

保全技術一般

# 解説記事

## 軽水炉発電プラントの長期安定運用におけるプロアクティブ経年劣化対策と予知・予防保全

東北大学工学研究科エネルギー安全科学国際研究センター

庄子 哲雄 Tetsuo SHOJI

### 1. はじめに

軽水炉発電プラントの高経年化(aging)と長期安定運用(Long Term Operation : LTO)が世界的な課題となっている。一般に多くの機器構造物は供用開始とともに高経年化が始まるが、初期の想定寿命(設計のために想定される供用期間)範囲を超えた供用を行う場合には運転実績やその間の実働の負荷を評価し、設計上の想定経年劣化や実働において顕在化した劣化の受容性を評価し、その後の妥当な供用期間を想定する事になる。この間には、当然の事として供用前検査(Pre-service Inspection)や供用中検査(In-service Inspection)が義務付けられており、定期的な補修や取り換えが行われ機器・構造物の健全性や機能が維持される。保全技術はこの維持に対して中心的な役割を果たすものであり、その重要性は言うまでもない。加えて最近では、単なる維持ではなく将来的な性能向上に向けた広義の保全技術が期待されるようになってきている。出力向上や定期検査間隔の延長、LTOに向けた保全技術開発等例をあげればきりが無い。大前提として継続的に安全性・健全性の維持・向上を目指しているものである事は言うまでもない。

米国においては原子力発電プラントには法定寿命(40年等)が定められており、寿命を超えて供用するためには運転許可の更新(License Renewal)が義務付けられている。事業者は運転許可期間を迎える数年前より米国原子力規制委員会(US Nuclear Regulatory Commission : US NRC)に更新の申請を行い多面的な審査の上で更新される。この更新は、当初の40年の運転許可からさらに20年の運転許可(合計で60年)である。ごく最近のUS NRCやエネルギー省(Department of Energy : DOE)並びに米国電力研究所(Electric Power Research Institute : EPRI)の動きとしては、60年運転の更新を行った発電所が2回目の運転許可の更新申請(合計80年)を行う事業者を想定して、先行的に活発な活動が行われている。例えば、NRCのProactive Management of Materials

Degradation (PMMD)やDOEのLWR Sustainability programを例示する事が出来よう。同様な動きは、ヨーロッパにおいても活発であり、60年から80年の供用期間を想定した多様な技術開発が進められている。

日本においても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きている。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・安心を維持・向上させる対策技術の高度化並びに革新技術開発を継続的に推進し、技術情報基盤の継続的高度化が肝要である。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測・検出し適切な対策を取ること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。

### 2. プロアクティブ経年劣化対策

#### 2.1 プロアクティブの重要性

プロアクティブ経年劣化対策は、これまでの事後保全的な対応ではなく、損傷事象が顕在化する前に適切にその事象を予見し、予知・予測により適切な対策を取る事により顕在化を未然に防止し、長期安定運用に大きな貢献をする事が期待されるアプローチであり、供用期間の長期化と共に継続的に活用されるべき重要な手法である。劣化事象が顕在化した後からのきれいな説明ではなく、潜在事象あるいは潜在損傷メカニズムの予知・予測に基づく顕在化の未然防止である。基

本的に事後対応では、予知・予防保全が実現できず国民が期待する安心感の基盤を提供する事は難しいであろう。大切な事はいかに将来起こるであろう経年劣化事象(潜在事象)を事前に予知・把握し、あるいはその前兆を検出し、適切な評価によりその顕在化可能性を把握し対策する事により予防保全を実現する事であろう。

