

解説記事

軽水炉炉内構造物の点検評価ガイドラインの体系化

Systematization of Inspection & Evaluation Guidelines for Light Water Reactor Internals

山下 裕宣 (東京電力株式会社)

酒井 和夫 (関西電力株式会社)

青木 孝行 (日本原子力発電株式会社)

Hironobu YAMASHITA

Kazuo SAKAI

Takayuki AOKI

1. はじめに

近年、国内外の軽水炉で炉内構造物に応力腐食割れ (SCC) 等の損傷が発見されたとの事例報告が散見されるようになった。炉内構造物は、その構造が複雑であるため、これまでは損傷が発見される都度、その対応が検討され、対処されてきた。しかし、対象が炉内構造物という安全上重要な機器であるため一般の関心が高まったことなどもあり、一般への説明責任を積極的に果たしていく必要性が従来に増して強くなってきた。

このような情勢に適切に応えるには、標準的な炉内構造物の点検・補修に関するルールが必要であり、そのルールは技術的根拠が明確で、しかも合理性を有するものであることが望まれる。

このような状況に鑑み、国内外の知見、損傷事例などを参考に、炉内構造物の点検評価等に関するガイドラインを策定し、今後の国内軽水炉における炉内点検の在り方を提言すべく、(社)火力原子力発電技術協会に「炉内構造物点検評価ガイドライン検討会 (委員長: 朝田泰英東大名誉教授)」が設置された。

この検討会の主要課題は、経年変化が想定される炉内構造物を対象に経年変化の発生・進展を予測し、その結果に基づき炉内構造物の安全機能が常に確保されるように点検時期を定める方法や欠陥が発見された場合の構造強度・機能の評価する方法などに関する標準的なルールを策定するとともに、これらのルールの技術的根拠や合理性を明示することである。

検討に当たっては、これまでの国内外のトラブル事例は勿論のこと、国内外の研究成果を含む最新知見を幅広く調査し、炉内構造物に想定される経年変化に十分対応できると考えられるガイドラインを策定した。

本稿では、上記検討会で策定された炉内構造物点検評価ガイドライン (以下、ガイドラインと言う。) の概要、ガイドラインを開発するに当たって浮び上がった技術的問題点とその具体的解決方法 (問題解決のために行った工学的工夫など)、さらにはガイドラインの構造、体系などについて、今回を含めて 4 回に分けて述べる。

2 ガイドライン策定の必要性と技術課題

(1) 原子力設備の構造技術基準の現状

一般に、産業に用いられる設備・機器は十分な安全性と信頼性を備えたものとして設計・製作されることが求められる。

特に、原子力発電所を構成している重要な設備・機器は放射能を取扱うため、他産業の設備・機器以上に安全性と信頼性が求められ、このため、予め定められた厳しい技術基準を満足するように設計・製作される。このような基準は過去の技術的知見を集大成した信頼できる基準であり、しかも最新知見が常に反映される基準であるべきである。

我が国の原子力発電所設備の構造設計は「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」(経済産業省)¹⁾ および「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準 (告示)」(経済産業省)¹⁾ に基づき行われている。

この技術基準は、新規発電所の建設は勿論のこと、運転中の発電所の改造、補修、取替に際しても適用される。これがいわゆる製造基準と呼ばれる所以である。

一方、運転を開始した設備・機器は一般に経年変化が生じるので、運転開始後は経年変化が生じることを前提に設備・機器を維持管理するのが合理的である。

しかし、我が国では上記技術基準（製造基準）が運転を開始した原子力発電所の維持管理にも適用されている。すなわち、発電所の設備・機器は運転中もこの製造基準を満足している必要があり、たとえば、定期検査などで機器が点検された場合、その点検の合否判定に当たっても当該技術基準が適用されている。いわゆる維持基準としての性格をも、この技術基準は有している。

このように、当該技術基準が製造基準と維持基準の両面の性格を有しているということは、取りも直さず、運転が開始された発電所の設備・機器であっても製造時の状態がそのまま維持されていること、すなわち運転開始後、き裂などの経年変化事象が顕在化すれば、それが機器の構造強度や機能に大きな影響を与えない範囲であっても許容されないということを意味している。

たとえば、定期検査²⁾時の分解点検で機器に小さな経年変化事象が発見された場合、その時点で何らかの対策を講じ、技術基準を満足する状態に戻さない限り、運転を再開できないようになっている。

一般に、いかなる構造物であっても時間の経過とともに多かれ少なかれ経年変化が生じる。

これは原子力発電所の設備・機器にも当てはまり、発電所の運転開始とともに徐々に経年変化が生じる。したがって、この経年変化を想定して設備・機器を維持管理することが必要となる。通常、原子力発電所の設備・機器は構造強度上、大きな余裕を有しているため、ある程度、経年変化事象が発生・進展しても、その機能を十分維持できる。

