

JAERI-Data/Code  
98-023



国際原子力事象尺度(INES:International Nuclear Event Scale)  
に基づく事故・故障事例集：和訳版

1998年9月

渡辺憲夫・及川哲邦・平野雅司

日本原子力研究所  
Japan Atomic Energy Research Institute

本レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。  
入手の問い合わせは、日本原子力研究所研究情報部研究情報課（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村）あて、お申し越してください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費領布をおこなっております。

This report is issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Research Information Division, Department of Intellectual Resources, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1195, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1998

編集兼発行 日本原子力研究所

国際原子力事象尺度(INES : International Nuclear Event Scale)  
に基づく事故・故障事例集：和訳版

日本原子力研究所東海研究所安全性試験研究センター原子炉安全工学部  
渡辺 憲夫・及川 哲邦・平野 雅司

(1998年8月12日受理)

国際原子力事象尺度(INES : International Nuclear Event Scale) は、原子力発電所等の原子力施設において事故・故障等(原子力事象)が発生した場合に、迅速かつ分かり易い情報を提供し、原子力関係者と、マスコミ及び公衆の間での情報交換に役立てることを目的として策定された事象報告システムであり、国際原子力機関(IAEA)と経済協力開発機構/原子力機関(OECD/NEA)によって運営されている。INESには、加盟各国において発生した事故・故障事例が報告されるが、各事例ごとに、事故の重要度指標として共通した「尺度」を付けることとなっている。この尺度は、安全上重要ではない事象に対するレベル0から、広範囲に及ぶ健康・環境影響を伴う重大な事故に対するレベル7までを包含する。発生した事象が、次のいずれかに該当する場合には、当該事象に関する公式情報が24時間以内に当事国からIAEAを介して加盟各国に配布される。

- 安全上の重要度(尺度)がレベル2以上の場合、
- 当事国外で公衆の興味を引き、新聞報道が必要となった場合(レベル1及び0)

INESは、1990年3月に加盟国間での試行が始まり、1992年3月から正式に運用が開始された。我が国では1992年8月に正式に導入した。

日本原子力研究所では、INES情報を科学技術庁を経由して入手し、迅速に和訳を行い関係機関・部署に提供してきた。本報告書では、INES情報の幅広い利用に供するよう、これまでに入手した約430件のINES情報についての和訳情報をまとめると共に、その理解の助けとするため、INESの基本的考え方や適用範囲等について簡単に記述した。

Compilation of INES (International Nuclear Event Scale) Information :  
Japanese Translation

Norio WATANABE, Tetsukuni OIKAWA and Masashi HIRANO

Department of Reactor Safety Research  
Nuclear Safety Research Center  
Tokai Research Establishment  
Japan Atomic Energy Research Institute  
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received August 12, 1998)

The International Nuclear Event Scale (INES) is a means designed for providing prompt, clear and consistent information related to nuclear events, that occurred at nuclear power plants and at other nuclear facilities, and facilitating communication between the nuclear community, the media and the public on such events. The INES is jointly operated by the International Atomic Energy Agency (IAEA) and the Nuclear Energy Agency of the Organization for Economic Co-operation and Development (OECD/NEA). Nuclear events reported to the INES Information System from member countries of IAEA and/or OECD/NEA are rated by the "Scale", a consistent safety significance indicator. The scale runs from level 0, for events with no safety significance, to level 7 for a major accident with widespread health and environmental effects. The INES Information System receives from and disseminates to the member countries within twenty-four hours the authoritative event information when :

- significance to safety is of level 2 and above
- public interest outside the country where the event occurred calls for a press release (level 1 and 0)

The INES was introduced in March 1990 for a trial and then formally adopted in March 1992. In Japan, the INES was formally introduced in August 1992.

The Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI) has been receiving the INES information through the Science and Technology Agency, promptly translating into Japanese and providing to the relevant sections inside and outside JAERI. This report compiles the Japanese version of approximately 430 INES reports received to date so that the INES information could be more widely and efficiently used for facilitating a common understanding between the nuclear community, the media and the public inside



Japan. In order to assist the readers in understanding INES, a general description including its basic concept and scope is also provided .

Keywords : INES, Nuclear Events, Japanese Translation, Event Scale, Safety Significance, Public Communication

This is a blank page.

## 目 次

1. はじめに	1
2. 国際原子力事象尺度 (INES) の概要	2
3. 収録した INES 情報一覧	12
4. おわりに	41
参考文献	41
あとがき	42
付録 INES 情報和訳	45
A 原子力発電所における事例	46
B 再処理施設・核燃料製造加工施設における事例	430
C 試験・研究炉施設における事例	456
D その他の施設における事例	470

## Contents

1. Introduction	1
2. Outline of International Nuclear Event Scale (INES)	2
3. List of INES Reports Contained	12
4. Concluding Remarks	41
References	41
Afterwards	42
Appendices INES Reports : Japanese Version	45
A Events at Nuclear Power Plants	46
B Events at Reprocessing / Fuel Fabrication Plants	430
C Events at Testing / Research Reactors	456
D Events at Other Facilities	470

This is a blank page.

## 1. はじめに

国際原子力事象尺度(INES : International Nuclear Event Scale)は、原子力関係者と、マスコミ及び一般公衆との間での共通理解を促進することを目的とし、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ための手段である。本尺度は、国際原子力機関(IAEA : International Atomic Energy Agency)と経済協力開発機構/原子力機関(OECD/NEA : Organization for Economic Co-operation and Development/Nuclear Energy Agency)が協力して呼びかけた国際的な専門家グループによって策定されたものであり、1990年3月に加盟各国による試用を開始し、その後、試用の経験を踏まえて改良が重ねられ、1992年3月から正式運用に移行された<sup>(1)</sup>。我が国では、1992年8月に正式に導入され運用されている<sup>(2)</sup>。なお、現在のところ、INESの正式運用は、原子力発電所及び試験・研究炉に限定されており、それ以外の施設については試行的な運用の段階にある。

本尺度は、事象発生後直ちに適用するように策定されているが、事象を理解し、評価するのにかなりの時間が必要となる場合もあり得る。こうした場合は、まず暫定評価を行いその結果はIAEAを介して加盟各国に送付され、その後、評価結果の検討及び確認を行って最終結果が配布される。また、より詳細な解析結果や情報が得られた場合には、事象の再評価が必要となる場合もある。

日本原子力研究所(原研)では、科学技術庁を経由して、これまでに約430件のINES情報を入手し、それを和訳して関係機関・部署に提供してきた。しかし、INES情報は、その内容が英文で記述されていることもあり、我が国においては、INES本来の目的であるマスコミ及び一般公衆への情報提供という観点からは、必ずしも十分に活用されてきたとは言えない。そこで、本報告書では、我が国のマスコミや公衆によるINES情報の理解を助けることを目的に、これまでに入手したINES情報の和訳を収録し、事例集としてまとめた。本報告書の第2章では、INES情報についての理解を助けるために、ユーザーズマニュアル<sup>(1, 3)</sup>を参照し、その基本的な考え方や適用範囲等を簡単に記述する。第3章では、原子力施設別に収録したINES情報の一覧を示す。INES情報の各々については、付録にその内容を掲載する。なお、INES情報は、その速報性を重視し、ファックスで送付されるため判読不能な部分もあり、従って、本報告書に収録した和訳情報の記載内容においても正確さに欠ける部分があることを断っておく。また、INES情報のユーザーズマニュアル<sup>(1)</sup>には、「国別報告件数などにより、各国の原子力安全状況を比較するのにINESを用いるのは適切ではない」と記載されており、従って、本報告書の利用に際しては、この主旨に反しないよう注意されたい。

## 2. 国際原子力事象尺度(INES)の概要

### 2.1 基本的考え方<sup>(1)</sup>

国際原子力事象尺度(INES)では、原子力施設で発生した事象(nuclear events)を7つのレベルに分類する。低い方のレベル(1~3)を、「異常事象もしくはインシデント(Incidents)」と呼び、高い方のレベル(4~7)を「事故(Accidents)」と呼ぶ。安全上の重要性を有しない事象は、レベル0に分類し「尺度以下(below scale)」と呼ぶ。また、安全性に関係しない事象を、「対象外あるいは尺度外(out of scale)」と呼ぶ。

INESによる事象尺度の構造を図1に示すが、ここで、各事象の尺度は、以下の3つの基準に従って決定される。

- ・基準1： 所外への放射性物質の放出を伴う事象を評価するための基準である（所外への影響基準）。

放射性物質の放出は、公衆への直接的影響を及ぼすものであるため、最大の関心事である。この基準における最低の尺度レベルは、所外における個人の最大被ばく線量が公衆に対する年間線量当量限度の約10分の1に相当するような放射性物質の放出を示し、こうした事象はレベル3に分類される。このような被ばく線量は、自然放射線による年間平均値の約10分の1程度である。この基準における最高の尺度レベルは、広範にわたる健康及び環境への影響を伴う重大な事故であり、こうした事象はレベル7となる。

- ・基準2： 事象の所内への影響を評価するための基準である（所内への影響基準）。  
この基準は、レベル2（かなりの所内汚染あるいは従業員の過大被ばく）からレベル5（プラントの重大な損傷、例えば、炉心溶融）までを包含する。
- ・基準3： 原子力施設あるいは放射性物質の輸送時に深層防護が劣化するような事象に適用される（深層防護の劣化基準）。

全ての原子力施設は、「深層防護」の概念に基づき、幾つかの安全防護層を備えることにより、重大な所内外への影響を防ぐよう設計される。これら防護層の範囲は、所内外への影響の潜在的な大きさに見合ったものになっており、従って、これらの防護層が全て故障した場合に限り、所内外への実質的な影響が出るのである。この基準は、“異常事象/インシデント(incident)”に相当するレベル1からレベル3までを包含する。

これら3つの基準のうち2つ以上に該当する事象は、各基準におけるレベルの最高尺度が割り当てられる。なお、図2には、本評価尺度に基づく重要事象の例を幾つか示している。例えば、1986年に旧ソ連で発生したチェルノブイリ原子力発電所の事故は、本尺度の最大レベルであるレベル7に該当し、1979年に米国で発生したスリーマイル島原子力発電所の事故はレベル5に相当する。但し、これら図2に例示する事例は、いずれもINESの運用が開始される前に起こったものであり、INES情報には含まれていない。一方、我が国の事例

では、1991年の美浜-2号機の事故がレベル2と評価されており、また、1995年のもんじゅ事故はレベル1、1997年の動燃東海再処理施設（アスファルト固化処理施設）の火災・爆発事故はレベル3と評価された。なお、図1及び図2において、各レベルの事象分類に対応する日本語呼称は、原子力安全白書に倣っており、必ずしも図中の英語（原文）に対応する訳となっていないことに注意されたい。

## 2.2 適用範囲

INESは、民生用の全ての原子力施設（ウランの採掘及び精製から廃棄物貯蔵及び処分に至るまで）、並びに、これらの施設間の放射性物質の輸送に関連した事象に適用できるような策定されたものである。しかしながら、本尺度は、原子力安全あるいは放射線安全の観点から事象の重要度を評価することを目的とするため、原子力施設で発生した場合でも、原子力及び放射線に関連しない事象は評価の対象外となる。これらは、「対象外／尺度外（out of scale）」と呼ばれ、非安全関連設備にのみ影響を及ぼすものであることから、如何なる状況においても放射線影響をもたらさない事象と定義される。例えば、タービンや発電機に関わる事象は、安全関連設備に影響を及ぼし得る（例えば、原子炉停止に繋がる）が、タービンや発電機のアベイラビリティにしか影響を及ぼさない機器故障は、尺度外と評価される。同様に、火災のような一般災害としては重大と考えられる事象でも、放射線災害を伴わず、また、安全防護層に影響を及ぼさない限り、尺度外となる。

INESで対象とする原子力施設は以下の通りであり、これらの施設の事象に対しては評価を行うためのガイダンスが用意されている：

- 発電用原子炉
- 研究炉
- ウラン採掘及び精製施設
- ウラン濃縮施設
- 燃料製造施設
- 使用済燃料貯蔵及び再処理施設
- 廃棄物処理、貯蔵及び処分施設

なお、上記の施設で発生した事象を全て評価できるよう、密封線源の管理及びこれらの施設間の燃料や廃棄物の輸送に関する事象についても、評価ガイダンスが整備されている。

全ての原子力施設に対して同一の尺度が適用されるものの、研究炉や廃棄物貯蔵施設等、施設によっては、放射能インベントリ（内在する放射能の量）が小さかったり、あるいは、内在するエネルギーが放射性物質の大量放出に必要なエネルギーに比べて小さいため、相当量の放射性物質の環境放出を伴う事象は物理的に発生しないものがある。こうした施設で発生する事象に対しては、高い尺度レベルが適用されることはない。

## 2.3 評価手順<sup>(1, 3)</sup>

INESにおける一般的な評価手順を図3に示す。まず、最初のステップでは、当該事象が原子力安全あるいは放射線安全に関連しているかどうかを調べ、関連がなければ尺度外とする。当該事象が、原子力安全あるいは放射線安全に関連する場合には、下記の3つの基準（即ち、所外への影響基準、所内への影響基準、深層防護の劣化基準）各々について、それぞれ独立に検討し、その中で最高の尺度レベルを選択する。

### (1) 所外への影響基準

所外への影響基準に基づく評価では、プラント外部での実際の放射線影響を考慮するが、これは、放出された放射能の量あるいは公衆の個人被ばく線量により表現される。

所外への影響基準は、大規模施設において炉心インベントリ（放射性物質の内蔵量）の大部分が放出された場合のレベル7を最高に、公衆に対する年間線量限度の1/10程度に相当する所外の被ばくがあった場合のレベル3までの5つのレベルが規定されている。

レベル7 放射性物質の大規模な放出 (Major Release) : よう素 131 換算で数万テラベクレル(TBq)以上に相当する量の放射能の外部放出。これは、発電炉における炉心インベントリの大部分が放出された場合に相当するが、こうした放出では、急性の健康影響の可能性がある。また、複数の国にまたがるような広い範囲において晩発性の健康影響も予想され、また、長期にわたる環境影響の可能性もある。

レベル6 放射性物質のかなりの放出 (Significant Release) : よう素 131 換算で数千から数万 TBq に相当する量の放射能の外部放出。こうした放出では、緊急時計画地域における公衆への健康影響を制限するために、屋内退避や避難等の防護措置が必要と判断される可能性が高い。

レベル5 放射性物質の限定放出 (Limited Release) : よう素 131 換算で数百から数千 TBq に相当する量の放射能の外部放出。放出の結果、健康影響の可能性を最少限に抑えるために、局所的な屋内退避あるいは避難などの防護措置が必要となるであろう。

レベル4 放射性物質の少量の放出 (Minor Release) : 所外における個人の最大被ばく線量が数ミリシーベルト(mSv)程度となるような外部放出。放出の結果、一般に、周辺地域の食糧摂取制限を除き、所外の防護対策が採られることはない。しかしながら、プラント状況がさらに悪化するような場合に備え、他の予防措置が取られることもある。プラントの状況は、他の評価基準（深層防護の劣化、所内への影響）において考慮される。

レベル3 放射性物質の極めて少量の放出 (Very Small Release) : 所外における個人の最大被ばく線量が10分の数 mSv 程度となるような非認可の外部放出。放出後、所外の防護措置は必要とされない。しかしながら、プラント状況がさらに悪化



するような場合に備え、予防措置として対策が取られることもある。プラントの状況は、他の評価基準（深層防護基準、所内影響基準）において考慮される。被ばく線量がレベル3に対応するしきい値よりも小さい場合、所外への影響基準は適用されない。

## (2) 所内への影響基準

この基準は、放射線防護障壁の損傷、所内における放射線防護が十分でない区画への放射性物質の放出あるいは移行、及び、従業員の被ばく、という3つの観点を含む。

放射線障壁の損傷に至った場合はレベル4と5、所内汚染をもたらした場合はレベル2と3、作業員の高線量被ばくを伴った場合はレベル2～4に評価される。

レベル5 炉心や放射線障壁の重大な損傷 (Severe Damage) : 燃料の数%以上が熔融するか、炉心インベントリの数%以上が燃料集合体から放出された場合、発電炉における重大な炉心損傷が起こったものとする。また、他の施設においては、所内での放射性物質の大規模放出を伴うようなものであって、さらに、所外での放射線安全上の脅威となる場合（炉心熔融から放射性物質放出に匹敵する事象）は、レベル5と評価される。その具体例としては、重大な臨界事故や、所内での大量の放射能の放出を伴う大火災や爆発等がある。

レベル4 炉心や放射線障壁のかなりの損傷 (Significant Damage) あるいは作業員の致死量被ばく : 原子力プラントの部分的な損傷を伴う事故であって、所外への放射線安全上重大な脅威となる程ではないが、復旧の観点から重大な問題となる場合は、このレベルとなる。これらの事故には、炉心の部分損傷や、原子炉施設以外においてこれに匹敵する事象が含まれる。

- 発電炉に対しては、燃料の熔融が発生したか、あるいは、炉心インベントリの約0.1%以上が燃料集合体から放出された場合
- その他の施設においては、数千TBqの放射能が一次格納設備から放出され、十分な管理区画に回収することができない場合
- 1名あるいはそれ以上の作業員が、急性死亡に至る可能性が高い過大被ばく（約5グレイ(Gy)）を受けた場合

レベル3 広範囲にわたる放射能汚染あるいは急性健康影響を伴う作業員被ばく :

- 1名あるいはそれ以上の作業員に急性の健康影響をもたらすような外部被ばくを伴う事象（例えば、数Gy程度の全身被ばく及び数10Gyの身体表面被ばく）。
- 1名あるいはそれ以上の作業員が急性健康影響に至るような線量を受ける恐れのある線量率あるいは汚染レベルを伴う事象。
- 放射性物質を十分な管理区域に回収することができる二次格納設備における数千TBqの放射能放出を伴う事象。

レベル 2 かなりの範囲にわたる放射能汚染あるいは作業員の過大被ばく：

- ・ 法定の年間線量限度を超える作業員の被ばくを伴う事象。
- ・ プラント運転区域内のガンマ線と中性子の合計線量率が 50mSv/時を超えるような事象（線量率は線源から 1m の場所での測定値とする）。
- ・ 施設内において設計上想定されていない区画でかなりの量の放射能が検出され、対応措置を講じる必要が生じた事象。ここで、「かなりの量」とは、以下のように定義される。
  - (a) ルテニウム 106 換算で数百ギガベクレル(GBq)に相当する液体放射性物質による汚染。
  - (b) ルテニウム 106 換算で数百 GBq のオーダーに相当する固体放射性物質の漏出。これは、放射線管理区域での許容レベルの 10 倍を超える表面汚染及び空気汚染を伴う。
  - (c) よう素 131 換算で数 10 GBq のオーダーに相当する気体放射性物質の建屋内放出

これらのしきい値を超えない場合、当該事象の評価には所内への影響基準は適用しない。

## (3) 深層防護の劣化基準

深層防護の劣化基準により、事故への拡大が安全防護層で防止されたような事象を評価するには、2つのファクタを考慮する必要がある。1つは、安全防護層の喪失を想定した場合の最大影響であり、もう1つは、利用可能な安全防護層の数とその信頼性である。

所内外に重大な影響を及ぼす可能性のある事象に対し、深層防護基準による評価ではレベル 0~3 が割り当てられる。

レベル 3 ニアアクシデント (Near Accident)：深層防護が完全に喪失し、更なる機器故障が重畳して発生した場合には事故に至るような事象、あるいは、起因事象が発生した場合には事故への拡大が防止できなかったような状況。

レベル 2 安全設備のかなりの機能低下を伴う事象：安全設備には重大な故障があったものの、更なる機器故障が発生してもそれに対処できるための設備が健全性を維持している場合。

レベル 1 認可された運転領域を超えた異常：設備の故障、人的過誤あるいは不適切な手順に起因する事象。

レベル 0 安全上重要でない事象：安全設備の利用可能性がプラントの運転制限条件 (OL&C : Operational Limits and Conditions) を満足している場合。

## 2.4 報告様式

INES に基づいて報告される事象は、図 4 に示すような所定の報告様式 (ERF : Event Rating Form) に従って記述されるが、これは、加盟各国の担当部署が自国の公衆やマスコ

ミに対して国外での原子力事象に関する必要情報を提供する際に役立たせることを意図したものである。図 4 から分かるように、ERF には、下記の項目について必要情報が記入される。

- ・ 事象のタイトル(Event Title)
- ・ 事象の発生年月日(Event Date)
- ・ 暫定評価か最終評価かの区別(Rating : Provisional or Final)
- ・ 評価年月日(Rating Date)
- ・ 評価尺度(Out of Scale, Below Scale or On Scale 1 - 7)
- ・ 安全上の特性 (Safety Attributes)
  - 深層防護の劣化、所内への影響、あるいは、所外への影響 (Degradation of Defence in Depth, On-site Impact or Off-site Impact)の中から該当項目をチェック
- ・ 国名(Country)
- ・ 施設名(Facility Name)
- ・ 施設タイプ(Facility Type)
- ・ 事故の重要度の特徴(Aspects of Significance to The Public)
  - ・ 事故、異常事象、あるいは、尺度以下(Accident, Incident or Deviation)から選択
  - ・ 放射性物質の所外への放出の有無(Radioactive Releases Off-site)
  - ・ 放射性物質の所内への放出の有無(Radioactive Releases On-site)
  - ・ 従事者の放射線被ばくの有無(Worker Injured by Radiation)
  - ・ 従事者の負傷の有無(Worker Injured Physically)
  - ・ 施設の安全性確保(Plant Safety Is Under Control)
  - ・ 試験・点検による不具合の発見(The Event Reported Is A Discovery of A Deficiency by Routine Surveillance)
  - ・ 報道機関への通知の有無(A Press Release Was Made)
  - ・ 事故の概要(Short Description of The Event)
- ・ 連絡先(Contact Person for Further Information)

レベル	基準		
	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
7 : 深刻な事故 (Major Accident)	放射性物質の大規模放出：広範囲にわたる健康影響及び環境影響		
6 : 大事故 (Serious Accident)	かなりの量の放射性物質の放出：計画された緊急時対策の完全実施が要求される		
5 : 所外へのリスクを伴う事故 (Accident with Off-site Risk)	放射性物質の限定放出：計画された緊急時対策の部分実施が要求される	原子炉炉心や放射線防護壁の重大な損傷	
4 : 所外への大きなリスクを伴わない事故 (Accident without Significant Off-site Risk)	放射性物質の小規模放出：法定限度と同等の公衆の被ばく	原子炉炉心や放射線防護壁のかかなりの損傷、あるいは、作業員の致死量被ばく	
3 : 重大な異常事象 (Serious Incident)	極めて少量の放射性物質の放出：法定限度を十分下回るような公衆の被ばく	重大な所内汚染あるいは作業員の急性傷害被ばく	
2 : 異常事象 (Incident)		かなりの所内汚染あるいは作業員の過大被ばく	安全設備のかかなりの損傷を伴う事象
1 : 逸脱 (Anomaly)		安全上重要でない事象	認可された運転領域を超えた異常
0 : 尺度以下 (Below Scale Event, Deviation)			
対象外(Out of Scale)	安全に関係しない事象		

図 1 INES 評価尺度の基本的構成

レベル	概要	基準	例
事故 7	深刻な事故 (Major Accident)	・大規模な施設（例えば、発電炉の炉心）における放射性物質の大部分の外部への放出：（よう素-131換算で数万テラベクレル以上に相当する量の）短・長寿命核種を含む核分裂生成物の放出であり、広い範囲（外国を含む）での急性あるいは晩発性の健康影響や長期にわたる環境影響をもたらす可能性のある場合	Chernobyl 発電所 (1986) : 旧ソ連(現ウクライナ)
6	大事故 (Serious Accident)	・（よう素-131換算で数万テラベクレルに相当する量の）放射性物質の外部放出：重大な健康影響を抑制するために、緊急時計画の完全実施を必要とする可能性がある場合	Kyshtym 再処理施設 (1957) : 旧ソ連(現ロシア)
5	所外へのリスクを伴う事故 (Accident with Off-site Risk)	・（よう素-131換算で数百～数千テラベクレルに相当する量の）放射性物質の外部放出：健康影響の可能性を最小限に抑えるために、緊急時計画の部分的実施を必要とする可能性がある場合 ・原子力施設の重大な損傷：発電炉の炉心の大規模損傷、重大な臨界事故、大量の放射性物質の施設内放出を伴う火災や爆発	Windscale 再処理施設 (1957) : 英国  TMI-2 発電所 (1979) : 米国
4	所外への大きなリスクを伴わない事故 (Accident without Significant Off-site Risk)	・所外での最大個人被ばく線量が数 mSv 程度となるような放射性物質の外部放出：周辺地域での食料摂取制限以外の所外防護活動を必要としない場合 ・原子力施設のかなりの損傷：発電炉における炉心の部分的損傷やこれに匹敵する原子炉以外の施設における事例のように、所内の復旧に大きな問題が生じた場合 ・急性死亡の可能性が高い作業員の過大被ばく	Windscale 再処理施設 (1973) : 英国 Saint Laurent 発電所 (1980) : 仏国  Buenos Aires 臨界装置 (1983) : アルゼンチン
異常 事象 3	重大な異常事象 (Serious Incident)	・所外での最大個人被ばく線量が 10 分の数 mSv 程度となり許容限界を超えるような放射性物質の外部放出：所外防護活動を必要としない場合 ・急性健康影響をもたらすような作業員被ばくや重大な汚染の拡大を伴う事例：例えば、数千テラベクレルの放射性物質が二次格納容器に放出されたが十分な貯蔵区域へ回収することが可能な場合 ・更なる機器故障が重畳して起これば事故に至るような事象、あるいは、ある種の起因事象が発生していれば安全系により事故への拡大を防止できなかったような状況	Vandellós 発電所 (1989) : スペイン
2	異常事象 (Incident)	・安全設備に重大な故障があったものの、更なる機器故障に対処するための深層防護設備の健全性が維持された事象 ・法定年間線量限度を超える作業員被ばくを伴う事例、あるいは、設計で想定されていない施設内区画においてかなりの量の放射能が検出され対策が必要となった事例	
1	逸脱 (Anomaly)	・認可された運転領域を超えた異常：設備の故障、人的過誤あるいは不適切な手順に起因（こうした異常は、運転制限条件を逸脱せず適切な手順によって管理されている状況、即ち、尺度以下となる事例、とは区別すべきである）	
0	尺度以下 (Below Scale, Deviation)	安全上の重要性はない	

図 2 安全上の重要性を迅速に伝達するための INES 評価尺度

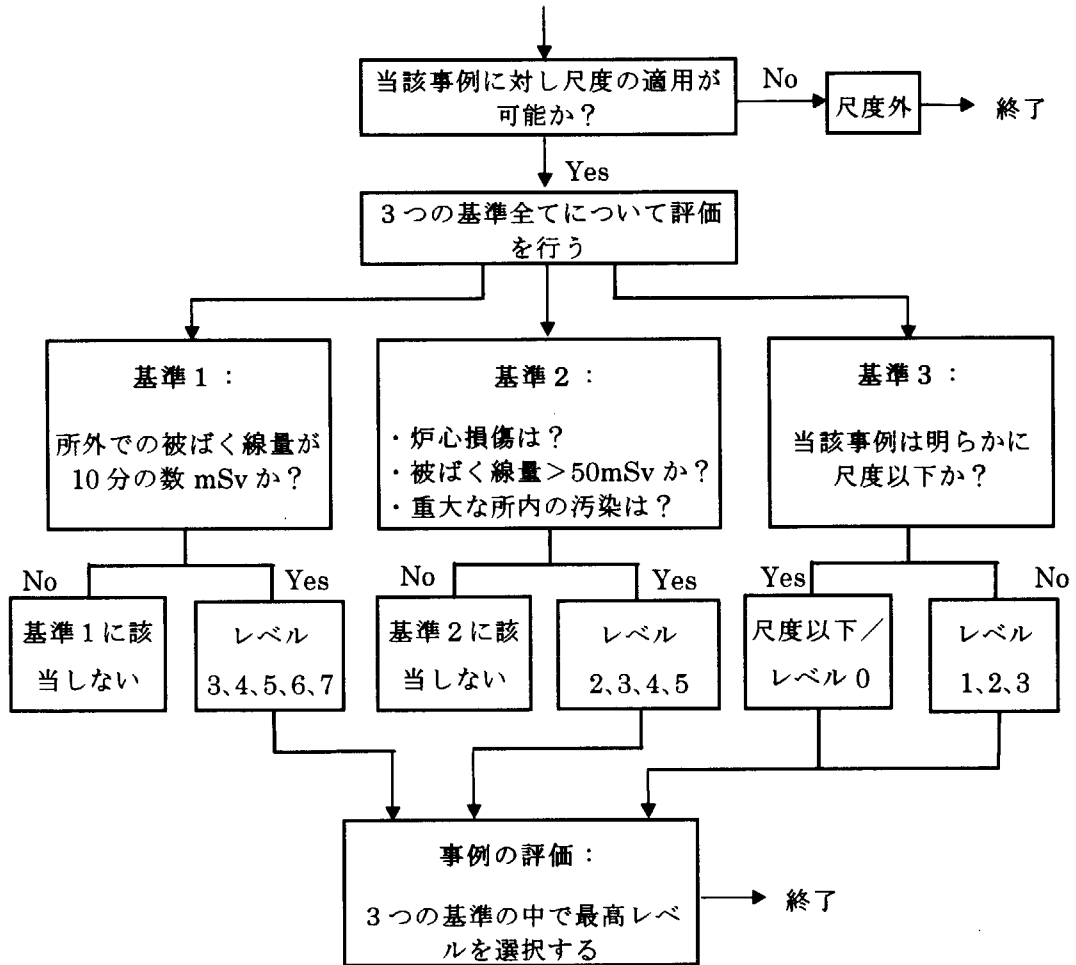


図 3 一般的な評価手順

<b>THE INTERNATIONAL NUCLEAR EVENT SCALE (INES)</b>														
<b>EVENT RATING FORM (ERF)</b>														
to be sent to INES co-ordinator. IAEA, WAGRAMERSTRASSE 5, P.O. BOX 100, A-1400 VIENNA, AUSTRIA FAX: +43 1 2060 29723, E-MAIL: THOMAS@NEPO1.IAEA.ORG, PHONE: +43 1 2060 22685														
<b>EVENT TITLE</b>										<b>EVENT DATE</b>				
<b>RATING</b>		<b>RATING DATE</b>	<b>OUT OF SCALE</b>	<b>BELOW SCALE</b>	<b>ON SCALE</b>							<b>SAFETY ATTRIBUTE</b>		
Provisional <input type="checkbox"/>	Final <input type="checkbox"/>				0	1	2	3	4	5	6	7	Degr. Defence in Depth	
													On-site Impact	
													Off-site Impact	
<b>COUNTRY</b>			<b>FACILITY NAME</b>					<b>FACILITY TYPE</b>						
<b>ASPECT OF SIGNIFICANCE TO THE PUBLIC</b>												<b>YES</b>	<b>NO</b>	
ACCIDENT <input type="checkbox"/>		INCIDENT <input type="checkbox"/>		DEVIATION <input type="checkbox"/>								<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	
RADIOACTIVE RELEASES OFF-SITE												<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	
RADIOACTIVE RELEASES ON-SITE												<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	
WORKERS INJURED BY RADIATION												<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	
WORKERS INJURED PHYSICALLY												<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	
PLANT SAFETY IS UNDER CONTROL												<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	
THE EVENT REPORTED IS DISCOVERY OF A DEFICIENCY BY ROUTINE SURVEILLANCE												<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	
A PRESS RELEASE WAS MADE (IF YES, PLEASE ATTACH IT)												<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	
<b>SHORT DESCRIPTION OF THE EVENT:</b>														
<b>JUSTIFICATION OF THE RATING:</b>														
<b>CONTACT PERSON FOR FURTHER INFORMATION</b>				<b>NAME</b>										
				<b>ADDRESS</b>										
				<b>PHONE</b>										
				<b>FAX</b>										
Please attach additional information on justification of the event rating and difficulties encountered, if needed.														

図 4 INES 情報の報告様式

### 3. 収録した INES 情報一覧

本報告書では、平成 10 年 5 月末時点で入手した INES 情報 435 件について、その和訳を収録している。しかし、ある事例については、“暫定評価”と“最終評価”の両方を含んでおり、上記数字は事例件数と一致しない。

以下では、施設タイプ別に収録した INES 情報の一覧を表形式で示す。なお、一覧表では、事例整理番号（我が国における INES 情報の管理に供するために設けた INES 情報の識別番号）、INES 番号（IAEA が設定する INES 情報の識別番号、但し、この番号が付けられずに送付されるものも多い）、評価結果（“暫定評価”と“最終評価”の区別）、事象のタイトル、国名、施設の名称・タイプ、事象発生日、尺度レベルを示している。

#### 3.1 原子力発電所における事例

原子力発電所には、幾つかの型式があり、本報告書では、以下に示す 6 つの型式に分類して INES 情報を整理した。原子力発電所における事例については、380 件の INES 情報が収録されている。

##### (1) 加圧水型原子力発電所(PWR : Pressurized Water Reactor)

米国、欧州諸国、日本をはじめ、世界各国において最も数多く利用されている原子炉の型式である。この中には、米国における 3 つの型式(ウェスチングハウス社製 PWR、コンバッション・エンジニアリング社製 PWR、バブコック・アンド・ウィルコックス社製 PWR)、フランス型 PWR (フラマトーム社製)、ドイツ型 PWR (KWU 社製)、旧ソ連型 PWR (VVER) などが含まれる。我が国の美浜や米国のスリーマイル島原子力発電所はこの型式の原子炉である。

PWR については、216 件の INES 情報を収録しており、その一覧を表 1 に示す。なお、216 件の中には、報告の重複している事例が 4 件あり、それらの事例整理番号を以下に示す。

- ① 0184-00、0223-00 : ロシア Kola-2 の事例 (1994 年 3 月 3 日発生)
- ② 0228-00、0299-00 : ブルガリア Kozloduy の事例 (1994 年 11 月 24 日発生)
- ③ 0366-00、0375-00 : フランス Belleville-1 の事例 (1996 年 4 月 6 日発生)
- ④ 0376-00、-01、-02 : フランス Chinon B-1 の事例 (1996 年 5 月 13 日発生)

##### (2) 沸騰水型原子力発電所(BWR : Boiling Water Reactor)

この型式を有する原子力発電所も米国、欧州諸国、日本など数多くの国において利用されており、米国型 BWR (ゼネラル・エレクトリック社製相当)、スウェーデン型 BWR (アセアトム社製、現 ABB-Atom) 及び旧ソ連型 BWR に大別される。我が国の柏崎・刈羽-6 及び 7 号機 (ABWR : Advanced BWR) もこの型式に含まれる。



BWRについては、57件のINES情報を収録しており、その一覧を表2に示す。なお、このうち、1996年1月31日発生したロシアVK-50の事例に関しては“暫定”と“最終”の報告（事例整理番号：0332-00、0358-00）が重複して収録されている。

(3) 黒鉛減速型原子力発電所(LWGR: Light Water Cooled, Graphite Moderated Reactor)

この型式の原子力発電所は、旧ソ連において利用されており、ロシア語の略称であるRBMK（黒鉛減速チャンネル型原子炉）として知られている。その代表的なプラントがチェルノブイリ原子力発電所である。

LWGRについては、表3に示すように、46件のINES情報が収録されているが、この中には、報告の重複している事例が3件含まれている。以下に、それらの事例整理番号を示す。

- ① 0005-00、0059-00：ウクライナ Chernobyl-2 の事例（1991年10月11日発生）
- ② 0071-00、0265-00：リトアニア Ignalina-2 の事例（1992年10月15日発生）
- ③ 0272-01、-02：ウクライナ Chernobyl-3 の事例（1995年1月29日発生）

(4) 加圧重水型原子力発電所(PHWR: Pressurized Heavy Water Reactor)

この型式の原子力発電所は、カナダを中心に、インドや韓国などのアジア諸国、アルゼンチン、ルーマニアにおいて利用されているが、これらは全て、カナダ型重水炉(CANDU)である。なお、本報告書では、正確には異なる型式であるが、原子炉の構造に類似性があることから、便宜上、我が国のふげん(ATR: Advanced Thermal Reactor)もこのグループに含めている。

PHWRについては、表4に示すように、47件のINES情報が収録されている。この中には、1996年5月24日に発生した発生カナダ Point Lepreau の事例に関する“暫定”と“最終”の報告（事例整理番号：414-01、-02）が含まれている。

(5) ガス冷却型原子力発電所(GCR: Gas Cooled Reactor)

この型式の原子力発電所の殆どは、イギリスにおいて利用されており、旧式のマグノックス炉(Magnox)と新型のAGR(Advanced Gas-cooled Reactor)などが含まれる。我が国の東海原子力発電所はこのグループに属する。

GCRに関するINES情報は、表5に示すように、4件収録されている。

(6) 高速増殖型原子力発電所(FBR: Fast Breeder Reactor)

この型式の原子力発電所は、旧ソ連（ロシア及びカザフスタン）、フランス、日本において設置されているが、フランスでは最近その運転を恒久的に停止した。我が国では、もんじゅがこのグループに属する。

FBRに関するINES情報は、表6に示すように、9件あるが、このうち、1995年

12月8日に発生したもんじゅの事例については、“暫定”報告と“最終”報告（事例整理番号：0320-00、0515-00）が重複して収録されている。

### 3.2 再処理施設・核燃料製造加工施設における事例

再処理施設・核燃料製造加工施設において発生した事例については、25件のINES情報が収録されている。表7に示すように、25件のうちの19件は再処理施設に関するもので、残りの6件は核燃料製造加工施設に関するものである。なお、以下の事例整理番号で示される2件の事例については、“暫定”報告と“最終”報告が重複して収録されている。

- ① 0132-00、0249-00：イギリス Sellafield の事例（1993年2月12日発生）
- ② 0412-00、0614-00：東海再処理施設（アスファルト固化処理施設）の事例（1997年3月11日発生）

### 3.3 試験・研究炉施設における事例

試験・研究炉施設において発生した事例については、13件のINES情報が収録されている。その一覧を表8に示す。

### 3.4 その他の施設における事例

本報告書では、その他の施設として、加速器施設、実験施設、医療施設、非原子力施設などをまとめてINES情報を整理した。その一覧を表9に示す。このグループに該当するINES情報は18件収録されているが、その内訳は、以下の通りである。

- ・加速器施設：2件
- ・実験施設：6件
- ・医療施設：1件
- ・非原子力施設：8件
- ・その他（輸送）：1件

なお、このグループに属するINES情報は、作業員等の被ばくや放射性物質による汚染の他、放射性物質の紛失事例を含んでいる。

表1 加圧水型原子力発電所における事例 (1/11)

事例整理番号	INES番号	評価結果	事象タイトル	国名	施設	事象発生日	尺度レベル
0001-00	0099-01	-	所内用水系ポンプのモータベアリング熱交換器からの漏れ	ブラジル	Angra-1, PWR	1991/1/14	0
0002-00	0100-01	-	気体廃棄物処理系(GWPS)の漏えい	ブラジル	Angra-1, PWR	1991/3/19	1
0003-00	0101-01	-	ガス貯蔵施設の火災	ブラジル	Angra-1, PWR	1991/7/5	0S
0006-00	0091-00	-	A-1およびV-1原子力発電所からの排水中放射能濃度の上昇	スロバキア	Bohunice-1, PWR	1991/9/20	1
0013-00	0114-00	暫定	Bugey及びFessenheimの原子炉圧力容器上部ヘッドの欠陥	フランス	Bugey-3, PWR	1991/9/23	2
0014-00	0112-00	-	特別水処理施設従事者の過失による二次系水汚染	ウクライナ	Zaporozhe-2, PWR	1991/10/2	2
0016-00	0109-00	-	基幹母線の解磁	ウクライナ	South Ukraine-1, PWR	1990/12/1	2
0017-00	0110-00	-	通常運転条件の違反による原子炉停止	ウクライナ	Zaporozhe-1, PWR	1991/1/23	2
0020-00	0125-01	最終	残留熱除去機能の一時的な完全喪失	ブラジル	Angra-1, PWR	1992/2/7	2
0022-00	0126-01	最終	6 kV 開閉所での火災による原子炉停止	ロシア	Balakovo-3, PWR	1992/3/4	0
0027-00	0128-01	暫定	バイパス給水ラインの破損	ウクライナ	Khmelnytski-1, PWR	1992/3/18	0S
0029-00	0130-01	最終	主保護系の誤作動に起因した主循環ポンプ(MCP-3)停止による負荷低下	ウクライナ	Zaporozhe-4, PWR	1992/4/19	0
0030-00	0139-00	最終	サイト内での汚染粒子の検出	ブルガリア	Kozloduy-1, PWR	1992/6/10	1
0031-00	0143-00	暫定	原子力容器上蓋貫通部の修理	スウェーデン	Ringhals-2, PWR	1992/6/29	0
0038-00		-	Palo Verde-3号機におけるアラート事象	アメリカ	Palo Verde-3, PWR	1992/5/4	0
0039-00	0151-00	暫定	補助電源母線の短時間の電圧喪失による原子炉スクラム	ロシア	Kola-1, PWR	1992/8/12	0
0040-00	0152-01	最終	原子炉キャビティ排水路でのフィルターの異常放置	フランス	Cattenom-1, PWR	1992/8/21	2
0041-00	0153-00	最終	工学的安全施設起動系の密閉区画圧力表示器の作動不能	スロバキア	Bohunice-2, PWR	1992/6/4	1

注) 尺度レベルにおける“0S”は、「尺度外」を示す。

表1 加圧水型原子力発電所における事例 (2/11)

0044-00	0156-01	最終	加圧器スプレライン2本の故障		スイス	Beznau-1, PWR	1991/9/11	0
0045-00	0155-00	最終	燃料交換時の燃料未装荷状態で交流電源喪失		スイス	Beznau-2, PWR	1992/4/10	0
0047-00	0159-01	暫定	汚染された復水タンクからの低放射能の漏えい		ロシア	Kola-3, PWR	1992/9/12	0
0049-00	0161-01	暫定	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		ウクライナ	South Ukraine-1, PWR	1992/9/21	2
0051-00	0163-01	最終	補給水系からの低放射能のほう酸水漏えい		チェコ	Generic, PWR	1992/8/18	1
0052-00	0164-01	最終	LOCAおよびSLB環境における電気コネクタの性能試験結果		ベルギー	Doel-3, PWR	1992/09/	2
0053-00	0166-01	最終	プラント保守時の定例試験中のディーゼルの発電機2基の故障		ロシア	Balakovo-2, PWR	1992/7/6	1
0054-00	0165-01	最終	ほう酸水貯蔵へのセメントモルタル侵入による一次冷却材の化学的性質の劣化		ロシア	Kola-2, PWR	1992/4/16	1
0055-00	0115-00	最終	ほう酸水貯蔵タンク水位の180 m <sup>3</sup> までの低下		ロシア	Novovoronezh-4, PWR	1991/10/25	2
0057-00	0033-00	最終	蒸気発生器伝熱管の破損		日本	美浜-2, PWR	1991/2/9	2
0060-00	0118-00	暫定	水圧試験のための一次冷却系調整時における一次冷却材ポンプの主スラストベアリングの損傷		ロシア	Kola-3, PWR	1991/12/7	0
0061-00	0120-00	最終	一次冷却系配管断熱材の発火		ブルガリア	Kozloduy-5, PWR	1992/1/5	0
0062-00	0117-00	最終	燃料交換時における燃料集合体1体の傾倒		スウェーデン	Ringhals-4, PWR	1991/9/18	1
0064-00	0121-00	最終	消火系の誤作動とESFAS (工学的安全施設起動系) パネル盤の浸水によるプラント運転停止		ウクライナ	Zaporozhe-2, PWR	1991/12/30	2
0065-00	0122-00	暫定	Kozloduyにおける補助建物No. 1の火災による計装・制御系機器の損傷		ブルガリア	Kozloduy-3, PWR	1992/1/29	0
0066-00	0123-01	最終	原子炉制御室換気系のような素フィルターの利用不能		フランス	Dampierre-1, PWR	1992/1/22	2
0067-00	0142-01	最終	格納容器外部アニュラスでの水位計装の設計エラー		スペイン	Trillo-1, PWR	1992/1/31	2
0072-00	0168-01	最終	主蒸気管の冶金学的欠陥		フランス	St. Alban-1, PWR	1992/10/11	2
0075-00	0191-01	暫定	原子炉保護系チャンネルの作動不能を伴うプラント運転		ウクライナ	South Ukraine-2, PWR	1992/11/12	1
0076-00	0193-01	最終	安全系リレーへのケーブル誤接続		スウェーデン	Ringhals-2, PWR	1992/12/8	1

注) 尺度レベルにおける“OS”は、「尺度外」を示す。

表1 加圧水型原子力発電所における事例 (3/11)

