



軽水型原子炉におけるプロアクティブ材料経年劣化研究課題

Proactive Material Degradation Research Subjects for LWR

東北大学	庄子 哲雄	Tetsuo SHOJI	Member
東北大学	竹田 陽一	Yoichi TAKEDA	Member
東北大学	国谷 治郎	Jiro KUNIYA	
コンサルタント	ピーター・フォード	Peter FORD	
コンサルタント	ピーター・スコット	Peter SCOTT	

The predictive and preventive maintenance technologies are of increasingly importance for the long term operation (LTO) of Light Water Reactor (LWR) plants. In order for the realization of LTO, it is essential to prevent the degradation phenomena from emergence using proper maintenance programs on foreseeing the phenomena and evaluating their rates of development. In this paper, the research subjects which should be required for the aging degradation phenomenon in LWR structural materials which were discussed in the Proactive Aging Management Group Meeting of Tohoku-Hokkaido Research Cluster of NISA Project are introduced

Keywords: Proactive materials degradation assessment, Proactive materials degradation management, LWR, BWR, PWR, Plant Aging, Long Term Operation, Stress Corrosion Cracking, Flow Assisted Corrosion

1. はじめに

我が国では発電プラントの運転30年目に原子力安全・保安院による高経年化技術評価が行われてきており40年の供用期間に向けての技術評価が行われている。ここ数年後以内に複数のプラントにおいて供用期間40年を迎えた運転が始まる事が想定されている。軽水炉発電プラントの高経年化は世界的趨勢であり、長期安定運用に向けて大前提である安全・安心を科学的合理性を持って維持・向上させる対策技術の高度化並びに革新技术開発を継続的に推進し、技術情報基盤を強化していくことが肝要である。加えていかなる優れた技術も最終的には人によって使われる事を考えれば、今後長期的に原子力発電プラントを支える人材育成も極めて重要である。

軽水炉の長期安定運用における新たな視点は、損傷が顕在化する前に適切にその損傷を予知・予測・検出し適切な対策を取るにより効果的な予防保全を行うことであろう。新検査制度の趣旨を踏まえれば保全プログラムを基盤とする検査や状態監視等の実態把握を強化し、従前に増してリアクティブ(事後)からプロアクティブ(先見的)への積極的移行であろう。すなわちプラントの高経年化進行に伴い時間とともに変化する事象を考慮し、新たに工学的に予見し難い部位で発現する可能性の

ある経年劣化事象及び事象の複合作用として発現する可能性のある経年劣化事象(以下「潜在的な事象」という)に対する知見の充実であろう。これまでの米国原子力規制委員会(NRC)での類似研究による知見を踏まえつつ、設計、運転、検査及び補修に関するプラントデータ、他産業における知見、経年劣化事象に関する理論的検討等を総合的に関連付けて考察し、より学術的なメカニズム解明より演繹される潜在的な事象の発現可能性に係る評価の考え方を整備することは高経年化対策を先進的に進める上で重要である。

このため、原子力安全・保安院「高経年化対策強化基盤整備事業」(平成18年度～平成22年度実施)の一環として、プラントで今後対応が必要となる可能性のある潜在的な事象の抽出に係る考え方を整理し、決定された先進的かつ科学的合理性を有する評価方法の在り方に基づいて、学术界、産業界、事業者及び規制側の各分野における世界の専門家の経験及び知識に基づいた調査を実施し、その有機的な融合・活用を図ることとした。また、潜在的及び連成劣化に関する広範囲な事象について現象の抽出と重要度ランクを検討し、専門家会議での意見交換、重要度調査結果を基に一層の知見の拡充を図ることとした。専門家会議委員を付表に示す。

本稿では専門家会議においてこれまでに議論されてき

た軽水炉のプロアクティブ材料経年劣化に対する短期的課題及び長期的課題について紹介する。

なお、本稿を執筆中の平成23年3月11日に東日本大震災が起きた。大震災により亡くなられた方々のご冥福を心からお祈り申し上げます。また被災された方々の一日も早い復旧・復興を願うばかりです。大震災による東京電力福島第一原子力発電所事故に鑑みて材料損傷研究分野においてもプロアクティブ(先見的)に材料劣化を評価しておくことの重要性をあらためて痛感している。

2. プロアクティブ専門家会議で議論された研究課題

ここでは、軽水型原子炉構造材料の経年劣化に対してプロアクティブ専門家会議で議論された研究課題を列挙する。沸騰水型原子炉(BWR)及び加圧水型原子炉(PWR)材料に対して短期的課題(5年以内に完了すべき課題)及び長期的課題(5年から10年以内に完了すべき課題)がそれぞれ5件提起された。

2.1 沸騰水型原子炉(BWR)

2.1.1 短期的課題

- (1) 金属/環境界面と予兆事象の定義
- (2) 沸騰水型原子炉における非照射構造合金のき裂発生の定量化
- (3) 非照射構造合金における環境助長割れ進展に対する適切なメカニズムに基づいたアルゴリズムの開発
- (4) 沸騰水型原子炉の疲労と破壊抵抗に及ぼす環境の影響
- (5) 沸騰水型原子炉システムにおける流れ加速型腐食

2.1.2 長期的課題

- (1) 沸騰水型原子炉内構造物のステンレス鋼に生じる応力腐食き裂の予測
- (2) 沸騰水型原子炉構成材における構造合金の環境助長割れのための寿命予測能力
- (3) 沸騰水型原子炉における競合劣化モードに及ぼす潜在的相乗効果の定量化
- (4) 環境助長割れが発生する沸騰水型原子炉向けリスク情報管理能力と、その場観測・診断方法の開発
- (5) 沸騰水型原子炉に対する基礎的物理的原理に基づく酸化と環境助長割れのための定量的モデリング

2.2 加圧水型原子炉(PWR)

2.2.1 短期的課題

- (1) 表面応力/ひずみ、残留応力、微構造及びひずみの局在化を含む応力腐食割れの発生現象
- (2) 疲労と破壊抵抗に及ぼす環境の影響
- (3) ニッケル基合金の一次冷却水応力腐食割れ(PWSCC)進展に対するメカニズムに基づく寿命時間モデルの開発
- (4) 溶接金属、界面における希釈及び熱影響部の特性評価
- (5) ひずみの局在化、ひずみ履歴及び冷間加工への関係、微視構造と組成上の帯状組織

2.2.2 長期的課題

- (1) ステンレス鋼とニッケル基合金に及ぼす照射フラックスとフルエンスの影響並びにEACへの影響
- (2) 複雑溶接形状部における残留応力/ひずみプロファイルのモデリングと検証及びそれらの照射量に伴う変化の検討
- (3) き裂感受性に対する一つの劣化モードが別の劣化モードへ重畳する場合の影響分析
- (4) 構造合金における応力腐食割れ発生、確率論的モデルの特徴、ヒート間ばらつき、長い浸漬期間の影響
- (5) 基礎的物理的原理に基づく酸化と環境助長割れの定量的モデリング

次節ではそれぞれの研究課題についてその背景、研究の範囲について述べる。

3. 沸騰水型原子炉における研究課題

3.1 短期的課題(5年以内に完了すべき課題)

3.1.1 金属/環境界面と予兆事象の定義

【背景】

沸騰水型原子炉における構造用ステンレス鋼とニッケル基合金の環境助長割れ感受性は、材料、応力、環境等の多数のパラメータによって支配され、さらにこれらのパラメータ間に二次的な相互作用があることは古くから知られている。例えば、溶接時の入熱と高速中性子束/フルエンスはいずれもステンレス鋼の粒界組成だけでなく溶接部における残留応力分布と腐食電位にも影響を及ぼす。

環境助長割れの動力学が予測できる場合、上記の材料、環境、応力、及びそれらの相互作用は十分に定義されなければならない。そのようなシステム定義は多くの限界因子(例、熱処理機能として粒界炭化物に隣接したクロム欠乏の範囲)に対して構築されているが、全てのパラ

メータやその相互作用になされているわけではない。

【スコープ】

この課題提案のスコープは、ステンレス鋼、ニッケル基合金における環境助長劣化の予測をする中で、中心的役割を果たす重要項目（例、腐食電位、陰イオン活性度、応力分布、材料組成）の定量化に焦点を当てることである。例えばそのような定量化は、電気化学反応と冶金変化の熱力学や運動力学の基本的理解、及びき裂先端における転位形態と塑性の基本的理解を必要とする。しかしながら実際の目的に対して、これらのシステム条件は、応力、ひずみ、熱処理、水純度、構造形状など実際に測定でき、或いは計算可能なパラメータに再定義されなければならない。これは多くの場合困難である。例えば、沸騰水型原子炉のステンレス鋼とニッケル基合金のき裂感受性が冷間加工から受ける影響は広範囲にわたる相互に作用する物理的冶金学的現象によって支配される。また、これらの相互作用をき裂先端におけるひずみ速度のような基本的に重要なパラメータの観点から定式化することは非常に難しい。しかしながら、少なくとも、例えばき裂発生と進展の原理に同様の影響を及ぼすこれらの異なる工学的パラメータを1つの中心的な考えに結合させることは可能である。例えば、冷間加工に関連して多くの基本的パラメータがあるが、それらを全て考慮した関係式を作ることは非常に難しい。しかし、“降伏応力”や“クリープ速度”のような1つのパラメータに異なる多くのパラメータを結合させることは可能であろう。