この事を利用して、米国を始めとする先進諸国では、SCCなどの経年変化事象が顕在化したら、すぐに完璧な修理を実施するという方向ではなく、当該機器の機能を維持できる範囲内で設備・機器の使用可能範囲を拡大し、機能が維持できなくなる前に修理するという合理的な考え方を維持基準に取り入れている。

図1を用いてこの考え方を説明すると、たとえば、SCCのようなき裂状の欠陥が運転開始とともに図中のA→B→C→Dに沿って徐々に発生・進展し、これに伴って当該欠陥の生じた機器の安全機能がA'→Dに沿って低下したとする。当該機器はD点で機能喪失するが、この機能喪失に対し十分な安全率と時間的余裕を確保すれば、たとえ欠陥が発生・進展しても十分に安全に当該機器を運転することが可能である。換言すれば、欠陥が顕在化する時点Bを使用限界とするのではなく、使用可能範囲をC点まで拡大しても十分な安全性を確保して機器を運転できるということである。

先進諸国では、上記のように経年変化事象が徐々に発生・進展することを前提に運転中の原子力発電所を対象とした構造基準（維持基準）が表1に示すとおり整備されている。

ただし、この考え方を取り入れている機器は容器や配管のような加圧された流体を内包する圧力障壁の機器が対象であり、圧力障壁を構成する機器でない炉内構造物については基準化されていないのが現状である。

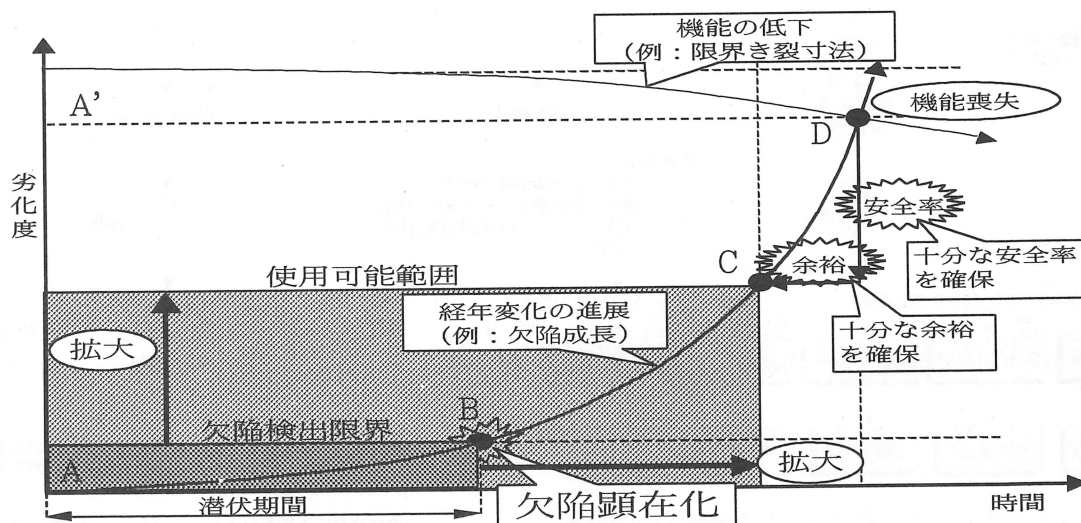


Fig.1 経年変化の発生・進展を想定した機器の使用可能範囲

Table1 諸外国の構造維持基準の整備状況

No.	国名	規格の名称	点検規格	欠陥評価規格	補修規格
1	米国	ASME Code Sec.XI	○	○	○
2	英国	BS 7910	○	○	—
3	ドイツ	KTA	○	○	—
4	フランス	RSE-M	○	○	○
5	スイス	NE 14	○	○ ^(注)	—
6	スウェーデン	SKIFS	○	○	○

(注)ASME Sec.XIに従う

上記のような経年変化事象（欠陥）の発生・進展を考慮した基準が整備されると、図2に示すように、たとえ欠陥が発見されたとしても複数の道を選択できるようになる。

すなわち、従来は欠陥が発見されると、その時点で恒久対策を実施する道（図中の⑥）しかなかったが、維持基準の整備によりその欠陥が構造物の機能を損うようなものであるか否か評価し、場合によっては経年変化事象を監視しながら限定された期限内で運転を継続したり、暫定的な補修を施して運転を再開したりするなどのフレキシブルな対応が可能となる。