0077-00	0192-01	暫定	蒸気発生器冷却速度に関する安全運転制限の違反に伴う緊急保護系の作動による原子炉停止	ウクライナ	Rovno-2, PWR	1992/12/13	1
0083-00	0124-00	最終	高圧タービンのキャップからの蒸気漏れ	スロベニア	Krsko, PWR	1992/2/5	OS
0084-00	0175-01	最終	蒸気発生器(SG)-2水位高でのタービン/原子炉トリップ	スロベニア	Krsko, PWR	1992/7/24	0
0085-00	0176-01	最終	蒸気発生器(SG)-1水位高によるタービン/原子炉トリップ	スロベニア	Krsko, PWR	1992/7/24	0
0096-00	0196-01	暫定	水素圧カシリンダーの火災	チェコ	Gener ic, PWR	1993/1/11	0
0099-00	0192-00	-	原子炉クールドアウン速度違反に関する安全運転要求の違反に伴う原子炉緊急停止	ウクライナ	Rovno-2, PWR	1992/12/13	1
0101-00	0200-01	暫定	自然現象(竜巻)に起因した電源系の擾乱による原子炉スクラム	ロシア	Kola-1, PWR	1993/2/2	2
0102-00	0203-01	最終	管理区域内の非安全系キャビネットでの火災	ベルギー	Tihange-1, PWR	1993/2/9	0
0106-00	0201-01	暫定	試験中の原子炉冷却系のサブクーリング	フランス	Paluel-2, PWR	1993/1/20	2
0111-00	0208-01	暫定	給水管の破損	フィンランド	Loviisa-2, PWR	1993/2/25	2
0116-00	0218-01	最終	100%出力運転中におけるプラント防蔽区域への非許可者の侵入	アメリカ	Three Mile Island-1, PWR	1993/2/7	OS
0118-00	0212-01	最終	インバータのヒューズが飛んだことによる原子炉トリップ	スロベニア	Krsko, PWR	1993/3/3	0
0119-00	0186-00	最終	短絡によるタービン/原子炉トリップ	スロベニア	Krsko, PWR	1992/11/10	0
0125-00	0222-01	暫定	燃料棒破損による運転制限値を超える冷却材中の放射能	ブラジル	Angra-1, PWR	1993/3/5	1
0127-00	0228-01	最終	Zion-2号機の蒸気系統(NSSS)制御室アナシエータの機能喪失	アメリカ	Zion-2, PWR	1993/3/15	0
0128-00	0227-01	最終	Palo Verde-2号機における蒸気発生器伝熱管破損	アメリカ	Palo Verde-2, PWR	1993/3/14	1
0133-00	0232-01	暫定	蒸気発生器伝熱管漏洩	スロベニア	Krsko, PWR	1993/5/10	0
0135-00	0234-01	暫定	ターボ発電機冷却系での水素発火	ウクライナ	Zaporozhe-5, PWR	1993/5/21	OS
0136-00	0235-01	最終	給水調整弁の過大変動による主給水配管のウォーターハンマ振動	アメリカ	North Anna-2, PWR	1993/4/24	0
0137-00	0237-01	暫定	原子力発電所内の一部での放射能汚染	ウクライナ	Zaporozhe-1, PWR	1993/6/16	2

注) 尺度レベルにおける“OS”は、「尺度外」を示す。

表1 加圧水型原子力発電所における事例 (4/11)

0139-00	0187-02	最終	直流パネル電源の喪失による原子炉スクラム	ロシア	Kola-1, PWR	1992/11/17	2
0140-00	0239-00	最終	竜巻に起因した送電系騒乱による発電所のスクラム	ロシア	Kola-2, PWR	1993/2/2	3
0141-00	0200-02	最終	竜巻に起因した送電系騒乱によるスクラム	ロシア	Kola-1, PWR	1993/2/2	3
0147-00	0249-01	暫定	中央ポンプ建屋屋根での火災	チェコ	Dukovany-1, PWR	1993/8/2	0S
0148-00	0252-00	最終	安全関連系統を含む軽微な火災	アメリカ	H. B. Robinson-2, PWR	1993/8/16	0S
0151-00	0255-01	最終	落雷による原子炉停止	韓国	Yonggwang (靈光)-2, PWR	1993/8/9	0
0152-00	0254-01	最終	蒸気発生器水位異常低信号による原子炉トリップ	韓国	Kori (古里)-1, PWR	1993/7/2	0
0153-00	0256-01	最終	蒸気発生器水位異常高信号による原子炉トリップ	韓国	Yonggwang (靈光)-2, PWR	1993/8/10	0
0154-00	0257-01	最終	蒸気発生器水位異常高信号による原子炉トリップ	韓国	Yonggwang (靈光)-2, PWR	1993/9/16	0
0158-00	0238-02	最終	加圧器パイロット迷しの誤作動による原子炉スクラム	ロシア	Kola-3, PWR	1993/5/27	1
0161-00	0261-00	最終	人的エラーによる安全注入及び原子炉トリップ	スロベニア	Krsko, PWR	1993/11/26	1
0164-00	0264-00	暫定	補助建屋における放射能汚染	ウクライナ	Zaporozhe-4, PWR	1994/1/12	2
0166-00	0268-01	最終	変圧器の火災	スペイン	Almaraz-1, PWR	1993/12/24	0
0167-00	0270-01	最終	発電機保護リレーの作動に起因した発電機トリップによる原子炉トリップ	韓国	Kori (古里)-1, PWR	1993/10/28	0
0168-00	0272-01	最終	湿分離器及び再加熱器(MSR)のドレンタンク圧力変動による原子炉トリップ	韓国	Kori (古里)-2, PWR	1993/11/10	0
0169-00	0276-01	最終	主復水器真空度低信号による原子炉トリップ	韓国	Kori (古里)-2, PWR	1993/12/21	0
0170-00	0269-01	最終	主給水隔離弁(MFIV)の急速閉止による原子炉トリップ	韓国	Kori (古里)-3, PWR	1993/10/16	0
0171-00	0271-01	最終	主蒸気隔離弁(MSIV)の急速閉止による原子炉トリップ	韓国	Kori (古里)-3, PWR	1993/11/3	0
0172-00	0274-01	最終	蒸気発生器水位異常高信号に起因したタービントリップによる原子炉トリップ	韓国	Kori (古里)-3, PWR	1993/12/6	0
0173-00	0275-01	最終	論理回路の不具合に起因した主給水隔離弁(MFIV)の急速閉止による原子炉トリップ	韓国	Kori (古里)-4, PWR	1993/12/10	0

注) 尺度レベルにおける“0S”は、「尺度外」を示す。

表1 加圧水型原子力発電所における事例 (5/11)

0174-00	0273-01	最終	閉閉所における遮断器スイッチの異常による原子炉トリップ	韓国	Ulchin(蔚珍)-1, PWR	1993/11/23	0
0175-00	0276-01	最終	制御棒電源の地絡による原子炉トリップ	韓国	Yonggwang(靈光)-2, PWR	1993/12/15	0
0176-00	0278-01	最終	制御棒ハウジングの亀裂	スペイン	Jose Cabrera-1 (Zorita), PWR	1994/1/18	1
0178-00	0281-01	最終	運転手順書の遵守違反	フランス	Bugey-5, PWR	1994/1/29	2
0179-00		暫定	Dukovany原子炉発電所における補助変圧器の故障による原子炉トリップ	チェコ	Dukovany-3, PWR	1994/2/3	0
0182-00	0285-00	-	高電圧送電線(750 kW)での分流変圧器の発火	ウクライナ	Zaporozhe-1, PWR	1994/3/8	0
0184-00	0286-01	暫定	保守点検中における補助一次冷却材浄化系からの冷却材漏洩	ロシア	Kola-2, PWR	1994/3/3	0
0185-00	0287-00	暫定	タービンホール下部区画でのケーブリングによる原子炉スクラム	ウクライナ	Khmelnytski-1, PWR	1994/3/16	1
0188-00	0194-01	暫定	一次冷却材ポンプNo. 4の主フランジからの小規模な蒸気漏洩	ブルガリア	Kozloduy-2, PWR	1993/1/2	1
0194-00		暫定	タイトルなし(電線ケーブリングの発煙)	ロシア	Kola-4, PWR	1994/5/12	0
0197-00	0291-01	最終	主蒸気逃し弁の急閉による原子炉トリップ	韓国	Kori(古里)-4, PWR	1994/1/11	0
0199-00	0300-01	最終	原子炉保護系の蒸気発生器水位制御器の欠陥	ウクライナ	South Ukraine-1, PWR	1994/4/6	2
0200-00	0301-01	最終	保障措置に関する誤報告	スウェーデン	Ringhals-2, PWR	1994/4/18	1
0201-00		最終	一次系加圧器スプレー系配管の弁の亀裂	フィンランド	Loviisa-2, PWR	1994/5/16	1
0204-00	0307-01	最終	格納容器ドーム部のプレストレスト・ケーブルワイヤーの破損	ウクライナ	South Ukraine-1, PWR	1994/5/18	1
0205-00	0306-01	最終	主ゲート弁ボルトの欠陥	ウクライナ	South Ukraine-1, PWR	1994/5/25	1
0206-00	0305-01	最終	1号炉の補修作業時における自然循環能の低下	ブルガリア	Kozloduy-1, PWR	1994/5/15	1
0207-00	0304-01	最終	水草とデブリの堆積による循環水ポンプの機能喪失に伴うプラント過渡現象	アメリカ	Salem-1, PWR	1994/4/7	1
0208-00		-	プラント外部の補助閉鎖所での小規模火災	フィンランド	Loviisa, PWR	1994/5/12	0S
0209-00	0312-01	最終	主給水制御弁(MFCV)の故障による原子炉トリップ	韓国	Ulchin(蔚珍)-2, PWR	1994/5/23	0

注) 尺度レベルにおける“0S”は、「尺度外」を示す。

表1 加圧水型原子力発電所における事例 (6/11)

0210-00	0313-01	最終	主発電機保護リレーの短絡による原子炉トリップ	韓国	Kori (古里)-1, PWR	1994/6/29	0
0212-00	0315-01	最終	発電機保護系作動後の原子炉自動停止	スロベニア	Krsko, PWR	1994/7/14	0
0215-00	0320-00	最終	原子炉冷却系ポンプの母線電圧低下による原子炉スクラムおよびタービントリップ	中国	Qinshan (秦山)-1, PWR	1994/2/2	0
0216-00	0321-00	最終	定例試験中のATWT信号による原子炉スクラム	中国	Guangdong (広東)-1, PWR	1994/5/25	0
0218-00	0323-01	暫定	スクラム後の制御棒1本の不完全挿入	スウェーデン	Ringhals-4, PWR	1994/8/22	0
0222-00	0262-00	最終	一次冷却系ポンプ(RCP)冷却系の運転時異常による原子炉スクラム	ロシア	Kalinin-1, PWR	1993/11/23	0
0223-00	0286-02	最終	一次冷却系クーラダウン中の一次系浄化系からの冷却材漏えい	ロシア	Kola-2, PWR	1994/3/3	2
0224-00	0330-01	最終	定期検査に見出された制御棒ハウジングの圧力降下	ロシア	Kola-3, PWR	1994/3/6	0
0227-00	0328-01	最終	蒸気発生器水位異常高信号によるタービントリップ及び原子炉トリップ	韓国	Kori (古里)-2, PWR	1994/9/25	0
0228-00	0331-01	-	Kozloduy原子炉発電所における所内用水系ポンプ室への電源喪失	ブルガリア	Kozloduy, PWR	1994/11/24	1
0233-00	0335-01	暫定	蒸気発生器安全弁の動作不良	スウェーデン	Ringhals-2, PWR	1994/10/3	2
0234-00	0337-01	最終	保安規定範囲内での手動弁漏えい	スペイン	Almaraz-1, PWR	1994/12/4	0
0236-00	0339-01	最終	主給水制御弁のトラブルによるタービン及び原子炉トリップ	韓国	Yonggwang (靈光)-1, PWR	1994/12/3	0
0239-00	0342-01	暫定	制御棒の完全挿入失敗	スウェーデン	Ringhals-3, PWR	1995/2/12	1
0240-00	0343-01	最終	プラント内重要区域へのCO <sub>2</sub> ガスの放出	アメリカ	H. B. Robinson-2, PWR	1995/2/13	0S
0244-00	0236-01	最終	発電機冷却系の水素漏洩による原子炉の計画外停止	ウクライナ	South Ukraine-3, PWR	1993/5/28	0S
0245-00	0241-01	最終	原子力発電所内での汚染	ウクライナ	Zaporozhe-1, PWR	1993/6/28	0
0247-00	0243-01	最終	竜巻に起因したグリッド擾乱による原子炉スクラム	ロシア	Kola-3, PWR	1993/2/2	1
0248-00	0244-01	最終	竜巻に起因したグリッド擾乱による原子炉スクラム	ロシア	Kola-4, PWR	1993/2/2	1
0251-00	0288-01	暫定	蒸気発生器主コレクターの圧力低下によるタービントリップ	スロバキア	Bohunice-2, PWR	1993/12/21	1

注) 尺度レベルにおける“0S”は、「尺度外」を示す。



表1 加圧水型原子力発電所における事例 (7/11)

0253-00	0292-01	-	一次冷却材中の塩素濃度の超過	スロバキア	Bohunice-2, PWR	1993/12/9	1
0254-00	0293-01	-	誤信号による自動出力制御(APC)の作動	スロバキア	Bohunice-2, PWR	1993/4/22	1
0255-00	0294-01	暫定	接続器破片の原子炉容器内への落下	スロバキア	Bohunice-2, PWR	1993/2/23	1
0256-00	0295-01	暫定	蒸気発生器給水の化学的性質の劣化	スロバキア	Bohunice-3, PWR	1993/10/18	1
0257-00	0296-01	暫定	ディーゼル発電機の起動失敗	スロバキア	Bohunice-3, PWR	1993/6/3	1
0258-00	0298-01	最終	蒸気発生器水位異常高によるタービントリップ及び原子炉トリップ	中国	Qinshan(秦山)-1, PWR	1993/3/30	0
0259-00	0309-01	最終	安全関連系の小規模火災	アメリカ	H. B. Robinson-2, PWR	1994/6/6	OS
0262-00	0316-01	暫定	Dampierreの原子力発電センターにおける軽微な汚染	フランス	Dampierre-1, PWR	1994/8/11	0
0264-00	0308-01	暫定	4号機の運転に対する保安規定違反	フランス	Tricastin-4, PWR	1994/6/3	2
0267-00	0344-01	-	Biblis-B発電所における原子炉冷却材の小漏洩	ドイツ	Biblis-B, PWR	1995/2/23	0
0271-00	0348-01	最終	外部電源喪失に伴う原子炉スクラム	スロベニア	Krsko, PWR	1995/3/30	0
0274-00	0351-01	最終	近接化学工場からのガスの放出	アメリカ	Waterford-3, PWR	1995/3/25	OS
0275-00	0353-01	最終	地絡保護リレーの作動による原子炉トリップ	韓国	Yongswang(靈光)-2, PWR	1995/3/8	0
0276-00	0352-01	最終	加圧器スプレー弁の開閉による安全注入	韓国	Kori(古里)-2, PWR	1995/2/25	0
0277-00	0355-01	暫定	制御棒落下時間の基準超過	中国	Guangdong(広東)-1, PWR	1995/2/14	1
0278-00	0354-01	-	安全保護系からの誤信号による原子炉スクラム	スロバキア	Bohunice-2, PWR	1995/4/27	0
0281-00	0361-01	暫定	定例試験での「Ringhals-2, 3, 4号機における蒸気発生器安全弁の規定値を超えた圧力での開動作」の判明	スウェーデン	Ringhals-2, 3, 4, PWR	1995/5/28	1
0283-00	0365-01	最終	タービン発電機電気油圧制御系の故障によるタービン/原子炉トリップ	スロベニア	Krsko, PWR	1995/6/2	1
0284-00		暫定	タイトルなし(電気保護信号によるタービントリップ/原子炉スクラム)	ウクライナ	Rovno-3, PWR	1995/6/24	0
0285-00	0366-01	暫定	地絡点検中における原子炉スクラム	スロバキア	Bohunice-4, PWR	1995/6/20	0

注) 尺度レベルにおける“OS”は、「尺度外」を示す。

表1 加圧水型原子力発電所における事例 (8/11)

0286-00	0369-01	最終	ECCSタンク 20TJ20B001, 2 の水位低下	ハンガリー	Paks-2, PWR	1992/12/23	1
0287-00	0368-01	暫定	2台の高圧ECCSポンプの同時運転不能	ハンガリー	Paks-4, PWR	1994/7/14	1
0288-00	0370-01	-	非常用ほう酸水タンクの水位低下	ハンガリー	Paks-1, PWR	1993/6/25	0
0289-00	0371-01	最終	原子炉出力の異常な上昇	ハンガリー	Paks-4, PWR	1993/5/3	1
0290-00	0372-01	暫定	自然循環能の低下	ハンガリー	Paks-2, PWR	1993/9/15	1
0294-00	0376-01	最終	充填ポンプ迷し弁の開による冷却材漏洩	アメリカ	H. B. Robinson-2, PWR	1995/6/20	0
0295-00	0377-01	最終	主給水ポンプ停止による原子炉トリップ	韓国	Kori (古里)-3, PWR	1995/4/3	0
0296-00	0379-01	暫定	停止中における二次系用スイッチギア盤の小規模火災	チェコ	Dukovany-1, PWR	1995/7/9	0S
0297-00	0380-01	最終	1.5時間に渡る安全系3系統のうちの2系統の作動不能によるDukovany発電所の運転制限条件違反	チェコ	Dukovany, PWR	1995/5/2	1
0299-00	0385-01	最終	外部電源喪失	ブルガリア	Kozloduy, PWR	1994/11/24	1
0304-00	0388-01	-	主蒸気隔離弁誤閉による安全注入信号の発生と原子炉トリップ	スロベニア	Krsko, PWR	1995/9/25	0
0311-00		最終	主蒸気管圧力低による安全注入	韓国	Yonggwang (靈光)-1, PWR	1995/7/13	0
0312-00		最終	光学絶縁装置の不具合による原子炉トリップ	韓国	Yonggwang (靈光)-3, PWR	1995/8/7	0
0313-00		最終	計装用空気圧の低下による原子炉トリップ	韓国	Kori (古里)-1, PWR	1995/8/16	0
0314-00		最終	48V 直流制御電源の喪失による原子炉トリップ	韓国	Ulchin (蔚珍)-1, PWR	1995/8/22	0
0315-00		最終	制御棒系の故障による原子炉トリップ	韓国	Yonggwang (靈光)-3, PWR	1995/9/6	0
0316-00		最終	タービン保護系の潤滑油圧変動による原子炉トリップ	韓国	Ulchin (蔚珍)-2, PWR	1995/9/13	0
0318-00	0401-00	最終	Salen-1における制御室アナンシエータの機能喪失	アメリカ	Salen-1, PWR	1995/10/4	0
0321-00		-	一次主冷却材ポンプ周辺配管の亀裂による原子炉冷態停止	ウクライナ	Zaporozhe-1, PWR	1995/12/3	0
0327-00		最終	主発電機保護リレーの動作による原子炉トリップ	韓国	Kori (古里)-2, PWR	1995/11/27	0

注) 尺度レベルにおける“0S”は、「尺度外」を示す。

表1 加圧水型原子力発電所における事例 (9/11)

0331-00	最終	軽微な放射能放出	スロベニア	Krsko, PWR	1995/12/13	0
0335-00	最終	保安規定からの逸脱	スウェーデン	Ringhals-4, PWR	1995/11/15	1
0337-00	最終	蒸気発生器水位異常高によるタービン・トリップ及び原子炉スクラム	中国	Qinshan(秦山)-1, PWR	1995/12/15	0
0342-00	最終	外部電源喪失に伴う安全注入	アメリカ	Catawba-2, PWR	1996/2/6	1
0343-00	最終	取水口での氷塊による非常用所内水系の部分喪失	アメリカ	Wolf Creek, PWR	1996/1/30	2
0344-00	暫定	一次冷却材の漏洩と密封室の軽微な汚染	スロバキア	Bohunice-4, PWR	1996/4/15	1
0345-00	最終	作業員のミスに起因した誤信号による原子炉トリップ	韓国	Yonggwang(靈光)-1, PWR	1996/1/23	0
0346-00	最終	主給水制御系の感光セルの劣化による原子炉トリップ	韓国	Ulchin(蔚珍)-1, PWR	1996/2/2	0
0347-00	最終	分解点検停止中における一次冷却材の漏洩	韓国	Yonggwang(靈光)-3, PWR	1996/2/13	0
0348-00	最終	起動電流の影響によるリレーの作動に伴う原子炉トリップ	韓国	Kori(古里)-1, PWR	1996/3/30	0
0349-00	最終	主給水バイパス弁の不適切な動作による原子炉停止	韓国	Kori(古里)-1, PWR	1996/3/31	0
0353-00	暫定	計画停止中における許容値を超えた一次冷却材温度の上昇	ウクライナ	Khmelnitcki-1, PWR	1996/4/30	1
0355-00	最終	Dukovany発電所における原子力/放射線安全と関係のない作業員の負傷	チェコ	Dukovany-2, PWR	1996/5/21	0S
0356-00	最終	制御室での電気火災	アメリカ	Palo Verde-2, PWR	1996/4/4	0
0360-00	最終	冷態停止中における炉心の強制循環冷却の劣化	ブルガリア	Kozloduy-5, PWR	1996/5/16	1
0361-00	最終	蒸気発生器水位高信号による原子炉トリップ	韓国	Ulchin(蔚珍)-1, PWR	1996/4/25	0
0362-00	最終	蒸気発生器水位低信号による原子炉トリップ	韓国	Yonggwang(靈光)-4, PWR	1996/5/15	0
0363-00	最終	蒸気発生器水位異常低信号による原子炉トリップ	韓国	Kori(古里)-2, PWR	1996/6/18	0
0364-00	最終	光学的遮断器の不具合による原子炉トリップ	韓国	Yonggwang(靈光)-4, PWR	1996/6/19	0
0366-00	最終	原子炉スクラム時における制御棒の挿入失敗	フランス	Belleville-1, PWR	1996/4/6	2

注) 尺度レベルにおける"0S"は、「尺度外」を示す。

表1 加圧水型原子力発電所における事例 (10/11)

0368-00	0457-01	最終	不十分な設計改良による1年間に及ぶ非常用所内用水系の機能低下	スペイン	Asco-1, PWR	1996/7/12	1
0369-00	0457-01	最終	不十分な設計改良による1年間に及ぶ非常用所内用水系の機能低下	スペイン	Asco-2, PWR	1996/7/12	1
0370-00	0382-01	-	タイトルなし (Waterford-3近郊の化学肥料工場からのアンモニウム流出)	アメリカ	Waterford-3, PWR	1995/7/20	0
0371-00	0459-01	暫定	所内の放射能汚染	ウクライナ	Khmel'nitski-1, PWR	1996/7/24	1
0375-00	0456-03	最終	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	フランス	Belleville-1, PWR	1996/4/6	2
0376-00	0453-00	最終	原子炉ピットの耐震用振れ止めの劣化	フランス	Chinon B-1, PWR	1996/5/13	2
0376-01	0453-00	最終	原子炉ピットの耐震用振れ止めの劣化	フランス	Chinon B-1, PWR	1996/5/13	2
0376-02	0453-03	最終	原子炉ピットの耐震用振れ止めの劣化	フランス	Chinon B-1, PWR	1996/5/13	2
0378-00	0463-01	最終	ヒューズが飛んだことに起因する原子炉トリップ	スロベニア	Krsko, PWR	1996/8/14	0
0384-00	0468-01	暫定	高圧送電線での短絡による原子炉トリップ	アルメニア	Armenia-2, PWR	1996/10/8	0
0386-00	0470-01	最終	光学的遮断器の故障による原子炉トリップ	韓国	Yonggwang(靈光)-4, PWR	1996/7/10	0
0388-00	0472-01	最終	蒸気発生器伝熱管漏洩の補修のための原子炉手動停止	韓国	Yonggwang(靈光)-2, PWR	1996/8/7	0
0389-00	0473-01	最終	主復水器細管漏洩の補修のための原子炉手動停止	韓国	Ulchin(蔚珍)-1, PWR	1996/8/11	0
0390-00	0474-01	最終	タイトルなし(くらの覆来に伴う復水器真空度低信号による原子炉トリップ)	韓国	Ulchin(蔚珍)-2, PWR	1996/9/14	0
0391-00		最終	制御棒集合体1体の固着による制御棒系の機能低下	ハンガリー	Paks-2, PWR	1995/11/8	2
0394-00		暫定	蒸気発生器1基の小漏洩	ブルガリア	Kozloduy-6, PWR	1996/11/11	0
0396-00		暫定	格納容器の機能が不十分な状態でのプラント運転	オランダ	Borssele, PWR	1996/11/21	2
0397-00		最終	主蒸気隔離弁誤閉による原子炉トリップと安全注入	スロベニア	Krsko, PWR	1997/1/1	0
0399-00		最終	制御棒挿入時間の遅れ	スペイン	Almaraz-2, PWR	1997/1/17	1
0405-00		最終	発電機の制御保護回路の地絡による原子炉トリップ	アルメニア	Armenia-2, PWR	1997/2/4	0

注) 尺度レベルにおける“0\$”は、「尺度外」を示す。

表1 加圧水型原子力発電所における事例 (11/11)

0406-00	最終	非常用炉心冷却系ポンプの試験遅延による運転制限条件の違反	チェコ	Dukovany-2, PWR	1996/4/16	1
0407-00	最終	人的過誤による工学的安全施設起動系の誤起動	チェコ	Dukovany-3, PWR	1996/4/21	1
0408-00	最終	スプレー系ポンプに対する試験の遅延による運転制限条件の違反	チェコ	Dukovany-4, PWR	1996/7/8	1
0409-00	最終	制御室運転員の誤操作による原子炉スクラム	チェコ	Dukovany-4, PWR	1996/10/6	1
0410-00	最終	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	南アフリカ	Koeberg-2, PWR	1997/3/11	2
0472-00	最終	回路短絡による小規模火災	ブルガリア	Kozloduy-5, 6, PWR	1992/9/22	1
0514-00	最終	セーフティカルチャータ問題に起因する運転制限値の超過	フランス	Paluel-1, PWR	1997/3/7	2
0517-00	暫定	法定年間線量限度を超える作業員の被ばく	南アフリカ	Koeberg-1, PWR	1997/5/2	2
0519-00	最終	Dampierre発電所における一次冷却系接続配管からの漏洩	フランス	Dampierre-1, PWR	1996/12/14	2
0521-00	最終	燃料交換中における炉壁熱除去機能の喪失	スロベニア	Krsko, PWR	1997/5/17	0
0524-00	暫定	電圧調整器との接続部の緩みによるディーゼルの利用不能	スウェーデン	Ringhals-2, PWR	1997/7/1	1
0526-00	暫定	加圧器逃し弁の閉失敗	ウクライナ	Rovno-2, PWR	1997/8/2	1
0530-00	暫定	タービン制御系試験後の原子炉保護系起動時における制御棒1本の不完全挿入	ハンガリー	Paks-3, PWR	1997/8/20	2
0531-00	暫定	燃料交換中における新燃料集合体の損傷	ウクライナ	South Ukraine-2, PWR	1997/8/22	2
0532-00	最終	燃料交換後の非核加熱段階における自動保護系の結線ミス	スウェーデン	Ringhals-2, PWR	1997/8/17	1
0601-00	最終	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	スウェーデン	Ringhals-4, PWR	1997/9/27	2
0609-00	最終	Dukovany発電所における配電盤での短時間の小規模火災	チェコ	Dukovany-4, PWR	1997/11/9	0
0617-00	暫定	余熱除去系 (RHR) からの大規模漏えい	フランス	Civaux-1, PWR	1998/5/13	2

注) 尺度レベルにおける“OS”は、「尺度外」を示す。

表2 沸騰水型原子力発電所における事例 (1/3)

事例整理番号	INES番号	評価結果	事象タイトル	国名	施設	事象発生日	尺度レベル
0009-00	0105-00	—	出力領域モニタ (PRM) 中性子束高による原子炉スクラム	インド	Tarapur-1, BWR	1991/7/10	0
0010-00	0106-00	—	出力領域モニタ (PRM) 中性子束高による原子炉スクラム	インド	Tarapur-1, BWR	1991/7/16	0
0036-00	0146-00	最終	復水器真空度低による2号機原子炉のスクラム	インド	Tarapur-2, BWR	1992/4/19	0
0037-00	0145-01	最終	電源喪失による2号機原子炉のスクラム	インド	Tarapur-2, BWR	1992/3/31	0
0042-00	0154-00	暫定	給水ノズルの亀裂	スウェーデン	Ringhals-1, BWR	1992/8/17	0
0046-00	0144-02	最終	ウエットウェル内のポンプストレーナーの閉塞	スウェーデン	Barsebeck-2, BWR	1992/7/28	2
0050-00	0162-01	暫定	福島第一-2号機の自動停止	日本	福島第一-2, BWR	1992/9/29	0
0056-00	0157-00	—	原子炉停止系の機能低下を伴う原子炉起動	スイス	Leibstadt, BWR	1990/9/4	1
0058-00	0119-00	最終	再起動準備前のスクラム系性能試験における手動弁の閉鎖	スウェーデン	Forsmark-2, BWR	1991/10/9	1
0078-00	0170-01	暫定	主制御室における通信連絡系の喪失	メキシコ	Laguna Verde-1, BWR	1992/1/18	1
0079-00	0129-00	—	保安規定の適用による原子炉停止 (異常事象)	メキシコ	Laguna Verde-1, BWR	1992/5/9	1
0080-00	0172-01	暫定	100%を超える出力急上昇を伴う再循環過渡	メキシコ	Laguna Verde-1, BWR	1992/5/13	1
0081-00	0173-01	暫定	プラント内のガス放出による異常事象	メキシコ	Laguna Verde-1, BWR	1992/5/28	1
0082-00	0174-01	暫定	主変圧器 (T-1) のトリップによる所内電源の喪失	メキシコ	Laguna Verde-1, BWR	1992/9/18	1
0086-00	0179-01	最終	機能検査時における出力領域モニタ (PRM) チャンネル6と9の不具合による原子炉スクラム	インド	Tarapur-1, BWR	1992/6/19	0
0087-00	0184-01	最終	電源喪失による原子炉スクラム	インド	Tarapur-1, BWR	1992/6/15	0
0088-00	0178-01	暫定	2号機の非常用復水器のルーバ細管の破損	インド	Tarapur-2, BWR	1992/5/13	1
0093-00	0181-01	最終	出力領域モニタ (PRM) 中性子束高による原子炉スクラム	インド	Tarapur-2, BWR	1992/7/31	0
0094-00	0180-01	最終	7日間の限度を超えた起動用補助変圧器X03Bの停止	インド	Tarapur-2, BWR	1992/8/19	1

注) 尺度レベルにおける“0S”は、「尺度外」を示す。

表2 沸騰水型原子力発電所における事例 (2/3)

0103-00	0213-01	最終	TAPS-TRAP輸送ライン検査ピットからの雨水くみ上げ中の土壌汚染	インド	Tarapur-1, BWR	1992/8/21	1
0105-00	0202-01	暫定	非破壊検査中に発見されたオーステナイト系配管の有意な指示	ドイツ	Brunsbuettel (KKB), BWR	1992/11/	1
0108-00	0205-01	暫定	高温起動試験時における制御棒機能の不具合	スウェーデン	Ringhals-1, BWR	1993/1/23	0
0113-00	0210-01	最終	32mm口径の弁ボンネット・シールの軽微な漏洩	スウェーデン	Ringhals-1, BWR	1993/2/28	0
0114-00	0211-01	最終	圧力逃し系のパイロット弁に接続される15mm口径配管からの軽微な漏洩	スウェーデン	Ringhals-1, BWR	1993/3/2	0
0123-00	0221-01	最終	残留熱除去系配管曲がり部（エルボ一部）の亀裂	スウェーデン	Oskarshamn-1, BWR	1993/2/24	1
0130-00	0229-01	最終	Perry-1号機における所内用水系配管の破損	アメリカ	Perry-1, BWR	1993/3/26	0S
0150-00	0258-00	最終	外部電源喪失及び原子炉スクラム	アメリカ	Lasalle-1, BWR	1993/9/14	0
0155-00	0265-01	暫定	格納容器の気密性能試験の非承認	スウェーデン	Barsebeck-2, BWR	1993/10/12	1
0192-00		最終	過大振動によるタービントリップ	アメリカ	Fermi-2, BWR	1993/12/25	0S
0217-00	0322-01	最終	非常用炉心冷却系の隔離弁漏えい	スウェーデン	Barsebeck-2, BWR	1994/8/31	1
0229-00	0332-01	最終	非常用炉心冷却系の炉心スプレーパーポンプへの潤滑油喪失	スウェーデン	Barsebeck-1, BWR	1994/8/26	1
0230-00	0333-01	最終	燃料交換停止後におけるブローダウン保護系の不完全な再確立	スウェーデン	Barsebeck-1, BWR	1994/9/28	1
0231-00	0334-01	最終	計画外の全制御棒挿入遅れ	スウェーデン	Forsmark-3, BWR	1994/6/15	1
0237-00	0340-01	最終	核計装系信号による原子炉自動停止	日本	女川-2, BWR	1994/12/11	1
0242-00	0216-01	最終	出力領域モニタ中性子束高による原子炉スクラム	インド	Tarapur-1, BWR	1992/10/16	0
0260-00	0310-01	最終	Ringhals-1号機におけるタービン系からのよう素131の放出	スウェーデン	Ringhals-1, BWR	1994/7/9	0
0273-00	0350-01	暫定	ポンプ及び弁のケーシングの亀裂	スウェーデン	Oskarshamn-1, BWR	1995/3/31	0
0293-00	0375-01	最終	少量の汚染水の海への計画外放出	スウェーデン	Barsebaeck, BWR	1995/7/10	1
0298-00	0383-01	暫定	燃料交換中におけるタービン・ホールでの作業員の負傷	スイス	Leibstadt, BWR	1995/8/11	0

注) 尺度レベルにおける“0S”は、「尺度外」を示す。

表2 沸騰水型原子力発電所における事例 (3/3)

0302-00	0386-01	—	格納容器圧力逃し配管上の弁の閉止及びピント配管上の2つの弁の閉止	スウェーデン	Forsmark-2, BWR	1995/7/15	1
0319-00	0406-01	最終	原子炉建屋内での高放射線レベル	アメリカ	Lasalle-1, BWR	1995/10/31	1
0322-00		—	女川-2号機の原子炉手動停止	日本	女川-2, BWR	1995/12/24	0
0328-00	0412-01	最終	炉心シユラウド、シユラウド蓋、原子炉内部構造物の亀裂	スウェーデン	Oskarshamn-1, BWR	1995/1/1	0
0329-00	0413-01	最終	電気系統の分離、原子炉保護系の共通原因故障の排除と補助建屋での過圧放出に関する設計上の欠陥	スウェーデン	Oskarshamn-1, BWR	1995/1/1	1
0330-00	0414-01	最終	広範な試験時に発見されたディーゼル発電機の設計上の欠陥	スウェーデン	Oskarshamn-1, BWR	1995/8/26	1
0332-00	0419-01	暫定	原子炉研究所(逃し安全弁の開動作による放射性物質の小規模放出)	ロシア	VK-50, BWR	1996/1/31	1
0338-00	0424-01	暫定	崩壊熱除去系の一部である補助凝縮器の一時的利用不能	スウェーデン	Oskarshamn-1, BWR	1996/1/21	1
0340-00		最終	定期試験での格納容器隔離弁の故障	スウェーデン	Oskarshamn-1, BWR	1996/3/4	1
0357-00	0445-01	最終	圧力抑制機能の低下	スウェーデン	Barsebeck-2, BWR	1996/6/12	1
0358-00	0444-01	最終	原子炉スクラム後の原子炉冷却材系安全弁の作動	ロシア	VK-50, BWR	1996/1/31	1
0379-00	0464-01	最終	外部電源喪失時における2台の主蒸気隔離弁の自動閉失敗	インド	Tarapur-1, BWR	1995/11/10	1
0385-00	0469-01	最終	原子炉隔離時冷却系タービン保温材の火災	アメリカ	Clinton, BWR	1996/8/19	0
0392-00		—	原子炉起動前におけるスクラバー系ベント弁のラインアップ誤り	スウェーデン	Forsmark-1, BWR	1996/7/18	1
0395-00		暫定	Oskarshamn-2における非常用炉心冷却系の1つ(炉心スプレー系)の利用不能	スウェーデン	Oskarshamn-2, BWR	1996/11/1	2
0523-00		最終	プラント停止前の原子炉停止操作中における格納容器圧力抑制機能の低下	スウェーデン	Forsmark-2, BWR	1997/5/16	1
0608-00		最終	非常用ディーゼル発電機排気部での火災	アメリカ	Limerick-2, BWR	1997/10/9	0
0612-00		最終	停止時冷却機能の喪失	アメリカ	Clinton, BWR	1998/2/13	0

注) 尺度レベルにおける“0S”は、「尺度外」を示す。



表3 黒鉛減速型原子力発電所における事例 (1/3)

事例整理番号	INES番号	評価結果	事象タイトル	国名	施設	事象発生日	尺度レベル
0004-00	0098-01	-	乾式放射性廃棄物処分場の燃料破片収納キャスクの輸送時におけるプラント敷地内での放射能汚染水の漏出	ロシア	Billibino unit A, LWGR	1991/7/10	3
0005-00	0102-00	-	停止したタービン発電機4のユニット遮断器の瞬時閉鎖	ウクライナ	Chernobyl-2, LWGR	1991/10/11	2
0007-00	0103-00	-	発火によるタービン建屋の弁および補助部品の電力・計装ケーブルの部分的損傷	ウクライナ	Chernobyl-1, LWGR	1991/11/1	0
0015-00	0111-00	-	燃料交換時における新燃料集合体の落下	ウクライナ	Chernobyl-2, LWGR	1991/7/1	2
0018-00	0108-00	-	6 kV と 0.4 kV 母線の解磁および待機中のオイルポンプ起動失敗によるタービン発電機トリップ	リトアニア	Ignalina-1, LWGR	1990/10/4	2
0023-00	0082-00	-	電離箱の電源喪失による低電圧保護機能の喪失	ウクライナ	Chernobyl-1, LWGR	1991/4/10	2
0026-00	0127-00	最終	燃料チャンネル1本の減圧によるプラント停止	ロシア	Leningrad-3, LWGR	1992/3/24	2
0059-00	0102-00	-	電気機器の故障に起因したタービン建屋火災による原子炉停止	ウクライナ	Chernobyl-2, LWGR	1991/10/11	2
0063-00	0116-00	最終	ECCS (非常用炉心冷却設備) と MSV (主安全弁) の利用不能による再起動準備中の運転制限条件違反	ロシア	Smolensk-2, LWGR	1991/7/22	3
0071-00	0169-01	暫定	ドラム分離器区画におけるエアロゾル放射能上昇による Ignalina-2 号機の停止	リトアニア	Ignalina-2, LWGR	1992/10/15	0
0097-00	0197-01	暫定	携帯用装置接続ケーブルからの発火	ウクライナ	Chernobyl-3, LWGR	1993/1/12	0
0122-00	0220-01	暫定	気水分離器の水位上昇に伴う緊急保護系の作動による原子炉停止	ウクライナ	Chernobyl-3, LWGR	1993/3/18	0
0157-00	0259-00	-	新燃料貯蔵建屋での燃料要素2本の粉失	ウクライナ	Chernobyl-3, LWGR	1993/10/20	0S
0165-00	0267-01	暫定	原子炉建屋の一区画で検出された漏洩による原子炉停止	リトアニア	Ignalina-1, LWGR	1994/1/18	0
0177-00	0279-01	暫定	手動制御棒系の故障による原子炉手動停止	リトアニア	Ignalina-2, LWGR	1994/1/27	0
0180-00		暫定	格納区画の一部での漏洩による原子炉停止	リトアニア	Ignalina-1, LWGR	1994/1/10	0
0181-00	0283-01	暫定	分配グループヘッダーと ECCS ヘッダーとの接続配管 NB-76 溶接部からの給水漏洩	ロシア	Leningrad-1, LWGR	1994/2/22	0
0183-00	0284-00	最終	配管の凍結による泡消火スプリンクラー系の16時間にわたる作動不能	リトアニア	Ignalina-1, LWGR	1994/2/7	1
0186-00	0198-00	-	3号機と4号機との間の隔壁における木製枕木の燃焼	ウクライナ	Chernobyl-3, LWGR	1993/1/14	0

注) 尺度レベルにおける“0S”は、「尺度外」を示す。

表3 黒鉛減速型原子力発電所における事例 (2/3)

0191-00	暫定	Sosnovy Bor (Leningrad-1号機)原子力発電所の停止 (北欧諸国規制当局からの報告)	ロシア	Leningrad-1, LWGR	1994/2/21	1
0196-00	最終	一次冷却系健全性の劣化	リトアニア	Ignalina-2, LWGR	1994/2/24	1
0198-00	最終	非常用原子炉冷却系のタンク水位低下による原子炉スクラム	ウクライナ	Chernobyl-3, LWGR	1994/4/18	1
0211-00	最終	制御棒スイッチ交換後の原子炉出力中性子制御系における不具合	リトアニア	Ignalina-1, LWGR	1994/7/11	1
0214-00	暫定	ECCS配管の溶接接合部からの漏えいによる原子炉停止	リトアニア	Ignalina-1, LWGR	1994/8/21	0
0219-00	最終	発電機トリップによる原子炉自動停止	リトアニア	Ignalina-1, LWGR	1994/8/9	0
0225-00	最終	燃料チャナネル管井41-13上部における貫通亀裂	ウクライナ	Chernobyl-3, LWGR	1994/10/17	1
0226-00	暫定	原子炉一次冷却系の健全性喪失	リトアニア	Ignalina-1, LWGR	1994/11/3	0
0238-00	-	サボタージュの可能性に伴うプラント停止	リトアニア	Ignalina-1, LWGR	1994/11/14	
0261-00	暫定	主復水加熱器への蒸気供給用配管上ゲート弁の誤閉による原子炉自動停止	リトアニア	Ignalina-2, LWGR	1994/7/8	0
0265-00	暫定	原子炉チャナネルからドラム分離器に接続される口径76mm原子炉系配管の漏洩	リトアニア	Ignalina-2, LWGR	1992/10/15	1
0266-00	暫定	原子炉チャナネル10-33 からドラム分離器に接続される配管のへこみ	リトアニア	Ignalina-1, LWGR	1992/11/4	0
0272-01	暫定	人的過誤に起因する原子炉トリップ	ウクライナ	Chernobyl-3, LWGR	1995/1/29	0
0272-02	最終	人的過誤による原子炉トリップ	ウクライナ	Chernobyl-3, LWGR	1995/1/29	1
0305-00	最終	空気圧縮機モータの電気火災	ウクライナ	Chernobyl-1, LWGR	1995/9/28	0S
0306-00	暫定	燃料交換機の故障による原子炉停止	ウクライナ	Chernobyl-1, LWGR	1995/10/27	0
0308-00	暫定	運転員によるタービン発電機停止に伴う原子炉出力降下	リトアニア	Ignalina-1, LWGR	1995/11/12	0
0309-00	暫定	ECCS蓄圧タンクと原子炉の間に位置する弁の誤閉による原子炉出力自動降下	リトアニア	Ignalina-2, LWGR	1995/11/22	1
0310-00	暫定	炉内検出器校正作業時の作業員の過大な被ばく	リトアニア	Ignalina-2, LWGR	1995/11/30	1
0324-00	暫定	プリード冷却材戻り配管からの漏洩による原子炉手動停止	リトアニア	Ignalina-2, LWGR	1996/1/7	0

注) R度レベルにおける“0S”は、「R度外」を示す。

表3 黒鉛減速型原子力発電所における事例 (3/3)

0336-00	暫定	隔離制御弁室圧力上昇の誤信号に起因した高速スクラム系作動による原子炉停止	リトアニア	Ignalina-1, LWGR	1996/2/9	0
0339-00	最終	原子炉建屋内の放射能汚染	ウクライナ	Chernobyl-1, LWGR	1995/11/27	3
0352-00	暫定	3号機での放射能汚染	ウクライナ	Chernobyl-3, LWGR	1996/4/24	1
0359-00	最終	原子炉ホールの放射能汚染	ウクライナ	Chernobyl-1, LWGR	1996/6/28	0
0383-00	最終	燃料集合体取出時における作業員の被ばく	ロシア	Kursk-4, LWGR	1995/11/21	2
0611-00	暫定	高速スクラム系 (FASS) の作動による原子炉トリップ	リトアニア	Ignalina-1, LWGR	1998/3/3	0
0613-00	暫定	燃料取替中の作業員の被ばく	ロシア	Bilibino-4, LWGR	1998/3/14	2

注) 尺度レベルにおける“OS”は、「尺度外」を示す。

表4 加圧重水型原子力発電所における事例 (1/3)

事例整理番号	INES番号	評価結果	事象タイトル	国名	施設	事象発生日	尺度レベル
0008-00	0104-00	-	タービン建屋ピットの高放射能	インド	Rajasthan-2, PHWR	1991/7/9	1
0011-00	0107-00	-	減速材カバガ系での重水増加	インド	Kalpakkam-1, PHWR	1991/7/26	0
0032-00	0149-00	-	減速材カバガ系中での重水濃度上昇	インド	Rajasthan-2, PHWR	1992/5/15	1
0033-00	0150-00	暫定	プロセス戻り水中のトリチウム放射能	インド	Rajasthan-2, PHWR	1992/6/28	1
0034-00	0148-00	-	起動時のダウジングタンク水の部分的排水	インド	Rajasthan-2, PHWR	1992/5/10	0
0035-00	0147-00	-	減速材ダンプに関する記録時間の超過	インド	Kalpakkam-1, PHWR	1992/5/5	0
0090-00	0185-01	暫定	クラスⅢ母線に接続された415Vブレーカーへの250V直流制御電源の喪失	インド	Rajasthan-2, PHWR	1992/9/3	1
0091-00	0183-01	最終	所内電源クラスⅣ喪失時のディーゼルの起動失敗とブレーカー(CB-5)の閉失敗	インド	Rajasthan-1, PHWR	1992/8/21	0
0092-00	0182-01	最終	2号機の子ヤンネルG-09に放置された検査用ヘッド	インド	Rajasthan-2, PHWR	1992/7/4	1
0104-00	0214-01	最終	減速材系から重力漏洩によるトリチウム放出	インド	Kalpakkam-2, PHWR	1992/9/16	1
0112-00	0209-01	最終	燃料交換機での重水漏洩によるプラント停止	カナダ	Darlington-2, PHWR	1993/2/15	0
0117-00	0217-01	最終	250V直流回路における地絡定例点検時の原子炉トリップ	インド	Kalpakkam-1, PHWR	1992/10/13	0
0121-00	0219-01	最終	安全解析上の問題による原子炉出力60%への減少	カナダ	Bruce-1, PHWR	1993/3/5	1
0144-00	0248-01	最終	原子炉制御・保護系のチャネルB, E電離箱のハウジングへ水の侵入	インド	Narora-2, PHWR	1993/2/27	1
0145-00	0246-01	最終	チャネル温度モニター設備(CIM-2)の機能喪失	インド	Rajasthan-2, PHWR	1993/1/17	0
0146-00	0247-01	最終	試験時のボイラー温度差高によるチャネルEの動作不能	インド	Kalpakkam-2, PHWR	1993/1/16	0
0160-00	0226-02	最終	タービン建屋の火災による所内停電	インド	Narora-1, PHWR	1993/3/31	3
0213-00	0318-01	最終	タービン建屋地階および中地階での浸水	インド	Kakrapar-1, PHWR	1994/6/16	0
0232-00	0336-01	暫定	原子炉冷却材逃し弁の故障による小破断LOCA	カナダ	Pickering-2, PHWR	1994/12/10	2