## 2.2 想定劣化現象抽出と重要度分類表

それでは、具体的にどのように実現するかであるが、現在最も有効な方法の一つとして考えられているのが PIRT 法(現象抽出と重要度分類、Phenomena Identification and Ranking Table)により関連分野の専門家の知識・知見・知恵を有機的にネットワーク化し、専門家会議により議論を深化させる事であろう。2004年8月より2005年7月にかけてUS NRCは、Proactive Materials Degradation Assessment(PMDA)に取り組み、世界より専門家を招聘し集中的な5日間の会議を計7回開催し、加圧水型及び沸騰水型原子炉の高経年プラントにおける材料劣化事象の先見的评价を行っている。第1回目の会議冒頭に、本プログラムの主宰者であるNRCのJoseph Mascara博士は同専門家会議の意味を下記のように述べている。

Because materials degradation phenomena are predicted to occur over the next several decades of operational life, and reactive materials degradation management has been inefficient as a means of handling previous issues, the NRC Office of Nuclear Regulatory Research has decided to take a proactive approach to identify and evaluate potential materials degradation, and to develop the foundation for appropriate regulatory actions to keep materials degradation from adversely impacting safety.

PMDA 専門家会議の構成(所属は当時のもの)を以下に示す。

Expert Panel + Facilitator, Brockheaven National Lab.

Panel Members;

- P.L. Andresen      General Electric G RC
- F.P.Ford            ACRS, NRC
- K.Gott              SKI, Sweden
- R.L.Jones           EPRI
- P.W.Scott          FramatomeANP, France
- R.W. Staehle       U Minnesota
- T. Shoji             Tohoku University, Japan
- R.L.Tapping        AECL, Canada

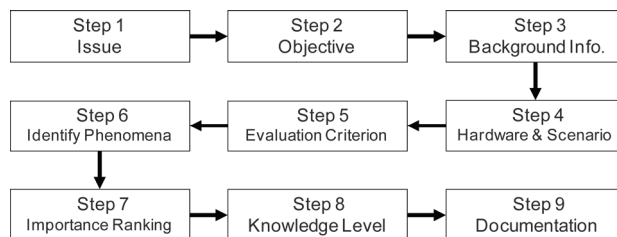


図1 プロアクティブ材料劣化評価のための現象抽出並びに重要度ランキング手法における各ステップ

PIRTの具体的な進め方は、図1に示す段階を経て行われた。

まず何が問題かを明らかにし(Step 1)、目的を明示し(Step 2)、各炉型毎にNRCの専門家が詳細に情報を提供し(Step 3)、機器構造物の構成や材料並びに機能を明らかにする(Step 4)。その後、専門家により評価基準について議論を重ねその基準(Evaluation Criterion)を決めた後(Step 5)、具体的な経年劣化事象の同定に着手した(Step 6)。劣化事象の同定後、評価基準に従って重要度ランキング(3要素として、事象の生起度、生起度評価の確信度及び事象に関する知識レベル)を取り上げ、それぞれ0あるいは1(低い)から3(高い)の数値で評価した(Step 7, 8)。最後に報告書としての取り纏めである。

評価対象機器として安全に関わる機器とし、PWR並びにBWRの典型的な炉型について評価を行った。具体的な対象機器を表1に示す。

US NRCは、評価部位の網羅性を担保するために本PIRT手法によるPMDAを各部材毎に実施する事を強く主張し、上記対象機器のそれぞれに含まれる部材約2,000箇所を抽出し、特に溶接部における材料や構造並びに使用条件を踏めて逐次評価を行った。評価に用いたシートの例を表2に示す。

表1 Target Components in PWR and BWR for PMDA

	PWR	BWR
Reactor Coolant System		Reactor Coolant System
Reactor Pressure Vessel & Internals		Reactor Pressure Vessel & Internals
Steam Generators		Recirculation pumps
Pressurizer		Low Pressure Core Spray and HPCI, RCIC
Reactor Coolant Pump		Residual Heat Removal
Emergency Core Cooling System		Control Rod Drive System
Auxiliary Feedwater System *		Service Water System
Steam Generator Blowdown		Component Cooling Water
Chemical Volume & Control System		Reactor Water Cleanup
Component Cooling Water		Suppression Pool Cleanup
Service Water System *		Spent Fuel Storage/Cooling/Cleanup
Feedwater System *		Keep Fill System
Residual Heat Removal		Main Steam System
Main Steam *		Feedwater System
Spent Fuel Storage/Cooling/Cleanup		Condensate System
		Extraction Steam System
* Safety-significant portions only		

