

<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、1992年～1998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上の45事象の概要を発生原因と再発防止の視点から整理したものである。

<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。INESを活用し、1992年～1998年の海外のPWR原子力発電所で発生しINESレベル2以上の45事象の概要を発生原因と再発防止の視点から整理したものである。

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。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いる。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等の活動を行っている。

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（1992～1998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1992年～1998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](#)、[表5-5](#)、[表5-6](#)、および[表5-7](#)に示す45件である。うち、レベル3は1件（1993年2月のKola-2における竜巻に起因した送電系騒乱による発電所のスクラム）であり、残りの44件はいずれもレベル2である。

大まかな原因は、うち19件が設計ミス・運転違反などの誤操作、16件が破損を含む設備故障、7件が電気計装故障、3件が竜巻などの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 \(02-07-04-18\)](#)

[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

（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	<ul style="list-style-type: none"> ・ 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	<ul style="list-style-type: none"> ・ 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	<ul style="list-style-type: none"> ・ 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	<ul style="list-style-type: none"> ・ 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 (レベル)	
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	Vandellós-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。

表5-1 海外PWRにおけるINESレベル2以上の主な事故(1990～1991)

事象名	事象の概要	原因	対策
基幹母線の解磁 (South Ukraine-1) (1990年12月)	6kVの母線の解磁により安全系トレイン3のディーゼル発電機(DG)が起動し、励磁機の最大電流防護によってDGがトリップ。	初期設計用に設けられたケーブルにおける短絡。	
通常運転条件の違反による原子炉停止 (Zaporozhe-1) (1991年1月)	運転制限条件の違反、具体的には、手順書で定められた時間を超えてディーゼル発電機1基(DG-3)を供用から外していたことにより、原子炉は手動で停止。	安全系の定例試験時にDG-3がトリップした。原因はブレーカの故障によるもので、ブレーカ交換作業中、変圧器スイッチ用に設計されたものを誤って取付けたため、ブレーカが閉じて、DG-3励磁機が損傷。	不具合は10分で修復。
Bugey及びFessenheimの原子炉容器上部ヘッドの欠陥 (Bugey-3) (1991年9月)	10年毎に行われる水圧検査で、原子炉容器ヘッドを貫通する制御棒駆動装置用の65個のInconel 600合金スリーブの1つに漏れ。	原子炉容器貫通部Inconel 600合金の応力腐食割れ。	他のPWRでも、停止時に検査を実施。
特別水処理施設従事者の過失による二次水汚染 (Zaporozhe-2) (1991年10月)	発電機励磁機のアンカー交換時、汚染水が2号機の二次系(デアレータ等)に入ってしまった。	補助建物の特別水処理施設における接続ミスのため誤操作。	規定値より高い放射能がデアレータと蒸気発生器の二次側でのみ検出。
ほう酸水貯蔵タンク水位の180m ³ までの低下 (Novovoronezh-4) (1991年10月)	ほう酸水量が許容最低値の300cm ³ に対して180cm ³ にまで低下。	燃料交換終了間隙で、原子炉を減圧・予防保守のための停止中にほう酸水貯蔵タンク人員出入ハッチの漏れを除去作業中の運転制限条件(LCO)違反。	
消火系の誤作動と工学的安全施設起動系分電盤の浸水によるプラント運転停止 (Zaporozhe-2) (1991年12月)	水が工学的安全施設起動系の分電盤にまで流れ込み、安全系トレインが起動、負荷シーケンス動作中に、スプレーポンプ吐出弁が開いた。	プラントの1区画で消火系が誤作動し、この区画から流れ出た水が階下の区画に流れ込み分電盤にまで及ぶ。	緊急保護ボタンを用いて原子炉を未臨界状態に移行。

表5-2 海外PWRにおけるINESレベル2以上の主な事故(1992)