注) 尺度レベルにおける“0S”は、「尺度外」を示す。

表4 加圧重水型原子力発電所における事例 (2/3)

0235-00	0338-01	最終	格納容器内での重水の漏洩		韓国	Wolsong(月城)-1, PHWR	1994/10/20	2
0241-00	0215-01	最終	トリチウムの湖への放出		インド	Rajasthan-2, PHWR	1992/9/17	1
0243-00	0223-01	最終	高圧タービン出口配管からの蒸気漏洩による計画外停止		日本	ふげん, ATR	1992/10/18	0
0268-00	0345-01	最終	出力運転中での燃料交換における不適切な燃料装荷		インド	Kalpakkam-1, PHWR	1994/8/12	1
0270-00	0347-01	最終	チャネルS-12の燃料交換機案内スリーブの戻し失敗		インド	Rajasthan-2, PHWR	1994/10/7	1
0279-00	0359-01	暫定	原子炉冷却材逃し弁の誤開		カナダ	Bruce-5, PHWR	1995/5/14	1
0280-00	0360-01	最終	MAPS(Kalpakkam)-2号機における蒸気発生器伝熱管の漏洩		インド	Kalpakkam-2, PHWR	1995/2/7	0
0303-00	0387-01	最終	加圧器ドレン弁の故障による冷却系からの重水漏洩と原子炉の計画外停止		カナダ	Gentilly-2, PHWR	1995/9/4	2
0317-00		最終	高圧容器系ドレン弁の故障による原子炉手動トリップ		韓国	Wolsong(月城)-1, PHWR	1995/9/24	0
0325-00	0409-01	暫定	Embalse発電所におけるガータースプリング点検・再配置後の圧力管の損傷と小LOCA		アルゼンチン	Embalse, PHWR	1995/12/18	2
0326-00		暫定	ECCS制御ロジックの定例試験中における安全弁の突然開		アルゼンチン	Embalse, PHWR	1996/1/8	0
0354-00	0441-01	最終	逆止弁故障による安全注入機能の低下とそれに伴うPickering発電所の計画外停止		カナダ	Pickering-1~8, PHWR	1996/4/19	1
0365-00	0452-01	暫定	主復水器補助熱交換器の損傷による飲料水のわずかな汚染		アルゼンチン	Embalse, PHWR	1996/6/30	0
0374-00		最終	フレオン貯蔵タンクの破裂		ルーマニア	Cernavoda-1, PHWR	1996/8/3	OS
0380-00	0465-01	最終	燃料の逆向き装荷時の出力変化に伴う冷却材圧力低による原子炉トリップ		インド	Narora-2, PHWR	1995/12/27	0
0381-00	0466-01	最終	調整棒冷却材流量低による原子炉トリップ		インド	Narora-2, PHWR	1996/1/5	0
0382-00	0467-01	最終	カランドリア管施設部からの重水漏洩		インド	Narora-1, PHWR	1996/1/7	0
0387-00	0471-01	最終	燃料交換機の補修のための原子炉手動停止		韓国	Wolsong(月城)-1, PHWR	1996/7/12	0
0411-00		暫定	蒸気発生器内での非常用冷却水/再加熱器ドレン分配ヘッダーの損傷		カナダ	Point Lepreau, PHWR	1996/10/4	2
0414-01	0458-01	暫定	保守後の水平方向中性子束検出器遮へいの取付け忘れ		カナダ	Point Lepreau, PHWR	1996/5/24	2

注) 尺度レベルにおける“OS”は、「尺度外」を示す。

表4 加圧重水型原子力発電所における事例 (3/3)

0414-02	0458-02	最終	保守後の水平方向中性子束検出器遮へいの取付け忘れ	カナダ	Point Lepreau, PHWR	1996/5/24	1
0527-00		最終	一次冷却系ポンプの停止による原子炉トリップ	インド	Narora-1, PHWR	1996/3/19	0
0528-00		最終	主炉停止系の炉停止棒挿入遅れによる後備炉停止系の作動	インド	Kakrapar-1, PHWR	1997/5/18	2
0529-00		最終	15秒間原子炉圧力が79.6kg/cm <sup>2</sup> 以下に低下したことによる原子炉トリップ	インド	Kakrapar-1, PHWR	1997/3/2	0
0602-00		最終	冷却材チャネル出口供給配管からの一次熱移送系の漏洩	カナダ	Point Lepreau, PHWR	1997/1/17	1
0604-00		最終	出力の異常変動に伴う原子炉トリップ	パキスタン	KANUPP, PHWR	1996/3/29	0
0605-00		最終	ボイラー室での火災	パキスタン	KANUPP, PHWR	1996/6/16	0
0606-00		最終	弁H1-V92接合部からの重水漏洩	パキスタン	KANUPP, PHWR	1996/8/14	0

注) 尺度レベルにおける“0S”は、「尺度外」を示す。

表5 ガス冷却型原子力発電所における事例 (1/1)

事例整理番号	INES 番号	評価 結果	事象タイトル	国名	施設	事象発生日	尺度 レベル
0250-00	0250-02	暫定	Wylfaにおける燃料取替機つかみ部の故障	イギリス	Wylfa, GCR	1993/7/31	2
0323-00		-	東海発電所での原子炉出力降下	日本	東海, GCR	1995/12/23	0S
0398-00		最終	装置の除染作業中における複数の作業員の内部被ばく	スペイン	Vandell os-1, GCR (廃炉中)	1996/2/28	1
0607-00		最終	放射線検出器操作時におけるアメリカン241吸入による作業員の汚染	スペイン	Vandell os-1, GCR (廃炉中)	1997/3/26	1

注) 尺度レベルにおける“0S”は、「尺度外」を示す。

表6 高速増殖型原子力発電所における事例 (1/1)

事例整理番号	INES番号	評価結果	事象タイトル	国名	施設	事象発生日	尺度レベル
0124-00	0224-01	最終	液体放射性廃棄物貯蔵バウンダリ外部での放射能放出	ロシア	Beloyarsky-3 (BN-600), FBR	1992/12/23	2
0149-00	0253-00	暫定	補助系における原子炉冷却材漏洩による複数区画の放射能汚染	ロシア	Beloyarsky-3 (BN-600), FBR	1993/10/7	1
0190-00		最終	燃料交換機のロジック制御装置の損傷	カザフスタン	BN-350, FBR	1993/12/8	0
0193-00		-	二次系ナトリウム漏洩による非放射性ナトリウムの火災	ロシア	Beloyarsky-3 (BN-600), FBR	1994/5/6	1
0320-00		-	2次系ナトリウム漏洩による高速増殖原型炉もんじゅの手动停止	日本	もんじゅ, FBR	1995/12/8	
0333-00		最終	二次冷却材ポンプの潤滑油系統の切替失敗	カザフスタン	BN-350, FBR	1996/1/17	0
0334-00		最終	再循環配管からの給水の漏洩	カザフスタン	BN-350, FBR	1996/1/22	0
0415-00		最終	蒸気発生器NO. 1の給水再循環配管からの漏洩	カザフスタン	BN-350, FBR	1997/3/23	0
0515-00		最終	高速増殖原型炉もんじゅでの2次主冷却系ナトリウム漏洩	日本	もんじゅ, FBR	1995/12/8	1



表7 再処理施設・核燃料製造加工施設における事例 (1/2)

事例整理番号	INES番号	評価結果	事象タイトル	国名	施設	事象発生日	尺度レベル
0068-00	0158-02	最終	セル内でのプルトニウム硝酸塩漏えい	イギリス	Sellafield, 再処理施設	1992/9/8	3
0095-00	0195-01	暫定	プルトニウム(Pu)溶剤の溢出	イギリス	Sellafield, 再処理施設	1993/1/12	2
0131-00	0230-01	最終	プルトニウム回収プラントB204	イギリス	Sellafield, 再処理施設	1993/2/12	1
0132-00	0231-01	-	傷口からのプルトニウム吸入の可能性	イギリス	Sellafield, 再処理施設	1993/2/12	1
0134-00	0233-01	暫定	廃棄物ドラムからの漏洩	イギリス	Sellafield, 再処理施設	1993/5/18	2
0143-00	0245-01	暫定	Downreayにおける運転員の放射性物質摂取	イギリス	Downreay, 再処理施設	1993/6/29	2
0156-00	0266-01	最終	熱酸化物再処理プラント(THORP)での硝酸溶液の漏洩	イギリス	Sellafield, 再処理施設	1993/10/18	0
0163-00	0263-00	暫定	東海再処理施設における作業員の被ばく	日本	東海, 再処理施設	1993/12/27	2
0202-00	0302-01	最終	照射済燃料バンドルの溶解槽への装填中における運転員の過剰被ばく	インド	Trombay, 再処理施設	1994/3/18	1
0221-00	0326-01	最終	再処理のための準備運転中における使用済燃料集合体の損傷	ロシア	Mayak, 再処理施設	1994/8/31	1
0249-00	0231-02	最終	外傷による放射線検査官の過大被ばく	イギリス	Sellafield, 再処理施設	1993/2/12	2
0292-00	0374-01	-	線量限度を超えた皮膚への被ばく	イギリス	Sellafield, 再処理施設	1995/7/4	2
0341-00	0427-01	最終	外傷による法定線量限度を超えた被ばく	イギリス	Sellafield, 再処理施設	1995/3/24	2
0401-00		暫定	建屋内での気体状放射性物質の放出による作業員の過避	イギリス	Sellafield, 再処理施設	1997/2/2	2
0402-00		暫定	放射性溶液の漏出	イギリス	Sellafield, 再処理施設	1997/2/3	2
0403-00		最終	作業員による放射性物質の吸入	イギリス	Downreay, 再処理施設	1995//	2
0412-00	0497-01	暫定	アスファルト固化処理施設での火災と爆発	日本	東海, 再処理施設(アスファルト固化処理施設)	1997/3/11	3
0614-00		最終	アスファルト固化処理施設での火災と爆発	日本	東海, 再処理施設(アスファルト固化処理施設)	1997/3/11	3
0615-00		暫定	Downreay燃料サイクル区画における換気系の喪失	イギリス	Downreay, 再処理施設	1998/5/7	2

表7 再処理施設・核燃料製造加工施設における事例(2/2)

0074-00	0190-01	暫定	成形加工中の混合酸化物燃料棒の破損による作業員の被ばく	ベルギー	FBFC, 燃料製造工場	1992/11/23	2
0100-00	0199-01	暫定	FBFC施設の燃料成形加工における長期の換気系喪失	フランス	FBFC, 燃料製造工場	1992/12/30	2
0263-00	0317-01	暫定	UP2-400プラントにおけるMAPU工場(中レベル放射性プルトニウム工場)での溶液蒸出	フランス	La Hague, プルトニウム工場	1994/8/11	1
0300-00	0384-01	暫定	ウランによる肺の線量負荷の増加	イギリス	Springfield, 燃料加工施設	1995/05/	2
0516-00		最終	空のはずの核物質輸送コンテナからの核物質の検出	スペイン	Juzbado, 核燃料製造プラント	1997/2/5	1
0522-00		—	濃縮ウラン化学工場での建屋外火災	イギリス	Springfield, 濃縮ウラン工場	1997/6/9	

表8 試験・研究炉施設における事例(1/1)

事例整理番号	INES番号	評価結果	事象タイトル	国名	施設	事象発生日	尺度レベル
0159-00	0260-01	最終	照射済燃料試験ピンの劣化に伴う試験炉の制御不能な出力変動	ベルギー	BR-2, 試験炉	1993/11/13	2
0089-00	0177-01	最終	Dhruva-Cirus複合施設における土壌汚染	インド	Cirus, 研究炉 (PHWR)	1991/12/13	1
0109-00	0206-01	最終	燃料要素の落下	バングラデシュ	Triga Mark II, 研究炉	1992/7/30	2
0120-00	0207-02	最終	中央シンブルのカプセル破損	バングラデシュ	Triga, 研究炉	1993/2/2	2
0203-00	0303-01	最終	非冷却状態での照射済燃料棒のプラスチック容器内放置-人的エラー	インド	Cirus, 研究炉 (PHWR)	1994/4/12	1
0220-00	0325-01	最終	McMaster研究用原子炉における燃料装荷中の出力異常上昇	カナダ	McMaster, プール型研究炉	1994/1/4	2
0246-00	0242-01	最終	冷却塔での火災	ルーマニア	INR-Pitești, 研究炉	1993/7/5	0
0252-00	0289-01	最終	Cadarache研究所の前Rapsodie研究炉付近での事故	フランス	Cadarache-Rapsodie, 研究炉	1994/3/31	2
0269-00	0346-01	最終	新燃料装荷時の問題	インド	Dhruva, 研究炉	1994/8/25	0
0307-00	0393-01	暫定	StudvikにあるUppsala大学の中性子研究施設における研究炉R2-0での従事者の被ばく	スウェーデン	Uppsala大学 R2-0, 研究炉	1995/10/19	2
0518-00		-	原子力研究所 (Rez) の研究炉LR-0建屋での軽微な火災	チェコ	LR-0 (Rez), プール型研究炉	1997/5/20	0S
0525-00		暫定	AERE研究炉での一次冷却水の漏洩	バングラデシュ	AERE, 研究炉 (TRIGA)	1997/7/14	2
0603-00		最終	漏洩燃料集合体の取出し準備中における原子炉外部での放射能放出量の僅かな増加	ロシア	NIJAR (Dimitrovgrad), 研究炉	1997/7/26	1

注) 尺度レベルにおける“0S”は、「尺度外」を示す。

表9 その他の施設における事例(1/1)

事例整理番号	INES番号	評価結果	事象タイトル	国名	施設	事象発生日	尺度レベル
0282-00	0364-01	最終	大型重イオン加速器Ganilにおける入室管理設備の故障	フランス	Ganil, 加速器	1995/6/9	2
0350-00	0436-01	暫定	電子加速器での2名の作業員の被ばくによる負傷	中国	Tianjin, 加速器	1995/11/21	3
0012-00	0113-00	最終	カダラシユ研究センター・化学精製研究室の重水汚染	フランス	Cadarache研究所, 研究/実験施設	1991/11/5	2
0107-00	0204-01	暫定	コバルト60線源の紛失	中国	Xinshou(Shanxi), 放射線施設	1992/12/	3
0126-00	0225-01	最終	インターロック系の不具合による作業員の過大被ばく	ベトナム	MT-17(Microtron), 放射線施設	1992/11/17	2
0142-00	0240-01	最終	液体廃棄物貯蔵タンクのオーバーフロー	フランス	Cadarache研究所, 研究/実験施設	1993/6/21	2
0377-00	0462-01	最終	Studsvik研究所のホットセルへの水の漏洩	スウェーデン	Studsvik研究所, 研究/実験施設	1996/8/13	1
0400-00		-	パキスタン原子力科学技術研究所・原子炉化学部のよう素131製造プラントからのよう素131の放出	パキスタン	Islamabad, よう素製造プラント	1996/8/5	1
0393-00		-	タイトルなし (放射線治療装置線源の校正ミスによる多数の患者の過大被ばく)	コスタリカ	San Juan de Dios病院, 放射線治療器	1996/11/	
0195-00		-	作業員の汚染	ウクライナ	Nikolajev, アルミ工場	1994/5/3	1
0291-00		暫定	液体放射性廃棄物の計画外放出	インド	Waste Immobilization, 廃棄物処理プラント	1995/5/8	1
0301-00	0381-00	暫定	火力発電所での保守作業中における従事者被ばく	ルーマニア	Borzesti, 火力発電所	1995/6/7	1
0351-00	0437-01	暫定	ガンマ線透過撮影装置から紛失したイリジウム192線源による作業員被ばく	中国	Jihua, 化学工場	1996/1/5	3
0372-00	0460-01	暫定	放射線透過作業時における作業員の被ばく	イラン	Gilan, 複合サイクル発電所	1996/7/24	2
0404-00	0489-01	暫定	コバルト60線源の破損による化学肥料の汚染	ルーマニア	Sofert Racau, 化学肥料工場	1996/5/3	2
0520-00		暫定	金属鋳物工場のスクラップ置き場でのセシウム137線源の発見	ドイツ	Hettstedt, 金属鋳物工場	1997/5/15	2
0610-00		最終	ガンマ線透過撮影後のコバルト60線源による作業員被ばく	イタリア	Treviso付近, ガンマ線透過撮影施設	1997/9/29	3
0616-00		暫定	B(U)型容器に収納された4テラベクレル(TBq)のモリブデン(Mo-99)の紛失	南アフリカ	Atomic Energy Corp., 輸送時	1998/5/8	2

#### 4. おわりに

国際原子力事象尺度(INES)は、原子力関係者と、マスコミ及び一般公衆との間での共通理解を促進することを目的とし、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ための手段である。INESには、加盟各国において発生した事故・故障事例が報告されるが、各事例ごとに、事故の重要度指標として共通した「尺度」を付けることとなっている。この尺度は、安全上重要ではない事象に対するレベル0から、広範囲に及ぶ健康・環境影響を伴う重大な事故に対するレベル7までを包含する。INESは、1990年3月からの2年間にわたる試行を経て、1992年3月から正式に運用が開始された。我が国では1992年8月に正式に導入した。

本報告書では、これまでに、科学技術庁を経由して入手した435件のINES情報について、その和訳を収録し事例集としてまとめた。情報の整理にあたっては、本報告書の利便性を考慮して、施設タイプ別（原子力発電所の型式、再処理施設・核燃料製造加工施設、試験・研究炉など）に分類した。INES情報の和訳をまとめて交換することにより、我が国において、これまで以上に幅広く利用されることを期待する。なお、日本原子力研究所では、迅速かつ効率的なINES情報の提供を目指して、現在、インターネットを利用したINES情報と訳データベースの開発を進めている。

#### 参考文献

- (1) IAEA, INES : The International Nuclear Event Scale - User's Manual, (Revised and Extended Edition 1992).
- (2) 例えば、原子力安全委員会, 平成6年版原子力安全白書, (1994).
- (3) IAEA, Addendum to the INES User's Manual "Clarification of Issues Raised" (Revised October 1996).

## あとがき

本報告書では、INES におけるレベル 0～7 に対応する事象の日本語呼称を、原子力白書などの公開資料の記載に倣って表記したが、これらは、必ずしも、原文（英語）に対応した訳とはなっていない。これは、INES の本来の目的であるマスコミや公衆への情報提供を配慮し、事象に対応する呼称を原文に忠実に訳することよりも、分かり易くすることを意図した結果と言えよう。しかし、そのために、原文と併記した場合に混乱を招いたり、他の事故・故障に関する技術的な報告書等で使用される用語と整合性の取れない部分があるものと考えられる。以下では、事象の呼称に関する英語及び日本語との対応について著者の見解を示す。

### (1) “event”と“incident”について：

一般には、いずれも「事象」と訳されている場合が多いが、INES では、“event”の方が“incident”に比べて広義の意味で用いられており、具体的には、「対象外／尺度外(out of scale)」及びレベル 0～7 までを総称して“event”と呼び、レベル 1～3 までを“incident”として区別している。原子力白書などの日本語表記でも、前者を「事象」、後者を「異常（な）事象」としており、これは、両者を区別することを意図した結果と思われる。このため、レベル 3 及び 2 に相当する“serious incident”と“incident”も、それぞれ、「重大な異常事象」と「異常事象」と表現されている。こうした日本語表記が、必ずしも一般的な表現ではないと思われるが、上記のような区別をすることで、INES において“event”と“incident”を明確に区別した主旨を十分反映することとなり、INES に対する公衆やマスコミの理解を深める一助になるものと考えられる。

なお、事故・故障に関する技術的な分野では、この他に、“occurrence”という単語も「事象」と訳されている場合もあり、“abnormal occurrence”や“unusual event”を「異常事象」と表現していることもある。そこで、「事象」と訳される 3 つの単語、“event”、“incident”、“occurrence”に対する著者の個人的な見解を、“accident”との関連を踏まえて、以下に示す。

- ・“event”は、INES による考え方と同様、事故や故障の重大さには関係なく、軽微な機器故障やエラーからチェルノブイリ事故のような大規模で影響の大きなものまでを総称したものであり、“accident”、“incident”、“occurrence”を全て包含すると考え、「事象」という日本語表現は適切であろう。
- ・“incident”は、“event”のうち、安全上の重要性が極めて低いような軽微な故障やエラーと、公衆や環境に影響を及ぼすような事故を除くものとする。技術的な分野において、“accident”（日本語表現では一般に「事故」とされている）との区別は必ずしも明確ではないが、プラント周辺地域の汚染や公衆の被ばく、あるいは、従業員の過大な被ばくといった放射線影響を伴った場合には“accident”と呼び、こうした影響が生じなかった場合には“incident”と呼ぶのが一般的であると思われる。即ち、技術的な側面からではなく、環境や公衆あるいは従業員に対する放射線影響を伴うか否かによって、“accident”

と“incident”を区別することが適切であると考えられる。従って、技術的側面からは極めて重要な問題を含む事象であっても放射線影響を伴わない場合には“incident”となり、技術的にはさほど重要でないが放射線影響を伴った場合には“accident”となる。INESでも、類似の考え方に基づいて“accident”と“incident”を区別している。なお、このような考え方に従えば、設計基準事象の中の「事故」（例えば、LOCA(loss of coolant accident)）に相当する事象が起こった場合、それ自体は“incident”となる。実際、INESでは、LOCAが発生した場合に安全系が十分機能を果たした（あるいは、果たせる状態にあった）場合にはレベル2あるいは3と評価することになり、“incident”の範疇に入る。そこで、“incident”と“accident”に対応する日本語を考えてみると、必ずしも、上記のような区別を正確に表現できる言葉はないように思われるが、日本語で言う「事故」は技術的に重要な問題を含む場合にも用いられている場合が多く、従って、“incident”に対応する日本語表現としては「事故・故障（事例）」とし、また、“accident”は単に「事故」と表現することが適切であろう。

・“occurrence”は、基本的には、個々の機器故障やエラーであるが、それ自体が安全上重要であったり、複数の機器故障やエラーが重畳して発生した場合には、“incident”と表現され、さらに、放射線影響を伴った場合には“accident”と表現されるものとする。そこで、“occurrence”に対する日本語表現としては、「軽微な事象」あるいは「不具合」が適切であろう。但し、“abnormal occurrence”なる表現（上述したように、日本語では「異常事象」であろう）もあることから、必ずしも、こうした表現が全ての場合に当てはまるものではなく、状況に応じて適切な日本語表現を考える必要がある。

## (2) レベル7及び6の日本語呼称について：

原文では、レベル7に相当する事故を“major accident”、レベル6に相当する事故を“serious accident”としているが、原子力白書などでは、マスコミや公衆に対して事象の重大さを明確に示すことを意図して、それぞれ「深刻な事故」、「大事故」としたものと思われる。文字通り原文に忠実な訳を考えると、特に、英語と日本語を併記した場合には、原子力白書などの表記は逆のような印象を与えかねない。従って、これら2つの日本語表記については、その考え方を説明するなど再考の余地があるものと考えられる。

“major accident”と“serious accident”という言葉から如何なる印象を持つかは、英語を母国語としない我が国の国民にとっては正確に理解することができないものと思われるが、著者の個人的な印象を述べると、“major accident”は「規模も大きく影響も大きな事故」という印象があり、いわば外面的な要素を含む表現であるように感じられる。これに対し、“serious accident”は「影響が大きく深刻（重大）な事態を招く事故」という印象でやや内面的な表現であると感じられる。従って、“major accident”と“serious accident”によって事故の重大さを区別するのが適切か否かに疑問を抱いている。しかし、既に、この2つの表現が用いられていることから、著者個人的には、英語と日本語を併記した場合の混乱を避けるために原文に忠実な表現とすべきであると考えられる。例えば、“major accident”を「大事故

故」、"serious accident"を「重大な事故」という表現も1つの方法であろう。

(3) レベル1及び0の日本語呼称について：

原文では、レベル1に相当する事象を"anomaly"とし、レベル0に相当する場合には"below level event"もしくは"deviation"を用いている。これに対し、原子力白書などでは、レベル1を「逸脱」とし、レベル0を単に「尺度以下」とし、"deviation"については対応する日本語が表記されていない。しかし、一般に、"anomaly"は「異常(状態)」、「deviation"は「通常状態からの逸脱」という意味合いで用いられる場合が多く、誤解を生じる可能性があると考えられる。

INES ユーザーズマニュアルによれば、レベル1相当を"anomaly beyond the authorized operating regime" (認可された運転領域を超えた異常な状態) と定義しており、レベル0(deviation)に相当する"situations where operational limits and conditions are not exceeded" (運転制限条件を超えない状態) と区別するとしている。言い換えれば、INES では、認可された運転領域(即ち、運転制限条件)を超えるか超えないかでレベル1と0を区別しているにすぎず、いずれも「逸脱」の範疇に入るものと考えられる。また、技術的な分野では、運転制限条件内であっても機器故障などにより通常の(運転)状態から外れた場合に"deviation"と表現され、これを単に「逸脱」とすることもある。従って、"anomaly"を単に「逸脱」とするのではなく、「運転制限条件からの逸脱」あるいは「運転制限条件を超えた異常な状態」とし、"deviation"を「運転制限条件内での逸脱」というようにより正確に表現すべきであり、再考の余地があるものと考えられる。



## 付録 INES 情報和訳

本付録では、435 件の INES 情報各々に対する和訳を掲載する。和訳情報は、原情報との対比が容易に行えるよう、2.4 節の図 5 に示した報告様式と同様のフォーマットにまとめている。

なお、435 件の INES 情報は、下記の施設タイプ別に分類し、さらに、各施設タイプごとに国順にまとめて収録されている。

A	原子力発電所における事例：	<u>380 件</u>
	A-1 加圧水型原子力発電所(PWR)における事例：	216 件
	A-2 沸騰水型原子力発電所(BWR)における事例：	57 件
	A-3 黒鉛減速型原子力発電所(LWGR)における事例：	46 件
	A-4 加圧重水型原子力発電所(PHWR)における事例：	47 件
	A-5 ガス冷却型原子力発電所(GCR)における事例：	4 件
	A-6 高速増殖型原子力発電所(FBR)における事例：	9 件
B	再処理施設・核燃料製造加工施設における事例：	<u>25 件</u>
	B-1 再処理施設における事例：	19 件
	B-2 燃料製造加工施設における事例：	6 件
C	試験・研究炉施設における事例：	<u>13 件</u>
D	その他の施設における事例：	<u>18 件</u>

## A 原子力発電所における事例

## A-1 加圧水型原子力発電所(PWR)における事例： 216 件

本付録では、以下の国別順に従って、INES 情報の和訳を掲載する。

アメリカ：	16 件
アルメニア：	2 件
ウクライナ：	26 件
オランダ：	1 件
韓国：	41 件
スイス：	2 件
スウェーデン：	12 件
スペイン：	7 件
スロバキア：	11 件
スロベニア：	15 件
チェコ：	12 件
中国：	5 件
ドイツ：	1 件
日本：	1 件
ハンガリー：	7 件
フィンランド：	3 件
ブラジル：	5 件
フランス：	16 件
ブルガリア：	10 件
ベルギー：	2 件
南アフリカ：	2 件
ロシア：	19 件

事例整理番号:0038-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:				
事象タイトル   Palo Verde-3 号機におけるアラート事象														
										事象発生日   1992/05/04				
国名   アメリカ			施設名・炉型   Palo Verde-3,PWR(1303MWe)											
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		//		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	
最終					×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下			
放射性物質の所外への放出				あり							なし			
放射性物質の所内への放出				あり							なし			
従事者の放射線被ばく				あり							なし			
従事者の負傷				あり							なし			
施設の安全性の確保				あり							なし			
試験・点検による不具合の発見				あり							なし			
報道機関への通知				あり							なし			
事故の概要														
(本報告には、INES 形式の情報は添付されていない)														
<p>8:19、制御室アナンシエータ及び計算機アナンシエータの喪失によりアラートが発令された。制御室スタッフの人数を増やし、他の制御室計装を用いてプラント状態を監視している。本事象の原因は、現在調査中である。なお、プラント状態は安定しており、アラート発令後も 69%出力で運転中である。1 号機は保守及び燃料交換のため停止しており、2 号機は定格出力運転中である。</p>														

事例整理番号:0116-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0218-01						
事象タイトル		100%出力運転中におけるプラント防護区域への非許可者の侵入														
										事象発生日		1993/02/07				
国名		アメリカ		施設名・炉型		Three Mile Island-1,PWR(871MWe)										
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性					
暫定		1993/02/17		尺度外		0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化		
最終		×		×										所内への影響		
														所外への影響		
事故の特徴				事故		異常事象						尺度以下				
放射性物質の所外への放出						あり						なし				
放射性物質の所内への放出						あり						なし				
従事者の放射線被ばく						あり						なし				
従事者の負傷						あり						なし				
施設の安全性の確保						あり						なし				
試験・点検による不具合の発見						あり						なし				
報道機関への通知						あり						なし				
事故の概要				<p>1993年2月7日、侵入者がステーションワゴンで防護区域のフェンスを突き破りタービン建屋の巻き上げ式ドアに突っ込んだため、サイト緊急事態が宣言された。4時間の捜索の後、1号機の主復水器の下で、非武装の侵入者が所内警備員に捕えられ、ペンシルバニア州警察に引き渡された。侵入者は、最近その地区の病院の精神病棟から退院したばかりだった。制御室を含むプラント内重要区域は、施錠されたままであり、侵入者には入られなかった。本事象の間、プラントは100%出力で運転を続けた。緊急事態の解除前に施設全体の包括的な捜索が行われたが、爆発物および共犯者は見つからなかった。</p>												

事例整理番号:0127-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0228-01				
事象タイトル		Zion-2 号機の蒸気系統(NSSS)制御室アナンシエータの機能喪失												
										事象発生日		1993/03/15		
国名		アメリカ		施設名・炉型		Zion-2,PWR(1098MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1993/03/31		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×			×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
事故の概要														
<p>定格出力運転中、ヒューズが飛んだため、約半分の主制御盤警報アナンシエータが停止し、さらに、リセットするための機能が喪失した。機能喪失したアナンシエータは、異常時あるいは以下の機器が起動した場合に警報を鳴らす:1)安全保護系機器(即ち、格納容器スプレー、補助給水、所内用水),2)原子炉冷却系機器(即ち、制御棒制御および原子炉冷却ポンプ),3)非常用ディーゼル発電機により電源を供給される安全系母線。25分以内に、制御室運転員がヒューズを取り替え、アナンシエータの試験を行ったところ、正常に作動した。プラントは、事象の間も定格出力運転を続けていた。</p>														

事例整理番号:0128-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0227-01			
事象タイトル		Palo Verde-2 号機における蒸気発生器伝熱管破損												
										事象発生日	1993/03/14			
国名	アメリカ			施設名・炉型	Palo Verde-2,PWR(1303MWe)									
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1993/03/31		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×					×							所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故					異常事象	×			尺度以下	
放射性物質の所外への放出						あり							なし	
放射性物質の所内への放出						あり							なし	
従事者の放射線被ばく						あり							なし	
従事者の負傷						あり							なし	
施設の安全性の確保						あり							なし	
試験・点検による不具合の発見						あり							なし	
報道機関への通知						あり							なし	
事故の概要		<p>98%出力運転中、4時35分、運転員は加圧器の圧力と水位が低下していることに気づいた。充填ポンプを追加起動して充填流量を増やしたが、加圧器の水位と圧力は低下し続けた。4時47分、運転員は手動で原子炉をスクラムさせた。安全注入および格納容器隔離信号が自動的に発生した。蒸気発生器伝熱管の破損であると判断した後、運転員は、原子炉冷却系のクールダウンと減圧操作を開始した。漏洩率は約15リットル/秒(240gal/min)であると推定された。エアーエゼクタからの放出経路にフィルターを設置し、監視を行った。7時28分に、破損側の蒸気発生器は隔離された。8時過ぎに、一次系と二次系の均圧操作が行われ、漏洩は最小限に抑えられた。プラント外部のサーベイにより、線量率はバックグラウンドより高くないことが判明した。</p>												

事例整理番号:0136-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0235-01				
事象タイトル 給水調整弁の過大変動による主給水配管のウォーターハンマ振動														
										事象発生日 1993/04/24				
国名 アメリカ			施設名・炉型 North Anna-2,PWR(947MWe)											
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1993/05/04		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×			×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出				あり							なし			
放射性物質の所内への放出				あり							なし			
従事者の放射線被ばく				あり							なし			
従事者の負傷				あり							なし			
施設の安全性の確保				あり							なし			
試験・点検による不具合の発見				あり							なし			
報道機関への通知				あり							なし			
事故の概要														
<p>70%出力運転中、運転員が給水流量の変動に気づいた。1人の運転員が調査のため現場に行き、3本の主給水配管のうち2本が激しく振動していることを確認した。給水配管の振動に対応して、運転員は手動で原子炉をトリップさせた。プラントは安定状態に置かれ、通常手順に従い冷却された。給水配管の漏洩はなかった。設置者は、給水調整弁が過大に変動したことによりウォーターハンマーが起こり、その結果、主給水配管の振動が発生したと結論づけた。</p>														

事例整理番号:0148-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0252-00				
事象タイトル		安全関連システムを含む軽微な火災												
										事象発生日		1993/08/16		
国名		アメリカ		施設名・炉型		H. B. Robinson-2,PWR(769MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1993/08/23		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	
最終		×		×									所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下			
放射性物質の所外への放出				あり							なし			
放射性物質の所内への放出				あり							なし			
従事者の放射線被ばく				あり							なし			
従事者の負傷				あり							なし			
施設の安全性の確保				あり							なし			
試験・点検による不具合の発見				あり							なし			
報道機関への通知				あり							なし			
事故の概要				<p>100%出力運転中、試験のため非常用ディーゼル発電機を起動したところ、排出装置分岐管の被覆材で小規模な火災が発生した。運転員は、すぐに消火器を用いて火を消した。火災により影響を受けた系統は他になく、運転員は試験が完了するまで非常用ディーゼル発電機の運転を続けた。ディーゼル発電機は、事象中、稼働可能な状態にあった。火災の原因は、排出装置分岐管とターボチャージャーの間にあるフランジ・ガスケット部で少量の油が漏れたことである。</p>										



事例整理番号:0207-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0304-01			
事象タイトル											水草とデブリの堆積による循環水ポンプの機能喪失に伴うプラント過渡現象			
											事象発生日		1994/04/07	
国名			アメリカ			施設名・炉型			Salem-1,PWR(1149MWe)					
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1994/05/16		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×				×							所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象		×		尺度以下		
放射性物質の所外への放出						あり						なし		
放射性物質の所内への放出						あり						なし		
従事者の放射線被ばく						あり						なし		
従事者の負傷						あり						なし		
施設の安全性の確保						あり						なし		
試験・点検による不具合の発見						あり						なし		
報道機関への通知						あり						なし		
事故の概要														
<p>73%出力運転中、デラウェア川において、水草とデブリが大量に堆積したため差圧が大きくなり、複数の主復水器循環ポンプがトリップした。運転員は手動で7%出力に低下させようとしたが、10%以下になったところで、自動的に25%の低出力トリップ設定値がリセットされた。運転員は、一次冷却系(RCS)温度を通常の温度範囲に復帰させるために、制御棒を引き抜いた。これにより、出力が25%にまで上昇し、原子炉は自動トリップした。その後すぐに、RCS温度低と蒸気流量高の同時信号により、安全注入が自動起動した。原子炉トリップに対応してタービン止め弁が閉じた際の圧力パルスにより、蒸気管流量高の双安定回路が作動した。安全注入に関わる論理回路を作動させるには継続時間が十分ではなかった。結果的に、安全注入に関連するいくつかの設備は自動作動しなかった:(1)4台の主蒸気隔離弁のうちの2台は閉鎖しなかった、(2)主給水隔離弁が閉鎖しなかった、(3)主給水ポンプがトリップしなかった。そのため、運転員は、手動でこれらの設備を作動させた。</p> <p>その後、加圧器圧力の低下により、2回目の安全注入が起こった。2台の蒸気発生器逃し安全弁が作動した際、RCSのクールダウンにより圧力が減少した。2度にわたる安全注入により加圧器は満水となり、逃し弁を介して加圧器逃しタンク(PRT)に放出された。PRTの過圧を防ぐために、ラプチャーディスクが設計通り開いた。実際には、PRTから水は放出されなかった。</p> <p>運転員は、その後、加圧器気相を再確立し、通常通りのクールダウンを行い冷態停止状態に移行した。</p>														
(INES 評価)														
<p>本事象は、使用手引の「深層防護」基準に従い評価する。原子炉トリップ、安全注入などいくつかの起因事象が発生しているが、その頻度は、想定内("expected")であり、また、安全機能も利用可能であったことから、レベル0とすることができる。しかし、人的エラー、設備上の問題、手順書の不適切さなどの要因が組み合わさったことを考慮し、格上げしてレベル1とする。</p>														

事例整理番号:0240-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0343-01				
事象タイトル		プラント内重要区域への CO2 ガスの放出								事象発生日		1995/02/13		
国名		アメリカ		施設名・炉型		H. B. Robinson-2,PWR(769MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1995/02/14		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	
最終	×			×									所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下			
放射性物質の所外への放出				あり							なし			
放射性物質の所内への放出				あり							なし			
従事者の放射線被ばく				あり							なし			
従事者の負傷				あり							なし			
施設の安全性の確保				あり							なし			
試験・点検による不具合の発見				あり							なし			
報道機関への通知				あり							なし			
事故の概要														
<p>定格出力運転中、プラント内の重要区域に二酸化炭素 (CO2) ガスが放出された。直ちに、その区域からの退避が行われたため、負傷者もなく、安全系への影響もなかった。CO2 を納めたポンペが補助建屋にあり、隣接したケーブル配線室の消火用に使われる。後備 CO2 ポンペのサーベンス試験中、ねじのかみ合いが悪くなったため、CO2 が放出された。試験手順書では、ポンペを外して計量し、その後再接続することになっていた。この時、消火用として、常用の CO2 ポンペが利用可能であった。(CO2 ガスの放出に伴い、アラートが宣言されていたが、)補助建屋内の全ての区域で酸素濃度が 20%以上になったことを確認し非常事態は解除された。</p> <p>本事象中プラントは出力運転を継続した。</p> <p>(INES 評価)</p> <p>INES 使用手引の I.1.3 節により本事象のスケールを尺度外とする。この節には、スケールの範囲を定めているが、放射性物質の放出の可能性がなく、安全性への影響がない場合には、尺度外とするとされている。本事象では、安全関連の機器への影響はなかった。</p>														

事例整理番号:0259-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0309-01				
事象タイトル		安全関連系の小規模火災												
										事象発生日		1994/06/06		
国名		アメリカ		施設名・炉型		H. B. Robinson-2, PWR(769MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1994/06/17		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	
最終		×		×									所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下			
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
事故の概要		<p>定格出力運転中、試験のために起動した非常用ディーゼル発電機(EDG)の排気集合管部で小規模火災が発生した。EDGを停止させたところ、火災は自然に消えた。EDGに損傷はなく、また、負傷者もなかった。発火原因は、排気集合管で少量の潤滑油が漏れたことによる。事象中、プラントは、出力運転を継続した。</p>												

事例整理番号:0274-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0351-01				
事象タイトル		近接化学工場からのガスの放出								事象発生日		1995/03/25		
国名	アメリカ			施設名・炉型		Waterford-3,PWR(1153MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1995/04/12		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	
最終	×			×									所内への影響	
												所外への影響		
事故の特徴				事故		異常事象				尺度以下				
放射性物質の所外への放出						あり				なし				
放射性物質の所内への放出						あり				なし				
従事者の放射線被ばく						あり				なし				
従事者の負傷						あり				なし				
施設の安全性の確保						あり				なし				
試験・点検による不具合の発見						あり				なし				
報道機関への通知						あり				なし				
事故の概要														
<p>93%出力運転中、プラントに近接する化学工場から有害の可能性のあるガスが放出された。本事象中、中央制御室の換気装置は、再循環モードとされた。所内の職員は屋内退避したが、サイト外へ避難したものはなかった。ガス放出から30分後に屋内退避は解除され、4時間後に事象は収束した。本事象中、プラントは93%出力運転を継続した。その後、放出されたガスが非毒性であることが確認された。</p> <p>(添付情報による補足)</p> <p>本事象において、プラント内の毒性ガス監視系からの警報はなかったが、設置者はアラートを宣言した。30分後にアラートは格下げされ、4時間以内には解除された。</p> <p>(INES 評価)</p> <p>INES使用手引 I.1.3に従って本事象のスケールを尺度外とする。この I.1.3には、各スケールの範囲が定義され、尺度外は、放射性物質に関する危険性がなく、安全性に影響がないものとされている。本事象では安全に関連する機器に影響はなかった。</p>														

事例整理番号:0294-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0376-01				
事象タイトル		充填ポンプ逃し弁の開による冷却材漏洩												
										事象発生日 1995/06/20				
国名		アメリカ		施設名・炉型		H. B. Robinson-2, PWR(769MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1995/06/25		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×			×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出				あり							なし			
放射性物質の所内への放出				あり							なし			
従事者の放射線被ばく				あり							なし			
従事者の負傷				あり							なし			
施設の安全性の確保				あり							なし			
試験・点検による不具合の発見				あり							なし			
報道機関への通知				あり							なし			
事故の概要														
<p>プラントは、タービン/発電機投入の準備のため、2%出力で運転されていた。補助運転員は、充填ポンプ-Aの逃し弁が開いているのに気づき制御室に報告した。そこで、制御室の運転員は充填ポンプ-Bを起動し、充填ポンプ-Aを隔離した。逃し弁の隔離に約15分かかったが、その後、体積制御タンクと加圧器の水位は安定した。逃し弁からの漏洩率は約284リットル/分(75ガロン/分)と推定された。逃し弁から流れ出た冷却材は液体放射性廃棄物ホールドアップ・タンクに流れ込んだ。従って、放射性物質の放出も従業員被ばくも起きていない。運転員はプラント起動操作を継続した。逃し弁の故障原因については、現在調査中である。</p> <p>(添付情報による補足)          本事象では、漏洩率が50ガロン/分を超えたためアラートが宣言された。</p> <p>(INES 評価)          使用手引Ⅲ-2.5.2により本事象をレベル0とする。逃し弁からの冷却材の漏洩は、「特定された漏洩」であり、原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏洩ではなく、また、原子炉を停止する必要もなかった。逃し弁の誤開は、「想定される」起因事象であり、小LOCAに値しない。</p>														

事例整理番号:0318-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0401-00			
事象タイトル		Salem-1 における制御室アナンシエータの機能喪失												
										事象発生日	1995/10/04			
国名	アメリカ			施設名・炉型	Salem-1,PWR(1149MWe)									
評価結果	評価日			尺度							安全上の特性			
暫定	1995/10/20			尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×				×								所内への影響	
													所外への影響	
<b>事故の特徴</b>				事故	異常事象							尺度以下	×	
放射性物質の所外への放出					あり							なし		
放射性物質の所内への放出					あり							なし		
従事者の放射線被ばく					あり							なし		
従事者の負傷					あり							なし		
施設の安全性の確保					あり							なし		
試験・点検による不具合の発見					あり							なし		
報道機関への通知					あり							なし		
<b>事故の概要</b>														
<p>燃料交換のための停止中、運転員は予定された試験を行ったところ、主制御盤の音響・視覚警報アナンシエータが反応していないことに気づいた。これらの装置は、異常事象発生時、または、プラント機器作動時に、警報を発するものである。約1時間以内に制御室の運転員は、同アナンシエータ用の計算機を再起動させ、アナンシエータが適切に作動することを確認した。アナンシエータの機能が喪失しても、安全系の自動起動機能を含め、プラントの系統は何ら影響を受けない。本事象中、設置者はアラートを宣言した。</p>														
<b>(INES 評価)</b>														
<p>本事象中では安全に関連した機器は何ら影響を受けていないことから、使用手引Ⅲ.2.3より本事象のスケールをレベル0とする。</p>														

事例整理番号:0342-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0429-01															
事象タイトル		外部電源喪失に伴う安全注入																							
										事象発生日		1996/02/06													
国名		アメリカ		施設名・炉型		Catawba-2,PWR(1205MWe)																			
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性														
暫定		1996/02/15		尺度外		0		1		2		3		4		5		6		7		深層防護の劣化		×	
最終		×						×														所内への影響			
																						所外への影響			
事故の特徴				事故				異常事象		×		尺度以下													
放射性物質の所外への放出								あり																なし	
放射性物質の所内への放出								あり																なし	
従事者の放射線被ばく								あり																なし	
従事者の負傷								あり																なし	
施設の安全性の確保								あり																なし	
試験・点検による不具合の発見								あり																なし	
報道機関への通知								あり																なし	
事故の概要				<p>1996年2月6日、定格出力運転中、主発電機と2台の変圧器間の等相電気母線において相地絡が発生したため、外部電源が喪失(Loss of offsite power: LOOP)し、原子炉が自動トリップした。2ヶ所で相地絡が同時に発生(一方ないし両方共断続的なものと推定)したため、相間故障となり LOOP に至ったのである。その結果、原子炉冷却材ポンプへの給電が停止し、原子炉がトリップした。本事象に先立ち、2台ある非常用ディーゼル発電機(EDG)の1台は計画保守で使用できない状態となっていたが、もう1台のEDGが起動し、関連する母線に給電を開始した。事象発生の3時間後、計画保守中であったEDGも使用できるようになり給電を開始した。事象発生の約8時間後、隣接する1号機との母線間のクロスタイからの給電が確立した。</p> <p>原子炉トリップ後、蒸気負荷過大により、「主蒸気圧力低」信号が発信し、安全注入系が自動起動した。約30分後、運転員は安全注入を停止した。一次冷却系は満水状態となり、あふれ出た水により加圧器逃がしタンクのラプチャー・ディスクが開いた。</p> <p>(INES 評価)</p> <p>本事象では、高頻度の起因事象(外部電源喪失)が発生しており、また、EDGの1台が計画保守中であったが、保安規定で認められた運転範囲内であったことから、使用手引の表Ⅱに基づき本事象のスケールをレベル1とする。</p>																					