表2 劣化評価シート例

BWR Group 3 - Reactor Pressure Vessel- Bottom Head RPVBH								
Identification	Material/Environment combination / Full power temperature/pressure	Degradation mechanisms considered	Susceptibility	Confidence	Knowledge	Rationale for scoring	Critical factors controlling occurrence in plant	Components in this sub-group
			(Low, 2, 3, 4)					
3.5	Safe End 316NG or 316L HAZ Reactor Water, 533-547F, 1020-1059 psia	FAT SCC						
3.6	308 weldments Reactor Water, 533-547F, 1020-1059 psia	FAT FR SCC						
3.7	82182 weld pad between thermal sleeve and nozzle Reactor Water, 533-547F, 1020-1059 psia	CREV SCC FAT						
3.8	CRD Sub tube Alloy 600HAZ Reactor Water, 533-547F, 1020-1059 psia	FAT SCC						
3.9	Disimilar 82182 welds A533B to inconel Reactor Water, 533-547F, 1020-1059 psia	SCC FAT						

上記評価シートに各専門家は評価スコアとその評価理由並びに対象部材を記入し、全専門家の評価結果の集計後に各専門家にフィードバックされる。専門家は他の専門家の結果とその理由を参考に再評価の機会が与えられる。ただし、決して合意形成のプロセスでは無い。このようなプロセスを経て、最終的に炉型並びに各部材毎に想定される劣化を抽出し、上記3要素からの評価を行い整理した。結果は生起度の平均値並びにその分布を含めて表示され、劣化により専門家が大方合意している劣化もあれば、大きく意見が分かれている劣化生起度もみられる。

図2にNRCでの専門家会議での専門家並びに支援者の様子を示す。



図2 専門家会議での参加者

### 2.3 NRC PMDA の評価結果並びに重要劣化モードの抽出

整理された結果は、生起度の高低並びに他のデータと共に専門な会議での議論に供され、また SKC 線図(生起度 知識レベル 確信度)や各部材を劣化モード並びに SKC 線図で色付けした色で表示した Rainbow chart や色表示表等で図表的に表示されている。図3にNRC PMDM において用いられた SKC 線図 (Susceptibility - Confidence-Knowledge)の定義と色を示す。

