

AMP 116 蒸気発生器 (2023 年版)

プログラムの概要

蒸気発生器プログラムは、PWR 及び CANDU PHWR で使用される再循環型垂直 U 字伝熱管蒸気発生器 (SG) 及び貫流型 SG (OTSG)、ならびに WWER 原子炉プラントで使用される水平型／集合型沸騰蒸気発生器の経年劣化を管理するものである[1-5]。本プログラムの管理対象には、蒸気発生器の伝熱管、プラグ、スリーブ、伝熱管シートまたはコレクタ、仕切り板、伝熱管と伝熱管の間のシート溶接部、及び蒸気発生器内に収められている二次系部品 (二次系内部構造物) が含まれる。また、AMP102 で取り上げられていない場合、本プログラムの対象には、蒸気発生器のシェル、チャンネルヘッド、ノズル、及び関連溶接部も含まれる可能性がある。

蒸気発生器プログラムは、IAEA 加盟国に適用されるガイドライン、規格・基準に準拠し、蒸気発生器の耐用年数全体にわたってその健全性と機能を確保するために、蒸気発生器の経年劣化を適時的に検出・緩和することを目的として策定・実施される。このプログラムでは、伝熱管の健全性を維持することが求められ、性能基準、状態監視要件、検査の範囲と頻度、欠陥伝熱管のプラグ挿入または補修の許容基準、許容される伝熱管の補修方法、漏えい監視要件が規定されている。伝熱管、プラグ、スリーブ、二次系内部構造物の検査に使用される非破壊検査技術は、使用停止または補修が必要となる可能性がある劣化部品 (伝熱管、プラグなど) を特定することを目的としている。

IAEA-TECDOC-1668 “Assessment and Management of Ageing of Major Nuclear Power Plant Components Important to Safety: Steam Generators, update”[5]では、原子炉プラント (NPP) 蒸気発生器の経年劣化評価と管理に関する現在の慣行を文書化し、安全性と工学的な側面を強調し、蒸気発生器の経年劣化を管理するための現在の検査、監視、及び保守の慣行に関する情報を提供している。これらの情報は、各加盟国が特定の SG AMP を策定する際に利用できる。

米国では、PWR の蒸気発生器プログラムは、原子力エネルギー協会 (NEI) 97-06 Revision 3 “Steam Generator Program Guidelines”[6]に準拠している。このプログラムは、各種民間ガイドライン (the EPRI PWR Steam Generator Examination Guidelines, PWR Primary-to-Secondary Leak Guidelines, PWR Primary Water Chemistry Guidelines, PWR Secondary Water Chemistry Guidelines, Steam Generator Integrity Assessment Guidelines, Steam Generator In-Situ Pressure Test Guidelines [7-11]など) を参照しており、予防、緩和、検査、評価、修理、漏えい監視対策のバランスを考慮した内容となっている。NEI 97-06 document [6]には、(a) プラントの許認可の根拠と整合した伝熱管の健全性が維持されていることを保証するための性能基準が含まれており、(b) 伝熱管の健全性を監視し、伝熱管の定期検査の間も性能基準が常に満たされていることを保証するための指針が記載されている。蒸気発生器伝熱管の健全性は、蒸気発生器プラグ、スリーブ、仕切り板、伝熱管と伝熱管のシート溶接部、二次系内部構造物の劣化によって影響を受ける可能性がある。したがって、これらのすべての部品が本 AMP の対象となる。

NUREG-1801[2] (例:IV.D1.R-17) 及び NUREG-2191[12]の経年劣化管理レビュー項目、及び複数の加盟国の AM 実施方法によると、一次系からの漏えいが発生した場合、SG の非ステンレス鋼部品におけるホウ酸腐食を除外することはできない。

劣化メカニズムの可能性のある重要な箇所例は、表 1 及び図 1 にまとめられている。

表 1. 蒸気発生器の重要箇所と劣化メカニズムの例

場所#	劣化メカニズム	疲労	全面腐食	ホウ酸腐食	局部腐食 (含 SCC)	摩耗	ガスケットのクリープ、自己ゆるみ、熱影響による予圧損失	汚損	熱時効
	重要箇所								
1	蒸気発生器ケーシング		+	+	+			+	
2	熱交換伝熱管				+			+	
3	コレクタ・カバーの接続部／その他のフランジ接合部／ボルト接合部	+	+		+	+	+		+
4	一次系コレクタ	+			+				
5	給水口ノズル	+	+		+				
6	NA500 メイン循環パイプラインノズルの異種溶接部の接続部				+			+	
7	非常用給水口ノズル		+		+				
8	連結支持構造及び地震対策部品		+	+	+	+	+		
9	熱交換器パイプのプラグと溶接部分				+				
10	給水コレクタ				+		+		
11	ブローダウンノズル		+		+			+	
12	炭素鋼伝熱管支持		+		+			+	
13	U 字伝熱管疲労 ¹	+				+			
14	一体型予熱器支持体のフレッティング ²					+			
15	伝熱管シートと伝熱管支持体のアンダーデポジット孔食 ³		+		+				
16	ODSCC／PWSCC 伝熱管シート内の管膨張部での粒界攻撃 ⁴		+	+	+				
17	防振バー	+				+			
18	ドライヤーフレーム		+			+			
19	スワールベーン仕切体		+			+			
20	給水リング／非常用給水リング	+	+			+			