事例整理番号:0343-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0428-00				
事象タイトル		取水口での氷塊による非常用所内用水系の部分喪失													
										事象発生日		1996/01/30			
国名		アメリカ			施設名・炉型		Wolf Creek,PWR(1192MWe)								
評価結果		評価日			尺度							安全上の特性			
暫定		1996/02/15			尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×						×						所内への影響	
														所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					×	尺度以下			
放射性物質の所外への放出						あり						なし			
放射性物質の所内への放出						あり						なし			
従事者の放射線被ばく						あり						なし			
従事者の負傷						あり						なし			
施設の安全性の確保						あり						なし			
試験・点検による不具合の発見						あり						なし			
報道機関への通知						あり						なし			
<p><b>事故の概要</b></p> <p>1996年1月30日3:00前、運転員は、循環水系及び所内用水系ポンプの取水口水位が低下し、2台の非常用所内用水系(ESW:Essential Service Water)ポンプが起動したことを確認した。水位低下の原因は取水口スクリーンに氷塊が形成されたことによるものであった。</p> <p>4:37、運転員は循環水系ポンプを停止する必要があると考え、原子炉を80%出力から手動でトリップした。しかし、この際、5本の制御棒が完全に挿入されなかった(10cm~29cm)。この制御棒の完全挿入失敗は本事象に直接影響しなかったが、運転員対応を複雑なものとした。崩壊熱は、蒸気発生器を介して、補助給水と主蒸気逃し弁によって除去された。6:14、タービン駆動補助給水ポンプは軸のグランドシールからの漏洩により停止され、運転不能となった。8:47、ESWポンプ-A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された。ESWポンプ-Bは、本事象中、運転を継続したが、同様に何度か取水口水位低で停止する寸前となった。</p> <p>(INES 評価)</p> <p>本事象では、循環水ポンプの停止により原子炉を手動停止し、補助給水系が起動した。(タービン駆動補助給水ポンプが運転不能となった後)炉心冷却には電動補助給水ポンプが使用されたが、この電動補助給水ポンプの運転にはESWと外部電源が必要である。本事象中、これらは両方とも利用可能であった。しかし、本事象では、ESWの取水口に共通原因故障を引き起こし得る氷塊が形成されたこと、運転員が運転手順書に定められていたにも拘らずESWポンプの取水口に十分な温水の供給を行わなかったことが、同ポンプ-Aの停止につながったものと判断し、使用手引の表IIより、本事象のスケールをレベル2とする。</p>															



事例整理番号:0356-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0443-01				
事象タイトル		制御室での電気火災												
										事象発生日		1996/04/04		
国名		アメリカ		施設名・炉型		Palo Verde-2,PWR(1303MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1996/04/29		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×			×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象				尺度以下		×
放射性物質の所外への放出								あり						なし
放射性物質の所内への放出								あり						なし
従事者の放射線被ばく								あり						なし
従事者の負傷								あり						なし
施設の安全性の確保								あり						なし
試験・点検による不具合の発見								あり						なし
報道機関への通知								あり						なし
<b>事故の概要</b> 1996年4月4日、燃料交換のための停止中、単一の原因により2ヶ所で火災が発生した。必須照明の分離変圧器で地絡が起こったため、制御室と直流トレインB機器室で火災が発生したのである。140フィートの高さの制御室では、必須照明分電盤と非常用照明無停電電源で火災となり、制御室の主制御盤裏には煙が立ちこめた。煙は、制御盤の上から天井にまで達したため、換気空調系で排煙し、運転員は制御室から避難しなくてすんだ。一方、制御建屋の100フィートの高さにある直流トレインB機器室では分離変圧器盤から出火した。2ヶ所の火災は、火災報知系によって検知され、制御室にも表示された。発電所の消火隊がすみやかに対応して鎮火した。														
(INES 評価) 本事象では、全ての安全機能が利用可能であったこと、プラントは燃料取替のための停止中であったこと等により、使用手引Ⅲ.2.10より本事象のスケールをレベル0とする。														

事例整理番号:0370-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0382-01				
事象タイトル		タイトルなし (Waterford-3 近郊の化学肥料工場からのアンモニア流出)												
										事象発生日		1995/07/20		
国名		アメリカ		施設名・炉型		Waterford-3,PWR(1153MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		//		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	
最終					×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象			尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
事故の概要														
<p>1995年7月20日、定格出力運転中、Waterford-3サイト近郊(1マイル以内)にある肥料工場のアンモニア貯蔵施設から、化学物質が放出された。当該工場では、発火装置を用いて、定期的にアンモニアを燃やしている。燃焼時の無水アンモニアタンクの圧力を制御するために、周期的にタンクのベントを行っていた。アンモニアの放出量は小さかったが、当時、継続的にWaterford-3サイト方面への風が吹いていた。同サイト内では、アンモニアは検出されなかったが、運転員は、制御室換気系を緊急時再循環モードで起動した。Waterford-3へ自動車に向かっていた5人の作業員が、アンモニア・プルームにより気分が悪くなった。この5人は、病院で治療を受けた後、解放された。所轄の地方自治体は、当該区画を隔離するために、道路を閉鎖した。また、Waterford-3サイトの職員のうち業務に支障のない者は帰宅させられた。アンモニアの放出は約10時間後に終息したことが確認された。本事象中、Waterford-3は、定格出力運転を継続した。本事象による放射性物質の放出はなかった。</p>														
(INES 評価)														
<p>使用手引のⅢ-2.10(外的ハザードの発生による事象の評価)に従い、レベル0(尺度以下)とする。本事象では、安全機能は全て利用可能であり、また、安全機能の自動起動は要求されなかった。しかし、制御室換気系は、手動で起動された。</p>														

事例整理番号:0384-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0468-01				
事象タイトル		高圧送電線での短絡による原子炉トリップ												
										事象発生日		1996/10/08		
国名		アルメニア		施設名・炉型		Armenia-2,PWR(408MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	1996/10/09		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	
最終					×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
事故の概要														
<p>1996年10月8日、2基のタービン発電機によって、電気出力240MWで運転中であつた。午前7:00、運転中のタービン発電機1基が、制御/保護系の作動によって外部送電線網との接続を切り離され、停止した。運転員は、一次系と二次系のパラメータを維持するために、原子炉の出力を240MWeから0MWeまで下げた。これまで行われた調査によれば、タービン発電機が外部送電線網から切り離された原因は、高圧送電線で短絡したためと推定される。</p> <p>本事象では放射性物質の所内及び所外への放出はなかつた。</p> <p>(INES 評価)</p> <p>本事象では全ての安全機能が利用可能であつたことから、使用手引Ⅲより、本事象のスケールをレベル0とする。</p>														

事例整理番号:0405-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:					
事象タイトル		発電機の制御保護回路の地絡による原子炉トリップ														
										事象発生日	1997/02/04					
国名	アルメニア			施設名・炉型	Armenia-2,PWR(408MWe)											
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性					
暫定		1997/03/03		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×		
最終	×				×								所内への影響			
													所外への影響			
<b>事故の特徴</b>				事故									異常事象		尺度以下	×
放射性物質の所外への放出																なし
放射性物質の所内への放出																なし
従事者の放射線被ばく																なし
従事者の負傷																なし
施設の安全性の確保																なし
試験・点検による不具合の発見																なし
報道機関への通知																なし
<b>事故の概要</b>		<p>1997年2月4日、プラントは2台の発電機により電気出力365MWeで運転中であった。午前6:31、1台の発電機が外部送電線網から切り離され、制御保護回路により停止された。一次系及び二次系のパラメータを維持すべく、原子炉出力は降下されたが、午前6:34、蒸気発生器水位が低下し、制御保護回路が作動して原子炉は停止した。調査の結果、発電機が外部送電線網から切り離されたのは、発電機保護回路のリレーが短絡したことによるものであることが判明した。故障したリレーを交換した後、同日中にプラントは通常運転に戻された。本事象では、所内及び所外への放射線の影響はなかった。</p> <p>(INES 評価)                  本事象では、全ての安全機能が利用可能であったことから、使用手引Ⅲより、本事象のスケールをレベル0とする。</p>														

事例整理番号:0014-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0112-00				
事象タイトル		特別水処理施設従事者の過失による二次水汚染												
										事象発生日		1991/10/02		
国名		ウクライナ		施設名・炉型		Zaporozhe-2,PWR(1000MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		//		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終							×						所内への影響	
													所外への影響	
<b>事故の特徴</b>				事故				異常事象		×		尺度以下		
放射性物質の所外への放出								あり				なし		
放射性物質の所内への放出								あり				なし		
従事者の放射線被ばく								あり				なし		
従事者の負傷								あり				なし		
施設の安全性の確保								あり				なし		
試験・点検による不具合の発見								あり				なし		
報道機関への通知								あり				なし		
<b>事故の概要</b>		<p>2号機は発電機励磁機のアンカー交換のため保守状態にあった。その時、補助建物の特別水処理施設における接続ミスのため、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。その結果、手順書の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されたが、その値は3.8E-8Ci/リットルであった(公認値は2E-8Ci/リットル)。タービン建屋の放射線状態はバックグラウンド値の範囲内にとどまっていた。環境への放射能放出、建物/部屋/従事者の汚染、過大な被曝はなかった。</p> <p>(INES 評価) 許容限度を上回る二次系水放射能の上昇が認められたが、安全機能は全て利用可能であったため、使用手引の表 II(A-2R)によれば、レベル1となる。しかし、本事象の潜在的な原因がセーフティカルチャーの欠如にあるのでレベル2とする。</p>												

事例整理番号:0016-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0109-00			
事象タイトル		基幹母線の解磁												
										事象発生日		1990/12/01		
国名		ウクライナ		施設名・炉型		South Ukraine-1,PWR(1000MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		//		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終							×						所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象		×		尺度以下		
放射性物質の所外への放出								あり				なし		
放射性物質の所内への放出								あり				なし		
従事者の放射線被ばく								あり				なし		
従事者の負傷								あり				なし		
施設の安全性の確保								あり				なし		
試験・点検による不具合の発見								あり				なし		
報道機関への通知								あり				なし		
事故の概要		<p>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)が起動した。さらに、励磁機の最大電流防護によってDGがトリップした。基幹母線をサービス母線に接続して所内用水ポンプを起動させようとしたがうまく行かず、その後、所内用水系の出入用ハッチの損傷が発見された。基幹母線の解磁は、初期設計用に設けられたケーブルにおける短絡が原因であった。安全系のトレイン1と2の試験が計画通り行われた。16時間55分後には燃料装荷に引き続き安全系トレイン3の試験が行われた。本事象時、プラントは760MWe出力で運転されていた。</p> <p>(INES 評価)</p> <p>基幹母線の解磁は、想定内の起因事象であり、安全機能は全て利用可能であったため、レベル1か2となる。しかし、本事象では、セーフティカルチャーの欠如が露呈されたので、レベル2とする。</p>												

事例整理番号:0017-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0110-00				
事象タイトル 通常運転条件の違反による原子炉停止														
										事象発生日 1991/01/23				
国名 ウクライナ			施設名・炉型 Zaporozhe-1,PWR(1000MWe)											
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		//		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終							×						所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					×	尺度以下		
放射性物質の所外への放出						あり						なし		
放射性物質の所内への放出						あり						なし		
従事者の放射線被ばく						あり						なし		
従事者の負傷						あり						なし		
施設の安全性の確保						あり						なし		
試験・点検による不具合の発見						あり						なし		
報道機関への通知						あり						なし		
事故の概要														
<p>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された。安全系の定例試験時に DG-3 がトリップしたが、この原因はブレーカの故障によるものである。ブレーカの交換作業中、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 励磁機が損傷したのである。</p> <p>(INES 評価)</p> <p>表 A1 によれば、本事象のスケールはレベル 1 か 2 であるが、セーフティカルチャーの欠如が関わっているためレベル 2 とする。</p>														

事例整理番号:0027-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0128-01				
事象タイトル		バイパス給水ラインの破損								事象発生日		1992/03/18		
国名		ウクライナ		施設名・炉型		Khmelnitski-1,PWR(1000MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	1992/03/30		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	
最終				×									所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下			
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
<b>事故の概要</b> 1992年3月18日1時26分、保守のために蒸気発生器の給水加熱器1基が供用から外された。その際、給水管のバイパスライン(直径57mm)が破損した。この配管はタービンの気水分離/再加熱用ポンプの水圧駆動部に給水するためのものである。破損の原因は、管壁の侵蝕であった。本事象による放射能の放出や従業員の被曝はなく、安全機能は全て利用可能であった。														
(INES 評価) INES によれば、本事象は安全性との関係がないため、尺度外とする。														



事例整理番号:0029-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度(INES)										INES 番号:0130-01				
事象タイトル		主保護系の誤作動に起因した主循環ポンプ(MCP-3)停止による負荷低下												
										事象発生日		1992/04/19		
国名		ウクライナ		施設名・炉型		Zaporozhe-4,PWR(1000MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1992/04/30		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×				×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
事故の概要		<p>1992年4月19日午前8時58分、定格出力運転中、補給水ポンプオイル系区画の火災を示す警報信号が出て、消火系ポンプが起動した。同区画を調べたが、発火も煙も認められなかったのでポンプを停止した。信号系不具合の原因を取り除く作業を行っていたところ、保守作業員がミスを犯し、MCP-3オイル系区画内の消火系ゲート弁が開き、MCP-3オイル系の検出系に水が入った。そのため、MCP-3の油圧上昇を示す信号が誤発信した。検出系の問題が解決した際、原子炉出力は67%まで自動的に下がった。1992年4月20日14時10分、MCP-3が供用に戻され、原子炉は定格出力に戻された。</p>												

事例整理番号:0049-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0161-01				
事象タイトル		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												
										事象発生日		1992/09/21		
国名		ウクライナ		施設名・炉型		South Ukraine-1,PWR(1000MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	1992/09/		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終							×						所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象		×		尺度以下		
放射性物質の所外への放出						あり						なし		
放射性物質の所内への放出						あり						なし		
従事者の放射線被ばく						あり						なし		
従事者の負傷						あり						なし		
施設の安全性の確保						あり						なし		
試験・点検による不具合の発見						あり						なし		
報道機関への通知						あり						なし		
事故の概要		<p>1992年9月21日、プラントは計画保守作業後に再起動し、出力を上げていた。午前7時52分、出力レベルが450MWeになった時、中性子束に対する緊急保護系が起動して、原子炉が停止した。この起動信号は、中性子束制御系要素の欠陥により発信した。トランジェント時、蒸気管の高速作動隔離弁が故障したため(これらの弁の保護系は使用不能だった)、蒸気発生器の圧力が低下し、加圧器水位が規定の安全運転限界を下回った。</p>												

事例整理番号:0064-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0121-00					
事象タイトル		消火系の誤作動と ESFAS (工学的安全施設起動系) パネル盤の浸水によるプラント運転停止													
										事象発生日		1991/12/30			
国名		ウクライナ		施設名・炉型		Zaporozhe-2,PWR(1000MWe)									
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性				
暫定		//		尺度外		0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×						×						所内への影響	
														所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象		×		尺度以下			
放射性物質の所外への放出								あり						なし	
放射性物質の所内への放出								あり						なし	
従事者の放射線被ばく								あり						なし	
従事者の負傷								あり						なし	
施設の安全性の確保								あり						なし	
試験・点検による不具合の発見								あり						なし	
報道機関への通知								あり						なし	
事故の概要		<p>定格出力運転中、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、工学的安全施設起動系の分電盤にまで及んだ。その結果、安全系トレインが起動した。さらに、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。スプレーポンプは制御キーでトリップさせたが、蒸気発生器(SG)-1のパイロット弁(PORV)開の警告表示が出た。同弁を制御キーで閉じようとしたが失敗し、その後一次冷却材ポンプ(RCP)-1をトリップさせて、原子炉出力を67%に落とした。ESFASキャビネットに水がかかったためディーゼル発電機(DG)-1がトリップし、基幹母線の電圧が喪失した。そこで、PZ-1(緊急保護)ボタンを用いて原子炉を未臨界状態に移行させた。</p>													

事例整理番号:0075-00

(和訳作成: 日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0191-01			
事象タイトル 原子炉保護系チャンネルの作動不能を伴うプラント運転														
											事象発生日 1992/11/12			
国名 ウクライナ			施設名・炉型		South Ukraine-2,PWR(1000MWe)									
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	1992/12/14		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終						×							所内への影響	
													所外への影響	
<b>事故の特徴</b>				事故		異常事象					×	尺度以下		
放射性物質の所外への放出						あり							なし	
放射性物質の所内への放出						あり							なし	
従事者の放射線被ばく						あり							なし	
従事者の負傷						あり							なし	
施設の安全性の確保						あり							なし	
試験・点検による不具合の発見						あり							なし	
報道機関への通知						あり							なし	
<b>事故の概要</b>														
<p>1992年11月12日、定格出力運転中、規制当局の専門家は原子炉保護系の1チャンネルが作動しない状態にあることに気づいた。当該チャンネルが利用不能であった時間および原因については明らかとなっていない。</p>														

事例整理番号:0077-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度(INES)											INES 番号:0192-01			
事象タイトル		蒸気発生器冷却速度に関する安全運転制限の違反に伴う緊急保護系の作動による原子炉停止												
										事象発生日		1992/12/13		
国名		ウクライナ		施設名・炉型		Rovno-2,PWR(416MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	1992/12/		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終						×							所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象		×		尺度以下				
放射性物質の所外への放出				あり		なし						なし		
放射性物質の所内への放出				あり		なし						なし		
従事者の放射線被ばく				あり		なし						なし		
従事者の負傷				あり		なし						なし		
施設の安全性の確保				あり		なし						なし		
試験・点検による不具合の発見				あり		なし						なし		
報道機関への通知				あり		なし						なし		
事故の概要		<p>1992年12月13日18時42分、定格出力運転中、両タービンの止め弁閉止により、緊急保護系が作動し原子炉が停止した。止め弁の閉止は、蒸気発生器5の水位変動過大によるものであった。このトランジェント時、蒸気発生器3の安全弁が開いたが、完全には閉じなかった。そのため、規定された蒸気発生器冷却速度を逸脱する結果となった。</p>												

事例整理番号:0099-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度(INES)											INES 番号:0192-00			
事象タイトル 原子炉クールダウン速度違反に関する安全運転要求の違反を伴う原子炉緊急停止														
											事象発生日 1992/12/13			
国名 ウクライナ			施設名・炉型 Rovno-2,PWR(416MWe)											
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		//		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終						×							所内への影響	
													所外への影響	
<b>事故の特徴</b>				事故		異常事象					×	尺度以下		
放射性物質の所外への放出						あり						なし		
放射性物質の所内への放出						あり						なし		
従事者の放射線被ばく						あり						なし		
従事者の負傷						あり						なし		
施設の安全性の確保						あり						なし		
試験・点検による不具合の発見						あり						なし		
報道機関への通知						あり						なし		
<b>事故の概要</b>														
<p>1992年12月13日18時42分の緊急保護動作による原子炉停止についてはすでに報告した。蒸気発生器N3の伝熱管について冷光管理を行っている際に、一次側ヘッダーのソケット部に亀裂が見つかった。亀裂の長さは10mmであった。残り5基の蒸気発生器の検査も行われ、4基の蒸気発生器にも同様の欠陥が発生された。亀裂は発生した原因については現在調査中である。</p>														

事例整理番号:0135-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0234-01				
事象タイトル		ターボ発電機冷却系での水素発火												
										事象発生日		1993/05/21		
国名		ウクライナ		施設名・炉型		Zaporozhe-5,PWR(1000MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	1993/05/24		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	
最終				×									所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象		尺度以下						
放射性物質の所外への放出				あり						なし				
放射性物質の所内への放出				あり						なし				
従事者の放射線被ばく				あり						なし				
従事者の負傷				あり						なし				
施設の安全性の確保				あり						なし				
試験・点検による不具合の発見				あり						なし				
報道機関への通知				あり						なし				
<b>事故の概要</b> 1993年5月21日16:28、プラントの計画保守が行われており、発電機N5の冷却系の作業を行っていたところ、水素が漏洩し発火した。作業員の1人が即死し、もう1人は重体となって病院に移送された。火災は水素ラインのグローブ弁を閉じるにより鎮火された。														

事例整理番号:0137-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0237-01			
事象タイトル		原子力発電所内の一部での放射能汚染												
										事象発生日	1993/06/14			
国名	ウクライナ			施設名・炉型	Zaporozhe-1,PWR(1000MWe)									
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	1993/06/15		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終							×						所内への影響	
													所外への影響	
<b>事故の特徴</b>				事故					異常事象	×			尺度以下	
放射性物質の所外への放出							あり						なし	
放射性物質の所内への放出							あり						なし	
従事者の放射線被ばく							あり						なし	
従事者の負傷							あり						なし	
施設の安全性の確保							あり						なし	
試験・点検による不具合の発見							あり						なし	
報道機関への通知							あり						なし	
<b>事故の概要</b>		1993年6月14日午前9時10分、補修作業時に、原子炉区画の通路で放射性汚染が発見された。この汚染区域は54m <sup>2</sup> であり、また、線量率は0.08 μSv/時であった。本事象の原因は調査中である。												



事例整理番号:0164-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度(INES)											INES 番号:0264-00			
事象タイトル		補助建屋における放射能汚染												
										事象発生日		1994/01/12		
国名		ウクライナ		施設名・炉型		Zaporozhe-4,PWR(1000MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	//		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終							×						所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象		×		尺度以下		
放射性物質の所外への放出						あり						なし		
放射性物質の所内への放出						あり						なし		
従事者の放射線被ばく						あり						なし		
従事者の負傷						あり						なし		
施設の安全性の確保						あり						なし		
試験・点検による不具合の発見						あり						なし		
報道機関への通知						あり						なし		
事故の概要		<p>1994年1月12日午前10時、定期サーベランス中に、放射能レベルを監視していた運転員が、補助建屋 C-117 の入口付近で、バックグラウンドのガンマ線が 0.0015mSv/時に上昇したことに気づいた。隔離弁の気密性不良により、<math>1.85 \times 10^6 \text{Bq}</math>/リットルの放射能を含んだ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 C-117 に水滴となって入りこんだのであった。所外の汚染及び作業員の被ばくはなかった。</p>												

事例整理番号:0182-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0285-00					
事象タイトル		高電圧送電線(750KW)での分流変圧器の発火													
										事象発生日		1994/03/08			
国名		ウクライナ		施設名・炉型		Zaporozhe-1,PWR(1000MWe)									
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性				
暫定		//		尺度外		0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	
最終				×										所内への影響	
														所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×		
放射性物質の所外への放出						あり					なし				
放射性物質の所内への放出						あり					なし				
従事者の放射線被ばく						あり					なし				
従事者の負傷						あり					なし				
施設の安全性の確保						あり					なし				
試験・点検による不具合の発見						あり					なし				
報道機関への通知						あり					なし				
事故の概要		<p>1994年3月8日午前0:35、750KW開閉所において、高電圧送電線の分流変圧器が発火した。午前0:50頃、運転手順並びに現場派遣員の指示に従い、原子炉出力を500MWeまで減少させた。午前4:00、同送電線は通常電圧に戻り、4:30に原子炉出力も事象前の出力に復帰した。本事象による所内及び周辺への安全上の影響、放射線の影響は無かった。現在、特別委員会により、本事象の原因究明が行われている。</p>													

事例整理番号:0185-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0287-00				
事象タイトル		タービンホール下部区画でのケーブル火災による原子炉スクラム												
										事象発生日		1994/03/16		
国名		ウクライナ		施設名・炉型		Khmelnitski-1,PWR(1000MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	//		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終						×							所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象		×		尺度以下				
放射性物質の所外への放出						あり						なし		
放射性物質の所内への放出						あり						なし		
従事者の放射線被ばく						あり						なし		
従事者の負傷						あり						なし		
施設の安全性の確保						あり						なし		
試験・点検による不具合の発見						あり						なし		
報道機関への通知						あり						なし		
事故の概要		<p>1994年3月16日、午後8時45分、タービンホール下部区画の電気ケーブルに火災が発生した。運転員が状況を判断し、8時47分に原子炉を手動停止した。火災は午後9時10分に消し止められた。この火災により、ケーブルが損傷した。原子炉は緊急修理のために隔離された。放射能の状況に異常はなかった。</p>												

事例整理番号:0199-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0300-01			
事象タイトル		原子炉保護系の蒸気発生器水位制御器の欠陥												
										事象発生日		1994/04/06		
国名		ウクライナ		施設名・炉型		South Ukraine-1,PWR(1000MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1994/05/11		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×					×						所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					×	尺度以下		
放射性物質の所外への放出						あり						なし		
放射性物質の所内への放出						あり						なし		
従事者の放射線被ばく						あり						なし		
従事者の負傷						あり						なし		
施設の安全性の確保						あり						なし		
試験・点検による不具合の発見						あり						なし		
報道機関への通知						あり						なし		
事故の概要		<p>1994年4月6日午前1時30分、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 No.3 の水位制御器の異常表示が見つかった。保安規定(Tech. Spec.)の安全運転条件では、8時間以内に対応措置を取るよう義務づけていたが、今回の修復作業には、14時間かかり保安規定に違反した。保安規定違反と、修復作業がタイムリーに終わらなかったという事実を考慮して、レベル1から2に格上げされた。</p>												

事例整理番号:0204-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度(INES)										INES 番号:0307-01				
事象タイトル		格納容器ドーム部のプレストレスト・ケーブルワイヤーの破損												
										事象発生日		1994/05/18		
国名		ウクライナ		施設名・炉型		South Ukraine-1,PWR(1000MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		//		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×				×							所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象		×		尺度以下				
放射性物質の所外への放出						あり				なし				
放射性物質の所内への放出						あり				なし				
従事者の放射線被ばく						あり				なし				
従事者の負傷						あり				なし				
施設の安全性の確保						あり				なし				
試験・点検による不具合の発見						あり				なし				
報道機関への通知						あり				なし				
事故の概要														
<p>1994年5月18日、格納容器ドーム部の定期検査を行っていたところ、プレストレスト・ケーブルワイヤーの破片が発見された。事象原因を解明するために委員会が組織され調査を行っている。</p> <p>(INES 評価) 深層防護の劣化基準を適用しレベル 1 とする。</p>														

事例整理番号:0205-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度(INES)											INES 番号:0306-01						
事象タイトル		主ゲート弁ボルトの欠陥															
											事象発生日		1994/05/25				
国名		ウクライナ			施設名・炉型		South Ukraine-1,PWR(1000MWe)										
評価結果		評価日			尺度							安全上の特性					
暫定		//			尺度外		0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化		×
最終		×						×							所内への影響		
															所外への影響		
事故の特徴				事故		異常事象		×		尺度以下							
放射性物質の所外への放出						あり						なし					
放射性物質の所内への放出						あり						なし					
従事者の放射線被ばく						あり						なし					
従事者の負傷						あり						なし					
施設の安全性の確保						あり						なし					
試験・点検による不具合の発見						あり						なし					
報道機関への通知						あり						なし					
事故の概要				<p>1994年5月25日、予防保全のための停止中、一次系の主ゲート弁の部品について定期点検を行っていたところ、ゲート弁の主接合ボルトのネジ部付近に腐食による劣化が認められた。損傷の程度は、2～10mmであった。損傷の原因は、ゲート弁主接合箇所のグランドガスケットから一次冷却材が漏れたことによる。</p> <p>(INES 評価) 深層防護の劣化基準を適用しレベル1とする。</p>													

事例整理番号:0244-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度(INES)										INES 番号:0236-01				
事象タイトル 発電機冷却系の水素漏洩による原子炉の計画外停止														
										事象発生日 1993/05/28				
国名		ウクライナ		施設名・炉型		South Ukraine-3,PWR(1000MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1993/06/		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	
最終	×			×									所内への影響	
												所外への影響		
事故の特徴				事故				異常事象				尺度以下		
放射性物質の所外への放出				あり								なし		
放射性物質の所内への放出				あり								なし		
従事者の放射線被ばく				あり								なし		
従事者の負傷				あり								なし		
施設の安全性の確保				あり								なし		
試験・点検による不具合の発見				あり								なし		
報道機関への通知				あり								なし		
事故の概要														
1993年5月28日11:55、発電機冷却系からの水素漏洩により、原子炉が停止された。欠陥部分を修理し、6月2日5:24、タービン発電機N3が閉入された。														

事例整理番号:0245-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度(INES)											INES 番号:0241-01			
事象タイトル		原子力発電所内での汚染												
										事象発生日	1993/06/28			
国名	ウクライナ			施設名・炉型	Zaporozhe-1,PWR(1000MWe)									
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1993/07/03		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×				×								所内への影響	
													所外への影響	
<b>事故の特徴</b>				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
<b>事故の概要</b>														
1993年6月28日10:20、放射線安全部門によるエリア・サーベイにおいて、特別建屋 No.1 ゲート付近で、汚染スポットが見つかった(直径約 300mm, β線による汚染は 500 粒子/分, γ線被ばく線量率は規定値以上であった)。除染作業が行われた。また、線量サーベイを行ったが、所内及び周辺において、変化は認められなかった。														



事例整理番号:0284-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:					
事象タイトル		タイトルなし(電気保護信号によるタービントリップ/原子炉スクラム)														
										事象発生日		1995/06/24				
国名		ウクライナ		施設名・炉型		Rovno-3,PWR(1000MWe)										
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性					
暫定		1995/06/25		尺度外		0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化		×
最終						×								所内への影響		
														所外への影響		
事故の特徴				事故			異常事象				尺度以下		×			
放射性物質の所外への放出				あり							なし					
放射性物質の所内への放出				あり							なし					
従事者の放射線被ばく				あり							なし					
従事者の負傷				あり							なし					
施設の安全性の確保				あり							なし					
試験・点検による不具合の発見				あり							なし					
報道機関への通知				あり							なし					
事故の概要		(INES 形式での報告ではない)														
		<p>1995年6月24日午前1:47、定格出力運転中、電気保護信号の発信により、タービンがトリップした。その後、原子炉もスクラムした。放射性物質の放出も従事者の被ばくもなかった。現在、本事象の調査が行われている。</p> <p>なお、2号機は停止中である。</p>														
		(INES 評価)														
		INES 使用手引きの表 2A-1、「深層防護基準」により、本事象のスケールを暫定的にレベル 0 とする。														

事例整理番号:0321-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:			
事象タイトル		一次主冷却材ポンプ周辺配管の亀裂による原子炉冷態停止												
										事象発生日	1995/12/03			
国名	ウクライナ			施設名・炉型	Zaporozhe-1,PWR(1000MWe)									
評価結果	評価日			尺度							安全上の特性			
暫定	1995/12/10			尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終					×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故			異常事象				尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出							あり				なし			
放射性物質の所内への放出							あり				なし			
従事者の放射線被ばく							あり				なし			
従事者の負傷							あり				なし			
施設の安全性の確保							あり				なし			
試験・点検による不具合の発見							あり				なし			
報道機関への通知							あり				なし			
事故の概要														
<p>1995年12月3日、原子炉格納容器内で放射能の増加が検知された。目視検査では、放射能の発生源を特定することはできなかった。より詳細な点検の結果、一次主冷却材ポンプの周辺配管に直径50mmの亀裂が認められた。当該配管の保守のため、12月4日12:15、原子炉は冷態停止に移行された。保守終了後、原子炉は再起動され、送電を開始した。</p>														
(INES 評価)														
<p>本事象では、全ての安全機能が利用可能であったこと、また、起因事象であった小口径配管からの漏洩は想定されたものであり原子炉の安全停止には影響しないものであったことから、使用手引、表IIより、本事象のスケールをレベル0とする。</p>														

事例整理番号:0353-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0439-01						
事象タイトル		計画停止中における許容値を超えた一次冷却材温度の上昇														
										事象発生日		1996/04/30				
国名		ウクライナ		施設名・炉型		Khmelnitski-1,PWR(1000MWe)										
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性					
暫定		×		1996/05/08		尺度外 0 1 2 3 4 5 6 7							深層防護の劣化		×	
最終													所内への影響			
													所外への影響			
事故の特徴				事故				異常事象		×		尺度以下				
放射性物質の所外への放出				あり								なし				
放射性物質の所内への放出				あり								なし				
従事者の放射線被ばく				あり								なし				
従事者の負傷				あり								なし				
施設の安全性の確保				あり								なし				
試験・点検による不具合の発見				あり								なし				
報道機関への通知				あり								なし				
事故の概要				<p>プラントは、1996年4月20日から計画停止中であり冷態停止状態に置かれていた。崩壊熱の除去は、炉心冷却系の第2ループで通常通り行われていた。炉心冷却系の第1ループは保守のため供用外とされ、第3ループは待機モードであった。1996年4月30日18:17、稼働中の第2ループのポンプが入口での圧力低下により停止した。このため第3ループのポンプが起動したが、同じ原因ですぐに停止した。(補給水供給と一次冷却材浄化系への排水という)フィード&amp;ブリード運転に移行したが、運転員が炉心冷却系を再起動させる前に、一次冷却材温度は、(冷却材出口温度は70℃を超えないことという)運転制御値を超え82℃まで上昇した。原因究明が行われているが、本事象の根本原因はまだ判明していない。</p> <p>(INES 評価)</p> <p>本事象には、「所内及び所外への影響」基準が適用外である。従って、「深層防護の劣化」基準を適用することとし、使用手引Ⅲ-3.1.1の「炉心冷却の不具合」により、本事象のスケールを暫定的にレベル1とする。最終的な尺度の評価は原因究明後に行うこととする。</p>												

事例整理番号:0371-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0459-01				
事象タイトル		所内の放射能汚染												
										事象発生日		1996/07/24		
国名		ウクライナ		施設名・炉型		Khmelnitski-1,PWR(1000MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	1996/07/26		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終						×							所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象		×		尺度以下				
放射性物質の所外への放出				あり		なし						なし		
放射性物質の所内への放出				あり		なし						なし		
従事者の放射線被ばく				あり		なし						なし		
従事者の負傷				あり		なし						なし		
施設の安全性の確保				あり		なし						なし		
試験・点検による不具合の発見				あり		なし						なし		
報道機関への通知				あり		なし						なし		
事故の概要				<p>プラントは、1996年4月20日以降計画停止中であった。1996年7月24日、一次冷却系の水圧試験の準備を進めていたところ、人的過誤により、窒素(N<sub>2</sub>)供給ラインに一次冷却材が入り込んでしまった。このN<sub>2</sub>供給ラインは、サイト内の特別建屋から原子炉建屋にN<sub>2</sub>気体を供給するためのものである。この結果、N<sub>2</sub>供給ライン、関連設備、及び、N<sub>2</sub>を保管した特別建屋周辺地面が汚染した。汚染レベルは60~100 μR/時であった。汚染エリアについては除染作業を終了し、現在、設備の除染作業を行っている。本事象では、従事者の過大な被ばくも、放射性物質の所外への放出もなかった。</p> <p>(INES 評価) 所外への影響はなく、汚染レベルもルテニウム換算で数百ギガベクレル相当であるため、使用手引Ⅱ-2.2の「所内汚染に関する基準」は本事象に適用するには十分でない。従って、「深層防護の劣化に関する基準(使用手引Ⅲ-3.4)」を用いて、暫定的に、本事象のスケールをレベル1とする。事象調査の結果を待って最終評価を行うこととする。</p>										

事例整理番号:0526-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:			
事象タイトル		加圧器逃し弁の閉失敗												
										事象発生日	1997/08/02			
国名	ウクライナ			施設名・炉型	Rovno-2,PWR(416MWe)									
評価結果	評価日			尺度							安全上の特性			
暫定	1997/08/08			尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終						×							所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故					異常事象	×			尺度以下	
放射性物質の所外への放出						あり								なし
放射性物質の所内への放出						あり								なし
従事者の放射線被ばく						あり								なし
従事者の負傷						あり								なし
施設の安全性の確保						あり								なし
試験・点検による不具合の発見						あり								なし
報道機関への通知						あり								なし
<b>事故の概要</b> 1997年8月2日、プラントは、計画停止中であり、原子炉の熱出力は0MW、一次冷却系圧力は12.5MPa、一次冷却材温度は212℃であった。12:18、加圧器逃し弁 (pilot operated relief valve:PRV) の定例試験を行っていたところ、1台のPRVが閉失敗した。12:22、3台のディーゼル発電機 (DG) が自動起動した。12:24、一次系圧力が5.9MPa以下になった時点で、当該PRVは閉まった。PRVの閉失敗により、一次冷却系の圧力と温度が急激に低下したため、炉心冷却速度は運転制限 (30℃/時) を超え140℃/時となった。 本事象では、放射性物質の放出も従事者被ばくもなかった。														
<b>(INES 評価)</b> 所外及び所内への影響の基準については適用外である。本事象は運転制限条件に違反したことから、使用手引Ⅲ-3.1.1の「炉心冷却性能の低下」の基準に従い、本事象のスケールをレベル1とする。														

事例整理番号:0531-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:				
事象タイトル		燃料交換中における新燃料集合体の損傷												
										事象発生日		1997/08/22		
国名		ウクライナ		施設名・炉型		South Ukraine-2,PWR(1000MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	1997/08/27		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終							×						所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象		×		尺度以下		
放射性物質の所外への放出						あり						なし		
放射性物質の所内への放出						あり						なし		
従事者の放射線被ばく						あり						なし		
従事者の負傷						あり						なし		
施設の安全性の確保						あり						なし		
試験・点検による不具合の発見						あり						なし		
報道機関への通知						あり						なし		
事故の概要		<p>プラントは、計画停止され、燃料交換が行われていた。炉心に新燃料集合体を装荷した後、燃料交換機の運転員は、燃料交換機ビームを一旦炉心から引き出して、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し始めた。燃料交換機を移動中、異音が発生したため、燃料交換機を停止した。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にも拘わらず、燃料交換機ビームには、損傷した新燃料集合体が引っかかっていた。当該新燃料は交換機からはずされた。本事象では、従事者への過大な被ばく、放射性物質の放出はなかった。現在、本事象についての原因調査が行われている。</p> <p>(INES 評価) 「深層防護の劣化」基準(使用手引の p.46、例 6 の燃料交換時の燃料集合体の落下)に基づき、本事象のスケールを暫定的にレベル 2 とする。原因調査終了後、最終的にスケールを決定することとする。</p>												

事例整理番号:0396-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:						
事象タイトル		格納容器の機能が不十分な状態でのプラント運転															
										事象発生日		1996/11/21					
国名		オランダ			施設名・炉型		Borssele,PWR(481MWe)										
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性						
暫定		×		1996/11/22		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化		×
最終									×						所内への影響		
															所外への影響		
事故の特徴				事故			異常事象				尺度以下		×				
放射性物質の所外への放出				あり							なし						
放射性物質の所内への放出				あり							なし						
従事者の放射線被ばく				あり							なし						
従事者の負傷				あり							なし						
施設の安全性の確保				あり							なし						
試験・点検による不具合の発見				あり							なし						
報道機関への通知				あり							なし						
事故の概要		<p>1996年11月21日、格納容器のベントライン(直径15cm、フィルターなし)上の4つの締切り弁が記録上「閉」となっていたにも拘わらず、実際は、大気開放状態となっているのが発見された。9ヶ月前にこれら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される。</p> <p>不具合発見の2時間後には、全ての弁は閉められ、弁の開閉表示器によって「閉」が確認された。</p> <p>(INES 評価)</p> <p>使用手引、表 I の「起因事象を伴わない深層防護の劣化」の基準に基づき、安全機能が不適切であったことから、本事象のスケールをレベル 2 とする。</p>															

事例整理番号:0151-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0255-01			
事象タイトル		落雷による原子炉停止												
										事象発生日	1993/08/09			
国名	韓国		施設名・炉型		Yonggwang(靈光)-2,PWR(996MWe)									
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1993/10/08		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×				×								所内への影響	
													所外への影響	
<b>事故の特徴</b>				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
<b>事故の概要</b>														
<p>定格出力運転中、落雷により過電圧保護リレーが作動し、制御棒出力キャビネットの制御出力が喪失した。その結果、制御棒が落下し、出力領域中性子束の低下率が大きくなり原子炉がトリップした。</p> <p>(INES 評価)                      全ての安全機能が利用可能であったため、本事象は使用手引Ⅲの表 II、A1 により、レベル 0 とする。</p>														



事例整理番号:0152-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0254-01				
事象タイトル 蒸気発生器水位異常低信号による原子炉トリップ														
										事象発生日 1993/07/02				
国名 韓国			施設名・炉型 Kori(古里)-1,PWR(595MWe)											
評価結果		評価日 1993/10/08		尺度							安全上の特性			
暫定				尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×				×								所内への影響	
事故の特徴														
				事故			異常事象				尺度以下	×		
放射性物質の所外への放出				あり							なし			
放射性物質の所内への放出				あり							なし			
従事者の放射線被ばく				あり							なし			
従事者の負傷				あり							なし			
施設の安全性の確保				あり							なし			
試験・点検による不具合の発見				あり							なし			
報道機関への通知				あり							なし			
事故の概要														
燃料交換後、1.5%出力で起動中、蒸気発生器水位制御を手動で行った際の不手際により、蒸気発生器水位異常低信号が発生し、原子炉がトリップした。														
(INES 評価)														
全ての安全機能が利用可能であったため、本事象は使用手引Ⅲの表 II、A1 により、レベル 0 とする。														

事例整理番号:0153-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0256-01				
事象タイトル		蒸気発生器水位異常高信号による原子炉トリップ												
										事象発生日		1993/08/10		
国名		韓国		施設名・炉型		Yonggwang(靈光)-2,PWR(996MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1993/10/08		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×			×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
事故の概要														
<p>16%出力で起動中、蒸気発生器水位の制御を手動で行っていた際の不手際により、蒸気発生器水位異常高信号が発生し、タービンと原子炉がトリップした。</p> <p>(INES 評価)          全ての安全機能が利用可能であったため、本事象は使用手引Ⅲの表 II、A1 によりレベル 0 とする。</p>														

事例整理番号:0154-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0257-01				
事象タイトル 蒸気発生器水位異常高信号による原子炉トリップ														
										事象発生日 1993/09/16				
国名 韓国			施設名・炉型 Yonggwang(靈光)-2,PWR(996MWe)											
評価結果		評価日 1993/10/08		尺度							安全上の特性			
暫定				尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×				×								所内への影響	
事故の特徴														
				事故			異常事象				尺度以下	×		
放射性物質の所外への放出				あり							なし			
放射性物質の所内への放出				あり							なし			
従事者の放射線被ばく				あり							なし			
従事者の負傷				あり							なし			
施設の安全性の確保				あり							なし			
試験・点検による不具合の発見				あり							なし			
報道機関への通知				あり							なし			
事故の概要														
<p>残留熱除去系入口弁の修理後、蒸気発生器の水位制御を手動で行っていた際の不手際により、蒸気発生器水位異常高の信号が発生し、タービンと原子炉がトリップした。</p> <p>(INES 評価)</p> <p>全ての安全機能が利用可能であったため、本事象は、使用手引のⅢ、表 II、A1 により、レベル 0 とする。</p>														

事例整理番号:0167-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0270-01			
事象タイトル 発電機保護リレーの作動に起因した発電機トリップによる原子炉トリップ														
											事象発生日 1993/10/28			
国名 韓国			施設名・炉型		Kori(古里)-1,PWR(595MWe)									
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1993/12/22		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×				×								所内への影響	
													所外への影響	
<b>事故の特徴</b>				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
<b>事故の概要</b>														
<p>定格出力運転中、発電機保護リレーの電源が接触不良により喪失した。このとき、2号機のオーバーホールのために345KV変圧器のブレーカーは開放されていた。ブレーカーが2個とも開放されたことで、発電機トリップと原子炉トリップが起こった。</p> <p>(INES 評価)</p> <p>全ての安全機能が利用可能であったため、本事象は使用手引Ⅲの表Ⅱ、A1に基づきレベル0とする。</p>														

事例整理番号:0168-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0272-01			
事象タイトル 湿分分離器及び再加熱器(MSR)のドレンタンク圧力変動による原子炉トリップ														
											事象発生日 1993/11/10			
国名 韓国			施設名・炉型 Kori(古里)-2,PWR(650MWe)											
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1993/12/22		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×				×								所内への影響	
													所外への影響	
<b>事故の特徴</b>				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
<b>事故の概要</b>														
<p>プラントは、燃料交換停止後、75%で運転中であった。MSRドレンタンクと第1段再加熱器ドレンタンクの水位計用ベント弁は両方とも完全には閉じていなかった。運転員が第1段再加熱器のドレンタンクの水位計用ベント弁を閉じた際、水位計に接続されている MSRドレンタンクの上側配管で圧力変動が起こり、タンク水位の異常高信号が発生した。</p>														
(INES 評価)														
<p>全ての安全機能が利用可能であったため、本事象は、使用手引Ⅲの表Ⅱ、A1 に基づきレベル 0 とする。</p>														

事例整理番号:0169-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0276-01				
事象タイトル		主復水器真空度低信号による原子炉トリップ								事象発生日		1993/12/21		
国名		韓国		施設名・炉型		Kori(古里)-2,PWR(650MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1993/12/22		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×				×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
<b>事故の概要</b> 定格出力運転中、主給水デアレータ水位の変動によりデアレータ水位異常高信号が発生した。そのためデアレータの入口弁が閉められた。このトラブルに対処するために、原子炉出力を低下させたが、出力が急に低下し主復水器の真空度低下を引き起こした。その結果、タービンと発電機のトリップが起こり、原子炉トリップに至った。  (INES 評価) 全ての安全機能が利用可能であったため、本事象は、使用手引Ⅲの表Ⅱ、A1 に基づきレベル 0 とする。														