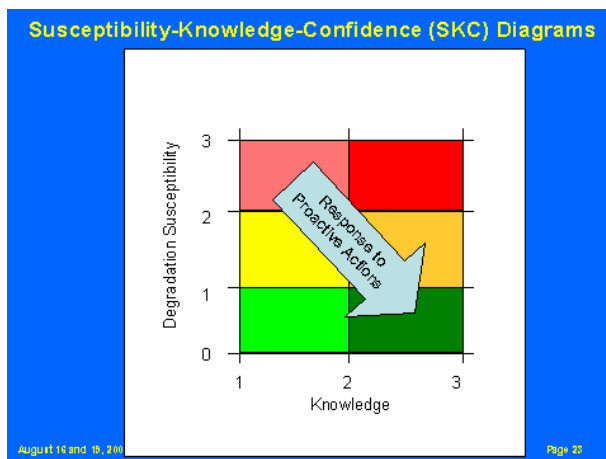


図3 SKC diagram と領域の色分け

左上のピンク部は、生起度が大きいと想定されるが横軸の知識レベルは高くはないと評価された劣化モードであり、緊急に対応が必要と想定される劣化モードである。一方右下の深緑部は、生起度が低くまた知識レベルも高いと判断された劣化であり、対策が済んだ劣化モードと考えても良い。右上の赤部は、生起度は高いが既に知識レベルは高いと判断されたものであり、言い換えれば対策に目途がついている劣化と考えられる。左下の黄緑部は生起度は高くはないが知識レベルも高くないため必ずしも生起度の評価そのものも精度が高くない可能性もあり、思いがけない事象として顕在化する可能性を含んであり注意が必要な領域と考えるべきであろう。表3に各部材において想定される劣化モードを図3の色に従って整理したものを示す。専門家会議では Rainbow Chart と呼ばれた表であり、一目瞭然にどの部材にどのような劣化が想定されるかが見て取れる。また表4は、それぞれの部材に対して想定された劣化について、各専門家がどのような評点を行い、専門家間でどの程度評点に相違がみられるかを表示したものであり、生起度、確信度並びに知識レベルについての評点の分布を示している。平均値で同様な値を示していても、内容的には大きな分布を有している場合もあればほとんど分布なく評点がほぼ同じ場合もある事が示されている。専門家の知識や経験等をプロアクティブ劣化評価あるいは予知・予防保全に有効に反映させるためにはこのような意見の分布についても留意する事が肝要であると思われる。いわゆる異端意見 (Outlier)への留意である。これらの結果はすべて NUREG/CR 6923-2006<sup>[1]</sup>に纏められている。本資料は、US NRC のホームページより入手可能であり、是非一読をお勧めするとともに、高経年機器構造部材において想定すべき劣化評価において参照となるものであろう。

表3 部材ごとに想定される劣化の色分け(色は図3に基づく)

Table 4-1: Summary of Elicitation Results -- PWR Reactor Coolant System																
Subgroup Description	Degradation Mechanism															
	BAC	CREEP	CREV	DEBOND	EC	FAC	FAT	FR	GALV	GC	IC	MIC	PIT	SCC	SW	WEAR
<b>Group 1: Cold Leg Piping</b>																
6 1.1 SS External Surface																
7 1.2 Wrought SS 304/316 Piping																
8 1.3.1 SS 304 Piping HAZ																
9 1.3.2 SS 316 Piping HAZ																
10 1.4 Type 308 SS Weld																
11 1.5 308/309 Dissimilar Weld - Int.																
12 1.6 CASS CF8/CF8M Components																
13 1.7 SS 304/308/316 Socket Welds																
14 1.8 Forged 304/316 SS Nozzles																
15 1.9 308/309 Dissimilar Weld - Ext.																
16 1.10 CASS CF8/CF8M Piping																
17 1.11 SS Clad Ferritic Piping																
<b>Group 2: Crossover Leg Piping</b>																
19 2.1 SS External Surface																
20 2.2 Wrought SS 304/316 Piping																
21 2.3.1 SS 304 Piping HAZ																
22 2.3.2 SS 316 Piping HAZ																
23 2.4 Type 308 SS Weld																
24 2.5 308/309 Dissimilar Weld - Int.																
25 2.6 CASS CF8/CF8M Components																
26 2.7 SS 304/308/316 Socket Welds																
27 2.8 Forged 304/316 SS Nozzles																
28 2.9 308/309 Dissimilar Weld - Ext.																
29 2.10 CASS CF8/CF8M Piping																
30 2.11 SS Clad Ferritic Piping																
<b>Group 3: Hot Leg Piping</b>																
32 3.1 SS External Surface																
33 3.2 Wrought SS 304/316 Piping																
34 3.3.1 SS 304 Piping HAZ																
35 3.3.2 SS 316 Piping HAZ																
36 3.4 Type 308 SS Weld																
37 3.5 308/309 Dissimilar Weld - Int.																
38 3.6 CASS CF8/CF8M Components																
39 3.7 SS 304/308/316 Socket Welds																
40 3.8 Forged 304/316 SS Nozzles																
41 3.9 308/309 Dissimilar Weld - Ext.																
42 3.10 CASS CF8/CF8M Piping																
43 3.11 SS Clad Ferritic Piping																

