02 原子力発電
02-07 原子力発電所の事故・故障
02-07-04 海外の原子力発電所の事故・故障・トラブル
02-07-04-23 海外PWR原子力発電所におけるINESレベル２以上の主な事象（1999年～2006年）

＜概要＞

原子力発電が始まってからこれまでに様々な事故・故障が発生している。これらの発生原因と対策の知見を活かしていくことが重要である。原子力施設において発生した事象の安全上の重要性を、迅速かつ理解しやすい形式で公衆に知らせるシステムであるINESを活用し、1999年～2006年の海外のPWR原子力発電所において発生したINESレベル2以上の24事象の概要を発生原因と再発防止の視点から整理した。

＜更新年月＞

2007年06月　　（本データは原則として更新対象外とします。）

＜本文＞

原子力発電が始まってからこれまでに様々な事故・故障が発生している。これらの発生原因と対策の知見を活かし、想定外であった事故・故障の芽を見つけだし、意識に上っていない事故を如何に防ぐかという視点が重要である。ここでは、INESを活用し、1999年～2006年の海外のPWR原子力発電所で発生しINESレベル2以上の24事象の概要を発生原因と再発防止の視点から整理した。

１．事故・故障の国際的な取り組み

国際原子力事象評価尺度（INES：International Nuclear Event Scale）は、OECD/NEAとIAEAが共同で運営している事象報告システムであり（加盟国：60か国以上）、原子力関係者と一般公衆およびメディアとの間での共通理解を促進することを目的としている。INESは、原子力施設（放射線利用施設を含む）において発生した事象の安全上の重要性を、迅速かつ理解しやすい形式で公衆に知らせるための手段として設立されたものである。事例に関する情報量は少ないものの、事象の概要が速報として公表されるため、海外情報の一つとして活用できる。安全上の重要度（評価尺度）（表１参照）がレベル2以上の場合、又は当事国外で公衆の関心を集め新聞報道等が必要となった場合に、事象の概要と評価結果が公式情報としてIAEAを介して加盟各国に配付される。

一方、規制機関のための事故・故障情報交換システムとして、事象報告システム（IRS：Incident Reporting System）がある。加盟国間で運転経験情報を共有することによって得た安全上重要な知見や教訓を原子力発電プラントの安全性向上にフィードバックすることを目的としており、IRSに報告される事故・故障に関する情報には事象に関する詳細な情報や設備・手順等の情報も含めることが必要との観点から、非公開情報（規制機関および関連機関並びに事業者だけの限定公開情報）となっている。報告対象は、安全性の観点から重要性を有する（深層防護の劣化）事象、再発防止に有用な教訓を含む事象、類似事象が以前に発生しており新たな教訓を含む事象であり、さらに、情報を活用しやすいよう、放射性物質の放出や放射線被ばくを伴う事象、安全関連機能低下を伴う事象等7つのカテゴリーに分けられている。報告内容は、対象設備、事象の特徴等のコード化情報と、事象の内容を記載した情報（英文）に分かれている。事例の分析から得られる教訓や知見が効果的に加盟国にフィードバックされるよう、定期的に会合を開き、加盟国における最近の事例に関する報告や安全上重要な事例に関する分析評価といった活動を行っている。

原子力安全委員会原子力事故・故障分析評価専門部会で討議された事故・故障に関する国内関係機関の果たすべき主な役割を表２に示す。（注：原子力安全委員会は原子力安全・保安院とともに2012年9月18日に廃止され、原子力安全規制に係る行政を一元的に担う新たな組織として原子力規制委員会が2012年9月19日に発足した。）

２．海外のPWR原子力発電所のINESレベル2以上の主な事象（1999年～2006年）

原子力安全委員会が原子力白書等で示している「INESのレベルに応じた事故・事象件数（1990年4月～2000年12月）」を表３、「諸外国における原子力発電所のレベル2以上の事象例」（2001～2006）を表４に示す。原子力発電所に関するものは、1990年以降は約100件となる。

