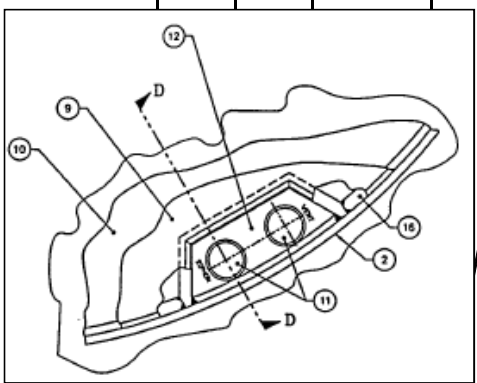
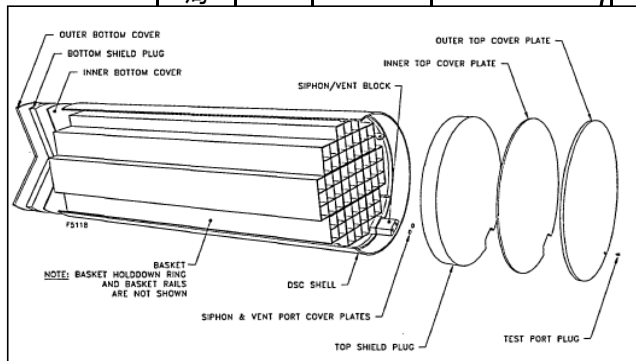


番号	件名	概要	受理日	1次担当	2次担当	1次スクリーニング結果			処理結果
						1次(予備)スクリーニング	1次(本)スクリーニング		
							定量的(CCDP)INES	定性的	
GL-2015-01	燃料サイクル施設における自然現象ハザードの取扱	<p>10 CFR 40.31(b)及び10 CFR 70.22(d)のNRC規則は、対象者に対して本一般書簡(GL)に対して書面により回答し、必要な場合は、10 CFR 70.61のパフォーマンス要件への適合を実証するために10 CFR 70.62(a)(1)に基づいて、以下を要求。</p> <p>a地震、竜巻、竜巻飛来物、洪水、ハリケーン及びその他の暴風などのISAにおける自然現象の事象を評価する際の、「起こり得ない」(unlikely)、「極めて起こり得ない」(highly unlikely)及び「起こり得る」(credible)の定義の提出。</p> <p>b以下の情報を含む、認可及び設計基準自然現象事象のための認可取得者による安全評価の説明を提出すること： (a)地震、竜巻、洪水、ハリケーン及びその他の暴風など、自然現象事象の起こり易さ(likelihood)と重大度 (b)施設の構造や内部機器に対する自然現象事象の影響の結果としての事故シーケンス (c)中間及び/又は高い影響過酷度事象に至る、(b)項の事故シーケンスによる影響過酷度の評価 (d)(b)項及び(c)項の事象による影響過酷度を防止又は緩和するための安全確保項目(IROFS)</p> <p>c 10 CFR 70サブパートH要件の適用を受ける施設について、サイトに適用される認可と設計基準の自然現象事象の特性を特定しつつ、10 CFR 70.62(C)に適合するために使用するISA評価結果の説明の提出。説明には、施設のオリジナル設計/評価に使用されているものと、手法・起こり易さ(likelihood)・自然現象事象の重大度における変更の可能性が評価されていること。</p> <p>d もし、それらが実施されていた場合には、自然現象発生時に施設のパフォーマンスに影響を与える可能性がある劣化・不適合・未解析の状況を特定・対処するための何らかの施設評価又はウォークダウンの結果の概要をスタッフによる評価を受けるために提出し、そのチームの資格に関する文書についてNRC検査を受けること。</p>	2015/4/27	事務局	-	④			<p>・本件は、米国の核燃料サイクル施設の福島事故対応に関する検査の結果、自然現象事象の取扱に関する規制要件及び適用される認可条件への適合を証明するための情報提供の要求、認可取得者が認可ベース及び既存NRC規則に適合していることを確保するために追加的なNRC規制措置が必要かどうかを決定するために出された一般書簡である。</p> <p>・我が国の核燃料サイクル施設では、自然事象に関しては、ストレステストの結果等を反映した、新基準を策定し、既に規制措置を行っている。</p> <p>・本一般書簡で要求する検討、説明等については、現在我が国の再処理施設、加工施設では、評価を行っているため、現時点で規制として対応する必要はないと考える。米国での評価結果で、新たな知見等みつかった場合は、検討することとする。</p>

番号	件名	概要	受理日	1次担当	2次担当	1次スクリーニング結果		処理結果	
						1次(予備)スクリーニング	1次(本)スクリーニング		
							定量的(CGDP)INES		定性的
IN2015-02	消火水スプリンクラー設備の凍結防止剤	<p>本INは、NFPAより最近発行されたTIA(tentative interim amendments)の内容を原子力事業者に周知するもので、NRCの規制要件ではない。本TIAは、スプリンクラー設備で凍結防止剤を使用する際の注意事項に関するものである。</p> <p>NFPAはスプリンクラー設備で凍結防止剤を使用した場合に生じ得る影響について、2009年に調査を開始した。NFPAは水中濃度がグリセリンで70%又はプロピレングリコールで60%の場合、スプリンクラーから放出された際、引火し重大な火災事象に至る可能性があることを発見した。グリセリン及びプロピレングリコールは純粋状態では、クラスⅢBの可燃性液体であり、引火点はそれぞれ390° F(199° C)及び210° F(99° C)である。水を添加すると濃度によって各混合物の引火性は制限される。NFPA13は不凍液が火災条件に寄与する場合があるが不凍液に続いて水を供給することにより火災への寄与を緩和することができることを認めている。</p> <p>NFPAが実施した既存の調査及び試験により、消火用スプリンクラーから放出された凍結防止剤-水混合物が特定の条件下で、火炎に噴霧された際火災を促進する可能性があることが示されている。凍結防止剤-水溶液中の凍結防止剤の濃度が増大すると、溶液の可燃性が増大する。さらに既存の調査によると特定の条件下では、凍結防止剤と水の混合物の接触により一部の火災におけるエネルギー放出速度が増大することが示されている。</p> <p>NFPA基準は毎年の試験が、現存する凍結防止剤の濃度を確認するための凍結防止剤を有するスプリンクラー設備の保守の一部であると示している。NFPAは凍結防止剤が不均一に分布し、凍結防止剤が高濃度となるポケット(部分)を生じさせる可能性があるため、設備の実際のエレベーションにおける最上部及び最下部からサンプルを採ることを推奨している。限界値がNFPAのTIA(tentative interim amendments)による値を超える場合、認可取得者はスプリンクラー設備をドレンし、2件目のTIAで定める通り予め混合した水-凍結防止剤溶液と交換することができる。これによりスプリンクラー放出水中の凍結防止剤濃度が高すぎることによる火災延焼又は爆発のリスクを低減されることとなる。</p> <p>新たな凍結防止剤濃度制限がスプリンクラー設備の凍結を防止する上で十分でない箇所に対してNFPAは代案として配管保温、加熱設備、乾式配管又は予作動式設備の使用を提案している。凍結防止剤濃度が最新のNFPA TIA中の情報を越える既存の凍結防止設備に対してNFPAはスプリンクラー設備を“空にして認定された溶液を補充するか、凍結防止の代替方式を採用すること”と述べている。“情報通知2013-06空気/水相互作用による火災防護配管内の腐食”では火災防護配管をドレンして再注水し、空気が配管内に残った場合の懸念についての情報を示している。これに加えて本INは規制要件ではないが、認可取得者にこのような設備の凍結防止剤が可燃性である可能性を伝えており、このため凍結防止剤の可燃物としての検討は、施設の火災防護プログラムに従って取り扱われる。</p>	2015/2/5	事務局	—	③			<p>本件、スプリンクラー設備で凍結防止剤を使用する際の注意事項に関するNRCからの注意喚起である。</p> <p>米国同様、我が国の原子力設備のスプリンクラー設備での凍結防止剤使用に関する規制はないが、国内において、配管内に凍結防止剤を用いているプラントはないため、特段の対応は不要と考える。</p>

番号	件名	概要	受理日	1次担当	2次担当	1次スクリーニング結果		処理結果	
						1次(予備)スクリーニング	1次(本)スクリーニング		
							定量的(CCDP)INES		定性的
IN2015-03	使用済燃料輸送キャスク近傍で高い放射線レベルをもたらした使用済燃料輸送キャスク中性子遮蔽装置の不適切な操作	<p>米国原子力規制委員会(NRC)は、この情報通知(IN)を以下の目的で発行する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・高いエリア放射線レベルと従業員の計画外の被ばくを生じた使用済燃料輸送キャスク中性子遮蔽装置の不適切な操作を受取人に通知すること。 ・不適切な操作によって、予期せぬ高放射線レベルを思いがけず引き起こす恐れのある手順と装置設計の脆弱性を受取人に通知すること。 <p>NRCは、受領者がこの情報の自社施設への適用性を検討し、類似する問題を回避するために、必要に応じて措置を検討することを期待する。しかし、このINに含まれる推奨事項はNRCの要件ではない。したがって、特定の措置や書面による回答は要求されない。</p> <p>【事象の概要】</p> <p>① クーパー原子力発電所 輸送用乾式キャニスタ(TN NUHOMS-61BT)が、原子炉建屋のエアロックエリアで輸送トレーラーに載せられ、IDFSI(独立型使用済燃料貯蔵施設)への輸送のための最終準備を待っていた。通常、輸送前に残留水が輸送キャスクアニュラスから抜かれることになっているが、この作業をする際に、ドレンホースをアニュラスの排水口ではなく、中性子遮蔽タンクの排水口に接続したため、予想よりも高い中性子線量率が測定された。</p> <p>② サスケハナ原子力発電所 中性子遮蔽タンクが満水になることを確実にするために、中性子遮蔽タンクをキャスクの中性子遮蔽タンクのベント接続口に接続したが、タンクへの水の流れは観察されず、捜査員は中性子遮蔽タンクが満水であると考へた。 その後、ドレンを行う際に、予想より高い中性子線量率が測定された。調査の結果、中性子遮蔽タンクが満水でなかったことが判明し、補てんラインを使用してタンクに水を張った。</p>	2015/2/9	事務局	—	④			<p>乾式の金属キャスクの取扱工程においては、使用済燃料集合体を金属キャスクの所定の位置に収納した後、一次蓋を取り付け、その内部を乾燥した後、内部を不活性雰囲気とするためにヘリウムガスを封入する。さらに、二次蓋を取り付け、蓋間にヘリウムガスを充填する。</p> <p>本事象の①は、この工程の中で発生したものと思われる。</p> <p>また、金属キャスクの側部には、遮へ機能を高めるために、中性子遮へい材が用いられている。本事象の②は、この中性子遮へい材の充てん施行に関するものである。</p> <p>国内で使用されている貯蔵用・輸送用キャスクにおいては、ベントバルブとドレンバルブは、一次蓋の180°反対方向に設けられている。</p> <p>したがって、①のクーパー原子力発電所のような事象は発生しにくい。</p> <p>また、国内では、キャスクの側部中性子遮へい体は、レジンを用いるタイプと水溶液を用いるタイプが存在する。</p> <p>レジンを用いるタイプでは、あとからレジンを補充することはない。</p> <p>水溶液を用いるタイプは、現状国内では、HZ-75T-ATR型のみであるが、水溶液として、エチレングリコールが用いられており、水溶液を挿入したあと、溶接して封印するため、あとから水溶液を補充することはない。</p> <p>よって、②のサスケハナ発電所のような事象は発生しない。</p> <p>以上より、我が国では、②についてはキャスクの構造が米国と相違するため発生せず、①については事業者に対して、作業管理に品質保証を要求していることから、本件について特段の対応は不要と考へる。</p>



出典: TRANSNUCLEAR社資料

番号	件名	概要	受理日	1次担当	2次担当	1次スクリーニング結果		処理結果	
						1次(予備)スクリーニング	1次(本)スクリーニング		
							定量的(CGDP)INES		定性的
IN2015-04	分岐接続溶接部の疲労	<p>NRCは、BWRにおける再循環系配管の構造健全性に関する最近の運転経験及び全ての軽水炉の分岐接続部に疲労亀裂が発生する可能性について本INを発行した。</p> <p>【状況の説明】 BWRの再循環系配管における、分岐接続部の突き合わせ溶接部での疲労破壊3件の事例について、以下のLERを示す。なお、PLRの振動管理については、IN 95-16「沸騰水型炉の再循環流量増加による振動」にて対処されている。</p> <p>1. Hope Creek原子力発電所(2001年) プラント停止時の格納容器ウォークダウンを行っていたところ、再循環ポンプA系吸込側配管エルボ一部における1インチ配管との分岐の接続溶接部から漏えいを発見した。これは、振動によって溶接部が損傷したものと確認された。この振動は、配管の第二固有振動数が再循環ポンプAのインペラ5枚の羽根通過周波数と共振したことによって引き起こされた可能性が高いと判断され、以前に設置した加速度計が配管の重量を変化させ、元の固有振動数を変化させたことによる。</p> <p>2. Hope Creek原子力発電所(2005年) 再循環ポンプBと吸込隔離弁の間に接続された除染ポートに、4インチの亀裂が確認され、漏えいが発生した。当該部位は4インチ径のSUS304配管であり、疲労亀裂は、配管の分岐接続溶接部の外径付近より開始していた。 当該貫通亀裂は、当初から存在した配管溶接内部の欠陥が、高サイクル振動により伝播したと判断された。これは、除染ポートの形状に基づく固有振動数が、原子炉再循環ポンプの通常運転速度における5枚の羽根通過周波数と偶然一致していたために、共振し、高サイクル振動となったものと考えられた。 認可取得者は、両方の再循環ループの除染ポートの長さを変更し、共振域を避けるように改良した。</p> <p>3. Susquehanna原子力発電所1号機(2012年) ドライウェルサンプへの漏えいが増加しており、調査の結果、原子炉再循環ポンプ1Bの吸込ラインにつながる4インチ径の化学除染用配管への分岐接続部の溶接部に長さ約3インチの疲労亀裂を発見した。 原因は、不適切な応力数を使用したことにより、計算された応力が過小評価されていたことだった。誤った振動解析では、寿命が無期限となる結果が得られていたが、再循環ポンプの羽根通過周波数にさらされた場合、当該配管の一次固有周波数を考慮すると、その共振により、分岐接続部での大きな応力につながり、その結果、疲労破壊に繋がった。 化学除染フランジ接続部を再設計することにより、共振の起こらない固有振動数に変更した。</p> <p>【議論】 これらの運転経験は、通常運転状態時に分岐接続の溶接部に予期せぬ疲労破壊が発生する可能性があることを示しており、影響を受ける配管と原子炉再循環ポンプの羽根通過周波数との共振によって引き起こされている。さらに、これら疲労破壊が進展性であるため、ISIにて発見できなかった問題がある。 従って、これらの溶接部の疲労破壊は、ポンプ羽根通過周波数を避けるような固有振動数の配管を設計すること及びISIに基づく検査において、疲労破壊に弱い溶接部を対象とすることによって、最小限に抑えることができる可能性がある。</p>	2015/4/24	事務局	-	④			<p>本件は、格納容器内ポンプ等の動的機器の回転同期振動数(本件では、羽根枚数成分に着目)と配管の固有振動数との共振により、大きな高サイクル振動が発生する事により、配管に亀裂が入り、冷却材圧力バウダリが損傷する件について、注意を促したものである。</p> <p>原子炉再循環ポンプ(PLRポンプ)はVVVFやMGセットにより调速されるため、運用される速度域に応じて、回転周波数が変化するものであり、また、格納容器内の構造物は、様々な固有振動数を有していることから、他のポンプ廻りより、共振が発生しやすいものである。</p> <p>我が国でも、本件で例示されているようなPLRポンプと小口径配管との共振を起因とした配管損傷(法令報告事故)は、80年代後半から90年代前半において散見されており、都度、管台の改良やサポートの見直し等にて、固有振動数の変更を行ってきた。 これら不具合を受け、PLRポンプ周りの配管について、すみ肉における溶接の溶け込み不良が多いソケット溶接(差し込み溶接)から、突き合わせ溶接とすることで、大幅に振動に対する強度が向上し、PLR廻りでの同様の法令報告事故故障は10年以上起こっていない。</p> <p>また、実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の第十九条において、「燃料体及び反射材並びに炉心支持構造物、熱遮蔽材並びに一次冷却系統に係る容器、管、ポンプ及び弁は、一次冷却材又は二次冷却材の循環、沸騰その他の一次冷却材又は二次冷却材の挙動により生ずる流体振動又は温度差のある流体の混合その他の一次冷却材又は二次冷却材の挙動により生ずる温度変動により損傷を受けないように施設しなければならない。」とされている。 これを受け、事業者は、系統の設計時及び試運転時において、共振の有無を解析及び現場調査により確認し適切なサポート設計・設置等の対応を行っている。改良工事に伴う固有振動数の変化についても、同様に確認している。</p> <p>なお、ISIにおいては、溶接部(同環境の部位をサンプリング)について、同部位を10年毎に超音波探傷試験等を繰り返している。さらに、圧力容器に水圧をかける耐圧漏えい試験も実施しており、運転前に系統の健全性を確認している。</p> <p>以上より、共振を含む流体振動に対して法令要求があり、PLR廻りの共振対策も実施されていることから、これら損傷の発生は抑えることが可能と判断されることから、本件について特段の対応は不要と考える。</p>
IN2015-05	「主給水ポンプ喪失時の補助給水(AFW)系統及び非常用給水(EFW)系統自動起動回路の動作不能」	<p>米国原子力規制委員会(NRC)は、主給水系統が喪失した場合に、補助又は非常用給水系統の自動起動が無効となるような方法で認可取得者が主給水系統を運転していたいくつかの事例が2006年から2012年にかけて発生していたことを通知するために本情報通知(IN)を発行する。</p>	2015/5/12	事務局	事務局	該当せず	-	ア	2次スクリーニング実施

