

プロアクティブ材料劣化潜在事象評価とシステム安全

Proactive Evaluation of Potential/Latent Degradation Phenomena for Light Water Reactor Structural Materials and System Safety

東北大学

庄子 哲雄

Tetsuo SHOJI

Member

竹田 陽一

Yoichi TAKEDA

Member

国谷 治郎

Jiro KUNIYA

A Proactive Materials Degradation Management (PMDM) project has been carried out at the Frontier Research Initiative (FRI), New Industry Creation Hatchery Center, Tohoku University for 5 years, as a part of a Nuclear Industries Safety Agency (NISA) project that was originally formed in 2007 to define an Aging Management Program that addresses unexpected structural material failures in Light Water Reactors (LWRs). Such a program required, therefore, the development of a life prediction capability for specific combinations of degradation modes, structural materials, and reactor components. In this paper, proactive evaluation of potential/latent degradation phenomena for LWR structural materials and its relation to the system safety are introduced.

Keywords: Proactive materials degradation management, Condition Monitoring Technology, LWR, BWR, PWR, Plant Aging, Long Term Operation, Stress Corrosion Cracking, System Safety

1. 緒 言

プラント高経年化に伴い潜在的経年劣化事象が新たに発現する可能性が懸念される。ここでは潜在的経年劣化事象として今までに経験したことのない未経験事象に加えて既知事象であるがそれらの連成事象・連鎖型事象を含めて考えることにする。

従来、現象が顕在化した後のきれいな説明がなされてきた。しかしながら、プラントの高経年化技術評価の高度化とシステム安全の確保に当たっては、未知事象及び既知事象の連成・連鎖型事象を予知・予測しておくことは極めて重要である。

潜在的経年劣化事象の予知・予測にはプロアクティブ(先見的)な対応が重要である。より基礎的、学術的なアプローチにより劣化メカニズムを深く掘り下げることにより潜在的経年劣化事象の予測が可能になると考える。具体的には、①過去の事象の根本原因究明に基づく帰納的アプローチ、並びに②科学的劣化メカニズム解明に基づく演繹的アプローチをそれぞれの側面から深耕し、両アプローチからの議論を重ねることによって③体系的elicitation(潜在事象・メカニズムの思考的顕在化)が得られると考える。

図1は、プロアクティブ材料劣化潜在事象評価とシステム安全への繋がりを示す。プロアクティブ専門家会議での議論、ウェブ上での議論、知識抽出法などによる分析、リスク評価・管理並びにその帰結評価とクライシスマネ

ージメントへの議論により、長期運転(Long Term Operation : LTO)において考慮すべき材料経年劣化事象は何であるかを予知・予測する。その上で、高経年化技術評価に対して未知事象、既知事象の連成、連鎖型事象の提起、防止技術の提起及び監視技術の提起を行う。このことによりシステム安全の維持に貢献することが可能となる。ここでシステム安全には、冷却材の喪失防止、機能の喪失防止、構造体の健全性維持並びにクライシスマネージメントが含まれる。一連のプロアクティブ材料劣化潜在事象評価とシステム安全への繋がりにおいて、プロアクティブに議論・提起された潜在的経年劣化事象についてはそれらの公表と周知活動が重要であると同時にそれらが未経験事象であることから未知要因を立証する研究開発が遂行されることが重要であろう。

本稿では、平成23年度に原子力安全・保安院「高経年化技術評価高度化事業」の一環として実施された「プロアクティブ材料経年劣化専門家会議」での審議の内容並びに抽出された材料劣化潜在事象とシステム安全との係りについて述べる。