事象名	事象の概要	原因	対策
原子炉制御室換気系のよう素フィルターの利用不能 (Dampierre-1)(1992年1月)	運転員は、制御室換気系のよう素フィルター系が利用できないことに気づいた。	よう素フィルター系の両方の導管にプラグが取り付けられていた。	
格納容器外部アニュラスでの水位計装の設計エラー (Trillo-1)(1992年2月)	格納容器外部アニュラスの水位計装で設計エラーを発見。	プラントの特殊な設計のため、この欠陥は、小破断LOCAの際の再循環モードにおいて、残留熱除去(RHR)系の起動に影響を与える可能性がある。	エラーは取り除かれた。
残留熱除去機能の一時的な完全喪失 (Angra-1) (1992年2月)	原子炉は冷態停止状態で残留熱除去系の制御弁が全開し、残留熱除去ポンプの流量増加。同ポンプを手動で停止。	計装空気の喪失(非安全系空気圧縮機の冷却停止による)。	原子炉は10分間強制冷却がなく、原子炉冷却材の温度が35℃から37℃に上昇。
原子炉キャビティ排水路でのフィルターの異常放置 (Cattenom-1)(1992年8月)	原子炉キャビティの排水路からフィルター発見。	プラント起動前に取り外すべきものであった。	フィルターの存在は、再循環機能に影響を及ぼし得る。
LOCAおよび蒸気管破断(SLB)環境における電気コネクタの性能試験結果 (Doel-3) (1992年9月)	LOCAとSLBの状況に対する格納容器電線貫通部と他の安全関連コネクタ性能試験の結果、コネクタの絶縁が2-3分で著しく劣化することが判明。	コネクタの事故時絶縁性能不良。	事故後の制御室における作業がより困難になる可能性がある。手順書に付加的な対策を講じる。コネクタの改善・交換。
緊急保護系の作動による原子炉停止とその後の安全運転限界からの逸脱 (South Ukraine-1) (1992年10月)	中性子束に対する緊急保護系起動し、原子炉停止。過渡時、蒸気発生器圧力低下し、加圧器水位が規定値を下回った。	中性子束制御系要素の欠陥と過渡時の蒸気管の高速作動隔離弁が故障。	(品質の改善)
主蒸気管の冶金学的欠陥 (St.Alban-1)(1992年10月)	二次系主蒸気配管に基準を満たさない冶金学的欠陥200ヶ所以上発	建設時の材料欠陥(品質保証の不適合)。	欠陥は、起因事象を引き起こす可能性のある部分に存在。
直流盤電源喪失による原子炉スクラム (Kola-1)(1992年11月)	原子炉保護系の緊急保護盤の電圧が喪失し、原子炉がスクラム。	直流盤につながるモーター発電機の電機子巻きで回路の短絡。負荷電流などにより、直流盤とバッテリーを接ぐブレーカが開いた。	20分後、共用直流盤から相互接続グリッドを介して復旧。

表5-3 海外PWRにおけるINESレベル2以上の主な事故(1993～1994)