このうち1999年～2006年までのPWRに関する主なものは、表５-１、表５-２、表５-３、表５-４および表５-５に示す24件である。うち2件はレベル3（2002年3月のDavis Besse-1における原子炉容器上蓋の劣化および2003年2月のPaks-2における燃料取替停止中における燃料洗浄時の熱移送媒体中放射能濃度の増加）であり、残りの22件はいずれもレベル2である。

大まかな原因は、うち18件が設計ミス・運転違反などの誤操作、6件が材料劣化や電気計装故障、1件が浸水による自然現象でそのまま放置すると安全上重大な事故に拡大する懸念のあるもので、いずれも是正措置がとられている。

＜関連タイトル＞

海外の原子力発電所における主な事故（タービン火災・爆発事故を除く） (02-07-04-17)
海外原子力発電所におけるタービン火災事故 (02-07-04-18)
米国加圧水型原子力発電所における原子炉圧力容器上蓋の腐食劣化 (02-07-04-19)
原子力施設の故障・トラブル・事故の国際評価尺度 (11-01-04-01)

＜参考文献＞

（1）INES和訳情報データベース（日本原子力研究開発機構）：
（2）INESホームページ：
（3）JNESデータベース：国外トラブル、各国の主なトラブルの解説（JNES）
（4）原子力安全委員会ホームページ：原子力安全白書　平成12年版、コラム：国際原子力事象評価尺度のレベルに応じた事故・事象件数
（5）原子力安全委員会原子力事故・故障分析評価専門部会事故・故障情報活用ワーキンググループ：原子力施設の事故・故障情報の活用のあり方について（平成18年12月15日）
（6）原子力安全委員会事務局：平成13年以降の実用発電用原子炉の法令報告事象について（平成18年12月15日）

表1　国際原子力事象評価尺度（INES）

レベル		基準1:所外への影響	基準2:所内への影響	基準3:深層防護の劣化
事故	7 深刻な事故	放射性物質の重大な外部放出/ヨウ素131等価で数万テラベクレル以上の放射性物質の外部放出		
	6 大事故	放射性物質のかなりの外部放出/ヨウ素131等価で数千から数万テラベクレル相当の放射性物質の外部放出		
	5 事業所外へのリスクを伴う事故	放射性物質の限定的な外部放出/ヨウ素131等価で数百から数千テラベクレル相当の放射性物質の外部放出	原子炉の炉心や放射性物質障壁の重大な損傷	
	4 事業所外へのリスクを伴わない事故	放射性物質の少量の外部放出/法定限度を超える程度（数ミリシーベルト）の公衆の被ばく	原子炉の炉心や放射性物質障壁のかなりの損傷/従業員の致死量被ばく	
異常な事象	3 重大な異常事象	放射性物質の極めて少量の外部放出/法定限度の10分の1を超える程度（10分の数ミリシーベルト）の公衆の被ばく	重大な放射性物質による汚染/急性の放射性障害を生じる従業員被ばく	深層防護の喪失
	2 異常事象		かなりの放射性物質による汚染/法定の年間線量限度を超える従業員被ばく	深層防護のかなりの劣化
	1 逸脱			運転制限範囲からの逸脱
尺度以下	0 尺度以下	安全上重要ではない事象		
評価対象外		安全性に関係しない事象		