2. 未経験・未知事象を抽出するための基本的な考え方

プロアクティブ専門家会議及びプロアクティブウェブにおける議論において以下を基本的な進め方とした。

(1) 自由な議論を促すため初期条件、境界条件は決めない。

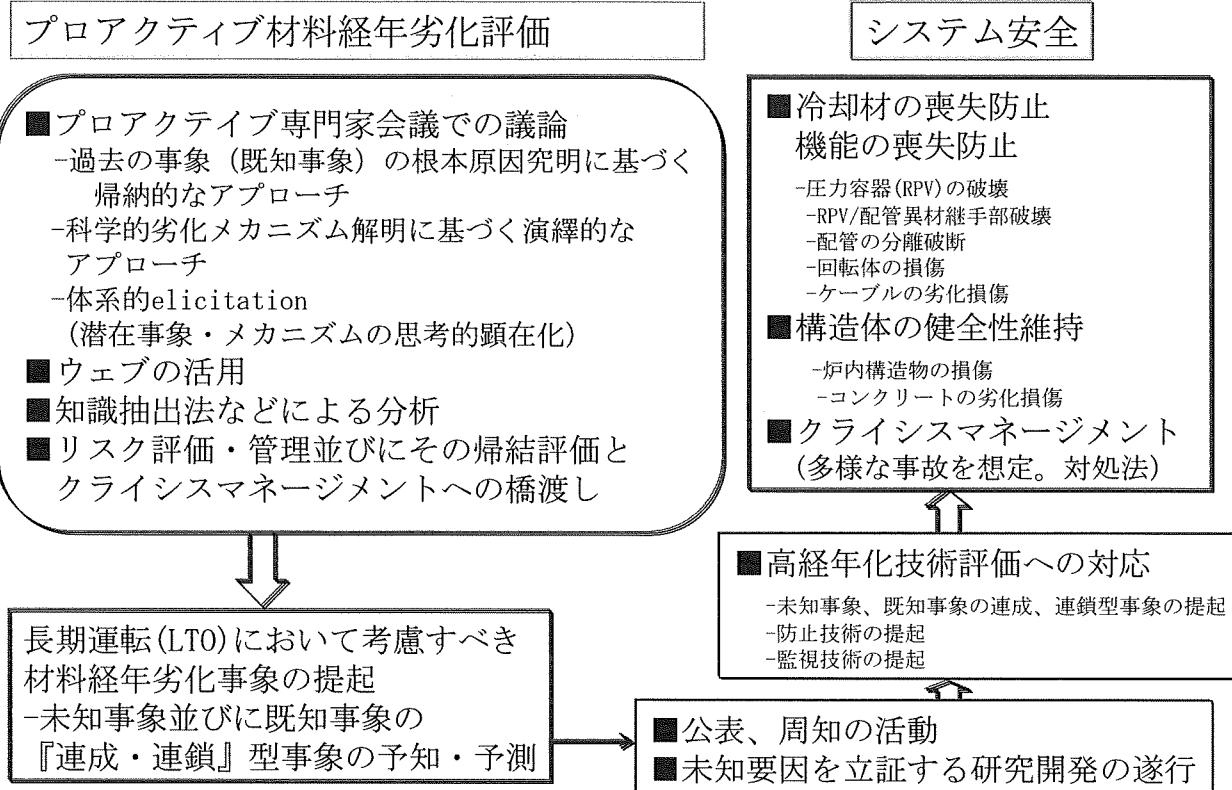


図1 プロアクティブ材料経年劣化評価とシステム安全への繋がり

(2) 自由な議論を通して専門家の持っている潜在的思考・問題意識を導き出す。初めから条件を決めて議論することはその枠内での議論となる。条件を決めない自由な議論の中から思いがけないことが出てくることを期待する。すなわち、体系的 elicitation(潜在事象・メカニズムの思考的顕在化)の具現化をねらう。

(3) 提示された潜在的経年劣化事象に対して PIRT(Phenomenon Identification and Ranking Table)手法[1]を適用してスコアリングを行い、プロアクティブ経年劣化事象としての重要度を評価する。

3. 過去において抽出された潜在的／未経験劣化事象から想定されるシナリオ

過去において、将来起こり得ると考えられる潜在的/未経験劣化事象として平成 20 年度に 8 件、平成 21 年度に 11 件、平成 22 年度には BWR/PWR において 5 年以内に解決されることが望ましい事象、5 年から 10 年以内に解決されることが望まれる事象についてそれぞれ 10 件づつ提起された。[2]-[7]

図2は、安全上最重要である原子炉冷却機能確保に不

可決な原子炉容器圧力バウンダリの健全性確保に係る過去において提起された潜在的/未経験劣化事象を示す。原子炉圧力容器を構成する低合金に関する劣化事象として、SCC、環境疲労が考えられる。また、長時間運転による低合金鋼の経年劣化事象として熱時効、中性子照射が考えられる。

