

AMP 162 原子炉压力容器(2023 年版)

プログラムの概要

この経年劣化管理プログラム (AMP) は、WWER を含む PWR の原子炉压力容器 (RPV) 部品特有のプログラムであり、RPV (原子炉容器、下部及び上部ヘッド) の劣化メカニズム、及びその管理に必要な活動を対象としている。そのため、この AMP は、特定の劣化メカニズムや経年劣化の影響を扱う他の劣化特有の AMP (AMP101、AMP110、AMP111、AMP118、AMP152、AMP160) を参照している。原子炉容器は、半球状の下部ヘッド (底部ドーム) とフランジとガスケットを備えた上部ヘッドを持つ円筒形である。原子炉容器は、a) 圧延板を長手方向と円周方向に溶接する方法 (PWR) と、b) 鍛造円筒シェルを円周方向に溶接する方法 (PWR と WWER) の 2 つの方法で製造されてきた。しかし、現代の PWR 原子炉容器には、設計上で長手方向の溶接がない。シェル部分は個々のリング鍛造品から作られている。ほとんどの新しい PWR 原子炉容器は、炉心の中間部が 1 つのリングで覆われるように十分に大きな鍛造品から製作され、円周溶接部は中性子束の低い領域に配置されている。また、最近の WWER では、上部ヘッドとフランジ、底部ドームと下部シェルをつなぐ円周溶接部を除き、上部ヘッドと底部ドームには溶接部がない (WWER1000、WWER1200 など)。上部ヘッドはフランジとボルトで容器に接合される。

容器とヘッドの材質は低合金炭素鋼である。腐食を最小限に抑えるため、一次冷却材に接する内面はオーステナイト系ステンレス鋼製のクラッドである。クラッドは、多層、単層、ストリップ被覆、または抵抗溶接プロセスによって、1 層または 2 層で施される。オーステナイト系ステンレス鋼をクラッドとして使用していない WWER 440 RPV (ロシアの Novovoronezh 4 NPP/V-179、また Kola 2 NPP/V-230 など) もある。

このプログラムには、PWR と WWER の RPV 部品の経年劣化の影響を検査・検出・防止・監視・評価するための活動が含まれる[1, 2]。

評価と技術的根拠

1. 経年劣化の理解に基づく経年劣化管理プログラムの範囲:

プログラムの範囲には、原子炉容器、フランジ継手、上部及び下部ヘッド、入口及び出口ノズル、ならびに RPV 制御棒駆動機構 (CRDM)、サーマルスリーブ、底部計装 (BMI) ノズルが含まれる。原子炉容器ヘッドの閉鎖ボルト部品 (スタッド、ワッシャ、ブッシング、ナット、フランジネジ) は、AMP104 に準拠して適切に管理されているため、プログラムの範囲には含まれない。この AMP では、以下の経年劣化メカニズムを考慮している。

- 中性子照射脆化
- 熱時効 (熱脆化)
- 疲労 (低サイクル疲労及び環境疲労)
- 応力腐食割れ (一次水応力腐食割れ)
- 全面腐食、隙間腐食、孔食
- ホウ酸腐食
- 摩耗

中性子照射脆化

原子炉容器の材料 (母材、溶接部、耐食性クラッド) は、高速中性子束の放射線作用に曝される。全体的な影響として、フェライト鋼は特定の照射条件下で硬度と引張特性が上昇し、延性と靱性が低下する。中性子照射により、脆性 - 延性遷移温度は高温に移行し、RPV 脆性破壊の可能性が高くなる。照射脆化の進行は、温度、中性子束、材料中の特定の化学元素、主に Ni、Mn、Cu、P の含有量などの要因に依存する。照射脆化が最も重要な領域はベルトライン領域 (炉心に対向する領域) である。しかし、AMP118、AMP152 及び AMP160 は、炉心中央部付近の上下にある RPV 健全性の管理に重点を置いており、中性子照射に伴う脆化が顕著である場合、RPV の健全性評価においても考慮すべきである。これは米国 NRC RIS 2014-011[3-4]でさらに議論されており、スレンレス製、Ni 合金製のクラッドの存在にかかわらず、感受性の高い低合金では (中性子フルエンスの観点から)「十分に高い」とは $1\text{E}+17 \text{ n/cm}^2$ ($E > 1.0\text{MeV}$) 以上であると定義されている。