番号	件名	概要	受理日	1次担当	2次担当	1次スクリーニング結果			処理結果
						1次(予備)スクリーニング	1次(本)スクリーニング		
							定量的(CCDP) INES	定性的	
RIS2015-2	統一廃棄物管理票によるH-3、C-14、Tc-99及びI-129の報告	<p>10 CFR パート20附則G“認可された陸地処分施設での処分のための低レベル放射性廃棄物の移送及び管理票に対する要件”は、認可されたLLRW陸地処分施設で最終処分される廃棄物に対してNRCの統一廃棄物管理票(すなわちNRC様式540、541及び必要に応じて542)を作成し、容器内の放射性核種H-3、C-14、Tc-99、I-129それぞれの放射能を統一管理票で報告するよう求めている。</p> <p>10 CFR 61.55(a)(8)は、廃棄物分類のために間接的手法を使用して、廃棄物中の放射性核種濃度を決定することを認めている。ただし、間接的手法が実際の測定値と相関できるという合理的な保証がある場合に限り、統一管理票の作成説明書(NUREG/BR-0204)には、H-3、C-14、Tc-99及びI-129を報告するにあたってこのオプションの記載はない。</p> <p>そのため、LLD未満の量の上記4種の放射性核種が廃棄物に含まれている場合、統一管理票ではLLD値で存在すると報告しなければならない。上記の放射性核種は測定が難しいため、LLD値では実際の廃棄物濃度をはるかに上回る可能性がある。研究の結果、LLD値を適用すれば、処分施設の上記4種の放射性核種インベントリが著しく過大評価される可能性があることがわかった。</p> <p>NRCスタッフは、上記の廃棄物分類指針で述べたように、スケール係数の使用は測定が難しい放射性核種を統一管理票での報告にも適していると考えている。</p> <p>本RISは、H-3、C-14、Tc-99、I-129の放射能を統一管理票に報告する方法を変更するよう認可取得者に求めているのではなく、LLDベースの放射能値を報告するという方法も引き続き有効である。NUREG/BR-0204に述べられているように、統一管理票に報告されたLLDベースの値は、今後も括弧内に表記すべきである。NRCスタッフは、近い将来NUREG/BR-0204を改訂して、本RISで述べたように測定が難しい放射性核種を統一管理票で報告するにあたり、許容できる間接的手法(スケール係数など)の使用を反映させる予定である。</p>	2015/2/18	事務局	-	④			国内では、低レベル放射性廃棄物の余裕深度処分及び浅地中処分は「第二種廃棄物埋設」に区分されており、現在、六ヶ所村の日本原燃において、浅地中処分が実施されている。 「第二種廃棄物埋設」の技術基準においては、「放射能濃度が申請書等に記載した最大放射能濃度を超えないこと」が規定されている。浅地中処分においては、重要核種の放射能濃度の評価が行われているが、難測定核種(H-3、C-14、Ni-63、Sr-90、Nb-94、Tc-99、I-129、全α)については、スケール係数法等の間接法を用いて評価が行われている。これらの重要核種の放射能濃度が基準値を満足することは国の確認を受けている。 間接法で用いるスケール係数(放射能濃度比)等の継続使用の考え方は、「充填固化体の廃棄確認の実施について[通知]」(科技庁通知11安(廃規)第43号)に示されている。 以上より、我が国では、既に制度として取り入れられていることから、新たな規制対応は不要である。
RIS2015-3	10 CFR パート37に基づくセキュリティ上の異常事態の確認と報告	<p>NRCは、10CFRパート37(カテゴリー1, 2放射性物質に関わる認可取得者にセキュリティ対策の実施を求めるもの)で示すセキュリティ上の異常事態の確認と報告について、それに適合させるための注意点を促すために本RISを発行している。</p> <p>1. 異常事態の報告: 不審な行為に関する異常事態を含む 10 CFR 37.57(a)及び(b)は、無許可の侵入により窃盗や破壊行為、カテゴリー1又はカテゴリー2の放射性物質の不法な移転が生じた場合に、その報告と評価について、地元自治体とNRCに連絡するよう、認可取得者に求めている。 それら不審行為(脅迫、偽造、窃盗、セキュリティシステムへの異常な働きかけ、なりすまし、許可の無い撮影やアクセス、機密漏えい)の通知により、NRCは、認可取得者の施設で悪意のある行動を防止・阻止できるような対応が可能となる。</p> <p>認可取得者は、これらの報告について、10 CFR 37.57及び10 CFR 37.81の要件に適合させるため、不審行為の報告や放射性物質の回収報告、その通知対象や方法、期限等に注意することが必要である。</p> <p>2. セキュリティ上の異常事態情報へのアクセス NRCは、不審な行為を報告・分析するプロテクトド・ウェブサーバーと呼ばれるデータベースを運営しており、許可を得たユーザーは、不審な行為の報告にアクセスして、セキュリティ上の異常事態に対する状況認識を保つことができる。</p>	2015/2/24	事務局	-	②			本RISは、10CFRパート37に従った放射性物質(特にカテゴリー1, 2)について盗難や偽造等の不審行為が発生した場合の報告の注意点について、NRCが許認可取得者に周知したものであり、米国特有のものである。 我が国では、「放射性同位元素等による放射線障害の防止に関する法律」四十二条にて、認可取得者・届出者に報告を義務づけており、「放射性同位元素等による放射線障害の防止に関する法律施行規則」三十九条にて、盗難や所在不明等の報告対象を明示している。 なお、我が国の放射性物質に関するセキュリティは、明確に規制していない。現在、「放射性同位元素に係る核セキュリティに関するワーキンググループ」にて、本セキュリティを今後整備していくこととしている。 以上より、本件については上記ワーキンググループにて対応中であり、別の検討の場で対応が進んでいることから、本審議会においてはスクリーニングアウトとする。
RIS2015-4	行政手続書簡93-01の撤回	<p>米国原子力規制委員会(NRC)は、NRCが行政手続書簡(AL)93-01を撤回することを通知するために、この規制問題サマリ(RIS)を発行する。</p> <p>1999年に共通情報伝達文書の発行を開始し、その最初の書簡がAL 93-01である。本RISでは、行政手続の変更、その他の行政的な性質の問題を通知する手段としての行政手続書簡の使用を終了することを通知するものである。</p>	2015/2/14	事務局	-	②			本RISは、行政手続の変更などを通知する手段として使用されていた行政手続書簡(AL: Administrative Letter)の使用を終了することを通知するもので、当事国特有の問題である。 以上から、本件について特段の対応は不要と考える。
RIS2015-5	運転員の免許試験の準備とスケジュール	<p>NRCは、サイト固有の運転員認可試験の予想スケジュール、並びに運転員認可試験及びNRCの一般基本試験(GFE: Generic Fundamentals Examination)を受ける計画を立てている申請者の推定数に関する最新情報をNRCスタッフが必要としていることを受取人に知らせるため、このRISを発行した。この情報は、NRCがそのリソースをより有効に使用する上で役立つ。</p>	2015/4/20	事務局	-	②			本RISは、運転員認可試験スケジュールや受験志願者数の自主的な提出を求めるもので、当事国特有の問題である。 以上より、本件について特段の対応は不要である。

番号	件名	概要	受理日	1次担当	2次担当	1次スクリーニング結果		処理結果	
						1次(予備)スクリーニング	1次(本)スクリーニング		
							定量的(CGDP) INES		定性的
IRS情報	安全に関連するタンクの液位推定を誤ったことによる技術仕様書の不履行	<p>安全に関連するタンク内容量が、技術仕様書(TS)で定める最少必要容量を満たしていなかった、いくつかの事象について、当事国の規制当局に通知された。</p> <p>1. A原子力発電所(GE製、BWR-6) タンクの液位計を校正するのに使用した密度の値が誤っていた(五ほう酸ナトリウム溶液の密度ではなく、水の密度を使用した)ために、ほう酸水注入系(SLCS)のほう酸タンク(BAT)に必要な最小容量に関する監視要件(SR)が満たされていないことが判明した。原因は、最初の校正が水しか満たしていない時に実施されており、五ほう酸ナトリウム溶液を添加した担当者は、液体が異なるために校正文書の密度の値を変更しなければならないことを認識していなかった。</p> <p>2. B原子力発電所(WH製3ループPWR2基) タンクの容量計算に誤りがあったため、監視要件(SR)が必要とする非常用ディーゼル発電機(EDG)の燃料タンクの最小容量と監視手順(SP)に定められた等価レベルの間に食い違いがあることが検査で判明した。さらに徹底した審査を進めた結果、この問題から影響を受けた別のタンクが特定された。原因は、24時間用燃料タンクの容量を7日用燃料タンクの容量に加算して間違った液位値(63%)を推定したため、必要な液位より低い液位がモニターされたためである。設計変更にかかわった誰も当初の仮説が正しいことを検証しなかった。</p> <p>3. C原子力発電所(WH製3ループPWR2基) B発電所の事象が適用できるかどうかを分析した事業者は、SPIに規定された補助給水系(AFS)タンクと復水貯蔵タンク(CST)の合計容量がTSの水容量要件より少ないと結論付けた。原因は、タンクの有効容量の推定を誤っていたことであった。別のタンクにも類似した状況がないか調査した結果、この問題から影響を受けた別のタンクが特定された。</p> <p>4. D原子力発電所(WH製3ループPWR2基) SPでは、等価容量がTSに規定された等価容量より小さいものの水位をモニターするように規定していたため、燃料取替用水貯蔵タンク(RWST)のTSが満たされていないことが運転経験検査で判明した。この原因もまた、TSの容量とタンクの液位の等価性を誤って推定していたことであった。この問題により、これらのケースのいくつかでタンクが使用できなくなった。</p>	2014/10/17	事務局	-	④			<p>本IRSで示されている個々の事象に対する我が国のプラントの対応状況は以下。</p> <p>1. A原子力発電所の事象 我が国BWRの、ほう酸水注入系(SLCS)タンクの水位計は、超音波式レベル計であり、タンク内に必要なほう酸が溶け込んでいることは、この水位、温度から溶解度曲線を用いて確認している。超音波式レベル計は、圧力式レベル計と違い、密度補正が不要であるため、設備的に同様な問題は起こりえない。</p> <p>2. B原子力発電所の事象 設計変更後、EDGの7日用燃料タンクの貯蔵燃料が24時間燃料タンク容量分、すなわち1日分少なく貯蔵されており、保安規定で定める最少必要容量が確保されていなかったものである。我が国では、EDGの7日用燃料タンク、24時間燃料タンクともに工認対象設備であるため、タンクに変更が生じた場合、NRAによる審査がなされている。</p> <p>3. C原子力発電所の事象 補助給水系(AFS)タンクと復水貯蔵タンク(CST)の合計容量が、実際には、保安規定に定める最少必要容量より少ないことが判明したものである。我が国PWRプラントでは、AFSに相当するものはないが、復水タンク水量については、最少必要容量が保安規定で定められており、運転員が1回/日の頻度で実際の容量を確認している。また、保安規定変更時には、NRAによる審査がなされている。</p> <p>4. D原子力発電所の事象 燃料取替用水貯蔵タンク(RWST)水量が、実際には、保安規定に定める最少必要容量より少ないことが判明したものである。我が国PWRプラントでも、RWST水量については、最少必要容量が保安規定で定められており、運転員が1回/週の頻度で実際の容量を確認している。また、保安規定変更時にはNRAによる審査がなされている。</p> <p>以上より、我が国では、設計管理、運転管理に品質保証を要求し、事業者も適切に対応しているため、本件について特段の対応は不要と考える。</p>