事象名	事象の概要	原因	対策
試験中の原子炉冷却系のサブクーリング (Paluel-2) (1993年1月)	原子炉冷却系の急速冷却。直ちに原子炉出力をゼロに下げ、必要ないとして安全注入系の自動起動装置と蒸気隔離装置を不作動とブロック。	蒸気弁が完全閉に失敗した状態で蒸気発生器補助給水系の定期検査。	(プラント状態の確認の徹底及び故障時の運転手順の改善)
竜巻に起因した送電系騒乱による発電所のスクラム (Kola-2) (1993年2月)	激しい周波数振動で出力バランスが乱れ、タービン停止弁が閉じ、スクラム。ディーゼル発電機が作動したが、1.5分後トリップ。	出力運転中、竜巻により送電線が損傷。ディーゼルのトリップは、基幹母線の電圧不足。	ディーゼル発電機を手動運転、起動・トリップ繰り返す。炉心冷却は、蒸気ダンプと自然循環。
竜巻に起因した送電系騒乱によるスクラム (Kola-1) (1993年2月)	激しい周波数振動でタービントリップ、炉心差圧過大でスクラム。ディーゼル発電機が作動したが、1.5分後、トリップ。	出力運転中、竜巻により送電線が損傷。ディーゼル発電機の起動失敗は、母線の低電圧と起動用空気消費のため。	ディーゼル発電機を手動運転、起動・トリップ繰り返す。炉心冷却は、蒸気ダンプと自然循環。
給水管の破損 (Loviisa-2) (1993年2月)	給水ポンプの起動中に給水管の破損発生。原子炉を手動停止。	給水管破損の原因は、浸食／腐食によると思われる。	破損後直ぐに漏洩は隔離、運転中の給水ポンプは停止。蒸気発生器の水位は、補助給水ポンプにより制御。
原子力発電所内の一部の放射能汚染 (Zaporozhe-1) (1993年6月)	補修作業時に、原子炉区画の通路で放射性汚染が発見。	汚染区域は54m ² であり、また、線量率は0.08 μ Sv/時であった。本事象の原因は調査中。	(深層防護の劣化)
補助建屋における放射能汚染 (Zaporozhe-4) (1994年1月)	定期サーベランス中、放射能レベル監視員が、補助建屋入口付近で、バックグラウンドのガンマ線が上昇確認。	隔離弁気密性不良により、1.85×10E6Bq/リットルの放射能を含む放射性溶液が一次バイパス浄化系配管から低圧の圧縮空気系へ放出され、さらに補助建屋に水滴となって入りこんだもの。ガンマ線レベルは、0.0015mSv/時。	点検による不具合発見。
運転手順書の遵守違反 (Bugey-5) (1994年1月)	原子炉冷却系水位がミッドループ水位まで低下。是正措置中、ポンプ流量とポンプモータ電流が振動した。	再起動のため準備中、運転員が所定の操作を行う際手順に従わなかった。	運転手順書遵守義務違反。

表5-4 海外PWRにおけるINESレベル2以上の主な事故(1994~1995)

事象名	事象の概要	原因	対策
原子炉保護系の蒸気発生器水位制御器の欠陥 (South Ukraine-1) (1994年5月)	定例の巡回点検において、緊急保護系へ接続されている蒸気発生器の水位制御器の異常表示発見。	(計装機器の故障)	修復に14時間かかり8時間以内の対応措置を義務づけた保安規定違反。
4号機の運転に対する保安規定違反 (Tricastin-4) (1994年6月)	出力降下操作中、数本の制御棒が炉心内で運転に対する保安規定の制限値より下の位置に残ってしまった。	制御棒が制限値レベルまで挿入されているのを示すアラームが88回鳴った(前の運転サイクル中に173回)にも拘らず、負荷追従のため、アラームに対処しなかった。しかも、このうちの何回かは、数時間続いた。原子炉への出力変動要求は厳しいもので、運転制限内での実行は困難であると思われる。	こうした状態が保安規定違反であることを認識できず、何の再発防止対策も取らなかった。他炉でも同様の違反があった。
一次冷却系クールダウン中の一次系浄化系からの冷却材漏えい (Kola-2)(1994年7月)	保守作業中に、原子炉のクールダウンを行ったところ、原子炉補給水系の配管から密閉区画への冷却材漏えいが発生。	漏えいの原因は、配管貫通部に近い溶接継ぎ目部領域の逆止弁とブローダウン水熱交換器との間で補給水ポンプ吐出配管が破損。	当該配管の隔離で漏えいを止めた。配管からの漏えいは、プラント内の格納区画構造により隔離。
蒸気発生器安全弁(SRV)の動作不良 (Ringhals-2) (1994年12月)	復水ポンプ故障により原子炉スクラム。圧力履歴の解析から、二次系圧力が数分間、許容値の110%となっていた。	SRVの開設定圧の調整には、圧縮空気が用いられるが、圧縮空気から蒸気への換算係数を誤って計算したため、開設定圧が数%高くなり、SRVが設計通りに作動しなかった。この問題は、Ringhals-3、4号機にも当てはまるものである。	SRVが仕様通り作動したのかという疑問が生じ、弁点検のため原子炉は待機モードにされた。
制御棒集合体1体の固着による制御棒系の機能低下 (Paks-2) (1995年11月)	制御棒1本に制御上の不具合の懸念が生じたため、同制御棒に対する機能試験を実施。その試験で、最大引き抜き位置から制御棒を落下させたところ、200-225cm位置に固着。	制御棒と案内管シールとの間に金属状の異物がかみ込んだため、制御棒が固着したことが判明。1996年に原子炉の総点検を実施したところ、一次冷却系から相当量の異物が発見され、それらは本事象の原因となった異物と同じ物質で、1995年の保守時に、蒸気発生器に一時的に取り付けた保守カバーの一部が一次冷却系に混入したものと推定。	保安規定に従って、原子炉を停止して原因を究明。