熱時効 (熱脆化)

熱時効は、温度、材料状態 (微細構造)、時間に依存し、材料の靱性を低下させる劣化メカニズムである。運転中、原子炉容器 (母材及び溶接部) は高温 ($260\sim 325^\circ\text{C}$) に曝されるため、熱時効が生じ、材料の機械的特性や使用における特性が変化する可能性がある。熱時効が重要な場所は、原子炉容器シェル (中間シェル、ベルトライン溶接を含む下部シェル、上部シェル) とノズル (入口、出口、安全注入口など) であり、operating EPRI report (MRP-438, 3002016009) は、利用可能な熱時効データを要約し、熱時効の影響を受けやすい材料と部品を特定し、追加試験での推奨事項を示している[5]。

低サイクル疲労

低サイクル疲労は、運転中のシステム、構造物、部品の繰返し荷重によって引き起こされる。重要な部品は、容器シェル、フランジ、ヘッドノズル、ノズルセーフエンド、貫通部、サーマルスリーブ、溶接部である。疲労挙動は、応力領域 (応力の大きさなど)、繰返し荷重、表面粗さ、外部条件など、さまざまなパラメータに依存する。

一次水応力腐食割れ

一次水応力腐食割れ (PWSCC) は、Ni 基合金の粒界割れと定義され、発生には高い応力または残留応力、高感受性の微細構造 (粒界炭化物が少ない)、典型的な PWR 一次水環境 (関連する通常の PWR 運転温度を含む) が必要である。PWSCC による亀裂が発生しやすい重要な部品には、ヘッド CRDM 貫通部の異種金属溶接部、底部計装 (BMI) ノズルの入口 (コールドレグ)、出口 (ホットレグ)、安全注入ノズルセーフエンド、一部の容器内部取り付け溶接部がある。AMP111 と AMP163 は、Ni 合金突合せ溶接部 (600/82/182) を含む、原子炉冷却材圧力バウンダリのすべての感受性 Ni 基合金の部品の PWSCC による亀裂の影響を管理することに重点を置いている。

全面腐食、隙間腐食、孔食

この種の腐食は、オーステナイト系ステンレス鋼の保護クラッドが施されていない場合や、補修工程や摩耗によってクラッドが除去された場合に、原子炉容器内面で観察されることがある。すべての非合金または低合金フェライト鋼は、運転温度での水と鋼の反応の結果、マグネタイト保護層が形成される。それにもかかわらず、表面腐食や孔食は、適切に制御された水質の存在下で発生する腐食ではなく、起動後の一定期間に一次系に残存した酸素が停止期間中に PWR 水によって捕獲されることに起因している[2]。

ホウ酸腐食

ホウ酸腐食は、濃厚ホウ酸水溶液で接液したホウ酸が炭素鋼や低合金鋼を劣化させる潜在的なメカニズムである。特に懸念される部分である RPV の部品には、ノズルに隣接する上部ヘッドと底部ドーム、及び上部ヘッド閉鎖スタッド (この AMP では管理されない) が含まれる。これは、二次フランジシールリングからの制御不能な漏えいと同様に、CRDM 貫通部及び底部計装管の漏えいに起因する可能性がある。

摩耗

摩耗による劣化は、RPV ヘッドの開閉に関係する保全作業中に発生する可能性がある。RPV フランジシール面は経年劣化するため、通常の保全活動の一環として洗浄が必要で、補修が必要となる可能性もある。劣化は、摩耗の影響により RPV の構造健全性が損なわれ始めるよりもかなり以前から、目視検査で検出することができる。

2. 経年劣化を最小限に抑え、抑制するための予防措置:

このプログラムでは、通常運転中の劣化の開始を防止または最小限に抑えるために必要な予防措置を定めている。

運転員の実務は原子炉設備の運転パラメータに影響を及ぼすものであり、許容限界の管理を通じて RPV 金属の劣化を低減するプログラムを実施する上で運転員の行動は重要な役割を持つ。例えば、原子炉の起動時や停止時の予防措置として、以下があげられる。