注:

1. 疲労 : U 字伝熱管部近傍では、流力振動や支持部劣化 (支持部と伝熱管の隙間増大など) による振動疲労が観察

されている。

2. フレッシング：蒸気発生器の伝熱管は、機械的な現象（主に摩耗及びフレッシング）による伝熱管の劣化を経験している。
3. 孔食：腐食による孔食が、伝熱管シート上部のスラッジ堆積物（堆積物の蓄積、蓄積）及び伝熱管間の支持位置で観察されている。
4. ODSCC/PWSCC：ODSCC 及び PWSCC が Ni 合金製蒸気発生器の伝熱管で観察されている。

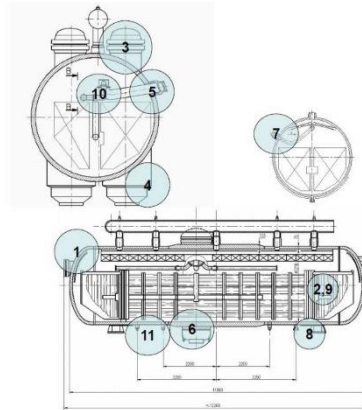


図 1: WWER-440 蒸気発生器における重要箇所

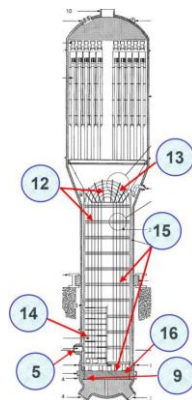


図 2: CANDU 型縦型蒸気発生器における重要箇所

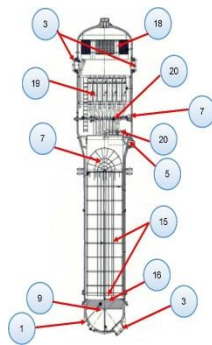


図 3: PWR 蒸気発生器における重要箇所 (例として典型的なアレバ製 EPR)

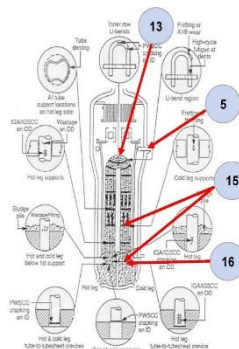


図 4: PWR 型垂直蒸気発生器における重要箇所

評価及び技術的根拠

1. 劣化の理解に基づく経年劣化管理プログラムの範囲:

本プログラムは、PWR 及び CANDU PHWR で使用される再循環型縦型 U 字伝熱管蒸気発生器及び OTSG、及び WWER で使用される水平型／集合型沸騰蒸気発生器の経年劣化管理に適用される。本プログラムでは、蒸気発生器の上部及び下部ヘッド、伝熱管、プラグ、スリーブ、伝熱管シート、支持体プレート及びコレクタ、仕切り板、伝熱管と伝熱管のシート溶接、及び蒸気発生器に含まれる二次系部品（二次系内部構造物）に関連する劣化を取り扱う。本プログラムでは、蒸気発生器シェル、チャンネルヘッド、ノズル、またはこれら部品に関連する溶接に関わる劣化は対象としない。これらは AMP102 で取り扱われる。

この AMP では、以下の劣化メカニズムが考慮されているが、この AMP の対象範囲の各項目にすべてのメカニズムが該当するわけではない[4]。

- 疲労
- 応力腐食割れ
- 熱時効

- 摩耗
- 汚損
- ガスケットクリープ、自己緩み、熱効果による予圧損失
- ホウ酸腐食
- 全面腐食

2. 経年劣化を最小限に抑え、管理するための予防措置:

このプログラムには、劣化に対処するための予防措置及び緩和措置が含まれている。予防措置及び緩和措置には、異物排除、及びその他の一次系及び二次系の保全活動が含まれる。このプログラムには、摩耗劣化を抑制するための異物排除、及び劣化の原因となる可能性のある堆積物を除去するための二次系の保全活動として、スラッジ・ランスや化学洗浄が含まれる。さらに、伝熱管の U 字曲げ部分のロートピーニング、ショットピーニング、応力除去処理により、引張応力を低減し、一次水応力腐食割れ (PWSCC) の可能性を制限することができる。蒸気発生器における堆積物の蓄積、異物 (物質) の排除については、IAEA-TECDOC-1668 [5] を参照できる。米国では、異物排除に関する指針は、例えば NEI 97-06[6]に記載されている。二次系の健全性維持に関する指針は、例えば EPRI 蒸気発生器健全性評価ガイドライン[7]に記載されている。一次系の予防保全活動には、腐食しやすい材料で製造されたプラグをより耐食性の高い材料で交換することや、劣化しやすい伝熱管を予防的にプラグで塞ぐことが含まれる。

蒸気発生器に多量の堆積物が蓄積すると、伝熱管の健全性に影響を及ぼす可能性がある。例えば、NEI 97-06 [6] で参照されている “the EPRI Steam Generator Integrity Assessment Guidelines” [7] では、二次系の清掃を含む蒸気発生器の二次系保守に関する指針が示されている。二次系の水質は、蒸気発生器への不純物の混入を抑制し、伝熱管への堆積を制限する上で重要な役割を果たす。高い水純度を維持することで、応力腐食割れ (SCC) や粒界型応力腐食割れ (IGSCC) の発生を抑制することができる。水質は、AMP103 に準拠して監視及び維持される。

高アルカリ性条件 (給水の pH を 9.4~9.7 に増加) を適用することで、二次系における腐食生成物の質量移行が減少する。特に、蒸気発生器の伝熱管、伝熱管サポート、コレクタの使用条件に影響を及ぼす。二次系の機器 (例えば、WWER 原子炉のタービン凝縮器) の Cu 含有合金を交換した後、この状況を実施することが可能である。

蒸気発生器のブローダウン水配管のエロージョンを防止するために、炭素鋼配管をオーステナイト鋼配管に交換することができる。これにより、ブローダウン水量の調整特性にも影響が及び、改善される。同様に、ほとんどの新規に建設された蒸気発生器では、炭素鋼製の伝熱管支持体と防振バーがオーステナイト系鋼材に置き換えられている。最近出版された “Steam Generators for Nuclear Power Plants” に関する書籍[13]では、業界が開発した、経年劣化を緩和・監視・管理するための最新の戦略が詳細に説明されている。

3. 経年劣化の影響の検出:

このプログラムには、蒸気発生器部品の健全性が維持されていることを確実にするために、懸念さ

れるあらゆる経年劣化の検出がその範囲に含まれている。検査は、経年劣化が発生した場合にそれを検出することを目的としている。このプログラムの特性は、伝熱管の健全性を損なう可能性のある部品が適切に評価または監視されることも目的としている（例えば、伝熱管の健全性を損なう可能性のある二次系部品の劣化は、このプログラムによって管理される）。

特に蒸気発生器の伝熱管については、検査要件は実績ベースとなる可能性があり、実際の検査範囲及びサンプル検査の拡大は、過去の検査結果に基づいて正当化される。目標は、次の検査までの間、蒸気発生器伝熱管の健全性について合理的な保証を提供できる頻度で検査を実施することである。

一部の構成部品（プラグ、仕切板組立品、伝熱管シート、伝熱管と伝熱管シートの溶接部、ヘッド、二次系部品など）の一般的な状態は目視で監視することができ、劣化が検出された場合はより詳細な検査を実施することができる。Ni 合金蒸気発生器伝熱管と伝熱管シートの溶接部及び Ni 合金仕切板組立品における PWSCC 亀裂を管理するために、プラント特有の AMPs が要求される可能性がある[14]。これらのプラント特有 AMP の必要性を判断する基準は、参考文献[15-17]に記載されている。

米国では、NEI 97-06[6] が、伝熱管、スリーブ、プラグ、二次系内部構造物の劣化を検出するための検査プログラムに関する追加の指針を提供している。検査の頻度は技術評価に基づく。これらの技術評価の実施に関する指針は、NEI 97-06[6] 及び関連する民間ガイドラインに記載されている。

検査及びモニタリングは、認可された事業者の手順に従って、有資格者が有資格技術を用いて実施する。例えば、the EPRI PWR Steam Generator Examination Guidelines[8]、Canada CSA N285.4-05[18] “Periodic inspection of CANDU nuclear power plant components”、India AERB/NPP/SG/O-2 “In-service Inspection of Nuclear Power Plants”[19]には、蒸気発生器伝熱管の検査技術、検査頻度、サンプリング要件に関する指針が記載されている。CSA N285.4-05[18]には、蒸気発生器の一体型伝熱管材料監視プログラムに関する独自の要件も含まれており、特定の検査間隔において、取外された伝熱管セグメントの最低 1 つに対して冶金学的監視検査を行うことになっている。フランスでは、各劣化タイプに対応する予防保全標準プログラムは、主要な一次系及び二次系システムの運転管理に関する 1999 年 11 月の条例[20] に準拠した適格な手順を参照している。