[出所]INESホームページ：国際原子力事象評価尺度（INES）、
http://www.ines-n.org/kokusaihyoukasyakudo.htm

表２　国内関係機関の果たすべき主な役割

機関名	主な役割
事業者	・事故・故障への対応について責任を有する。 ・自社の事故・故障情報について、迅速な報告等を実施。 ・保安院より指示を受けた水平展開について報告を実施。
日本原子力技術協会	・科学的・合理的データに基づく原子力技術基盤の整備を進め、幅広い関係機関の活用を図るとともに、事業者の自主保安活動の向上を支援 ・事業者からの独立性を有し、客観性をもった第三者的立場から分析・評価し、勧告等の文書を発行。 ・NUCIAを通じて事故・故障情報を公開。
保安院／JNES	・法令報告事象について、事業者の報告内容（原因、再発防止対策、水平展開）の妥当性を確認。 ・軽微な事故・故障事象については、保安検査等により事業者の保安活動の妥当性を確認。必要に応じて水平展開を指示。 ・国内外の原子力施設に関する安全情報を収集・分析し、原子力施設の安全確保のため活用。
原子力安全委員会	・規制行政庁からの報告に基づく、個別の法令報告事象の原因と対策を確認。 ・我が国全体の事故・故障情報の共有・活用を促進。 ・事故・故障分析を通じた教訓の抽出や安全規制の向上に向けた安全研究を促進。

[出所]原子力安全委員会、原子力事故・故障分析評価専門部会、事故・故障情報活用ワーキンググループ：原子力施設の事故・故障情報の活用のあり方について（平成18年12月15日）、http://www.nsc.go.jp/senmon/shidai/jikobun/jikobun005/siryo2.pdf、8/35

表3 INESのレベルに応じた事故・事象件数(1990年4月～2000年12月)

レベル7 (0件)	(チェルノブイリ原子力発電所事故(旧ソ連)＝運用前)
レベル6 (0件)	
レベル5 (0件)	(スリーマイルアイランド原子力発電所事故(米国)＝運用前)
レベル4 (2件)	燃料製造加工施設(1件)：・(株)ジェー・シー・オーウラン加工工場臨界事故(日本) その他(1件)：・エジプトのミートハルファ村における紛失線源による放射線事故
レベル3 (15件)	原子力発電所全体(6件)：・RBMK(旧ソ連型黒鉛減速軽水冷却沸騰水型炉)(3件)、 ・PHWR(加圧重水炉)(1件)、・PWR(加圧水型炉)(2件) 再処理施設(2件)：再処理施設の報告2件の中には1997年に旧動燃東海再処理工場で発生したアスファルト固化処理施設での火災・爆発が含まれる。 その他(加速器、実験施設等)(7件)：・線源の紛失及び紛失線源による被ばく(5件) (INESは民事利用施設を対象としたものであるため、当事国から報告はされていないが、トムスク再処理施設(軍事施設)における溶接タンクの爆発事故はレベル3に相当)
レベル2 (114件)	原子力発電所全体(73件)：・BWR(沸騰水型炉)(4件)、・FBR(高速増殖炉)(1件)、 ・GCR(ガス冷却炉)(2件)、・RBMK(旧ソ連型黒鉛減速軽水冷却沸騰水型炉)(8件) ・PHWR(加圧重水炉)(7件)、・PWR(加圧水型炉)(51件) PWRの報告51件の中には、1991年に美浜2号機で発生した蒸気発生器伝熱管の破損事故が含まれている。 再処理施設(14件)／燃料製造加工施設(3件)：再処理施設の報告14件の中には、1994年に旧動燃東海再処理工場で発生した作業員の被ばく事象をはじめ、当事国における法定限度(規制限度)を超える被ばく事象が少なくとも6件含まれている。 研究炉／試験炉(8件)： その他(加速器、実験施設等)(16件)：・線源の紛失あるいは発見(7件)

(日本原子力研究所INES和訳情報データベースの検索結果に基づく)

[出所]原子力安全委員会ホームページ:原子力安全白書 平成12年版、<コラム:国際原子力事象評価尺度のレベルに応じた事故・事象件数>、http://www.nsc.go.jp/hakusyo/hakusyo12/1.htm#1

