

2次スクリーニングの検討状況(案)

令和5年3月30日
技術基盤課

(2次スクリーニング継続、情報更新案件、終了提案案件)

通し番号	図書番号	件名	事象の概要と国内状況
49	IN2018-10 IRS8732 IRS8732R1 IRS8837 IRS9051	海外原子力発電所におけるサーマルスリーブのフランジ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 (R5.1.12 現在未入手)。</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。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、IRS8837 は調査対象から除外する。</p> <p>IRS9051 は、英国 PWR でも複数の CRDM サーマルスリーブの摩耗 (仏国事象と類似) が確認されたことの報告である。本件の調査対象に含めることとする。</p>

※ 見え消しは前回からの変更箇所。

通し番号	図書番号	件名	事象の概要と国内状況
65	ASN20211216 国内 2020-25 IRS9063P IRS9060	安全注入系で見つかった応力腐食現象	<p>ASN 及び IRS9063P は、仏国 PWR の 10 年毎供用中検査における超音波検査で、安全注入系配管エルボの溶接部に複数の指示が見つかった事例の予備的報告である。水平展開検査により、3 基で同様な指示が見つかり、1 基は検査中である。原因は、配管内面の応力腐食割れとみられるが、根本原因は未特定である。従前の 10 年毎供用中検査では、見逃された可能性がある。国内 2025-25(加圧器スプレイ配管の SCC)との類似性を調査する。仏国からの更新情報によると、少なくとも 48 基の PWR の安全注入系配管及び／または余熱除去系配管の溶接部近傍で、粒界内応力腐食割れ(IGSCC)が確認された。溶接と配管形状と配管内に滞留する 1 次冷却水の熱成層化等の影響とみて、原因究明が続けられている。<u>また、そのうちの 1 基で補修溶接を実施した部位で配管厚さの約 85%の深さの亀裂が確認され、調査が行われている。</u>仏国規制技術支援機関と規制庁の間で情報交換を行うなど、引き続き、調査分析を行う。</p> <p>IRS9060 は、米国 PWR における ISI ベアメタル検査で、加圧器下鏡内面のヒータスリーブ貫通孔溶接部からの漏えいを確認した事例である。原因は、当該溶接部の PWSCC。根本原因は、溶接金属として用いた 82 合金の PWSCC 感受性が高いため。溶接も不完全だった。なお、据付け当時(1990 年)は、82 合金は SCC 耐性が高いことで知られていた。Ni 合金の PWSCC であり、上記ステンレス鋼の SCC とは現象が異なり、米国では軽微な案件としてクローズしている。ただし、溶接品質情報や欠陥検査方法につき、仏及び国内のステンレス鋼 SCC 事例との類似性等を引き続き調査する。</p>
66	IRS8468 WGELEC 技術報告書 国内 2021-09	原子力発電所の非常用電源システムの蓄電池の劣化加速	<p>IRS8468 は、原子力発電所の複数の蓄電池の容量試験により、期待より速い劣化が見つかった技術仕様書違反の報告である。</p> <p>技術報告書には、WGELEC による国際調査から、蓄電池の設計や使用、保守に関する 4 つの推奨が示されている。中でも、蓄電池の不良の早期発見を可能にし、先行管理型の蓄電池交換を行えるよう、事業者は月例の目視検査と 2 から 5 年間隔の定期容量試験を検討すべきと推奨している。国内では、蓄電池の劣化に係る事象報告は確認されていないが、技術報告書の 4 つの推奨に関連した以下の項目につき、国内原子力発電所における実態を調査する必要がある。1)新しい蓄電池の腐食劣化問題の有無。2)急速充電の実態。3)蓄電池の劣化監視と蓄電池交換の実態ならびに蓄電池及び充電器の能力確認の実態。4)蓄電池や充電器のさらなる信頼性向上に関する検討状況。<u>NIN2-20220831-nu「原子力発電所における安全関連据置鉛蓄電池の寿命劣化に係る懸案事項」を発行した(R4.8.31)。</u></p> <p>国内 2021-09 は、投光器用のリチウムイオンバッテリーが発火した事例である。種類は異なるが、蓄電池の劣化が原因であり、不良の早期発見と先行管理型の蓄電池交換が望まれることから、非常用直流電源システムの蓄電池の劣化問題と合わせて、2 次スクリーニング調査・分析を行う。</p> <p>原子力エネルギー協議会等との面談(R4.8.26 <u>及び R4.12.22</u>)において、国内プラントにおいては、(一社)電池工業会の SBA G0606「蓄電池設備－劣化診断の技術指針」等を参考に<u>に基づいて事業者ごとに異なる安全関連蓄電池の劣化保守管理手法を用いて及び容量の確認試験を実施していることが示された。</u><u>このしかしながら、事業者独自容量試験の実施要否を判断するための、1次／2次劣化診断方法が当該技術指針と異なり、事業者ごとに独自の診断方法が用いられている。それら診断方法及びその診断に基づく容量試験の技術的根拠、妥当性等を引き続き聴取する。劣化管理手法について、経年蓄電池が必要な容量を有することを確認する方法の妥当性、その手法の運用の適切性を、引き続き調査する。</u></p>