過去の事象（既知事象）の根本原因究明に基づく帰納的なアプローチから得られた知見として SCC 要因に対する新たな知見(実験室データ)が提示された。まず、圧力容器用低合金鋼における SCC 進展速度は塩素イオン添加環境で顕著に加速することが示された[8]。温度 274 または 288°C、溶存酸素濃度 0.4 または 8ppm、応力拡大係数 30-40 MPa \sqrt{m} において低合金鋼の SCC 進展速度は 5 ppb 以上の塩素イオン添加で加速され、50 ppb 以上ではほぼ一定の値を示すことが示されている。100 ppb 以上の塩素イオン添加水質での SCC 進展速度は 2 mm/day 程度となる。次に圧力容器用低合金鋼の SCC 進展速度への温度と動的ひずみ時効の影響に関して、温度 250°C程度で SCC 進展速度が最大となることが示されている。温度 250°Cにおいて動的ひずみ時効を起こしやすい材料ほど SCC 進展速度が速

い。このことから、長時間運転により材料特性が変化して動的ひずみ時効を起しやすくなる場合には、起動停止時の炉底部（ニッケル基合金/低合金鋼）のSCC進展に影響を及ぼす可能性が示唆される。

次に科学的劣化メカニズム解明に基づく演繹的なアプローチから得られた知見として水素の役割、特に酸化の促進に対する可能性が指摘された。また、破壊抵抗（破壊靭性）の低下（実験室データ）及び新しい事象として急速破断事象（実験室データ）が提示された[9][10]。これらは実験室的に比較的最近示されてきた事象でそのメカニズムは不明である。304Lステンレス鋼の急速破壊事象例によると SCC進展試験の最中において $K=69 \text{ ksi} \sqrt{\text{in}}$ の条件で突然CT試験片が急速破壊した。大気中ではこのような現象は生じないことが確認されており、この急速破壊事象に対する環境影響が示唆される。

図3は、システム安全に対する最悪シナリオの例として原子炉圧力容器の場合を示す。

過去の事象（既知事象）の根本原因究明に基づく帰納的なアプローチから想定される複合事象（過酷ケース）

として以下の可能性が考えられた。82合金におけるSCC発生と急速破壊が生じ、その結果SCCき裂がクラッド/LAS境界部へ到達する。起動停止による室温→288°Cの温度変化により動的ひずみが発生する。運転温度による長時間熱時効を受けることにより動的ひずみ時効特性が変化する。海水リーク等による塩素濃度が増加する。上記の事象が複合的に生じた場合、考える最悪のシナリオはSCC貫通による圧力容器の破壊となる。