表5-5 海外PWRにおけるINESレベル2以上の主な事故(1996～1997)

事象名	事象の概要	原因	対策
取水口での氷塊による非常 用所内用水系の部分喪失 (WolfCreek) (1996年1月)	循環水系及び所内用水系ポンプの 取水口水位低下で、2台の非常用所 内用水系ポンプの起動確認。	水位低下の原因は取水口スクリーンでの氷塊形 成。非常用所内用水系ポンプの1台は、取水口の水面下に氷塊が形成されたため取水口水位低により 停止。	運転員は循環水系ポンプ停 止のため、原子炉を80%出力 から手動でトリップ。
原子炉スクラム時における 制御棒クラスタ1体の挿入 失敗 (Belleville-1)(1996年4月)	原子炉スクラム時、制御棒クラスタ1 体が炉心頂部で固着。	スクラムは、制御棒の定例試験を実施した際の不適 切な手順書によるものであった。制御棒クラスタ1体 の挿入失敗は原子炉保護系の設計で考慮されている ため、燃料には影響はなかった。	本事象後、制御棒落下試験を 実施したが、異常は認められ なかった。
原子炉ピットの耐震用振れ 止めの劣化 (Chinon B-1) (1996年5月)	停止中に、土木工事を点検したと ころ、原子炉ピットの耐震用振れ止 めの固定棒が腐食し、ナットが緩み、 役目を果さなくなっているのを発見。	固定棒の腐食が原因で、この状態は安全解析書の 要求(原子炉ピットは、原子炉容器を支持するコンク リート構造であり、そこに計18個の振れ止めが設置 され、各振れ止めには、8本のプレストレスト・アン カー棒があり、地震時に生ずる水平荷重を吸収す る)を満たしていないものであった。	点検による不具合発見。他炉 の点検が行われたが、同様な 故障が発見され、再起動前に 補修。
格納容器の機能が不十分 な状態でのプラント運転 (Borssele)(1996年11月)	格納容器のベントライン上の4つの 締切り弁が記録上「閉」にも拘わら ず、実際は、大気開放状態で発見。	9ヶ月前に、これらベントライン(直径15cm、フィル ターなし)の弁の保守作業を行って以来、開けたま ま放置していたものと推定。	発見2時間後に、全ての弁は 閉められ、弁の開閉表示器で 「閉」を確認。
セーフティカルチャー問題に 起因する運転制限値の超過 (Paluel-1)(1997年3月)	定格出力運転中、数時間に渡って保 安規定の中性子束分布の運転制限 値を超えていたことに気付いた。	制御図作成の運転状態反映の入力パラメータの計 算ミスとチェックミス。	約13時間に渡って運転制限 値を超える保安規定違反。
燃料交換のための停止中に おける原子炉下部区画への 計画外入室 (Koeberg-2)(1997年3月)	保守作業のため1人の作業員が原 子炉／格納容器建屋内の通常施錠 された部屋に入室して、全身に 32mSv(3.2rem)被ばく。	この作業員は、別の部屋に入室しようとしていたが、 誤って高線量率の部屋に入室。入室してすぐに誤り に気づき、退室。	鍵の使用と入室は、現行の手 順書に沿った行動ではなかつ た。
Dampierre発電所における 一次冷却系接続配管からの 漏洩 (1997年5月)	一次冷却系につながる配管で漏洩 が発見され、漏洩率増加したことか ら、漏洩箇所を同定のため原子炉停 止。	損傷配管は、配管曲がり部や溶接部ではなく、直管 部に貫通亀裂が発生したもので、原因は、上流側の 弁から漏れ出た低温の一次冷却材により熱成層が おこり熱疲労に至ったものと考えられている。	熱成層の形成に起因した熱 疲労による配管亀裂は、他炉 で多数発生している。

