

## 2次スクリーニングの検討状況（案）

令和4年1月20日

技術基盤課

（2次スクリーニング新規・情報更新案件、継続案件、終了提案案件）

| NO. | 番号   | 件名  | 事象の概要と国内状況   |
|-----|--|---|--|
| 1   | IN2018-10<br>IRS8732<br>IRS8732R1<br>IRS8837 | 海外原子力発電所における<br>サーマルスリーブのフランジ<br>摩耗による制御棒固着 | <p>本 IN は、仏国 PWR で発見された制御棒駆動機構 (CRDM) のサーマルスリーブ・フランジ部が摩耗により分離し、その残片が制御棒動作を妨げた事例 (IRS8732) を受け、類似設計の CRDM を有するウェスティングハウス (WH) 社製 PWR に対する影響評価を報告するもの。仏国運転経験に基づく CRDM サーマルスリーブの摩耗速度を仮定しても、限界に達するまで 25 実効全出力運転年 (EFPY) 以上掛かると評価している。</p> <p>ほとんどの国内 PWR では上蓋交換を実施しており、国内最長の EFPY でも約 14 年と短い。また、その PWR の CRDM サーマルスリーブは降下していないことが目視確認されている。国内事業者は、国内実測値から、サーマルスリーブ摩耗速度を算出し、米国プラントの評価値と同等以下であることを確認した。CFD 評価により、上蓋バイパス流が多い低温プラントの方が、高温プラントより頂部プレナム内の流動が中央部 CRDM のサーマルスリーブに与える影響が大きいことが示された。</p> <p>仏国でも、サーマルスリーブの摩耗に関する調査検討が続けられており、国内事業者も継続検討していることから、本件は二次スクリーニングに移行して、情報収集・分析を継続する。仏国では、サーマルスリーブが摩耗するメカニズムの研究が開始され、2020 年下期を目途に第一ステップの結果が得られる予定である。</p> <p>米国から異なるモードによるサーマルスリーブのカラー部破損の報告があった (IRS8837)。頂部プレナム内の流動が影響していると考えられるが、原因は未特定。サーマルスリーブ形状から、破損する可能性のある PWR をリストアップしている (日本の PWR は含まれていない)。また、PWR オーナーズグループのレター (OG-20-113、2020-04-13) によると、摩耗によるサーマルスリーブの下降量が 0.8 インチ (2 cm) 以上の時にサーマルスリーブが破断すると、残片により CRD 動作を妨げる可能性が高くなるので、低温プラントで該当する形状のサーマルスリーブを有するプラントの検査を呼び掛けた。</p> <p><u>その後の WH 社の調査 (LTR-NRC-20-12) により、米国の異なるモードによるカラー部のサーマルスリーブ破断は、掛かる応力や形状から、制御棒動作を妨げる懸念がないことが示され、米国ではプラントごとの品質マネジメントで扱われることとなった。このタイプの CRDM は国内では用いられておらず、リストにも国内プラントが含まれていないことから、2次スクリーニング検討は、仏国事象に特化する。</u></p> |

|   |                                       |                             |  |
|---|---------------------------------------|-----------------------------|--|
| 2 | IRS8832<br>(LER483/2019-003)          | 安全障壁の劣化による原子炉停止と自動システム起動    | <p>本件は、BWR プラントの原子炉水位計の基準側配管で使用されている 1 インチ冷やしばめ継手が完全破断した事例である。ドライウェル圧力上昇等により手動原子炉スクラムしたが、原子炉保有水レベルは問題にはならなかった。しかし、スクラム後に格納容器隔離系や原子炉保護系が作動した。継手破断原因は、水素脆化。継手採用時(1980 年代)は、当該継手が水素脆化感受性が高いことは知られていなかった。また、当該継手の水素脆化情報が告知されていたが(IN91-87)、事業者は使用環境条件(PWR 条件)が当該プラント(BWR)とは異なることから対応不要と判断したとされる。さらに、漏えい量のトレンドには前兆事象は確認されていないことから、事前に防ぐことは困難だったとされている。</p> <p>国内原子力発電所で比較的高い濃度の水素を含む高温蒸気にさらされる配管系に、水素脆化の感受性が高い材料が用いられていないことを確認するため、二次スクリーニングに移行する。</p> <p><u>本件について米国 NRC は特別検査(05000325/2019040)を実施。根本原因は、当該事業者が水素脆化感受性のあるチタン合金(Tinel)を用いた冷やしばめ(Cryofit)を不適切に使用していたことと確認。事業者が当該継手を含む計装ラインの冷やしばめ継手をすべて交換したことをもって、NRC は本件をクローズした。</u></p> <p><u>さらに、国内原子力発電所では、安全上重要な配管に冷やしばめ継手を使用していないことが確認されたことから、本件は 2 次スクリーニングアウトとする。</u></p>   |
| 3 | IRS8980<br>ETSON News<br>(2020-09-16) | 2 ループ PWR の上部プレナム注入ライン漏えい事象 | <p><u>本件は、ベルギーの 2 ループ PWR の上部プレナム安全注入ライン(UPI)から漏えいが発生し、手動原子炉停止した事例である。漏えいの直接原因は、UPI 直線配管部の亀裂。亀裂発生原因は、配管材の製造欠陥が起因となり、長期間にわたる高サイクル疲労により亀裂が進展成長したため。疲労原因は、当該 UPI の設計変更により、通常運転時に原子炉容器ダウンカマーと上部プレナム間に高速流れとそれに伴う渦が発生するようになったため。根本原因は、一次冷却系に関わる設計変更の 20 年超の長期的影響評価を行っていなかったこと。国内 PWR で用いられている安全注入ラインでは、本件のような改造は行われていないが、現象が興味深いことから、2 次スクリーニングへ移行する(第 47 回技術情報検討会)。</u></p> <p><u>その後のベルギーTSO(Bel V)による分析により、現象が解明された。もともとダウンカマー注入を行っていた当該 PWR では、1980 年代から原子炉容器に対する加圧熱衝撃(PTS)が懸念されていた。炉心領域に PTS 感受性の高い溶接部を持つため。そのため、1990 年代にダウンカマー注入から UPI に設計変更したが、注入口構造のコアパレル手前に微小ギャップが残った。通常運転中に、そのギャップを介してダウンカマーと上部プレナム間に高速流れが生まれ、注入口構造内で発生する渦成分により、通常低温の UPI ラインに高温の 1 次冷却材が周期的に流入。渦先端部が前後することにより熱疲労が発生し、20 年超の運転で亀裂にまで進展した。</u></p> <p><u>国内 PWR では、安全注入ラインをダウンカマー注入から UPI に改造したものはない。また、安全注入を直接ダウンカマーに行う PWR を含めて原子炉容器の炉心領域部に対する非延性破壊防止は、LOCA 時の原子炉容器壁近傍の温度評価手法ならびに PTS 評価手法(JEAC4206)を用いて健全性を評価し、JEAC4201 を用いて、評価運転期間にわたる中性子照射による脆化に係る関連温度等を予測している。国内では、本件のような UPI 改造を施した PWR はないことと、本件で懸念される PTS 問題にも対処していることから、本件は 2 次スクリーニングアウトとする。</u></p> |