3.1.2 沸騰水型原子炉における非照射構造合金のき裂発生定量化

【背景】

“き裂発生”にはいくつかの定義があり、孔食や粒界腐食のサイトにおける独立した微小き裂の発生という定義から、原子炉構成要素の表面で様々な非破壊的検査が行われ、それにより検出された深いき裂という定義まである。これらの定義の相互関係を図1に示す。この課題提案におけるき裂発生の定義は、分離微小き裂の合体によって主き裂が形成されるのにかかる時間 t_0 である。かなり多くの調査によって、沸騰水型原子炉内のステンレス鋼、ニッケル基合金鋼、炭素鋼/低合金鋼に関して、主き裂深さ a_0 が 50-300 μm の範囲にある時にそのような合体が完成すると分っている。それに続くき裂進展速度は、ずっと深いき裂の進展速度に関連する研究（課題提案 3.1.3）結果とおおよそ同じ（同じ応力拡大係数において）

である。

主合体き裂に至る副現象（例えば粒界腐食と孔食）の多くは、事実上確率論的であると広く受け入れられており、それゆえ、図1に示されているように、特定の合金環境の組み合わせに適応する特定数 a_0 値に対するする数

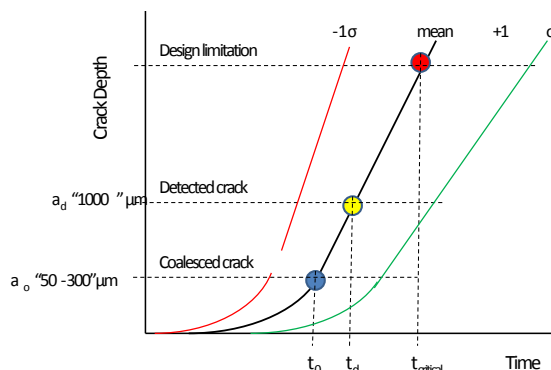


図1 き裂発生の定義と進展に関する模式的き裂深さと時間の関係

値 t_0 には分布が想定される。さらにこの分散は、“工学的発生”時間 t_d の評価までと最初のき裂がある一定の設定基準に達するまでの時間まで存続する。

“発生時間”の意味の多様性を説明するのに先立ち多くの仮説があった。それは、鋭敏化ステンレス鋼におけるクロム欠乏粒界の粒界腐食によるものとする比較的単純な説明から、非鋭敏化ステンレス鋼の冷間加工された表面におけるき裂発生を説明する仮説までも含んでいる。後者の仮説は主にニッケル基合金よりも加工されたステンレスに焦点をあて、金属酸化界面（例えば、ナノレベル再結晶粒度、すべり線/双晶帯）のすぐ下の金属微構造内で変化する酸化物（構成と構造）と複合物の役割と結晶粒界での歪みの局所化に焦点を置いている。

炭素鋼と低合金鋼に対する初期の微小き裂の発生と合体を説明する仮説は、より低い温度と濃縮環境の中のずっと初期の実験に基づいており、それは孔食での微小き裂の発生とき裂の合体を可能にする孔食における微小き裂の発生に焦点をあてていた。そのようなフェライト合金の予備観察では、沸騰水型原子炉環境で疲労荷重が加えられた場合により低温において類似した現象が起こっていることが示されている。しかしながら、炭素鋼と低合金鋼に対するこの仮説はまだ完全に定量化されていない。より最近の仮説は、冷間加工された低合金鋼に関してクリープき裂の発生と成長に至る吸収水素（隣接し、不連続な位置にある腐食に加速された）の影響に基づき進められた。これは、加圧水型原子炉2次系構成材にと

って確かな可能性であるが、沸騰水型原子炉についてもまだ評価されていないものである。

【スコープ】

この課題提案のスコープは、(a)図 1 に概略的に示されたパラメータ a_0 と t_0 の数値（と分散）を直接測定すること、及び(b)これらの観察結果と表面領域での微構造的変化と関連付けることである。

3.1.3 非照射構造合金における環境助長割れ進展に対する適切なメカニズムに基づいたアルゴリズムの開発

【背景】

沸騰水型原子炉の原子炉冷却材系統における構造合金の環境助長割れの進展（すなわち応力腐食き裂と腐食疲労）の予測モデルを開発するため、過去 30 年にわたり広範囲の調査報告がある。これまでもっとも研究がなされてきたき裂進展メカニズムは、すべり酸化モデル (GE 社) である。中心となる仮説は、歪のあるき裂先端部分での酸化反応速度論（すなわち、溶解と酸化物形成）に関係が深く、そこでは熱学的に安定する酸化物は周期的に破壊しつつある。そのような条件下では、き裂進展速度 (da/dt) は、一般的な形として以下に示される式に関連付けられる。

$$da/dt = A (d\epsilon/dt)^n$$

ここで、

$A = n$ 、き裂先端の酸化物破壊歪み及びファラデー定数を含む定数

$d\epsilon/dt$ = き裂先端ひずみ速度、酸化物破壊頻度を制御し、応力拡大係数のような計算可能な工学パラメータに関して実験的に定式化できる。

n = き裂先端の酸化物によって生成された露出き裂先端における酸化速度を数量化するパラメータ。この数値は、結晶粒界のクロム欠乏度とき裂開口部の腐食電位と水の導電率との関数である。

東北大学(FRI)での開発は、以前の GE 社での開発に対して酸化プロセスの詳細や特に進展しているき裂先端の歪み速度の公式化において拡張された。前者の開発は未だに形成段階であるが、後者の開発は非鋭敏化合金中及びより還元環境下で観察された冷間加工によるき裂感受性が高められた原因に本質的理解を与えた。

【スコープ】

これらの観察結果と理論の有効な一致にもかかわらず、GE 社の基本的科学仮定と東北大学(FRI)の予測モデルに

は未解決の問題がある。これらの取り組むべき問題は、特に次のような項目である。

(1)き裂先端開口のナノ・メータスケールとき裂先端における酸化反応を支配する物質移行への影響。現在のき裂進展速度予測アルゴリズムは自由な流体アクセスによる模擬き裂先端において計測された反応速度に基づいたものである。

(2)バルク金属における降伏応力を考慮に入れるき裂先端ひずみ速度の公式化。そのような公式化は、正確な実験

(GE 社) 及び解析(FRI)方法で開発された。この開発における仮定は降伏応力の変化（例として、冷間加工、照射損傷、熱処理）を問題にしてはいないが、それは単純化しすぎであり、さらに正当性の高いものが必要とされる。

(3)局所的微構造と塑性現象を考慮に入れるき裂先端ひずみ速度の公式化。その現象は次を含む。

(a)応力拡大係数勾配の役割（すなわち dK/da ）。 dK/da の正値はき裂進展速度を大きく速めるのが観察された。これは、おそらく短いき裂の成長にも関連があるだろうと思われる。

(b)クリープ速度に及ぼす応力/歪み勾配の役割。

(c)クリープ速度に及ぼす吸収酸素の役割。

(d)転位形態と微視的ひずみ局在化の役割。この転位形態と積層欠陥エネルギー、凝集性析出物、粒界すべりなどの因子による変化は、応力腐敗き裂と関連があると長く考えられてきた。その影響は、き裂先端ひずみ速度の変化の点について定性的に理解されてきた。しかし、未だに定量的な相関関係は証明されていない。

しかしながら、基本となる仮説は原理上では正しく、それゆえステンレス鋼（炭素鋼/低合金鋼）に関する応力腐食割れ進展感受性の合理的な予測をもっと広い範囲のシステムパラメータにおいて与えることができる。もし、この推定が正しいとするならば、この仮説は次のような場合のき裂進展の予測を網羅するほど拡大されていくだろう。

- ①照射環境内のステンレス鋼。（炉内構造物）
- ②変化する負荷と環境条件の下でのき裂進展の予測。
- ③セーフエンド、溶接付属品、点検口に使用されるニッケル基合金（例えば 600,182,82）
- ④照射を受けた低合金鋼の応力腐食き裂進展。

3.1.4 沸騰水型原子炉の疲労と破壊抵抗に及ぼす環境の影響

【背景】

オーステナイト系ステンレス鋼、炭素鋼及び低合金鋼に関する疲労耐久曲線と疲労き裂進展に及ぼす軽水炉水環境の影響に関しては過去30年に亘り相当に注目されてきた。疲労き裂進展に対して繰返し周波数、引張り負荷時のひずみ速度、保持時間、腐食電位 (BWR NWC、HWC、PWR 一次系水条件で確立されたものとして) のようなパラメータへの主な現象的応答は明確に述べられてきた。対照的に、特にオーステナイト系ステンレス鋼とニッケル基合金における疲労き裂の発生と進展に及ぼす環境の役割に関する基礎的な理解はほとんどなされていない。しかしながら、硫黄ベースの非金属介在物の役割が支配的で、ひずみが繰返し集中的に起こる場所での局所的融解・酸化に影響を及ぼすことが知られている炭素鋼と低合金鋼についてはいくらか基礎的な理解はなされている。