番号	件名	概要	受理日	1次担当	2次担当	1次スクリーニング結果		処理結果
						1次(予備)スクリーニング	1次(本)スクリーニング	
							定量的(CGDP)INES	
IRS情報	タービン潤滑油清浄装置の火災	<p>定検停止中のE原子力発電所(CANDU炉)タービン・ホールで巡視を行っていた運転員が、煙を発見・報告した。その後、タービン潤滑油清浄装置用の熱交換器の周辺で炎が上がり、火災緊急事態が宣言された。緊急時対応チーム(ERT)が出動し、消火した。この火災により、1号機タービン潤滑油清浄装置が、隣接するケーブル・トレイとともに損傷した。</p> <p>本火災の直接の原因は、タービン潤滑油清浄装置内にあるヒータの故障とその手動スイッチが「OFF」を示していたにもかかわらず、潤滑油清浄装置用のヒータにある3つの発熱体のうちの1つにまだ電源が入っている状態であったことにある。油清浄装置内では、プラント停止中のため潤滑油が循環しておらず、潤滑油の温度がプレート熱交換器ガasketの設計限度以上になり、ガasketが溶け、その結果、シュラウド内にプレートから潤滑油が漏れ出した。潤滑油はそのまま加熱され、自然発火温度に達し、火災を引き起こした。</p> <p>根本原因は、設計に潜在的な欠陥があったことである。これにより、一つの機器の故障(ヒータ制御装置の故障)が火災を招くに至った。すなわち、当該ヒータは、潤滑油を自動発火温度まで加熱する能力があったにも拘わらず、独立した高温遮断機能も、ヒータ加熱の持続を知らせる表示および警報機能がなかったことである。</p> <p>また、被害を拡大させた要因としてスプリンクラー設備の不適切な停止措置が指摘された。</p> <p>当該施設の近傍には、254フィートの高さにあるスプリンクラー設備があったが、当該スプリンクラー装置は、油清浄装置の保守のため一時的に停止されていた。このため、当該スプリンクラー装置は作動せず、その上方、274フィートの高さにあるスプリンクラー装置が起動した。254フィートの高さにあるスプリンクラー設備が作動していれば、隣接するケーブル・トレイの損傷は防げたはずであった。</p>	2014/11/5	事務局	-	③		<p>本件は、プラント停止に伴うタービン潤滑油系の停止作業時の作業ミスに起因する火災発生事象である。</p> <p>我が国の原子力発電所におけるタービン潤滑油系(油清浄装置含む)には、電気ヒータは使用されておらず、我が国で同様な火災が発生することはない。</p> <p>また、国内事業者の作業要領では、保守のため、スプリンクラー設備を停止する場合でも、監視者が不在となる(夜間等)期間は、当該スプリンクラー設備を復旧することとしている。</p> <p>また、我が国では、作業管理に品質保証を要求しているため、本件について特段の対応は不要と考える。</p>
IRS情報	出力運転時の一次配管と鉛ブランケットの接触	<p>F原子力発電所の停止期間中、断熱されていない一次配管と緊急炉心冷却配管の上に熱で損傷した鉛のブランケットが発見された。プラスチックで覆われた鉛のブランケットは、作業員の放射線防護のために過去の停止期間時に使用され、プラント始動の前にそのまま忘れられた。ブランケットは、ステンレス鋼製のコールドレグと緊急炉心冷却装置配管の上で見つかった。何本かのホットレグには、始動後に落ちたブランケットに由来すると思われる焼けたプラスチックの残骸があった。</p> <p>関係する配管は清掃されて、破損がないか詳しく調べられた。目視検査、染料浸透試験、顕微鏡検査によると、配管材料は無傷であり、鉛またはプラスチック・カバーから配管への影響は見られなかった。この結果は、1年間の運転後、浸透材試験によって確認された。</p> <p>停止期間中、なんらかの損害メカニズムが働いていないか専門家の評価を実施した。最も厳しい懸念は、ステンレス鋼管の鉛誘発融解金属脆化の可能性であった。その後、鉛の純度、したがって鉛の融解温度(約325.3℃)が非常に高いことが確認され、その可能性は除外された。プラントの運転温度(ホットレグ・コールドレグの最大水温はおよそ300℃と265℃)では溶解は起こり得なかった。固体金属脆化も検討したが、実施した清掃と検査活動で、その可能性は配管の健全性にとって重大とは思われなかった。鉛のブランケットのプラスチック・ケースは塩化物不使用であった。燃焼残留物の金属的構造への影響は重要でないと判断された。得られた知見から、一次配管にとっての安全上の結果は導き出されなかった。</p> <p>予防措置:問題の部屋を清掃確認指示書に追加し、鉛ブランケットの保管記録簿を作成した。</p>	2014/11/18	事務局	-	④		<p>本件は、定期検査中に使用された仮設鉛毛マットを撤去し忘れ、その次の定期検査時にその一部が溶けた状態で発見されたものである。</p> <p>国内事業者では、定期検査中に使用される仮設資機材は、仮設鉛毛マットを含め現場持ち込み品のリスト管理が行われている。</p> <p>また、定期検査終了から起動の各段階で現場の巡回点検が実施され、仮設資機材の撤去忘れ防止が徹底されている。</p> <p>以上より、我が国では、作業管理に品質保証を要求し、事業者も適切に対応しているため、本件について特段の対応は不要と考える。</p>

番号	件名	概要	受理日	1次担当	2次担当	1次スクリーニング結果			処理結果
						1次(予備)スクリーニング	1次(本)スクリーニング		
							定量的(CGDP) INES	定性的	
IRS情報	ディーゼル発電機バックアップ冷却回路のゴム製ベローズの破裂による非常用ディーゼル発電機建屋下方レベルにおける溢水	<p>G原子力発電所(PWR)が100%定格熱出力運転中、ディーゼル発電機(EDG)冷却系(※)の1つの系統のゴム製ベローズ(伸縮継手)が破裂した(熱交換器の入り口接続部:右図参照)。</p> <p>漏れ水は、換気用ダクト、昇降口、耐火ドアなどを通じて、EDGの部屋より低い場所にある部屋(デイトンクへの燃料移送ポンプの部屋等)へ流出し、3箇所の安全系統が溢水に晒され、3系統あるEDGのうち2つのEDGが使用不能となった(3号機に設置してある予備EDGは使用可能であった)。</p> <p>この事象は、設計基準外事象(安全解析において仮定されている最大漏れい流量率は8.5 m³/hであったが、事象発生中の実際の漏れい流量率はおよそ250m³/hであった。)であると判断された。</p> <p>【直接原因】 直接原因は、ゴム製ベローズの突然の破裂である。前回のポンプ運転時、系統の設計圧力である10バール(1バールは100kPa)の圧力ピークに達したことに起因すると想定された。</p> <p>【根本原因】 根本原因は、当該ベローズに使用されていた強化繊維材と、設計仕様に記された設計圧との差違に起因している(設計仕様に記載されていた設計圧力は、誤って5バールに設定されていた)。EPDM(エチレン・プロピレン・ジエンゴム)ライナーには、さまざまな種類の強化繊維材が存在しているが、当該ベローズでは、故障する圧力に影響のあるセルローズ繊維で補強されていた。(耐圧が低い素材と思われる。)</p> <p>【寄与要因】 当該ゴム製ベローズは2005年に調達、2012年に交換したものであり、QA対象外の機器として受け入れ試験(耐圧)が義務付けられていなかった。2007年以降にベローズがQA対象となるが、この時点の仕様でも、まだ誤った設計圧が使用されていた。当該ベローズがQA対象外であったという不適合報告がなされており、QA対象ベローズへの交換が2014年に予定されていた(交換前に本事象発生)。</p> <p>もう一つの寄与要因として、安全系統の物理的隔離と床排水システム設計の不適切性が挙げられる。内部溢水について、初期設計及び定期的な安全再評価においても完全には考慮されていなかった。</p> <p>【教訓と是正】</p> <ol style="list-style-type: none"> 異常事象から得た教訓 <ol style="list-style-type: none"> 内部溢水リスクの安全評価を実施する際に有効で保守的な仮定を行なう。(設備や材料の配備、アクセス性、コミュニケーション等も考慮) 安全関連設備を購入する際に設計仕様を徹底的に確認する。 安全関連機器の購入と受け入れ試験にとって適切なQAプロセスが必要。 緊急時訓練の必要性。 異常事象後に講じられた措置 <ol style="list-style-type: none"> プラント変更の実施 <ol style="list-style-type: none"> 溢水が生じた場合、燃料貯蔵タンクを収納しているより大きな部屋へ水を誘導するために、燃料移送ポンプのある部屋へ通じる開放式の階段の周辺に防護壁を建設する。 床水排水貯水槽における水位計レベルの引き下げ。 当該熱交換器のすべてのゴム製ベローズの除去。 ゴム製ベローズ在庫における基準適合性確認及び保守計画の見直し(定期的目視検査とゴムの硬さの測定) サイト内すべてのユニットに現在設置されているベローズに関する運用計画 <ol style="list-style-type: none"> 設置したすべてのゴム製ベローズの在庫と適用される設計基準(圧力、温度、QA)との特性の比較 金属製ベローズの状態のランダムな調査 ゴム製ベローズのギロチン破断の可能性を考慮した、内部溢水に対するプラント防護の設計レビュー 	2014/12/5	事務局	-	④			<p>本件は、EDGの冷却系のゴム製伸縮継手が破損・漏れいし、換気空調のダクトや扉等を介して内部溢水となった事象である。</p> <p>我が国では、設計管理に品質保証を要求している。また、事業者は、規制基準を満足するような設計を行っており、設計プロセスにおいて、その設計についてデザインレビューを事業者及びプラントメーカーにて実施している。</p> <p>さらに、各種伸縮継手は、定期点検時に計画的に補修(目視点検や硬度測定等の実施)を行い、系統の試運転時に漏れい等の問題が無いことを確認している。通常運転時においても、パトロール等で健全性を確認している。</p> <p>溢水についても、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」第十二条により、設計基準対象施設が発電用原子炉施設内における溢水の発生によりその安全性を損なうおそれがある場合は、防護措置その他の適切な措置を講じなければならないとしており、これを審査にて確認している。</p> <p>なお、基本的に我が国のBWRにおいて、原子炉建屋内では、ゴム製のベローズを使用しておらず、PWRにおいても、格納容器及び原子炉補助建屋にて使用していない。伸縮性が必要な箇所では、金属製伸縮継ぎ手を用いているため、本件のような事象は起こらない。使用している箇所は、海水系のラインであり、屋外(PWRの場合はタービン建屋舎)となるため、仮に破断しても、原子炉建屋に溢水する事は無い。</p> <p>以上より、我が国では、設計管理、保守管理に品質保証を要求し、事業者も適切に対応しているため、本件について特段の対応は不要と考える。</p>

番号	件名	概要	受理日	1次担当	2次担当	1次スクリーニング結果		処理結果
						1次(予備)スクリーニング	1次(本)スクリーニング	
							定量的(CGDP) INES	
IRS情報	一次系冷却材ポンプにおける火災の発生	<p>H原子力発電所(PWR)で、一次冷却材ポンプ1のモーター軸受に注油を行うオイル・リフト・ポンプ(※)が原因不明で起動した。 (※)一次冷却材ポンプの起動及び停止時に、当該オイルポンプが自動起動し、軸受へ注油を行うものであり、注油後しばらくして、自動停止する。</p> <p>制御室のアラームも表示されなかったため運転員は気づかずに、5日正午まで長時間稼働し続けた。一次冷却材ポンプ1のオイルタンクの液位低下の警報が制御室に点灯し、その直後、制御室にて当該一次冷却材ポンプの部屋での火災警報が鳴った。 この火災の原因は、非常に高温な機器(約300℃)の近くでオイル漏れがあったためである。20分後、大量のモーターオイルが失われたため、モーター上部ベアリングの1つからの温度高のアラームが発生し、一次冷却材ポンプ1が自動的停止し、原子炉がトリップした。</p> <p>また、上述した事象と合わせ、ポンプの軸シール部について、No.1シールの破損が発生している。そのため、No.1シールの破損による異物により、リークオフラインの隔離弁がシートパスし、リークオフラインを通じて下流にある化学体積制御系(CVCS)中に一次冷却材が広がった。</p> <p>【原因】 調査により、オイル漏えい部の最も近くに位置するフランジボルトの1本が、トルク不足であることが発見された。 分解点検をしたところ、フランジガスケットが、ボルト近くの場所で切断されていたことが確認された。このトルク不足とリフト・ポンプの長時間運転とがあいまって、ガスケットの過度の変形とその破断を招き、オイル漏えいをもたらしたのではないかと判断された。</p> <p>また、一次冷却材ポンプの軸シール部破損は、過去のローターの点検時にNo.1シールにロック・プレートが紛れ込んだことによるものである。</p>	2014/12/11	事務局	-	④		<p>本件は、保守不備(トルク不足)による一次冷却材ポンプのオイルリフトポンプからのオイル漏れにより、火災が発生し、ポンプ停止から原子炉自動停止に至ったものである。またこの際、ポンプ軸シールのメンテナンス不良(異物混入)によるNo.1シールの破損が起因となり、冷却材のリークと、シールの破片のCVCS内への拡散に繋がった。</p> <p>我が国のPWRにおける1次冷却ポンプでも、オイルリフトポンプが存在しているが、一次冷却材ポンプ起動後に自動停止するシーケンスとなっている。(停止時の起動はない。) さらに、オイルリフトポンプの起動時には、中央制御室のランプが点灯し、運転状態が確認できる。また、中央制御室には、オイルリフトポンプの油圧確立表示ランプが存在し、そこでポンプ油圧の異常も検知できる。 従って、仮に予期せぬ起動や油圧等での不具合が起っても、運転員は、それを知ることができ、中央制御室にてポンプ停止等の対応が可能であり、本件のような長時間の運転になることはない。</p> <p>また、我が国の分解点検時には、QMSに従い作成された工事要領書に従い、定められた手法と値でトルク管理を行っており、ホールドポイントとして現場作業員、現場品質保証担当、事業者社員にて確認されている。 さらに軸シールの分解点検では、メーカーからの技術者が派遣され、作業チェックがなされている。</p> <p>以上より、我が国では、作業管理に品質保証を要求し、事業者も適切に対応しているため、本件について特段の対応は不要と考える。</p>