表5-6 海外PWRにおけるINESレベル2以上の主な事故(1997～1998)

事象名	事象の概要	原因	対策
法定年間線量限度(50mSv)を超える作業員の被ばく (Koeberg-1) (1997年5月)	燃料取替用水貯蔵・冷却系フィルターの定期交換作業で、3人の作業員が、全身線量で、それぞれ50、90、105mSv被ばく。	作業前の放射線サーベイの線量率は2mSv/時。そのため2名の作業員がフィルターの除去作業を開始、1人の作業員が放射線を監視。作業開始約20分後、携帯用放射線指示計の振り切れに作業員の1人が気づき、直ちに作業員はそのエリアから退去。	その後の放射線サーベイで、フィルターの接触線量率は約2,400mSv/時であることが示された。
タービン制御系試験後の原子炉保護系作動時における制御棒1本の不完全挿入 (Paks-3) (1997年8月)	原子炉保護系作動時、制御棒1本が200～250cm位置(炉心上端から25～50cm位置)で固着し、炉心に完全に挿入されない。	変更したタービン制御器の試験後、蒸気発生器(SG)の1基で水位上昇が認められ、それに伴ってインターロックが正常に動作し、また、運転員も対応操作を行ったが、SG水位は上昇し続け、SG水位高の信号でタービンがトリップし、その結果原子炉保護系作動。	SG水位上昇、制御棒固着した原因は調査中。
燃料交換中における新燃料集合体の損傷 (South Ukraine-2) (1997年8月)	燃料交換機を移動中、異音が発生したため、燃料交換機を停止。燃料交換機ビームに、損傷した新燃料集合体が引っかかっていた。	炉心に新燃料集合体装荷後、燃料交換機ビームを一旦炉心から引き出し、次の新燃料集合体を取り出すために燃料交換機を使用済燃料プールに移動中、異音が発生した。燃料交換機を停止し発見。当該新燃料は交換機からはずされた。	全ての計装指示値によれば、新燃料集合体は炉心に装荷されたことになっていた。原因調査中。
燃料取替後の未臨界起動時における格納容器スプレーポンプ吸込側弁の閉 (Ringhals-4)(1997年9月)	起動時、「開」位置にあるはずの格納容器スプレーポンプ吸込側弁が「閉」状態にあることが判明。	原因は、試験手順が明確でなかったことによる。	2号機でも発生。
原子炉保護系の機能低下に繋がる主蒸気隔離弁(MSIV)及び主給水隔離弁(MFIV)の変更 (Sizewell-B) (1998年4月)	プリント制御盤(PCB)の交換は、一つのMSIVに対して行われたが、その後、他の3つのMSIVと、4つのMFIVについても同様の変更実施。	1997年12月、MSIV制御系の不具合により2回の原子炉トリップ発生。運転時試験機能を制御するプリント制御盤(PCB)に起因するもので、PCBを交換。多機能スイッチは、回路図を用いて再結線されたが、その回路図にはエラーがあり、そのため、保護信号の幾つかが無効となった。	隔離弁は正常と考えられたが、保安規定に従って「動作不能」とし、結線上の欠陥は正まで停止。