また、科学的劣化メカニズム解明に基づく演繹的なアプローチから想定される複合事象（過酷ケース）として以下の可能性が考えられた。

- ① 長期運転に伴う材料中への水素侵入と粒界へ蓄積
- ② 長時間熱時効による粒界脆化

上記①、②が複合的に生じることにより想定される最悪シナリオは、破壊抵抗低下、急速破断による圧力容器の破壊となる。

4. 新たな視点による材料劣化潜在事象・潜在メカニズムのプロアクティブ評価と抽出 現時点で発見されていない劣化事象の発現可能性に

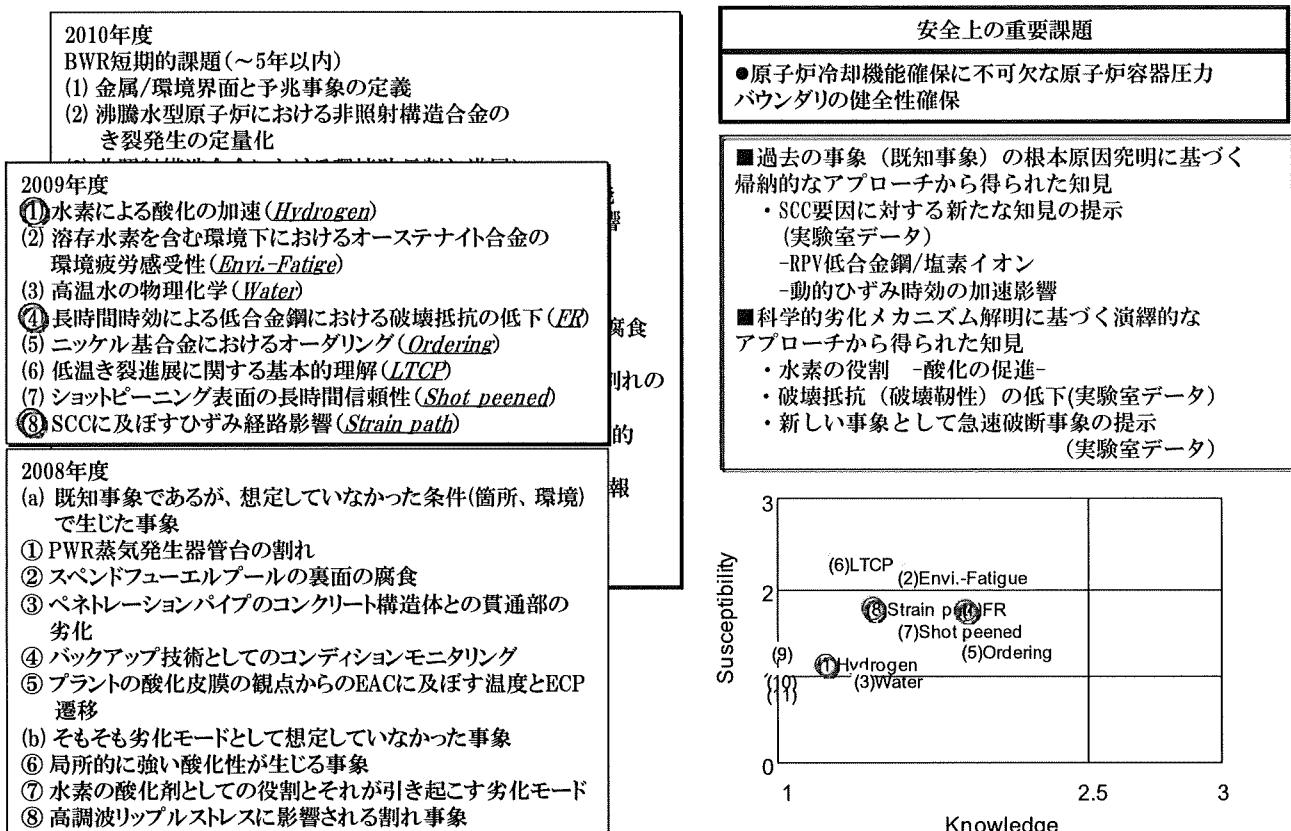


図2 原子炉容器圧力バウンダリの健全性確保に関する過去において提起された潜在的/未経験劣化事象

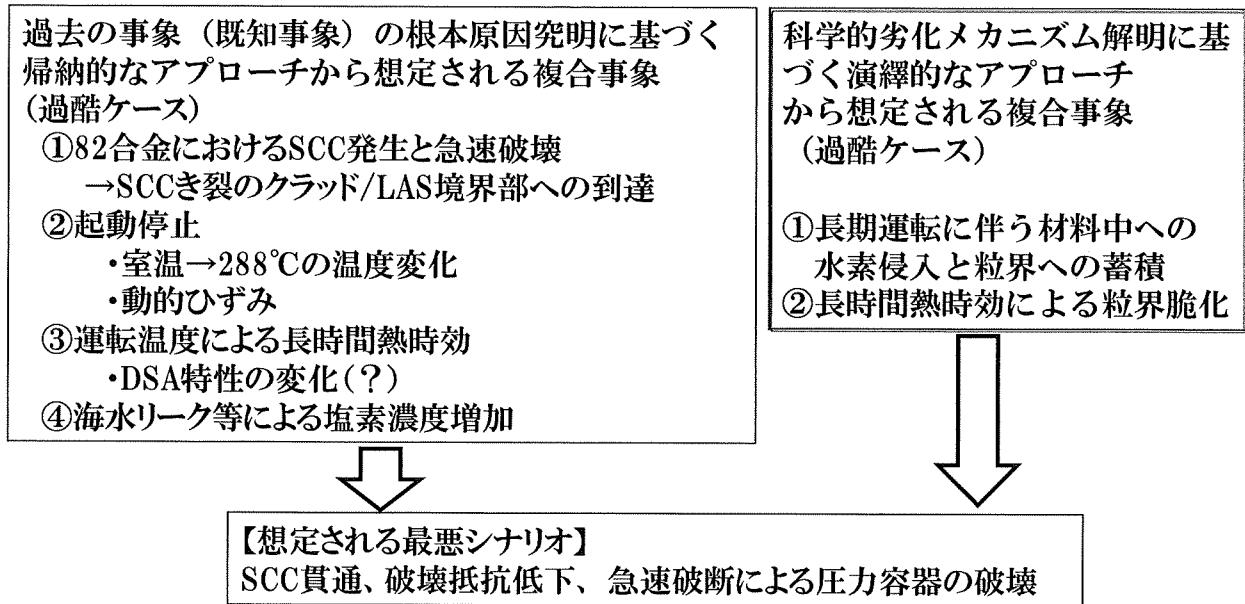


図3 システム安全に対する最悪シナリオ例 — 原子炉圧力容器の場合 —

関して以下の視点が重要であることが指摘された。