番号	件名	概要	受理日	1次担当	2次担当	1次スクリーニング結果		処理結果	
						1次(予備)スクリーニング	1次(本)スクリーニング		
							定量的(CGDP) INES		定性的
IRS情報	応力緩和と検査による突合せ溶接部における一次冷却材応力腐食割れ(PWSCC)の管理(NUREG/CR-7187)	<p>米国におけるNUREG/CR-7187「Managing PWSCC in Butt Welds by Mitigation and Inspection」について発信したものであり、原子炉圧力容器(RPV)管台、配管突合せ溶接部におけるPWSCCの管理・評価に関するものである。</p> <p>PWRの運転条件下において、一次冷却水(または蒸気)に曝露したニッケル合金82/182/600材は、一次冷却材応力腐食割れ(PWSCC)が発生しやすい。PWSCCは、溶接による大きな引張残留応力があり、一次冷却材に曝露することによって内表面から発生する。PWSCCが確認された場所は、部分的貫通部ノズル、ノズル溶接部、配管突合せ溶接部などである。</p> <p>本IRSでは、当該NUREGにおける、突合せ溶接部に起こりうるPWSCCを管理するために用いる戦略、戦略/緩和手法ごとの基本的設計と規制要件、管理戦略ごとの有効性に影響を及ぼす可能性のある問題の評価などが報告されている。また、ニッケル合金82/182突合せ溶接部におけるPWSCCの管理に関連した、NRC規制要件、ASMEコード・ケースとASMEコード・ケースの規制上の取扱いについても要約している。</p>	2014/12/16	事務局	-	④		<p>本件は、米国NUREG/CR-7187におけるPWSCCの対策等についての情報を発信したものである。</p> <p>我が国でも、過去にPWSCCに起因する様々なトラブルを経験している。</p> <p>【トラブル事例】</p> <p>①高浜1号機の原子炉容器貫通計装管台の内表面に判断基準以下の微小な信号指示を確認。</p> <p>②敦賀2号機の加圧器逃がしライン管台において製作時に手直し溶接による引張残留応力により600系Ni基合金の溶接金属に発生したPWSCCが発生した。</p> <p>これらを踏まえ、旧保安院は平成15年12月12日に「加圧水型軽水炉の一次冷却材圧力バウンダリにおけるNi基合金使用部位に係る検査等について」(NISA-163a-03-1)を発行し、国内外のPWRの一次冷却材圧力バウンダリのNi基合金使用部位におけるPWSCCの事例を踏まえ、今後、PWR事業者が定期事業者検査として原子炉冷却材圧力バウンダリ(蒸気発生器伝熱管を除く。)に対して行うべき検査を指示している。</p> <p>その後のPWSCC関連トラブルの再発を踏まえ、平成17年6月16日に当該文書で指示した検査内容を一部変更し、PWR事業者に再通知している(NISA-163a-05-2)。</p> <p>本IRSにて着目している突合せ溶接部についても、これら指示文書の中で、場所や検査手法等を細かく定めている。</p> <p>我が国のPWRプラントにおけるPWSCC防止対策は、原子炉容器上蓋の取替えによる管台材料の変更(690系Ni基合金の採用)や上蓋頂部温度低減対策、原子炉容器計装ノズルの内表面のウォータージェットピーニングによる応力緩和を行っている。</p> <p>また、我が国のPWRプラントにおける原子炉冷却材圧力バウンダリに関する非破壊検査は、JEAC4205-2000又はJSME S NA1-2002により、ニッケル合金溶接部に関して供用期間中検査を行っており、規制庁も確認している。なお、検査を実施する作業員については、検査の行程において、その力量を確認することとなっている。</p> <p>以上より、本件については、発生リスクの低減や検査手法等、部位毎の対策方針が確立しており、プラント毎に計画的に対策が行われることになっていることから、特段の対応は不要と考える。</p>	

番号	件名	概要	受理日	1次担当	2次担当	1次スクリーニング結果			処理結果
						1次(予備)スクリーニング	1次(本)スクリーニング		
							定量的(CGDP)INES	定性的	
IRS情報	燃料集合体アライメント・ピンの損傷	<p>【事象の概要】</p> <p>(1) FAアライメント・ピンの破断 I原子力発電所(PWR)において、燃料交換停止期間中に、燃料集合体(FA)の変形とFAアライメント・ピンの破断が目視試験によって検出された。 FAアライメント・ピンは、原子炉圧力容器内構造物の一部であり、燃料集合体の位置を維持し、反応度制御と冷却を確保する役割を担っている。 当該発電所では、過去の停止期間中にも目視検査により、2本のFAアライメント・ピンの破損が検出されている。その後の停止期間中には、さらに4本の壊れたFAアライメント・ピンが発見され、炉心下部構造の1本のFAアライメント・ピンが破損し、燃料集合体下端のボアホールで発見された。これらは、ニッケル合金インコネルX-750製であった。 今回の事象においては、燃料集合体の変形による反応度制御と炉心冷却に影響はなかったが、一般的に燃料集合体の変形や位置ずれは、燃料棒間の間隔が一定程度まで広がると、炉心の局所的出力ピークを招き、安全性へ影響を及ぼす場合がある。</p> <p>(2) 超音波試験における評価の誤り 379本のFAアライメント・ピンについて超音波試験が実施された。その結果、オーステナイト鋼1.4571製のFAアライメント・ピン122本で7つの所見と2つの徴候が、ニッケル合金インコネルX-750製のFAアライメント・ピン257本で217個の所見が確認された。 超音波試験によって多数の所見が発見されたことから、所見を示す全てのFAアライメント・ピンを交換した。新しいFAアライメント・ピンは全て冷間加工されたオーステナイト鋼1.4571製である。 試験の所見を検証するために、所見があった50本のFAアライメント・ピンに対して実験室試験を実施したが、実験室試験では超音波試験の所見を確認することができなかった。所見のほとんどが超音波試験時の反響の解釈ミスであることが判明した。超音波試験再試験を実施したところ、インコネルX-750製のFAアライメント・ピンで12件の徴候が確認された。オーステナイト鋼1.4571製のFAアライメント・ピンで最初の評価によって得られた徴候と所見は確認された。</p> <p>【原因分析】</p> <p>① 事業者は、FAアライメント・ピンが約13mm傾斜したため、上部炉心構造物が2012年のプラント停止期間終了時に引き下げられたときに、ボアホールに入らず、FA頭部の変形を引き起こしたと分析している。FAアライメント・ピンの傾斜の原因は不明である。 ② 上部炉心構造物を引き下げた後のFAアライメント・ピンの破断は、隣のFA抑えばねの支持効果があれば防止できた可能性がある。 ③ 下部炉心構造物のFA支持プレート内のインコネルX-750製のFAアライメント・ピンについては破損面について破面試験を実施した結果、粒界応力腐食割れの典型的な特徴が見られたので、原因を特定するために、製造資料、物質証明書のチェックを行ったが、それ以上の原因特定はできなかった。</p> <p>【是正措置】</p> <p>当事国の全てのPWRに対して以下のような勧告が行われた。 ① 上部炉心構造物を挿入する前に、FAアライメント・ピンを目視で確認し、ピンが傾斜した位置にないことを確認する。 ② 上部炉心構造物のFAアライメント・ピンに対して超音波試験を実施する。試験範囲を設定する際には、使用している材料の腐食感受性とFAアライメント・ピンの設計及び炉心エッジの位置を考慮する。 ③ 下部炉心構造物のFA支持プレートのFAアライメント・ピンに関しては、次回のプラント停止期間中に目視検査によって、なくなっていないかチェックすべきである。さらに、これらのFAアライメント・ピンに関しては、今後2回のプラント停止期間中に、ランダムな超音波試験を実施すること。試験範囲は、使用する材料の腐食感受性を考慮して設定すべきである。 ④ 超音波試験に使用する検査手法は、初期間隙を信頼性高く検出・評価できる性能を有するものを使用すべきである。</p>	2014/11/22	事務局	-	④			<p>国内のPWRプラントにおいては、上部炉心板の外周に設けられたキー溝に、炉心槽内面に取り付けられている上部炉心板位置決めピンを嵌め込むことにより、上部炉心構造物の位置決めを行っている。このとき、上部燃料集合体位置決めピンが変形していなければ、必ずピンは入る構造になっている。(ピンに無理な荷重がかかることはない) また、我が国では発生したことはないが、ピンが変形した場合はピンが入らないため、変形していることが直ぐわかる。</p> <p>また、我が国では、作業管理に品質保証を要求しているため、本件について特段の対応は不要と考える。</p>

番号	件名	概要	受理日	1次担当	2次担当	1次スクリーニング結果		処理結果	
						1次(予備)スクリーニング	1次(本)スクリーニング		
							定量的(CGDP)INES		定性的
IRS情報	給水配管ティーでの熱疲労割れ	<p>J原子力発電所(BWR)の年次保守停止中に、原子炉の主給水配管の内面でさまざまなサイズの割れが発見された。全ての割れは母材にあった。これらは低温の給水系統(20°C)と、それより約250°C温度の高い停止時冷却系統が混合したことによる高サイクル熱疲労によって発生したものである。</p> <p>主給水管の割れに関する予備安全解析によって、継続的な運転サイクルのための修理は必要無いと結論づけられた。主給水管の、割れのある接続ティーの大半は、次回の停止期間中に交換される。また今後起こりうる交換のために、認可取得者はティーのフルセットを購入する。</p>	2014/12/18	事務局	-	④		<p>本件は、「温度差のある流体の混合等により生ずる温度変動による損傷」にあたる。我が国においては、すでに「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」、第十九条(流体振動等による損傷の防止)で規定されており、同解釈の2で「温度差のある流体の混合等により生ずる温度変動により損傷を受けないように施設しなければならない」とは、日本機械学会「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」(JSME S017)に規定する手法を適用し、損傷の発生防止措置を講ずること。(「日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格(JSME SNC1)(2005年改訂版)並びに流力振動及び高サイクル熱疲労に関する評価指針の技術評価書」(平成17年12月原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構取りまとめ)」とあることから、温度変動による損傷対策はとられており、追加の規制対応は不要である。</p>	
IRS情報	非常用ディーゼル発電機における冷却ファンシャフト破断による許容停止時間逸脱によるT-Spec違反(LER 05000219-2014-003)	<p>2014年7月28日、オイスタークリーク(米国、BWR)にて、EDG-2の1時間負荷試験運転時に、“EDG 2エンジン温度高”と“EDG 2運転不能”の警報が発生したため、EDG-2を手動停止した。調査において、冷却ファンシャフトが故障(曲がり割れ)しているのが見つかり、ファンが稼働せず、ラジエーターの熱伝達効率が低下し、冷却水が高温になったため、警報が発生することとなった。</p> <p>故障部位は、冷却ファンの軸受リテーナが設置されている箇所であり、その位置は、軸受を移動させないと目視できないため、運転員の巡回や通常保守で確認されなかったと考えられた。</p> <p>【原因】 シャフト故障の原因は、回転-曲げ疲労によるものであり、さらに、高サイクル-低応力疲労により割れが伝播したものと判断された。この割れは、軸受けがセットされるシャフトの溝部で発生しており、応力が集中する部分であった。故障発生に寄与したと思われる重大な欠陥は、ノッチ型欠陥(内部欠陥)と判断された。 これらシャフトの故障は、製造時の不備によるものであり、運転応力と設計応力の間の余裕を低下させていた。 なお、軸受けの状態に摩耗等の異変は無く、運転中軸受けは安定していたものと思われる。</p> <p>また、点検時の冷却ファンのファンベルト交換のマニュアルにおいて設定されていたベルト張力は、ファンの馬力に対して37%高かったことが分かった。この張力増加分の応力は、シャフト溝部の耐久限度に近い負荷を与え、シャフトの余寿命を低減させるものであった。(シャフトの疲労寿命は、負荷や応力集中係数に敏感であった。)</p> <p>以上より、当該シャフトは、点検時の過剰なベルト張力に対し、製造時に発生したシャフトの応力集中要因(欠陥、溝部)に対処するのに必要なだけの余裕が無かったことが原因と判断された。</p>	2014/12/22	事務局	-	③		<p>本件は、EDGの冷却ファンのシャフトにおける製造時の不具合による応力限界の低下及び点検時のファンベルトの張力が大きかったことによる回転負荷の増大により、シャフトの疲労耐久限度を超えたために、曲がり・割れ等の不具合が生じたものである。</p> <p>我が国のプラントにおけるEDGの冷却は、海水により熱交換した清水を利用した冷却水系にて行われており、ラジエーター及びファンを用いた空冷による冷却は行っていない。すなわち、本件のような設備は存在せず、EDGと連動させるためのベルトも無い。</p> <p>以上より、本件について特段の対応は不要と考える。</p>	

番号	件名	概要	受理日	1次担当	2次担当	1次スクリーニング結果			処理結果
						1次(予備)スクリーニング	1次(本)スクリーニング		
							定量的(CGDP)INES	定性的	
IRS情報	外部電源故障に対する原子力発電所の感受性(NUREG/CR-7175)	<p>送電系統と原子力発電所(NPP)開閉所を経由して提供される外部電源は、通常や非常時の原子力発電所停止における優先電源である。電力産業界の規制緩和以降、開閉所と送電線の大半が原子力発電所を所有、運転するのと同じ企業にもはや所有、運転、保守されていないため、原子力発電所の配電系統は外部送電系統故障の影響に脆弱になってきている。また、北米電力信頼度協議会(NERC)基準NUC-001-2を例外として、以下に対する産業界規模の詳細な技術基準が欠けている。(1)原子力発電所と送電/2次送電網との接触部分、(2)接触部分の保護系、(3)接触部分の1次・2次機器の保守。</p> <p>NRC原子力規制研究局が後援した調査プログラムの一部として、電気関連故障や電力系統で開始した他の外乱が、外部電源の有用性や原子力発電所の性能に対して及ぼす影響が調査されている。原子力発電所の内部・外部電源系統の相互接続の動特性をより理解するため、原子力発電所の開閉所構成、送電系統の接触部分構成、その電氣的保護系の検討が実施された。</p> <p>実際の原子力発電所配電系統、配電系統と送電系統の接触部分、電氣的保護系に基づき、電源系解析ソフトウェアを使用して複数のシミュレーションモデルが開発された。解析でのシミュレーション調査シナリオと想定事故を作成する際には、イベントツリー手法に従っている。外部故障事象への電氣的保護系の応答に対する保守の重要性が検討された。</p> <p>外部電源喪失と原子力発電所トリップの発生を最小限にするため、外部故障への電氣的保護系の応答を改善する、結論と観察事項が示される。</p>	2014/12/23	事務局	—	④			<p>本件は、NRCがNUREG/CR-7175で公表した原子力発電所の外部電源故障に対する研究成果を情報発信したものであり、研究成果から得られた結果を規制要件としたものではない。</p> <p>本研究では、外部電源喪失と原子力発電所トリップの発生を最小限にするため、外部故障への電氣的保護系(リレーシステム)の応答を早める以下のような改善を推奨している。</p> <p>①通信方式リレーの採用 ②後備電氣保護システムの採用</p> <p>我が国では、すでに重要な基幹送電系統については、光通信を用いた系統安定化リレーを採用し、また、主保護リレーのバックアップとして後備保護リレーを備えている。</p> <p>以上より、本件について特段の対応は不要である。</p>