表４　諸外国における原子力発電所のレベル２以上の事象例（２００１～２００６）

発生日	国名	プラント名	事象名（ﾚﾍﾞﾙ）	
2001/3/21	フランス	Belleville他，（1363MWe）	Belleville原子力発電所等における非常用炉心冷却系及び格納容器スプレー系の再循環ライン上の弁固着の可能性	2
2001/4/2	フランス	Dampierre-4，PWR（937MWe）	燃料取替操作時における原子炉容器内での燃料集合体の誤配置	2
2001/8/10	ドイツ	Philippsburg-2，PWR（1349MWe）	ほう酸水貯蔵タンク4基全てにおける水位異常低状態でのプラント起動	2
2001/8/27	ドイツ	Philippsburg-2，PWR（1349MWe）	非常用炉心冷却系4系列のうちの3系列が繋がるほう酸水貯蔵ﾀﾝｸのほう酸濃度の規定値以下	2
2001/11/29	アメリカ	Point Beach-1，2，PWR（485MWe）	補助給水系の潜在的な共通原因故障	2
2002/1/21	フランス	Flamanville-2，PWR（1382MWe）	Flamanville原子力発電所での指令・制御系の部分的喪失	2
2002/3/8	アメリカ	Davis Besse-1，PWR（910MWe）	原子炉容器上蓋の劣化	3
2002/7/12	メキシコ	Laguna Verde-1，BWR（675MWe）	Laguna Verde-1号機における工学的安全施設の動作不能状態	2
2002/11/22	ベルギー	Tihange-2，PWR（941MWe）	Tihange-2号機における高温停止中の安全注入系の起動	2
2003/4/10	ハンガリー	Paks-2，PWR（460MWe）	燃料取替停止中における燃料洗浄時の熱移送媒体中放射能濃度の増加	3
2003/12/31	フランス	Generic，PWR	フランスPWRでの再循環系における異常	2
2004/3/9	フランス	Generic，PWR	フランスPWRにおける電源器の一般的な異常	2
2004/8/25	スペイン	Vandellos-2，PWR（1004MWe）	必須サービス水系（ESW）検査ハッチ用配管の周方向破断	2
2005/3/15	アメリカ	Kewaunee，PWR（511MWe）	浸水事象に対するプラント設計で配管破損による影響を緩和できない可能性	2
2005/7/4	ベルギー	Tihange-2，PWR（941MWe）	不適切な保護リレーと関連する設定点	2
2005/12/5	南アフリカ	Koeberg-1，PWR（965MWe）	不十分なモータ冷却水流量による2台の低圧安全注入系モータの動作不能	2
2005/12/9	フランス	Generic，PWR	900MW原子炉の安全ポンプにおける異常	2
2006/3/1	ブルガリア	Kozloduy-5，PWR（1000MWe）	Kozloduy-5号機における61本の制御棒のうちの22本の動作不能	2
2006/7/25	スウェーデン	Forsmark-1，BWR（1004MWe）	所外グリッドからの原子炉解列時における2台の非常用ディーゼル発電機の起動失敗	2
2006/10/5	ベルギー	Doel-1，PWR（412MWe）	格納容器冷却ファンの利用不能	2

（注１）日本原子力研究開発機構 INES 和訳情報データベースを基に作成。
（注２）レベル２以上が原則通報対象。

[出所]原子力安全委員会事務局：平成13年以降の実用発電用原子炉の法令報告事象について（平成18年12月15日）、http://www.nsc.go.jp/senmon/shidai/jikobun/jikobun005/siryo3.pdf、5/18