- プラント運転国の適切な規格・基準 (ASME、JSME、RCC-M など) に準拠した原子炉加熱時及び停止時冷却時の温度・圧力制限の遵守
- 加圧熱衝撃につながる熱水力過渡現象や状態の防止

保全活動の定期性と範囲を適正化した予知保全と修理 (M&R) の長期的な計画の強化も含む。

低サイクル疲労、PWSCC、ホウ酸腐食防止のための予防措置は、それぞれ関連する AMP101、AMP111、AMP110 で対処している。

経年劣化メカニズム (腐食) に対する水質の潜在的な悪影響を防止し、炭素鋼や低合金鋼製部品 (表面) の汚染を最小限に抑えるため、通常運転中に水質の監視・管理が行われる。原子炉冷却材の化学的性質を監視・維持するためのプログラムの記述、評価、技術的基盤は、AMP103 で扱われている。

このプログラムは、低漏えい領域構成などの燃料管理アプローチを用いた RPV 材料の中性子照射の影響を最小限に抑えることに依存する可能性もある。

摩耗に関しては、例えば、摩耗を減らすためにサーマルスリーブのサイズを大きくし、摩耗パッドのサイズやパッド間の距離を大きくするなどの設計変更が必要な場合がある。

全面腐食に関しては、ステンレス鋼製クラッドが存在しない場合、これを防止するために RPV フランジを塗装することもあり得る。

3. 経年劣化の検出:

RPV の経年劣化の影響ごとに、管理すべき状態パラメータが決定され、対象要素の効果的

な経年劣化管理を確実にするための手法も決定される。

供用期間中検査は、PWSCC による亀裂、繰返し荷重による亀裂成長、ホウ酸腐食、全面腐食、隙間腐食、孔食、摩耗による材料損失の検出を目的としている。適用される国家の規制 (例えば参考文献[6-9]) 及び AMP102 で取り上げられている推奨事項に準拠して、以下の非破壊検査 (NDE) 方法を使用することができる。すなわち、目視検査 (VT)、染料浸透探傷検査 (PT)、または磁粉探傷検査 (MT)、渦電流探傷検査 (ECT) 及び超音波探傷検査 (UT) である。WWER1000を運転するIAEA加盟国の中には、RPV内部の遠隔 UTに加え、下部支持シェル溶接部の遠隔 UT と上部支持シェル溶接部の UT、VT、PT/MT のような手動検査による RPV 外部検査を実施する国もある。NDE の頻度と範囲は、国家の NDE プログラム/指示に準拠して規制される。検査及びモニタリングは、認可された事業者の手順に準拠し、適格な技術を使用する適格な要員によって実施される。欠陥検出及びサイジングの信頼性は、参考文献[7, 9-12]に準拠した RPV 部品の UT システム適格性評価により確認される。

熱時効と中性子照射脆化の管理は、RPV サーベイランスプログラムによって実施される。原子炉容器材料サーベイランスプログラムの目的は、以下のために十分なサーベイランス試料と線量計データを提供することである。

- 運転期間終了まで照射脆化と熱脆化を監視する。
- 運転制限の必要性を判断する (運転圧力、温度制限、運転継続のための中性子フルエンス制限など)。

RPV サーベイランスプログラムのプログラム記述、評価、技術的基盤は、AMP118、AMP152、AMP160 で対処している。さらに、脆化の予測は TLAA102 で対処している。

疲労の累積影響については、AMP101 で対処している。

4. 経年劣化の傾向のモニタリングと分析:

本プログラムの検査の結果得られたデータを監視・記録・評価・傾向分析する方法は、必要に応じて是正措置を適時的に実施できるように、有害な経年劣化の傾向を特定するものでなければならない。

破壊靱性低減モニタリング

原子炉容器ベルトライン材料の破壊靱性低下は、中性子照射脆化及び熱脆化の両方、ならびに原子炉容器脆化に影響を及ぼす可能性のある長期運転条件 (コールドレグ運転温度及び中性子照射量) により生じる。累積中性子フルエンスによる機械的特性モニタリングのプログラム記述とサーベイランス試験片プログラムは、AMP118、AMP152、AMP160 で扱われている。

初期圧力 - 温度曲線 (PT 曲線) は、国家の要求事項と一致し、初期材料試験に基づいて作成され、技術仕様の一部となっている。RPV サーベイランスカプセルの試験後、プラントの運転に伴う延性ゼロ温度の変化を監視するため、PT 曲線の改訂を行うことができる。