事例整理番号:0170-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0269-01			
事象タイトル											主給水隔離弁(MFIV)の急速閉止による原子炉トリップ			
											事象発生日		1993/10/16	
国名			韓国			施設名・炉型			Kori(古里)-3,PWR(950MWe)					
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1993/12/22		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×				×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故			異常事象			尺度以下		×		
放射性物質の所外への放出				あり						なし				
放射性物質の所内への放出				あり						なし				
従事者の放射線被ばく				あり						なし				
従事者の負傷				あり						なし				
施設の安全性の確保				あり						なし				
試験・点検による不具合の発見				あり						なし				
報道機関への通知				あり						なし				
<b>事故の概要</b> 定格出力運転中、制御基板ヒューズの焼損により制御電源が喪失し、主給水隔離弁の1つが閉鎖した。その結果、蒸気発生器水位異常低信号が発生し、原子炉がトリップした。														
(INES 評価) 全ての安全機能が利用可能であったため、本事象は、使用手引Ⅲの表Ⅱ、A1に基づきレベル0とする。														

事例整理番号:0171-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0271-01			
事象タイトル		主蒸気隔離弁(MSIV)の急速閉止による原子炉トリップ												
										事象発生日	1993/11/03			
国名	韓国		施設名・炉型		Kori(古里)-3,PWR(950MWe)									
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1993/12/22		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×				×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
<b>事故の概要</b> 定格出力運転中、制御基板コンデンサの焼損により主蒸気隔離弁(MSIV)の1つが閉鎖した。主蒸気隔離弁(MSIV)閉及び蒸気発生器水位異常低の信号が発生し、原子炉がトリップした。														
(INES 評価) 全ての安全機能が利用可能であったため、本事象は、使用手引Ⅲの表Ⅱ、A1に基づきレベル0とする。														



事例整理番号:0172-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0274-01				
事象タイトル										蒸気発生器水位異常高信号に起因したタービントリップによる原子炉トリップ				
										事象発生日		1993/12/06		
国名			韓国			施設名・炉型			Kori(古里)-3,PWR(950MWe)					
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1993/12/22		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×				×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
事故の概要														
<p>定格出力運転中、主給水制御弁(MFCV)の位置指示計の1つに異常が発生し、主給水制御弁が全開状態となった。主給水流量が増加し、蒸気発生器水位異常高信号が発生し、タービンと原子炉がトリップした。</p> <p>(INES 評価)                  全ての安全機能であったため、本事象は、使用手引Ⅲの表Ⅱ、A1に基づきレベル0とする。</p>														

事例整理番号:0173-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0275-01			
事象タイトル 論理回路の不具合に起因した主給水隔離弁(MFIV)の急速閉止による原子炉トリップ														
											事象発生日 1993/12/10			
国名 韓国			施設名・炉型 Kori(古里)-4,PWR(950MWe)											
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1993/12/22		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×				×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故			異常事象				尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出							あり				なし			
放射性物質の所内への放出							あり				なし			
従事者の放射線被ばく							あり				なし			
従事者の負傷							あり				なし			
施設の安全性の確保							あり				なし			
試験・点検による不具合の発見							あり				なし			
報道機関への通知							あり				なし			
事故の概要														
<p>定格出力運転中、主給水隔離弁について予定された部分ストローク試験を行った際、論理回路の不具合により、主給水隔離弁の1つが閉じた。蒸気発生器の水位が原子炉トリップ設定値まで低下した。</p> <p>(INES 評価)</p> <p>全ての安全機能が利用可能であったため、本事象は、使用手引Ⅲの表Ⅱ、A1に基づきレベル0とする。</p>														

事例整理番号:0174-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0273-01				
事象タイトル										開閉所における遮断器スイッチの異常による原子炉トリップ				
										事象発生日		1993/11/23		
国名			韓国			施設名・炉型			Ulchin(蔚珍)-1,PWR(950MWe)					
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1993/12/22		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×				×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故			異常事象			尺度以下		×		
放射性物質の所外への放出				あり			なし							
放射性物質の所内への放出				あり			なし							
従事者の放射線被ばく				あり			なし							
従事者の負傷				あり			なし							
施設の安全性の確保				あり			なし							
試験・点検による不具合の発見				あり			なし							
報道機関への通知				あり			なし							
事故の概要														
<p>1号機は定格出力で運転しており、2号機は炉物理試験を完了していた。両ユニット共用の開閉所で遮断器スイッチの1つに接点溶融が発生した。遮断器スイッチが地絡し、変圧器の保護リレーが作動した。最終的に発電機がトリップし、両ユニットの原子炉もトリップした。</p> <p>(INES 評価)</p> <p>全ての安全機能が利用可能であったため、本事象は、使用手引Ⅲの表Ⅱ、A1に基づきレベル0とする。</p>														

事例整理番号:0175-00

(和訳作成: 日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0276-01			
事象タイトル		制御棒電源の地絡による原子炉トリップ												
										事象発生日	1993/12/15			
国名	韓国		施設名・炉型		Yonggwang(靈光)-2,PWR(996MWe)									
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1993/12/22		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×				×								所内への影響	
													所外への影響	
<b>事故の特徴</b>				事故			異常事象					尺度以下	×	
放射性物質の所外への放出							あり					なし		
放射性物質の所内への放出							あり					なし		
従事者の放射線被ばく							あり					なし		
従事者の負傷							あり					なし		
施設の安全性の確保							あり					なし		
試験・点検による不具合の発見							あり					なし		
報道機関への通知							あり					なし		
<b>事故の概要</b>		<p>定格出力運転中、制御棒駆動機構試験に先立ち実施条件の確認を行っていたところ、電源の出力が高いことが判明した。運転員が電源の変更を試みたとき、補助パネルと可動コイル電流制御器のラジエータが接触した。制御棒駆動機構の電源が地絡し、制御棒が炉心内に落下した。</p> <p>(INES 評価)                      全ての安全機能が利用可能であったため、本事象は、使用手引Ⅲの表Ⅱ、A1 に基づきレベル 0 とする。</p>												

事例整理番号:0197-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0291-01			
事象タイトル											主蒸気逃し弁の急閉による原子炉トリップ			
事象発生日											1994/01/11			
国名			韓国			施設名・炉型			Kori(古里)-4,PWR(950MWe)					
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1994/04/08		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×				×								所内への影響	
												所外への影響		
事故の特徴				事故			異常事象				尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出				あり							なし			
放射性物質の所内への放出				あり							なし			
従事者の放射線被ばく				あり							なし			
従事者の負傷				あり							なし			
施設の安全性の確保				あり							なし			
試験・点検による不具合の発見				あり							なし			
報道機関への通知				あり							なし			
<b>事故の概要</b> 1994年1月11日、定格出力運転中、制御盤基板コンデンサが焼損した。その結果、主蒸気隔離弁(MSIV)の1個が閉じ、蒸気発生器水位異常低信号が発生した。これにより原子炉がトリップした。  (INES 評価) 全ての安全機能は利用可能であったため、使用手引Ⅲの表Ⅱ、A1によりレベル0とする。														

事例整理番号:0209-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0312-01			
事象タイトル		主給水制御弁(MFCV)の故障による原子炉トリップ												
										事象発生日		1994/05/23		
国名		韓国	施設名・炉型			Ulchin(蔚珍)-2,PWR(950MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1994/07/13		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×			×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり							なし	
放射性物質の所内への放出						あり							なし	
従事者の放射線被ばく						あり							なし	
従事者の負傷						あり							なし	
施設の安全性の確保						あり							なし	
試験・点検による不具合の発見						あり							なし	
報道機関への通知						あり							なし	
事故の概要		<p>午後 12 時 7 分、定格出力運転中、蒸気発生器(SG)-2 の主給水制御弁(MFCV)のダイヤフラムが損傷し、同弁が閉じた。その結果、SG 水位低信号と“蒸気/給水流量ミスマッチ”信号が発生し原子炉がトリップした。</p> <p>(INES 評価)                      全ての安全機能は利用可能であったので、本事象は、使用手引Ⅲの表Ⅱ、A1 によりレベル 0 とする。</p>												

事例整理番号:0210-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度(INES)										INES 番号:0313-01				
事象タイトル 主発電機保護リレーの短絡による原子炉トリップ														
										事象発生日 1994/06/29				
国名 韓国			施設名・炉型 Kori(古里)-1,PWR(595MWe)											
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1994/07/13		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×			×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
事故の概要														
<p>午前1時15分、定格出力運転中、主発電機差動保護リレーの電流コンバータ位相“B”ケーブルが被覆の摩耗により地絡した。被覆は、キャビネットの振動によりこすり落とされたのであった。地絡によりタービンがトリップし、原子炉もトリップした。</p> <p>(INES 評価)                  全ての安全機能は利用可能であったが、本事象は、使用手引Ⅲの表Ⅱ、A1により、レベル0とする。</p>														

事例整理番号:0227-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度(INES)										INES 番号:0328-01				
事象タイトル		蒸気発生器水位異常高信号によるタービントリップ及び原子炉トリップ												
										事象発生日		1994/09/25		
国名		韓国		施設名・炉型		Kori(古里)-2,PWR(650MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1994/10/08		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×			×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出				あり							なし			
放射性物質の所内への放出				あり							なし			
従事者の放射線被ばく				あり							なし			
従事者の負傷				あり							なし			
施設の安全性の確保				あり							なし			
試験・点検による不具合の発見				あり							なし			
報道機関への通知				あり							なし			
事故の概要														
<p>定格出力運転中、主給水制御弁(MFCV)の位置指示器の1つに不具合が生じ、主給水制御弁が全開状態を維持し続けた。その結果、主給水流量が増加し、蒸気発生器水位異常高信号が発生した。これによりタービン及び原子炉がトリップした。</p> <p>(INES 評価)                  全ての安全機能は使用可能であったため、本事象は、使用手引Ⅲの表Ⅱ、A1により、レベル0とする。</p>														



事例整理番号:0236-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度(INES)											INES 番号:0339-01			
事象タイトル 主給水制御弁のトラブルによるタービン及び原子炉トリップ														
											事象発生日 1994/12/03			
国名 韓国		施設名・炉型		Yonggwang(靈光)-1,PWR(950MWe)										
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1995/01/06		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×				×								所内への影響	
													所外への影響	
<b>事故の特徴</b>				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
<b>事故の概要</b>														
<p>1994年12月3日11:22、定格出力運転中、主給水制御弁(MFCV)-Aがポジショナー(位置決め器)のトラブルによって開いたため、蒸気発生器(SG)-1の水位が上昇した。「SG水位異常高」信号によってタービンがトリップし、引き続き原子炉がトリップした。調査の結果、MFCVポジショナーに不具合が判明し、新品と交換した。同日17:50に、プラントは臨界に戻された。放射性物質の環境への放出はなく、従事者被ばくも許容範囲内であった。</p> <p>同炉では過去同じ原因で原子炉が2回トリップしている。尺度評価委員会は、韓国電力公社の対策を調査した結果、再発防止に努めていると結論づけた。</p>														
<b>(INES 評価)</b>														
安全機能は全て利用可能な状態にあったことから、使用手引Ⅲ、表Ⅱ、A1により、本事象のスケールをレベル0とする。														

事例整理番号:0275-00

(和訳作成: 日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0353-01				
事象タイトル		地絡保護リレーの作動による原子炉トリップ												
										事象発生日		1995/03/08		
国名		韓国		施設名・炉型		Yonggwang(靈光)-2,PWR(996MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1995/04/14		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×			×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
事故の概要		<p>1995年3月8日午前4:00、起動時の40%出力において、一次冷却材ポンプの停止に伴う一次冷却材流量低信号により原子炉がトリップした。一次冷却材ポンプの停止は、地絡保護リレーが作動したためであった。原子炉トリップ直後の調査により、格納容器貫通口において、電源系の配線接続部が損傷していることが判明した。本事象では、全ての安全保護系は正常に作動し、放射性物質の放出もなかった。</p> <p>(INES 評価) 安全機能が全て利用可能であったことから、使用手引Ⅲ、表Ⅱ.A.1より本事象のスケールをレベル0とする。</p>												

事例整理番号:0276-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0352-01				
事象タイトル										加圧器スプレー弁の開固着による安全注入				
										事象発生日		1995/02/25		
国名		韓国		施設名・炉型		Kori(古里)-2,PWR(650MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1995/04/14		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×			×								所内への影響	
													所外への影響	
<b>事故の特徴</b>				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出				あり							なし			
放射性物質の所内への放出				あり							なし			
従事者の放射線被ばく				あり							なし			
従事者の負傷				あり							なし			
施設の安全性の確保				あり							なし			
試験・点検による不具合の発見				あり							なし			
報道機関への通知				あり							なし			
<b>事故の概要</b>														
<p>1995年2月25日、定格出力運転中、加圧器圧力ゲージ(PT-455)の操作を誤ったことにより、加圧器スプレー弁(PCV-655B)が開固着し、その結果、スプレー水の注入が継続され、加圧器圧力が低下した。同日21:48、過大温度信号(過大温度 ΔT)が設定値を超えたため、原子炉がトリップした。さらに約10秒後、加圧器圧力低により、安全注入が開始した。運転員の復旧操作によりプラントの通常状態は維持された。調査の結果、弁の接続部の損傷が本事象の原因であることが判明した。</p> <p>原子炉建屋外への放射性物質の放出もなく、従事者の放射線被ばくも発生していない。</p> <p>(INES 評価)                  全ての安全機能が利用可能であったことから、使用手引Ⅲ、表Ⅱ.A.1より本事象のスケールをレベル0とする。</p>														

事例整理番号:0295-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0377-01				
事象タイトル		主給水ポンプ停止による原子炉停止												
										事象発生日		1995/04/03		
国名		韓国		施設名・炉型		Kori(古里)-3,PWR(950MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1995/07/07		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×			×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり							なし	
放射性物質の所内への放出						あり							なし	
従事者の放射線被ばく						あり							なし	
従事者の負傷						あり							なし	
施設の安全性の確保						あり							なし	
試験・点検による不具合の発見						あり							なし	
報道機関への通知						あり							なし	
事故の概要				<p>定格出力運転中の定例サーベランスにおいて、作業員が、復水脱塩器のバイパス圧力制御弁から計装用圧縮空気が漏れていることに気づいた。作業員は、その補修作業によって原子炉がトリップする可能性のあることを知らなかったため、その影響を考慮せず、補修作業を開始してしまった。補修を行ったにも拘らず、制御弁ポジションナーの故障は直らず、全ての主給水ポンプが「吸込圧力低」信号で停止し、その結果、「蒸気発生器水位異常低」で原子炉がトリップした。原子炉建屋外への放射性物質の放出はなく、また、作業員への被ばくもなかった。</p> <p>(INES 評価)                      本事象では全ての安全機能は利用可能であり、使用手引Ⅲの表Ⅱ.A1より本事象をレベル0とする。</p>										

事例整理番号:0311-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度(INES)											INES 番号:			
事象タイトル		主蒸気管圧力低による安全注入												
										事象発生日		1995/07/13		
国名		韓国		施設名・炉型		Yonggwang(靈光)-1,PWR(996MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1995/10/06		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×			×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
<b>事故の概要</b> 定格出力運転中、タービン制御盤の異常状態を示す表示灯が点灯していることに気づいた。調査の後、異常のあった電気回路を新品に取り替えた。この際、ノイズ信号が入り異常信号(タービン過速度予防停止信号)が発生した。その結果、高圧タービンのガバナー弁が閉まり、また、主蒸気圧力を下げるため復水器及び大気放出弁が開いた。1分後、異常信号が消失したため、ガバナー弁を再開したところ、主蒸気管圧力が急激に低下した。主蒸気管圧力は安全注入設定点には至らなかったが、時間の”進め/遅れ補償効果”によって安全注入が開始された。 本事象では、原子炉建屋外への放射性物質の放出も、従事者被ばくもなかった。														
(INES 評価) 本事象中、全ての安全機能は利用可能であったことから、使用手引、Ⅲ.表Ⅱ.A1より、本事象のスケールをレベル0とする。														

事例整理番号:0312-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:			
事象タイトル		光学絶縁装置の不具合による原子炉停止												
											事象発生日		1995/08/07	
国名		韓国		施設名・炉型		Yonggwang(靈光)-3,PWR(950MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1995/10/06		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×				×								所内への影響	
													所外への影響	
<b>事故の特徴</b>				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
<b>事故の概要</b>		<p>出力運転中、制御棒が落下したため原子炉がトリップした。調査の結果、制御要素集合体 #1 の光学絶縁装置が故障していることが判明した。当該絶縁装置を交換し、同日中に原子炉は運転を再開した。本事象では、原子炉建屋外への放射性物質の放出も、従事者被ばくもなかった。</p> <p>(INES 評価)                  本事象中、全ての安全機能は利用可能であったことから、使用手引、Ⅲ.表Ⅱ.A1 より、本事象のスケールをレベル 0 とする。</p>												

事例整理番号:0313-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:				
事象タイトル		計装用空気圧の低下による原子炉トリップ												
										事象発生日		1995/08/16		
国名		韓国		施設名・炉型		Kori(古里)-1,PWR(595MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1995/10/06		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×				×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
<b>事故の概要</b> 出力運転中、通常の運転手順に従って、計装用圧縮空気乾燥器の運転をトレイン A からトレイン B に変更した。その直後、乾燥器 A の排気側逆止弁が故障し、気密性が喪失した。このため、計装用圧縮空気がこの逆止弁を逆流し、乾燥器 A のベント弁を通して大気中に排気された。その結果、圧縮空気圧が低下し、主給水調整弁が閉じた。「蒸気発生器水位低」と「蒸気/給水流量ミスマッチ」の同時信号によって原子炉はトリップした。 本事象では、原子炉建屋外への放射性物質の放出も、従事者被ばくもなかった。														
(INES 評価) 本事象中、全ての安全機能は利用可能であったことから、使用手引、Ⅲ.表Ⅱ.A1 より、本事象のスケールをレベル 0 とする。														

事例整理番号:0314-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:			
事象タイトル		48V 直流制御電源の喪失による原子炉トリップ												
										事象発生日		1995/08/22		
国名		韓国		施設名・炉型			Ulchin(蔚珍)-1,PWR(950MWe)							
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1995/10/06		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×			×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
事故の概要		<p>定格出力運転中、状態表示灯の試験を行うために表示灯 C-5 のボタンを押したところ、48V 直流電源盤内の過電流リレーが作動した。その結果、制御回路用の 48V 直流電源が喪失し、制御棒が炉心に落下した。調査の結果、状態表示灯のソケットに電導性の異物が入り込んで回路が短絡していたことが判明した。本事象では、原子炉建屋外への放射性物質の放出も、従事者被ばくもなかった。</p> <p>(INES 評価) 本事象中、全ての安全機能は利用可能であったことから、使用手引、Ⅲ.表Ⅱ.A1より、本事象のスケールをレベル 0 とする。</p>												



事例整理番号:0315-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:			
事象タイトル		制御棒系の故障による原子炉トリップ												
										事象発生日		1995/09/06		
国名		韓国		施設名・炉型		Yonggwang(靈光)-3,PWR(950MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1995/10/06		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×			×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出				あり							なし			
放射性物質の所内への放出				あり							なし			
従事者の放射線被ばく				あり							なし			
従事者の負傷				あり							なし			
施設の安全性の確保				あり							なし			
試験・点検による不具合の発見				あり							なし			
報道機関への通知				あり							なし			
事故の概要														
<p>定格出力運転中、制御要素集合体の計算機に関する動作確認試験を行った。停止棒グループ B の停止棒 # 89 を引き抜く過程で、制御系のカードが故障し、同停止棒が落下した。炉心保護回路へのペナルティ係数が増加したため、9:08、原子炉はスクラムした。調査の後、設置者は、制御モジュールを新品に交換し、性能を確認した上で、同日 17:51、運転を再開した。</p> <p>本事象では、原子炉建屋外への放射性物質の放出も、従事者被ばくもなかった。</p> <p>(INES 評価)</p> <p>本事象中、全ての安全機能は利用可能であったことから、使用手引、Ⅲ.表Ⅱ.A1 より、本事象のスケールをレベル 0 とする。</p>														

事例整理番号:0316-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:				
事象タイトル		タービン保護系の潤滑油圧変動による原子炉トリップ												
										事象発生日		1995/09/13		
国名		韓国		施設名・炉型		Ulchin(蔚珍)-2,PWR(950MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1995/10/06		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×				×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
事故の概要														
<p>定格出力運転中、タービン保護系の定例試験を行っていたところ、運転員が非常用及び補助の潤滑油ポンプを停止した。このため、潤滑油の圧力が変動し、タービントリップ動作リレーの設定点に達してしまった。これにより、タービン保護回路の油が排出されたため、タービンがトリップし、引続き原子炉がトリップした。本事象では、原子炉建屋外への放射性物質の放出も、従事者被ばくもなかった。</p> <p>(INES 評価) 本事象中、全ての安全機能は利用可能であったことから、使用手引、Ⅲ.表Ⅱ.A1より、本事象のスケールをレベル0とする。</p>														

事例整理番号:0327-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度(INES)											INES 番号:			
事象タイトル 主発電機保護リレーの動作による原子炉トリップ														
											事象発生日 1995/11/27			
国名 韓国			施設名・炉型		Kori(古里)-2,PWR(650MWe)									
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1996/03/07		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×				×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
事故の概要														
<p>1995年11月27日10:25、定格出力運転中、主発電機保護リレー用電流コンバータのA相ケーブルが断線した。その結果、保護リレーが作動してタービン/発電機がトリップし、P-7信号によって原子炉もトリップした。調査の結果、ケーブルの断線は接続部での過熱によるものであることが判明した。ケーブルの裕度が十分でなく僅かな過電流にも耐えられなかったのである。</p> <p>本事象では、プラント内への放射性物質の漏洩も、従事者被ばくもなかった。</p> <p>(INES 評価)</p> <p>本事象では、全ての安全機能が利用可能であったことから、使用手引Ⅲ、表Ⅱ.A1より、本事象のスケールをレベル0とする。</p>														

事例整理番号:0345-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0430-01				
事象タイトル		作業員のミスに起因した誤信号による原子炉トリップ												
										事象発生日		1996/01/23		
国名		韓国	施設名・炉型		Yonggwang(靈光)-1,PWR(996MWe)									
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1996/04/09		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×			×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
事故の概要		<p>定格出力運転中、原子炉保護系のサーベランス試験を実施した。作業員は、モード・スイッチを「運転」から「試験」に変えるという試験手順書中のステップを忘れてしまった。モード・スイッチが適正位置になかったため、試験操作でタービン・トリップ信号が発生し、原子炉がトリップした。</p> <p>本事象では、原子炉建屋外への放射性物質の放出も、従事者への計画外被ばくもなかった。</p> <p>(INES 評価)</p> <p>本事象では、全ての安全機能は利用可能であったことから、使用手引Ⅲ、表Ⅱ、A1 より、本事象のスケールをレベル 0 とする。</p>												

事例整理番号:0346-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0431-01				
事象タイトル 主給水制御系の感光セルの劣化による原子炉トリップ														
										事象発生日 1996/02/02				
国名 韓国			施設名・炉型 Ulchin(蔚珍)-1,PWR(950MWe)											
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1996/04/09		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×				×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出				あり							なし			
放射性物質の所内への放出				あり							なし			
従事者の放射線被ばく				あり							なし			
従事者の負傷				あり							なし			
施設の安全性の確保				あり							なし			
試験・点検による不具合の発見				あり							なし			
報道機関への通知				あり							なし			
事故の概要														
<p>定格出力運転中、主給水制御弁が開いたため、「蒸気発生器(SG)水位異常高」信号により原子炉がトリップした。調査の結果、SG水位と主給水流量を比較して主給水温度を調整するために主給水系に設置された感光セルが、周辺の抵抗器で発生した熱によって損傷していることが判明した。故障した制御回路を交換した後、プラントは再起動された。</p> <p>本事象では原子炉建屋外への放射性物質の放出も、従事者への計画外被ばくもなかった。</p>														
(INES 評価)														
<p>本事象では、全ての安全機能は利用可能であったことから、使用手引Ⅲ、表Ⅱ、A1より、本事象のスケールをレベル0とする。</p>														

事例整理番号:0347-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0432-01			
事象タイトル		分解点検停止中における一次冷却材の漏洩												
										事象発生日		1996/02/13		
国名		韓国		施設名・炉型			Yonggwang(靈光)-3,PWR(950MWe)							
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1996/04/09		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×			×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり							なし	
放射性物質の所内への放出						あり							なし	
従事者の放射線被ばく						あり							なし	
従事者の負傷						あり							なし	
施設の安全性の確保						あり							なし	
試験・点検による不具合の発見						あり							なし	
報道機関への通知						あり							なし	
<b>事故の概要</b> 第1回燃料交換中、一次冷却材温度 30℃、一次冷却材水位 115 フィートの状態において、分解点検スケジュールに従い、原子炉保護系の試験を実施した。原子炉保護系トレインBへの電力供給を停止したところ、工学的安全施設起動信号が発生した。その結果、この信号に関連した機器が作動した。安全注入系に関連した 12 個の弁も設計通り開いたため、燃料取替用水タンクのほう酸水が、重力により一次冷却系に流れ込み、一次冷却材水位は 117 フィートまで上昇した。燃料交換のために、原子炉容器の上蓋のスタッドボルトが緩められていたため、そのフランジ部からほう酸水が漏れ出した。漏れ出したほう酸水はキャビティに回収された。調査の結果、試験手順書にリセット・リレーを押すことが記載されていなかったため、作業員が試験時にこの操作を行わなかったことが原因と判明した。 本事象では、格納容器内での放射能濃度の上昇も、従事者への計画外被ばくもなかった。														
<b>(INES 評価)</b> 本事象は、使用手引Ⅲ-3.1.1から尺度外としてもよいが、手順書に関連した問題があることから、最終的に本事象のスケールをレベル 0 とする。														

事例整理番号:0348-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0433-01				
事象タイトル		起動電流の影響によるリレーの作動に伴う原子炉トリップ												
										事象発生日		1996/03/30		
国名		韓国		施設名・炉型		Kori(古里)-1,PWR(595MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1996/04/09		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×			×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり							なし	
放射性物質の所内への放出						あり							なし	
従事者の放射線被ばく						あり							なし	
従事者の負傷						あり							なし	
施設の安全性の確保						あり							なし	
試験・点検による不具合の発見						あり							なし	
報道機関への通知						あり							なし	
事故の概要														
				<p>分解点検後の出力上昇中、出力が48%に達した時、運転員はさらに出力を上昇させるため主給水ポンプ1台を起動させた。その時、プラントの補助変圧器(UAT:Unit Auxiliary Transformer)を保護するための限定地絡リレー(RER:Restricted Earth Relay)が作動した。このため、タービンがトリップし、引き続き原子炉もトリップした。調査の結果、RERの作動設定点は0.1Aとなっており、主給水ポンプの起動電流の影響により設定点を越えたことが判明した。RERの設定点を他のプラントと同様に0.2Aに変更し、プラントを再起動した。</p> <p>本事象では、原子炉建屋外への放射性物質の放出も、従事者への計画外被ばくもなかった。</p> <p>(INES 評価)</p> <p>本事象では、全ての安全機能は利用可能であったことから、使用手引Ⅲ、表Ⅱ、A1より、本事象のスケールをレベル0とする。</p>										

事例整理番号:0349-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0435-01			
事象タイトル		主給水バイパス弁の不適切な動作による原子炉停止												
										事象発生日	1996/03/31			
国名	韓国		施設名・炉型		Kori(古里)-1,PWR(595MWe)									
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1996/04/09		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×				×								所内への影響	
													所外への影響	
<b>事故の特徴</b>				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
<b>事故の概要</b>														
<p>プラント再起動中、出力 16%において、蒸気発生器(SG)-A で水位変動が認められた。そのため、運転員は、給水制御を自動から手動モードに切替えた。しかし SG 水位は安定せず、「SG 水位異常低」信号により原子炉はトリップした。調査の結果、主給水バイパス弁の引張り棒とハンドジャック案内板が損傷し、動かなくなっていることが判明した。原因は、これらの設置位置が適正でなかったことによる。</p> <p>本事象では、原子炉建屋外への放射性物質の放出も、従事者への計画外被ばくもなかった。</p> <p>(INES 評価)</p> <p>本事象では、全ての安全機能は利用可能であったことから、使用手引Ⅲ、表Ⅱ、A1 より、本事象のスケールをレベル 0 とする。</p>														



事例整理番号:0361-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0448-01				
事象タイトル 蒸気発生器水位高信号による原子炉トリップ														
										事象発生日 1996/04/25				
国名 韓国			施設名・炉型 Ulchin(蔚珍)-1,PWR(950MWe)											
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1996/07/10		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×				×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
事故の概要														
<p>プラントは、7回目の燃料交換と計画保守のため出力を降下中であった。この時、タービン・カバナー制御系の交換のための性能チェックを行っていたところ、出力18%において送電線網の周波数が下がったため、発電機出力が126MWeから170MWeに急激に増加した。このため、一次側と二次側の出力バランスを制御している間に、蒸気発生器(SG)#3の水位が上昇し、SG水位高信号によりタービンがトリップし、引き続き原子炉がトリップした。</p> <p>本事象では原子建屋外への放射性物質の放出も、従事者被ばくもなかった。</p> <p>(INES 評価)</p> <p>本事象では、全ての安全機能が利用可能であったことから、使用手引Ⅲ、表Ⅱ、A1より、本事象のスケールをレベル0とする。</p>														

事例整理番号:0362-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0449-01			
事象タイトル		蒸気発生器水位低信号による原子炉トリップ												
										事象発生日		1996/05/15		
国名		韓国		施設名・炉型		Yonggwang(霊光)-4,PWR(950MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1996/07/10		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×			×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
事故の概要														
<p>1996年5月15日、定格出力運転中、インバータ02NNの機能確認のため、保守要員が遮断器2Aを開けるべきところ、主給水ポンプ#2等に電力を供給している別の遮断器3Aを開けてしまった。このため主給水ポンプが停止した。原子炉出力降下信号が出たものの、そのための作動リレーは遮断器3Aに接続されており電力が遮断されていたため作動しなかった。この結果、同日11:20、給水ポンプ停止に伴う蒸気発生器水位低信号により原子炉がトリップした。</p> <p>本事象では原子建屋外への放射性物質の放出も、従事者被ばくもなかった。</p>														
(INES評価)														
<p>本事象では、全ての安全機能が利用可能であったことから、使用手引Ⅲ、表Ⅱ、A1より、本事象のスケールをレベル0とする。</p>														

事例整理番号:0363-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0450-01				
事象タイトル		蒸気発生器水位異常低信号による原子炉トリップ												
										事象発生日		1996/06/18		
国名		韓国		施設名・炉型		Kori(古里)-2,PWR(650MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1996/07/10		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×			×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
事故の概要														
				<p>定格出力運転中、主給水隔離弁 (MFIV) の起動制御用電磁弁につながる圧力スイッチに不具合が生じたため、MFIV-A が閉じた。同弁閉止により、蒸気発生器水位異常低信号が発生し、原子炉はトリップした。調査の結果、圧力スイッチの作動設定点がドリフトしていることが判明した。</p> <p>本事象では原子建屋外への放射性物質の放出も、従事者被ばくもなかった。</p>										
(INES 評価)														
				<p>本事象では、全ての安全機能が利用可能であったことから、使用手引Ⅲ、表Ⅱ、A1 より、本事象のスケールをレベル 0 とする。</p>										

事例整理番号:0364-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0451-01				
事象タイトル		光学的遮断器の不具合による原子炉トリップ												
										事象発生日		1996/06/19		
国名		韓国		施設名・炉型		Yonggwang(靈光)-4,PWR(950MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1996/07/10		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×			×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象						尺度以下		×
放射性物質の所外への放出						あり						なし		
放射性物質の所内への放出						あり						なし		
従事者の放射線被ばく						あり						なし		
従事者の負傷						あり						なし		
施設の安全性の確保						あり						なし		
試験・点検による不具合の発見						あり						なし		
報道機関への通知						あり						なし		
事故の概要														
<p>定格出力運転中、制御棒が落下したため原子炉がトリップした。調査の結果、制御要素集合体計算機#1の光学的遮断器が故障して、制御棒位置について誤信号を出したことが判明した。                  本事象では原子建屋外への放射性物質の放出も、従事者被ばくもなかった。</p> <p>(INES 評価)                  本事象では、全ての安全機能が利用可能であったことから、使用手引Ⅲ、表Ⅱ、A1より、本事象のスケールをレベル0とする。</p>														

事例整理番号:0386-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0470-01				
事象タイトル		光学的遮断器の故障による原子炉トリップ												
										事象発生日		1996/07/10		
国名		韓国		施設名・炉型		Yonggwang(霊光)-4,PWR(950MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1996/10/10		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×			×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
事故の概要														
<p>定格出力運転中、制御棒が落下したため原子炉がトリップした。調査の結果、制御要素集合体計算機 # 1 の光学的遮断器の 1 つが故障して、制御棒位置について誤信号を出したことが判明した。</p> <p>本事象では原子炉建屋外への放射性物質の放出も、従事者被ばくもなかった。</p> <p>霊光-4 では、(訳者注:1996年6月19日にも)同件事象が発生しているが、設置者は最善を尽くして対策をとってきているため、本事象には、「セーフティカルチャーの欠如」は適用しない。</p> <p>(INES 評価)</p> <p>本事象では、全ての安全機能が利用可能であったことから、使用手引Ⅲ、表Ⅱ.A1より、本事象のスケールをレベル 0 とする。</p>														

事例整理番号:0388-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0472-01		
事象タイトル		蒸気発生器伝熱管漏洩の補修のための原子炉手動停止											
										事象発生日	1996/08/07		
国名	韓国		施設名・炉型		Yonggwang(靈光)-2,PWR(996MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性		
暫定	1996/10/10		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×			×								所内への影響	
												所外への影響	
事故の特徴			事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出					あり					なし			
放射性物質の所内への放出					あり					なし			
従事者の放射線被ばく					あり					なし			
従事者の負傷					あり					なし			
施設の安全性の確保					あり					なし			
試験・点検による不具合の発見					あり					なし			
報道機関への通知					あり					なし			
<b>事故の概要</b> 1996年7月19日、定格出力運転中、復水器オフガス・モニターで放射性物質 Xe-135 が検出された。一次冷却系からの漏洩率を推定するために、継続してサーベランスが行われた。この間、一次冷却系から二次冷却系への漏洩率がゆっくり上昇した。8月7日、漏洩率が約9リットル/時に達したため、蒸気発生器伝熱管の補修を行うこととなり、原子炉の手動停止が開始された。 調査の結果、1本の伝熱管が異物によって摩耗しているのが認められた。異物を除去し、損傷した伝熱管を施栓した後、プラントは通常運転に復旧された。 本事象中、安全系の作動は必要とならず、環境への放射性物質の放出も規定値未満であった。  (INES 評価) 本事象では、全ての安全機能が利用可能であったことから、使用手引Ⅲ、表Ⅱ.A1より、本事象のスケールをレベル0とする。													

事例整理番号:0389-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0473-01				
事象タイトル		主復水器細管漏洩の補修のための原子炉手動停止												
										事象発生日		1996/08/11		
国名		韓国		施設名・炉型		Ulchin(蔚珍)-1,PWR(950MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1996/10/10		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×			×								所内への影響	
													所外への影響	
<b>事故の特徴</b>				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出				あり							なし			
放射性物質の所内への放出				あり							なし			
従事者の放射線被ばく				あり							なし			
従事者の負傷				あり							なし			
施設の安全性の確保				あり							なし			
試験・点検による不具合の発見				あり							なし			
報道機関への通知				あり							なし			
<b>事故の概要</b>														
<p>1996年8月11日、定格出力運転中、主復水器水位室#5で電導率及びNaイオン濃度の上昇が検知された。蒸気発生器(SG)二次側の水質が悪化したと推定されたため、復水器浄化系を作動させると共に、原子炉出力を65%まで降下させた。SG二次側の水質を評価したところ、水質が低下しており直ちに原子炉を停止しなければならないことが判明した。そのため、原子炉を手動で停止し、高温停止状態に維持された。調査の結果、復水器に異物が入り込み、細管が損傷したのが原因と判明した。細管の損傷により、放射性物質が極くわずかに環境に放出された。</p> <p>(INES 評価)                  本事象では、全ての安全機能が利用可能であったことから、使用手引Ⅲ、表Ⅱ.A1より、本事象のスケールをレベル0とする。</p>														

事例整理番号:0390-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0474-01				
事象タイトル		タイトルなし(くらげの襲来に伴う復水器真空度低信号による原子炉トリップ)												
										事象発生日		1996/09/14		
国名		韓国		施設名・炉型		Ulchin(蔚珍)-2,PWR(950MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1996/10/10		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×			×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
事故の概要														
<p>1996年9月14日、定格出力運転中、大量のくらげが海岸に押し寄せ、取水口スクリーンが部分的に閉塞した。このため、取水口に海水が十分に流れ込まなくなり、循環水ポンプの1台が有効吸込水頭圧(NPSH)低信号で停止した。原子炉出力を定格の69%まで降下したが、くらげの侵入が続いたため、他の循環水ポンプも停止してしまった。その結果、主復水器真空度低信号が発生し、タービンがトリップして、さらに原子炉も停止した。同日、くらげを取り除いた後、プラントは通常運転に復旧した。</p> <p>(INES 評価)          本事象では、全ての安全機能が利用可能であったことから、使用手引Ⅲ、表Ⅱ.A1より、本事象のスケールをレベル0とする。</p>														



事例整理番号:0044-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度(INES)										INES 番号:0156-01				
事象タイトル		加圧器スプレーライン 2 本の故障												
										事象発生日		1991/09/11		
国名		スイス		施設名・炉型		Beznau-1,PWR(350MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1992/04/		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×			×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出				あり							なし			
放射性物質の所内への放出				あり							なし			
従事者の放射線被ばく				あり							なし			
従事者の負傷				あり							なし			
施設の安全性の確保				あり							なし			
試験・点検による不具合の発見				あり							なし			
報道機関への通知				あり							なし			
事故の概要														
<p>出力降下の際、2つの加圧器スプレー弁に不具合が認められた。検査の結果、2つの手動隔離弁の弁ステムが破損し、ウエッジが弁座内に脱落していることがわかった。起因事象となるような事象は起こらなかった。スプレー機能は原子炉冷却ポンプが利用可能な時のみ使用可能である(原子炉冷却ポンプは非常用電源から供給を受けていない)。従って、安全機能が万全だったとは分類されない。他の安全関連の圧力抑制機能としては、安全弁 3 基と補助スプレー 1 基が利用可能であった。</p>														

事例整理番号:0045-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度(INES)										INES 番号:0155-00				
事象タイトル		燃料交換時の燃料未装荷状態での交流電源喪失												
										事象発生日		1992/04/10		
国名		スイス		施設名・炉型		Beznau-2,PWR(350MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1992/04/		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×			×								所内への影響	
													所外への影響	
<b>事故の特徴</b>				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
<b>事故の概要</b>														
<p>プラントを停止し、燃料を原子炉から取り出して燃料プールに保管した。その後の電気機器の試験中、所外電源が喪失した。2基のディーゼル発電機は手動で起動しなければならなかったため、AC電源は完全に喪失したが、4~5分後に復旧した。</p> <p>(INES 評価)</p> <p>使用手引のⅢ 3.1.2に基づいて評価する。燃料プール水量が多かったため、対応をとるための時間的余裕は十分にあった。また、電源は4,5分で復旧し、さらに2基のディーゼル発電機が利用可能だったことから、燃料プールの冷却に及ぼす影響は小さかった。従って、レベル0とする。</p>														

事例整理番号:0031-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0143-00						
事象タイトル		原子力容器上蓋貫通部の修理														
										事象発生日		1992/06/29				
国名		スウェーデン		施設名・炉型		Ringhals-2,PWR(840MWe)										
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性					
暫定		×		1992/06/30									深層防護の劣化		×	
最終											所内への影響					
											所外への影響					
事故の特徴				事故		異常事象				尺度以下		×				
放射性物質の所外への放出				あり						なし						
放射性物質の所内への放出				あり						なし						
従事者の放射線被ばく				あり						なし						
従事者の負傷				あり						なし						
施設の安全性の確保				あり						なし						
試験・点検による不具合の発見				あり						なし						
報道機関への通知				あり						なし						
事故の概要				<p>超音波または渦電流試験により、現在までに、Ringhals-2の原子炉圧力容器上蓋の貫通部を全て検査した。更に、亀裂指示のある1つを除き全て浸透染料を用いて検査した。見つかった亀裂は縦長で、電力会社によれば、漏れの可能性がある場所に位置していた。しかしながら、亀裂の深さは壁厚の4分の1程度(4mm)で、長さは16mmであった。この亀裂は電気スパーク処理で修理することになっている。電力会社は、プラント起動前にスウェーデン原子力査察委員会(SKI)の許可を得なければならない。同様の検査が3号機で行なわれており、終わり次第その結果はINESに報告される。</p>												

事例整理番号:0062-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0117-00			
事象タイトル		燃料交換時における燃料集合体 1 体の斜傾												
										事象発生日	1991/09/18			
国名	スウェーデン			施設名・炉型	Ringhals-4,PWR(960MWe)									
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1991/12/17		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×					×							所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
事故の概要				燃料取替時、燃料交換機のインターロックが解磁されていたため、マニプレータのつかみ部が 1 本の制御棒の頂部に当たった。その結果、燃料集合体 1 体が 2 度傾いたが、それでもフットプレート上に立っていた。検査後、集合体の傾きは是正された。隣接の集合体にも損傷はなかった。制御棒は交換された。										

事例整理番号:0076-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0193-01				
事象タイトル		安全系リレーへのケーブル誤接続												
										事象発生日		1992/12/08		
国名	スウェーデン			施設名・炉型		Ringhals-2,PWR(840MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1992/12/17		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×					×							所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					×	尺度以下		
放射性物質の所外への放出						あり							なし	
放射性物質の所内への放出						あり							なし	
従事者の放射線被ばく						あり							なし	
従事者の負傷						あり							なし	
施設の安全性の確保						あり							なし	
試験・点検による不具合の発見						あり							なし	
報道機関への通知						あり							なし	
事故の概要		<p>補助系建屋の換気系に関する試験中、1つの換気ファンが起動しなかった。原因は、リレーにつながるケーブルを誤って接続したことであることが判明した。その後の検査により、他にも同様の欠陥が幾つかあることが明らかになった。さらに調査を行い対策を講じるため、プラントは温態停止状態に置かれた。これまでも、保安規定(Tech.Spec.)に沿って検査が行われたが、この欠陥は見つからなかった。</p> <p>(INES 評価)                  使用手引の表 I に従って、起因事象が予想されることと、十分な安全機能が確保されていたことから、レベル 1 とする。</p>												

事例整理番号:0200-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0301-01			
事象タイトル		保障措置に関する誤報告												
										事象発生日	1994/04/18			
国名	スウェーデン			施設名・炉型	Ringhals-2,PWR(840MWe)									
評価結果	評価日			尺度							安全上の特性			
暫定	1994/05/24			尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×					×							所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象	×				尺度以下	
放射性物質の所外への放出								あり					なし	
放射性物質の所内への放出								あり					なし	
従事者の放射線被ばく								あり					なし	
従事者の負傷								あり					なし	
施設の安全性の確保								あり					なし	
試験・点検による不具合の発見								あり					なし	
報道機関への通知								あり					なし	
事故の概要				<p>1994年4月中旬、保障措置システムにおいて39本の燃料棒が間違っ報告されていたことが分かった。制御棒案内管の検査を行うため、1992年の運転停止中に2本の燃料集合体から燃料棒が取りはずされた。1つの燃料集合体は再組立て前にOskarshamnの使用済燃料一時貯蔵施設(CLAB)に送られた。もうひとつの燃料集合体は、このプラントの使用済燃料貯蔵プールに保管された。CLABに送られた燃料集合体で11本の燃料棒が、また、使用済燃料貯蔵プールに保管された燃料集合体で28本の燃料棒がなくなっていた。1994年4月、使用済燃料貯蔵プール内の貯蔵キャスクで39本の燃料棒が見つかり、この時点で間違いが判明した。燃料集合体を再組立てするために是正措置がとられた。当該プラントにおける通常作業上の欠陥を特定するために、ヒューマンパフォーマンスの評価が行われている。</p>										

事例整理番号:0218-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0323-01				
事象タイトル		スクラム後の制御棒 1 本の不完全挿入												
										事象発生日		1994/08/22		
国名		スウェーデン		施設名・炉型		Ringhals-4,PWR(960MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	1994/09/06		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終					×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出				あり							なし			
放射性物質の所内への放出				あり							なし			
従事者の放射線被ばく				あり							なし			
従事者の負傷				あり							なし			
施設の安全性の確保				あり							なし			
試験・点検による不具合の発見				あり							なし			
報道機関への通知				あり							なし			
事故の概要														
<p>8月22日、タービン1基による51%出力運転中、400kVグリッドへの電力供給が9分間遮断された。所内負荷運転への切替に失敗し、原子炉がスクラムした。スクラムの際、1本の制御棒が底部まで到達せず、完全挿入の位置から18ステップの所で固着した(挿入位置228ステップである)。その後の挿入試験でも、同制御棒は完全挿入位置から24ステップの所で固着した。また、この挿入試験で、他の3本の制御棒もそれぞれ6~12ステップの所で固着したことが判った(制御棒は全部で48本)。これら4本の制御棒は全て、1991年に炉心に装荷された燃料集合体に位置していた。案内管における制御棒固着の原因調査が続けられている。</p> <p>(INES 評価)</p> <p>表IIの「起因事象が発生した場合の深層防護の劣化」の基準を適用し、安全機能の利用可能性が十分であり、また、起因事象の発生頻度が想定内であることから、レベル0とする。</p>														