一次系から二次系への漏えい監視プログラムは、蒸気発生器伝熱管の健全性が損なわれたことを示す潜在的な指標を提供する。NEI 97-06[6] 及び関連する EPRI ガイドラインには、効果的な漏えい監視プログラムに関する情報が記載されている[21]。

このプログラムには、部品が影響を受けやすい劣化形態の評価と、それらの劣化形態を検出できる検査技術の実施が含まれる。監視するパラメータは、部品と検査の許容基準に特有のものである。例えば、伝熱管の劣化の深刻度は、劣化の深さまたは測定電圧の観点から評価される可能性がある。これは、特定の劣化メカニズムに対して、深さに基づく伝熱管修理基準（許容基準）または電圧に基づく伝熱管修理基準（許容基準）のいずれが実施されているかによる。その他のモニタリング対象パラメータには、過剰な堆積物蓄積の兆候（例えば、蒸気発生器水位の変動）が含まれ、これは伝熱管の疲労破壊や腐食につながる可能性がある。また、水質化学パラメータは許容できないレベルの不純物を示す可能性があり、一次系から二次系への漏えいは伝熱管、プラグ、スリーブの過剰な劣化を示す可能性があり、蒸気発生器の一次側及び二次側に緩んだ部品や異

物がある場合は伝熱管の損傷につながる可能性がある。

WWER 用の水平蒸気発生器の異材溶接部については、応力腐食割れを検出するために、適切な体積検査 (例えば、フェイズドアレイ UT プローブを使用) を確立することが重要である。溶接継手及び肉盛溶接の検査は、参考文献[22,23]に従って実施することができる。

水質パラメータも、AMP103 で議論されているように監視される。例えば、EPRI PWR 蒸気発生器の一次系及び二次系の水質ガイドライン[10,11]は、化学パラメータのモニタリングに関する指針を提供している。The EPRI Steam Generator Integrity Assessment Guidelines[7]、及び IAEA-TECDOC-1577 “Strategy for Assessment of WWER Steam Generator Tube Integrity”[24]は、二次系の活動に関する指針を提供している。フランスでは、二次系システムの清浄度を高めるために、運転経験とプロセス開発に基づいて水質に関する指針も更新されている。

AMP110 で説明されているように、ホウ酸による腐食は監視することができる。

4. 経年劣化の影響に関する傾向の監視と分析:

この AMP で対象としているすべての部品に対する検査プログラムの目的は、その部品が施設の設計及び許認可の根拠 (規制上の安全裕度を含む) に一致した機能を継続的に果たすことを確実にするものである。

構造性能基準及び事故による漏えい性能基準が直近の運転間隔中に満たされていたかどうかを判断するために、状態監視評価が実施される。次の検査までの予定運転間隔中に構造健全性及び漏えい健全性が維持されることを検証するために、運転評価が実施される。次の検査までの予定運転間隔中に伝熱管の健全性が維持できない場合、プラントの是正措置プログラムに準拠した措置が講じられる。状態監視評価の結果と前回の運転評価の予測値との比較を行い、前回の運転評価手法の妥当性を評価する。状態の数、及び／又は、深刻さの観点から運転評価が保守的でなかった場合、プログラムに従ったプラントの是正措置が講じられる。

例えば米国では、技術仕様書で状態監視と運転評価の実施が義務付けられている (ただし、技術仕様書では運転評価を明確に義務付けていないが、次の検査まで伝熱管の健全性が維持されることを保証するために、運転評価は必要である)。状態監視と運転評価は、技術仕様書の要件と NEI 97-06[6] 及び EPRI 蒸気発生器健全性評価ガイドライン[7] の指針に準拠して実施される。

蒸気発生器二次系内部構造物の劣化評価は、IAEA 文書及び IAEA-TECDOC-1577[24] “Strategy for Assessment of WWER Steam Generator Tube Integrity”, the EPRI Steam Generator Integrity Assessment Guidelines[7]、JSME S NA1-20 08「原子力発電施設規格 - 原子力発電所の供用期間中における健全性に関する規則」[25]、COG-07-4089 “Fitness-for-Service Guidelines for Steam Generator and Preheater Tubes”[26,27]、RD EO-0552-2004 “Guideline for Application of System Approach to Integrity Control of SG Tubes at Operating NPPs with WWER-1000 and WWER-440 Type Reactors”[28]、及び PNAE G-7-002-86[29]など適用される加盟国ガイダンス文書に準拠して行われ、設計及び許認可の根拠に一致した機能が継続的に確保され、技術仕様要件が満たされることを確認する。