オーステナイト系材料の場合、ひずみが繰返し集中する場所のアノード溶解/酸化あるいは水素の影響のいずれかを連想させる2つの仮説が提案されたが、どちらも腐食電位の影響を十分に関連付けしていない。その結果、米国と日本の規制当局によってオーステナイト系ステンレス鋼とニッケル基合金を対象に課せられてきた疲労に及ぼす環境の影響を考慮に入れた、特に疲労限を評価する設計工程に対する経験的なアルゴリズムは、長期の運用、とりわけ、現実的な工学的表面仕上げとプラントの過渡状態が組み合わさった複雑なひずみ履歴に適用するには不確実性がある。

対照的に、破壊抵抗に及ぼす環境の評価は基礎現象論がまだ軽水炉構造材に使われる全種類の材料を対象に構築中なので、比較的新しい懸念である。288°C 沸騰水型原子炉環境下における応力腐食き裂進展と腐食疲労き裂進展試験に使用される破壊力学的試験片が突然破断することに関するものである。

沸騰水型原子炉水素注入環境から吸収された水素が破壊抵抗の低下をもたらしたというのが有力な仮定である。溶存酸素を含む BWR NWC にあっても、カソード反応のかなりの部分が水素発生 (加えて酸素の還元) により支えられている点も注意が必要である。水素発生は、溶存酸素を含む高温水中においてステンレス鋼の薄肉カプセルの壁を通して水素の拡散で検出することが出来る。水素脆化仮説は水中の水素濃度と対応している J-R 試験の

結果及び破壊抵抗の低下と結晶粒界に半連続的な炭化物のような水素集団の界面が存在することとの相関関係によりかなりの部分が支持されている。

【スコープ】

軽水炉構造材料の機械的特性並びに特に基本的メカニズムに及ぼす軽水炉環境の影響の分野における将来の研究に対する主な要求は疲労に及ぼす影響の影響を突き止める必要性から生じている。そのことにより、設計で使用される現在の評価方法の長期にわたる信頼性を担保し、適切にそれらを修正していくことが出来る。オーステナイト系ステンレス鋼とニッケル基合金の疲労き裂発生と進展の場合、疲労抵抗の環境による劣化の基本的メカニズムを明確にすることは急務である。これは、BWR NWC におけるより酸化条件よりも疲労抵抗に対して有害であることが知られている水素濃度と腐食電位の役割が特に注目される加圧水型原子炉の一次・二次系環境と沸騰水型原子炉水素注入下環境の場合に当てはまる。沸騰水型原子炉の多くが“水素注入”と貴金属技術に関連した還元性環境を採用していることを考えてみれば、上記の課題は沸騰水型原子炉においてももちろん懸念材料である。

破壊抵抗の場合、水素脆化説を確認し、前述の通常の運転温度で突然起こる試験片の破断の原因であるかどうかを確定し、かつ吸収された水素の濃度 (実際的に対象となる部材では水素濃度の勾配が生じるだろう)、関連微細構造特性と破壊抵抗の間の関係を定量化する必要がある。J-R 試験中に破壊抵抗が失われる第一の原因が通常採用される低ひずみ速度で起こる環境助長割れであるという命題を確認する必要がある。また、破断が突然起きることは水環境にさらされたことに起因する機械的性質への本質的影響であるかを確認する必要がある。

ニッケル基合金 600 と 690 及びそれらの溶接金属についての研究と同様にどの程度までその現象がステンレス鋼、特に熱で脆くなるかもしれない鑄造ステンレス鋼 (CASS) と炭素鋼と低合金鋼に及ぶのかを見極めなければならない。

3.1.5 沸騰水型原子炉における流れ加速型腐食

【背景】

流れ加速型腐食 (FAC) とは、単相及び 2 相の状況で流れる水や蒸気に起こる加速腐食を意味する。流水または蒸気と隣接する酸化面に起こる質量移行に制御される酸化と還元電気化学反応速度の変化と関係する。流れ加速型腐食は、高い乱気流のある流れ方向における急激な

変化と構造上の不連続性に関係することもよくある。炭素鋼からの典型的な金属損失は、200°Cで単相流速6—10 m/sの場合、1年につき容易に1mm以上になる。また、流れ加速型腐食は主にコンデンサーやポンプのような三次冷却水システムコンポーネントに使われる銅合金に起こることがある。しかし、冷却に海水を使用するところではチタン合金、川や湖沼水が使われるところではステンレス鋼の使用が好まれ、銅合金は徐々に使用されなくなってきた。従って、ここでは炭素鋼に焦点を当てて述べる。流れ加速型腐食の影響は以下を含む：システムの圧力や応力が支持できなくなるまで薄くしたことに起因する明確な構成材の不具合、(b) 給水鉄分への重要な貢献、(c) 沸騰水型原子炉のBOP機器における放射能濃度の増加、(d) 放出された鉄酸化物による流量測定装置とイオン交換樹脂の汚れ。流れ加速型腐食の結果の極端な例は、1986年のSurry-2 PWRの二次冷却水装置側の直径18インチの炭素鋼凝縮系と2004年のMihama-3 PWRの低圧加熱器と空気分離器の間の24インチの炭素鋼蒸気配管にできた破裂である。

以下のシステムパラメータとその組み合わせが水と蒸気の中の炭素鋼で起きる流れ加速型腐食の程度を決定するのに重要であることを示すデータが豊富にある。

- 温度
- 酸素と水素濃度（腐食電位）
- 水化学と pH
- 基板金属の化学組成
- 単相または二相流れと乱気流

この情報は、たとえば次の項目に基づいた緩和対策を構築するのに十分である：(a)合金の追加（クロミウム>0.15-0.2wt.%）、BWR給水ライン20-30ppb以上の酸素を追加、(c)加圧水型原子炉の二次システムのpH(25°C)を10に近づけるようにコントロールすること。

緩和対策を構築することに加えて、この現象学的な知識は検査優先順位に関連した決定のために使われている。EPRIが開発したCHECWORKSTM予測コードはその一例である。このコードは軽水炉で流れ加速型腐食を制御している因子について広範囲に研究された後に開発された。上述の流れ加速型腐食の現象に影響を及ぼしている各パラメータのために経験的予測アルゴリズムが開発された。

類似の経験的アプローチは、ドイツで使用されるCOM-SYコードで採用されている。このコードは、流れ加速型腐食に関する全ての既知の実験的データとプラントデー

タに基づいている。また、それはプラントの形状と熱水力特性の詳細なモデルを取り入れ、水化学と材料組成に基づいて流れ加速型腐食のリスクにさらされているゾーンを評価する。流れ加速型腐食を起し易いと判断されたサブシステムについては、各構成材の耐用年数を予測するために詳細な分析を実行する。統合された検査管理モジュールは検査データの利用を可能とし、検査範囲、場所、間隔を最適化することが可能になる。フランス電力庁(EDF)が開発したBRT-CICEROTMソフトウェアは、バルク水中のマグネタイト減少と第一鉄イオン濃度が平衡する境界層間を移動する第一鉄イオン移行の物理的モデルに基づいている。物質移動係数による熱水力パラメータと同様に、境界層中の平衡第一鉄イオン濃度とバルク水中のそれを通して水化学と温度は考慮される。材料組成パラメータは、モデルで主に酸化物の厚さと多孔性に影響を及ぼす。フランス電力庁は1990年代初めに2、3カ所のプラントでBRT-CICEROモデルを実験的に使ったが、Fessenheim Unit 2の径違い管継ぎ手でひどい流れ加速型腐食が2001年に起り、そのモデルによって正しく予測されていたことが判明してからすべてのフランス電力庁のPWRで同モデルを使用することを義務付けた。それ以来、このモデルは58のプラントで約4800種の異なるパイプ要素について過去20年にわたって測定された6000本以上パイプの厚さを試験している。熱力学データベース、化学計算（溶存酸素を含む）、合金元素（特にクロム）、蒸気ボイド計算及び多くの形状因子は最近改善され更新されている。

あまり知られていない物理的モデルとしては、Advanced Gas Cooled原子炉の貫流ボイラーで起こる流れ加速型腐食問題に対処するために、イギリスの中央電力庁のために開発されたモデルがある。それはフランス電力庁のモデルとほぼ同じ特徴があるが、陰極の反応率と高い流量速度で起こる腐食電位の低下に及ぶ流れの影響を考慮している点で決定的に違う。特定のAGRボイラー問題で指摘されているが、これは、流れ加速型腐食速度が流体（速度）¹⁴に依存するほど高い物質移動速度で流れ加速型腐食動力が非線形に依存するようなる問題を引き起こす。流れがカソード反応に対して及ぼすこの特別な影響は重要であり、さらに注意が必要であろう。

【スコープ】

このような背景を考えれば、機構的根拠に基づかず、経験的データだけに基づく予測精度には注意を払わなければならないことは明らかである。これは多くの相互に

絡み合うパラメータが現象の入力に必要な環境助長割れや流れ加速型腐食の状況についてもいえる。経験的なデータベースの枠を越えて予測を立てるときは、このような注意は二重に重要である。