事例整理番号:0233-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0335-01				
事象タイトル		蒸気発生器安全弁の動作不良												
										事象発生日		1994/10/03		
国名		スウェーデン		施設名・炉型		Ringhals-2,PWR(840MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	1994/12/12		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終							×						所内への影響	
													所外への影響	
<b>事故の特徴</b>				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
<b>事故の概要</b>														
				<p>復水ポンプの故障により原子炉がスクラムした。圧力履歴の解析から、二次系圧力が想定した値を超えたことが判明した。数分間、圧力が許容値の 110%となっていた。従って、圧力逃し弁(SRV)が仕様通り作動したのかという疑問が生じた。弁の点検のため原子炉は待機モードにされた。</p> <p>(添付情報による補足)</p> <p>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のである。この問題は、Ringhals-3, 4 号機にも当てはまるものである。</p> <p>(INES 評価)</p> <p>本事象では、表 II の深層防護の劣化に該当し、起因事象である給水喪失の発生頻度は高いが、安全機能は適切であった。従って、本事象のスケールをレベル 2 とする。</p>										



事例整理番号:0239-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0342-01				
事象タイトル		制御棒の完全挿入失敗												
										事象発生日		1995/02/12		
国名		スウェーデン			施設名・炉型		Ringhals-3,PWR(960MWe)							
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	1995/02/13		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終						×							所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
事故の概要														
<p>昨年、Ringhals-4 で制御棒の問題が発生して以来、制御棒の挿入時間に関する許容基準が厳しくなり追加試験を行うよう要求されている。最近行われた制御棒試験において、複数の制御棒が新たに規定された挿入時間を超えてしまった。そのため原子炉を停止することになり、通常停止操作が開始された。その過程で、一次冷却材温度 175℃、ほう酸濃度 2000ppm での未臨界状態下において、蒸気発生器での水位変動により原子炉がスクラムした。この際、3 本の制御棒が完全挿入位置の手前数 cm のところに止まり、完全挿入されなかった。</p> <p>(INES 評価)</p> <p>本事象には、表Ⅱ. の「深層防護の劣化」を適用する。起因事象の発生頻度は高く想定されるものであったが、安全機能は運転制限条件内で利用可能であったことから、本事象のスケールをレベル 1 とする。</p>														

事例整理番号:0281-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度(INES)										INES 番号:0361-01				
事象タイトル		定例試験での「Ringhals-2,3,4号機における蒸気発生器安全弁の規定値を超えた圧力での開動作」の判明												
										事象発生日		1995/05/28		
国名		スウェーデン		施設名・炉型		Ringhals-2,3,4,PWR								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	1995/06/01		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終						×							所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
<b>事故の概要</b> 2号機での定例試験において、蒸気発生器(SG)の安全弁が、設定点より高い圧力で開いた。同様の問題は、2号機のSGだけでなく、3号機及び4号機でも見つかった。 この定例試験は、新しい装置を用いて実施された。試験結果の評価の際、それまで用いられてきた試験法／装置が不適切であったことが判明した。  (INES 評価) 本事象には、「起因事象の発生を伴わない深層防護の劣化」基準が適用可能である。本事象中、安全機能の利用可能性は適切であり、また、起因事象の発生頻度は「中／起こり得る(medium/possible)」と考えられる。以上から本事象をレベル1とする。														

事例整理番号:0335-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:				
事象タイトル		保安規定からの逸脱												
										事象発生日		1995/11/15		
国名		スウェーデン		施設名・炉型		Ringhals-4,PWR(960MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1996/01/31		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×					×							所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象		×		尺度以下		
放射性物質の所外への放出								あり						なし
放射性物質の所内への放出								あり						なし
従事者の放射線被ばく								あり						なし
従事者の負傷								あり						なし
施設の安全性の確保								あり						なし
試験・点検による不具合の発見								あり						なし
報道機関への通知								あり						なし
事故の概要		<p>1996年11月15日、原子炉運転員は、加圧器安全弁下流側の温度が上昇し、安全弁で内部漏洩の兆候を示しているのに気づいた。運転管理者は、プラント技術者や安全委員会と相談して、一次冷却材の運転圧力を下げることとした。通常圧力の15.5MPaから15.1MPaまで下げた時点で、安全弁の内部漏洩は止まった。</p> <p>12月8日、計画停止中に安全弁を交換し、運転圧力を15.5MPaに戻した。</p> <p>1996年1月、運転経験のフィードバック作業において、保安規定(Tech. Spec.)で定められている最低の一次冷却材圧力は15.3MPaであったことが判明した。</p> <p>(INES 評価)</p> <p>本事象では許可された運転範囲を超えた異常であったことから、「深層防護の劣化」基準により、本事象のスケールを1とする。</p>												

事例整理番号:0524-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:				
事象タイトル 電圧調整器との接続部の緩みによるディーゼル発電機 4 台中 2 台の利用不能															
											事象発生日 1997/07/01				
国名		スウェーデン			施設名・炉型		Ringhals-2,PWR(840MWe)								
評価結果		評価日			尺度							安全上の特性			
暫定	×	1997/07/04			尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終							×							所内への影響	
														所外への影響	
<b>事故の特徴</b>					事故		異常事象					×	尺度以下		
放射性物質の所外への放出							あり					なし			
放射性物質の所内への放出							あり					なし			
従事者の放射線被ばく							あり					なし			
従事者の負傷							あり					なし			
施設の安全性の確保							あり					なし			
試験・点検による不具合の発見							あり					なし			
報道機関への通知							あり					なし			
<b>事故の概要</b>															
<p>定例試験中、スライド式端子盤のねじが十分締められていなかったためにディーゼル発電機 4 台中 2 台が利用できなくなっていることが判明した。この接続部の緩みにより、電圧調整器が正常に機能しないようになっていた。</p> <p>(INES 評価)          所外への影響:なし          所内への影響:なし          深層防護:レベル 1、認可された運転範囲を超えた異常              起回事象発生せず、安全機能の利用可能性は適切、              起回事象の発生頻度は低い (low/unlikely)          従って、本事象のスケールをレベル 1 とする。</p>															

事例整理番号:0532-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:				
事象タイトル		燃料交換後の非核加熱段階における自動保護系の結線ミス												
										事象発生日		1997/08/17		
国名		スウェーデン		施設名・炉型		Ringhals-2,PWR(840MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1997/08/22		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×				×							所内への影響	
													所外への影響	
<b>事故の特徴</b>				事故				異常事象		×		尺度以下		
放射性物質の所外への放出						あり						なし		
放射性物質の所内への放出						あり						なし		
従事者の放射線被ばく						あり						なし		
従事者の負傷						あり						なし		
施設の安全性の確保						あり						なし		
試験・点検による不具合の発見						あり						なし		
報道機関への通知						あり						なし		
<b>事故の概要</b>														
<p>燃料交換後の冷態停止状態で、全ての安全系の試験が行われ、通常通り結線されていることが確認された。その後、安全機能の自動起動系が解列されたが、人的過誤により、そのことは通知されなかった。非核加熱を開始して約16時間後に、原子炉の温度及び圧力が運転値より十分低い時点で、この不具合が発見され、直ちに対処された。</p> <p>(INES 評価)                  起因事象を伴わない深層防護基準に従い、短時間に是正されたが、認可された運転範囲を超えた異常事象であったことから、本事象のスケールをレベル1とする。</p>														

事例整理番号:0601-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:				
事象タイトル		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												
										事象発生日		1997/09/27		
国名		スウェーデン		施設名・炉型		Ringhals-4,PWR(960MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1997/09/29		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×						×						所内への影響	
													所外への影響	
<b>事故の特徴</b>				事故				異常事象		×		尺度以下		
放射性物質の所外への放出						あり						なし		
放射性物質の所内への放出						あり						なし		
従事者の放射線被ばく						あり						なし		
従事者の負傷						あり						なし		
施設の安全性の確保						あり						なし		
試験・点検による不具合の発見						あり						なし		
報道機関への通知						あり						なし		
<b>事故の概要</b>														
<p>起動操作中、原子炉は、運転温度及び圧力よりかなり低い状態に置かれていた。この時、「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した。原因は、試験手順が明確でなかったことによる。同様の事象が、最近、2号機でも発生している。</p> <p>(INES 評価)</p> <p>本事象には、「起因事象を伴わない深層防護の劣化」が適用可能であり、安全機能の利用可能性が不適切("unadequate")であったことから、基本的にはレベル 1 である。しかし、手順上の不適切さがあったことから、セーフティカルチャーの欠如を考慮しレベル 2 とする。</p>														

事例整理番号:0067-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0142-01				
事象タイトル		格納容器外部アニュラスでの水位計装の設計エラー												
										事象発生日		1992/01/31		
国名		スペイン		施設名・炉型		Trillo-1,PWR(1066MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1992/02/04		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×					×						所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象		×		尺度以下		
放射性物質の所外への放出						あり						なし		
放射性物質の所内への放出						あり						なし		
従事者の放射線被ばく						あり						なし		
従事者の負傷						あり						なし		
施設の安全性の確保						あり						なし		
試験・点検による不具合の発見						あり						なし		
報道機関への通知						あり						なし		
事故の概要		<p>1月31日、軽微な事象を調査したところ、プラント職員が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した。このエラーは、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得るものであった。プラントの特殊な設計(KWU)のために、この欠陥は、小 LOCA の際に残留熱除去の安全機能を不十分にさせる可能性がある。この欠陥は、プラント起動時から存在していた。エラーは取り除かれ、原子力安全委員会が原因と対策を検討中である。現在、プラントは定格出力で運転している。</p>												

事例整理番号:0166-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度(INES)										INES 番号:0268-01					
事象タイトル		変圧器の火災													
										事象発生日		1993/12/24			
国名		スペイン		施設名・炉型		Almaraz-1,PWR(930MWe)									
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性				
暫定		1993/12/27		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×	
最終		×			×								所内への影響		
													所外への影響		
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×		
放射性物質の所外への放出						あり							なし		
放射性物質の所内への放出						あり							なし		
従事者の放射線被ばく						あり							なし		
従事者の負傷						あり							なし		
施設の安全性の確保						あり							なし		
試験・点検による不具合の発見						あり							なし		
報道機関への通知						あり							なし		
事故の概要				<p>1993年12月24日、主変圧器のS相で原因不明の火災が発生し、タービンがトリップし原子炉もスクラムした。火災は所内消防隊により短時間で消し止められた。安全機能はすべて利用可能であり、安全系への影響もなかった。公衆に不安を起す恐れのある事象が発生した場合、規制当局(CSN)は常にプレス発表を行っている。本事象は安全上重要でない事象に属するが、公衆に不安を起される恐れのある事象であった。</p>											



事例整理番号:0176-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0278-01				
事象タイトル		制御棒ハウジングの亀裂												
										事象発生日		1994/01/18		
国名	スペイン			施設名・炉型		Jose Cabrera-1 (Zorita),PWR(160MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1994/01/18		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×					×							所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象		×		尺度以下		
放射性物質の所外への放出						あり						なし		
放射性物質の所内への放出						あり						なし		
従事者の放射線被ばく						あり						なし		
従事者の負傷						あり						なし		
施設の安全性の確保						あり						なし		
試験・点検による不具合の発見						あり						なし		
報道機関への通知						あり						なし		
事故の概要		<p>燃料交換中、CRDM(制御棒駆動機構)ハウジングの目視点検を行ったところ、ハウジング番号36に亀裂が発見された。問題のハウジングは、予備のものであり制御棒は含まれておらず、周辺領域に位置している。20mm長さの亀裂は、CRDMの壁面を貫通して軸方向に入っており、原子炉容器上蓋の上方30cmのところが存在していた。超音波検査により、ハウジングの反対側にも亀裂が発見されたが、これは、ハウジング壁面の貫通には至っていなかった。さらに、他のハウジング2個について検査を行ったところ、ハウジング番号31に、貫通には至っていないが軸方向の亀裂が見つかった。本事象の原因はまだ分かっていない。</p>												

事例整理番号:0234-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度(INES)											INES 番号:0337-01					
事象タイトル		保安規定範囲内での手動弁漏えい														
										事象発生日	1994/12/04					
国名	スペイン			施設名・炉型	Almaraz-1,PWR(930MWe)											
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性					
暫定		1994/12/04		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×		
最終	×				×								所内への影響			
													所外への影響			
<b>事故の特徴</b>				事故									異常事象		尺度以下	×
放射性物質の所外への放出																なし
放射性物質の所内への放出																なし
従事者の放射線被ばく																なし
従事者の負傷																なし
施設の安全性の確保																なし
試験・点検による不具合の発見																なし
報道機関への通知																なし
<b>事故の概要</b>		<p>1994年12月4日、原子炉冷却系ループ1の温度計測ライン上の手動弁で、漏えいが検出された。漏えい量は保安規定(Tech. Spec.)の範囲内であった。通常の検出装置により、漏えいの量は、200リットル/時と推定された。なお、保安規定における最大許容値は、227リットル/時である。この事象の原因は弁結合部の不良にあった。漏えい箇所の修理及び漏えいの原因究明を行うために、1994年12月4日午前10時37分、出力降下に入った。</p>														

事例整理番号:0368-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0457-01				
事象タイトル		不十分な設計改良による1年間に及ぶ非常用所内用水系の機能低下								事象発生日		1996/07/12		
国名	スペイン		施設名・炉型		Asco-1,PWR(930MWe)									
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1996/07/24		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×					×							所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象		×		尺度以下		
放射性物質の所外への放出						あり						なし		
放射性物質の所内への放出						あり						なし		
従事者の放射線被ばく						あり						なし		
従事者の負傷						あり						なし		
施設の安全性の確保						あり						なし		
試験・点検による不具合の発見						あり						なし		
報道機関への通知						あり						なし		
<b>事故の概要</b> Asco-1,2では、1年程前に、常用所内用水系の機能が喪失した場合に非常用所内用水系を自動起動する信号を取り入れるという設計改良を行った。その後、設置者と規制当局とがこの設計改良について討議した結果、外部電源喪失後に常用所内用水系の圧力制御機能が喪失し、さらに常用所内用水系の遮断器の補助接点が故障するようなシナリオでは、非常用所内用水系も機能喪失することが判明した。														
(INES 評価) 本事象では起因事象は実際には発生しておらず、安全機能の利用可能性も適切であり、また、非常用所内用水系が機能喪失するようなシナリオの発生確率は小さいことから、本事象のスケールをレベル1とする。														

事例整理番号:0369-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0457-01			
事象タイトル		不十分な設計改良による1年間に及ぶ非常用所内用水系の機能低下												
											事象発生日		1996/07/12	
国名	スペイン			施設名・炉型		Asco-2,PWR(930MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1996/07/24		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×					×							所内への影響	
													所外への影響	
<b>事故の特徴</b>				事故		異常事象					×	尺度以下		
放射性物質の所外への放出						あり						なし		
放射性物質の所内への放出						あり						なし		
従事者の放射線被ばく						あり						なし		
従事者の負傷						あり						なし		
施設の安全性の確保						あり						なし		
試験・点検による不具合の発見						あり						なし		
報道機関への通知						あり						なし		
<b>事故の概要</b>														
<p>Asco-1,2では、1年程前に、常用所内用水系の機能が喪失した場合に非常用所内用水系を自動起動する信号を取り入れるという設計改良を行った。その後、設置者と規制当局とがこの設計改良について討議した結果、外部電源喪失後に常用所内用水系の圧力制御機能が喪失し、さらに常用所内用水系の遮断器の補助接点が故障するようなシナリオでは、非常用所内用水系も機能喪失することが判明した。</p> <p>(INES 評価)</p> <p>本事象では起因事象は実際には発生しておらず、安全機能の利用可能性も適切であり、また、非常用所内用水系が機能喪失するようなシナリオの発生確率は小さいことから、本事象のスケールをレベル1とする。</p>														

事例整理番号:0399-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:				
事象タイトル		制御棒挿入時間の遅れ												
										事象発生日		1997/01/17		
国名		スペイン		施設名・炉型		Almaraz-2,PWR(930MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1997/01/22		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×				×							所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出				あり							なし			
放射性物質の所内への放出				あり							なし			
従事者の放射線被ばく				あり							なし			
従事者の負傷				あり							なし			
施設の安全性の確保				あり							なし			
試験・点検による不具合の発見				あり							なし			
報道機関への通知				あり							なし			
事故の概要														
<p>1997年1月17日、定格出力運転中、主変圧器リレーの誤作動によりタービンがトリップし、原子炉がスクラムした。安全系は全て要求通りに動作した。運転員は、制御棒が炉心に完全に挿入されていることを確認した。しかし、炉停止後の計算機の記録をレビューし制御棒の挿入時間を調べたところ、(a)全ての制御棒は、ダッシュポット領域(全228ステップのうち、炉心底部から上へ34ステップ)までは、保安規定(Tech. Spec.)に定められた時間内に挿入されたが、(b)48本の制御棒のうち3本がステップ6ないし12から炉心底部までの挿入に時間遅れのあったことが判明した。</p> <p>(INES 評価)</p> <p>本事象では、使用手引、表II、深層防護の劣化に関する分類基準を用い、タービン・トリップという発生頻度の高い起因事象が発生し、原子炉保護系という重要な安全機能が、運転範囲内とはいえ低下したことから、本事象のスケールをレベル1とする。</p> <p>(添付情報による補足)</p> <p>炉停止後の計算機の記録によれば、挿入時間が最も遅れたもので、その遅れ時間は0.17秒であり保安規定の限度内であった。また、全挿入時間は最大で1.61秒であり、これも保安規定の許容最大挿入時間である2.7秒より短かった。制御棒挿入時間の遅れは、高燃焼度燃料の数本に変形の前兆が生じたためであり、スウェーデンやベルギー、米国の同炉型でも同様の事象が観測されている。安全余裕を確認するための解析が行われたが、その結果、原子炉の安全停止を阻外するものではないと結論づけられた。従って、次のプラント停止が予定される1997年3月まで運転を継続することとなった。次回停止時には、高燃焼度燃料により制御棒挿入時間が遅れないような炉心構成に変更することになる。</p>														

事例整理番号:0006-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0091-00			
事象タイトル		A-1 および V-1 原子力発電所からの排水中放射能濃度の上昇												
										事象発生日		1991/09/20		
国名		スロバキア		施設名・炉型		Bohunice-1,PWR(440MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		//		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終						×							所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下			
放射性物質の所外への放出				あり							なし			
放射性物質の所内への放出				あり							なし			
従事者の放射線被ばく				あり							なし			
従事者の負傷				あり							なし			
施設の安全性の確保				あり							なし			
試験・点検による不具合の発見				あり							なし			
報道機関への通知				あり							なし			
事故の概要				<p>排水中放射能濃度を継続に測定したところ、上昇が認められた。サンプル水の評価により、その濃度は、1400Bq/リットルであった。再び、同じサンプル水を評価したところ、放射能は 210Bq/リットルであった。これらの値は両方とも限界値(37Bq/リットル)を超えていた。この放射能上昇の原因は、廃水チャンネルに汚染された土が入りこんだためであると考えられた。放出された放射能の総量は <math>4.62 \times 10^7</math>Bq であり、この値は年限界値の約 0.2 に相当する。</p> <p>(INES 評価)                      本事象は、使用手引の 44e 項(制御されない放排出につながるセーフティカルチャーの欠如)に基づきレベル 1 とする。</p>										

事例整理番号:0041-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0153-00			
事象タイトル		工学的安全施設起動系の密閉区画圧力表示器の作動不能												
										事象発生日	1992/06/04			
国名	スロバキア			施設名・炉型	Bohunice-2,PWR(440MWe)									
評価結果	評価日			尺度							安全上の特性			
暫定	1992/07/09			尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×					×							所内への影響	
													所外への影響	
<b>事故の特徴</b>				事故	異常事象						×	尺度以下		
放射性物質の所外への放出					あり							なし		
放射性物質の所内への放出					あり							なし		
従事者の放射線被ばく					あり							なし		
従事者の負傷					あり							なし		
施設の安全性の確保					あり							なし		
試験・点検による不具合の発見					あり							なし		
報道機関への通知					あり							なし		
<b>事故の概要</b>				<p>1992年6月4日、定期検査中、緊急保護系の密閉区画圧力表示器12台、及び、緊急指令指示器2台が作動不能であることが明らかとなった。この状態は、1992年5月28日から6月4日まで続いた。1992年5月28日に2号機の燃料交換が終了し、それ以来LCO(運転制限条件)が守られていなかったことになる。</p> <p>(INES 評価)                      本事象は使用手引の4.4.b(92年3月からはIII-5.3)に基づいてレベル1とする。</p>										

事例整理番号:0251-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0288-01			
事象タイトル		蒸気発生器主コレクターの圧力低下によるタービントリップ								事象発生日		1993/12/21	
国名	スロバキア			施設名・炉型	Bohunice-2,PWR(440MWe)								
評価結果	評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	1994//	尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終					×							所内への影響	
事故の特徴			事故		異常事象	×	尺度以下						
放射性物質の所外への放出					あり		なし						
放射性物質の所内への放出					あり		なし						
従事者の放射線被ばく					あり		なし						
従事者の負傷					あり		なし						
施設の安全性の確保					あり		なし						
試験・点検による不具合の発見					あり		なし						
報道機関への通知					あり		なし						
事故の概要			<p>分解点検後、第2タービンをグリッドに接続した。30%出力(75MW)における自動出力上昇中(上昇速度は1%/分)、蒸気発生器(SG)水位の変動が起こった。水位の変動が速く調整ができなかった。熱エネルギーの生成と除去との間でバランスがくずれたため、SGの主蒸気コレクター圧力が低下し、タービン保護の制限値まで下がった。その結果、タービンが停止した。第1タービンは、まだ、併入されていなかったため、原子炉保護系が作動して、原子炉が停止した。</p> <p>(INES 評価) 暫定的にレベル1とされたが、調査はまだ終了していない。</p>										



事例整理番号:0253-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0292-01				
事象タイトル		一次冷却材中の塩素濃度の超過												
										事象発生日		1993/12/09		
国名		スロバキア		施設名・炉型		Bohunice-2,PWR(440MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		//		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	
最終						×							所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象		×		尺度以下		
放射性物質の所外への放出						あり						なし		
放射性物質の所内への放出						あり						なし		
従事者の放射線被ばく						あり						なし		
従事者の負傷						あり						なし		
施設の安全性の確保						あり						なし		
試験・点検による不具合の発見						あり						なし		
報道機関への通知						あり						なし		
事故の概要				<p>分検点検及び燃料取替のための停止中、燃料再装荷後の組み立て作業をが終了し、(ループ No.6 を予備とし)ループ No.5 を用いて冷却材の自然循環が確認された。定期サンプリングにより、一次系及び約 800m<sup>3</sup> の非常用水タンクにおける冷却材中の塩素含有量が保安規定(Tech.Spec.)の規定値(0.15mg/kg)を越えていることが判明した(測定値:一次系が 0.18mg/kg、タンクが 0.32mg/kg)。この保安規定違反は、5 時間続いた。原因は、まだ不明である。</p>										

事例整理番号:0254-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0293-01				
事象タイトル		誤信号による自動出力制御(APC)の作動												
										事象発生日		1993/04/22		
国名		スロバキア			施設名・炉型		Bohunice-2,PWR(440MWe)							
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1993/05/10		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	
最終						×							所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象			×		尺度以下	
放射性物質の所外への放出						あり							なし	
放射性物質の所内への放出						あり							なし	
従事者の放射線被ばく						あり							なし	
従事者の負傷						あり							なし	
施設の安全性の確保						あり							なし	
試験・点検による不具合の発見						あり							なし	
報道機関への通知						あり							なし	
事故の概要		<p>定格出力運転中、制御棒挿入の信号が発生し、原子炉出力が低下した。しかし、信号発生の原因は、不明であった。自動出力制御(APC)盤上では、“主冷却ポンプ(MCP)トリップ”信号が発せられた。運転員は、APCが正常に作動していないと考え、スイッチを切った。その後、“MCPトリップ”により、原子炉保護系の作動信号が発生したが、制御棒は挿入されなかった。二次系の自動制御系は、正常に機能した。調査により、本事象の原因は、原子炉保護系のリレーが故障したため、短時間ながら“MCPトリップ”の誤信号が発生したものと結論づけた。</p>												

事例整理番号:0255-00

(和訳作成: 日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0294-01						
事象タイトル		接続器破片の原子炉容器内への落下														
										事象発生日		1993/02/23				
国名		スロバキア		施設名・炉型		Bohunice-2,PWR(440MWe)										
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性					
暫定		×		1993/04/14		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終								×							所内への影響	
															所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象		×		尺度以下				
放射性物質の所外への放出						あり						なし				
放射性物質の所内への放出						あり						なし				
従事者の放射線被ばく						あり						なし				
従事者の負傷						あり						なし				
施設の安全性の確保						あり						なし				
試験・点検による不具合の発見						あり						なし				
報道機関への通知						あり						なし				
事故の概要		<p>分解点検と燃料取替を行っており、原子炉から燃料が取り出されていた。炉心バスケットを圧力容器内に移動する過程でクレーン位置を誤ったため、同バスケットが、熱電対に接触し、そのうちの5個が破損した。接続器カバーの破片2個が圧力容器内に落下した。結果的に圧力容器内の設備を全て取り出すこととなった。破片を発見し、取り出した後に検査して、大きさや重さを測った。検査が順調に終了したため、圧力容器の組立が継続された。技術的に不十分であったことに加えて、作業管理上の欠陥も原因の1つである。</p>														

事例整理番号:0256-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0295-01				
事象タイトル		蒸気発生器給水の化学的性質の劣化												
										事象発生日		1993/10/18		
国名		スロバキア			施設名・炉型		Bohunice-3,PWR(440MWe)							
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	1993/11/05		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終						×							所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					×	尺度以下		
放射性物質の所外への放出						あり						なし		
放射性物質の所内への放出						あり						なし		
従事者の放射線被ばく						あり						なし		
従事者の負傷						あり						なし		
施設の安全性の確保						あり						なし		
試験・点検による不具合の発見						あり						なし		
報道機関への通知						あり						なし		
事故の概要		<p>タービン No.1 の復水配管上のフィルター再生中、給水の電導度 (Na 濃度と pH 値) が制御値を超えた。漏洩箇所の特定を行っていたところ、短時間 (4.45 時間) ではあるが、給水に対する保安規定 (Tech.Spec.) 制限値を超えてしまった。</p> <p>原因は、フィルター再生時の手順が不適切であったこと、酸性溶液が、締め付けの緩い弁を介してフラッシュ配管系に流れたことなど、技術的な規律の違反であると考えられる。</p>												

事例整理番号:0257-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0296-01						
事象タイトル		ディーゼル発電機の起動失敗														
										事象発生日		1993/06/03				
国名		スロバキア		施設名・炉型		Bohunice-3,PWR(440MWe)										
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性					
暫定		×		1994/03/28		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終						×									所内への影響	
															所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象		×		尺度以下				
放射性物質の所外への放出				あり										なし		
放射性物質の所内への放出				あり										なし		
従事者の放射線被ばく				あり										なし		
従事者の負傷				あり										なし		
施設の安全性の確保				あり										なし		
試験・点検による不具合の発見				あり										なし		
報道機関への通知				あり										なし		
事故の概要		<p>定格出力運転中、試験計画に従って、緊急制御室からの起動操作でディーゼル発電機(DG)を3分間試験することになっていた。この際、発電機が起動に失敗した。原因は、ブレーカ位置が"off"になっていたことによるものである。しかし、何故"off"になっていたのか、また、どの位の期間その状態にあったのかは明らかでない。最悪の場合、こうした状態が14日間続いていた可能性がある。保安規定(Tech. Spec.)では、最大72時間DGが利用不能であることを許容している。</p> <p>(INES 評価) セーフティカルチャーの欠如により、レベル1とする。</p>														

事例整理番号:0278-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度(INES)										INES 番号:0354-01					
事象タイトル										安全保護系からの誤信号による原子炉スクラム					
										事象発生日		1995/04/27			
国名		スロバキア			施設名・炉型		Bohunice-V1,PWR(440MWe)								
評価結果		評価日			尺度					安全上の特性					
暫定		1995/04/28			尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	
最終					×									所内への影響	
														所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×		
放射性物質の所外への放出						あり					なし				
放射性物質の所内への放出						あり					なし				
従事者の放射線被ばく						あり					なし				
従事者の負傷						あり					なし				
施設の安全性の確保						あり					なし				
試験・点検による不具合の発見						あり					なし				
報道機関への通知						あり					なし				
<b>事故の概要</b> 1995年4月27日午前2:12、一次冷却材系圧力低の誤信号によって2号機の原子炉がスクラムした。スクラム後のプラント応答及びインターロックは全て設計通りであった。誤信号の原因は、原子炉保護系に用いられているリレーの電圧低下抵抗(220Vから110V)の接点が腐食していたためであった。抵抗を交換し、原子炉保護系の試験、事象の評価、及び、規制当局の検査が行われた。1995年5月2日、プラントは再起動された。本事象において放射性物質の放出はなかった。本報告は、報道機関の関心が高かったために発行したものである。															

事例整理番号:0285-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0366-01						
事象タイトル		地絡点検中における原子炉スクラム														
										事象発生日		1995/06/20				
国名		スロバキア		施設名・炉型		Bohunice-V2,PWR(440MWe)										
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性					
暫定		×		1995/06/21		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終							×								所内への影響	
															所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象				尺度以下		×		
放射性物質の所外への放出								あり						なし		
放射性物質の所内への放出								あり						なし		
従事者の放射線被ばく								あり						なし		
従事者の負傷								あり						なし		
施設の安全性の確保								あり						なし		
試験・点検による不具合の発見								あり						なし		
報道機関への通知								あり						なし		
事故の概要																
<p>定格出力運転中、第4電気系で発生した地絡信号の原因を調査のための点検を行っていた。作業員は、これまでと同様な方法で地絡信号を模擬したところ、今回は復水器冷却ポンプに新たに設置された保護回路が作動し、同ポンプが2台とも停止した。その結果、出力が低下し、午前10:28、タービンがトリップしたため原子炉保護信号が発生し原子炉がスクラムした。この自動作動は正常なものである。保護回路の誤作動の原因を調べるため試験手順を繰返したところ、ポンプの電源と保護回路とを結ぶケーブルにおいて、地絡による誤電圧が誘導されたため、ポンプ保護回路の作動に至ったことが判明した。</p>																

事例整理番号:0344-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度(INES)										INES 番号:0434-01				
事象タイトル		一次冷却材の漏洩と密封室の軽微な汚染												
										事象発生日		1996/04/15		
国名		スロバキア		施設名・炉型		Bohunice-4,PWR(440MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	1996/04/19		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終						×							所内への影響	
													所外への影響	
<b>事故の特徴</b>				事故				異常事象		×		尺度以下		
放射性物質の所外への放出						あり						なし		
放射性物質の所内への放出						あり						なし		
従事者の放射線被ばく						あり						なし		
従事者の負傷						あり						なし		
施設の安全性の確保						あり						なし		
試験・点検による不具合の発見						あり						なし		
報道機関への通知						あり						なし		
<b>事故の概要</b>														
<p>燃料交換と分解点検のための停止中、保守作業を行っていたところ、13:45、主閉止弁(MCV:Main Closing Valve)と蒸気発生器(SG)マンホールを介してSG 密封室に燃料取替プールの冷却水が漏洩しているのが認められ、全ての作業を中止した。燃料取替プールの水位は27cm 下がり、これは冷却水総量16.6m3 に対応するものであった。調査の結果、保守作業中に認められていない MCV 操作を行ったことが原因と判明した。対策を検討中である。SG 密封室に漏洩した冷却水は3~8m3 に及ぶと推定される。測定された表面汚染率の最大値は6Bq/cm2(限度 37Bq/cm)であった。漏洩した冷却水はSG 密封室のドレンラインを通して排水された。漏洩の原因が特定され除染が行われた後の20:00 に、燃料取替作業を再開することとなった。本事象で負傷したり、被ばくしたものはなかった。またサイト外への影響もなかった。</p>														
<p>(INES 評価) 使用手引Ⅲ-3.7の「計画外の放出」より、本事象のスケールを暫定的にレベル1とする。</p>														



事例整理番号:0083-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度(INES)											INES 番号:0124-00			
事象タイトル		高圧タービンのキャップからの蒸気漏れ												
										事象発生日		1992/02/05		
国名		スロベニア			施設名・炉型		Krsko,PWR(664MWe)							
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1992/09/09		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	
最終	×			×									所内への影響	
											所外への影響			
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
事故の概要														
<p>プラントは、200 日間以上、100%出力運転(632MW、ほう素濃度 381PPM)を続けていたが、1992 年 2 月 5 日 12 時 20 分、二次側の高圧タービン出口にあるキャップから蒸気が漏れはじめた。タービン・ホールにいた技術者がこの音を聞いた。調査の結果、蒸気は長さ10cm、幅1cmの亀裂から漏れていることがわかった。運転員は、出力を毎分4 MW の速さで低下させた。15 時 25 分、プラントはグリッドから外され、15 時 40 分、原子炉は停止され、その後、温態停止に維持されている。</p>														

事例整理番号:0084-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度(INES)										INES 番号:0175-01				
事象タイトル		蒸気発生器(SG)-2 水位高でのタービン/原子炉トリップ												
										事象発生日		1992/07/24		
国名		スロベニア		施設名・炉型		Krsko,PWR(664MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1992/10/19		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×				×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出				あり							なし			
放射性物質の所内への放出				あり							なし			
従事者の放射線被ばく				あり							なし			
従事者の負傷				あり							なし			
施設の安全性の確保				あり							なし			
試験・点検による不具合の発見				あり							なし			
報道機関への通知				あり							なし			
<b>事故の概要</b> プラント停止後のタービン過速度保護試験が行われていた。原子炉出力 2~3% で、試験チームが“弁の位置限度”を調整していたところ、タービン加減弁が突然部分的に開いた。その結果、タービン衝撃チェンバー圧力の上昇と原子炉出力の上昇 (P-7(10%)以上) を示す蒸気流量の増加が検知された。蒸気発生器 (SG)-2 の水位高で高圧タービンがトリップし、それによって原子炉がスクラムした。本事象において、安全系は全て利用可能であった。														

事例整理番号:0085-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0176-01				
事象タイトル		蒸気発生器(SG)-1 水位高によるタービン/原子炉トリップ												
										事象発生日		1992/07/24		
国名		スロベニア		施設名・炉型		Krsko,PWR(664MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1992/10/19		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×			×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出				あり							なし			
放射性物質の所内への放出				あり							なし			
従事者の放射線被ばく				あり							なし			
従事者の負傷				あり							なし			
施設の安全性の確保				あり							なし			
試験・点検による不具合の発見				あり							なし			
報道機関への通知				あり							なし			
事故の概要				<p>燃料交換停止後の 25%出力運転中、運転員は、手順書に従い、給水制御弁(FCV)を手動から自動モードに切り換えた。この時、弁の論理回路のエラーにより弁が全開し、給水-蒸気流量ミスマッチが発生した。蒸気発生器(SG)-1の水位高によりタービンがトリップし、原子炉がスクラムした。原子炉トリップの後、安全系は全て利用可能であった。</p>										

事例整理番号:0118-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0212-01				
事象タイトル		インバータのヒューズが飛んだことによる原子炉トリップ												
										事象発生日		1993/03/03		
国名		スロベニア		施設名・炉型		Krsko,PWR(664MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1993/03/08		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×			×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
事故の概要				<p>ヒューズが飛び、インバータ#2がトリップしたため、原子炉冷却ポンプ(RCP)#2のブレーカーの補助接点回路に制御電源を供給する計装母線IIの電源が喪失した。このブレーカーは、原子炉トリップの入力信号として機能しており、制御電源の喪失により、“RCP#2ブレーカー・トリップ信号”が発生し、P7インターロック(原子炉出力10%以上)が働いたため、原子炉がトリップした。ヒューズを取りかえ、インバータの試験を行ったところ、順調に動作した。</p> <p>(INES評価) 起回事象は想定されたもの(原子炉トリップ)であり、レベル0とする。</p>										

事例整理番号:0119-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0186-00				
事象タイトル		短絡によるタービン/原子炉トリップ									事象発生日		1992/11/10		
国名	スロベニア			施設名・炉型	Krsko,PWR(664MWe)							安全上の特性			
評価結果	評価日			尺度							深層防護の劣化		×		
暫定	1993/03/03			尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	所内への影響		
最終	×				×								所外への影響		
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×		
放射性物質の所外への放出				あり							なし				
放射性物質の所内への放出				あり							なし				
従事者の放射線被ばく				あり							なし				
従事者の負傷				あり							なし				
施設の安全性の確保				あり							なし				
試験・点検による不具合の発見				あり							なし				
報道機関への通知				あり							なし				
事故の概要															
<p>定格出力運転中、9時24分、所内放送設備の短絡により、タービン電気油圧(EH)制御系に電源を供給しているインバーターNo.6がトリップした。EH流体圧力の低下により、タービンがトリップし、原子炉がスクラムした。短絡の原因は、所内放送設備に関する保守点検中の人為ミスによるものと判断された。全ての安全系機能は、利用可能であった。インバーターは修理され、所内放送設備をインバーターから隔離できるよう設計変更がなされた。点検の後、運転は再開された。</p>															

事例整理番号:0133-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0232-01				
事象タイトル		蒸気発生器伝熱管漏洩												
										事象発生日		1993/05/10		
国名		スロベニア		施設名・炉型		Krsko,PWR(664MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	1993/05/10		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	
最終					×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
事故の概要		<p>1993年5月10日1時53分、蒸気管放射線モニターRM31が計数率の上昇を示した。N-16モニターにより蒸気発生器No.1における一次系から二次系への漏洩が検出された。漏洩率は45リットル/時と計算され、保安規定(Tech.Spec.)に定められる限度の79リットル/時を下回っていた。1日の限度に達する前にプラントを停止させることとなった。2時8分には運転チームが出力降下操作を開始した。2時10分に、異常時手順PRI-2(蒸気発生器伝熱管漏洩)が発動された。2時45分に、緊急時計画に準拠して異常事象宣言が発令された。7時20分、原子炉は、通常の運転手順に従って停止された。11時25分に、異常事象宣言は解除された。本事象において、安全系の作動は要求されなかった。また、環境への放射能の異常な放出はなかった。</p>												

事例整理番号:0161-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0261-00				
事象タイトル		人的エラーによる安全注入及び原子炉トリップ												
										事象発生日 1993/11/26				
国名		スロベニア		施設名・炉型		Krsko,PWR(664MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1993/11/26		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×				×							所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出				あり							なし			
放射性物質の所内への放出				あり							なし			
従事者の放射線被ばく				あり							なし			
従事者の負傷				あり							なし			
施設の安全性の確保				あり							なし			
試験・点検による不具合の発見				あり							なし			
報道機関への通知				あり							なし			
事故の概要														
<p>定格出力運転中、ほう素濃度 127ppm で燃料サイクルの終盤にさしかかっていた。午前 8 時 27 分、ループ 1 主蒸気隔離弁のバイパス弁を試験中、現場操作員がバイパス弁ではなく、主蒸気隔離弁を誤って閉じてしまい、蒸気発生器 No.1 が隔離された。その結果、蒸気発生器 No.2 の流量が増加し、圧力が 42 バールまで低下したため安全注入系が起動し、さらに、原子炉がトリップした。原子炉は、手順書に従ってモード 3(444ppm ホウ素濃度の高温待機)に移行され安定した。本事象中、ディーゼル発電機 No.2 以外の全ての安全システムは利用可能であった。ディーゼル発電機 No.2 は安全注入信号により起動した際、所定の同波数に達しなかったため運転不能と宣言されたが、運転制限条件内であった。問題の生じた部分が修理された後、保安規定(Tech. Spec.)に従って、蒸気発生器の点検を行ったが異常はなかった。</p> <p>(INES 評価)</p> <p>所内・所外への影響はなかった。使用手引の表 II より、起因事象は実際に発生したが、安全機能は運転制限条件内で利用可能であったため、レベル 1 あるいは 2 に相当する。しかし、ディーゼル発電機 No.2 のその後の作動試験で異常はなく、また、手順違反もなかったことからレベル 1 とする。</p>														

事例整理番号:0212-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0315-01				
事象タイトル		発電機保護系作動後の原子炉自動停止												
										事象発生日		1994/07/14		
国名		スロベニア		施設名・炉型		Krsko,PWR(664MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1994/08/04		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×				×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
事故の概要		<p>午前1時、定格出力運転中、加熱器ドレンのポンプモーター電流に位相ズレが認められた。診断方法として発電機の電流測定を開始した。電流計を差動リレーの保護回路に接続し、その測定範囲を調整していた時、回路が遮断されたため、リレーが作動し、引き続きスイッチヤードとBBCのブレーカーが解列された。その結果、タービンと原子炉がトリップした(出力は10%より上)。調査の結果、(プラントに外部電源を供給している)400KV電源系の1相の解列スイッチが開いたため位相ズレが発生したことが判明した。欠陥を是正した後、プラントは電力供給ラインに接続された。</p> <p>(INES 評価)                      本事象は、安全上の重要性を伴わない深層防護基準に従ってレベル0とする(使用手引Ⅲ-2.4.2, 表Ⅱ)。発電機の電流測定について、指示書とともに作業指示が出されたが、測定方法に関しては何も記載されていなかったことが判明した。</p>												



事例整理番号:0271-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0348-01			
事象タイトル		外部電源喪失に伴う原子炉スクラム												
										事象発生日	1995/03/30			
国名	スロベニア			施設名・炉型	Krsko,PWR(664MWe)									
評価結果	評価日			尺度							安全上の特性			
暫定	1995/03/30			尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×					×							所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象					尺度以下	×
放射性物質の所外への放出								あり					なし	
放射性物質の所内への放出								あり					なし	
従事者の放射線被ばく								あり					なし	
従事者の負傷								あり					なし	
施設の安全性の確保								あり					なし	
試験・点検による不具合の発見								あり					なし	
報道機関への通知								あり					なし	
事故の概要		<p>1995年3月30日11:15、定格出力運転中、400kV送電線からの外部電源の供給が喪失した。負荷遮断によってタービン過速度保護回路が作動してタービンがトリップし、引き続いて原子炉がトリップした。その後、待機ディーゼル発電機が起動し、非常用母線に電力を供給した。非安全系母線への電力供給は、利用可能であった110kV送電線から手動で確立され、約40分後炉心の強制冷却が確立された。プラントは高温停止に移行された。本事象中安全系は全て設計通り作動した。</p> <p>(INES 評価)          本事象では、          所外及び所内基準は関係しない、          外部交流電源喪失が起因事象であり、想定されるものであった、          安全機能は完全に利用可能であった          ことから、表ⅡのA1より、本事象をレベル0とする。</p>												

事例整理番号:0283-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0365-01						
事象タイトル										タービン発電機電気油圧制御系の故障によるタービン/原子炉トリップ						
										事象発生日		1995/06/02				
国名		スロベニア			施設名・炉型		Krsko,PWR(664MWe)									
評価結果		評価日			尺度							安全上の特性				
暫定		1995/06/26			尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×	
最終	×						×							所内への影響		
												所外への影響				
事故の特徴										事故		異常事象		尺度以下		×
放射性物質の所外への放出												あり		なし		
放射性物質の所内への放出												あり		なし		
従事者の放射線被ばく												あり		なし		
従事者の負傷												あり		なし		
施設の安全性の確保												あり		なし		
試験・点検による不具合の発見												あり		なし		
報道機関への通知												あり		なし		
事故の概要																
<p>21:27、燃料交換後の起動時、出力 35%においてタービンがトリップし、原子炉がスクラムした。タービン・トリップの原因は、タービン発電機の電気油圧制御系の油圧が低下したことによる。調査の結果、油圧低下は、油のダンプ弁から漏洩が生じたことによるものであることが判明した。4つのダンプ弁のシールは全て交換された。原子炉スクラム信号が出た際、原子炉トリップ遮断器は1台だけ開いたが、2台目は開かなかったため作動不能と宣言された。原子炉のスクラムには1台のトリップ遮断器の作動が必要であったため、スクラム後のシーケンスは正常であり、原子炉は無負荷で安定した。本事象中、保安規定(Tech. Spec.)に定められた値を超えることはなかった。トリップ遮断器不作動の原因は、原子炉保護回路の低電圧検出用カードが劣化したためであり、当該カードは交換された。</p>																
(INES 評価)																
安全機能は、運転制限条件内で利用可能であり、表 II .B1 より本事象のスケールをレベル 1 とする。																

事例整理番号:0304-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0388-01					
事象タイトル										主蒸気隔離弁誤閉による安全注入信号の発生と原子炉トリップ					
										事象発生日		1995/09/25			
国名		スロベニア			施設名・炉型		Krsko,PWR(664MWe)								
評価結果		評価日			尺度							安全上の特性			
暫定		1995/09/26			尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	
最終						×								所内への影響	
														所外への影響	
事故の特徴					事故		異常事象					尺度以下			
放射性物質の所外への放出					あり							なし			
放射性物質の所内への放出					あり							なし			
従事者の放射線被ばく					あり							なし			
従事者の負傷					あり							なし			
施設の安全性の確保					あり							なし			
試験・点検による不具合の発見					あり							なし			
報道機関への通知					あり							なし			
事故の概要															
<p>1995年9月25日10:22、ループ1の主蒸気隔離弁(MSIV)が突然閉じ、安全注入(SI)信号が出て、原子炉がスクラムした。これは、ループ1のMSIV閉により、ループ2の蒸気発生器(SG)からの蒸気流量が増加し、ループ2の蒸気管圧力がSI設定点以下まで低下したことによる。ループ1のMSIVが高速閉となったのは、当該MSIVの電磁弁への電源が喪失したことによるものであり、その原因は、同弁の125V直流電源系のフューズFD60が劣化したためであった。原子炉スクラム後のシーケンスは設計通りのものであり、全ての安全系が利用可能であった。原子炉は高温待機モードで安定した。</p>															
(INES 評価)															
<p>本事象は、安全上の重要性はなく、安全機能が利用可能であったことから、本事象のスケールをレベル0とする。</p>															