WWER 型原子炉では、隠れた戻り現象を監視することが重要である。モニタリング活動は、規制当局が承認したプログラムまたは手順に準拠して実施される。

水平蒸気発生器の異材溶接部については、AMP102 に従って ISI プログラムを実施することが重要である。

5. 経年劣化の影響の緩和:

経年劣化の影響を緩和する方法については、本 AMP 第 2 節 で説明されている。

6. 許容基準:

蒸気発生器の健全性に関する許容基準は、当該プラントの関連する管理要求事項またはガイダンス文書と一致している。

プラグ挿入基準は、国の規制要件、及び／又は、製造者仕様書に準拠して策定される。蒸気発生器の伝熱管及びスリーブのプラグ挿入または補修の基準は、例えば米国原子力規制委員会 (NRC) Regulatory Guide 1.121[30] またはその他の参考文献[28,29,31]を基に策定され、プラントの技術仕様書に盛り込まれる。欠陥の許容性を評価するための指針は、NEI 97-06[6] 及び the EPRI Steam Generator In-Situ Pressure Test Guidelines、EPRI Steam Generator Integrity Assessment Guidelines など関連する EPRI ガイドラインにも記載されている。

劣化したプラグ、劣化した二次系内部構造物、及び蒸気発生器内に緩んだ部品や異物が残っている場合、引き続き許容できるかどうかは、適宜評価される。NEI 97 06[6] 及び関連する EPRI ガイドラインは、これらの評価の実施に関する指針を示している。これらの評価の目的は、パーツや物体の影響を受けた部品が、施設の設計及び許認可の根拠と一致する適切な健全性を確保していることを確認することである。

一次系から二次系への漏えい及び水化学パラメータの許容性に関する指針も、NEI 97-06[6] 及び関連する EPRI ガイドラインで議論されている。

7. 是正措置:

是正措置は、当該プラントの関連する管理要求事項またはガイダンス文書と一致している。

是正措置の例は、IAEA-TECDOC-1668[6] に記載されている。米国の場合、技術仕様書は、許容基準が満たされない場合の措置に関する要件を規定しており、蒸気発生器の伝熱管及びスリーブ (該当する場合) の劣化に関するものである。その他の部品の劣化については、NEI 97-06[6] 及び関連する EPRI ガイドライン、米国機械学会 (ASME) Code Section XI、10 CFR Part 50.55a、10 CFR Part 50.65、及び 10 CFR Part 50, Appendix B に従って適切な是正措置が評価される [32-34]。

フランスでは、SG の健全性評価は、欠陥の検出及び特性評価に使用される方法について記述した供用期間中検査規則 RSE-M[35]に基づいている。

8. 運転経験のフィードバック及び研究開発結果のフィードバック:

本 AMP は、業界全体の一般的な経験に対応している。関連するプラント特有の運転経験は、AMP がプラントにとって適切であることを確認するために、プラントの AMP の開発において考慮される。プラント及び業界全体の運転経験と研究開発 (R&D) の結果を定期的に評価するフィードバックプロセスを実施し、必要に応じ、プラント AMP を修正するか、経年劣化管理の継続的有効性を確保するための追加措置 (例えば、新しいプラント特有 AMP を開発する) をとる。

現在、世界で使用されている蒸気発生器伝熱管は 6 種類ある。ミルアニール処理された 600 系合金、熱処理された 600 系合金、熱処理された 690 系合金、Monel 400、800 系合金 NG、及び WWER SG で使用されている Ti 安定化オーステナイト系ステンレス鋼 08Ch18N10T である。ミルアニール処理された 600 系合金蒸気発生器伝熱管は、腐食 (一次冷却水応力腐食割れ、外径応力腐食割れ、粒界腐食、孔食、消耗など) や機械的に誘発された現象 (へこみ、摩耗、衝突による損傷、疲労など) による劣化が観察されている。熱処理された 600 系合金蒸気発生器伝熱管は、腐食 (一次水応力腐食割れ、外径応力腐食割れ) による劣化を経験しているが、ミルアニール処理された 600 系合金や機械的に誘発された現象 (主に U 字管付近の摩耗や振動疲労) と比較すると軽微である。熱処理された 690 系合金伝熱管は、機械的に誘発された現象 (主に摩耗) による伝熱管の劣化のみを経験している。800 系合金 NG 伝熱管は、機械的現象 (主に摩耗及びフレッキング) による劣化と、深い伝熱管シートの溝、伝熱管支持体、伝熱管シート上部の限定的な応力腐食割れを経験してきた。また、800 系合金 NG 伝熱管は、1980 年代に多数の孔食／摩耗が発生してきた。CANDU PWHR SG の Monel 400 伝熱管は、腐食 (一次冷却系応力腐食割れ、粒界腐食、孔食、消耗、そして最近では脱合金化など) や機械的に誘発された現象 (へこみ、摩耗、衝突損傷など) による劣化を経験してきた。オーステナイト系ステンレス鋼伝熱管を使用した WWER 440 及び WWER-1000 SG は、腐食 (例えば、外径応力腐食割れ、粒界腐食、孔食) 及び機械的現象 (例えば、摩耗) による劣化を経験している。異種溶接 (シェルとノズル) の応力腐食割れは、WWER-440 及び WWER-1000 型原子炉特有の問題である。これらの溶接部の補修が唯一の解決策となるケースもいくつかある。