注 疲労と応力腐食割れが多くの部材において想定されている  
August 16 and 19, 2005

表4 PMDA における各想定劣化に対する専門家の評点の分布 (例示)

PMDA FOR PRESSURIZED WATER REACTOR COMPONENTS																
1 Reactor Coolant System											Cold Leg Piping					
Subgroup	Description	Susceptibility				Confidence				Knowledge						
		Average	0	1	2	3	Average	1	2	3	Average	1	2	3		
Subgroup 1.5	Dissimilar metal welds (Internal) Type 308, 309, PWR primary water 556 to 559°F, 2250 psia															
	<b>FAT</b>	1.25	0	6	2	0	2.00	0	8	0	1.88	1	7	0		
	<b>FR</b>	1.25	0	3	1	0	2.25	0	3	1	1.50	2	2	0		
	<b>SCC</b>	1.50	0	4	4	0	2.50	0	4	4	1.63	4	3	1		
Subgroup 1.6	Cast stainless steel components CF8, CF8M, PWR primary water 556 to 559°F, 2250 psia															
	<b>FAT</b>	1.13	0	7	1	0	2.13	1	5	2	1.88	2	5	1		
	<b>FR</b>	1.13	0	7	1	0	2.50	0	4	4	2.25	0	6	2		
	<b>SCC</b>	1.25	0	6	2	0	1.38	5	3	0	1.25	6	2	0		
Subgroup 1.7	Socket welds Types 304, 308, 316, PWR primary water 556 to 559°F, 2250 psia															
	<b>FAT</b>	2.38	0	0	5	3	2.88	0	1	7	1.75	2	6	0		
	<b>SCC</b>	1.38	0	5	3	0	2.75	0	2	6	2.25	1	4	3		
Subgroup 1.8	Forged austenitic stainless steel nozzles Types 304, 316, PWR primary water 556 to 559°F, 2250 psia															
	<b>FAT</b>	1.38	0	5	3	0	2.00	0	8	0	1.88	1	7	0		
	<b>SCC</b>	0.88	1	7	0	0	2.50	0	4	4	2.25	0	6	2		
Subgroup 1.9	Dissimilar metal welds Type 308, 309 External Surface															
	<b>SCC</b> *	1.86	0	2	4	1	3.00	0	0	7	2.14	2	2	3		

\* Susceptibility at interface between colors with one or more scores higher than this interface.  
X Susceptibility inside color box with one or more scores higher than this color box upper interface.

### 3. 原子力安全・保安院「高経年化対策強化基盤事業」におけるプロアクティブ材料経年劣化と潜在事象・潜在メカニズムの評価と対応策調査<sup>[2][3]</sup>

#### 3.1 プロアクティブ材料経年劣化と潜在事象・潜在メカニズム

US NRC におけるプロアクティブ経年劣化プログラムは、対象を構造部材毎に評価を行い想定される経年劣化モードの洗い出しを行っている。同活動に専門家として参加した筆者は、その内容については学ぶべきものが多く大変有意義なプログラムであったと認識している。一方、同プログラムにおいては潜在事象や潜在メカニズムについては必ずしも深い議論が行われず既に顕在化した事象の水平展開的なアプローチが主であったように感じている。すなわち、これまで経験されていない初めてのイベントをどのように予測するかという観点にはあまり重点が置かれていない。

現在原子力安全・保安院において実施されている「高経年化対策強化基盤事業」において東北・北海道クラスターにおいて推進されている「経年劣化事象の解明等」のなかの 1 課題として「プロアクティブ材料経年劣化と潜在事象・潜在メカニズムの評価と対応策調査」が取り組まれており、US NRC に比してより基礎的なアプローチが取られている。