今後の研究では流れが不連続な場所での水流の重要性やカソード反応に対して流れが及ぼす特別な影響を視野に入れるべきである。

3.2 長期的課題 (5-10年以内の完了を目指す)

3.2.1 沸騰水型原子炉内構造物のステンレス鋼に生じる応力腐食き裂の予測

【背景】

沸騰水型原子炉の照射を受けた構成材の応力腐食き裂 (IASCC) に対する感受性は、非照射ステンレス鋼で観察されたのとはほぼ同じ方法で様々なシステム (材料、応力、環境など) パラメータに対応する。例えば、どちらの場合でもき裂感受性は引張応力、腐食電位、アニオン不純物濃度と粒界化学に依存している。

このように、IASCC がき裂の新しいメカニズムではなく、単に 3.1.2 と 3.1.3 項の初めに述べたようにき裂発生 の様々なフェーズで律速パラメータに照射誘起による変化が反映されているだけであると提唱することは合理的である。そのような照射によって誘起された変化は、腐食電位、引張残留応力、粒界組成と降伏応力になるだろう。中性子束によって引き起こされるこれらの変化 (腐食電位) はき裂感受性にすぐに影響を及ぼすが、それに対して他のフルーエンスによる変化 (材料組成、応力緩和、耐力など) は、たとえ現在の沸騰水型原子炉運転期間であっても長期にわたって影響を及ぼすだろう。従って、き裂進展のすべり・酸化メカニズムが沸騰水型原子炉の照射を受けたステンレス鋼の適切なき裂モデルであると仮定されている。それゆえ課題は、腐食電位、負荷応力、降伏応力及び粒界化学に及ぼす中性子束、フルーエンス及び γ 線照射の影響を特定することである。

ステンレス鋼のき裂進展を支配する基本的なパラメータに対する特定の照射影響は、次の項目を考慮することで定量化されるかもしれない:

- ① 腐食電位及びこれがどのように中性子束で変化するか
- ② 粒界組成における照射誘起変化
- ③ 照射誘起硬化と変位負荷構造の (displacement loaded structures) 場合の応力緩和

ステンレス鋼のき裂進展に対するすべり・酸化予測モデルへこのような照射誘起変化を取り入れるために行った予備的研究の結果は既に報告されている。例えば、き裂成長速度は一定でなく、応力緩和、降伏応力と粒界鋭敏化の増加という競合影響を反映して変化することが分かる。この観察結果は、き裂進展速度と応力拡大係数の関係に対して直ちにフルーエンス/時間の制約が課されることに注意すべきである。以上の議論から照射を受けたステンレス鋼のき裂進展予測には根拠があると言えるだろう。しかし、加圧水型原子炉の炉心構成材で生じる IASCC に対する懸念と全く同様に、耐用年数 60-80 年の沸騰水型原子炉で直面し、かつ低フルーエンスでは経験されていない 5 から 10dpa の照射フルーエンスにはさらに課題がある。例えば、シリコン偏析が重要かもしれないという証拠もある。粒界のシリコンはフルーエンスと共に増加し、0.5-1% Si を含む多くのステンレス鋼は粒界で 5% 以上に増える可能性があるためそれは重要かもしれない。確かに、組成測定は通常、1-2 nm のビームサイズで分析的な電子顕微鏡検査によりなされるが、粒界での実際のシリコン濃度は原子百分率 50 に近づくかもしれない。シリコンレベルを (例えば 1.5-5%) に上げたステンレス鋼に発生したき裂進展速度を測定すると、結果は高い進展速度を示し、また応力拡大係数と腐食電位の影響は限定的か全くないことが示されている。特にクロム欠乏が飽和状態になった後、シリコン濃縮が続くように見えるので、この観察はステンレス鋼によっては、なぜ高いフルーエンスで腐食電位を下げる利点が失われるかを説明するうえで役立つかもしれない。残念なことに現時点ではこの影響に対して定量的に寿命を予測する能力はない。

【スコープ】

基礎科学の課題 (放射線分解/腐食電位モデルの検証と関連したより“応用科学”的懸念とは別として) は、粒界特性の定義とこれらがどのように速い中性子フルーエンスで変わるかを定義することに関連する。ここではシリコン偏析、硬化、ヘリウムバブルと遅いブルーミングフェーズの生成が IASCC にどのような役割を果たすのかといった基礎知識に注目する。この理解は、照射を受けている中で微細構造が発達する様子を表すより優れたモデルを構築することと共に、上述の IASCC 進展モデルの構築とリンクされなければならない。そのような微細構造モデルは、侵入元素の拡散現象だけでなくヘリウムや水素生成につながる核変換反応に与える中性子スペクト

ルの影響を考慮しなければならない。環境助長割れ試験では、き裂の発生と進展のどちらも重要視するべきである。その際、き裂形成に先立つ表面の硬化、酸化物形成、劣化に照射が与える影響に関して述べたセクション 3.1.2 の延長として前者に注意を払わなければならない。粒界との相互作用や変形が起きている間のチャンネル形成の役割もき裂先端ひずみ速度アルゴリズムの定義に関連して研究されなければならない。

3.2.2 沸騰水型原子炉構成材における構造合金の

環境助長割れのための寿命予測能力

【背景】

環境助長割れを受ける構成材の寿命を予測するために、以下に示すような様々なアプローチで研究がなされてきた。(a) 特定の部位で起きた故障解析、(b) 種々の応力、材料、環境の役割を評価するための統計的手法、(c) 実験に基づいた予測アルゴリズムの考案、(d) わずかな例として、金属/環境界面で起こるより基本的な現象の理解に基づく寿命予測アルゴリズムの開発。これらのアプローチは全て本来的な出来事の起こる時期が分からないので限界がある。あるいは分かたとしても、結果的な予測アルゴリズムはこれらの表面現象をローカルにもグローバルにも十分詳細に定量化しないので限界がある。

広く報告されているアプローチとしてステンレス鋼パイプの寿命を予測するためのアプローチがあり、それは将来寿命予測の基礎として役立つと考えられる。このアプローチでは、深さ 50 μm の固有の欠陥が原子炉の試運転時に存在すると仮定したが、この仮定は従来の観測と一致している。さらに、配管系の分類のために、適切な応力強さとき裂の深さの関係、適切な水伝導率、腐食電位と鋭敏化度を用いてすべり酸化モデル (3.1.3 項) によりき裂の進展を予測できると考えられた。現在の標準と比較すると非常に汚れた冷却水で稼働している 1 台の原子炉で発見されるき裂の深さの範囲は予測され、28 インチの循環配管系の場合、最大残留応力の予測と最大き裂深さと一致する。予測されたように、比較すると検査期間にき裂は観察されなかった (き裂深さは NDT の検出限界を上回らなかった)。予期されたように、き裂が板厚の 4 分の 1 に相当する検出可能な深さに達する時間は残留応力プロファイルと鋭敏化度の関数である主傾向を持って水の純度の関数であった。

そのような予測能力は、例えば計画的な運転条件の関

数として将来の劣化活動を予測する能力に繋がる。

【スコープ】

本セクションのスコープは、3.1.1、3.1.2、3.1.3 項で議論した結論に基づき、様々な運転モードの沸騰水型原子炉において環境助長割れが起きるステンレス鋼、ニッケル基合金、低合金鋼を対象に寿命予測アルゴリズムを開発することである。この目的を達成するために次の項目を検討する。

- ① 主要な合体き裂の到達に関して示した a_0 と t_0 の平均値の実験的決定。これらのパラメータに関する定義可能な偶発的不確定性があるかもしれない。
- ② 特定の沸騰水型原子炉構成材に関連する合金/環境のための進展速度アルゴリズム。

この全体的なタスクは現在利用できるモデルと入力内容 (または入力想定範囲) を使用してすぐに開始できる。従って、研究所及びプラントのデータの平均値や分散を予測する観点から定量化可能である。

3.2.3 沸騰水型原子炉における競合劣化モードに及ぼす潜在的相乗効果の定量化

【背景】

熱や照射による脆化に係る材料の劣化メカニズムの研究は全て取り組みに長い時間と莫大な資源を必要とする。さらに、およそ 400 $^{\circ}\text{C}$ 以上では物理的時効メカニズムが変わるので、長期間熱時効は高温を用いて過度に加速することは出来ない。

複数の時効過程により潜在的な重ね合わせが重要な影響をもつ材料は、デルタフェライトを含んでいる製造されたオーステナイト系フェライトステンレス鋼 (CASS) とステンレス鋼溶接金属である。これらの材料は大量に沸騰水型原子炉と溶接構造物の主要な配管、弁体と炉心支持構造物に使用されている。CASS とステンレス鋼溶接金属の熱時効の程度に影響を及ぼしているフェライト、クロム、モリブデンと炭素のようないくつかの元素に関しては、破壊靱性に及ぼすそれらの影響が広範囲に研究されている。しかし、沸騰水型原子炉の一次冷却水環境の熱や放射線損傷との組み合わせで脆化した材料の潜在的な応力腐食割れ感受性を取り扱った研究は非常に少ない。

【スコープ】

熱時効に対する感受性が高程度と中程度の少なくとも 2 つの CASS ヒートを研究することを目的とする。これらの材料は、40 年と 60 年の運用寿命の終わりを模擬するの