表5－1　海外PWRにおけるINESレベル2以上の主な事故（1999～2000）

事象名	事象の概要	原因	対策
混乱を伴った原子炉トリップ （Indian Point-2） （1999年8月）	原子炉トリップの数分後、交流母線が低電圧状態を検知し、全ての非常用ディーゼル発電機(EDG)が自動起動して非常用母線に給電。1基のEDGトリップで交流母線が解磁。	原子炉は、誤信号により定格出力からトリップ。補助給水ポンプ1台が電源喪失により停止。交流電源の喪失により、安全関連のバッテリ充電器も機能喪失し、制御室アナンシエータ等に電力を供給している直流バッテリで放電が起こった。制御室アナンシエータが機能喪失（バッテリ放電による予想外の混乱）。	本事象は、重要な前兆事象であり、リスク上の重要性評価実施。
原子炉冷却系インベントリの喪失 （Waterford-3） （1999年11月）	停止時冷却系作動準備中、低圧注入ポンプの吸込側電動弁を開けたところ、加圧器水位表示が35%から表示下限範囲外。	原子炉冷却系(RCS)の圧力が2,413kPaから689kPaまで低下。約20,828リットル(5,500ガロン)の冷却材がRCSから燃料取替用水プールへ流出（「起こり得る」起因事象が発生したが、安全機能が運転制限条件内）。	吸込弁を閉、さらに原子炉冷却材ポンプ停止。高圧注入ポンプを手動起動、加圧器水位回復。
Blayais-1,2（浸水による安全系統の部分喪失） （1999年12月）	浸水により、1,2号機が停止され待機状態に移行。	局所的な悪天候（高潮を伴う暴風雨）によりGironde川に高波が押し寄せBlayaisサイトの一部、特に、1,2号機の設備が浸水。送配電系統が回復し(1)電源系、(2)ESW系が使用可能、(3)安全注入系と格納容器スプレー系うちの一系統が修理、作動可能となるまで停止とされ、SGで除熱・冷却。	原子炉冷却は蒸気発生器により行われ、余熱除去系(RHR)による冷却が可能な状態。
運転規則の誤りによる安全注入系の利用不能 （Dampierre-1） （2000年6月）	原子炉停止状態に移行中、安全注入系が利用不能な状態となった。	誤った運転規則を用いたことによる。運転規則は、保安規定の要求を満足しないものである。セイフティカルチャーの欠除（安全文化の欠除、品質保証プロセスの欠除）。	誤った運転規則はTricastin発電所によって作成。DampierreとBugey両発電所でも利用。
原子炉再起動時における連続した事象の発生 （Tricastin-3） （2000年11月）	再起動中、配管系アラインメント・弁開閉位置・ポンプ運転に関するエラー及びECCSの利用不能の事象発生。	これらの事象は、主としてヒューマンファクターや組織因子による。	人員及び組織体制上の問題。

[出所]INES和訳情報データベース（日本原子力研究開発機構）：http://nsdel.tokai-sc.jaea.go.jp/ines/index2.html

表5－2 海外PWRにおけるINESレベル2以上の主な事故(2001)