#### 3.2 東北・北海道クラスターにおけるプロアクティブ高経年劣化対策プログラム

先見的経年劣化抽出は、プロアクティブの原点である。US NRC の活動が部材毎の評価であり、劣化モードも、応力腐食割れ、疲労(環境疲労を含む)、破壊抵抗低下(照射脆化、低温き裂進展を含む)、エロージョン・コロージョン(蒸気カット及びキャビテーションを含む)、フレッキング/摩耗、微生物腐食、孔食、硼酸腐食、スウェリング、照射クリープ、全面腐食、粒界腐食、流動加速(誘起)腐食、隙間腐食、剥離(クラッド)、熱クリープを想定している。東北・北海道クラスターでのプロアクティブプログラムは、これらの成果を踏まえ、さらに新たな想定される劣化事象あるいは劣化メカニズムについても議論を深め先見的劣化予知に重点を置いている。特に US NRC においては注目されなかった連成劣化事象(異なる経年劣化事象が重なる事により、思いがけない事象が発現する事)や連鎖劣化事象(経年劣化事象が時間経過を経て連鎖的に発現する事)にも重点を置いている。すなわち事象が発生した

後のきれいな説明ではなく、未知事象・メカニズムの先見的予知・予測や、既知事象の連成・連鎖型事象の予知・予測である。基本的なアプローチは、専門家会議を招集して US NRC や EPRI Degradation Matrix の成果を踏まえて、さらなる経年劣化事象の抽出を図っている。特に本プログラムにおいてはより多様な経年劣化事象の基礎的な理解より潜在的劣化事象・メカニズムの顕在化可能性を学術的に掘り下げた議論を行う事によって実現しようとするものである。従って専門家会議としてより多様な学術分野の専門家を多く招聘し、海外からの専門家 25 名と、ほぼ同数の国内専門家により構成されている。それぞれの専門家は、学術機関に加えて、規制機関、電気事業者、産業界、専門的コンサルタント等である。基本的なアプローチとして、

1. 過去の事象の根本原因究明に基づく帰納的プロアクティブ対応
2. 科学的劣化メカニズム解明に基づく演繹的プロアクティブ対応
3. 体系的 elicitation(潜在事象・メカニズムの思想的顕在化へ)

である。これらの手法を適宜組み合わせることでそれぞれの専門家の経験や知見を最大限発揮してもらう事が最も重要な点である。特に体系的 elicitation は潜在事象・メカニズムを専門家の議論を通して思考上の顕在化をもたらず過程は未経験事象の予見に不可欠であると思われるが、それを促進する facilitator の役割も重要である。このようなアプローチにより、

- (1) 潜在的経年劣化事象に関する調査及び対応課題の抽出
- (2) 潜在的経年劣化事象の発現可能性に係る評価方法の検討

について専門家会議を開催している。これまで第 1 回を平成 19 年 12 月 5 日～6 日、第 2 回を平成 20 年 10 月 29 日～31 日、第 3 回を平成 21 年 10 月 22 日～23 日に開催して、具体的な議論を進め課題抽出、発現可能性の評価等について活発な議論並びに elicitation を行っている。専門家会議と合わせて、日常的に専門家間の意見交換あるいは知見収集を目的としてウェブインターフェースを整備し、重要度分類や個別課題についての SKC 線図作成並びにコメントの収集等に供した。

#### 3.3 経年劣化事象における共通課題と個別課題の抽出と生起性評価

これまでの 3 回の専門家会議を通して中長期的視点から経年劣化による“驚きの回避”に向けて専門家に

より提起された課題は、43共通課題と7個別課題である。共通課題は複数の事象において共通的に重要な枠割を果たす課題として提起されたものであり、その課題解決は経年劣化事象の対策に極めて有効と判断されるものである。一方、個別課題は機器や部材固有であったり特有の事象を取り上げており、年々新たな基礎的知見や専門家による新たな問題提起に基づいて個別課題の充実を図っている。2009年度については、さらに対象材料をポリマー並びにコンクリートに拡大し、専門家からの現状の報告があった。金属材料についてもさらに経年劣化の可能性調査を継続した。また、共通課題の最重要課題として取り上げられた表面の加工層や残留応力に関して議論を深めた。また個別課題としては、既に顕在化している事象であるがPWR 蒸気発生器管台の割れ(ニッケル合金並びにステンレス鋼)やSCC 発生の引き金となりうるプラント内での局所酸化性雰囲気形成部位の抽出等について議論を深めてその発現可能性を検討している。