に十分と想定した 400°C の熱で時効される。より低い温度で同等の熱時効脆化を計算するために使われる活性化エネルギーは、一般的に許容されている温度よりも~100 kJ/mole と低く、別途実証されなければならないことに注意が必要である。10dpa までの照射は、プール型熱中性子炉や高速中性子炉で順次行うことができるだろう。運用寿命末期の熱時効脆化を模擬するのに要求される時間内に、高速フラックスを沸騰水型原子炉 (2, 3dpa) において起こりうるフラックスと一致した値に下げたために、400°C まで高温で時効させることと同時に試験片を適切に遮蔽し、ナトリウムで冷却された高速中性子炉で照射することも可能であろう。

沸騰水型原子炉の一次冷却水で生じる応力腐食割れと破壊靱性及び破壊抵抗の関係は、熱と照射を様々に組み合わせることで脆化させて評価されるだろう。

3.2.4 環境助長割れが発生する沸騰水型原子炉向け

リスク情報管理能力とその場観測・診断方法の開発

【リアルタイムのその場観測能力】

リアルタイムのその場観測能力は、火力発電、航空機、輸送産業を含む他の産業において開発された。これらの方法が沸騰水型原子炉で起こる材料劣化問題に開発できないとか、管理に利用できないという理由は原理的にはない。この能力は以下を必要とする：

- ① 放射線分解と腐食電位モデルに関連したシステム定義“ツール”、製造プロセスに依存する材料条件の定義と関連したモデル
- ② モデルの較正点として機能するためにアクセス可能な位置に置かれるシステム定義検知装置。そのようなモニターは、腐食電位とき裂進展速度試験体を含める。
- ③ 特定の材料/環境/劣化モードの組合せで行う寿命予測モデル

ここに記述した全ての必要条件の要素はすでに利用できるか、今まで述べたように開発中である。

このようなモニタリングと診断方法は広く使用され、以下を含む：

- ① たとえば、原子炉が稼働中に想定外の変化が起き、それが材料劣化の変化に関係するかもしれないリスクを分析するときに“頻度”における変化を瞬時に定義すること。
- ② 環境の電位変化に関連する“改善因子” (FOI) の評価。
- ③ その時の劣化予測に基づく点検作業の優先順位。

このような“モニタリングと診断”を統合したシステムの予備バージョンが現在試験可能な状態かもしれないが、“商業的”応用が可能になるまでには次のような重要な障害を克服しなければならない。

- ① 全体から局所までの能力を有する適切な放射線分解と腐食電位モデルの認定
- ② 長期耐用の信頼できる腐食電位モニターの開発。
- ③ 非破壊的で現場で観測できる残留応力モニターと局的ひずみ状態を定量化する方法の開発

【時間依存材料劣化に対するリスク情報管理能力】

リスク情報に基づいた安全解析は、規制や操作上の決定 (例えば点検、メンテナンス、加圧熱衝撃) のために 1980 年代から米国で定着している。見込みに基づくリスクアセスメントと伝統的な決定論的安全解析を組み合わせるこれらの方法論は時間とともに起こる材料劣化を考慮するリスク情報に基づいた安全裕度特性を提供するために研究を深める必要がある。環境助長劣化促進に対処する現在の状況では、“荷重”と“許容荷重”は“き裂深さ”と“限界き裂深さ”に置き換えることができるであろう。どちらも、環境或いは熱や照射脆化の影響により時間と共に変化するかもしれない。

3.2.5 沸騰水型原子炉に対する基礎物理的原理に基づく酸化と環境助長割れのための定量的モデリング

【背景】

軽水炉システム構成材の環境助長割れに取り組む長期研究の目的は基本的な原子物理学的理論に基づく予測モデルを開発することである。沸騰水型原子炉の場合、目標は 40 年から 60 年まで寿命を延長し、最終的には 80 年までを期待して長期の老朽化から生じる問題を予期し挑戦することである。そのような耐用年数に達するリードプラントがない現状では実験的にこれを試験することは明らかに困難である。

東北大学では、き裂先端の応力/ひずみ場に最新の破壊力学を応用することにより基本的物理学的基盤のモデル化に向けてすでに動き出している。この取り組みでは、き裂の進展に様々な仮説を立て、金属と酸素の相互作用に分子動力学モデリングを応用している。これらのイニシアティブは、モデリングを応力腐食割れ感受性の演繹的な原子論的予測にまで上げたいという願望に部分的に対応する。

【スコープ】

演繹的な原子論的・メゾスケールの物理的モデルで理論的には原則として探究され得る主題について要点を以下にまとめる。

- (1)表面の領域：平滑な表面と欠陥、金属の表面の活性度と皮膜成長、酸化物と下にある金属の間の応力、皮膜とその下にある金属の応力。
- (2)き裂先端の領域：隙間が狭いナノメートル幅のき裂での物理的プロセス、き裂先端の隙間、空洞、転位と変形、き裂先端の水化学、水素の活動と相互作用、き裂進展プロセス、短いき裂の合体。
- (3)長いき裂の領域：き裂進展の低速から急速（破壊力学に支配される）への移行、イオン移動、不純物の hideout と隙間内水化学
- (4)放射線の領域：中性子と他の電離放射線に対する環境及び金属の相互作用、金属と保護酸化物の照射損傷、物理的特性の変化、照射誘起応力腐食割れの進展過程。
- (5)応力腐食割れ現象の領域：冷間加工と応力経路の影響。

4. 加圧水型原子炉における研究課題

4.1 短期的課題（5年以内に完了すべき課題）

4.1.1 表面応力／ひずみ、残留応力、微構造及び

ひずみの局在化を含む応力腐食割れの発生現象

【背景】

き裂発生は、通常その反応の平均値（および標準偏差）を決定するために同一条件下で試験されるべき多くの試験片が要求されるというその過程の確率的性質のため本来的に研究することが難しい。それにもかかわらず、全ての既知の観察可能な表面の特性評価パラメータが一定に保たれることを確実にするという目的で試験片作製準備への適切な注意で、適度の数の試験片の試験でさえ、例えば6つの試験片が統計的信頼の妥当なレベルで平均的挙動を決定できるとして、多くの進歩が達成できると思われる。

発生反応の特性評価に関して大部分の注意が必要である2つの応力腐食割れ現象は、ニッケル基合金、特に600型合金と溶接金属合金 132/182 の一次冷却水応力腐食割れ (PWSCC)、および加圧水型原子炉一次冷却水条件における冷間加工されたステンレス鋼の粒界型応力腐食割れ (IGSCC) である。しかしながら、第二のケースではプロセスにおける水化学の過渡現象の役割は明確化を必要とする関数である。これら2つの主要な課題に加えて、

炭素鋼及び低合金鋼 (C&LAS) の応力腐食割れ及び外部表面の応力腐食割れ（主にオーステナイト系ステンレス鋼の）は、プラントの長期間劣化の状況において注意に値するさらなる課題である。

【スコープ】

既存の研究結果は、通常のパラメータである応力、腐食電位、温度及び材料個々の感受性における固有ばらつきに加えて、ニッケル基合金の一次冷却水応力腐食割れ発生の可能性に関して表面状態の重要性を明らかにした。しかしながら、表面状態の特性評価とき裂発生確率に対する影響に関する定量的情報が不足している。評価されることができたパラメータには、表面残留応力、転位密度を含む極表面微構造、結晶粒界炭化物分布、粒界整合性及びひずみの局在化がある。

低ひずみ速度引張試験という厳しい力学的条件下での試験手法によるもの以外では、加圧水型原子炉一次冷却水中における粒界型応力腐食割れ発生に関する発表はほとんどないという点で、冷間加工されたステンレス鋼の応力腐食割れ発生はそれほど明らかではない。基本的にニッケル基合金に対して上記で提案されたものと同じパラメータは、通常の運転温度より低温で典型的に起こるといふ過渡的酸化条件の影響を追加することにより研究されることができ、また、これらのパラメータは粒界型応力腐食割れ発生の原因であると強く疑われている。周期的で遅い動的ひずみは、基本的な評価を必要としているもう一つのパラメータである。

炭素鋼及び低合金鋼の場合、かなりの注意は応力腐食割れ発生（及び進展）に及ぼす過渡的酸化条件と過渡的動的ひずみの影響に過去において集中した。しかしながら、若干の最近のプラントにおける出来事は、低い腐食電位もしくはパイプ外表面においてでさえ、内表面における腐食と流れ加速腐食から水素流動が起こるためと考えられる冷間加工された材料のき裂発生の可能性への注意をひいた。他方、塩化物汚染に起因するオーステナイト系ステンレス鋼の外表面の応力腐食割れは非常によく特徴づけられた現象であり、さらなる基礎研究として何が必要であるか考えることが難しい。