NRC は、プラントで実施されている蒸気発生器プログラムに関連して、いくつかの general communications を発行してきた。参照セクションには、これらの general communications の多くがリストアップされている。さらに、NEI 97-06[6] は、蒸気発生器の運転経験を定期的に共有し、プラント運転から得られた教訓を参考文献[6]で参照されているガイドラインに組み込むための指針を業界に提供している。後者には、必要に応じて業界に暫定的な指針を提供することも含まれる。

NEI 97-06[6] プログラムは、蒸気発生器伝熱管、プラグ、スリーブ、及び蒸気発生器内に収められている二次系内部構造物 (二次側内部) に関連する経年劣化の影響を管理する上で効果的であり、これにより蒸気発生器は意図された安全機能を果たすことができる。

さらに、定期的な検査を通じて、本 AMP の予防措置の妥当性が確認されている。伝熱管プラグ、スリーブ、コレクタ、仕切り板、伝熱管と伝熱管シートの溶接部、二次系内部構造物の劣化も、一部の特定部品の構造材料に依存して、確認されている。

このプログラムには、プラント特有及び業界全体の運転経験、及び研究開発結果の継続的なレビューに関する規定が含まれており、それにより、プログラムへの影響が評価され、必要な措置やプログラムの修正が行われる。

カナダでは、事業者が SG 伝熱管の劣化を継続的に評価するためのアクションプランを策定した。アクションプランの主要な要素のひとつは、包括的な供用期間中検査ガイドライン (FFSG) とライフ

サイクル管理計画 (LCMP) の策定である。これらのガイドラインは、既存の蒸気発生器管及びサポートの寿命を決定するためのデータを提供する。LCMPの適用により得られた情報は、カナダの原子力業界全体における蒸気発生器の継続的な運転適格性を評価するための優れた基礎となる。

現在、蒸気発生器伝熱管の欠陥を検出する主なツールとして、従来の渦電流 (EC) ボビンコイルプローブが使用されている。ボビンコイルは高速検査が可能であり、一般的にこれまで検出された欠陥の種類に対しては妥当な信頼性がある。しかし、へこみ中の亀裂など欠陥の種類によっては、その有効性は疑問視されており、現在では、円周方向 IGSCC に対しては比較的無力であることが一般的に認識されている。ボビンコイルで得られた疑わしい兆候の解決や、検査結果の全般的な改善を目的として、さまざまな設計の補助プローブ (回転パンケーキコイル、パンケーキアレ、超音波プローブなど) が使用されている。カナダの事業社は、狭い円周方向の亀裂を検出するための特殊な NDE プローブ (C-3 プローブとして知られている) を開発した。また、ボビンコイルプローブと比較して感度と寸法精度が向上した X プローブは、蒸気発生器伝熱管の検査に広く使用されている。

この AMP が作成された時点では、関連する研究開発は特定されていない。

9. 品質管理:

SSG-48[36]に沿って、IGALL 安全報告書の 4.9 項では、(a) 管理統制、(b) 安全分析報告書の補足、(c) パフォーマンス指標、(d) 確認 (検証) プロセス、(e) データ収集と記録保持、これらの観点からこの属性に期待される内容に関する一般的な情報を提供している[37]。さらなるガイダンスは、SSG61[38]の Paras 3.13.16 - 3.13.17 の安全解析報告書の補足、GS-G3.1 の確認プロセス (予防措置については Paras 6.76-6.77、是正措置については Paras 6.66-6.75) にあり[39]、SRS No.106 の第 2 章には経年劣化管理のためのデータ収集と記録保存に関するグッドプラクティスが記載されている[40]。

これに加えて、以下の具体的な情報が本 AMP に関連する。定性的パフォーマンス指標の例は以下の通りである。

AMP の妥当性

定義: プラントの運転経験により AMP を修正する必要があった場合 (すなわち、AMP が適切であるか、または適切に目的を達成しているように見えた場合)、指標は 1、それ以外は 0。

説明: 劣化の発生、進行、または許容できない状態になったこと、またはその他の技術的理由 (不適切な ISI、保守戦略/ツールの変更、監視装置または頻度の変更など) により、AMP を修正、及び/又は、改訂する必要があった。理由が形式的な/定期的な見直し、または管理上の変更を反映することのみである場合、指標は 0 のままであるべきである。