- (1)一時的な運転条件下（頻繁な運転開始や続く負荷）
- (2)起きる確率は低いが一度起きると影響が甚大な事象
- (3)異なる劣化モード間の相乗作用

5. プロアクティブ材料経年劣化評価とシステム安全

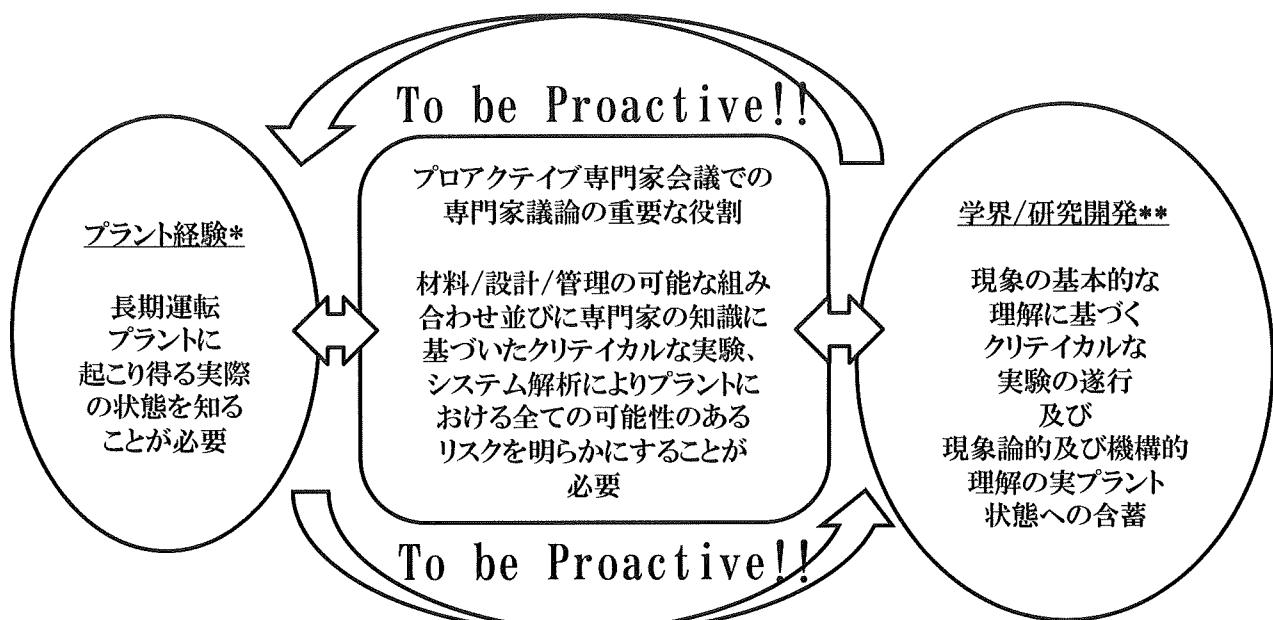
平成23年12月7日-9日に開催されたプロアクティブ専門家会議において軽水炉構造材料に将来起こりうる経年劣化事象をプロアクティブに議論し課題を抽出していくことの重要性が指摘された。学におけるR&Dと産におけるプラント事例の橋渡しが本プロアクティブ専門家会議の役割であること、材料劣化では材料型劣化、材料表面型劣化及び欠陥型/機能喪失型劣化の3者を結びつけて総合的に検討していくことが肝要であること、さらに材料劣化と設計条件、管理プログラムの組み合わせ並びに専門家の知識に基づいたクリティカルな実験、システム解析によりプラントにおける全ての可能性のあるリスクを明らかにすることが必要であることがあらためて認識された。