4.1.2 疲労と破壊抵抗に及ぼす環境の影響

【背景】

オーステナイト系ステンレス鋼、炭素鋼及び低合金鋼の疲労限曲線及び疲労き裂進展速度に及ぼす軽水炉水環境の影響に関してはこの30年にわたってかなりの注意を

受けてきた。そして、繰返し周波数、引張荷重中のひずみ速度、保持時間、腐食電位（すなわち、BWR/NWC、HWC 及び加圧水型原子炉一次冷却水条件で確立されたような）のようなパラメータへの主な現象論的応答はかなり特徴づけられてきた。対照的に、硫黄ベースの非金属介在物の役割が主であり、それが繰返しひずみ集中下において局在化した溶解/酸化に影響することが知られている炭素鋼及び低合金鋼に対するいくぶん良い基本的理解はあるものの、特にオーステナイト系ステンレス鋼とニッケル基合金における疲労き裂発生と進展に及ぼす環境の役割に対する基本的な理解における進歩はほとんどなされてこなかった。オーステナイト系材料に対して繰返しひずみ集中のサイトでのアノード溶解/酸化もしくは水素影響を提起している 2 つの仮説が提案されてきたが、いずれも腐食電位の影響に対して十分な関係を与えていない。従って、疲労に対する環境を考慮した、特に疲労限を評価する設計のためにオーステナイト系ステンレス鋼とニッケル基合金に対して日本および米国の規制当局によって課されてきた経験的アルゴリズムは、長期間の適用において、特にプラントの過渡現象と関連する複雑なひずみ履歴への適用において不確定性を持つ。

対照的に、破壊抵抗における環境の評価は基礎現象学が軽水炉構造材料の完全な範囲のためにまだ発展過程の比較的新しい懸念である。主題は 2 つに分けられることができる。1 つ目は、ニッケル基合金の加圧水型原子炉一次冷却水における低ひずみ速度 J-R 試験中での J_{Ic} 及び引裂き抵抗が空気中での従来試験に比較すると明確に落ち込むことに関連している。2 つ目は、280 から 345 °C の通常運転温度で加圧水型原子炉一次冷却水中において試験する応力腐食割れ進展及び腐食疲労き裂進展試験に使われる破壊力学的試験片の突然の破断に関連する。

両方の場合とも、加圧水型原子炉一次冷却水から吸収された水素が破壊抵抗の減少の原因になるとことが強く推定される。水素脆化仮説は、水中で水素濃度と関係する傾向がある J-R タイプの試験結果及び破壊抵抗の低下と半連続した炭化物が粒界上で引き起こす水素塊の界面の存在との間の相互関係から、理にかなってよく支持されている。

【スコープ】

軽水炉構造材料の機械的性質に対する、特に基本的メカニズムに対する軽水炉環境効果の両方の分野におけるさらなる研究の主課題は、設計過程で用いられる現在の評価方法の長期的信頼に信頼を与える（あるいはそれら

を適切に修正する）疲労に対する環境効果のメカニズムを決定する必要性から生じる。オーステナイト系ステンレス鋼とニッケル基合金の疲労き裂発生と進展の場合、疲労抵抗の環境劣化における基本的メカニズムを確立する切実な必要性がある。これは特に、水素濃度及び腐食電位の役割が特に注意が必要であり、それらの特性評価を必要とする加圧水型原子炉の一次および二次条件の場合に重要である。これらのより還元的条件は沸騰水型原子炉内で直面するより酸化的条件と比べ疲労抵抗に対してより有害であると知られている。

破壊抵抗の場合、水素脆化仮説を確認し、それが通常の運転温度で突然の試験片破断に対して原因であるかどうか決定し、そして吸収される水素の濃度（大部分の構成部材には水素濃度の勾配があるので）、関連した微構造特性及び破壊抵抗の間の定量的関係を決定する必要がある。J-R 試験中の破壊抵抗の低下が主に通常用いられる低ひずみ速度における環境助長割れによるものであるという提案もまた突然の破断が水環境へ浸漬されたことによる機械的性質の固有の影響であるということをサポートする議論もあるので、確認される必要がある。また、この現象が、ニッケル基合金 600 と 690 及びそれらの溶接金属の研究と同様にステンレス鋼（特に熱的に脆化し得る鑄造されたステンレス鋼（CASS））及び炭素鋼/低合金鋼にどの程度まで及ぶかについて決定される必要がある。

4.1.3 ニッケル基合金の一次冷却水応力腐食割れ (PWSCC) 進展に対するメカニズムに基づく寿命時間モデルの開発

【背景】

ここでの挑戦は、異なるヒートの Alloy600 合金、あるいは異なるヒートの Alloy132/182 合金の溶接金属析出の間で観察される相当なばらつきに対する機構的説明の欠如と同様に一次冷却水応力腐食割れ進展メカニズムにおける統一の見解の欠如である。き裂が加圧水型原子炉一次冷却水環境において進展し得るメカニズムに対する様々な仮説と組合せられるき裂先端における応力/ひずみ場に対する最新の解決案の適用におけるある大きな前進が東北大グループによりなされた。後者は、き裂先端または酸素を含んだ脆性メカニズムで溶解/酸化による金属除去に対するファラデーの法則の古典的適用を含む。水素脆化効果への同様なアプローチは M.Hall とその同僚によって調べられた。

【スコープ】

より短い期間において、Alloy600 合金の一次冷却水応力腐食割れ進展のような単一システムのモデリングを検討すること及び理論的と実験的の両方において異なる潜在的メカニズムの主体を区別しようと努力することは好ましいと思われる。したがって目的は、腐食電位（すなわち加圧水型原子炉一次冷却水の水素濃度）、応力、温度、冷間加工（ひずみ経路を含む）及び炭化物形態の全ての主な既知の変数の影響を定量的に予測することである。ファラデーの法則によって与えられる酸化速度、き裂先端の酸化物や金属中での酸素拡散、き裂先端塑性域の水素拡散／蓄積を含んだき裂先端でプロセスを決定する 3 つの提案された速度を取り入れた既存のモデルから、 K_I の関数としてのき裂速度は予測されるべきで、また実験室で計画的に試験されなければならない。腐食電位と微視構造の影響は、一次冷却水応力腐食割れ進展に対する様々な機構論的仮説間に観察されると思われる相違点に関しておそらく最も明らかである。もう一つの重要な問題は長期間時効された材料（部品交換の過程において運転プラントから除去される材料を含むことができる）の挙動である。

4.1.4 溶接金属、界面における希釈及び熱影響部の特性評価

【背景】

このトピックは、主に溶接金属が Alloy132/182、82、152 または 52、もしくは Type309/308 であるかも知れない RPV 低合金鋼とステンレス鋼セーフエンド（鍛造と CASS の両方）の間の異なる金属溶接に関係する。異なる金属溶接での様々な冶金学的不連続の強さと応力腐食割れ感受性及びこれらが溶接施工によりどのように変わるのか、に関する懸念がある。とりわけ、溶接金属と母金属の間の接点の残留応力と微視構造は、特に現在の状況では加圧水型原子炉一次系水において、特性評価及び靱性と応力腐食割れに対する抵抗との最終的な相関関係を必要とする。

【スコープ】

このプロジェクトのために、原子力プラント製造資格のある製作者との協力は、溶接方法、溶接パラメータ、溶接部プロフィール及び溶接部拘束条件の正しい範囲をカバーするために重要である。以降の冶金学的特性評価は、X 線回折と穴加工技術により残留応力分布の決定につながる古典的な光学及び電子顕微鏡法による。溶接金属の高温割れの危険性に関する調査及び溶接金属構成と

他の溶接パラメータに対する依存は並行して研究することが出来る。

また、この冶金学的情報を様々な界面の破壊靱性と一次冷却水応力腐食割れに対する抵抗性の測定に関連させることは望ましい。後者は、4 点曲げ試験片の浸漬試験及び加圧水型原子炉一次冷却水模擬環境下におけるき裂進展速度測定により達成されることが出来る。最大加速試験のための最適温度は、異なる金属溶接のため使われる全ての材料に関して必ずしも同じではないように決定され得る。

4.1.5 ひずみの局在化、ひずみ履歴及び冷間加工への関係、微視構造と組成上の帯状組織

【背景】

冷間加工、特に回転による 1 つの面に対しては、き裂に対し非常に抵抗がある鍛造材である合金 690 及びオーステナイト系ステンレス鋼における一次冷却水応力腐食割れ感受性を引き起こすと知られている。特に鍛造合金 690 板において炭化物帯状組織及び冷間加工との相互作用に関してその重要性を指摘する報告とそうでない報告があることの相違に混乱させられる点が問題である。したがって、帯状組織、帯状組織と同一平面内での冷間加工及びその平面内での一次冷却水応力腐食割れ進展速度の関係を系統的に調査する必要がある。合金 690 の場合、鍛造製品と比較して、焼鈍や熱処理された比較的細かい粒にされた蒸気発生管に対して予期される相違に関する質問もまた存在する。

【スコープ】

最初の見解として、明確な炭化物帯状組織を持った Alloy690 の 1 枚の板を入手し、炭化物帯状組織を除こうとそれを加工することは直に可能ではないように思われるが、もしそれが可能であればより詳細な試験が出来る。その可能性がない場合は、明確な炭化物帯状組織を有しているか及び有していない 2 枚の板を入手すべきであり、古典的な光学および電子顕微鏡法により特性評価をすべきである。その上、様々な微視構造におけるひずみの局在化は、EBSD 技術を使用して定量化すべきである。