（図中の①～⑤）この場合、その基準を定めるに当たって技術的な合理性が無ければならないこと、その技術的根拠が明確でなければならないことは言うまでもない。

このような考え方については、我が国でも近年、盛んに議論されるようになり、日本機械学会等でのこのような考え方を取り入れた維持規格を整備する動きが現在進んでいる。^{3) 4)}

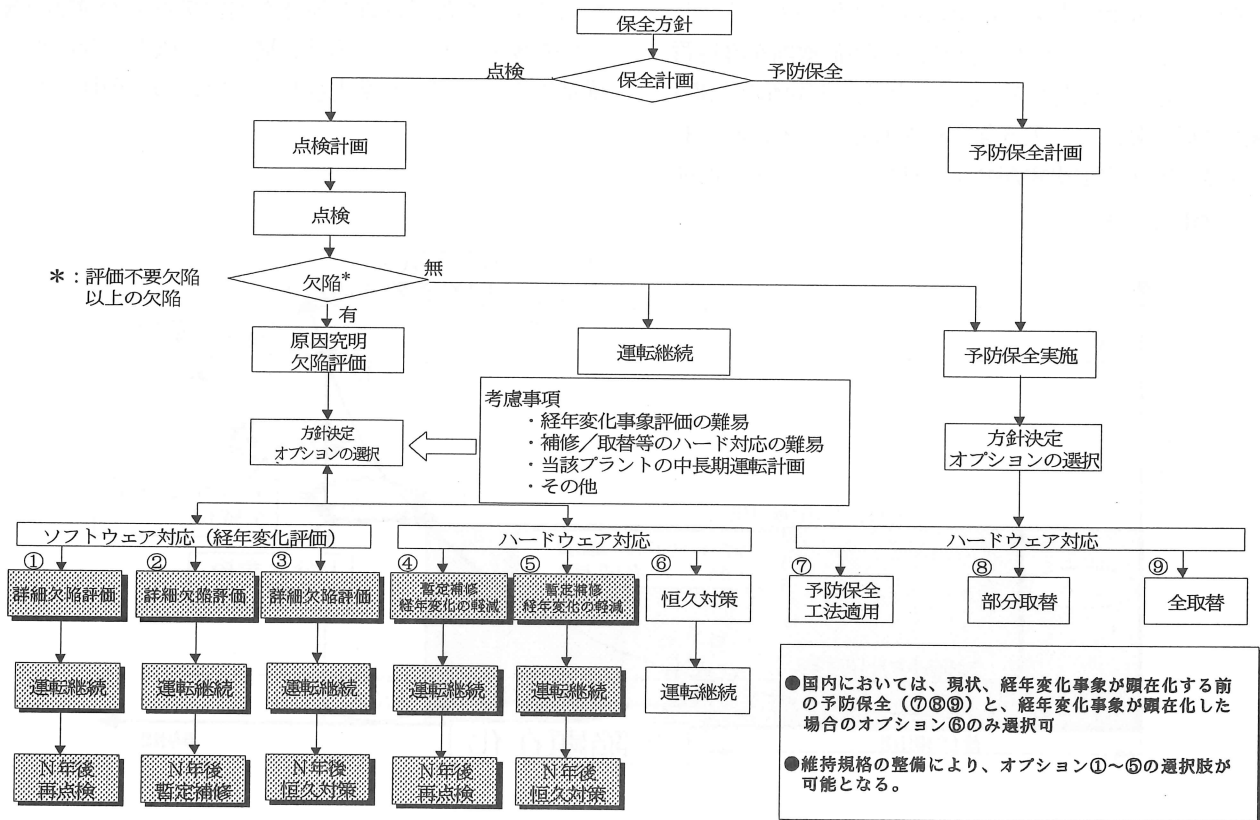


Fig2 経年変化を想定した構造維持規格の活用方法

(2) ガイドライン策定のアプローチと技術課題

経年変化事象の発生・進展が想定される構造物—炉内構造物もその一つであるが—を維持管理する方法は多種多様に考えられる。

たとえば、過去の豊富な運転保守経験を踏まえて経験的に基準を定め、それに基づいて設備・機器を維持管理する方法がある。

しかし、このような単に経験に基づいて維持管理するという方法ではなく、経年変化を予測し、その予測結果に基づいて維持管理する。

このような方法が、より合理的であると考えられる。そこで、以下に経年変化の発生・進展が想定される炉内構造物を如何に維持管理するのが適切で、合理的であるかについて考えてみる。

現状の技術では難しいが、経年変化事象を完全に正確に予測できたとする。

すなわち、どのように経年変化が進行し、それがいつ顕在化するか、その後どのように進展するか、また、この経年変化の発生・進展が構造物の構造強度をどのように低下させ、機能をどのように低下させるか、正確に予測できたとする。