#### 4．体系的保全におけるプロアクティブ高経年劣化評価に位置づけと予防・予知保全

プロアクティブ高経年劣化評価によって、(1)潜在的経年劣化事象に関する調査及び対応課題の抽出並びに(2)潜在的経年劣化事象の発現可能性に係る評価方法の検討を推進するのは、その成果をプラントの長期安定運用に供する事である。未経験事象・メカニズムを予見し、その発現可能性を評価あるいはその予兆を検出する事により顕在化する前に対応する事が可能となる。このプロセスは基本的には保全における予防保全の中の予知保全に強く関係してくるものである。図4<sup>[4]</sup>に保全の体系を示すがその中にプロアクティブ高経年劣化評価の位置付けを示している。高経年化対策高度化の視点から、いかに劣化事象を予見し、その顕在化を抑制するかであるが、図4に示すように、あらかじめ関連する研究や技術開発を先行させることにより、受容基準を明確化しておくことは顕在化した場合の速やかな対応に備える役割も有していると言えよう。図中には、保全における基本である日常保全並びに現場保全として、個別改善保全と自主保全も位置付けている。受容基準の整備、補修・取り換え等も含めて全体的な最適化が肝要である。今後の発電プラントにおける性能向上も見据え、長向安定運用におけるプロアクティブ高経年劣化対策と予防・予知保全の重要性は益々増している。

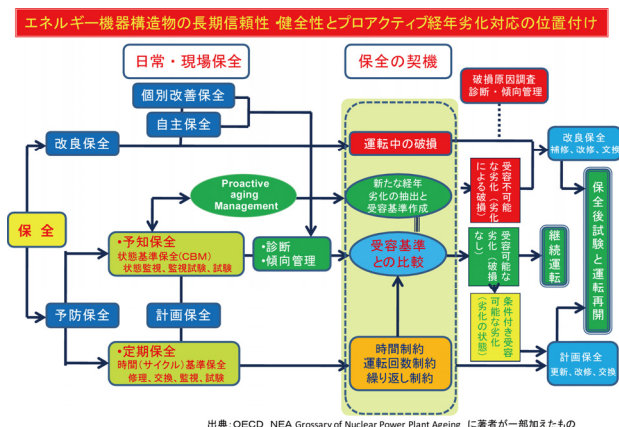


図4 保全体系とプロアクティブ高経年化対策<sup>[4]</sup>

#### 5．おわりに

プロアクティブ高経年劣化対策のこれまでの現状を中心にその取り組み状況について解説した。軽水炉発電プラントの長期安定運用は国際的課題であり欧米においては80年運転を見据えた活動が始まっている。我が国においても運転40年超のプラントが出始め、30年目の高経年化技術評価以降の運転経験や研究による新たな知見を反映させ、長期運転にも対応できる体制が構築されてきている。US NRCは、国際的な経年劣化対策の国際協力を推進する国際的フォーラムの結成を提唱しており、昨年10月に韓国で開催されたアジアでの準備会合には米国をはじめ日本、韓国、中国、インド及び台湾が参加し活発な討議が行われた。本年には欧州での準備会合が予定されており、それを踏まえて11月には軽水炉高経年劣化対策に関する国際フォーラムの正式発足が計画されている。積極的な参加が望まれる。

#### 参考文献

- [1] NUREG/CR 6923-2006, US NRC
- [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・コスモス研究機構、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・コスモス研究機構、平成21年3月
- [4] 基調講演「プロアクティブ高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 2009年8月3日-5日、札幌

(平成22年3月8日)