一般的に 40% の冷間圧延までのさらなる冷間加工は、2 つのタイプの微視構造に与えられるべきである。それから CT 試験片は板厚の半分を通して異なる深さのき裂面を有するよう製造される。目的は、一次冷却水応力腐食割れ進展速度測定を実行すること及び微視構造の違いの影響を比較することである。

焼鈍や熱処理を施された Alloy690 蒸気発生管からの材料もまたき裂進展試験で比較され、微視構造特性との比較もされるべきである。

4.2 長期的課題（5一年以内の完了を目指す）

4.2.1 ステンレス鋼とニッケル基合金に及ぼす照射

フラックスとフルエンスの影響並びに EAC への影響

【背景】

中性子照射下のオーステナイト合金（特にステンレス鋼）の粒界に隣接した元素組成の変化は、よく特性評価され立証されてきた。それらは、粒界のどちらの側においても約5~10 nmの幅でクロム、鉄、モリブデンの欠乏、ニッケルやシリコンの濃縮が代表的である。粒界組成は、1~10 dpa の中性子線量で観察され、10 dpa の中性子線量で飽和する傾向がある。

連続的中性子束の下、原子移動に対する空孔駆動の逆カーケンダール機構のモデリングはまた、クロム、鉄及びモリブデンのようないわゆるオーバサイズ原子に対して多くの進展があった。しかしながら、おそらく格子間のジャンプ機構で進むニッケルとシリコンのようないわゆるアンダーサイズ原子の粒界への濃縮機構はほとんど開発されておらず、実験的観察と対応させている文献においても既知の理論的モデルはない。

高速原子炉並びに熱原子炉照射を受けた微視構造は、中性子スペクトル及びフラックス効果、特に熱原子炉照射した材料中で観察されたナノメートルスケールのバブルにトラップされた大量のヘリウムと分子水素の発生、及びバブル形成の優先場所であるかもしれない粒界への範囲の点で起こり得る相違いがある。特にこれらのプロセスがどのように加圧水型原子炉心構造材料の EAC（及び機械的性質）に影響するか表す明確なイメージはない。高照射線量において後期の出てくる相の影響は、この点でもう一つ十分に特徴づけられていない現象である。

粒界でのクロムの欠乏は、故意の添加水素がない標準水化学における沸騰水型原子炉に典型的なさらなる酸化環境における IASCC に対して特に有害である。しかしながら、加圧水型原子炉運転経験もまた中性子線量と同じ範囲で照射されたオーステナイト系ステンレス鋼において IASCC 感受性を示す。クロム欠乏は加圧水型原子炉一次系に典型的な低腐食電位において、また水素注入下における沸騰水型原子炉水では特別な影響はないのに、加

圧水型原子炉において IASCC 感受性は、加圧水型原子炉内部の炉心支持構造物のある部分に特有の 10 dpa より高い中性子線量であっても増加し続けるかもしれない、特にシリコン偏析が有害であるかもしれないという提案がなされた。このように加圧水型原子炉一次冷却水及び沸騰水型原子炉水素注入のような水素添加された原子炉冷却材中の IASCC のメカニズムはきちんと解明されていない。もっと一般的にいうならば、粒界元素偏析及び中性子照射とナノメートルスケールのヘリウムバブルにより引き起こされたマトリックス硬化の相互作用、及び加圧水型原子炉心支持物に典型的な高照射された材料における“遅く現れる”相とそれらの IASCC 感受性への影響はまだ解明されていない。

ステンレス鋼やニッケル基合金のような高照射され活性化されたオーステナイト合金に関する研究は、材料と予算の両方の源について特に長期間の責任が要求される。大学が要求された開発や in-cell 設備の委託をするための資源（および人的資源）を捧げることができるきちんと備えられたホットラボと研究する同盟を設立することはまた基礎学問にとって不可欠である。核融合炉社会へのつながりは活発なイオン化水素とヘリウムの相互注入のような技術の成果を特に利用するためにまた有効に進展するかもしれない。

【スコープ】

基本的理解を高めるために IASCC の知識発達のこの段階で提案されたアプローチは IASCC に及ぼすシリコン偏析、硬化、ヘリウムバブル及び遅い時期に発生する相の影響を研究することである。これはできれば機構論的基盤に基づく IASCC モデルの開発との関連があり、また格子間原子拡散現象及びヘリウムと水素発生を導く核変換反応に関する中性子線の影響を考慮にいたした照射下において微視構造のより良いモデルを開発することにつながるなければならない。EAC 試験はき裂発生及びき裂進展の両方に関して行われるべきである。前者の場合、き裂形成に先立つ表面硬化、酸化物形成及び劣化における照射の役割に関する注意と共に試験で変形中のチャンネル形成及び粒界との相互作用の役割もまた研究されるべきである。

4.2.2 複雑溶接形状部における残留応力/ひずみ

プロファイルのモデリングと検証及びそれらの照射量に伴う変化の検討

【背景】

この課題は複雑三次元構成部における残留応力の決定と、照射クリープと中性子照射によって引き起こされる他の物理的変化のためにこれらがどのように再配置するかという、より工学的問題である。しかし、そのような評価の重要な要素は、溶接部のより局部的スケールにおける溶接残留応力／ひずみ分布の詳細及び照射クリープによる緩和に関連する。この課題は照射クリープの側面であり、またそれとより長い期間の研究を必要とするボイドスウェリングのような他の照射誘起現象との相互関係である。重要な不確定性は、照射クリープの照射量／フラックス依存性が断面の厚さによって大きく変化する厚板溶接部において応力／ひずみ緩和がいかに影響を受けるかということである。残留応力の長期的な値が炉心シュラウド構造の寿命診断にとって重要である沸騰水型原子炉とかなりの共通部分がある。

【スコープ】

厚板異種金属溶接部の残留応力／ひずみ分布に関して提案された研究（加圧水型原子炉短期間提案4）と同様に溶接資格を有する原子炉製造者との協調は、溶接方法、溶接パラメータ、溶接プロフィールおよびオーステナイト系ステンレス鋼溶接のための溶接拘束に関する正しい範囲を保証するために不可欠である。中性子照射の前後において、冶金学的特性評価は古典的光学及び電子顕微鏡法によって実施され、また X 線回析と穴加工技術により残留応力分布が決定される。加圧水型原子炉心支持部のほんの少しのデザインだけが核燃料の近くに溶接構造物を持つので、照射クリープによる緩和が重大であり得る範囲であるにも関わらず、オーステナイト系ステンレス鋼における大部分の溶接部に関連する照射線量は、大部分の加圧水型原子炉において比較的小さい。

4.2.3 き裂感受性に対する一つの劣化モードが別の劣化モードへ重畳する場合の影響分析

【背景】

熱や照射が誘起した脆化に絡む材料の劣化メカニズムの研究は全て取り組みに長い時間と莫大な資源を必要とする。長期間研究向けの概略提案の始めに簡潔に述べたように、照射損傷を含むこれらの劣化は特に面倒である。さらに、物理的時効メカニズムが変わるおおよそ 400°C の制限があるので、長期間熱時効は高温を用いて過度に加速されることはない。

複数の時効過程により潜在的な重ね合わせが重要な影響をもつ材料は、デルタフェライトを含んでいる鋳造さ

れたオーステナイト系フェライトステンレス鋼（CASS）とステンレス鋼溶接金属である。これらの材料は大量に加圧水型軽水炉（及び沸騰水型原子炉）と溶接構造物として主要な配管、弁体と炉心支持構造物に使用されている。CASS とステンレス鋼溶接金属の熱時効の程度に影響を及ぼしているフェライト、クロム、モリブデンと炭素のようないくつかの変数は破壊靱性に対するそれらの影響のために広範囲に研究されている。しかし、加圧水型軽水炉の一次冷却水環境の熱や放射線損傷との組み合わせで熱時効された材料の潜在的な応力腐食割れ感受性を検討した研究は非常に少ない。

【スコープ】

熱時効に対する高程度と中程度の感受性の少なくとも 2 つの CASS ヒート进行研究することを目的とする。これらの材料は、40 年と 60 年の運転寿命の終わりを模擬するのに十分と想定した 400°C の熱で時効される。より低い温度で同等の熱時効損傷を計算するために使われる活性化エネルギーは、一般的に許容されている温度よりも ~100 kJ/mole と低く、独立して実証されなければならないことに注意が必要である。10dpa までの照射は、プール型熱中性子炉や高速中性子炉で順次に行うことができだろう。運転寿命終末期の時効を模擬するのに要求される時間内に高速フラックスを加圧水型軽水炉（2、3dpa）において起こりうる線量と一致した値に下げするために、400°C まで高温で時効させることと同時に試験片を適切に遮蔽し、ナトリウムで冷却された高速中性子炉で照射することも可能であろう。

模擬加圧水型軽水炉一次冷却水で生じる応力腐食割れへの抵抗性と破壊靱性は、熱と照射への脆化を様々に組み合わせで評価されるだろう。

4.2.4 構造合金における応力腐食割れ発生、確率論的モデルの特徴、ヒート間ばらつき、長い浸漬期間の影響

【背景】

Alloy600 合金と溶接金属 132/182 の一次冷却水応力腐食割れや冷間加工されたステンレス鋼の粒界型応力腐食割れのような加圧水型軽水炉関連システムにおけるき裂発生の確率論的特徴や長期間の浸漬の影響についての情報は明らかに不足している。そのような情報は、長期予測モデルを有効にして、今まで予期しなかったどんな環境に誘発された劣化現象でも確認して週または月単位で一般的に実施されるより短期の実験室的研究とのギャッ