このような場合には構造物の構造強度が許容できない状態に低下する時期、あるいは、機能が許容できないレベルに低下する時期を正確に予測できるので、そのような状態に至る前に必要な対策を講じれば良いことになる。

これが最も合理的な対応である。

しかしながら、このように経年変化事象を正確に予測することは現状の技術では困難であるので、構造物の構造強度や機能が一定のレベル以下に低下すると予測される以前の十分余裕を持った適切な時期に構造物の健全性を確認するとともに、経年変化の予測が正確なこと、少なくとも保守的な予測となっていることを確認する必要がある。

(このような目的で点検を実施することも必要であると思われる。)

また、この点検によって得られた情報を踏まえて、その後の適切な対応措置を検討し、対処して行く必要がある。このように現状の技術レベルを踏まえながら、適切に維持管理する方法を考案することが極めて重要となる。

このような方法は従来の点検や欠陥が発見された場合の対応と比較して格段に合理的な手法であると言える。

以上のような観点から、経年変化事象の想定される構造物を維持管理する上で必要となる事項を以下にあげてみる。

まず、想定される経年変化事象を予測する手法を持つこと。

その予測手法に基づき、適切な方法で適切な時期に点検を実施する明確な基準を持つこと。

点検で得られた結果に基づき運転継続が可能か否か判定できる基準を持つこと。

運転継続が否と評価された場合、どのような補修を実施すれば運転継続が可能となるか判定できる基準を持つこと。

これらの事項は、要するに、経年変化を予測し、その予測された経年変化の進行とともに、その都度必要となる対処方法を明確にし、その対処方法を決定する基準を整備することを意味している。

言い換えれば、明確な経年変化予測手法に基づき、

- 1) 適切な点検方法と適切な点検時期を定める基準
- 2) 経年変化事象が検出された場合の構造強度および機能に対する評価基準
- 3) 検出された経年変化が許容できないと評価された場合の補修基準

の図3に示すような3つの基準を明らかにすることである。

このように、「点検基準」「評価基準」および「補修基準」の3つの基準を持つことは経年変化が想定される構造物を維持管理する上で必要不可欠であり、この事はいかなる構造物を維持管理する場合でも一般的に言えることである。

一方、「点検基準」「評価基準」および「補修基準」と言う3つの基準の順序は経年変化の進行、すなわち、時間の経過を想起させ、実際、その時間経過に沿った保全の実施手順に一致している。