番号	件名	概要	受理日	1次担当	2次担当	1次スクリーニング結果		処理結果
						1次(予備)スクリーニング	1次(本)スクリーニング	
IRS情報	大気塩化物・非塩化物塩にさらされるオーステナイト系ステンレス鋼における応力腐食割れ感受性の評価(NUREG/CR-7170)	<p>米国の独立型使用済燃料貯蔵施設で使用されている多くの使用済核燃料保管用の乾式貯蔵キャニスターは、オーステナイト系ステンレス鋼(304、304L、316L)から加工されている。</p> <p>これら貯蔵設備は、通常、冷却用の気流を得るため外部雰囲気への通気口があるため、稼働中のキャニスターは、大気中の化学種にさらされる可能性がある。化学種には、海環境からの塩化物含有量の多い塩、凍結防止塩、冷却塔からの凝縮水や、工業・農業・商業活動による塩化物含有量の多くない他の一連の塩があり、キャニスター表面に付着し、高い湿度環境内において、塩分による潮解により気中から水分を吸収し、キャニスター加工時の溶接部等の残留応力がある箇所(特に溶接部)で、SCCを起こす可能性がある。</p> <p>本IRSは、こうした化学種にさらされるオーステナイト系ステンレス鋼のSCC感受性に関する体系的調査の結果を示したものである。</p> <p>SCCが生じる状態をさらに詳しく知るため一連の試験が実施され、温度、湿度、塩濃度、材料の状態、応力レベル等、以下のパラメーターを調査した。</p> <p>① 海塩とその純塩成分の潮解相対湿度と風解相対湿度の測定</p> <p>② 自然状態で予想される絶対湿度の範囲内で、海塩にさらされるオーステナイト系ステンレス鋼試験片のSCC試験</p> <p>③ 昇温状態で海塩にさらされるオーステナイト系ステンレス鋼試験片のSCC試験</p> <p>④ 高湿度状態で海塩にさらされるオーステナイト系ステンレス鋼試験片のSCC試験</p> <p>⑤ さまざまな適用ひずみ・応力で海塩にさらされるオーステナイト系ステンレス鋼試験片のSCC試験</p> <p>⑥ 塩化物含有量の多くない大気化学種の潮解・風解測定、こうした化学種にさらされるオーステナイト系ステンレス鋼試験片の限定的なSCC試験</p>	2014/12/30	事務局	-	④		<p>本件は、プラントの外に立地する使用済燃料を保管する遮へい施設について、乾式キャニスターが塩分の潮解から発生した水によるSCCの調査を行ったものであり、湿度、温度、塩分濃度、応力・ひずみ等のパラメータの違いに応じた、SCCの発生状況を示している。(本件の対象は、コンクリートキャスク等に入れて、屋外に保管するものとは違い、遮へい建屋にキャニスターのまま保管するタイプを言及しているものと思われる。)</p> <p>我が国でも、東海第二の2サイト及び特定原子力施設となる福島第一で、乾式キャスクによるプラントの外での使用済燃料の保管がなされている。(他のサイトにおける輸送用キャスクは、プラント内の非腐食環境にて保管されている。)</p> <p>これら乾式キャスクについては、「原子力発電所内の使用済燃料の乾式キャスク貯蔵について」(原子力安全委員会指針平成4年8月27日了承)において、「環境下での腐食、クリープ、疲労、応力腐食割れ等の経年変化に対して十分な信頼性のある材料を選定し、その必要とされる強度、性能を維持し、必要な安全機能を失うことのないように設計する必要がある。」とされており、サイトの環境を考慮した安全設計がなされており、審査にてこれを確認している。</p> <p>また、安全機能の維持及びその確認の観点から、貯蔵中の乾式貯蔵キャスクの表面温度や蓋間圧力、エリアモニタ指示値等について、常時監視している。</p> <p>さらに、キャスクの外観については、定期的にパトロールを行い、外観について腐食等の無いことを確認している。</p> <p>なお、電力中央研究所では、使用済燃料コンクリートキャスク貯蔵用キャニスターについて、本件のような外気における塩分によるSCCに関する研究を行っており、60年後まで計算した場合では、問題が無いとの結果を得ている。</p> <p>以上より、国内の乾式キャスクは、SCCも考慮した設計となっており、定期的な点検や監視がなされていることから、本件について特段の対応は不要と考える。</p>

番号	件名	概要	受理日	1次担当	2次担当	1次スクリーニング結果		処理結果
						1次(予備)スクリーニング	1次(本)スクリーニング	
							定量的(CGDP) INES	
IRS情報	制御棒組立品落下による原子炉トリップ	<p>K原子力発電所(PWR)が通常出力運転中、限界熱流束比低の作動により、自動トリップした。</p> <p>調査の結果、制御棒移動を制御する、PSA(電源スイッチ集合体)に設置された制御棒光学隔離カードでのフラッシュオーバーにより、過電流保護ヒューズとシリコン整流器が損傷し、制御棒2本が落下した。制御棒位置逸脱により、炉心保護計算機システムからの‘限界熱流束比一低’が作動し、原子炉がトリップしたことが判明した。</p> <p>上述の原因は、光学隔離カードの被覆プロセスが不適切であったことにより、カードパターン上にコーティングした裏側表面が金属不純物で汚れ、パターン絶縁体が劣化したためであった。</p> <p>この事象に関連して、発電所安全への悪影響、作業員への放射線被ばく、放射性物質の環境への放出は無かった。また、INESマニュアルに従い、深層防護の点でレベル0と評価された。</p> <p>是正措置として、①関連するPSAと光学隔離カードを含む制御カードの交換、②全19個のPSAに関する詳細な検査、③近くのカードからのフラッシュオーバーによる影響を防ぐための仕切りの設置、④カード被覆の環境と方法に関する作業手順の改善などが実施された。</p>	2014/12/30	事務局	-	④		<p>本件は、制御棒駆動に係わるカードパターンの被覆プロセス時の不適切な処理によって、金属不純物による絶縁体劣化が起因となり、原子炉トリップに至ったものである。国内では、1980年代に高浜(3件)、大飯(1件)、美浜(1件)の各プラントで同様のカード不良による制御棒落下から原子炉が自動停止する事象が発生した。それらの事象は、カードの製造過程における製作不良であり、都度、再発防止対策を施している。その後、カード製造過程の品質管理の徹底により、20年以上にわたって同様の事象は発生していない。</p> <p>以上より、我が国では、保守管理に品質保証を要求し、事業者も適切に対応しているため、本件について特段の対応は不要と考える。</p>
IRS情報	運転中の原子炉サイト及び原子炉建設サイトにおける行動観察プログラムの最善慣行(NUREG/CR-7183)	<p>本IRSでは、NRCが主となって実施した研究について論じている。</p> <p>【概要】 本報告は、米国連邦機関及び民間団体などの代表的な組織によって使用されている行動観察プログラム(BOP: Behavioral Observation Program)が、原子力発電所における職務適性(FFD)プログラム、核物質防護規定及びインサイダー緩和プログラム(IMP)の基本となるという考えより、BOPにおける最善慣行を明確にし、運転原子炉サイト及び原子炉建設サイトにおける効果的なBOPの必要性を論じ、これまでサイトにて実施されてきたBOPのパフォーマンスを改善するための洞察と勧告を示している。</p> <p>本IRSで報告されている結果は、NRC認可施設における、申請、建設及び運転の段階で行われる検査、許認可及び監視等に関わるものであり、効果的なBOPはIMP、核物質防護規定及びFFDプログラムにおける改善に役立つ。</p> <p>前述した研究結果により、18の最善慣行(BOPにおける目的、適用範囲、目標、方法等の明文化、脅威に対する行動規定、建設時のBOP、個人情報の管理、訓練等)を抽出しており、これらを実施することで、現在のBOPが改善されるとしている。</p>	2014/12/30	事務局	-	②		<p>本件は、NRCの研究機関RESがその研究成果であるBOPについてとりまとめたNUREG7183の内容について、発信したものである。</p> <p>このBOPは、NRCにおける規制要件ではないため、本件について特段の対応は不要と考える。</p>

番号	件名	概要	受理日	1次担当	2次担当	1次スクリーニング結果		処理結果	
						1次(予備)スクリーニング	1次(本)スクリーニング		
							定量的(CGDP)INES		定性的
IRS情報	燃料要素の損傷を引き起こすバップル噴流	L原子力発電所(PWR)で、当最終運転サイクルにおいて、サイクルの約9カ月目に原子炉冷却材の放射能濃度がわずかに上昇していることに運転員が気づき(I-131の線量当量のTS限度の1%未満)、その後の停止燃料体検査時に、事業者は視認できるほど分裂した2本の燃料ピンを確認した。発見時には同燃料体はすでに炉心から撤去され、使用済燃料プール内に安全に配置されていた。それらの燃料体は3回の18カ月運転サイクルで使用されていた(すなわち、それらの燃料体は3度燃焼した燃料体であった)。 事業者は損傷した燃料ピンからの燃料ペレットを特定し、使用済燃料プール内にある損傷した燃料体内で5個の燃料ペレットと推定される破片を発見、さらに原子炉容器内の異物の搜索及び回収の取り組みによって3個の、ペレットと推定される物質を回収した。	2014/12/30	事務局	-	④			本件は、バップル噴流による振動から、バップル板との接触によって摩耗したことが原因であり、国内でも1981年から1988年にかけて、大飯、美浜、高浜、玄海の各PWRプラントでトラブルが発生し、トラブルを起こしたすべてのプラントでは、アップフロー工事が施されている。 またその他のPWRプラントは1980年代後半から運用を開始した、比較的新しいプラントであることから、国内ではすでに対策済みであり、追加の規制対応は不要である。
IRS情報	技術仕様要件を超えて漏れる主蒸気隔離弁(LER 05000259-2014-004)	2014年10月4日、ブラウンズフェリー原子力発電所1号機(アメリカ、BWR)、一次格納容器の主蒸気管の局部漏えい率試験を実施したところ、外側主蒸気隔離弁(MSIV-1B)とMSIV-1D(Weir Valves & Controls製)が、2.83立方メートル毎時という技術仕様(TS)の漏えい率の許容値を逸脱していた。この2つのMSIVが漏れ率限界値を満たしていなかったため、当該プラントはTS運転制限条件(LCO)によって認められている期間を超えて運転されていたということとなり、この状態は2012年10月21日のMSIV漏えい率検査の結果として最後に記録され、運転中に漏えい率がTSの許容範囲を逸脱して以来続いていたことになる。 【原因】 外側MSIV-1Bについては、分解点検におけるプログラム(パッキンの交換時期や増締めタイミング等)が不適切であったためである。 外側MSIV-1Dについては、弁座と弁体間の不均一なスケールのためであった。スケールは、比較的均等に表面に付着するものであるが、当該MSIVの不均一なスケールについては、原因が特定できなかった。 ※当該プラントでは、MSIVのような局部漏えい率試験を行う弁で、通常時開で運用している弁については、状態監視保全にて保全計画がなされており、プラント停止直後に実施する試験結果が逸脱したもののみ補修し、プラント起動前の試験で健全性の確認がなされている。(時間計画保全ではない。すなわち、点検が年度展開されておらず、プラント停止後の状態に応じて、分解点検を行っている。) 【是正】 外側MSIV-1Bについては形状を改善したパッキンを使用することとした。外側MSIV-1Dについては弁を補修し、トレンド分析のために弁のデータベースに不均一なスケールの条件を追加した。	2014/12/30	事務局	-	④			本件は、パッキン(弁蓋のガスケットと思われる。)の保守不良及び弁体-弁座間の不均一なスケールの付着のため、外側MSIVの2弁が、プラント停止時の漏えい率検査にて許容漏えい率を逸脱したものであり、その逸脱していた期間が、プラント運転中からと思われることから、LCO逸脱と判断されたものである。 我が国のBWRにおけるMSIVについては、漏えい率試験をプラントの停止時、起動前の2回実施している。 停止時の漏えい率検査(定期事業者検査)は、MSIVの点検手入れ前の状態にて、その健全性を確認するものであり、そこで漏えい率の高いMSIVについては、保全計画にて予定の無いものでも、当該定期点検中に分解点検を行うこととしている。(スケール等の影響により、漏えい率の高いMSIVもここで分解点検の対象となる。) その後、プラント起動前に、停止時と同様の手法でMSIV全数の漏えい検査(施設定期検査)を行いその健全性を確認している。 また、我が国のプラントでは、ガスケット等のトルク管理は、品質保証体制のもと作成された作業要領書に従い実施され、現場作業監督、QC、事業者が立ち会いで確認している。 以上より、我が国では、保守管理に品質保証を要求し、事業者も適切に対応しているため、本件について特段の対応は不要と考える。

番号	件名	概要	受理日	1次担当	2次担当	1次スクリーニング結果			処理結果
						1次(予備)スクリーニング	1次(本)スクリーニング		
							定量的(CGDP)INES	定性的	
IRS情報	人的な誤りのために生じた偽信号によるRCPのトリップに起因する原子炉スクラム	<p>M原子力発電所は、RCPの工学的保護システムの改良を含むRPSの改良に関する計画保守を完了して段階的に出力上昇する段階にあり、TG-8は112 MWの負荷で運転中であった。4号機制御室で警報が発せられ、RCP 5と6がトリップしたことが示され、それに引き続きRCP 1と2もトリップした。“4台以上のRCPのトリップ”の信号によって原子炉緊急保護が作動した。RCP 3と4もトリップした。TG-8の閉止弁は閉じ、原子炉は未臨界状態にされた。</p> <p>RCP 1-6のRZAリレー保護・インターロックパネルN1-N6の目視検査を行ったところ、新しい接続方式の設計によって設けられた端子バンクにケーブル芯線が接続されていることが判明した。このケーブル芯線は、改良プロジェクトで取り外されるはずであったが、RCP 1-6の保護回路からタイムリーに取り外されなかったものである。直接原因:1) 切り離すべき回路を特定する際に熱計装制御サービス(TICS)の職員による設計ソリューションの検討が不適切であったために、RCPモータ保護・インターロック用パネル内の機器取り外し過程でのケーブルの切り離しの際に一部の技術的操作が行われなかったこと;2) 外部下請け業者の職員が許可されていない作業・切換(日常的に立入可能な区画の拡大と指示された作業の変更)を行ったこと。根本原因:1) TICS職員の不十分なモチベーション(取り外すべきケーブルを切り離さない誤った判断をした);部下の職員が作業を正しく行っていることを監視しなかったTICS管理者の不適切な措置;設計上の不備(パネルおよびキャビネット内の関連するシステムから切り離すべきケーブルのリストがRPSの改良プロジェクト文書に記載されていなかった)。2) 下請け業者職員の不十分なモチベーション(許可を得ないで日常的に立入可能な区画を拡大し指示された作業の内容を変更するという誤った判断をした);部下が行っている作業の正しさに対する下請作業監督者による不十分な監視、および当該原子力発電所のスタッフ(作業指示、立入許可を出し作業許可を発行する担当スタッフ、問題のプラント区画を所管する補修部門を含む)による下請業者職員の作業に対する定期的な監視プロセスの不備。</p> <p>次の事項を目的とする是正措置が取られている:RCP 1-6の警報・保護回路で不要となったケーブル導線の存在、切り離し/取り外し状況の確認;運転ユニットでのケーブルルートおよびケーブル室に関する下請業者による作業が、それらのケーブルルートとコミュニケーションを所管する保守部門の監視スタッフがいる場合にのみ行われることに関する要件、および改良作業の過程での機器の取り外しプロセス、および保護系回路の改良作業に関する追加の監視方策を決める主体と設計文書の内容の規定に関する要件を加えた技術文書(改良に関する品質ガイドを含む)の補足;取り外された関連システムとの接続ケーブルの古い設計スキームの新しい設計ソリューションへの適合化;NPPの安全確保に影響を及ぼす下請業者の作業の実施に関する適切な体制;運転および保守を担当する職員に対する追加の訓練。</p>	2014/12/11	事務局	-	④			<p>本件は、RCP制御回路の改造を行った際に、不要となった制御ケーブルを撤去しなかったため、改造前の回路と改造後の回路が併存した状態となったために生じたトラブルである。この原因として、作業指示書に不要ケーブルの撤去が明記されていなかったこと、作業員も不要ケーブルの撤去が必要であることに気付かなかったことにあるとしている。</p> <p>国内の運転プラントで改造作業を実施する場合、保守方で作業要領書を作成し、複数人でチェックを行う。また、実際の作業に当たっては運転方でも作業要領書をチェックし、必要な安全処置について複数人で確認している。</p> <p>以上より、我が国では、作業管理に品質保証を要求し、事業者も適切に対応しているため、本件について特段の対応は不要と考える。</p>