加圧熱衝撃 (PTS) は、過酷過渡条件下での原子炉容器の健全性に関連する制限条件である。原子炉容器の脆化と延性ゼロ温度の変化は、PTS と原子炉容器の健全性に直接的に影響を及ぼす。TLAA102 は原子炉容器の脆化を予測するために使用される。

モニタリングと傾向分析による ISI の結果

RPV 金属状態の監視・傾向を容易に実施するため、検査結果のデータが収集され、将来の予測を行うために比較・評価される。例えば、現在の UT 結果と以前の UT 結果の比較により、兆候の成長率を決定できる。

実際のサイクル数モニタリング

RPV の運転履歴、すなわち圧力と温度の時間経過で特徴付けられる一連の運転過渡事象を監視し、その傾向を把握することで、AMP101 で説明したように、RPV の重要な場所における定期的な疲労評価が可能となる。

5. 経年劣化の緩和:

経年劣化の影響を緩和するために、2 節で言及した活動が実施される。

中性子照射脆化は、フラックスの低減 (低中性子漏えい炉心または遮蔽要素を導入した燃料の管理)、あるいは原子炉容器の熱アニールによって緩和することができる。

一次系への腐食の影響を低減するために、AMP103 に沿って水質パラメータを制御する。

疲労に影響を与える運転因子の影響を低減することも考慮すべきである。これには、大きな温度過渡現象を引き起こす可能性のある柔軟な運転モードが含まれる。

6. 許容基準:

NDE 許容基準は、適用される国家の規制、規格・標準、及びガイドライン[6-9]で提供される。

強度計算 (疲労メカニズムによる周期的な亀裂成長、仮定されたまたは既知の不連続面での脆性破壊に対する抵抗) は、受容性を決定するために特定された亀裂のような欠陥の臨界サイズ (例えば参考文献[13-15]) を推定するために相対値として適用される。

機械的特性の許容基準は RPV 及びサーベイランス試験片の製造者データ、あるいは、所定の等級の材料について技術仕様 (保守的評価の場合) への準拠 (適合) である (例えばロシアの規制[16,17])。

RPV 照射溶接継手の機械的特性予測方法は、AMP152 に記載されている方法が適用される。

RPV の脆化許容基準に対するアプローチは AMP118 及び AMP152 (WWER) に記載されている。

中性子フルエンス値許容基準へのアプローチは AMP160 で扱われている。RPV での中性子フルエンスの検証及び妥当性確認は AMP152 に示されている。

最大負荷サイクル数は、通常、長期のプラント運転期間を考慮して、NPP の設計文書 (技術仕様書、規範文書、部品パスポート) に規定されている。

疲労累積使用係数“CUF”の許容基準は、環境の影響“CUFen”を考慮する場合と考慮しない場合の両方について、AMP101 で扱われている。

7. 是正措置:

是正措置は、NPP で適用される指示、設計規則、規格・基準に準拠して実施されるものである。

る。

安全要求事項を満たすために、次の定期検査間隔の終了まで、その部品が使用適合性を満たしていることを実証するための更なる評価が必要となる場合がある。検査結果やきずが、管理統制事項あるいはガイダンス文書で与えられた許容基準を超える場合、分析的評価(例えば、新たな強度計算[14,15,18])、欠陥を除去するための修理、次回の検査まで使用を継続するための修正、あるいは検出された状態をさらに特徴付けるための補足検査が必要となる場合もある。

場合によっては、運転体制の変更も適用される。

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 は業界全体における一般的な経験を対象としている。プラント特有の関連運転経験は、プラント AMP がプラントに適切であることを確実にするために、プラント AMP の策定において考慮される。プラントはフィードバックプロセスを実施し、プラント及び業界全体の運転経験と研究開発 (R&D) 結果を定期的に評価し[19,20]、必要に応じてプラント AMP を修正するか、または追加の措置(例えば、新たなプラント特有の AMP を策定する)を講じ、経年劣化管理の継続的な有効性を確保する。

外部の運転経験の適切な情報源としては、WANO Operating Experience Program、IAEA IGALL Program などがある。効果的な経験の交換は、このプログラムで継続的な改善を実施し、適切な是正措置を明確化するために重要な要素である。