この事は、経年変化が想定される構造物を維持管理するための保全計画に、広く一般的に成立する普遍的な法則、原理であるように思われる。

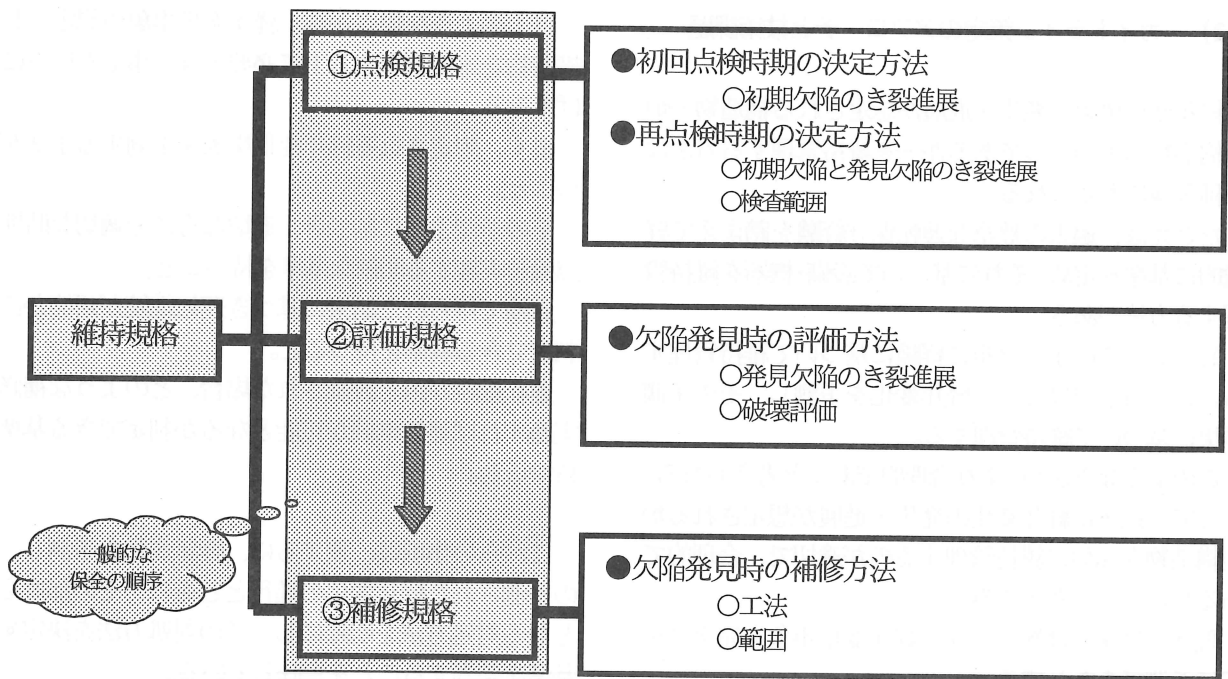


Fig.3 構造維持規格の備えるべき内容

3 ガイドラインの技術的側面と対応措置

前項で構造物を維持管理する上で必要となる「点検基準」「評価基準」および「補修基準」の3つの基準について述べたが、ガイドラインはこれら3つの基準を備えた標準的な構造維持ルールとして提案されている。以下に、ガイドラインの技術的側面と経年変化が想定される炉内構造物を維持管理する上で必要となる対応措置について詳述する。

(1) 炉内構造物の構造、寸法、材料

まず炉内構造物の構造、寸法、材料について述べる。²⁾ 沸騰水型原子炉 (BWR) の場合、図4に示すように炉内構造物は長さ 20m以上、直径 6m程度の大きな鋼鉄製の原子炉圧力容器内に設置されている。

炉心を支える上部格子板および炉心支持板はシュラウドにボルトで取り付けられており、シュラウドはシュラウドサポートに、シュラウドサポートは原子炉圧力容器にそれぞれ溶接されている。その他、ジェットポンプ、炉心スプレイ配管とスパージャ、炉心差圧計装配管なども溶接などの方法で固定されている。これらの原子炉圧力容器に固定されている機器は通常取り外すことを想定していないので、点検や補修に際して比較的狭隘な容器内を遠隔装置で接近することが

難しく、現状の技術では一部点検や補修が極めて困難な部位が存在する。一方、汽水分離器や蒸気乾燥器のように、定期検査時の燃料取替のために、取り外しが可能な機器もあり、これらは定期検査中は専用プールへ移動、仮置きされるので、比較的接近は容易である。

炉内構造物を構成する機器の材料は、大部分が耐食性の優れたオーステナイト系ステンレス鋼⁵⁾でできており、原子炉圧力容器(低合金鋼⁵⁾製)に直接接続する部分にはやはり耐食性に優れ、かつ線膨張係数が低合金鋼とオーステナイト系ステンレス鋼の中間の値を持つ高ニッケル基合金(インコネル)⁵⁾が用いられている場合が多く、熱膨張差による熱応力を低減する設計となっている。以上のような構造、寸法、材料で製作されている炉内構造物は燃料の核分裂によって発生した中性子による放射化⁶⁾や冷却材中の放射性腐食生成物⁶⁾の付着により放射線量率が高いので、プラント停止中でも原子炉圧力容器開放時には遮蔽のため炉内に冷却水を常に満たしている。従って、炉内の点検や補修を実施する場合は通常、水中で、しかも遠隔で実施する必要があるため、炉内構造物はこの制約条件のもとに維持管理することを考える必要がある。

なお、加圧水型原子炉 (PWR) についてはここでは詳述しないが、BWRと異なり炉内構造物が原子炉容器に直接溶接されていないため、取り外しが可能である。

PWRはこの点が特徴的である。ただし、BWRと同様、炉内構造物は燃料の核分裂によって発生した中性子による放射化や冷却材中の放射性腐食生成物

の付着により線量率が高いため、点検や補修を行う場合は常に冷却水が満たされた炉内又はプール内の水面下で実施する必要がある。(図5)