番号	件名	概要	受理日	1次担当	2次担当	1次スクリーニング結果		処理結果	
						1次(予備)スクリーニング	1次(本)スクリーニング		
							定量的(CGDP)INES		定性的
IRS情報	発電機からの水素漏洩に起因する出力低下と原子炉スクラム	<p>N原子力発電所(PWR)は定格出力で運転中であった。中央制御室のスタッフが、主タービン発電機からの水素の漏洩を示す「発電機水素圧力低下」の警報を確認した。現場点検を行ったところ、発電機ガス冷却器の下部で激しい異音がしていたため、発電機への水素注入が停止された。漏洩の修理を行うために原子炉の出力を下げてタービン発電機の停止を開始した。</p> <p>タービン停止操作中、運転員が中性子束監視系(NFMS)の誤った原子炉スクラム設定値を選択・承認したため、原子炉スクラムが発生し、タービン主閉止弁が閉じた。</p> <p>発電機を点検したところ、発電機ガス冷却系の一部でフランジガスケット(ゴム製シール)が裂けているのが確認された。翌日、プラント再起動操作中に、励磁器側の発電機フレームのフランジバットから水素の漏洩が発生した(前日漏えいとは別の箇所)。</p> <p>【原因】</p> <p>1. 1回目の漏えい 直接原因はゴム製ガスケットの損傷であり、これは、3年の寿命が過ぎた後も交換されていなかったためである。さらに、フランジ面の面合わせが不適切であったために、ガスケットに機械的応力が加わり、過剰な締め付けトルクも加わって破損に至ったものであった。(トルクレンチが使われなかった)。</p> <p>2. 2回目の漏えい 発電機の遮蔽を外したところ、加硫シリコンゴム製のパッキンが縦横フランジバット部で変形しているのが発見された。当該シールは、製造者が供給した真空リビングゴムではなく、代替りのシール材として使われていた。</p> <p>3. 原子炉スクラム RPSが作動した原因は、運転員の人的過誤である。自己チェックあるいはピアチェックのようなエラー防止手法がなされておらず、作業前説明も行われなかった。手順についても守られなかった。</p>	2014/12/31	事務局	-	④			<p>本件は、主タービン発電機の水素冷却系において、ガスケットやパッキン等のシール部分について、使用期限超過や保守点検の不備が起因となり、水素の漏えいに繋がったものである。その際に運転員の人的過誤による原子炉スクラムも発生している。</p> <p>我が国のプラントでは、事業者はガスケットのような交換部品については、設計仕様や点検手入れ前データを利用し、適切な交換周期を設定しており、保全計画に基づいた取替えを行っている。その仕様についても、品質保証体制のもと作成された工事要領書の交換部品リストと実際に交換される部品を突き合わせたチェックがなされている。</p> <p>フランジ等の面を合わせる際には、適切な間隙測定しており、本件のような面ズレは起こり難い。トルクについても、工事要領書に従って管理・施工されている。なお、間隙やトルクについては、点検後に工事請負会社のQC及び電力担当のダブルチェックがなされている。</p> <p>また、我が国のプラントにおける原子炉出力低下等の運転操作では、運転手順書を元に、二人一組で実施する等のエラー防止がなされている。</p> <p>以上より、我が国では、保守管理、運転管理に品質保証を要求し、事業者も適切に対応しているため、本件について特段の対応は不要と考える。</p>

番号	件名	概要	受理日	1次担当	2次担当	1次スクリーニング結果		処理結果	
						1次(予備)スクリーニング	1次(本)スクリーニング		
							定量的(CGDP)INES		定性的
IRS情報	洪水安全規定の不備	<p>〇原子力発電所(GCR:黒鉛減速炭酸ガス冷却型原子炉)における外部洪水規定では、いかなる前提の海面状態(4つの設計基準海面状態を想定)でも、サイトの海水洪水が発生しないことを評価し、これをもってサイトの洪水防止に対する様々な改善が行われた。</p> <p>しかし、福島事故に対するフォローアップの一環として実施された最近の評価において、潜在的な誤りによる津波高さの不確実性が発見され、この洪水安全規定は無効となった。これは、過去2回のPSRでも見つけられなかったものである。</p> <p>【直接原因】 直接原因は、洪水確証解析が慎重でなかったためである。安全規定の作成チームは、津波高さ等に関する参考文献において、数量化されない不確実な情報について軽視していた。</p> <p>【根本原因】 1990年代の初めの安全規定作成時に、ALARP原理(as low as reasonably practicable:リスクは合理的に実行可能な限り出来るだけ低くしなければならないというものを)を不適切に適用し、洪水リスクを軽減するのに現状で十分であると考えたことである。結果として、当該安全規定では、様々な不確実性やリスク低減策等について議論されなかった。</p> <p>また、過去2回のPSRでは、その手法・範囲が安全規定に対する確証解析のミスを特定・排除できる手法ではなかったため、洪水安全規定の確証解析は、詳細に検査されなかった。</p> <p>【教訓と是正】 最新のPSRは、以前のPSRからの運転経験及び最新のIAEAガイド(SSG-25)を含む国際的な運転経験に基づく変化を受けてきた。 また、安全規定管理プロセス及び原子力安全文化に対する改善も行われ、全体として、このような不適切な事象が繰り返されるリスクを低下させるために適切な改善が既に整っていると見なされている。</p>	2014/12/18	事務局	-	④		<p>本件は、洪水に関する安全規程について、作成当時に、可能な限りリスク低減に努めることを軽視したため、洪水高さについて、不適切な評価がなされたものである。さらに、過去のPSRでも、これらを特定できる手法でなかったため、これまで見つけられなかった経緯がある。 (洪水に関わる問題点を指摘したIRSではない。)</p> <p>我が国のプラントにおける設備や各種対策は、規制基準に従って設計評価されており、その適合性を国が審査している。 この内、保安規定において、発電所の“定期的な評価”、“通常の保安活動”及び“品質保証活動”における改善活動が求められており、事業者はこのような活動の中で、本件のようなミスを特定し、是正していくことができる。</p> <p>特に、“定期的な安全評価”は、「安全性向上のための評価」において実施されることとなっており、事業者は、プラントを技術基準に適合するよう維持し、安全に関する最新の知見を踏まえつつ、災害防止に関してプラントの安全性向上に資する必要な措置を講ずるための取組を行うものである。 この中にPSRに相当する手法が含まれており、事業者は、原子力学会におけるSSG25をベースとして作成された標準を参考とすることとしている。さらに、福島事故以前の実効的ではないPSRに対する反省も踏まえ、外部ハザード評価の取り入れや、本件のような根本的な部分でのミスの特定もできるように考えられている。</p> <p>以上より、各種安全対策については、規制基準に従い国が審査を行っており、過去におけるミスについても、「安全性向上のための評価」において抽出・是正される体制となっていることから、本件について特段の対応は不要と考える。</p>	

番号	件名	概要	受理日	1次担当	2次担当	1次スクリーニング結果		処理結果
						1次(予備)スクリーニング	1次(本)スクリーニング	
							定量的(CGDP)INES	
IRS情報	耐震性資格を受けていない非常用ディーゼル発電機交換始動モーター	<p>P原子力発電所(PWR)の非常用ディーゼル発電機(EDG)は、初期に設置されていた空気始動モーターが製造中止となっており、既設のEDGと互換性があると判断された新しいモーターに交換された。しかし、その新しいモーターは完全に互換性があるわけではなく、IEEEにおける分類である1A/1E(1A:耐震クラス、1E:原子力安全クラス)のグレードを有していないことが分かった。</p> <p>※OEM(original equipment manufacturer):他社の製品を製造する会社またはその製品。本件では、単なる供給者もOEMと呼んでいる。</p> <p>【概要と原因】 供給者の調達プロセスのミスである。当該モーターは、EDGベンダーが、互換性証明書と併に事業者に供給したものであるが、モーターの供給会社は、標準的な商標グレードでベンダーに納品しており、互換性証明書も発行していない。しかし、供給会社の適合証明書は、互換性が証明されているような形で提出されており、ベンダーは適合証明書の中で、互換性が証明されていると誤認していた。 上述した互換性の不適合が発見された際に、当該モーターの原子力グレードへの格上げもされていなかったことが判明した。 これは、以前のモーターが原子力仕様で格上げされていたため、ベンダーは新しいモーターも問題無いものと認識し、供給会社に対して格上げの指示をしなかったことが原因である。これは、適切な技術仕様書と調達仕様書の不足及び以前の機器製造者の格上げ証明に対する過度の依存であると認識された。</p> <p>【教訓】 OEMを供給する下請け行為は、ベンダーのリスクとなりうるものであり、OEM供給者の品質保証プロセスおよび調達プロセスに対して過度に依存することは注意を要する。</p>	2014/12/30	事務局	-	④		<p>本件は、EDGにおけるベンダーのOEM製品(空気始動モーター)について、新しい型のもものと交換する際に、EDGベンダーが、OEMの適合証明を過度に信頼し、適切に原子力仕様に格上げする行為を実施していなかったことが起因となっており、事業者はOEM製品に対して注意が必要であることを示唆している。</p> <p>我が国では、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」第七十三条において、品質保証計画における保安活動の実施に関する事項が掲げられており、その第二項において、「外部からの物品・役務を調達する場合は、実施計画に適切な調達の実施に必要な事項及びこれが確実に守られるよう管理する方法を定めること。」と包括的な要求がなされている。</p> <p>さらに、JEAC4111-2009では、調達管理について、事業者は、供給者の製品、手順、プロセス、承認行為、品質マネジメントシステム(QMS)等についての調達要求事項の妥当性を確認し、その検証を行うことが求められている。また、供給者は事業者からの要求事項を反映したQMSを確立し、品質保証活動を行うことが要求されている。</p> <p>従って、我が国では事業者が主体となって供給者の管理を行っており、その中で、OEMについての原子力仕様としての適切性も供給者に要求し、評価することとなっている。</p> <p>以上より、本件について特段の対応は不要と考える。</p>
IRS情報	蒸気流伝送装置の隔離弁での漏洩による、熱出力の限界値100.5%FPからの超過	<p>Q原子力発電所(カナダ型重水炉(PHWR))が全出力運転中において、ボイラー出力>100.2%の警報が出た。 制御室の運転員は、警報対応マニュアルに従って、この警報への対応を開始し、原子炉の出力設定値を速やかに0.06%FP下げて、その後97.47%FPにした。 しかし、この運転対応の実施中、さらにボイラー出力>100.5%の警報も出され、熱出力は最高限界値100.5%FPを超えて100.7%FPに達した。 この事象の直接の原因は、蒸気発生器への蒸気流と給水系の供給を行うための蒸気流伝送装置の隔離弁における蒸気漏えいにより、その漏えいによって、蒸気発生器No.2の流量が誤表示された。ボイラー出力とその後の原子炉出力設定値調整を行うための原子炉調整系プログラムは、この流量誤表示を用いて計算したため、熱出力が通常より低い値となり、原子炉出力上昇の要求を出した。 運転員がすぐに行動を起こさずに、警報の変化をもっと良く監視していれば、その後、設定値が1%下がり、許可限界値の超過を避けることができたと考えられている。</p> <p>【教訓】 この種の警報に対してより適切に対応できるようにするため、主制御室の運転員に対する訓練プログラムを改善する必要がある。</p>	2014/12/30	事務局	-	③、④		<p>この事象は、蒸気流量計測配管の漏えいにより見かけ上の蒸気流量が低い値を示し、それによって算出される熱出力が下がったため、熱出力を維持すべく自動制御系が実際の炉出力を増加させたため発生したもの。この際、運転員の対応が不適切であったため、さらにも出力を上昇させてしまったという事象である。</p> <p>我が国のプラントでは、BWR、PWR共に熱出力を炉出力制御に用いていない。従って、本件のような蒸気流量計測配管の漏えいが発生したとしても、自動制御系によって出力が上昇することはない。</p> <p>また、仮に、本件のような意図せぬ原子炉出力の増加が発生し、制限値を超えた場合、保安規定に基づく「運転基準」に従い、原子炉熱出力の低下処置がなされる。</p> <p>以上より、本事象に関しては、新たな規制対応は不要である。</p>

番号	件名	概要	受理日	1次担当	2次担当	1次スクリーニング結果		処理結果	
						1次(予備)スクリーニング	1次(本)スクリーニング		
							定量的(CGDP)INES		定性的
IRS情報	炉内検出器ケーシングの継手から保護プラグを外す際の溶接部への機械的な衝撃による検出器ケーシングの損傷	<p>R原子力発電所(LWGR)は、通常運転中であり、使用済燃料集合体(No.49)を新燃料集合体に取り替える準備が行われていた。</p> <p>運転スタッフが、2号機の中央ホールで炉内検出器をケーブルから切り離した。炉内検出器とケーブルのコネクタには、ネジ込み式の金属製保護プラグがついている。</p> <p>炉内検出器は、燃料集合体の中央開口部から引き抜かれ、冷却プール内に置かれた。燃料の移送が行われチャンネルがシールされた後に、炉内検出器は新燃料集合体にの中央部開口部に挿入された。次に、運転スタッフが検出器をケーブルに接続しようと試みたが、検出器側のコネクタから手でプラグをはずすことができなかった。そこで、レンチを使用してプラグをはずそうと試みたが、炉内検出器ハウジングの溶接部が損傷した。調査の結果、検出器の保護カバーの溶接部が損傷していることが判明した。燃料集合体には別の炉内検出器が挿入され、2号機に対する影響はなかった。</p> <p>【原因分析】 作業員の操作を分析した結果、炉内検出器のコネクタから保護プラグを外す際に、手でうまくいかなかったために、レンチを使用したところ、溶接部に過大な力が加わり、カバーの溶接部に損傷が起きたものと判明した。</p> <p>【根本原因】 当該検出器は、ボール&コーン型の継手を有していたが、その継手が噛んだ場合にコネクタから保護プラグを外すための手順が操作要領書に記載されていなかったことが根本原因である。</p> <p>【措置】 ①ボール&コーン型の継手が噛んだ場合に炉内検出器のコネクタから保護プラグを外す手順が操作要領書に追加された。 ②本事象に関する資料をSMOLENSK発電所のスタッフ用訓練プログラム及び継続的教育プログラムに含めた。</p>	2014/12/11	事務局	-	④			<p>本事象は、炉内検出器をケーブルから切り離し/結合する際の操作ミスに関連するもので、ボール&コーン型の継手の溶接部に過大な力が加わり、保護カバーの溶接部に損傷が発生したものである。国内の炉内検出器における検出器とケーブルのコネクタ部分は、一般的な同軸ケーブルコネクタを用いており、ボール&コーン型は使用されていない。</p> <p>従って、本事象と同様なことは発生しない。しかしながら、出力領域において原子炉の炉心性能を監視するプロセスコンピュータに内蔵されている炉心性能計算コードの出力分布は、炉内検出器の計測値を用いて補正が行われている等、炉内検出器は重要な役割を担っていることから、国内における炉内検出器のコネクタに関連するトラブル事例を調査した。その結果、「LPRM検出器のケーブルコネクタ誤接続」や「IRMのコネクタ締め付け部の緩み」等のトラブルが発生していることがわかった。</p> <p>これらのトラブル事例では、適切な事後措置が取られていること、及び以下の理由により、安全性への問題はないと考えられる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・起動領域における炉内検出器の異常に関しては、保安規定に、条件に応じて要求される措置が記載されている。 ・出力領域において炉内検出器の故障等により、炉内検出器の指示値に異常が発生した場合、検出器の対称性を利用して、異常値を検出することができる。 ・出力領域において炉内検出器の故障が判断された場合、バイパス許容個数以内であれば、検出器を切り離し、バイパスされた検出器の指示値は、対称性を利用して計算することができる。 ・出力領域におけるこれらの操作手順は、保安規定下の社内要領書に記載されている。 <p>以上より、本事象に関しては、新たな規制対応は不要である。</p>