ブを埋めるために必要である。長期間にわたる試験が必要なもう一つは原子炉内部の IASCC である。しかし、このテーマは中性子照射を受けたオーステナイト合金に関連した表題の項目で扱うことにする。

自動的に長時間照射の影響とき裂発生の確率的特徴を定量化するために構造合金の応力腐食割れを評価することは、何年もの長い測定期間、名目上同一の試験条件の下で多くの試験片で浸漬試験を行うため、必然的にかなりの長期間を要する。それはまた同時に多くの試験片を試験することができる試験装置の開発や試験施設の増設を意味する。放射能のように汚染された人為的な結果を扱う事ができる十分な設備を備えたホットラボの協力、さらには実機から取り外された構成要素を利用できるように処置したユーティリティとの連携が必要な活動は、環境に誘起された劣化の兆候や、粒界酸化、みぞ削り、孔食のようなき裂発生を引き起こしそうな予兆を調べるために酸化皮膜と表面の詳細な検査を必要とする。

【スコープ】

加圧水型軽水炉における非常に長い期間の時効を調べる研究にとって重要な対象は Alloy600、132、182 と 82 型合金の一次冷却水応力腐食割れと比較対象の 690、152、52 型合金及び冷間加工されたオーステナイト系ステンレス鋼の粒界応力腐食割れである。これは、試験施設での引張荷重に先立つ冷間加工と表面の冷間加工の影響及び高温割れのような溶接欠陥の影響を含まなければならない。名目上同じ条件下で特定の応力腐食割れの平均的な挙動は 10 未満の名目上同一の試験片を用いて合理的な統計信頼で決定されることができる。しかしながら、標準偏差の評価は各試験条件で約 30 の名目上同一の試験片を必要とする。

発表された文献で特定される現在の実験的性能を考えるとみれば、1 つのオートクレーブで約 30 の小さなオーリングまたは C リング試験片を試験することは多分可能だろう。そのような試験片の変位をモニターすれば個々の試験片の破断時間に関する情報を得る事ができるし、また電氣的モニターも可能かもしれない。複数の引張試験片において小さな検出ボールが特定の試験片の破断を示す技術もまたもう一つのあり得るアプローチである。

平行して長期間運転された加圧水型軽水炉から取り出した構成要素でも検討に値すると提案される。結果としてき裂発生を導きそうな酸化物/金属界面で長期間の劣化徴候を見つけ出すために慎重な表面、断面解析を実行することが目標である。

4.2.5 加圧水型原子炉に対する基礎的物理的原理に基づく酸化と環境助長割れの定量的モデリング

【背景】

軽水炉システム構成材の環境助長割れに取り組む長期研究の目的は基本的な原子物理学的理論に基づく予測モデルを開発することである。沸騰水型原子炉の場合、目標は 40 年から 60 年まで寿命を延長し、最終的には 80 年までを期待して長期の老朽化から生じる問題を予期し挑戦することである。そのような耐用年数に達するリードプラントがない現状では実験的にこれを試験することは明らかに困難である。

東北大学では、き裂先端の応力/ひずみ場に最新の破壊力学を応用することにより基本的物理学的基盤のモデル化に向けてすでに動き出している。この取り組みでは、き裂の進展に様々な仮説を立て、金属と酸素の相互作用に分子動力学モデリングを応用している。これらのイニシアティブは、モデリングを応力腐食割れ感受性の演繹的な原子論的予測にまで広げたいという願望に部分的に対応する。

【スコープ】

演繹的な原子論的・メゾスケールの物理的モデルで理論的には原則として探究され得る主題について要点を以下にまとめる。

- (1) 表面の領域：平滑な表面と欠陥、金属の表面の活性度と皮膜成長、酸化物と下にある金属の間の応力、皮膜とその下にある金属の応力。
- (2) き裂先端の領域：隙間が狭いナノメートル幅のき裂での物理的プロセス、き裂先端の隙間、空洞、転位と変形、き裂先端の水化学、水素の活動と相互作用、き裂進展プロセス、短いき裂の合体。
- (3) 長いき裂の領域：き裂進展の低速から急速（破壊力学に支配される）への移行、イオン移動、不純物の hideout と隙間内水化学。
- (4) 放射線の領域：中性子と他の電離放射線に対する環境及び金属の相互作用、金属と保護酸化物の照射損傷、物理的特性の変化、照射誘起応力腐食割れの進展過程。
- (5) 応力腐食割れ現象の領域：冷間加工と応力経路の影響。

5. おわりに

本稿では材料の経年劣化に関する専門家会議においてこれまでに議論されてきた軽水炉のプロアクティブ材料経年劣化に関わる短期的課題及び長期的課題について概

要を紹介した。沸騰水型原子炉（BWR）及び加圧水型原子炉（PWR）において用いられている構造材料に対して短期的課題（5年以内に完了すべき課題）及び長期的課題（5年から10年以内に完了すべき課題）がそれぞれ重要度の高い順に5件提起されている。これらの課題の中にはすでに産業界、学術界において実施されている課題や必ずしもプロアクティブ（先見的）ではない課題も含まれているが、未経験の部位における発生についての大きな関心の結果としてそのような評価になったものと考えられる。今後とも継続的により原理原則に立ち返って、潜在的な経年劣化事象の思想的顕在化を専門家会議の中で促進していくことが肝要である。これまでの高経年化対策の有効性についても、想定シナリオそのものの見直しを含めて検討が必要になって来ている。また、許容範囲内の劣化部材の事故時の力学応答等、新たな視点での評価も必要となってきている。本稿では、プロアクティブ材料劣化

事象抽出並びに重要度ランキングの国際的専門家会議において指摘された事象を整理したものであり、現時点において軽水炉の材料劣化に係る重要な課題を指摘しているものと考えている。関係各位の研究推進上の参考になれば幸いである。

謝辞

本研究は、経済産業省原子力安全・保安院高経年化対策強化基盤整備事業（経年劣化事象の解明等）の成果の一部をまとめたものである。

軽水型原子炉におけるプロアクティブ材料経年劣化研究課題の抽出にあたり議論頂いたプロアクティブ専門家会議委員各位に深甚なる謝意を表する。

（平成23年7月14日）

付録 プロアクティブ専門家会議(2010年度メンバー)

氏名	所属
Dr. Peter Ford	コンサルタント、元GE(米国)
Dr. Roger W. Staehle	コンサルタント、元ミネソタ大学 (米国)
Dr. Peter Andresen	GE (米国)
Prof. En-Hou Han	IMR (中国)
Dr. Peter Scott	コンサルタント、元AREVA (仏)
Dr. Karen Gott	コンサルタント、元SSM (スエーデン)
Prof. Hannu Hanninen	ヘルシンキ大学 (フィンランド)
Dr. Claude Amzallag	ONET - Technologies (フランス)
Dr. Tiangan (TG) Lian	EPRI (米国)
Dr. Raj Pathania	EPRI (米国)
Dr. Armin Roth	AREVA (独)
Dr. Stephen M. Bruemmer	PNNL (米国)
Prof. Roger Newman	トロント大学 (カナダ)
Prof. Il Soon Hwang	ソウル大学 (韓国)
Dr. Alan Turnbull	NPL (英国)
Prof. Robert Cottis	マンチェスター大学 (英国)
Prof. Philippe Marcus	ENSCP (仏)
Dr. Thierry Couvant	EDF (仏)
Dr. Hans-Peter Seifert	PSI (スイス)
Dr. Torill M. Karlsen	OECD Halden Reactor Project (ノルウェー)
Prof. Jean-Yves Cavaille	INSA-Lyon (仏)
Dr. Pierre Combrade	コンサルタント、元AREVA (仏)
Dr. C.E. (Gene) Carpenter, Jr.	NRC (米国)
Dr. Jean-Paul Massoud	EDF (仏)
Prof. Yves Brechet	Institut Universitaire de France (仏)
Dr. Dolores. G. Briceno	CIMAT (スペイン)

氏名	所属
青山勝信	原子力安全・保安院
曾佐 豊	原子力安全・保安院
坂本 博	(独) 原子力安全基盤機構
関村直人	東京大学
大木義路	早稲田大学
橋高義典	首都大学
三橋博三	東北工業大学
堀内寿晃	北海道工業大学
鈴木俊一	東京電力
田中秀夫	関西電力
八重樫武良	東北電力
稲田文夫	電力中央研究所
小林高揚	三菱重工業
藤森治男	日立GE
伊藤幹郎	東芝
有岡孝司	(株) 原子力安全システム研究所
福谷耕司	(株) 原子力安全システム研究所
明石正恒	コンサルタント、元IHI
近藤達男	元東北大学
庄子哲雄	東北大学
竹田陽一	東北大学
呂 戦鵬	東北大学
彭 群家	東北大学
渡辺 豊	東北大学
高橋 信	東北大学
船田立夫	東北大学
国谷治郎	東北大学