WWER 440 原子炉容器溶接部の熱アニーリングによる RPV 溶接部の機械的特性の回復は広範囲に及んでいる[2]。2018 年には、Balaovo-1 炉で WWER 1000 原子炉容器炉心溶接部と母材のパイロット回復アニーリングが実施された。

熱時効と照射脆化研究の分野での経験は、AMP152 と AMP160 でレビューされている。

PWR RPV 貫通部及びノズル (CRDM 容器ヘッド貫通部及び BMI 貫通ノズル) の経年劣化のインシデントは、IAEA Nuclear Series NP-T-3.13[19]で明記されている。最近の運転経験から、制御棒駆動機構 (CRDM) 貫通部サーマルスリーブの摩耗が加速していることが示された[22,23]。観察された摩耗は、破損位置や破面により、以前の摩耗現象[24]とは一致しない。この新しいタイプの経年劣化現象は、CRDM サーマルスリーブの亀裂と最終的な破損が複数の場所で発生する可能性があることを示している[25,26]。

いくつかの WWER440 プラントでは、CRDM サーマルスリーブの幾何学的不安定性 (座屈) が観察された (WANO report ^Ⅲも参照)。この現象は健全性の問題ではないが、制御棒が動かなくなるなど、重大な安全上の問題を引き起こす可能性があった。この原因は、貫通部とスリーブとの間の上部溶接接合部において、材料の熱物性の違いによる昇温時と冷却時の低サイクル疲労が発生したためであった。疲労の結果、一次冷却水が微小亀裂から管とスリーブの隙間に浸入する。加熱の過程で微小亀裂は閉じ、媒体の熱膨張によってスリーブに応力が発生し、スリーブ材料の降伏強度を超えて座屈に至る。劣化の根本的な原因は、設計上の欠陥 (溶接部近傍で極端に高い CUF 値が算出された) であった。溶接箇所と形状により NDE が可能でないため、別の手順を実施する必要があった。UT を使えば、隙間内の水を検出することができ、その結果、変形のリスクが高まっていることを確認することができる[27]。

WWER1000 の原子炉ヘッドの場合、貫通部とスリーブの間の下部溶接継手に破損が観察

された。ここでは、スリーブ下の貫通部管材料で腐食も検出され、大規模な補修工事が必要となった。劣化の根本的な原因は、原子炉ヘッド製造時に工場で溶接継手の不適切な補修作業が行われたことであった[28]。

RPV 溶接部の UT 認定を行う際に、経験のフィードバックが行われた。1998 年、IAEA は、ISI システムがその目的を満たすために欠陥を確実に検出し測定することができるという信頼できる証拠を作成するための適切な枠組みとして、“Methodology for Qualification of ISI System for NPP”[8]と題する文書を発表した。地域プロジェクト RER/4/020[29] (1998 年～200 年) の推奨に基づき、加盟国を支援するためのパイロット研究が実施された。パイロット研究の主な特徴は、実際の部品である WWER1000 RPV 炉心領域溶接に基づくものであった。IAEA が主導し、EPRI がコンサルタントを務めるプロジェクトチームが構成され、プラント、規制機関、主要設計者、資格認定機関、ISI 業者の代表がメンバーとなった。

^[1] Miscellaneous Event Report WANO Moscow Centre, 2005-018; Defects in Reactor Vessel Head CRDM Nozzles Identified during Planned Maintenance (Novovoronezh Unit 5, 31 July 2005)

9. 品質管理:

SSG-48 に沿って[30]、IGALL Safety Report Section 4.9 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[31]。さらなるガイダンスは、SSG61[32]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[33]、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[34]。

それに加えて、以下の具体的な情報が本 AMP に関連する。定性的性能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 が適切でない、又はその目的を適切に満たしていないと思われる場合)、この指標は 1 となり、そうでない場合は 0 となる。

説明: 劣化の発生、進行、許容できなくなったこと、又はその他の技術的理由 (ISI が適切でない、保全戦略/ツールの変更、モニタリング装置や頻度の変更など) のために、AMP を修正、及び/又は、改訂しなければならなかった。その理由が、公式/定期的なレビューのみ、あるいは管理上の変更を反映するためである場合、この指標は 0 のままであるべきである。