AMP 活動のパフォーマンス

定義: AMP で予定された活動が完了していない場合、指標は 1、それ以外は 0。

説明: この指標は、予防措置、緩和措置、ISI、保全措置、モニタリング、または是正措置が予定通りに実施されなかったかどうかを検出する。

データ管理

定義:AMP に準拠して測定・モニタリングされたパラメータが分析され、その分析が有益なまたは説得力のある情報を提供しない場合 (おそらく不適合報告書と比較して)、AMP または AMR を分析しなければならない。事実であれば、指標は 1、そうでなければ 0。

説明:モニタリングと傾向分析の目的のひとつは、適用された AMP が適切であるかどうかを判断することである。モニタリングの結果が適切な情報を提供せず、AMP が適切であることを確認するためにさらなる措置が必要な場合、モニタリング活動を修正する必要があることがあり、このことはこの指標によって検出することができる。

経年劣化予測の正確性

定義:部品の予測された劣化状態と検出された劣化状態の差異。差異の絶対値と予測値の比率。

説明:肉厚、欠陥数 (または密度)、欠陥の成長、脆化、硬度、伝導度、沈下、補強材の強度など、特定の劣化メカニズムの予測値と測定値の特性パラメータの比較。この指標の評価頻度は、パラメータの測定頻度 (保守時、ISI など) に合わせて調整する必要がある。

定量的指標の例は以下の通りである。

SG 管の損傷

定義:プラグで塞がれた伝熱管の割合。

説明:この指標は、プラントが許容基準からどの程度離れているか、及び劣化の管理が改善されているかを示すことができる。

1 次系から 2 次系への運転中の漏えい

定義:測定された SG 漏えい率。

説明:この指標は、プラントが許容基準からどの程度離れているか、及び劣化の管理が改善されているかを示すことができる。

References

- [1] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, NUREG-1801, Generic Aging Lessons Learned (GALL) Report, USNRC, Revision 2, December 2010.
- [2] ATOMIC ENERGY REGULATORY BOARD, Life management of Nuclear Power Plants, AERB/NPP/SG/O-14, AERB, Mumbai, India, 2005.
- [3] HUNGARIAN ATOMIC ENERGY AGENCY: Guideline 4.12, Ageing management during the operation of NPPs, Hungary, 2016.
- [4] STATE OFFICE FOR NUCLEAR SAFETY OF CZECH REPUBLIC, Aging management of NPP, National safety guide BN-JB-2.1, SUJB, 2015.
- [5] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Assessment and Management of Ageing of Major Nuclear Power Plant Components Important to Safety: Steam Generators, update, IAEA-TECDOC-1668, IAEA, Vienna, November 2011.

- [6] NUCLEAR ENERGY INSTITUTE, Steam Generator Program Guidelines, NEI 97-06, Rev. 3, NEI, January 2011.
- [7] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Steam Generator Management Program: Steam Generator Integrity Assessment Guidelines: Revision 4. EPRI, Palo Alto, CA: 2016. 3002007571.
- [8] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Steam Generator Management Program: Pressurized Water Reactor Steam Generator Examination Guidelines: Revision 8. EPRI, Palo Alto, CA: 2016. 3002007572.
- [9] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Steam Generator Management Program: Steam Generator In-Situ Pressure Test Guidelines, Revision 4. EPRI, Palo Alto, CA: 2012. 1025132.
- [10] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Pressurized Water Reactor Primary Water Chemistry Guidelines: Volume 1 and Volume 2, Revision 8. EPRI, Palo Alto, CA: 2014. 3002000505.
- [11] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Pressurized Water Reactor Secondary Water Chemistry Guidelines: Revision 8, EPRI 3002010645, EPRI, Palo Alto, CA, February 2017.
- [12] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, NUREG-2191, Generic Aging Lessons Learned for Subsequent License Renewal (GALL-SLR) Report, USNRC, July 2017.
- [13] Riznic, J., Ed., Steam Generators for Nuclear Power Plants, Woodhead Publishing, 2017.
- [14] UNITED STATES REGULATORY COMMISSION, Information Notice 2013-20, “Steam Generator Channel Head and Tubesheet Degradation.” Washington, DC, July 2013.
- [15] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, NUREG-2192, Standard Review Plan for Review Of Subsequent License Renewal Applications for Nuclear Power Plants, USNRC, July 2017.
- [16] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, SGMP-IL-16-02 “Changes to Aging Management Guidance for Steam Generator Channel Head Components”.
- [17] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Steam Generator Management Program: Investigation of Crack Initiation and Propagation in the Steam Generator Channel Head Assembly, EPRI, Palo Alto, CA: 2014. 3002002850.
- [18] CANADIAN STANDARDS ASSOCIATION, Periodic inspection of CANDU nuclear power plant components, CSA Standard N285.4-05, CSA, 2005.
- [19] ATOMIC ENERGY REGULATORY BOARD, Inservice Inspection of Nuclear Power Plants, AERB/NPP/SG/O-2, AERB, Mumbai, India, March 2004.
- [20] French Ministerial Order of 10 November 1999, main primary circuit and the main secondary circuits of pressurised water nuclear reactors.
- [21] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Steam Generator Management Program: PWR Primary-to-Secondary Leak Guidelines — Revision 4. EPRI, Palo Alto, CA: 2011. 1022832.