番号	件名	概要	受理日	1次担当	2次担当	1次スクリーニング結果		処理結果	
						1次(予備)スクリーニング	1次(本)スクリーニング		
							定量的(CGDP) INES		定性的
IRS情報	蒸気発生器の溶接継ぎ手で発見された欠陥	<p>S原子力発電所(VVER)において、定期予防保守作業中に、蒸気発生器5および6のホットヘッドにおいて、2箇所のDu1100溶接継ぎ手で許容値(33mm以下)を超える欠陥が発見された。</p> <p>この欠陥は経年劣化が原因であった。これは、継ぎ手形状が複雑であり、今まで採用されていた標準のパルス反射試験(PEUT)方法では、許容値を超えるサイズの欠陥は発見されなかった(PEUTでは欠陥の大きさを小さく検出していた)ことから、これまで見落としていたものと思われる。</p> <p>協力を求められたチェコ原子力研究所が提案したフェーズドアレイ超音波試験(PAUT)を用いることによって発見されたものである。</p> <p>その後、世界原子力事業者協会(WANO)による技術支援や国際セミナーによる解決法の提案に基づいて、修理が実施された。</p>	2014/12/30	事務局	—	④		<p>本件は、溶接の非破壊検査において、フェーズドアレイ超音波試験(PAUT)の手法を新たに取り入れたことにより、これまで問題無いとされていた継ぎ手について、経年劣化による欠陥が発見されたものである。</p> <p>我が国の超音波探傷試験では、これまでの経験・実績をもとに、改良がなされており、下限精度(4.4mm)を上回る傷は測定誤差平均±1mm以内で精度よく計測できることが分かっている。(発電設備技術検査協会「超音波探傷試験による欠陥検出性及びサイジング精度に関する確証試験」)</p> <p>なお、本件で有用であると評価されているフェーズドアレイ超音波試験についても、使用されている実績もある。</p> <p>さらに、測定を行う作業員については、一般社団法人日本非破壊検査協会の発行する資格を有しており、力量が認められた者が実施している。</p> <p>従って、本件のような大きさの傷(33mm)を見落とす可能性は低い。</p> <p>なお、我が国のPWRプラントにおける本件に類似する溶接継ぎ手部(PRV入口管部、加圧器管台、SG入口管台等)においても、2003年～2008年にかけて、応力腐食割れ(PWSCC)を起因とする欠陥が散見されていた。これを受け、原規技発第1408063号の「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」を発信し、事業者に対し原子炉施設に属する機器及び構造物のうち維持規格に規定するクラス1、2、3の機器、クラスMC容器、支持構造物及び炉内構造物について、非破壊試験を行い、亀裂、孔等の損傷が検出された場合は、当該部位に対応した亀裂評価(形状モデル、進展予測、破壊評価等)を行うよう要求しており、日本機械学会の発行する維持規格従い、その進捗を評価している。</p> <p>なお、SCCについては、これまで数多くの対策(材量の変更、残留応力の低減、水質調整等)がなされており、発生頻度は低減している。</p> <p>以上より、我が国の検査手法、傷の評価及び管台廻りの対策は、対応済みであることから、新たな規制対応は不要と考える。</p>	

番号	件名	概要	受理日	1次担当	2次担当	1次スクリーニング結果		処理結果	
						1次(予備)スクリーニング	1次(本)スクリーニング		
							定量的(CGDP)INES		定性的
IRS情報	蒸気発生器のハイアウトリターン	<p>T原子力発電所(PWR)で強制停止FO49の後にプラントを運転状態に戻す際に、蒸気発生器ブローダウン水中の酸の導電率に予想外のステップ的増加が観測された。この過渡現象の原因は、給水中の発生源が不明な硫酸イオンのために蒸気発生器ブローダウン水中の硫酸イオンの濃度が電力研究所(EPRI)の2次系水質ガイドラインの要措置レベルを超えた(> 10 ppb)ためであることが判明した。その後、2基の復水タンクをドレンした後に再補給したところ洗浄効果が認められた。この処置によって、システム内の硫酸塩濃度が2.5 ppbとなり、水質はほぼ正常値に戻った。運転安全レビューを行った結果、蒸気発生器の腐食進行を緩和するために強制停止FO50を実施するのが適切であるとの結論に至った。FO50は、特に蒸気発生器のハイアウトリターンと不純物(主として蒸気発生器クレビス内の硫酸塩)の回収ができるように計画された。停止は通常運転圧力/温度と200℃で一旦保持するという段階的な方法で行われた。これらの保持状態は、運転制御の最適化と硫酸塩がバルク溶液に戻る時間のバランスを考慮して選ばれた。</p> <p>【直接原因】 蒸気発生器給水系統への(通常レベルよりも高い)硫酸塩の混入であった。2次系への硫酸塩の混入は、復水貯蔵タンク'B'内面のライニング材が剥がれたことによるものと考えられ、また水処理設備の問題による水質低下も一因になったと考えられた。復水貯蔵タンクに関する発電所の保守方法では、タンク内面のコーティングの劣化を効果的に予測し検知することができなかつたため、ライナーが壊れて部分的に剥離し、復水貯蔵タンクのライナーから溶け出した硫酸塩は、復水あるいは補助給水系によって蒸気発生器内に運ばれたと考えられる。復水貯蔵タンクの内部検査のために作られた検査方法と作業指示票が効果的なものではなく、そのために内部の検査が十分に行われなかった。その結果、コーティングの劣化が気付かれなかった。当初、水処理設備に関する過去の運転上および保守上の問題が本事象の原因だと考えられ、水処理設備の運転が注目され、調査・分析がそれを中心に行われた。そのために注意がそらされ、本事象の実際の原因の発見が遅れた。</p> <p>【教訓】 貯蔵タンクに関する保守方法が不適切であると、プラントの劣化が気づかれずまま放置され、やがてはプラントの停止を要する運転上の影響がもたらされる可能性があること。不具合点検のプロセスを予め決めておくことが、従前の運転上あるいは保守上の問題に基づいた、欠陥の早期発見および発生防止に役立つことである。</p> <p>【事象発生後に取られた措置および規制措置】 ① 硫酸塩による2次系の汚染に関して、本社のエンジニアリング部門及び産業界の水化学専門家による独立な技術的助言を求めた。 ② 発電所の保守方法が改められ、貯蔵タンクに関する最低限の検査と保守の要件を定める新しい情報シートが出された。 ③ 復水貯蔵タンクの内部検査に関する検査方法と作業指示票を見直し、発電所の保守要領書に記された最低限の要件が満たされるようにした。 ④ 重大あるいは異常な化学事象のトラブルシューティングと調査に関する新しい手順書が作成された。 ⑤ 水処理設備の長期管理方針が見直され、プラント健全性委員会がプラントの信頼性と運転上の品質の低下に対する対処方法の詳細を提示した。</p>	2014/12/18	事務局	-	④			<p>本事象は、保守不備により、復水貯蔵タンク内側のライニング材が剥がれ、2次系へ硫酸塩が混入したというものである。</p> <p>国内では、同様の腐食による硫酸塩の混入という事象は発生していないが、蒸気発生器の伝熱管の腐食による損傷の事象は数多く発生している。対策として、水質モニターを設置を実施していることや、配管肉厚管理システムを導入し、肉厚管理の人的体制の強化、管理業務をチェックするための機械化、点検リストを定期的に見直す等が実施されており、国内プラントにおいては対策が施されていると考えられる。</p> <p>以上から、新たな規制対応は不要と考える。</p>

番号	件名	概要	受理日	1次担当	2次担当	1次スクリーニング結果			処理結果
						1次(予備)スクリーニング	1次(本)スクリーニング		
							定量的(CGDP)INES	定性的	
IRS情報	格納容器サンプのライナーに生じた劣化	<p>U原子力発電所(PWR)において、燃料取替停止中に、格納容器サンプにライナーの劣化が発見され、欠陥の一つがサンプ底部の鋼製ライナー板を“貫通”しているのが判明した。この鋼製ライナーは格納容器圧力バウンダリの一部であり、この劣化は格納容器の健全性を脅かすものであった。なお、欠陥について漏洩率試験を行ったところ、漏洩は安全ケースの制限値内であることが確認され、その後に補修がなされた。</p> <p>【直接原因】 サンプのライナーペイントコーティングが損傷し、軟鋼ライナーに部分的な腐食が発生し、母材の欠損が生じた。一箇所では、欠陥が貫通するほどに母材の欠損が進んでいた。</p> <p>【根本原因】 根本原因は、ASMEセクションXIのサンプライナーに関する検査要件が適切に実施されておらず、当該サイトの原子炉建屋サンプライナーについて目視検査が実施されなかった。</p> <p>【教訓と是正】 ・発電所の手順書に記された検査の仕様(範囲及び頻度)を確実に産業界の標準に適合したものにすること。 ・機器の健全性を脅かすまで腐食が気づかれないままに進展しないように、保護ペイントコーティングの損傷を早期に発見することの重要性。 ・格納容器サンプライナーの目視検査の頻度を増して、3回のプラント停止ごとに100%行うようにした(過去は10年で100%)。</p>	2014/12/18	事務局	-	③			<p>本件は、格納容器サンプライナーのコーティングが劣化したため、母材の腐食が発生し、欠陥の一つが格納容器を貫通するレベルになっていたものである。 当該サンプの点検は、ASME XI(供用期間中検査:ISI)に従って実施する予定だったが、それが適切になされなかったことが原因である。</p> <p>我が国のプラントにおける格納容器サンプの内面は、SUS304ライナー張りとなっており、塗装等のコーティングはされていない。 また、格納容器サンプはコンクリート床に設置しており、格納容器バウンダリを構成する構造とはなっていない。</p> <p>なお、定期点検において、定期的にサンプの水をくみ上げて清掃を行い、目視確認による健全性の確認も行っている。</p> <p>なお、サンプ以外の各種槽のコーティングについて、事業者は使用環境及び点検時の目視点検や塗膜確認等により、余寿命を判断し、保全計画を適切に見直ししている。サイクル運転中にコーティングの寿命を迎える場合は、その前の定期点検において、補修を行う計画を立てている。</p> <p>以上より、本件については当該設備と構造が違うことから、新たな規制対応は不要と考える。</p>

番号	件名	概要	受理日	1次担当	2次担当	1次スクリーニング結果		処理結果	
						1次(予備)スクリーニング	1次(本)スクリーニング		
							定量的(CGDP)INES		定性的
IRS情報	当該国の発電所で発生した3件の海洋中の異物の侵入事象	<p>以下の3プラント(GCR:黒鉛減速炭酸ガス冷却型原子炉)において、海洋中異物侵入事象により、冷却水(CW)取水設備のスクリーン/ストレーナ及びそれに関連するシステムが影響を受けた事象である。</p> <p>1. V原子力発電所 出力運転中、風と海洋条件のために大量の海藻が侵入したため、海洋中異物除去のための設備が機能しなくなり、出力を55%下げた。その後、ドラムスクリーン1Aの駆動装置が損壊し、回転しなくなったため、スクリーンに海藻が詰まってしまい、原子炉を手動停止した。 過去、メッシュパネルの支持構造部が強化されており、パネルが壊れる前に、ドラムスクリーンの主構造部(駆動装置)が損傷に至ったものである。</p> <p>2. W原子力発電所 海洋中異物の侵入事象が予測されており、原子炉海水冷却設備に問題が発生すると判断されたために、原子炉を手動停止した。その後も、大量の海藻の侵入と高潮及び大きなうねりが重なったため、系統保護のため、約5日間停止し続けた。 過去に実施した海洋生物の侵入に関するリスク評価において、環境変化による事象発生頻度と重大性の増加が考慮されておらず、将来的なリスクが反映されていなかった。運転経験を反映するプロセスが不十分であった。</p> <p>3. X原子力発電所 出力運転中に非常用補機冷却海水系のストレーナの差圧が2度にわたり上昇した。差圧が上がった原因は、ストレーナにイカナゴの死骸が詰まったためであった。</p> <p>【教訓】 海洋中の異物の侵入は、海岸に立地するなどの発電所でも発生する可能性がある。さらに、環境変化により、事象の発生頻度及び重大性が増す可能性がある。 ・異物の侵入が起きる可能性がある気象条件等の予測と準備(予備品や港の浚渫(しゅんせつ))。 ・予想される異物による荷重増加に対応できるスクリーン・ストレーナの設計・保守。 ・運転員の判断に資するための重要な冷却水設備のパラメータの表示と傾向分析。 ・具体的な運転要領書、および海洋中の異物の侵入に対する対処について訓練を受けた職員。</p>	2014/12/18	事務局	-	④		<p>本件は、海洋条件の悪化に伴う海洋生物によるスクリーンやストレーナが詰まることが起因となり、設備の損壊や長期にわたるプラント運転停止に至った事象である。</p> <p>事業者は除塵スクリーン水位、ストレーナ差圧等を判断基準として対応を定めており、スクリーンの運転速度、運転頻度の切替え、ネットの設置等の対応を実施している。除塵スクリーンについては、日常の定期的な巡視点検、その結果に基づく清掃等の保守も実施しており、特に保守管理については保安規定で品質保証を要求しており、保安規定の遵守状況は保安検査で確認されている。</p> <p>なお、我が国の原子力プラントでも、異物やクラゲ等によるスクリーンの詰まりや故障により、出力変動に至ったケースは存在している。</p> <p>しかし事業者は、台風等の非常災害時には、対策本部を設置し、台風等の対策の準備を行うこととしており、取水口除塵スクリーンの状況や潮位の監視、災害対応体制の強化等を実施している。 また、くらげ来襲時は、除塵スクリーンの連続運転し、水位差が規定以上になると取水量を落とすなどの対応を行うこととしている。 これらの対応については、運転手順書に定めている。</p> <p>以上より、本件に関して、新たな規制対応は不要と考える。</p>	
IRS情報	事故後監視に使われる表示装置の技術仕様書に基づくサーベイランスの実施不備	<p>Y原子力発電所(PWR)にて、原子炉冷却系のシステムレビューの際に、主制御室(MCR)及び補助停止室(ASR)に設置された事故後監視(PFM)に使用される24個の表示装置に関して、技術仕様書に基づく較正が行われていないことが発見された。これにより、表示装置の指示値が不正確であった可能性がある。</p> <p>【原因】 計装設備チェックシートの仕様について調査を行った結果、当該表示装置はサイクル2と4で較正されたことが判明したが、その後については較正を行った証拠が発見されなかった。 「保守効率プロジェクト」の際に、計装ループのチェックは相互較正による計装サーベイランス試験手順(STI)で十分であると考え、通常の表示装置の較正作業が廃止されたものと考えられる。しかし、相互較正は技術仕様書に定められた完全な「チャンネルごとの較正」ではなく、MCRとASRの表示装置については通常の較正作業も必要であった。 較正作業の責任がどこにあるかが明確でなかったため、通常の較正作業が不適切に廃止されたと考えられる。</p> <p>【是正措置】 ①全ての表示装置について、既存の計装チェックシートに沿った較正を行い、8時間以内に完了した。 ②通常較正作業が行われていなかった24個の表示装置の試験に関する新しい計装サーベイランス試験手順が作成された。 ③新しいサーベイランス作業が設けられ、新しい計装サーベイランス試験手順との関係が明確にされた。</p>	2014/12/18	事務局	-	④		<p>本事象のサーベイランス試験とは、国内においては、安全保護系検出器要素性能(校正)検査にあたると考えられる。</p> <p>国内においては、計器単体の校正作業は、品質マネジメントシステムにおいて、点検周期を規定して、計器単体試験として実施している。一方、安全保護系検出器要素性能(校正)検査については、内容が検査要領書に規定されている。両者は要求しているドキュメントが明確に分かれているため、誤認されることはないと考えられる。</p> <p>以上より、新たな規制対応は不要と考える。</p>	