AMP 活動の性能

定義: AMP で予定された活動が完了しなかった場合、この指標は 1 となり、そうでない場合は 0 となる。

説明: この指標は、予防措置、緩和措置、ISI、維持、モニタリングまたは是正措置が予定通り実施されなかった場合に検出する。

データ管理

定義:AMP で示された測定、監視などのパラメータが分析され、その分析が (おそらく不適合報告書と比較して) 有用な情報または説得力のある情報を与えなかった場合、AMP または AMR を分析しなければならない。真であれば指標は 1 であり、そうでなければ 0 である。

説明:モニタリングと傾向分析の目的の一つは、適用された AMP が適切かどうかを解明することである。モニタリングの結果が適切な情報を提供せず、AMP が適切かどうかを確認するために更なる措置を講じる必要がある場合、モニタリング活動を修正する必要がある可能性があり、これは指標によって検出される可能性がある。

経年劣化予測の正しさ

定義:部品の経年劣化に関する予測値と検出値の乖離。その差の絶対値と予測値の比。

説明:肉厚、きずの数 (または密度)、きずの成長、脆化、硬度、導電率、沈下、テンドン強度など、特定の劣化メカニズムの特性パラメータの予測値と測定値の比較。この指標の評価頻度は、パラメータの測定頻度 (保全時、ISI 時など) に合わせる必要がある。

References

- [1] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Maintenance, Surveillance and In-Service Inspection in Nuclear Power Plants, Safety Guide, Safety Standards Series No. NS-G-2.6, IAEA, Vienna (2002).
- [2] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Assessment and Management of Ageing of Major Nuclear Power: PWR Pressure Vessels, IAEA-TECDOC-1556, IAEA, Vienna (2007).
- [3] U.S. NRC Regulatory Issue Summary (RIS) 2014-11, “Information on Licensing Applications for Fracture Toughness Requirements for Ferritic Reactor Coolant Pressure Boundary Components,” U.S. Nuclear Regulatory Commission, October 14, 2014.
- [4] PWROG Report PWROG-15109-NP-A, Revision 0, “PWR Pressure Vessel Nozzle Appendix G Evaluation,” January 2020 (ADAMS Accession No. ML20024E573).
- [5] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Materials Reliability Program: Effects of Thermal Ageing on Reactor Coolant System Pressure Boundary Materials, MRP-438 (EPRI 3002016009), EPRI, Palo Alto, CA October 2019. (2003.).
- [6] Federal Rules and Regulations in the Field of Nuclear Energy Use. Unified Inspection Procedures for Base Materials, Weld Joints and Weld Overlays in the Course of Operation of Equipment, Pipelines and Other Elements of Nuclear Power Plants, NP-084-15, ROSTEHNADZOR, Russia, 2015.
- [7] AMERICAN SOCIETY OF MECHANICAL ENGINEERS, ASME Boiler and Pressure Vessel Committee on Nuclear Inservice Inspection, Section XI, Rules for Inservice Inspection of Nuclear Power Plant Components, 2015.
- [8] THE JAPAN SOCIETY OF MECHANICAL ENGINEERS, JSME S NA1, Code for Nuclear Power Generation Facilities - Rule on Fitness-for-Service for Nuclear Power Plants, JSME.
- [9] Guidelines for Integrity and Lifetime Assessment of Components and Piping in WWER NPPs during Operation (VERLIFE), EURXXXXXEN, Luxembourg: Publications Office of the European Union, 20XX.