- [22] PNAE G -7-010-89 Equipment and Piping of Nuclear Power Installations. Weld Joints and Cladding. Overlays. Rules of inspection. Moscow 2000.
- [23] FEDERAL ENVIRONMENTAL, INDUSTRIAL AND NUCLEAR SUPERVISION SERVICE order of 502 07 December 2017, NP-084-15 Unified Inspection Procedures for Base Materials, Weld Joints and Build-Ups in the Course of Operation of Equipment, Pipelines and Other Elements of Nuclear Power Plants.
- [24] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Strategy for Assessment of WWER Steam Generator Tube Integrity, IAEA-TECDOC-1577, IAEA, Vienna, 2007.
- [25] JAPAN SOCIETY OF MECHANICAL ENGINEERS, IA, IB Code for Nuclear Power Generation Facilities - Rule on Fitness-for-Service for Nuclear Power Plants, JSME S NA1, JSME.
- [26] Kozluk, M., Scarth, D., & Graham, D. (2002). Technical Basis for the CANDU Steam Generator Tube Fitness-for-Service Guidelines. 4th CNS International Steam Generator Conference. Toronto: Canadian Nuclear Society.
- [27] Scarth, D., Kozluk, M., Cartar, E., Mirzai, M., Maruska, C., Nickerson, J. N., & Graham, D. (1998). CANDU Steam Generator Fitness-for-Service Guidelines. 3rd International Conference on Steam Generators and Heat Exchangers. Canadian Nuclear Society.
- [28] GOSATOMENERGONADZOR, Guideline for Application of System Approach to Integrity Control of SG Tubes at Operating NPPs with WWER-1000 and WWER-440 Type Reactors, RD EO-0552-2004, Moscow.
- [29] PNAE G-7-002-86 Standards on Strength Analysis of Equipment and Pipelines of Nuclear Power Installations.
- [30] UNITED STATES REGULATORY COMMISSION, Regulatory Guide 1.121, Bases for Plugging Degraded PWR Steam Generator Tubes, USNRC, Latest Edition.
- [31] Normative Technical Documentation of Association of Mechanical Engineers of Czech Republic for Design and Life Time Assessment of Components and Piping in VVER NPPs During Operation, 2017.
- [32] UNITED STATES REGULATORY COMMISSION, 10 CFR Part 50.55a, Codes and Standards, Office of the Federal Register, National Archives and Records Administration USNRC, Latest Edition.
- [33] UNITED STATES REGULATORY COMMISSION, 10 CFR 50.65, Requirements for Monitoring the Effectiveness of Maintenance at Nuclear Power Plants, Office of the Federal Register, National Archives and Records Administration, USNRC, Latest Edition.
- [34] UNITED STATES REGULATORY COMMISSION, 10 CFR Part 50, Appendix B, Quality Assurance Criteria for Nuclear Power Plants, Office of the Federal Register, National Archives and Records Administration USNRC, Latest Edition.
- [35] AFCEN (French Association for the rules governing the Design, Construction and Operating Supervision of the Equipment Items for Electro Nuclear Boilers), RSE-M Code, In-Service Inspection Rules for Mechanical Components of PWR Nuclear Islands, 2018 Edition.
- [36] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Ageing Management and Development

of a Programme for Long Term Operation of Nuclear Power Plants, Specific Safety Guide, Safety Standards Series No. SSG-48, IAEA, Vienna (2018).

- [37] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Ageing Management for Nuclear Power Plants: International Generic Ageing Lessons Learned (IGALL), Safety Reports Series No. 82 (Rev. 2), IAEA, Vienna. Preprint.
- [38] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Format and Content of the Safety Analysis Report for Nuclear Power Plants, SSG-61, IAEA, Vienna (2021).
- [39] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Application of the Management System for Facilities and Activities, GS-G-3.1, IAEA, Vienna (2006).
- [40] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Ageing Management and Long Term Operation of Nuclear Power Plants: Data Management, Scope Setting, Plant Programs and Documentation, Safety Report Series No. 106, IAEA, Vienna (2022)