図4は、プラント経験と学界/研究開発を結びつけるプロアクティブ専門家会議の役割を示したものである。長期運転プラントに起こり得る実際の状態を知ること（予測すること）が究極的に必要であり、プロアクティブ専門家会議での専門家議論の重要な役割は材料/設計/管理の可能な組み合わせ並びに専門家の知識に基づいたクリティカルな実験、システム解析によりプラントにおける全て

の可能性のあるリスクを明らかにすることにあると考えられる。

図5は、設計条件と管理プログラムに対する材料劣化情報の組合せによるシステム安全評価の関係を模式的に示したものである。

設計条件として考慮すべき事項には材料特性値（例えば破壊靭性値K）、設計応力、温度、圧力、繰り返し数、安全裕度評価欠陥形状・寸法、水化学等がある。また、管理プログラムにはシャルピーサーベラント試験、定期検査、日常保全、現場保全、計画保全、設計条件からの逸脱のモニター、各種非破壊検査、各種モニタリング等がある。材料劣化では材料型劣化、材料表面型劣化及び欠陥型/機能喪失型劣化の3者を結びつけて総合的に検討していくことが肝要であるが、それぞれの劣化間における共通的課題が重要である。材料型劣化及び表面型劣化に共通する課題として環境助長割れ発生に対する表面硬化影響、ひずみ局在化及び粒界アタック、時効による微視組織変化に対する空孔、転位クラスター、水素の影響並びに環境助長割れ及び疲労割れ発生に対するそれらの係わり等々がある。材料型劣化及び欠陥型劣化/機能喪失型劣化に共通する課題には、き裂抵抗及び健全性、破壊抵抗、焼き戻し脆化、シャルピー特性等々がある。表面型劣化と欠陥型劣化/機能喪失型劣化における共通課題として発生から進展、微小き裂成長、き裂の合体、フレッティング及び応力腐食割れ、局所水質等々がある。