事象名	事象の概要	原因	対策
Belleville, Penly Cattenom, Nogent Golfech原子力発電所におけるECCS及び格納容器スプレー系(CSS)の再循環ライン上の弁固着の可能性(2001年3月)	安全系再循環ライン上の弁が固着する可能性。	再循環ラインは、一次系からの著しい漏洩が生じた場合に注水源が枯渇した後格納容器建家のサンプに溜まった冷却材を回収しECCSとCSSに戻すことで炉心冷却を担保するために必要となる。これら5つのサイトにある12基のPWR弁の設計では、通常時に熱膨張を妨げ弁のロッキングを防止するための低温水の収容スペースが不十分である。	問題の解決に向けて、設備変更。
燃料取替操作時における原子炉容器内での燃料集合体の誤配置(Dampierre-4)(2001年4月)	燃料取替時に、原子炉容器内の113本の燃料要素を誤った位置に配置。	原子炉容器上蓋における制御棒駆動機構ノズルの1本を修理中、当該ノズル周辺の母材に劣化が認められた。原子炉容器は、母材が肉厚6.63インチの低合金鋼製であり、その内表面にはステンレス鋼溶接内張が施されている。当該ノ	既存の計装設備が出力上昇を検出できず、核反応が起こる前に警告できない。
Ringhals-2号機の所内配電設備における負荷過大保護装置のアルゴリズム(2001年6月)	変圧器予防保全作業32分後に、60%負荷状態で、多重に設けられているもう一方の変圧器がトリップ。	負荷過大保護装置のアルゴリズムが正しくなかった。	保護装置58個のうちの44個に導入されたもの。
ホウ酸水貯蔵タンク4基全てにおける水位異常低状態でのプラント起動(Philippsburg-2)(2001年8月)	燃料取替停止後に全てのホウ酸水貯蔵タンクの水位が異常に低い状態でプラントが起動。	当該タンクの規定水位は12.6m以上であるが、実際の水位は、それぞれ、12.5m、10.8m、10.6m及び9.3mであった。保安規定では、一次系圧力が10バールを超えた場合、ホウ酸水貯蔵タンクを規定水位まで上げなければならない。	当該タンクの補給は原子炉が高温待機状態(原子炉未臨界)で実施。
非常用炉心冷却系4系列のうちの3系列が繋がるホウ酸水貯蔵タンクのホウ酸濃度の規定値以下(Philippsburg-2)(2001年8月)	ホウ酸濃度の試験で、4系列あるECCSのうち3系列において、プラント運転開始時点でホウ酸濃度が保安規定を満足しないことが判明。	燃料取替停止後、非常用炉心冷却系(ECCS)のホウ酸水貯蔵タンクにおけるホウ酸濃度の試験を行わずに、プラントの運転開始。原子炉を停止せずに、タンク内のホウ酸濃度を規定値まで上げるための対策を施した。	保安規定からの逸脱と手順の欠陥であり、プラントの安全管理上の欠陥も含まれる。
補助給水系の潜在的な共通原因故障(Point Beach-1,2)(2001年11月)	計装用空気の喪失による補助給水系(AFW)のミニマムフロー再循環弁が誤閉する可能性。	弁に関連する空気あるいは窒素蓄圧器のバックアップがなかった。ミニマムフロー再循環弁が閉じた場合、もしAFWポンプの吐出弁や流量制御弁が絞られたり、閉止したりすると、AFWポンプの流量が不足し、その結果、短時間のうちにポンプが損傷し、二次系による除熱機能喪失の可能性がある。	迅速な運転員訓練、緊急時手順書の変更、AFWポンプのミニマムフロー再循環弁へのバックアップ空気供給設備追加。

[出所]INES和訳情報データベース(日本原子力研究開発機構):http://nsdel.tokai-sc.jaea.go.jp/ines/index2.html

表5－3　海外PWRにおけるINESレベル2以上の主な事故（2002～2003）

事象名	事象の概要	原因	対策
Flamanville原子力発電所での指令・制御系の部分的喪失 （2002年1月）	計測制御系が故障し、電源1系統喪失と原子炉停止、一次冷却系ポンプシール水注入系の機能喪失、補助給水ポンプの損傷。	電気インバータの保守作業中のエラー。故障や不適切な操作は、こうした事象に対して策定された運転手順が適切に適用されていなかったためである。（一次冷却材流量の一次的減少）	設備故障や不適切な操作に起因した幾つかの異常（多重故障）。
原子炉容器上蓋の劣化 （Davis Besse-1） （2002年3月）	燃料取替停止中、原子炉容器上蓋において、検査していた貫通ノズルの近傍から母材の著しい劣化発見。	原子炉容器上蓋における制御棒駆動機構ノズルの1本を修理中、当該ノズル周辺の母材に劣化が認められた。原子炉容器は、母材が肉厚6.63インチの低合金鋼製であり、その内表面にはステンレス鋼溶接内張が施されている。当該ノズルを取り外し周辺を清掃したところ、ノズル孔周辺の炭素鋼に、約4～5×5～7インチ大きさの著しい損耗が見つかった。当該部分の原子炉容器上蓋は、0.24～0.38インチ厚さの範囲で、内張の肉厚まで減肉。	原子炉容器上蓋の劣化はホウ酸析出による腐食。原子炉容器の損傷程度によりレベル3に。
Tihange-2号機における高温停止中の安全注入 （2002年11月）	高温停止状態の一次系圧力低により、安全注入系が自動起動。加圧器逃がし弁が開き、一次系圧力が155バールから約85バールに低下。120バールで、全ての安全系トレインから一次系への冷却材注入。	間違って計画された試験が行われた結果、加圧器の逃がし弁1個が開いた。試験条件により、制御室から手動で当該逃がし弁を閉止することができなかった。また、通信設備の問題により、当該逃がし弁を閉じるまでに3分を要し、約25m^{3}のホウ酸水が一次系内に注入された。	緊急時手順書を用いて、注入弁を閉止し、その後、一次系の圧力は元に戻った。
燃料取替停止中における燃料洗浄時の熱移送媒体中放射能濃度の増加 （Paks-2）（2003年2月）	燃料取替停止中、燃料集合体の洗浄が行われていた。排気筒及び原子炉建屋の希ガス放射能濃度の急激な増加。	洗浄コンテナ内の燃料集合体の大部分（恐らく全て）が損傷。燃料集合体の冷却が十分でなかったにより発生。	燃料集合体の損傷程度によりレベル3に。
フランスPWRでの再循環系における異常 （共通） （2003年12月）	再循環サンプのフィルタデブリ閉塞を起こす可能性。	再循環サンプは、原子炉格納容器建家の底部に位置しており、事故時に一次系から漏れ出た水を回収し安全注入系に戻して炉心冷却を確保するためのものである。極めて起こりにくい事故状況（一次系配管の完全破断）下においてはサンプのストレーナの閉塞を除外できないが、それよりも重要性の低い破断に対しては除外できる。	当該問題を是正するための対策と設備変更を検討。安全に対する潜在的影響。