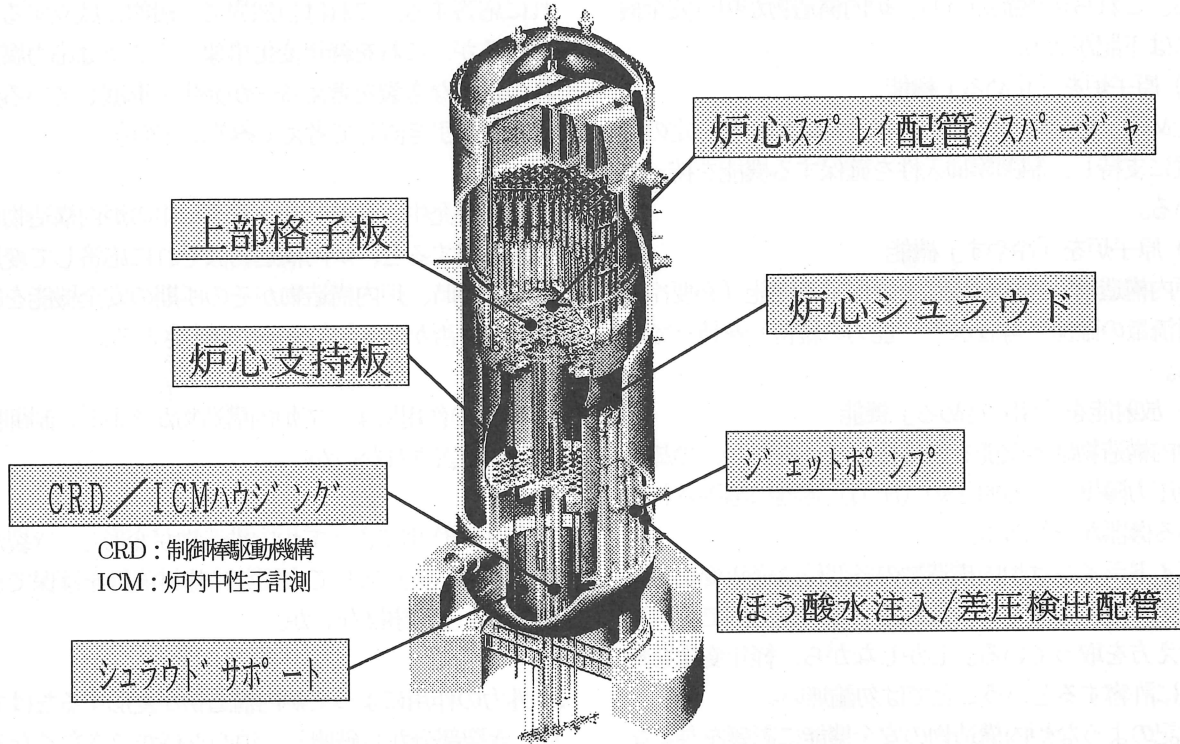


Fig.4 BWR炉内構造物鳥瞰図

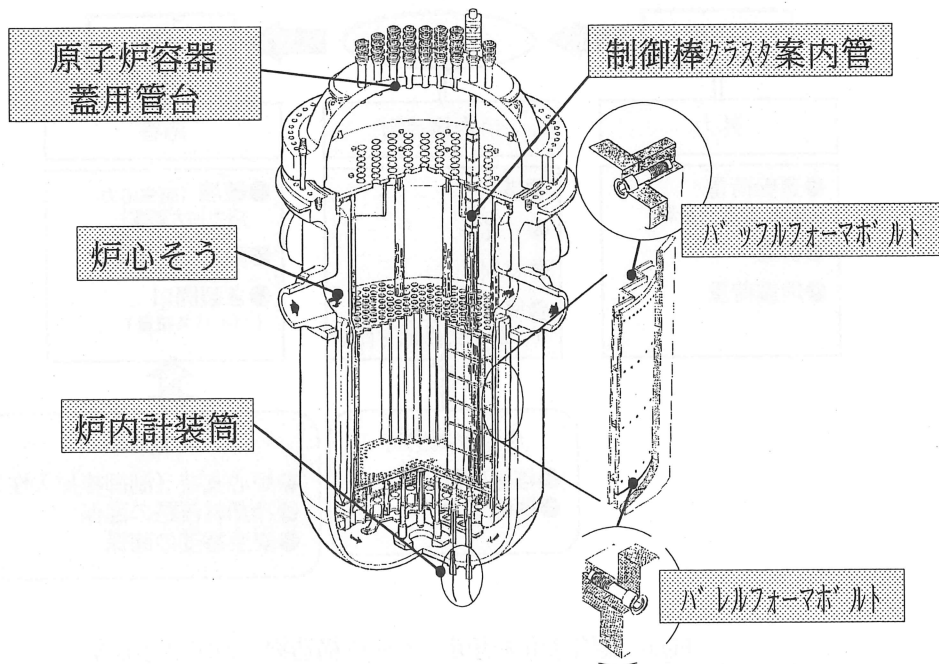


Fig.5 PWR炉内構造物鳥瞰図

(2) 炉内構造物の確保すべき安全機能

一般に、原子炉安全を確保する重要な機能として「止める」「冷やす」「閉じ込める」の3つの機能があげられる。これらの機能のうち、炉内構造物が担う安全機能には下記がある。