事例整理番号:0331-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:					
事象タイトル		軽微な放射能放出													
										事象発生日		1995/12/13			
国名		スロベニア			施設名・炉型		Krsko,PWR(664MWe)								
評価結果		評価日			尺度							安全上の特性			
暫定		1996/01/19			尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	
最終		×			×									所内への影響	
														所外への影響	
														×	
事故の特徴				事故		異常事象		尺度以下		×					
放射性物質の所外への放出				あり		なし									
放射性物質の所内への放出				あり		なし									
従事者の放射線被ばく				あり		なし									
従事者の負傷				あり		なし									
施設の安全性の確保				あり		なし									
試験・点検による不具合の発見				あり		なし									
報道機関への通知				あり		なし									
事故の概要				<p>気体廃棄物処理系の圧力センサーに関する年 1 回の較正作業において、少量の放射性気体が、気体廃棄物圧縮機室に放出され、さらにプラントの排気口から環境に放出された。調査の結果、気体廃棄物処理系の計装用隔離弁のシール表面に不純物が付着したことによって漏洩が起こったものと推定された。放出された放射性気体は、希ガス(Kr-85m, Kr-87, Kr-88, Xe-133, Xe-135, Xe-135m)のみであった。アラームの設定値を超える放出は 5 分間継続した。総放出量を計算したところ、1TBq(Xe-133 換算)であり、希ガスに対する規制上の年間放出限度の約 0.9%に相当した。放射性気体の放出時、気体廃棄物圧縮機室には作業員 1 名がいたが、その外部被ばくは 0.01mSv と評価された。また、この作業員に対して全身線量測定検査を行ったところ、Xe-133 及び Xe-135 が検出された。しかし、被ばく線量としては年間線量限度(50mSv)に比べ無視できる程度であった。</p> <p>(INES 評価)</p> <p>本事象では、放射性物質が所外に放出されたものの、その量はわずかであり、作業員被ばくも年間線量限度に比べ十分小さいことから、本事象のスケールをレベル 0 とする。</p>											

事例整理番号:0378-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0463-01				
事象タイトル											ヒューズが飛んだことに起因する原子炉トリップ				
											事象発生日		1996/08/14		
国名		スロベニア			施設名・炉型		Krsko,PWR(664MWe)								
評価結果		評価日			尺度							安全上の特性			
暫定		1996/08/28			尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×			×									所内への影響	
														所外への影響	
事故の特徴				事故			異常事象				尺度以下		×		
放射性物質の所外への放出				あり			なし				なし				
放射性物質の所内への放出				あり			なし				なし				
従事者の放射線被ばく				あり			なし				なし				
従事者の負傷				あり			なし				なし				
施設の安全性の確保				あり			なし				なし				
試験・点検による不具合の発見				あり			なし				なし				
報道機関への通知				あり			なし				なし				
<b>事故の概要</b> 1996年8月14日9:18、蒸気発生器(SG)#2の水位異常低信号によって原子炉がトリップした。調査の結果、トレインBの給水隔離弁が閉じたため、SGの水位異常低信号が出たことが判明した。給水隔離弁の開閉制御ロジックには、2つの信号がORで入力されている。この信号の一方には、給水管の温度検出器からの信号が入力されているが、本事象に先立ち、トレインBの給水管の温度検知器の校正作業を開始していた。そのため、温度検出器を試験モードにした時、対応するリレー解磁され、制御ロジックへの入力的一方がなくなった。制御ロジックへのもう一方の入力信号である給水流量は、対応するリレーのヒューズがとんでいたため、入力されていなかった。従って、給水隔離弁の制御ロジックへの2つの信号が同時に喪失し、その結果、給水隔離弁が閉じて、SG水位異常低となり、原子炉がトリップした。プラントは無負荷状態で安定した。本事象中、全ての安全系は設計通り機能した。ヒューズが飛んだ原因については調査中である。  (INES 評価) 本事象の起因事象は想定される原子炉トリップであり、安全機能は全て利用可能であったことから、本事象のスケールをレベル0とする。															

事例整理番号:0397-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:				
事象タイトル		主蒸気隔離弁誤閉による原子炉トリップと安全注入													
										事象発生日		1997/01/01			
国名		スロベニア			施設名・炉型		Krsko,PWR(664MWe)								
評価結果		評価日			尺度							安全上の特性			
暫定		1997/01/07			尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×			×									所内への影響	
														所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×		
放射性物質の所外への放出						あり							なし		
放射性物質の所内への放出						あり							なし		
従事者の放射線被ばく						あり							なし		
従事者の負傷						あり							なし		
施設の安全性の確保						あり							なし		
試験・点検による不具合の発見						あり							なし		
報道機関への通知						あり							なし		
<b>事故の概要</b> 1997年1月1日午前8:33:30、主蒸気管Bの主蒸気隔離弁 (MSIV) が突然閉じた。このため、主蒸気管Aの蒸気流量が増加し、蒸気圧力は低下して安全注入設定圧まで下がった。その結果、原子炉がトリップすると共に、安全注入が開始された。原子炉がトリップした後のシーケンスは設計通りであり、全ての安全系は利用可能であった。プラントは、「無負荷」状態で安定した。 MSIV-Bの計装系について調査を行ったが、特に問題は見つからなかった。引き続き、MSIV-Bについて機械的な試験を行うため原子炉を起動し、出力3%まで上昇させた。この試験でも問題は認められなかった。プラントは、内部手順書及びプラント運転委員会の決定に基づき、原子炉出力を上げ定格出力運転に戻された。発電機出力を外部送電線網に同期させる前に、MSIV-Bの試験を行ったところ、運転員は2基のSG間の流量と圧力が非対称であることに気づき、MSIVを繰り返し開閉させて系統の応答を調べた。その結果、MSIV-Bの動作に流量が応答しないことが判明した。即ち、MSIV-Bの弁棒が動いているのにも拘わらずそれに伴って流量が変わっていないことが分かった。結局、弁シリンダーが閉位置で固着しているという結論に至った。プラントを冷態停止に移行して、MSIV-Bを分解した結果、弁シリンダー内で弁棒の折損が発見された。折損した弁棒は調査のため研究所に送られることとなった。弁棒を交換し、試験で確認した後、プラントを出力運転に戻す予定である。															

事例整理番号:0521-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:					
事象タイトル		燃料交換中における崩壊熱除去機能の喪失													
										事象発生日		1997/05/17			
国名		スロベニア		施設名・炉型		Krsko,PWR(664MWe)									
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性				
暫定		1997/06/04		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×	
最終		×			×								所内への影響		
														所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象				尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出				あり								なし			
放射性物質の所内への放出				あり								なし			
従事者の放射線被ばく				あり								なし			
従事者の負傷				あり								なし			
施設の安全性の確保				あり								なし			
試験・点検による不具合の発見				あり								なし			
報道機関への通知				あり								なし			
事故の概要		<p>プラントは、運転モード6の燃料交換中で、核燃料は原子炉容器内にあり、その上蓋は外され、原子炉キャビティは水張りされていた。保安規定(Tech.Spec.)に従って、余熱除去系(RHR)の1トレインを運転中であった。</p> <p>5月17日午前10:00、直流電源系のバッテリーの1トレインについて試験を開始した。この試験中、バッテリーは125V直流安全母線から切り離され、同母線には400V交流母線から充電器を介して電力が供給されていた。この試験と並行して、400V交流母線と安全母線のライン切替を制御する遮断器の電源盤で金属サポートの溶接作業が行われていた。作業員の1人が誤って遮断器を作動させたことにより、400V交流母線への電力供給が遮断され、当該母線につながる全ての装置への電力供給が停止した。そのため、吸込が一次冷却系となった場合にRHRポンプが過圧されるのを防ぐための圧力伝送器への電力供給も途絶えた。電源の喪失により、伝送器内のリレーが解磁され、2台のRHRポンプの吸込側隔離弁が閉じてしまった。そのため、運転員はRHRポンプを手動で停止した。400V交流母線の電力が復旧するまで、約15分間、RHRポンプは運転不能であった。電源復旧後、運転員は、RHRポンプの隔離弁を手動で開き、RHRポンプの運転を再開した。</p> <p>(INES 評価)</p> <p>使用手引Ⅲ-3.1.1、保安規定(Tech. Spec.)の要求の範囲内であり、一次冷却系が沸騰するまでの時間がかかり長い(約6時間)ことから、本事象のスケールをレベル0とする。</p>													

事例整理番号:0051-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度(INES)										INES 番号:0163-01				
事象タイトル		補給水系からの低放射能のほう酸水漏えい												
										事象発生日		1992/08/18		
国名		チェコ		施設名・炉型		Generic,PWR								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1992/09/10		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×				×							所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象		×		尺度以下		
放射性物質の所外への放出						あり						なし		
放射性物質の所内への放出						あり						なし		
従事者の放射線被ばく						あり						なし		
従事者の負傷						あり						なし		
施設の安全性の確保						あり						なし		
試験・点検による不具合の発見						あり						なし		
報道機関への通知						あり						なし		
<b>事故の概要</b> 燃料取替後のプラント再起動のため、一次冷却系の補給を行っていたところ、サービス通路床で汚染されたほう酸水が検出された。汚染水は、補給水系のドレン弁を通して漏れ出たものであった。総漏えい量は、1.6m <sup>3</sup> で7.83×10E-3Bq/リットルの放射能を含んでいた。漏えいは、運転手順書の違反によるものであった。														
(INES 評価) 所内への影響は事象の評価に値しないものであったが、使用手引のⅢ-5.3により手順書違反とヒューマンエラーを考慮しレベル0から1に格上げされた。														



事例整理番号:0096-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0196-01					
事象タイトル		水素圧力シリンダーの火災														
										事象発生日		1993/01/11				
国名		チェコ		施設名・炉型		Generic,PWR										
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性					
暫定		×		1993/01/12		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終					×										所内への影響	
															所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×			
放射性物質の所外への放出				あり							なし					
放射性物質の所内への放出				あり							なし					
従事者の放射線被ばく				あり							なし					
従事者の負傷				あり							なし					
施設の安全性の確保				あり							なし					
試験・点検による不具合の発見				あり							なし					
報道機関への通知				あり							なし					
<b>事故の概要</b> 22時33分、水素冷却タービン発電機の水素圧力シリンダー補充の際、火災が発生した。原因は、シリンダー弁の漏れであった。補充の場所は機械室外であった。作業員が1人負傷した。火災は23時30分に消火された。  (INES 評価) 本事象は、暫定的にレベル0とされた。																

事例整理番号:0147-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0249-01			
事象タイトル		中央ポンプ建屋屋根での火災												
										事象発生日		1993/08/02		
国名		チェコ		施設名・炉型		Dukovany-1,PWR(432MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	1993/08/03		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	
最終				×									所内への影響	
												所外への影響		
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下			
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
事故の概要		<p>1993年8月2日午後4時24分、原子炉建屋外に位置する中央ポンプ建屋 No.2 の屋根から火災が発生し、その20分後に消し止められた。火災の原因は、屋根の修理作業終了後の管理に十分注意を払わなかったことによるものである。</p>												

事例整理番号:0179-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0280-00				
事象タイトル										Dukovany 原子炉発電所における補助変圧器の故障による原子炉トリップ				
										事象発生日		1994/02/03		
国名		チェコ		施設名・炉型		Dukovany-3,PWR(432MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	1994/02/03		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終					×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出				あり							なし			
放射性物質の所内への放出				あり							なし			
従事者の放射線被ばく				あり							なし			
従事者の負傷				あり							なし			
施設の安全性の確保				あり							なし			
試験・点検による不具合の発見				あり							なし			
報道機関への通知				あり							なし			
事故の概要														
<p>午前7時14分、定格出力運転中、補助変圧器(BT02)が故障し、その結果、同変圧器で火災が発生して、原子炉がトリップした(訳者注:原子炉ではなく、タービンがトリップしたものと思われる)。原子炉出力は自動的に定格の30%まで下がった。午前8時10分、運転員は手動で原子炉出力を最低出力制御レベルまで落とした。原子炉は、現在、最低出力制御レベルで維持されている。火災は午前8時50分に消し止められた。</p> <p>(INES 評価) 本事象は、暫定的にレベル0とする。</p>														

事例整理番号:0296-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度(INES)										INES 番号:0379-01				
事象タイトル		停止中における二次系用スイッチギア盤の小規模火災												
										事象発生日		1995/07/09		
国名		チェコ		施設名・炉型		Dukovany-1,PWR(432MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	1995/07/24		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	
最終				×									所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象				尺度以下		×		
放射性物質の所外への放出						あり						なし		
放射性物質の所内への放出						あり						なし		
従事者の放射線被ばく						あり						なし		
従事者の負傷						あり						なし		
施設の安全性の確保						あり						なし		
試験・点検による不具合の発見						あり						なし		
報道機関への通知						あり						なし		
事故の概要		(本 INES の Fax 状態が悪く、一部判読不能)												
		<p>停止中、二次系用のスイッチギア盤 CHO1.3 で、人的過誤(耐火材の不足、耐火能力の不十分な検証等)に起因した回路の短絡が見つかった。新型の高速遮断器を取り付けたことにより、回路の短絡は解消された。電線の耐火材が燃えたが、周辺の盤などには影響はなかった。</p> <p>(INES 評価)</p> <p>本事象では安全性に関する影響はなく尺度外とする。本事象については、プレス及び TV で公衆に報道された。</p>												

事例整理番号:0297-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0380-01				
事象タイトル		1.5 時間に渡る安全系 3 系統のうちの 2 系統の作動不能による Dukovany 発電所の運転制限条件違反								事象発生日		1995/05/02		
国名	チェコ		施設名・炉型		Dukovany,PWR(440MWe)									
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1995/05/03		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×					×							所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出				あり							なし			
放射性物質の所内への放出				あり							なし			
従事者の放射線被ばく				あり							なし			
従事者の負傷				あり							なし			
施設の安全性の確保				あり							なし			
試験・点検による不具合の発見				あり							なし			
報道機関への通知				あり							なし			
事故の概要														
(本 INES の Fax 状態が悪く、一部判読不能)														
<p>1995 年 5 月 2 日、人的過誤によって 1.5 時間に渡り運転制限条件 (operational limits and conditions (L&amp;C)) に違反した運転が行われた。安全系 3 系統のうち、第 1 の安全系である二次系ポンプは定期試験のため、第 2 の安全系である多重冷却材供給は補修のため利用不能であり、第 3 の安全系のみが利用可能であった。L&amp;C によれば、運転中は安全系 3 系統のうちの 2 系統を利用可能な状態に置くよう要求されている。運転員は、L&amp;C に違反していたことに後で気づき、規制当局に報告した。</p>														
(INES 評価)														
<p>本事象では短期間ながら運転制限条件外で運転されたため、使用手引 III-2.4.1 (表 I の C1) に基づき、レベル 1 とする。</p>														

事例整理番号:0355-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0442-01				
事象タイトル Dukovany 発電所における原子力/放射線安全と関係のない作業員の負傷														
										事象発生日 1996/05/21				
国名 チェコ			施設名・炉型 Dukovany-2,PWR(432MWe)											
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1996/05/22		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	
最終	×			×									所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故			異常事象			尺度以下		×		
放射性物質の所外への放出				あり			なし							
放射性物質の所内への放出				あり			なし							
従事者の放射線被ばく				あり			なし							
従事者の負傷				あり			なし							
施設の安全性の確保				あり			なし							
試験・点検による不具合の発見				あり			なし							
報道機関への通知				あり			なし							
事故の概要														
<p>1996年5月21日9:50頃、年間保守のため停止中、原子炉建屋外側でエアチェンバー内の圧縮空気タンクを清掃していたところ、アセトン蒸気が爆発した。このため、4人の作業員が負傷した。1人は専門病院に運ばれ、他の3人は所内あるいは近くの病院で治療を受けた。</p> <p>本事象は原子力安全にも、放射線安全にも関係したものではない。損傷した設備や財産の損失についての評価は行われていない。</p> <p>(INES 評価) 本事象に対して公衆の関心が高く、マスメディア (TV、ラジオ、プレス) の対応があったため、INES に報告したものである。</p>														

事例整理番号:0406-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:				
事象タイトル		非常用炉心冷却系ポンプの試験遅延による運転制限条件の違反												
										事象発生日		1996/04/16		
国名		チェコ		施設名・炉型		Dukovany-2,PWR(432MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1997/04/18		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×				×							所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出				あり							なし			
放射性物質の所内への放出				あり							なし			
従事者の放射線被ばく				あり							なし			
従事者の負傷				あり							なし			
施設の安全性の確保				あり							なし			
試験・点検による不具合の発見				あり							なし			
報道機関への通知				あり							なし			
事故の概要														
<p>1996年4月16日10:17、1台のディーゼル発電機に対して特別な試験が実施され、長時間使用不能となった。このような場合には、運転制限条件により、4時間以内に、利用可能な非常用炉心冷却系(3トレインのうち2トレイン)の全てのポンプに対して試験を実施する必要があった。しかし、この試験が実施されたのは、15:19であり、この間運転制限条件を違反していた。</p> <p>(INES 評価)</p> <p>安全機能の利用可能性は適切であったが、使用手引、表 I (運転制限条件の違反)に該当する。さらに、III-5.3 のセーフティカルチャーを考慮し、本事象のスケールをレベル 1 とする。</p>														

事例整理番号:0407-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:			
事象タイトル		人的過誤による工学的安全施設起動系の誤起動												
										事象発生日		1996/04/21		
国名		チェコ		施設名・炉型		Dukovany-3,PWR(432MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1996/04/26		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×					×							所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
事故の概要														
<p>1996年4月21日、原子炉起動中、独立2トレイン構成のサブシステム3系統から成る工学的安全施設起動系(ESFAS)の第3サブシステム第2トレイン(ESFAS3-2)と第2サブシステム第1トレイン(ESFAS2-1)が「小漏洩」検知信号により作動した。その結果、高圧非常用炉心冷却系ポンプが起動した。原因の1つは、検知器の設定の際に当直員が操作を誤ったために、パルス配管に圧力衝撃波が生じたことである。また、その検知器の状態が悪かったのも一因である。</p> <p>(INES 評価) 使用手引Ⅲ-5.3(セーフティカルチャー)により、本事象のスケールをレベル1とする。</p>														



事例整理番号:0408-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:				
事象タイトル		スプレー系ポンプに対する試験の遅延による運転制限条件の違反												
										事象発生日		1996/07/08		
国名		チェコ		施設名・炉型		Dukovany-4,PWR(432MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1996/07/12		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×				×							所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出				あり							なし			
放射性物質の所内への放出				あり							なし			
従事者の放射線被ばく				あり							なし			
従事者の負傷				あり							なし			
施設の安全性の確保				あり							なし			
試験・点検による不具合の発見				あり							なし			
報道機関への通知				あり							なし			
事故の概要														
<p>1996年7月8日午前8:24、ディーゼル発電機の圧力測定用燃料ホース管からの漏洩により、ディーゼル発電機が使用不能となった。このような場合には、運転制限条件により、4時間以内にスプレー系ポンプ2台に対して試験を実施する必要があった。しかし、実際には、23:03、運転制限条件に違反していることに気づき、原子炉の出力降下を開始した。23:17、スプレー系ポンプに対する試験が実施され、出力降下操作が中止された。</p> <p>(INES 評価) 安全機能の利用可能性は適切であったが、使用手引、表 I (運転制限条件の違反) に該当する。さらに、III-5.3(セーフティカルチャー)を考慮し、本事象のスケールをレベル 1 とする。</p>														

事例整理番号:0409-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:				
事象タイトル		制御室運転員の誤操作による原子炉スクラム													
										事象発生日		1996/10/06			
国名		チェコ			施設名・炉型		Dukovany-4,PWR(432MWe)								
評価結果		評価日			尺度							安全上の特性			
暫定		1996/10/08			尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終							×							所内への影響	
														所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×		
放射性物質の所外への放出						あり					なし				
放射性物質の所内への放出						あり					なし				
従事者の放射線被ばく						あり					なし				
従事者の負傷						あり					なし				
施設の安全性の確保						あり					なし				
試験・点検による不具合の発見						あり					なし				
報道機関への通知						あり					なし				
事故の概要															
<p>1996年10月6日14:42、93%出力運転中、制御室の運転員が原子炉出力の非常レベルの設定を誤ったため、原子炉がスクラムした。原子炉は再起動され、10月7日5:33amには100%出力となった。</p> <p>(INES 評価) 使用手引Ⅲ-5.3(セーフティカルチャー)により、本事象のスケールをレベル1とする。</p>															

事例整理番号:0609-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:				
事象タイトル		Dukovany 発電所における配電盤での短時間の小規模火災												
										事象発生日		1997/11/09		
国名		チェコ		施設名・炉型		Dukovany-4,PWR(432MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1997/11/10		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	
最終		×		×									所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象				尺度以下		×
放射性物質の所外への放出				あり								なし		
放射性物質の所内への放出				あり								なし		
従事者の放射線被ばく				あり								なし		
従事者の負傷				あり								なし		
施設の安全性の確保				あり								なし		
試験・点検による不具合の発見				あり								なし		
報道機関への通知				あり								なし		
事故の概要		<p>1997年11月9日(日), 午前10:40, 配電盤 4EX(換気系)において、短時間の小規模火災が発生した。火災発生信号が発信された後、所内の消防隊は、保護系の作動により自動的に火災が鎮火したことを確認した。専門家による当該事象の評価を行ったところ、スイッチギアは何ら制約を受けずに作動していることが判明した。火災による損失は、約 60 米ドル(USD)と評価された。安全性及びプラント運転への影響はなかった。また、当該事象は、公衆の関心を引く可能性があったことから、その情報は、報道機関に公開され、INES に報告された。</p> <p>(INES 評価) 使用手引, 表 III(A1)に従い、レベル 0 とする。</p> <p>(添付情報による補足) 火災検出器と警報が、換気系の 380V 配電盤での発煙を検知したため、所内消防隊が現場に駆けつけ、室内での煙と配電盤設備上での煤を確認した。同配電盤は、異常発生後、自動的にスイッチが切れる仕組みとなっており、これにより、火災は自然に鎮火した。発煙の原因は、換気系モータの電力供給部で抵抗が増加して短絡が起こったことによるものと考えられている。</p>												

事例整理番号:0215-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0320-00				
事象タイトル		原子炉冷却系ポンプの母線電圧低下による原子炉スクラムおよびタービントリップ												
										事象発生日		1994/02/02		
国名		中国		施設名・炉型		Qinshan(秦山)-1,PWR(300MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1992/02/04		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×				×								所内への影響	
													所外への影響	
<b>事故の特徴</b>				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
<b>事故の概要</b>														
<p>事象発生前、原子炉は 240MWe で運転されていた。午前 4 時 16 分、以下のアラーム信号が発生した：(1)6KV 母線の I と II の電圧回路遮断信号、(2)380V 母線の電圧回路遮断信号、(3)220KV 母線 I の電力計の AC 母線電圧消失信号。その間に、発電機と 6kV 母線の電圧が低くなり、原子炉冷却系ポンプの母線電圧が著しく低下して、原子炉スクラムとタービントリップに至った。原因は、発電機の主励磁炭素ブラシが摩擦によって損傷したことによるものであり、その結果、発電機が励磁不足により低電圧となり、6kV 母線 I の電圧が低下した。6kV 母線 I の電圧低下信号により原子炉保護系が作動し、原子炉スクラムとタービントリップが起こったのである。</p>														
(INES 評価)														
本事象は、使用手引 4 節, 表 I, A-1R より、レベル 0 とする。														

事例整理番号:0216-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0321-00				
事象タイトル		定例試験中の ATWT 信号による原子炉スクラム												
										事象発生日		1994/05/25		
国名		中国		施設名・炉型		Guangdong(広東)-1,PWR(984MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		//		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×			×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出				あり							なし			
放射性物質の所内への放出				あり							なし			
従事者の放射線被ばく				あり							なし			
従事者の負傷				あり							なし			
施設の安全性の確保				あり							なし			
試験・点検による不具合の発見				あり							なし			
報道機関への通知				あり							なし			
事故の概要														
<p>定格出力運転中、ATWT 信号回路の保護チャンネル SIP-IVについて定例試験を行っていたところ 3 基の蒸気発生器において水位低信号が同時に発生した。さらに、主給水流量低信号が発生し、ATWT 信号との同時発信により原子炉がスクラムした。プラントは 6 時間に渡りグリッドから切り離された。試験中に SIP-IVで誤信号が発生した原因は、試験設備と保護系間の接続部分に問題があったことによる。試験時の人的エラーは認められなかった。</p> <p>(INES 評価)                  本事象は使用手引の 4 節, 表 I の A-IR によりレベル 0 とする。</p>														

事例整理番号:0258-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度(INES)											INES 番号:0298-01				
事象タイトル											蒸気発生器水位異常高によるタービントリップ及び原子炉トリップ				
											事象発生日		1993/03/30		
国名			中国			施設名・炉型			Qinshan(秦山)-1,PWR(300MWe)						
評価結果		評価日			尺度							安全上の特性			
暫定		1994/01/20			尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×					×								所内への影響	
													所外への影響		
事故の特徴					事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出							あり					なし			
放射性物質の所内への放出							あり					なし			
従事者の放射線被ばく							あり					なし			
従事者の負傷							あり					なし			
施設の安全性の確保							あり					なし			
試験・点検による不具合の発見							あり					なし			
報道機関への通知							あり					なし			
<b>事故の概要</b>															
<p>1993年3月30日10:13、定格出力運転中、試験項目に沿って、出力を300MWeから310MWeに上昇させた。その結果、主給水制御弁2個が全開状態となった。蒸気発生器(SG)-No.2の水位は比較的安定していたが、SG-No.1の水位は低下した。主給水バイパス弁を手動で開けたが、影響はなかった。10:16、出力は305MWeに下がった。10:19、主給水ポンプNo.3が自動的に起動した。その結果、SG水位異常高となり、タービン及び原子炉がトリップした。</p>															

事例整理番号:0277-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度(INES)										INES 番号:0355-01					
事象タイトル		制御棒落下時間の基準超過								事象発生日		1995/02/14			
国名	中国		施設名・炉型		Guangdong(広東)-1,PWR(984MWe)										
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性				
暫定	×		//		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終							×							所内への影響	
事故の特徴					事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出					あり							なし			
放射性物質の所内への放出					あり							なし			
従事者の放射線被ばく					あり							なし			
従事者の負傷					あり							なし			
施設の安全性の確保					あり							なし			
試験・点検による不具合の発見					あり							なし			
報道機関への通知					あり							なし			
事故の概要															
<p>第1回燃料交換後、1995年2月14日、高温停止状態の下で制御棒落下試験を行った。その結果、落下時間 T5(ダッシュポット入口までの落下時間)が試運転時の結果に比べ平均で0.3秒長くなると共に、7本の制御棒の落下時間が基準値(2.15秒)を超えた。落下時間が最も長いものは3.17秒であった。</p> <p>Framatome 社(訳者註:フランスのプラントメーカー)の意見に従い、同炉には、新型の窒素(N2)ケース強化型制御棒が51本取り付けられていた。高温停止状態での制御棒落下試験は3月28日にも実施されたが、今度は16本の制御棒の落下時間が基準値を超え、上記した7本の制御棒の内5本の落下時間はさらに長くなっていた。</p> <p>根本原因の調査と再発防止策を検討中である。</p>															

事例整理番号:0337-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度(INES)										INES 番号:				
事象タイトル		蒸気発生器水位異常高によるタービントリップ及び原子炉スクラム												
										事象発生日		1995/12/15		
国名		中国		施設名・炉型		Qinshan(秦山)-1,PWR(300MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1995/12/29		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	
最終		×			×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり							なし	
放射性物質の所内への放出						あり							なし	
従事者の放射線被ばく						あり							なし	
従事者の負傷						あり							なし	
施設の安全性の確保						あり							なし	
試験・点検による不具合の発見						あり							なし	
報道機関への通知						あり							なし	
事故の概要		<p>1995年12月15日10:18、出力290MWeで定常運転中、高圧加熱器No.3の伝熱管数本にかなりの漏洩が発生したため、制御室の運転員は、当該加熱器を隔離した。この時、主給水系の自動制御がうまくいかず、さらに手動による蒸気発生器(SG)の水位制御にも失敗したため、10:26:50、「SG水位異常高」によって、タービンがトリップし、さらに原子炉がスクラムした。</p> <p>(INES 評価) 使用手引Ⅲ、表Ⅱ.A.1より本事象のスケールをレベル0とする。</p>												



事例整理番号:0267-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0344-01				
事象タイトル		Biblis-B 発電所における原子炉冷却材の小漏洩												
										事象発生日		1995/02/23		
国名		ドイツ		施設名・炉型		Biblis-B,PWR(1300MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1995/02/23		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終					×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出				あり							なし			
放射性物質の所内への放出				あり							なし			
従事者の放射線被ばく				あり							なし			
従事者の負傷				あり							なし			
施設の安全性の確保				あり							なし			
試験・点検による不具合の発見				あり							なし			
報道機関への通知				あり							なし			
事故の概要		<p>1995年2月23日、Biblis-Bで原子炉冷却材の小漏洩が発生した。3:57、運転員は、格納容器内のループ1周辺に設置されたTVカメラで漏洩を検知した。配管を点検するために、原子炉は停止された。全てのプラント・パラメータは、保安規定(Technical Specification)の安全限度内であった。また、安全系の作動も必要なく、環境への放射性物質の放出もなかった。</p> <p>漏洩量は約1kg/秒であり、一次系に直接繋がる化学体積制御系と充填配管部で発生した軸方向亀裂によるものであった。亀裂の発生位置は、一次系ループと第1隔離弁の間であった。亀裂の見つかった配管部を取り外し、詳細な調査を行っているが、現時点ではその結果は出ていない。</p>												

事例整理番号:0057-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0033-00		
事象タイトル		蒸気発生器伝熱管の破損											
										事象発生日		1991/02/09	
国名		日本		施設名・炉型		美浜-2,PWR(500MWe)							
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性		
暫定		1991/11/28		尺度外 0 1 2 3 4 5 6 7							深層防護の劣化		×
最終		×									所内への影響		
											所外への影響		
事故の特徴				事故		異常事象			×		尺度以下		
放射性物質の所外への放出				あり							なし		
放射性物質の所内への放出				あり							なし		
従事者の放射線被ばく				あり							なし		
従事者の負傷				あり							なし		
施設の安全性の確保				あり							なし		
試験・点検による不具合の発見				あり							なし		
報道機関への通知				あり							なし		
事故の概要				<p>2月9日13時40分、定格出力運転中、主復水器抽気ガスモニタのアラームが鳴動した。原子炉出力の降下作業が開始された時、原子炉は、加圧器圧力低信号によりスクラムし、加圧器圧力低と加圧器水位低の同時信号により、ECCSが作動した。2基ある蒸気発生器(SG)の1基で、伝熱管が破損したものと推測され、SG隔離などの手順が開始された。原子炉はすぐに安全停止状態となった。事象緩和のための一次冷却系減圧操作において、加圧器逃し弁が開失敗したため、加圧器補助スプレーを用いて減圧が行われた。主蒸気隔離弁1基が完全閉止しなかったため手動で全閉された。</p> <p>調査の結果、SGの振れ止め金具(AVB)が完全に挿入されておらず、そのため、伝熱管曲り部で流力振動が発生し、フレット疲労により伝熱管1本が損傷したことが利明した。加速器逃し弁の開失敗と主蒸気隔離弁の完全閉失敗は、保守時の作業管理が不適切であったことによるものである。本事象による人間への被ばくはなく、また、環境中に放出された放射能は、希ガスが約<math>2.3 \times 10^{10}</math>Bq、ヨウ素が<math>3.4 \times 10^8</math>Bqであり、放射能を含む冷却材の放出量は約<math>7.0 \times 10^6</math>gであった。これらの放出量は、年間放出量の目標値以下であり周辺公衆への実効線量当量は<math>0.01 \mu</math> Svと推定された。</p> <p>(INES 評価)</p> <p>SG伝熱管の両端破断により、原子炉保護系とECCSが首尾良く動作した。しかし、加圧器逃し弁が開失敗し、補助スプレーを使用しなければならなかったことから、安全系の動作性は“適当”と評価される。使用手引の表A2に従い、レベル2あるいは3となるが多重性の観点から安全裕度が保たれていたため、レベル2とする。</p>									

事例整理番号:0286-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0369-01				
事象タイトル											ECCS タンク 20TJ20B001,2 の水位低下				
											事象発生日		1992/12/23		
国名		ハンガリー			施設名・炉型		Paks-2,PWR(460MWe)								
評価結果		評価日			尺度							安全上の特性			
暫定		//			尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×					×							所内への影響	
														所外への影響	
事故の特徴					事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出					あり							なし			
放射性物質の所内への放出					あり							なし			
従事者の放射線被ばく					あり							なし			
従事者の負傷					あり							なし			
施設の安全性の確保					あり							なし			
試験・点検による不具合の発見					あり							なし			
報道機関への通知					あり							なし			
<b>事故の概要</b> 1992年12月23日15:15、サーベランス試験の一部である圧力試験のために ECCS の水が保持されていることを確認した。この作業中、ECCS タンクの水位が通常運転時の保安規定(Tech. Spec.)に定められた値より 200mm 低いことが判明した。計算機に保存されたデータを調べた結果、この状態は 1992年12月15日以来続いていたことが判明した。プラント職員は、ECCS タンク水位を、直ちに、通常時水位に戻すよう指示された。															

事例整理番号:0287-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0368-01			
事象タイトル		2台の高圧 ECCS ポンプの同時運転不能												
										事象発生日	1994/07/14			
国名	ハンガリー			施設名・炉型	Paks-4,PWR(460MWe)									
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	1994/07/14		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終						×							所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故			異常事象				尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出				あり							なし			
放射性物質の所内への放出				あり							なし			
従事者の放射線被ばく				あり							なし			
従事者の負傷				あり							なし			
施設の安全性の確保				あり							なし			
試験・点検による不具合の発見				あり							なし			
報道機関への通知				あり							なし			
事故の概要														
<p>定格出力運転中、定期保守のため、安全系3系統のうちの1系統が供用から外された。この状態は、保安規定(Tech. Spec.)の手順に従ったものであった。1994年7月14日午前11:05、プラント職員は、もう1つの安全系である高圧ポンプの吸込側配管が高濃度ほう酸水タンクでなく、低濃度ほう酸水タンクに接続されていることに気づいた。こうした状態では、ポンプは所定の機能を果たすことができず、運転不能と判断された。</p> <p>予備的な評価により、この状態が同日午前1:19から継続していたことが判明した。従って、2台の高圧ECCSポンプはほぼ10時間に渡って運転不能であり、これは通常運転時の保安規定に違反するものであった。この異常は発見後即座に改善された。</p>														

事例整理番号:0288-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0370-01						
事象タイトル										非常用ほう酸水タンクの水位低下						
										事象発生日		1993/06/25				
国名		ハンガリー			施設名・炉型		Paks-1,PWR(460MWe)									
評価結果		評価日			尺度							安全上の特性				
暫定		//			尺度外		0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	
最終					×										所内への影響	
															所外への影響	
事故の特徴					事故		異常事象					尺度以下				
放射性物質の所外への放出							あり					なし				
放射性物質の所内への放出							あり					なし				
従事者の放射線被ばく							あり					なし				
従事者の負傷							あり					なし				
施設の安全性の確保							あり					なし				
試験・点検による不具合の発見							あり					なし				
報道機関への通知							あり					なし				
事故の概要																
<p>1993年6月25日15:30、原子炉運転員は、非常用ほう酸水タンク-1の水位が連続的に低下していることに気付いた。調査の結果、使用していた系統線図が実際の系統と対応しておらず、そのため、隔離された配管部のドレン弁の代わりに他のドレン弁を開いていたことが判明した。誤って開いた弁は即座に閉められた。その結果、タンクの水位低下は止まったが、ほう酸水の体積は規定値以下となった。タンクへの補給を行うとともに、化学分析のためのサンプリングが行われた。</p>																

事例整理番号:0289-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0371-01			
事象タイトル		原子炉出力の異常な上昇												
										事象発生日		1993/05/03		
国名		ハンガリー			施設名・炉型		Paks-4,PWR(460MWe)							
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1993/06/11		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×					×							所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出				あり							なし			
放射性物質の所内への放出				あり							なし			
従事者の放射線被ばく				あり							なし			
従事者の負傷				あり							なし			
施設の安全性の確保				あり							なし			
試験・点検による不具合の発見				あり							なし			
報道機関への通知				あり							なし			
<b>事故の概要</b> 1993年5月3日18:15、起動プログラムに従って、核計装トレイン I の中間領域からの出力信号を原子炉パラメータ監視系に接続した。その結果、出力は中間領域まで上昇し、中性子源領域検出器を1つずつ引き抜く必要が生じた。この作業と並行して、運転員は、充填系の運転モードを切り替えたところ、原子炉出力が2%まで上昇した。運転員は、この出力上昇に気づき、手動で出力を下げた。本事象中、安全上の問題は生じなかった。														

事例整理番号:0290-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0372-01			
事象タイトル		自然循環能の低下												
										事象発生日		1993/09/15		
国名		ハンガリー			施設名・炉型		Paks-2,PWR(460MWe)							
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	1992/09/16		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終						×							所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故			異常事象			尺度以下		×		
放射性物質の所外への放出				あり						なし				
放射性物質の所内への放出				あり						なし				
従事者の放射線被ばく				あり						なし				
従事者の負傷				あり						なし				
施設の安全性の確保				あり						なし				
試験・点検による不具合の発見				あり						なし				
報道機関への通知				あり						なし				
<b>事故の概要</b> 1993年9月15日23:35、制御室の計装がΔTとTの上昇傾向を示し、自然循環能が低下していることが判明した。運転員はサーベランスを実施したが、異常は認められなかった。9月16日午前3:30までに冷却ループ-1の主ゲート弁を閉じ、再充填とベントが行われた。冷却ループ-1を再度運転に戻したところ自然循環は回復した。本事象中、ホットレグの最高温度は99℃、最大ΔTは50℃であった。本事象中、プラントは、通常運転時の保安規定(Tech. Spec.)6.1.1.1.2/bに定められた制限条件の下で運転された。														

事例整理番号:0391-00

(和訳作成: 日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:				
事象タイトル		制御棒集合体 1 体の固着による制御棒系の機能低下													
										事象発生日		1995/11/08			
国名		ハンガリー			施設名・炉型		Paks-2,PWR(460MWe)								
評価結果		評価日			尺度							安全上の特性			
暫定		1996/10/10			尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×						×						所内への影響	
													所外への影響		
<b>事故の特徴</b>					事故		異常事象					×		尺度以下	
放射性物質の所外への放出							あり							なし	
放射性物質の所内への放出							あり							なし	
従事者の放射線被ばく							あり							なし	
従事者の負傷							あり							なし	
施設の安全性の確保							あり							なし	
試験・点検による不具合の発見							あり							なし	
報道機関への通知							あり							なし	
<b>事故の概要</b>															
(Fax の状態が悪く、一部判読不能)															
<p>1995 年 11 月 8 日午後 00:10、制御棒 1 本 (N6/7) に制御上の不具合があるのではないかの懸念が生じたため、同制御棒に対する機能試験が実施されていた。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 位置に固着して、それ以上動かなくなってしまった。保安規定 (Tech. Spec.) に従って、原子炉を停止して原因を究明することになり、制御棒を下端に移動させ、ほう酸水を添加して原子炉の冷却を行った。調査の結果、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した。</p> <p>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と推定された。これらは、1995 年に実施された保守の際に、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された。</p>															
(INES 評価)															
<p>使用手引、表 I より、本事象のスケールは基本的にレベル 1 であるが、共通原因故障の可能性 (III-5.1) 及びセーフティカルチャーの欠如と品質管理上の問題 (III-5.3) があったことから、最終的にレベル 2 とする。</p>															



事例整理番号:0530-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:			
事象タイトル		タービン制御系試験後の原子炉保護系起動時における制御棒 1 本の不完全挿入												
										事象発生日		1997/08/20		
国名		ハンガリー			施設名・炉型		Paks-3,PWR(460MWe)							
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	1997/08/20		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終							×						所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象		×		尺度以下		
放射性物質の所外への放出						あり						なし		
放射性物質の所内への放出						あり						なし		
従事者の放射線被ばく						あり						なし		
従事者の負傷						あり						なし		
施設の安全性の確保						あり						なし		
試験・点検による不具合の発見						あり						なし		
報道機関への通知						あり						なし		
<b>事故の概要</b> 1997年8月20日2:30、変更したタービン制御器の試験を行うため、6台ある主冷却ポンプのうちの3台を停止した。原子炉及びタービンの出力負荷調整は予定通り行われた。しかし、2:33、6基ある蒸気発生器(SG)の1基で水位の上昇が認められた。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水位は上昇し続けた。2:37、SG水位高の信号が発生したため、タービンがトリップし、その結果、原子炉保護も作動した。この時、37本ある制御棒の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ていないことが明らかとなった。但し、原子炉パラメータは安定していた。SG水位上昇の原因は分かっていない。制御棒が固着した原因についても調査中である。 なお、同年8月7日には、年間停止後の再起動時に同じ制御棒が固着したが、その時には、挿入操作を繰り返したことにより炉心に挿入され、その後の試験でも不具合は発生しなかったため、原子炉は再起動された。														
<b>(INES 評価)</b> 本事象では、起因事象(タービントリップ)が発生したことから、使用手引の表Ⅱ(Ⅲ-2.4.2)を適用した。起因事象の発生頻度は想定内("expected",表Ⅱのカラム1)である。制御棒1本が挿入されなくても原子炉保護系自体は十分安全機能を遂行することが可能な状態にあり、保安規定(Tech. Sepc.)の要求を満たしている。従って、表Ⅱより、本事象のスケールは1または2であるが、制御棒の不具合が再発し過去の教訓が活かされなかったことを考慮し、本事象のスケールをレベル2とする。														

事例整理番号:0111-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0208-01			
事象タイトル		給水管の破損												
										事象発生日		1993/02/25		
国名		フィンランド			施設名・炉型		Loviisa-2,PWR(465MWe)							
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	1993/02/25		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終							×						所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象		×		尺度以下		
放射性物質の所外への放出						あり						なし		
放射性物質の所内への放出						あり						なし		
従事者の放射線被ばく						あり						なし		
従事者の負傷						あり						なし		
施設の安全性の確保						あり						なし		
試験・点検による不具合の発見						あり						なし		
報道機関への通知						あり						なし		
<b>事故の概要</b> 1993年2月25日、給水管の破損が発生した。プラントは、現在管理下にあり、サイト外への放射性物質の放出はなかった。給水管の破損は、給水ポンプの起動中に発生した。破損後直ぐに漏洩は隔離され、運転中の給水ポンプは停止した。蒸気発生器の水位は、補助給水ポンプにより制御された。給水管の破損は、タービンホールで起こり、数立方メートルの非放射性水がタービンホールの床に流れ出した。運転員は、自動保護系が作動する前に原子炉を手動でトリップした。その後、プラントは、安定停止状態に移行され、一次冷却系へのホウ酸添加による冷態停止への移行準備が行われた。給水管破損の原因は、浸食/腐食によると思われる。同様の事象が1990年に1号機で発生している。														
(INES 評価) この種の事象は通常、レベル1とされるが、同様の事象が以前に発生していることから、レベル2にすることが適切であろう。														

事例整理番号:0201-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:			
事象タイトル		一次系加圧器スプレー系配管の弁の亀裂												
										事象発生日	1994/05/16			
国名	フィンランド			施設名・炉型	Loviisa-2,PWR(465MWe)									
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1994/05/30		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×					×							所内への影響	
													所外への影響	
<b>事故の特徴</b>				事故					異常事象	×			尺度以下	
放射性物質の所外への放出							あり							なし
放射性物質の所内への放出							あり							なし
従事者の放射線被ばく							あり							なし
従事者の負傷							あり							なし
施設の安全性の確保							あり							なし
試験・点検による不具合の発見							あり							なし
報道機関への通知							あり							なし
<b>事故の概要</b>														
<p>1994年5月16日、一次系加圧器スプレー系配管(口径50mm)の隔離できない制御弁に少量の蒸気漏えいが発見された。同日、原子炉は停止され、同弁は交換された。調査の結果、弁体に亀裂があることが判明した。1号機の同種の弁を検査した結果、漏えいには至ってはいないものの同様の亀裂があることが判明した。1号機も1994年5月23日に停止され、弁の交換が行われた。現在、両方とも運転は再開されている。</p> <p>(INES 評価)                  機器の構造上の欠陥は小破断 LOCA に至る可能性がある。表 II (A-2)によればレベル 1(上限)であるが、破断の可能性が小さかったため格下げしレベル 0とする。しかし、手順の不適切さ(適切な検査の欠落)があったことから、レベルを格上げし、最終的にレベル 1とする。</p>														

事例整理番号:0208-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:			
事象タイトル		プラント外部の補助開閉所での小規模火災												
										事象発生日		1994/05/12		
国名		フィンランド			施設名・炉型		Loviisa,PWR(465MWe)							
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		//		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	
最終				×									所内への影響	
											所外への影響			
事故の特徴				事故			異常事象				尺度以下			
放射性物質の所外への放出				あり							なし			
放射性物質の所内への放出				あり							なし			
従事者の放射線被ばく				あり							なし			
従事者の負傷				あり							なし			
施設の安全性の確保				あり							なし			
試験・点検による不具合の発見				あり							なし			
報道機関への通知				あり							なし			
事故の概要														
(本報告には、INES 形式の情報は添付されていない)														
<p>1994年5月6日10:56、所外の20kV開閉所で火災警報が鳴動した。この開閉所からは、事務所、研究室及び保守建屋などの通常区画に電力が供給される。火災は、所内消防隊により直ぐに消し止められ、現在、管理下に置かれている。この火災により、上記の建屋の照明に擾乱が生じた。なお、プラント運転への影響はなかった。</p>														