表5-7 海外PWRにおけるINESレベル2以上の主な事故(1998)

事象名	事象の概要	原因	対策
余熱除去系(RHR)からの大規模漏えい (Civaux-1)(1998年5月)	原子炉停止時冷却系において約30m ³ /時の冷却材漏えいを検知。	1系統を隔離することによって漏えいは止まった。欠陥部に関する調査の結果、溶接部に180mmのき裂を発見。	冷却材は原子炉建屋内に保持されたため、環境への影響はなかった。
Kozloduy-1号機における燃料取替停止中の蒸気発生器ブローダウン配管破損 (1998年5月)	化学溶液を用いて蒸気発生器の二次側除染中、SGブローダウン配管破損で化学溶液の一部SG区画に漏出。	化学溶液は非常用ホウ酸水タンクに流れ込み、同タンクは化学生成物により汚染された。SGブローダウン配管の破損原因は未だ不明。	非常用ホウ酸水タンクが利用不能で、運転制限条件逸脱。
主蒸気逃し弁／安全弁4グループのうちの1グループの利用不能 (Unterweser)(1998年6月)	トリップ後、4基ある蒸気発生器(SG)のうちの1基で、主蒸気安全弁と主蒸気逃し弁が不作動。	SGの安全弁と逃し弁に繋がるパイロット配管が隔離されており、これらの弁の動作を妨げていることが分かった。また、本事象時には作動が要求されなかった主蒸気隔離弁も同様の理由で作動不能。	30秒後、タービンバイパスが供用に戻され、本事象は終息。
格納容器スプレー系の誤起動による原子炉トリップ (Belleville-2) (1998年6月)	格納容器スプレー系の誤起動により一次冷却材ポンプ(RCP)が停止し、原子炉が緊急停止。その際、制御棒クラスタ1体が炉心頂部で固着し挿入に失敗。	格納容器スプレー系は、事故時に、格納容器内圧力及び温度を低下させると共に放射性ヨウ素を除去するために、格納容器内に散水するための設備である。同系の定期試験により誤起動し、さらに、格納容器隔離信号が発信してRCPへの冷却水が遮断されてRCPが停止。誤起動の原因は明らかではない。	本事象の調査・保守を行うため、原子炉は停止。再起動には原子力施設安全局(DSIN)の承認が必要。
定例試験時における安全系トレインの故障 (Armenia-2) (1998年8月)	非常用給水ポンプ(EFP)試験中に、EFP-Bが作動不能と判明。EFP-Aに切り換えたが、同ポンプも3分後に保護装置の作動により電源が解列。	承認されたプログラムに従い、EFPの試験中に発生。EFP-Aは3時間10分後に、また、EFP-Bは6時間20分後に作動可能な状態に復帰。	運転制限条件に従い、試験後に原子炉出力を低下となっていたが、運転員は、この操作を行わなかった。
二次系水質の劣化による原子炉出力降下 (Armenia-2) (1998年9月)	蒸気発生器(SG)のブローダウン・サンプル水から高い含有率レベルのナトリウムが検出。出力降下。	SGの2基で、ナトリウム含有率が運転制限値を上回っていた(制限値が1.5mg/kgであるのに対し、測定値はそれぞれ2.3mg/kg、2.1mg/kg)。二次系において2箇所のナトリウム漏えい源を発見、隔離。	水質パラメータを正常値に戻した後、原子炉出力を上昇。
溶接試験中の作業員被ばく (Zaporozhe-3) (1998年11月)	タービン区画で溶接試験中、3人の作業員がそれぞれ0.65Sv、0.1Sv、0.03Svの線量被ばく。	この被ばくは、放射線発生器を格納した試験装置の欠陥によるもの。	夜間直において放射線被ばく。