- [10] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Methodology for Qualification of In-Service Inspection Systems for WWER Nuclear Power Plants, IAEA-EBR-WWER-11, IAEA, Vienna (1998).
- [11] EUROPEAN NETWORK FOR INSPECTION AND QUALIFICATION (ENIQ), European methodology for qualification of non-destructive testing, third issue, EC JRS, 2008.
- [12] Development of terms of reference, testing and conditions for the application of the means and methodology of in-service non-destructive testing control at NPPs. Requirements, RD EO 1.1.2.25.0487, Rosenergoatom Concern OJSC, 2015.
- [13] Methods of calculation of brittle fracture resistance of NPP with VVER-1000 reactor pressure vessels for the operation life extension up to 60 years. RD EO 1.1.3.99.0871-2012, Rosenergoatom Concern OJSC, 2013.
- [14] ROSENERGOATOM, Guidance on strength calculation of equipment and pipelines of RBMK, VVER and EGP reactor plants during operation phase, including operation beyond the design-basis lifetime RD EO 1.2.2.05.0330-2012, 2012.
- [15] Methods for Detection of Permissible Defects in the Metal of Equipment and Pipelines During NPP Operation. M-02-91, Moscow, 1997.
- [16] GOSATOMNADZOR of the USSR, Federal Standards and Regulations in the Nuclear Power Utilization, Equipment and Piping of Nuclear Power Installations. Weld Joints and Weld Overlays. Rules of Inspection. PNAE G -7-010-89, Moscow, Rev. 1, 2000.
- [17] GOSATOMENERGONADZOR of the USSR, Rules and Standards in Nuclear-Power Engineering, Rules of strength calculation for equipment and pipelines of nuclear power plants. PNAE G-7-002-86, Moscow, Energoatomizdat, 1989.
- [18] Normative Technical Documentation of Association of Mechanical Engineers of Czech Republic for Design and LifeTime Assessment of Components and Piping in VVER NPPs During Operation, 2020.
- [19] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety of NPPs: Commissioning and Operation, IAEA Specific Safety Requirements No. SSR-2/2, Rev. 1, IAEA, Vienna (2016).
- [20] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Operating Experience Feedback for Nuclear Installations, IAEA Specific Safety Guide No. SSG-50, IAEA, Vienna (2018).
- [21] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Stress Corrosion Cracking in Light Water Reactors: Good Practices and Lessons Learned, IAEA Nuclear Energy Series No. NP-T-3.13, IAEA, Vienna (2011).
- [22] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Materials Reliability Program: Pressurized Water Reactor Internals Inspection and Evaluation Guidelines MRP-227 Revision 1-A, (EPRI 3002017168), EPRI, Palo Alto, CA (2019).
- [23] WESTINGHOUSE, Letter LTR-NRC-19-79, “Notification of the Potential Existence of Defect Pursuant to 10 CFR Part 21,” December 12, 2019 (NRC ADAMS Accession No. ML19346H873).
- [24] WESTINGHOUSE, Nuclear Safety Advisory Letter NSAL-18-1, “Thermal Sleeve Flange Wear Leads to Stuck Control Rod,” July 9, 2018 (NRC ADAMS Accession No. ML18198A275).
- [25] PWR OWNERS GROUP, “NEI 03-08 Needed and Good Practice Guidance: Thermal

Sleeve Cross-Sectional Failure – Westinghouse Nuclear Safety Advisory Letter NSAL-20-1”, April 13, 2020 (NRC ADAMS Accession No. ML20254A364).

- [26] WESTINGHOUSE, Nuclear Safety Advisory Letter NSAL-20-1 Revision 0, “Reactor Vessel Head Control Rod Drive Mechanism Penetration Thermal Sleeve Cross-Sectional Failure” February 14, 2020 (NRC ADAMS Accession No. ML20063J583).
- [27] V.A Petrov et al, Materials science foundation of service life extension of VVER-440 RPV head based on the results of Novovoronezh 3 after 45 operation years, Proc. 2nd Int. Scientific and technical Conference on safety Assurance of NPP with VVER, Podolsk, Russia, 2001 (in Russian).
- [28] A.A Sorokin, B.T. Timofeev, N.P. Slivkin: Investigation of the fatigue strength of CRDM penetration welded joints of Novovoronezh NPP, VVER-1000, Proc. 2nd Int. Scientific and technical Conference on safety Assurance of NPP with VVER, Podolsk, Russia, 2001 (in Russian).
- [29] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Project RER/4/020 Inside Ultrasonic Inspection of RPV WWER-1000. (Optimisation of In-Service Inspection Programme of Primary Circuit Components-1999)
- [30] 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).
- [31] 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.
- [32] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Format and Content of the Safety Analysis Report for Nuclear Power Plants, SSG-61, IAEA, Vienna (2021).
- [33] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Application of the Management System for Facilities and Activities, GS-G-3.1, IAEA, Vienna (2006).
- [34] 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)