* 原子力以外の分野も含む,
** 研究事業及び目的指向型基礎研究に加えて基礎研究を含む

図4 プラント経験と学界/研究開発を結びつけるプロアクティブ専門家会議の役割

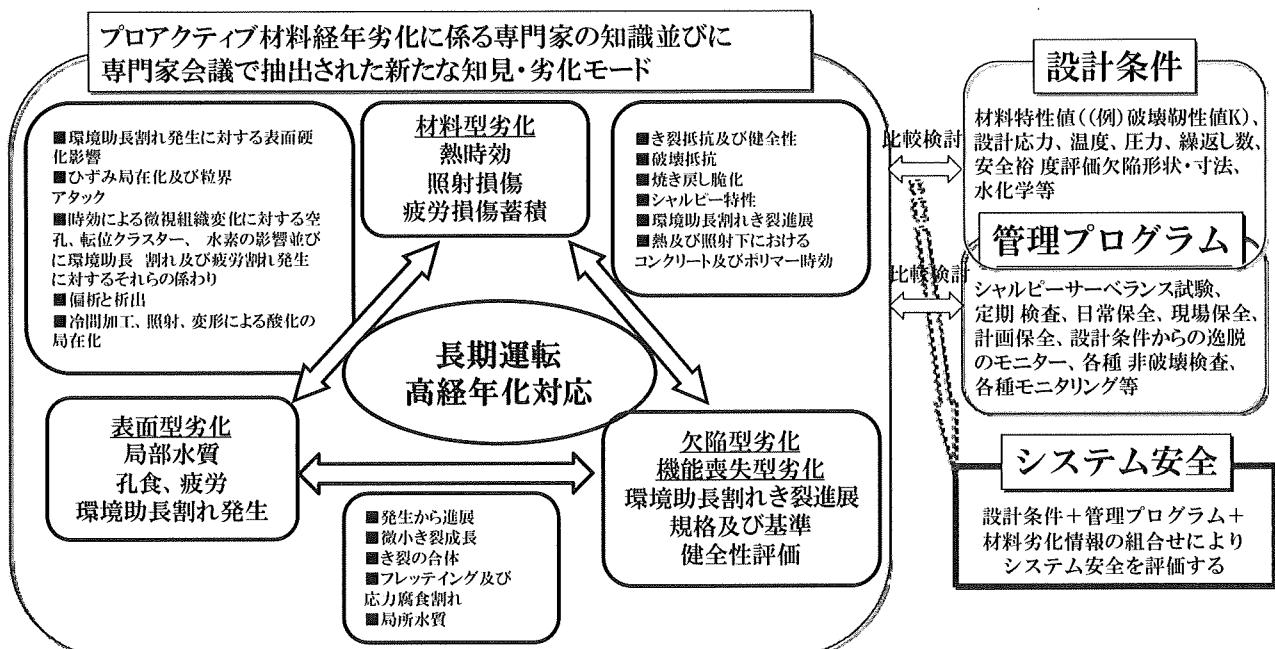


図5 設計条件と管理プログラムに対する材料劣化情報の組合せによるシステム安全評価の関係

6. まとめ

実プラントにおける未発見要因のプロアクティブな定量化予知・予測に対して現象の理解が第1ステップであること、現時点においても未発見要因は必ず存在するとの視点から未知要因を探索する研究開発が必要である。また抽出された潜在事象からシステム安全に繋がるシナリオを明確にしておくことが重要である。

謝辞

本研究は、経済産業省原子力安全・保安院平成23年度高経年化技術評価高度化事業の成果の一部をまとめたものである。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(付表)に深甚なる謝意を表する。

参考文献

- [1] NUREG/CR-6923, Expert Panel Report on Proactive Materials Degradation Assessment, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC. (2007).
- [2] 平成 19 年度経済産業省原子力安全・保安院高経年化対策強化基盤事業成果報告書（東北・北海道クラスター）
株インテリジェント・コスマス研究機構、平成 20 年 3 月
- [3] 平成 20 年度経済産業省原子力安全・保安院高経年化対策強化基盤事業成果報告書（東北・北海道クラスター）
株インテリジェント・コスマス研究機構、平成 21 年 3 月
- [4] 基調講演「プロアクティブ経年劣化対応と階層化保全」、庄子哲雄、第 6 回保全学会学術講演会
- [5] 庄子哲雄、竹田陽一、国谷治郎：“プロアクティブ材料経年劣化評価と状態監視技術開発”、日本保全学会、第 7 回学術講演会要旨集、pp. 475–479 (2010. 7)
- [6] 庄子哲雄、竹田陽一、国谷治郎、ピーター フォード、ピーター スコット：“軽水炉原子炉におけるプロアクティ
- イブ材料経年劣化研究課題、保全学、Vol. 10, No. 4, pp. 51–66 (2012.1)
- [7] Tetsuo SHOJI、Yoichi TAKEDA、Jiro KUNIYA、Peter FORD、Peter SCOTT：“Proactive Material Degradation Research Subjects for Light Water Reactors、E-Journal of Advanced Maintenance、Japan Society of Maintenology、to be published.
- [8] H.P. Seifert, S. Ritter, T. Shoji, Q.J. Peng, Y.Takeda, Z.P. Lu, Journal of Nuclear Materials 378 (2008) 197–210.
- [9] P. L. Andresen, Emerging Issues and Fundamental Processes in Environmental Cracking in Hot Water, Corrosion Jl, Vol.64, No.5, 2008, 439 - 464
- [10] Xiaoyuan Lou, Peter L. Andresen and Tiangan Liang, INVESTIGATION OF RAPID FRACTURE PHENOMENON IN HIGH TEMPERATURE WATER, C2012-0001186, NACE CORROSION 2012 (2012)

付表 平成 23 年度(2011)プロアクティブ専門家会議委員

■H23プロアクティブ専門家会議委員(■出席者)

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. Al Ahluwalia	EPRI(米国)
■ Dr. Armin Roth	AREVA(独)
■ Dr. Stephen M. Bruemmer	PNNL(米国)
■ Dr. Bond, Leonard J	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	マン彻スター大学(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)
■ Prof. Tim Burnstein	ケンブリッジ大学(英国)
■ Dr. Damien Feron	CEA(仏)
■ Dr. Ren Ai	SNPI(中国)
■ Prof. Z. P. Lu	Shanghai U
■ Dr. Dolores. G. Briceno	CIMAT(スペイン)

■オブザーバ

菅野真紀(独)原子力安全基盤機構
越石正人(日立GE)
藤本浩二(三菱重工業)
橋内裕寿(NFD)
米澤利夫(東北大)
坂口和彦(東北大)
Nishith Kumar Das(東北大)
Olivier Lavigne(東北大)
Bali Shirish(東北大)