[出所]INES和訳情報データベース（日本原子力研究開発機構）：http://nsdel.tokai-sc.jaea.go.jp/ines/index2.html

表5－4　海外PWRにおけるINESレベル2以上の主な事故（2004～2005）

事象名	事象の概要	原因	対策
フランスの加圧水型原子炉における電源盤の一般的な異常 （共通） （2004年3月）	PWRにおける電源盤に影響を及ぼす可能性のある異常（電力ケーブル絶縁材の欠陥）。	電力ケーブル絶縁材の欠陥は、原子炉建家内に水あるいは蒸気が存在する事故状態である種の機器（モータや弁）の作動を妨げる可能性があった。これらの欠陥は、初期取付け時もしくはその後の変更時に接続するためにケーブルの絶縁材を取り外したことに起因する。	影響を受けた電源盤の検査と修理。
必須サービス水系(ESW)検査ハッチ用配管の周方向破断 （Vandellos-2） （2004年8月）	ポンプ建家下流の小さな収納室に位置する検査ハッチ用配管で破断。	検査ハッチ用配管において腐食による減肉。外表面全面にわたる腐食と剥離で、小さな収納室内での侵食が発生する環境に対するスチール表面保護が不適切であったことによる。	配管の劣化を気付いていたにも拘わらず、保守作業の改善が行われていなかった。
浸水事象に対するプラント設計で配管破損による影響を緩和できない可能性 （Kewaunee） （2005年3月）	浸水事象に対するKewauneeのプラント設計でタービン建屋の非安全系配管破損による影響を緩和できない可能性。	工学的安全施設(ESF)は、非水密性のドアとプラント床ドレン系によりタービン建屋と分離されていが、タービン建屋内の水位が上昇すると、水がESF設備室に流れ込む可能性がある。内部浸水に対する設計変更の検討。	ドア部浸水障壁の設置、床ドレン配管逆止弁の取り付け、循環ポンプをトリップ回路の設置。
不適切な保護リレーと関連する設定点 (Tricastin-2) (2005年7月)	ディーゼル発電機の自動負荷シーケンスに関する定例試験中、380Vの安全関連設備が励磁されなかった。	保護リレーの電圧高トリップ値が低すぎたため、ディーゼル発電機が380V電源盤に電力供給していた際、保護系が電圧高トリップし安全関連設備電源が解磁された。同時に、電圧低設定値が適切に調整されておらず、保護リレー製造上の特性により設定値が正確な値にならないことが明らかとなった。	電圧高に関する設定値を高い値に調整、電圧低に関する設定値の調整については検討中。
不十分なモータ冷却水流量による2台の低圧安全注入系(LHSI)モータの動作不能宣言 (Koeberg-1) （2005年12月）	中間停止から冷態停止に移行の際、モータ冷却流量の低下により2台のLHSIモータが利用不能と宣言。	これらのモータを設計通りに使用していたら、設計基準事故条件下で所定の緩和機能を果たす前に、損傷あるいは破損したり、損傷に至らないよう供用から外さなければならなかったであろう。モータ冷却器の再組立てが不適切であったためモータへの冷却流量が制限されたことが判明。	2台のLHSIモータがいずれも動作不能となった。文書記録を分析したところ、最終調整が行われたのは1993年であった。