1) 原子炉を「止める」機能

「止める」機能のうち、炉内構造物は炉心を一定の位置に支持し、制御棒挿入性を確保する機能を持っている。

2) 原子炉を「冷やす」機能

炉内構造物は冷却材流路を確保する機能（必要冷却材流量の確保、再冠水⁶⁾能力の維持）を持っている。

3) 放射能を「閉じ込める」機能

炉内構造物は本機能を直接持っていないが、冷却材の圧力障壁である原子炉（圧力）容器に溶接されている機器が一部ある。

ガイドラインは炉内構造物の各部位に経年変化事象の発生・進展を想定し、これを一定の範囲内で許容する考え方を取っている。しかしながら、経年変化を無制限に許容するというのでは勿論無い。

上記のような炉内構造物の安全機能に影響を与えない範囲内で、これを許容するというのが大前提である。ガイドラインは炉内構造物が維持すべき安全機能を考慮し、常に安全機能が維持されるように規定されているのである。

(3) 経年変化が炉内構造物に与える影響とその対応措置

一般にある系に何らかの作用があると、その系はそれに応答する。これは自然界で一般的に成立する法則であるが、これを経年変化事象—ここでは応力腐食割れのようなき裂を考える—が発生・進展している炉内構造物に引き直して考えてみる。(図6)

き裂が発生・進展している運転中の炉内構造物に外力が作用すると、炉内構造物はそれに応答して変形する。この時、炉内構造物はその所期の安全機能を維持できるか否かは下記によって判定される。

1) 外力の作用によって炉内構造物が変形し、制御棒挿入性が阻害されないか。

2) 外力の作用によって炉内構造物が変形し、き裂から冷却材がバイパスして必要な冷却材流量を確保できなくなるような事はないか。

3) 外力の作用によって炉内構造物が変形するだけでなく、き裂部分から破壊し、炉心支持ができなくなるような事はないか。

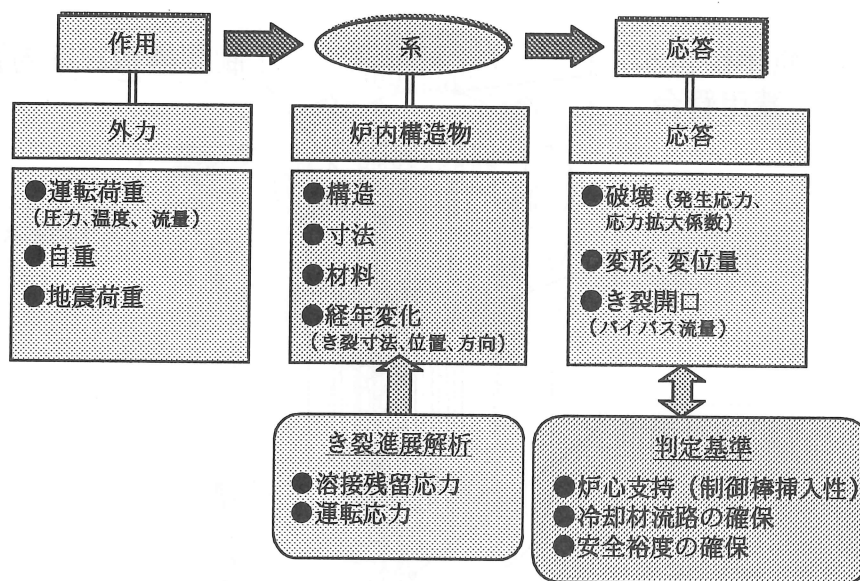


Fig.6 経年変化を想定した炉内構造物への作用と応答

これらの事項を解析評価し、その結果として所期の安全機能が十分維持されることが証明できるのであれば、経年変化事象の発生・進展した炉内構造物であっても、健全な炉内構造物と同様に継続使用が可能であると考えられる。

しかしながら、経年変化事象の発生・進展が無制限に許容されると言うことではなく、自ずと限界がある。

この時、この限界を如何に合理的に、しかも技術的な根拠を明確にして設定するかが重要な課題となる。

本ガイドラインはこの課題の解決にチャレンジし、安全機能が常に維持されるように点検、評価、補修に関するルールを規定することに成功したと言える。ガイドラインの策定に当たり、イメージしたガイドラインの概要を図7に示す。

