

2次スクリーニングの検討状況(案)

令和2年8月19日

技術基盤課

(規制に取り入れるか必要性を判断するために調査を必要とした案件(継続調査中))

NO.	番号	件名	事象の概要と対応状況	優先度	目標判断時期	担当課
1	RIS2016-05	安全関連システムに組み込まれたデジタル装置	<p>組込み型デジタル装置(EDD)を適用する際には、原子力安全系に要求されるQAプロセス(10 CFR 50 Appendix B)に則り、ソフトウェア品質管理や共通要因故障解析等が必要である。しかしながら、EDDの汎用品グレード格上げ(CGD)プロセスにおいて、前記QAプロセスを行うことは現実的ではない。一方で、QAプロセスを経ず用いられたEDDのトラブル事例も報告されている。そこで、NRCは、前記プロセスに準拠しないデジタル機器を安全系に適用するための規制基盤及びCGDプロセスの改善等(NEI96-07付録D)を、統合アクションプラン(IAP)に含めることを検討している。</p> <p>一方、米国産業界(IEEE)でも、汎用EDDを原子力発電所の安全系に適用するに際し、既存のプログラマブル・デジタル機器のIEEE標準の要求を全て満足させることは困難なので、対応可能な新IEEE標準を策定予定である。</p> <p>なお、国内では、JEAG4609「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する指針」やJEAC4620「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規程」が用いられている。また、JEAC4111-2013「原子力安全のためのマネジメントシステム」、および、JEAG 4121-201X「JEAC 4111-2013の適用指針」において、汎用(市販)品に対するマネジメントシステムの基本的考え方が示されている。</p> <p><u>米国では、2020年5月にIAPで計画されたEDD等デジタル装置のQAプロセスを改善した許認可変更申請ガイダンスの改訂(NEI96-07付録D Rev. 1)が発行され、それをエンドースするREGULATORY GUIDE 1.187, Revision 2が発行された(2020年6月)。内容を調査分析し、国内規制対応の要否について検討する。</u></p>	B	2020年 (NEI96-07付録D Rev. 1発行時) <u>上期末</u>	技術基盤課

注) 優先度(事前に検討の順番を決めるための指標である)の決定マトリックス

		可能性	
		高	低
影響度	大	S	A
	中	A	B
	小	B	C

(2次スクリーニング新規・情報更新案件、継続案件)

NO.	番号	件名	事象の概要と国内状況
1	IN2018-10 IRS8732 IRS8732R1 IRS8837	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完全に分離し、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社製の PWR に対する影響評価を報告するものである。仏国運転経験に基づき CRDM の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 では 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。米国から異なるモードによるサーマルスリーブ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、原因は未特定である。この情報も合わせて、2 次スクリーニング調査分析を続ける。</p>
2	IRS8832 (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>