[出所]INES和訳情報データベース（日本原子力研究開発機構）：http://nsdel.tokai-sc.jaea.go.jp/ines/index2.html

表5－5　海外PWRにおけるINESレベル2以上の主な事故（2006）

事象名	事象の概要	原因	対策
Kozloduy-5号機における61本の制御棒のうちの22本の動作不能（2006年05月）	1台の主冷却ポンプ(MCP)がトリップし、自動出力低下系作動し、出力は67%に低下。制御棒3本が上端位置に固着。さらに、19本の制御棒が動かないと判明。	直接原因は、制御棒駆動機構における固定電磁石の接触面固着。	手順書の不備」や「共通原因故障」といった追加要因を考慮。
サービス水（SW）ポンプの潜在的な浸水起因の共通モード故障（Virgil C. Summer-1）（2006年7月）	現行のプラント設備構成配置がSWポンプ建屋の浸水設計の仮定と整合していないものと判断。現在のプラント設備構成配置では、3基のSWポンプの共通モード故障で安全停止設備機能が遂行できなくなる可能性。	原子炉容器上蓋における制御棒駆動機構ノズルの1本を修理中、当該ノズル周辺の母材に劣化が認められた。原子炉容器は、母材が肉厚6.63インチの低合金鋼製であり、その内表面にはステンレス鋼溶接内張が施されている。当該ノズルを取り外し周辺を清掃したところ、ノズル孔周辺の炭素鋼に、約4～5×5～7インチ大きさの著しい損耗が見つかった。当該部分の原子炉容器上蓋は、0.24～0.38インチ厚さの範囲で、内張の肉厚まで減肉。	潜在的な浸水問題を引き起こすシールを取り外し、補完的に火災監視を実施。また、防火計画のレビューを行い、壁の防火障壁要求をなくすよう同計画を改訂することが可能か否かを検討。
格納容器冷却ファンの利用不能（Doel-1）（2006年10月）	格納容器冷却ファンは、スプレー系と連携し、想定事故のエネルギー喪失時に格納容器内の圧力と温度を下げる。格納容器冷却ファンモータは、厳しい環境条件（高圧・高温）下で作動できるようにすべきであり、オリジナルの品質確認試験に従い、モータの故障を引き起こすような水や蒸気のケーシング内への侵入を防ぐためにその気密性が求められる。耐漏洩試験により、全てのモータが試験許容基準に適合していないことが判明。	耐漏洩試験により、全てのモータが試験許容基準に適合していないことが判明した。この不適合の結果、事故状況下におけるモータの利用可能性を実証することができない。技術仕様要求によれば、格納容器冷却ファンは全て原子炉の通常運転時に作動可能でなければならない。	Doel-1号機において当該状態が見つかったため、同じ機器を使用するDoel-2号機を停止。2号機のファンモータに関する漏洩試験の結果は、1号機と同様であり、4基のモータに関する試験はいずれも不適合。

[出所]INES和訳情報データベース（日本原子力研究開発機構）：http://nsdel.tokai-sc.jaea.go.jp/ines/index2.html