番号	件名	概要	受理日	1次担当	2次担当	1次スクリーニング結果		処理結果	
						1次(予備)スクリーニング	1次(本)スクリーニング		
							定量的(CGDP) INES		定性的
IRS情報	非常用ディーゼル発電機連結ロッド軸受の損傷	<p>Z原子力発電所(PWR)のEDGについて全面的な分解点検が行われ、その際に8個の連結ロッドの軸受(メタル)が新品と交換された。これらの軸受のうち7個は新しい型番のものであり、1個は新型のものであった。</p> <p>当該EDGに取り付けられたものと同型の軸受に関して、海外プラントで問題が生じたという情報を入手し、許可取得者は直ちに8個の新しい軸受の全てを、旧型の元の軸受(この時点で既に製造中止。)に交換する決定を行った(交換前に目視点検を実施)。その時点で当該EDGの運転時間は約70時間であった。</p> <p>当該発電所の「取り外した軸受」、「旧型の軸受」及び「海外プラントから提供された同型の軸受(使用済)」について、調査を行った。</p> <p>当該EDGから取り外した軸受について目視検査を行ったところ、2個の軸受の同じ場所に長さ10 mmの引っ掻き傷/凹みが認められた。さらにもう1個の軸受にはわずかな欠陥が発見された。</p> <p>詳細調査した結果、軸受の間には表面層の組成、硬度、および厚さにくぶんかのばらつきが見られたが、表面層密着性試験(曲げ試験)には全ての軸受が十分に耐えた。新型の軸受の全てに組成の差が認められ、また、接触痕、キャビテーション損傷、あるいは潤滑油中の粒子が認められた。しかし、これらは、典型的な傷であり、70時間の運転の後でも、当該EDGの機能には異常な挙動は見られなかった。なお、海外プラントから送られた軸受は、潤滑の問題(軸受あるいは軸の形状偏差の可能性が考えられる)により、軸受と軸とが接触したために、軸受の表面が損傷していた。</p> <p>旧型の軸受は、再度取り付けられた後、問題無く使用されてきた。その後、エンジンの製造者による新しい型の軸受が採用され、これまで使用されている。なお、新しい軸受の使用以降、潤滑油分析でも良好な結果が得られている。</p> <p>【得られた教訓】 新しい型式の軸受に変更する際に、十分な適切性の確認と試験を行うことが肝心である。今回の場合、是正措置に着手するに際し、他プラントの運転経験の反映が非常に有用であった。</p> <p>なお、当事国の規制当局は、EDGの信頼性を向上させることを目的とし、予備部品の使用可能性と適切性を確保するために、許可取得者に対する管理・監督を強化した。さらに、許可取得者は、高品質の調達と予備部品の納入段階に関わるQA/QC活動を強化するように要請された。(Ex: サプライチェーンの明確化、下請供給者までのQMSマニュアルの統一性等)</p>	2015/1/9	事務局	-	④		<p>本件は、EDGについて他国のプラントの運転経験を反映し、問題のある軸受を取替えたものであり、良好事例と言える。</p> <p>我が国のプラントにおいて、本件で報告されている軸受は、使用されていない。従って、本件に関する懸念は存在しない。</p> <p>なお、我が国では、規制庁、事業者共に、国内外の運転経験について、海外情報を入手し、その反映の必要性について、評価・検討を行っている。</p> <p>また、実用炉則第七十三条において、品質保証計画における保安活動の実施に関する事項が掲げられており、その第二項において、「外部からの物品・役務を調達する場合は、実施計画に適切な調達の実施に必要な事項及びこれが確実に守られるよう管理する方法を定めること。」と包括的な要求がなされている。さらに、JEAC4111-2009では、調達管理について、事業者は、供給者の製品、手順、プロセス、承認行為、品質マネジメントシステム(QMS)等についての調達要求事項の妥当性を確認し、その検証を行うことが求められている。</p> <p>従って、我が国では事業者が主体となって供給者の管理を行っており、新たな部品をプラントに取り入れる場合は、原子力仕様としての適切性(事業者からの要求事項を反映したQMSを確立し、品質保証活動を行うこと)も供給者に要求し、評価することとなっている。</p> <p>さらに、当該軸受については、保全計画のもと、定期的な分解点検により健全性を確認しており、連結ロッドについては、施設定期検査にて目視点検も行っている。</p> <p>なお、我が国におけるEDGについて、軸受が起因となって発生した法令報告は、人的過誤による異物混入1件以外には発生していない。</p> <p>以上より、本件について新たな規制対応は不要と考える。</p>	

番号	件名	概要	受理日	1次担当	2次担当	1次スクリーニング結果		処理結果	
						1次(予備)スクリーニング	1次(本)スクリーニング		
							定量的(CGDP)INES		定性的
IRS情報	非常用ディーゼル発電機回転子巻線の製造欠陥	<p>a原子力発電所(BWR)において、非常用ディーゼル発電機の主要な分解点検時の外観検査により、回転子巻線ろう付け継手の製造欠陥が明らかになった。この発見事項は、このプラントに関しその種類のものの中で最初であった。この種の欠陥は、発電機と回転子が完全に分解され、巻線がほどかれた場合にのみ、外観検査または表面検査で検知することができる。通常定期検査は、巻線の電気特性の測定により行なわれるが、これらの方法では、長い巻線の局所的な断面が薄くなっていることを見つけることはできない。</p> <p>根本原因は、過去における製造時のろう付けの不十分な製造、品質認定および検査の品質であった。故障分析により、オリジナルの不完全な継ぎ手が、ディーゼル発電機の運転不能のリスクなしに、その機能を適切に行なうことができたので、重要な安全問題がなかったことが証明された。</p> <p>発電機コイルにおける恒久的な継ぎ目は安全上非常に重要であり、問題の発電機には冗長性がないので、これらの製造品質管理は安全クラスに従うべきである。欠陥は、経年劣化メカニズムの結果ではない(即ち、これらの欠陥は使用時に成長しない)ことが証明された。これらが発電機保守を専門とする製造業者あるいはその他の保守会社により主要な分解点検のためにプラントから解体されない限り、許可取得者は、プラントでのその他の発電機における同様の製造欠陥の可能性についての情報を集めることができない。</p>	2015/1/14	事務局	—	④		<p>本件は、発電機回転子巻線に製造初期のろう付け欠陥が分解点検時に見つかったもので、回路不導通等の機能に影響があったわけではない。</p> <p>国内プラントの回転子巻線は、平角銅帯を絶縁物(エポキシ樹脂等)で絶縁し、各磁極鉄心にはめ込まれて構成されているが、それらの巻線の接続部は、ろう付けされている。この回転子巻線は、定期点検で表面の目視点検等を行い異物や変色等の確認を行っている。また、全体的な機能確認として絶縁抵抗や回路抵抗を測定し、絶縁劣化や回路導通状況の確認を実施している。</p> <p>また、事業者は、保安規定に定められた品質保証活動として調達管理を行っており、プラントメーカーの品質管理活動を監督している。特に安全上重要な機器については、必要に応じて工場立会検査等実施しており、適切な品質管理を行っている。</p> <p>以上により、本件について新たな規制対応は不要と考える。</p>	

番号	件名	概要	受理日	1次担当	2次担当	1次スクリーニング結果		処理結果
						1次(予備)スクリーニング	1次(本)スクリーニング	
							定量的(CGDP) INES	
IRS情報	作業員1名の過剰被ばく	<p>b原子力発電所(PWR)は、10年毎の検査の一環として、燃料取出し前に燃料移送ボルトの排水及び洗浄が行われた。</p> <p>洗浄作業中、作業員1名がボルトの底部に硬貨大の物体が落ちていることに気づき、それを数秒間手にした。個人線量計が異常値を観測したことから、作業員はボルトの底部からこの物体を取り除き、工具昇降用のバケツに置いた。作業員は作業をすぐに止めて作業区域から退出した。</p> <p>この作業員が数秒間手にしたのは、過去の原子炉の停止期間中に破損した制御棒クラスタ案内管組立品のピンの一部であることが判明した。当時、そのピンのいくつかの部品は回収されなかった。</p> <p>この作業員の線量計の指示値によると、この作業員は年間の規制線量限度(20 mSv)の12分の1の「全身」線量を被ばくした。また、「目の水晶体」が受けた線量は、年間の規制線量限度(150 mSv)の10分の1未満であり、「四肢(手足)」に対する年間の規制線量限度(500 mSv)を超過した。</p> <p>この事象分析によって、燃料移送ボルトの洗浄前に作業前ブリーフィングを実施する必要性が示された(本プラントでは、全体作業のブリーフィングは行っていたが、当該洗浄作業の前には、実施していなかった)。作業前ブリーフィングを実施することで、作業条件あるいは高放射線区域において実施すべき放射線防護策を見直す機会を得られる。さらに、作業前ブリーフィングにおいて、今回のような予測不能な状態に直面した場合に講じるべき措置を作業員に伝え、その作業に適した対応の検討ができる。</p> <p>【再発防止】</p> <ul style="list-style-type: none"> 協力企業が収集した放射線測定値を事業者が発信するホールドポイントを設定する。こうした測定結果は他の最新の測定結果と比較する。 準備段階からの「四肢(手足)」に対する放射線リスクの管理を盛り込むために、「四肢(手足)」及び「目の水晶体」の被ばくをモニタリングする仕様を手順書に追加する。 被ばくを伴う異常事象の発生中に講じるべき措置について、仕様を追加する。 作業区域や代表的な作業条件に適用するマッピング手順を実施する。 発報中の線量計を止めて早急に分析するために、高線量率の警報の対応形式を変更する。 	2015/2/13	事務局	-	④		<p>本件は、燃料移送ボルトの洗浄作業時に、線量の高い過去のルースパーツを拾ったことにより作業員が被ばくしたものである。</p> <p>【放射線管理】</p> <p>我が国では、線量告示により放射線作業従事者の年間被ばく限度が定められており、また、保安規定の中で個人線量計の着用が義務付けられている。</p> <p>これに従い、各現場作業では想定される被ばく量を計画し、作業期間中の被ばく推移等を監視しながら、被ばく低減に努めている。</p> <p>ここで、各現場では、計画された放射線防護計画書に従い、適切な個人線量計を携帯することになっており、仮にその個人線量計の警報が鳴った場合は、速やかに現場を離れ、作業を中断することとなっている。管理区域を出るときは、体、四肢、頭について測定する体表面ゲートモニタを通過することになっており、そこで異常が見られた場合は、放射線管理者により、サーベイメータにより詳細に汚染箇所の特定がされ、その後処置がなされる。</p> <p>また、これら個人の作業被ばくは、定期的の実効線量及び当課線量について、法令に定める線量限度を超えないように確認している。</p> <p>なお、作業全体における最新の被ばく量や環境放射線量については、随時、作業員に情報提供されており、作業の切替わりにおいて、環境放射線量に変更となるホールドポイントが決められている。</p> <p>個人の放射線防護に関する知識については、協力企業の一般作業員も含め、従事者全員が放射線管理に関する教育(保安教育)を受けることが要求されている。</p> <p>【作業前のミーティング】</p> <p>我が国の原子力発電所の作業においては、事務所におけるミーティングの他に、現場における作業前に、ツールボックス・ミーティング(TBM)及び危険予知(KY)を実施しており、作業内容、注意点、現場に潜む危険等を再確認し、放射線も含めた安全意識の徹底を図っている。</p> <p>以上より、本件については、作業前のミーティングによる危険予知や線量限度を超えないようにするための放射線管理等がなされていることから、本件について新たな規制対応は不要と考える。</p>

番号	件名	概要	受理日	1次担当	2次担当	1次スクリーニング結果		処理結果	
						1次(予備)スクリーニング	1次(本)スクリーニング		
							定量的(CGDP)INES		定性的
IRS情報	遮蔽扉が開いた状態での照射燃料要素が入ったスタンドプラグアセンブリの上部保守室内の通過	<p>○原子力発電所(黒鉛減速ガス冷却炉(GCR))において、燃料取扱機(FM)“B”を使って、照射されたNo.8燃料要素が入ったスタンドパイププラグアセンブリ(SPA)104が下部保守室(LMR)の遮蔽セルから、上部保守室(UMR)を通過して燃料取扱機の位置まで持ち上げられた。後になって、この間UMRの遮蔽扉が開いていたことが判明した。UMRの扉が開いた状態でチャージマシンが保守施設に入り、照射された物をUMR内で移動することを防止するためにキーインターロックが設けられているが、今回のケースでは、合鍵が不適切に貸し出されたために、このキーインターロックを無効にすることができた。</p> <p>今回の場合、照射済燃料要素がUMRを通過して持ち上げられた際には、UMRには誰もおらず、照射燃料要素がUMRを通過した時間は保守的に見て1分と推定された。</p> <p>事象の根本原因は、合鍵の貸出手順を適用する際の厳格さが欠けていたため、合鍵が不適切に貸し出されたことであった。</p> <p>教訓としては、以下がものがある。</p> <p>① 厳格な合鍵貸出手順の必要性</p> <p>② 作業前説明の重要性:作業前説明が不足していたために、何が行われているかについて関与したスタッフの理解レベルがまちまちであった。</p>	2015/4/20	事務局	—	④		<p>本事象の直接原因は、UMRの扉を開けたままにしたことにより、SPAが引き抜かれた際に放射線被ばくする可能性があったことであるが、問題は、合鍵の貸出手続きに関する指示書の不備により、貸出手順に厳格さを欠いていたこと、作業前の説明が不十分だったため、関与したスタッフの理解レベルがまちまちであり、仕事に関する理解不足によって、UMRに立ち入る必要性について誤った仮定をしたことなどであった。</p> <p>国内では、①ガス冷却炉とは異なり、運転中に燃料の移送を行うことはないため、作業員が恒常的に単独で高線量区域に立ち入ることはない、②運転中、特別に高線量区域での作業が発生した場合でも、鍵の管理は当直長が行い、作業者同士で鍵のやり取りをすることはない。</p> <p>また、事業者は保安規定に定める品質保証活動に則り、放射線管理に関するマニュアルを定め、必要な教育を実施している。</p> <p>以上より、規制として特段の対応は不要と考える。</p>	