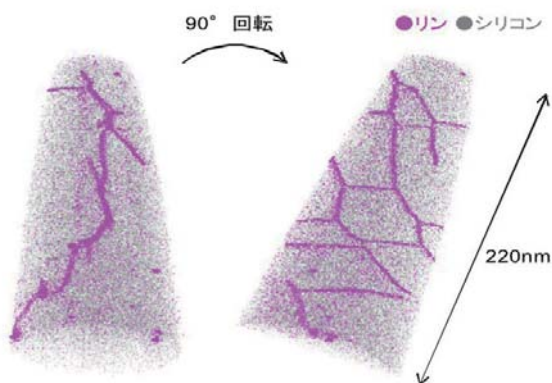


き裂進展速度を求めするための試験片
ピン孔に荷重をかけると、切欠き部で
一方方向にき裂が進む。

「原子炉水中構造材料健全性環境影響評価試験設備(SAFETY)」配置図

設備設置面 縦25m×横6m×高さ2.6m





見えないものを

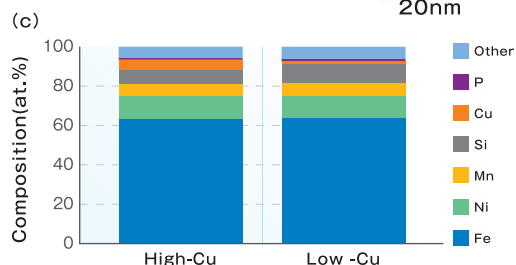
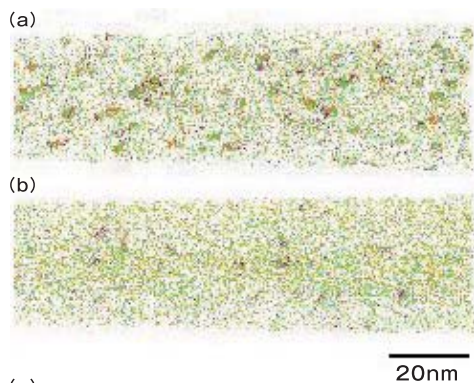
“みる”

これは何!?

リン原子が模様のように集まっています。
三次元アトムプローブを用いて、原子を1個ずつ測定することで得られました。

これは鉄鋼材料を三次元アトムプローブ(3DAP)で観察した画像です。この装置を使えば、これまで見えなかったナノの世界を覗き込むことができます。3DAPは、超高真空の環境で針状に加工した微小の試験片(金属、半導体、セラミックス)を極低温に冷却して、原子の動きを極力止めた状態にします。その状態で、高電圧をかけて先端表面から飛び出してくる原子一つ一つを計測し、試験片の原子の並び方を解析します。3DAPは、水素や炭素など他の手法では難しい質量の軽い元素の測定において威力を発揮します。(▶7ページ参照)

● Cu (銅) ● Ni (ニッケル) ● Mn (マンガン) ● Si (シリコン) ● P (リン)



『原子炉压力容器鋼(RPV)中の溶質原子クラスターの3DAP観察』

この写真は中性子照射された銅含有量の高いRPV鋼材(a)と低い鋼材(b)の3DAP観察結果です。

(a)(b)いずれの鋼材でも銅、ニッケル、マンガン、シリコン、リンを含む直径3nm程度の原子クラスターが観察されます。グラフ(c)にクラスターの平均組成を示します。

クラスターの密度や組成は鋼材の銅含有量によって変化しているのがわかります。当所では、クラスターの量(密度や組成)と材料の劣化の相関を見出すことに成功し、この結果をもとに中性子照射脆化メカニズムの研究を行っています。

次号予告「生物多様性を保全する(仮題)」

生物多様性の保全に関わる電気事業や当所の取組みについて紹介します。

DEN-CHU-KEN
TOPICS

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/>

*表紙の記号は配管図記号です