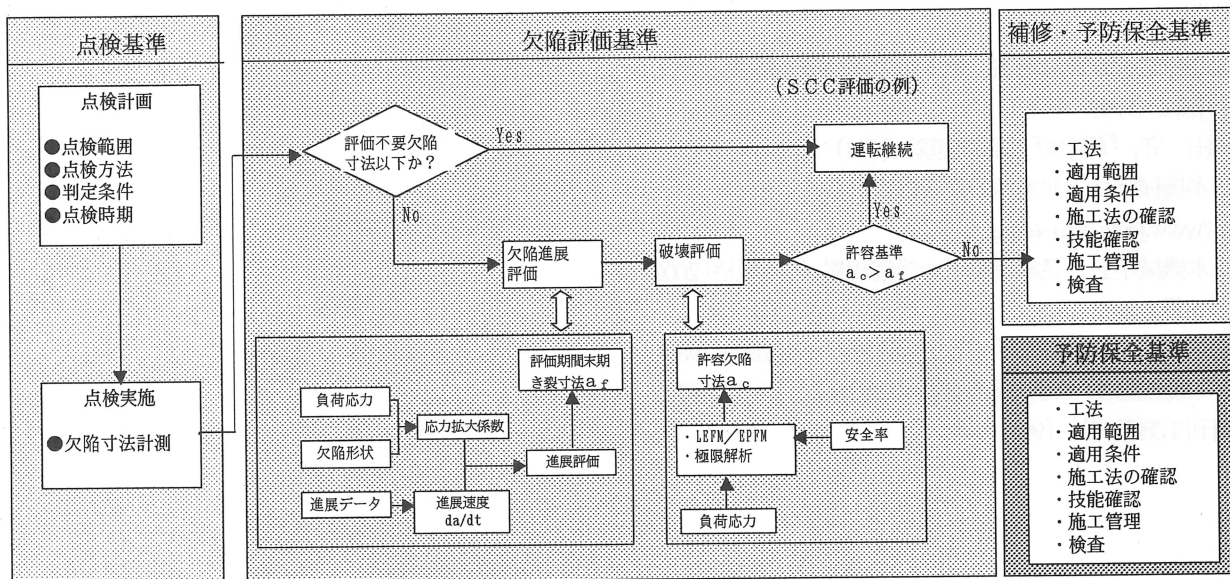


Fig.7 炉内構造物点検評価ガイドラインの概要

(4) ガイドラインを成立させている理由 (実機設計裕度の活用)

炉内構造物は冷却材の圧力障壁を構成する構造物ではなく、運転条件も比較的一定しているため、作用する荷重は比較的小さく、発生する応力も小さい。その中でも炉心を支える部分は、炉心重量が比較的大きいため、地震荷重が大きく、通常はこの地震荷重の作用する時が最も大きな応力の発生する時点となる。

しかしながら、地震荷重が作用しても、炉内構造物に発生する応力は構成材料の降伏応力に対して十分小さく、従って、極めて高い構造強度余裕を有する構造物であるという事が出来る。

このように炉内構造物の構造強度に高い裕度があると言うことは、勿論、許容応力に対して炉内構造物の各部に発生する応力が十分小さくなるように設計した結果ではあるが、通常、構造材として標準寸法の規格品を用いることや溶接、機械加工等の施工上の便宜性などから構造・寸法が決定されることが多いため、結

果として非常に裕度の高い構造体が設計されたという面もある。

しかし、このように構造強度裕度が高いことが幸いし、万一、炉内構造物に経年変化事象が発生し、それが相当の範囲で進展しても、構造強度や安全機能への影響はあまり大きくないという結果につながっている。

この事が経年変化事象の発生・進展を想定した炉内構造物の維持基準、すなわち本ガイドラインを成立させている大きな理由の一つとなっている。

4 まとめ

今回は、我が国の軽水炉を対象に開発された炉内構造物点検評価ガイドラインの開発経緯、必要性などについて述べるとともに、経年変化事象の発生・進展が想定される炉内構造物を合理的に維持管理するにはどのような技術的検討が必要か、またどのような技術的課題があるか、などについて詳述した。

本稿は今回を含めて4回に分けて連載する予定である。次回以降は以下に示す事項について述べる。

第2回 ガイドライン開発上の技術的問題点とその解決方法

第3回 ガイドラインの評価

第4回 まとめと今後の課題

(参考文献)

- 1) 通商産業省監修, 「解説 原子力設備の技術基準」, 電力新報社 (994)
- 2) 秋山 守, 「軽水炉」 同文書院 (988)
- 3) 日本機械学会, 発電用設備規格委員会ホームページ, <http://www.jsme.or.jp/std/pgc/>
- 4) 日本機械学会, 発電用原子力設備規格 維持規格(2000年5月)
- 5) 矢川元基、一宮正和, 「原子炉構造設計」, 培風館 (989)
- 6) 安 成弘監修、原子力事典編集委員会編, 「原子力辞典」, 日刊工業新聞社 (995)