事例整理番号:0001-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0099-01				
事象タイトル		所内用水系ポンプのモータベアリング熱交換器からの漏れ												
										事象発生日		1991/01/14		
国名		ブラジル		施設名・炉型		Angra-1,PWR(626MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		//		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終					×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象		尺度以下						
放射性物質の所外への放出				あり		なし		なし						
放射性物質の所内への放出				あり		なし		なし						
従事者の放射線被ばく				あり		なし		なし						
従事者の負傷				あり		なし		なし						
施設の安全性の確保				あり		なし		なし						
試験・点検による不具合の発見				あり		なし		なし						
報道機関への通知				あり		なし		なし						
事故の概要		<p>通常運転中、所内用水系ポンプのモータベアリング熱交換器に漏れが認められ、冷却水とベアリング潤滑油が混合していることが判明した。同ポンプは即座に停止され、保安規定(Tech. Spec.)に従って後備ポンプを起動し、運転に供した。</p> <p>(INES 評価)          本事象は安全上の重要性はないと考えられるが、安全系が関与するため安全性に関連するものである。使用手引の 14 ページによれば、本事象は運転制限条件に定められた最小限の要求項目に相当する。</p>												

事例整理番号:0002-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0100-01			
事象タイトル		気体廃棄物処理系(GWPS)の漏えい												
										事象発生日		1991/03/19		
国名		ブラジル			施設名・炉型		Angra-1,PWR(626MWe)							
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		//		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終						×							所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故			異常事象				尺度以下			
放射性物質の所外への放出				あり							なし			
放射性物質の所内への放出				あり							なし			
従事者の放射線被ばく				あり							なし			
従事者の負傷				あり							なし			
施設の安全性の確保				あり							なし			
試験・点検による不具合の発見				あり							なし			
報道機関への通知				あり							なし			
<b>事故の概要</b> 通常運転中に GWPS の 2 つのガス放射能崩壊槽で圧力低下が認められた。放出時間は約 4 時間で、個人の全身に対する推定線量は 10E-4 mrem であった。問題のタンクはすぐに隔離された。  (INES 評価) 使用手引の 10 ページによれば、放射線影響を引き起こすような障壁自体の欠陥は一般にレベル 1 あるいは 2 となる。本事象は、その推定線量が許容限度をはかるに下回ったため、レベル 1 とする。														

事例整理番号:0003-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0101-01			
事象タイトル		ガス貯蔵施設の火災												
										事象発生日		1991/07/05		
国名		ブラジル			施設名・炉型		Angra-1,PWR(626MWe)							
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		//		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	
最終				×									所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故			異常事象				尺度以下			
放射性物質の所外への放出				あり							なし			
放射性物質の所内への放出				あり							なし			
従事者の放射線被ばく				あり							なし			
従事者の負傷				あり							なし			
施設の安全性の確保				あり							なし			
試験・点検による不具合の発見				あり							なし			
報道機関への通知				あり							なし			
事故の概要		通常運転中、所外にあるガス貯蔵施設において、水素シリンダーの定期交換作業を行っていた時、火災が発生し、ただちに消火された。												
(INES 評価)		本事象は、原子力とは関係のない一般産業事故として扱う。												

事例整理番号:0020-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0125-01				
事象タイトル		残留熱除去機能の一時的な完全喪失												
										事象発生日		1992/02/07		
国名		ブラジル			施設名・炉型		Angra-1,PWR(626MWe)							
評価結果		評価日			尺度							安全上の特性		
暫定		1992/02/12			尺度外 0 1 2 3 4 5 6 7							深層防護の劣化		×
最終												所内への影響		
												所外への影響		
事故の特徴				事故		異常事象		×		尺度以下				
放射性物質の所外への放出				あり		なし								
放射性物質の所内への放出				あり		なし								
従事者の放射線被ばく				あり		なし								
従事者の負傷				あり		なし								
施設の安全性の確保				あり		なし								
試験・点検による不具合の発見				あり		なし								
報道機関への通知				あり		なし								
事故の概要				<p>燃料交換と保守のための計画停止中、新燃料要素を既に装荷し原子炉は冷態停止状態に置かれていた。計装空気が喪失した(非安全系空気圧縮機の冷却が止まったことによる)ため、残留熱除去系の制御弁が全開になり、その結果、残留熱除去ポンプの流量が増加した。運転員は、ポンプの損傷を防ごうとして同ポンプを手動で停止した。その結果、原子炉は10分間に渡って強制冷却がない状態に置かれ、原子炉冷却材の温度が35℃から37℃に上昇した。計装空気の供給が復旧し、残留熱除去ポンプも供用に戻された。本事象による影響は認められなかった。</p>										



事例整理番号:0125-00

(和訳作成: 日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0222-01				
事象タイトル		燃料棒破損による運転制限値を超える冷却材中の放射能													
										事象発生日	1993/03/05				
国名	ブラジル			施設名・炉型	Angra-1,PWR(657MWe)										
評価結果	評価日			尺度							安全上の特性				
暫定	1993/03/26			尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×	
最終						×							所内への影響		
													所外への影響		
<b>事故の特徴</b>				事故					異常事象	×			尺度以下		
放射性物質の所外への放出									あり					なし	
放射性物質の所内への放出									あり					なし	
従事者の放射線被ばく									あり					なし	
従事者の負傷									あり					なし	
施設の安全性の確保									あり					なし	
試験・点検による不具合の発見									あり					なし	
報道機関への通知									あり					なし	
<b>事故の概要</b>															
<p>プラントでは、4ヶ月前から軽度の燃料棒漏えいが続いており、保安規定(Tech.Spec)限度の数%を示していた。1993年3月5日、定格出力の50%で運転中、原子炉冷却材放射能の定期サーベランスを行ったところ、運転制限条件を上回る値が検出された。プラントは、通常操作手順に従って、早急に停止された。当初の予測では、約100本の燃料棒が破損していたと思われる。電力会社は、炉心から燃料を引き抜いて原因調査の準備を進めている。</p> <p>(INES 評価) 放射性物質の閉じ込め機能が一部損われたが、運転制限条件内であり、また、安全機能は利用可能であったため、使用手引の表 I によりレベル 1 とする。</p>															

事例整理番号:0013-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0114-00				
事象タイトル											Bugey 及び Fessenheim の原子炉圧力容器上部ヘッドの欠陥				
											事象発生日		1991/09/23		
国名		フランス			施設名・炉型		Bugey-3,PWR(955MWe)								
評価結果		評価日			尺度							安全上の特性			
暫定	×	1991/10/07			尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終								×						所内への影響	
														所外への影響	
事故の特徴					事故		異常事象			×		尺度以下			
放射性物質の所外への放出							あり					なし			
放射性物質の所内への放出							あり					なし			
従事者の放射線被ばく							あり					なし			
従事者の負傷							あり					なし			
施設の安全性の確保							あり					なし			
試験・点検による不具合の発見							あり					なし			
報道機関への通知							あり					なし			
<b>事故の概要</b> Bugey-3 で 10 年毎に行なわれる静水圧検査で、原子炉容器ヘッドを貫通する制御棒駆動軸用の 65 個の Inconel 600 合金スリーブの 1 つに漏れが見つかった。そのため、他の PWR でも、停止時に検査を行うこととなった。その結果、Bugey-4 と Fessenheim-1 で同様の問題が明らかとなった。本事象は暫定的にレベル 2 と分類された。															

事例整理番号:0040-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度(INES)											INES 番号:0152-01				
事象タイトル		原子炉キャビティ排水路でのフィルターの異常放置													
										事象発生日	1992/08/21				
国名	フランス			施設名・炉型	Cattenom-1,PWR(1362MWe)										
評価結果	評価日			尺度							安全上の特性				
暫定	1992/08/24			尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×	
最終	×						×						所内への影響		
													所外への影響		
<b>事故の特徴</b>				事故									×	尺度以下	
放射性物質の所外への放出							あり							なし	
放射性物質の所内への放出							あり							なし	
従事者の放射線被ばく							あり							なし	
従事者の負傷							あり							なし	
施設の安全性の確保							あり							なし	
試験・点検による不具合の発見							あり							なし	
報道機関への通知							あり							なし	
<b>事故の概要</b>				<p>燃料交換のための停止中、原子炉キャビティの排水路からフィルターが見つかった。このフィルターは、1991年の停止の時に取り付けられたもので、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、ある種の状況においては、再循環機能に影響を及ぼし得る。本事象は、レベル2に分類される。2,3号機の影響はない。4号機の運転は検査と保守作業のために24時間停止される。同様の調査が他のプラントでも行なわれる。</p>											

事例整理番号:0066-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0123-01				
事象タイトル		原子炉制御室換気系のよう素フィルターの利用不能												
										事象発生日		1992/01/22		
国名		フランス		施設名・炉型		Dampierre-1,PWR(937MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1992/01/31		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×						×						所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象		×		尺度以下		
放射性物質の所外への放出						あり						なし		
放射性物質の所内への放出						あり						なし		
従事者の放射線被ばく						あり						なし		
従事者の負傷						あり						なし		
施設の安全性の確保						あり						なし		
試験・点検による不具合の発見						あり						なし		
報道機関への通知						あり						なし		
<b>事故の概要</b>														
<p>1月22日、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。この不具合は、(1991年12月23日以来)同系の両方の導管にプラグが取り付けられていたことによるものであった。</p> <p>(INES 評価)</p> <p>本事象は、不適切な手順に起因した安全上重要な系統の共通モード故障であることから、レベル2とする。</p> <p>一般公開情報(MAGNUC)</p> <p>1月22日、定格出力運転中、運転員は、制御室換気系のよう素フィルター系が利用不能であることに気づいた。この不具合は、フィルター系の両方の配管にプラグが取り付けられていたことによる。プラントの制御室には、外気フィルター系と換気系が設けられており、室内の状態を適切に維持している。この設備には、よう素フィルター装置が付いており、放射能放出を伴うような事故時に制御室運転員を保護する。</p> <p>プラグは、1991年12月23日、フィルター装置の試験を行うために取り付けられ、その後、取り外すのを忘れ放置されていた。</p> <p>異常が見つかった後、プラグを取り除き、サイト内の他の原子炉についても制御室換気系の検査を行ったが、何の異常もなかった。</p> <p>過去2~3年間、他のプラントにおいて制御室換気系の異常が報告されている(1990年12月:Penly-1, 1991年5月:Belleville, 1991年9月:Gravelines-3, 1991年11月:Cattenom-1)ことに注意しなければならない。これらの事象により、安全当局(DSIN)は、フランス電力公社(EDF)に、運転経験のフィードバックに関する要求を出した。特に、DSINは、よう素フィルター系の動作性を確認するよう要求した。また、この原子炉でも1989年8月に類似事象(この時は、格納容器内の水素をトラップし混合する系統でプラグが見つかった)が発生していることを考慮しなければならない。</p> <p>1月29日、原因を究明し対策検討に有用な教訓を得るために、DSINによる検査が行われた。本事象は、その性格から、プラントの安全性を脅かすものではなかったが、新たな「共通モード」事象として注目すべき問題である。したがって、本事象のスケールをレベル2とする。</p>														

事例整理番号:0072-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0168-01			
事象タイトル		主蒸気管の冶金学的欠陥												
										事象発生日		1992/10/11		
国名		フランス			施設名・炉型		St. Alban-1,PWR(1381MWe)							
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1992/10/		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×					×						所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象			×	尺度以下		
放射性物質の所外への放出				あり								なし		
放射性物質の所内への放出				あり								なし		
従事者の放射線被ばく				あり								なし		
従事者の負傷				あり								なし		
施設の安全性の確保				あり								なし		
試験・点検による不具合の発見				あり								なし		
報道機関への通知				あり								なし		
事故の概要		<p>本年 7 月に保守と燃料交換のために原子炉を停止した際、二次系主蒸気配管に建設基準を満たさない冶金学的欠陥が 200 ヶ所以上みつかった。欠陥は、起因事象を引き起こす可能性のある部分に存在した (III-2-8-b を参照)。</p> <p>(INES 評価) 蒸気配管破断は発生確率が低いことからレベル 2 とする (表 II)。</p>												

事例整理番号:0106-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0201-01				
事象タイトル		試験中の原子炉冷却系のサブクーリング													
										事象発生日		1993/01/20			
国名		フランス			施設名・炉型		Paluel-2,PWR(1382MWe)								
評価結果		評価日			尺度							安全上の特性			
暫定	×	//			尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終								×						所内への影響	
														所外への影響	
<b>事故の特徴</b>					事故		異常事象					×	尺度以下		
放射性物質の所外への放出							あり						なし		
放射性物質の所内への放出							あり						なし		
従事者の放射線被ばく							あり						なし		
従事者の負傷							あり						なし		
施設の安全性の確保							あり						なし		
試験・点検による不具合の発見							あり						なし		
報道機関への通知							あり						なし		
<b>事故の概要</b>															
<p>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が行われたため、原子炉冷却系が急速に冷却された。作業員は、直ちに原子炉出力をゼロに下げ、さらに、こうした状態では使用する必要がないと考えられたため、安全注入系の自動起動装置と蒸気隔離装置を作動させないようブロックした。</p> <p>(INES 評価) この事象は、フランス事故尺度に基づき、保安規定(Tech.Spec.)を遵守しなかったことと、が十分な確証がないにも拘らず安全設備をブロックしたことから、レベル 2 とされた。</p>															

事例整理番号:0178-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0281-01				
事象タイトル		運転手順書の遵守違反												
										事象発生日	1994/01/29			
国名	フランス			施設名・炉型	Bugey-5,PWR(937MWe)									
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1994/02/14		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×						×						所内への影響	
													所外への影響	
<b>事故の特徴</b>				事故				異常事象		×			尺度以下	
放射性物質の所外への放出							あり						なし	
放射性物質の所内への放出							あり						なし	
従事者の放射線被ばく							あり						なし	
従事者の負傷							あり						なし	
施設の安全性の確保							あり						なし	
試験・点検による不具合の発見							あり						なし	
報道機関への通知							あり						なし	
<b>事故の概要</b>		<p>1993年8月21日から運転を停止していたが、1994年1月29日(土)に、再起動のため準備していたところ、運転員が所定の操作を行う際手順に従わなかった。その結果、原子炉冷却系の水位がミッドループ水位まで低下した。事象中、水位が許容限界値より低下した。そのため、運転チームがその状況を是正するのに必要な手順をとるまでの約8時間にわたり、ポンプ流量とポンプモータ電流が振動した。本事象による施設の安全機能及び環境への直接的な影響は無く、原子炉冷却水の温度変化は見られなかった。また、水位が上昇してポンプの性能も所定のレベルに復帰した。</p> <p>(INES 評価)</p> <p>本事象は当初レベル1とされた。しかし、安全規制当局がサイト内検査を行ったところ、手順書の違反、運転マニュアル類の品質の悪さ、運転チームの情報不足、そして、当該プラント及びフランス国内の全原子力発電所への反映事項等を考慮した結果、レベル2と再評価された。</p>												

事例整理番号:0262-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0316-01			
事象タイトル		Dampierre の原子力発電センターにおける軽微な汚染												
										事象発生日		1994/08/11		
国名		フランス			施設名・炉型		Dampierre-1,PWR(937MWe)							
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	1994/08/18		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終					×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故			異常事象				尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出				あり			あり				なし			
放射性物質の所内への放出				あり			あり				なし			
従事者の放射線被ばく				あり			あり				なし			
従事者の負傷				あり			あり				なし			
施設の安全性の確保				あり			あり				なし			
試験・点検による不具合の発見				あり			あり				なし			
報道機関への通知				あり			あり				なし			
事故の概要														
<p>プラントは、燃料取替と設備の保守管理作業のため、7月末から停止していた。保守作業中に、フランス電力公社(EDF)と外部業社から派遣された作業員が、放射性よう素によりわずかに汚染された。</p> <p>最大汚染レベルは、年間許容量の1/30未満であった。念のため、原子炉建屋内の作業員に関して、所内の医療部門による定例検査を行っている。</p> <p>また、州の放射線防護局に報告され、同局による確認作業が進められている。</p> <p>原子炉建屋内での保守作業は、即座に中断され、作業環境が正常な状態に戻った時点で再開することになった。周辺環境への影響はなかった。</p> <p>1994年8月15日、原子炉建屋内での汚染に関する最初の調査結果が出る。また、所内の医療部門は、影響を受けた全員の調査を行っている。検査対象者は650人、汚染された人は62人(年間許容限度の1~3%の線量を被ばくした人:55人、3%相当の線量を被ばくした人:7人)である。これらの結果は、検査対象者全員が肺のX線撮影に相当する線量を受けたことを示しているが、この線量は十分低いため建屋出口の管理システムでは検知できない。プラントでは、今後、器官の汚染レベルを調べ、こうした事態の再発を防ぐための分析を行うことが予定されている。なお、月曜日に、通常の作業が原子炉建屋内で再開され、医療部門の承認を得て、保守作業が始まった。施設の安全性及び環境への影響はなかった。</p>														



事例整理番号:0264-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0308-01				
事象タイトル		4号機の運転に対する保安規定違反									事象発生日		1994/06/03		
国名	フランス		施設名・炉型		Tricastin-4,PWR(955MWe)										
評価結果	評価日		尺度							安全上の特性					
暫定	×		1994/06/20		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終								×						所内への影響	
														所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象		×		尺度以下			
放射性物質の所外への放出				あり										なし	
放射性物質の所内への放出				あり										なし	
従事者の放射線被ばく				あり										なし	
従事者の負傷				あり										なし	
施設の安全性の確保				あり										なし	
試験・点検による不具合の発見				あり										なし	
報道機関への通知				あり										なし	
事故の概要		<p>6月3日(金)、計画された出力降下操作中、数本の制御棒が炉心内で運転に対する保安規定(Tech. Spec.)の制限値より下の位置に残ってしまった。その後の検査により、5月19日から6月3日までの間、何度かこの制限値を超えて制御棒が挿入されていたことが明らかとなった。</p> <p>炉心内の核反応を制御するには、2つの方法(一次冷却材中のホウ酸濃度を調整する方法と制御棒の挿入/引抜きを行う方法)がある。原子炉を素速く停止するには、制御棒を適切な位置に挿入することが必要となる。また、制御棒は落下するため、効果的に核反応を止めることができ、中性子束の一樣分布を保証することができる。</p> <p>本事象では、不適切な計画の後、出力降下の測定により何度か制御棒が保安規定の制限値よりも下の位置に残されていたことが判明した。また、当直管理者は、制御室で異常を示すアラームが鳴った際にも、迅速な測定を行わなかった。</p> <p>6月13日、安全当局がプラントの検査を行ったが、この時、本事象に関与したプラント職員が行った分析の結果が説明された。その中で、重大な不具合が報告された。つまり、前回の起動以来、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、グリッドの負荷に追従するために、当直管理者はアラームに対処しなかった。しかも、このうちの何回かは、数時間続いたのである。原子炉への出力変動要求はかなり厳しいもので、運転制限内で実行するのは困難であると思われる。当直管理者は、こうした状態が保安規定違反であることを認識できず、その結果、安全当局に報告しなかった。したがって、何の再発防止対策も取らなかった。さらに、検査中に、3号機においても10回ほど同様の違反があったことが明らかとなった。</p> <p>なお、1993年と1994年にBlayais-4とGraveline-5で同様の違反があったことが報告されている。</p> <p>(INES評価)</p> <p>本事象は、当初レベル1とされたが、6月13日の検査により保安規定違反があったことやセーフティカルチャーの欠如が見られることからレベル2に格上げされた。</p>													

事例整理番号:0366-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0456-01							
事象タイトル		原子炉スクラム時における制御棒の挿入失敗															
										事象発生日		1996/04/06					
国名		フランス			施設名・炉型		Belleville-1,PWR(1363MWe)										
評価結果		評価日			尺度							安全上の特性					
暫定		//			尺度外		0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化		×
最終		×							×						所内への影響		
															所外への影響		
事故の特徴					事故		異常事象					×		尺度以下			
放射性物質の所外への放出							あり							なし			
放射性物質の所内への放出							あり							なし			
従事者の放射線被ばく							あり							なし			
従事者の負傷							あり							なし			
施設の安全性の確保							あり							なし			
試験・点検による不具合の発見							あり							なし			
報道機関への通知							あり							なし			
事故の概要																	
<p>1996年4月6日、原子炉スクラム時、制御棒1本が炉心頂部で固着した。スクラムは、制御棒の定例試験を実施した際のエラーによるものであった。制御棒1本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。</p> <p>本事象後、フランス電力公社(EDF)は、制御棒落下試験を実施したが、異常は認められなかった。</p> <p>これまでのところ、EDFは、事象の原因を特定していない。また、1995年10月14日Paluel-3でも同様な事象が発生しているが、この時は原子炉保護系の作動は要求されていなかった。</p>																	
(INES 評価)																	
使用手引、表II,B1より、本事象のスケールをレベル2とする。																	

事例整理番号:0375-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0456-03				
事象タイトル 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															
											事象発生日 1996/04/06				
国名 フランス			施設名・炉型 Belleville-1,PWR(1363MWe)												
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性				
暫定		//		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化		×
最終		×					×						所内への影響		
													所外への影響		
事故の特徴				事故			異常事象				×		尺度以下		
放射性物質の所外への放出				あり									なし		
放射性物質の所内への放出				あり									なし		
従事者の放射線被ばく				あり									なし		
従事者の負傷				あり									なし		
施設の安全性の確保				あり									なし		
試験・点検による不具合の発見				あり									なし		
報道機関への通知				あり									なし		
事故の概要															
<p>1996年4月6日、定格出力運転中、不適切な手順書を用いた定例試験により原子炉がスクラムした際、制御棒クラスタ1体(全部で65体)が挿入に失敗した。炉心内の核反応は、一次冷却系のホウ酸濃度の調整と、制御棒の挿入/引抜により制御可能であり、特に、制御棒の挿入により核反応は直ちに停止する。定例試験は、制御棒設備の適切な作動を確認するために行われるもので、制御棒クラスタの挿入試験は2ヶ月毎に実施することとなっている。しかし、本事例では、制御棒クラスタ1体が異常に深く挿入されたため中性子束検出系がその異常を検知し、原子炉がスクラムしたのである。スクラム時、制御棒クラスタ1体が挿入に失敗したが、こうした状態は設計で考慮されている。その後、原因を調べるために、何度か制御棒の落下試験を行ったが、全て異常は認められなかった。</p> <p>1995年10月14日Paluel-3でも同様な事象が発生しているが、この時は原子炉スクラム時ではなかった。これら2件の事象の原因は特定されていない。</p> <p>本事象後、フランス電力公社(EDF)は、制御棒クラスタが正常に動作するのを確かめるためサーバランスを行うこととなった。また、1996年10月に計画されている燃料交換停止時に、制御棒駆動機構を分解点検する予定である。さらに、規制当局である原子力安全検査局(DSIN)は、1996年4月25日、EDFに対して、制御棒落下試験と検査を強化するよう要求した。</p> <p>なお、1995年にフランスのNogent-1、2、St. Alban-1(共に1300MWe級PWR)、1984年に韓国の古里-5でも制御棒の固着事例があった。EDFは、このような制御棒クラスタの不具合の原因究明と対策の立案を行っている。</p> <p>(INES 評価)          本事象のスケールは当初レベル1とされたが、作動要求時に安全系に不具合が発生したことから、レベル2に格上げされた。</p>															

事例整理番号:0376-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0453-00			
事象タイトル		原子炉ピットの耐震用振れ止めの劣化												
										事象発生日	1996/05/13			
国名	フランス			施設名・炉型		Chinon B-1,PWR(919MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		//		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×						×						所内への影響	
													所外への影響	
<b>事故の特徴</b>				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
<b>事故の概要</b>														
<p>1996年5月13日、Chinon B-1は停止中に、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が発見された。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ている。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ようになっている。この状態は安全解析書の要求を満たしていないものであった。</p> <p>フランスには、同設計の900MWe級PWRが合計24基あり、同じ故障が発生している可能性があった。そこで、フランスの規制当局(DSIN)、は5月24日、フランス電力公社(EDF)に対し、同設計の原子炉について、次回停止時の点検と補修に加え、次回停止がかなり先に予定されているTricastin-1と4については夏に停止して点検するよう要求した。</p> <p>7月1日までに8基の原子炉の点検が行われたが、同様な故障が発見され、EDFは再起動前に補修した。</p> <p>(INES評価)</p> <p>使用手引のⅢ.2.10節「ハザード」の表1,D2より、本事象のスケールは基本的に1である。しかし、EDFでは1年前に同様な点検を行ったが、ナットの緩みを発見できなかった。このような手順書の不適切さも考慮して、本事象のスケールをレベル2とする。</p>														

事例整理番号:0376-01

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0453-00			
事象タイトル		原子炉ピットの耐震用振れ止めの劣化												
										事象発生日	1996/05/13			
国名	フランス			施設名・炉型	Chinon B-1,PWR(919MWe)									
評価結果	評価日			尺度							安全上の特性			
暫定	//			尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×						×						所内への影響	
													所外への影響	
<b>事故の特徴</b>				事故					異常事象				尺度以下	×
放射性物質の所外への放出							あり							なし
放射性物質の所内への放出							あり							なし
従事者の放射線被ばく							あり							なし
従事者の負傷							あり							なし
施設の安全性の確保							あり							なし
試験・点検による不具合の発見							あり							なし
報道機関への通知							あり							なし
<b>事故の概要</b>														
<p>1996年5月13日、プラント停止中、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に劣化（正確には、固定棒の腐食と、ナットの緩み）が認められた。こうした状況の下では、地震の際、振れ止めは機能を果たさないものと思われ、安全解析書の要求を満たしていなかった。</p> <p>同設計の耐震用振れ止めを有する24基の900MWe級PWRにおいても、同様の不具合が発生している可能性があった。そこで、規制当局である原子力安全検査局(DSIN)は、5月24日付で、フランス電力公社(EDF)に対し、以下の要求を提示した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・次回の計画停止時に24基のプラントについて検査を行うこと</li> <li>・Tricastin-1,4については、次回の計画停止を待たず、夏の間にはプラントを停止して検査を行うこと</li> <li>・耐震用振れ止めの修理を速やかに行うこと</li> <li>・不具合に対処するための暫定的な方針を策定すること</li> </ul> <p>7月1日までに8基の原子炉の点検が行われたが、同様の不具合が発見された。そのため、EDFはプラント再起動前に振れ止めを補修し、DSINは再起動を承認した。</p>														
<b>(INES 評価)</b>														
<p>使用手引のⅢ.2.10節「ハザード」の表1,D2より、本事象のスケールは基本的に1である。しかし、EDFでは1年前に同様な点検を行ったが、ナットの緩みを発見できなかった。このような手順書の不適切さも考慮して、本事象のスケールをレベル2とする。</p>														

事例整理番号:0376-02

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0453-03				
事象タイトル		原子炉ピットの耐震用振れ止めの劣化												
										事象発生日		1996/05/13		
国名		フランス		施設名・炉型		Chinon B-1,PWR(919MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		//		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×					×						所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象					尺度以下	×
放射性物質の所外への放出								あり					なし	
放射性物質の所内への放出								あり					なし	
従事者の放射線被ばく								あり					なし	
従事者の負傷								あり					なし	
施設の安全性の確保								あり					なし	
試験・点検による不具合の発見								あり					なし	
報道機関への通知								あり					なし	
<b>事故の概要</b>														
<p>1996年5月13日、燃料取替停止中、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、ナットが緩んでいたことが判明した。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ベースマット上に設置されており、ベースマットを覆うコンクリートに18個の振れ止めで固定されている。各振れ止めは、8本のプレストレスト・アンカー棒によりコンクリートに固定されており、地震時に生ずる水平荷重を吸収して原子炉容器を保護するようになっている。アンカー棒の幾つかに緩みと腐食が認められ、耐震性を損なう恐れが生じていた。</p> <p>規制当局である原子力安全検査局(DSIN)の要求に従い、(1996年7月15日までに)他の8基の900MWeプラントで同様の検査が行われた。その結果、これら全基で同種の不具合が見つかり、全体として24基のプラントにその可能性があった。フランス電力公社(EDF)は、原因究明と補修手順策定のための解析を開始し、現在継続中である。また、EDFは、上記8基のプラントを再起動させる前に暫定的な補修を行ったことで、安全上容認できるものと考えている。</p> <p>なお、本事象後、DSINは、EDFに対して、(1)原因究明、安全解析、試験及び対策のためのプログラム計画の提出、(2)原子炉ピットの耐震に関するストラテジーの明確化、(3)可能性のあるプラント全基に対する次回停止時の検査、(4)夏の期間におけるTricastin-1,4号機の検査を行うよう要求した。</p>														
<b>(INES 評価)</b>														
<p>本事象のスケールは当初レベル1とされたが、安全解析書の耐震性に関する要求を満たさない恐れのある設備劣化であり、サーベランスプログラムの欠陥にも関連することからレベル2に格上げされた。</p>														

事例整理番号:0514-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:				
事象タイトル		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												
										事象発生日		1997/03/07		
国名		フランス		施設名・炉型		Paluel-1,PWR(1382MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1997/03/25		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×					×						所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象		×		尺度以下		
放射性物質の所外への放出				あり								なし		
放射性物質の所内への放出				あり								なし		
従事者の放射線被ばく				あり								なし		
従事者の負傷				あり								なし		
施設の安全性の確保				あり								なし		
試験・点検による不具合の発見				あり								なし		
報道機関への通知				あり								なし		
<b>事故の概要</b>														
<p>1997年3月4日、定格出力運転中、運転員は、数時間に渡って保安規定(Tech. Spec.)に定められた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。制御棒飛出しや制御棒挿入失敗といった事故時に炉心が損傷しないようにするために、炉心の上部と下部の中性子束の差がある範囲内に収まるようにしなければならない。そのため、保安規定では、制御図として原子炉出力の関数の形で中性子束に制限を設け、この制限を超えた場合は、1時間以内に原子炉出力を定格の15%以下にしなければならないとしている。制御図はソフトウェアで処理されており、実際の炉心状態を考慮するために、毎月、手入力でパラメータを改定している。このデータの改定は、制御/試験担当部署が実施し、原子炉の制御は、制御図に基づき制御室の運転員が行う。1996年11月20日に制御/試験担当者が制御図用のパラメータの計算においてミスを行ったが、このミスはチェック担当者により発見されなかった。2日間後、制御/試験担当部のスタッフは、計算機のデータ処理の際に計算ミスを検出し、上司に報告したが、対策は採られなかった。1997年1月11日も同様なミスがあったが、正しい値に修正されたのは2月13日であり、また、11月の計算ミスは、プラントの管理部門に報告されなかった。</p> <p>その後の解析により、約13時間に渡って運転制限に違反していたことが判明した。しかし、安全解析結果によれば、安全余裕は十分確保されていた。</p> <p>3月13日、規制当局により、本事象の状況に関する詳細な調査が行われた。また、運転員訓練と資格要件上の欠陥、プラント現場とフランス電力公社本社との協力の問題等も指摘された。</p> <p>なお、規制当局は、設置者に対して、以下の事項を要求している。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・中性子束計装関連の欠陥を防止するために、プラント職員の技術向上と組織強化を目的とした対応策を提案すること、及び、</li> <li>・組織及び個人の両面から、人的因子に関わる欠陥を排除するために既に講じてきた対策をさらに強化すること。</li> </ul>														
<b>(INES 評価)</b>														
<p>運転制限値の超過、度重なる計算ミス、対策の管理と実施の不履行は、意図的な情報の隠匿に起因するセーフティカルチャー問題を明示している。従って、本事象のスケールをレベル2とする。</p>														

事例整理番号:0519-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:				
事象タイトル		Dampierre 発電所における一次冷却系接続配管からの漏洩												
										事象発生日		1996/12/14		
国名		フランス		施設名・炉型		Dampierre-1,PWR(937MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1997/05/06		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×						×						所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象		×		尺度以下				
放射性物質の所外への放出						あり						なし		
放射性物質の所内への放出						あり						なし		
従事者の放射線被ばく						あり						なし		
従事者の負傷						あり						なし		
施設の安全性の確保						あり						なし		
試験・点検による不具合の発見						あり						なし		
報道機関への通知						あり						なし		
事故の概要														
<p>1996年12月14日、一次冷却系につながる配管で漏洩が発見された。12月21日、漏洩率が増加したことから、運転員は、安全上の制限値である230リットル/時に達する前に漏洩箇所を同定するために原子炉を停止した。運転員は、安全注入系と一次冷却系とを結ぶ配管に隔離不能な漏洩のあることを突き止めた。漏洩の見つかった配管は1ヶ月間の原子炉停止時に交換された。</p> <p>損傷配管はChinonの照射材工場で検査され、予備的評価が行われた。その結果、それまで想定されていた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と結論付けられた。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。</p> <p>設置者であるEDFは、900MW級プラントについて、計画停止時に配管直管部の検査を行うこととした。1997年3月にDampierre-3及び1997年4月にFessenheim-2で同様の欠陥がそれぞれ2ヶ所発見された(他の配管は既に交換されており、今後検査することになっている)。</p> <p>フランス電力公社(EDF)は、規制当局である原子力安全検査局(DSIN)に本事象に関する分析結果を報告した。それによれば、特定の配管に検知できないような小さな欠陥があり、それが成長し、しかも上流側の弁から低温の一次冷却材が漏れ出すと、1サイクル以内でも貫通亀裂となり得るというものであった。</p> <p>DSINは、この分析結果を評価し、本事象のスケールをレベル2に見直した。</p> <p>EDFは、6月末までに解決策を提示する予定であるが、この解決策を実施するまで、これらの配管について特別の検査・管理を行うことが義務付けられている。</p> <p>[なお、こうした熱成層の形成に起因した熱疲労による配管亀裂は、1987年にFarley-2(米)、玄海(日本)、1988年にTihange-1(ベルギー)、1992年にDampierre-2(仏)でも発生している。]</p>														



事例整理番号:0617-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度(INES)											INES 番号:			
事象タイトル		余熱除去系(RHR)からの大規模漏えい												
										事象発生日	1998/05/13			
国名	フランス			施設名・炉型	Civaux-1,PWR(1450MWe)									
評価結果	評価日			尺度							安全上の特性			
暫定	1998/05/13			尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終							×						所内への影響	
													所外への影響	
<b>事故の特徴</b>				事故				異常事象		×			尺度以下	
放射性物質の所外への放出							あり							なし
放射性物質の所内への放出							あり							なし
従事者の放射線被ばく							あり							なし
従事者の負傷							あり							なし
施設の安全性の確保							あり							なし
試験・点検による不具合の発見							あり							なし
報道機関への通知							あり							なし
<b>事故の概要</b>														
<p>1998年5月12日午後8時頃、5月7日からの原子炉停止中、原子炉停止時冷却系において約30m<sup>3</sup>/時の冷却材漏えいが検知された。同系統は、原子炉停止時に炉心燃料を冷却するために一次冷却系を介して最小流量の冷却材を循環させるためのものであり、2つの系統から構成される。</p> <p>翌日の午前5時頃、1系統を隔離することによって漏えいは止まった。この漏えいにより、冷却材は一次冷却系から原子炉建屋のサンプに流れ込んだ。しかし、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。</p> <p>欠陥部に関する調査の結果、溶接部に180mmの亀裂が見つかった。原子炉は現在も停止中であり、停止時冷却系による冷却が行われている。本事象による公衆へのリスクはない。</p> <p>現在、更なる調査が行われており、必要な修理とそのため時間を決めると共に、修理を行う際の安全な状態を検討することになっている。また、修理に関する設置者からの提案内容は、安全当局により詳細に検討されることとなる。</p>														
(INES 評価)														
本事象は、一次冷却材の喪失を伴う重大な漏えい事象であることから、レベル 2 とする。														

事例整理番号:0030-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0139-00					
事象タイトル		サイト内での汚染粒子の検出													
										事象発生日		1992/06/10			
国名		ブルガリア		施設名・炉型		Kozloduy-1,PWR(440MWe)									
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性				
暫定		1992/06/15		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化		
最終	×					×								所内への影響	
														所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×		
放射性物質の所外への放出						あり					なし				
放射性物質の所内への放出						あり					なし				
従事者の放射線被ばく						あり					なし				
従事者の負傷						あり					なし				
施設の安全性の確保						あり					なし				
試験・点検による不具合の発見						あり					なし				
報道機関への通知						あり					なし				
事故の概要		<p>1992年6月10日、定期検査中に200mR/時のガンマ放射線粒子が検出された。この粒子は、正面入口から原子炉ホールへ向かう通路に沿って発見され、全部で7つあった。一番最後に見つかった粒子のガンマ放射線は300mR/時であり、1,2号機の新燃料と機器を搬入するための輸送通路で発見された。Kozloduy-2のサイト(5号機と6号機)は汚染されていないことがわかり、粒子はすべて輸送通路から派生したものである。引き続き調査が行われる。</p> <p>(INES 評価)          本事象は、放射性物質の適切な管理が行われていなかったことによるものであり、サイトにおける汚染の拡大を招いた。使用手引の P.4.4.E によりレベル 1 とする。</p>													

事例整理番号:0061-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度(INES)											INES 番号:0120-00			
事象タイトル		一次冷却系配管断熱材の発火												
										事象発生日	1992/01/05			
国名	ブルガリア			施設名・炉型	Kozloduy-5,PWR(1000MWe)									
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1992/01/06		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	
最終	×				×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
事故の概要														
<p>1992年1月5日午後11時45分、計画点検中、主冷却材ポンプ No.2 の吸込配管の断熱材に発煙が発見された。この配管は、燃料交換後の試運転プログラムに則って230度まで暖められていた。当該断熱材は耐火手段を講じずに、格納容器から取り出された。“火災”は直接にはプラントの運転に影響を与えなかった。潜在的な起因事象に対する安全系の評価が行われ、運転限界条件内にあると判断された。</p>														
(INES 評価)														
使用手引の 4.4.C.と補遺の表 I に基づきレベル 0 とする。														

事例整理番号:0065-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0122-00				
事象タイトル		Kozloduy における補助建物 No.2 の火災による計装・制御系機器の損傷												
										事象発生日		1992/01/29		
国名		ブルガリア		施設名・炉型		Kozloduy-3,PWR(440MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	1992/01/29		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終					×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
事故の概要														
<p>1月29日5時20分、3,4号機用の補助建屋 No.2 で火災が発生したが、所内消防隊によって消し止められた。火災の原因は、電源パネル盤からの発火であった。この火災は、同建屋内設備の一部の電源を喪失させたが、通常のプラント運転に直接影響することはなかった。所内、所外への放射能の放出はなかった。地震の場合に原子炉を自動トリップさせるセンサー用電源ケーブルは損傷したが、安全運転条件の違反はなかった。</p> <p>(INES 評価) 使用手引の 4.4.C との補遺の表 A1 に基づきレベル 0 とする。</p>														

事例整理番号:0188-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0194-01				
事象タイトル		一次冷却材ポンプ No.4 の主フランジからの小規模な蒸気漏洩													
										事象発生日	1993/01/02				
国名	ブルガリア			施設名・炉型	Kozloduy-2,PWR(440MWe)										
評価結果	評価日			尺度							安全上の特性				
暫定	×	1993/01/05			尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終							×							所内への影響	
														所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					×	尺度以下			
放射性物質の所外への放出				あり								なし			
放射性物質の所内への放出				あり								なし			
従事者の放射線被ばく				あり								なし			
従事者の負傷				あり								なし			
施設の安全性の確保				あり								なし			
試験・点検による不具合の発見				あり								なし			
報道機関への通知				あり								なし			
事故の概要				<p>1993年1月2日、60%出力運転中、一次冷却材ポンプ(RCP)-4の主フランジから、少量の蒸気漏れが見つかった。ポンプ室における放射能(ベータ線)測定値は<math>0.5 \times 10E-9</math>Ci/リットルであった。VVERプラント運転に対する規制当局の規定に従い、プラントは、RCP-4の主フランジを修理するために停止された。スタックからの放射性物質の放出に異常は認められなかった。</p> <p>(INES 評価) 使用手引(原子炉冷却材圧力バウンダリからの小漏洩)に従い、レベル1とする。</p>											

事例整理番号:0206-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0305-01				
事象タイトル		1号機の補修作業時における自然循環能の低下												
										事象発生日		1994/05/15		
国名		ブルガリア			施設名・炉型		Kozloduy-1,PWR(440MWe)							
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1994/06/03		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×					×							所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象		×		尺度以下				
放射性物質の所外への放出				あり		なし								
放射性物質の所内への放出				あり		なし								
従事者の放射線被ばく				あり		なし								
従事者の負傷				あり		なし								
施設の安全性の確保				あり		なし								
試験・点検による不具合の発見				あり		なし								
報道機関への通知				あり		なし								
<b>事故の概要</b> 1994年5月14日、プラントは停止中であり、主冷却ポンプの空気弁を補修するため冷温停止状態に移行された。この停止は、同弁からの漏えいのために計画されたものであった。1994年5月15日、第1循環ループを隔離して排水を行うと共に、一次系を減圧していたところ、自然循環能と炉心冷却能の低下が認められた。高圧注入ポンプ1基を手動で起動した後、自然循環は回復した。最も可能性のある原因として、一次系に気泡が形成され、減圧の際に、それが拡大し、自然循環を妨げたものと考えられた。炉心の熱水力挙動解析の結果、短時間に燃料温度が上昇しても、被覆管の過熱には至らないことが証明された。また、放射化学分析により、冷却能の低下は燃料の健全性に影響を及ぼさなかったことを確認した。														
(INES 評価) 本事象は、深層防護基準(使用手引Ⅲ-3.1.“原子炉停止時の事象”及びⅢ-3.1.1“炉心冷却能の低下”)に従ってレベル1とする。														

事例整理番号:0228-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0331-01				
事象タイトル										Kozloduy 原子炉発電所における所内用水系ポンプ室への電源喪失				
										事象発生日		1994/11/24		
国名		ブルガリア		施設名・炉型		Kozloduy,PWR(440MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1994/11/25		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終						×							所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象		×		尺度以下				
放射性物質の所外への放出				あり		なし								
放射性物質の所内への放出				あり		なし								
従事者の放射線被ばく				あり		なし								
従事者の負傷				あり		なし								
施設の安全性の確保				あり		なし								
試験・点検による不具合の発見				あり		なし								
報道機関への通知				あり		なし								
<b>事故の概要</b> 1994年11月24日午前3時33分、220kV開閉所の回路遮断器に故障が発生し、これにより電気保護回路が作動したため、220kV及び110kV変電所の交流電源が喪失した。220kVの交流電源の喪失により、1号機及び2号機は電力供給網から切り離され、RPS(原子炉保護系)の作動により停止した。3号機は定期停止中(定期点検中)であった。220kVと110kVの電源喪失により、所内用水ポンプが全てトリップした。運転員は4号機、5号機、および6号機の出力を下げ始めた。出力降下中、SG(蒸気発生器)の水位変動によりRPSが作動し、4号機は停止した。5号機と6号機の熱出力は所内の消費レベルまで下げられた。午前4時13分、予備電源が110kV開閉所につながれ、1号機、2号機、およびポンプ室への電力供給が再開された。午前4時25分、18台の所内用水系が起動した。本事象において、安全運転制限条件は維持されていた。調査は継続中である。														
(INES 評価) 共通原因故障により暫定的にレベル1とする。														

事例整理番号:0299-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度(INES)										INES 番号:0385-01				
事象タイトル		外部電源喪失												
										事象発生日		1994/11/24		
国名		ブルガリア			施設名・炉型		Kozloduy,PWR							
評価結果		評価日			尺度							安全上の特性		
暫定		1995/08/07			尺度外 0 1 2 3 4 5 6 7							深層防護の劣化		×
最終												所内への影響		
												所外への影響		
事故の特徴				事故		異常事象			×		尺度以下			
放射性物質の所外への放出				あり							なし			
放射性物質の所内への放出				あり							なし			
従事者の放射線被ばく				あり							なし			
従事者の負傷				あり							なし			
施設の安全性の確保				あり							なし			
試験・点検による不具合の発見				あり							なし			
報道機関への通知				あり							なし			
事故の概要				<p>1994年11月24日午前3:33、220kV送電線のスイッチギアの遮断器が開き、引き続き電源系の保護回路が作動したため、220kV及び110kV送電線が喪失した。このとき、3号機(VVER-440)は年間停止中であつた。1,2号機は運転中であり、220kV送電線の喪失により安全保護系が作動して原子炉は停止した。4号機(VVER-440)と5,6号機(VVER-1000)では外部電源喪失により所内用水ポンプが全台停止したため、運転員が原子炉出力を降下させた。この間、4号機は蒸気発生器水位の変動により安全保護系が作動して停止した。5,6号機の出力は所内負荷レベルまで低下した。</p> <p>約40分後、1,2号炉への予備電源と所内用水ポンプへの電源が回復した。午前4:25には、18台の所内用水ポンプが再起動した。本事象中、安全運転のための制限と条件に違反することなく、1,2号機の安全系は運転制限条件内で利用可能であり、3~6号機の安全系は全て利用可能であつた。</p> <p>(INES評価)</p> <p>起因事象である外部電源喪失は想定されるものであり、1,2号機の安全機能は運転制限条件内で、また、3~6号機の安全機能は全て利用可能であつたことから、使用手引、p26の表IIより、レベル1とする。</p>										



事例整理番号:0360-00

(和訳作成: 日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0447-01			
事象タイトル		冷態停止中における炉心の強制循環冷却の低下									事象発生日		1996/05/16	
国名		ブルガリア		施設名・炉型		Kozloduy-5,PWR(1000MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1996/06/01		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×				×							所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					×	尺度以下		
放射性物質の所外への放出						あり							なし	
放射性物質の所内への放出						あり							なし	
従事者の放射線被ばく						あり							なし	
従事者の負傷						あり							なし	
施設の安全性の確保						あり							なし	
試験・点検による不具合の発見						あり							なし	
報道機関への通知						あり							なし	
事故の概要														
<p>1996年5月6日、プラントは年間計画停止中で冷態停止状態(一次冷却材の平均温度43℃)に置かれていた。炉心の冷却は非常/計画用冷却系の1つのトレイン(ポンプSTQ12)を用いて行われ、主冷却ポンプ(MCP)-4は修理のため分解されていた。</p> <p>MCP-4の内部に生体遮へいを設置したところ、ポンプSTQ12の吸込圧力が急激に低下し、一次冷却材の平均温度は70℃に上昇した。ほう酸水を原子炉に供給するため、ポンプSTQ12の冗長系であるポンプSTQ22が起動した。運転員は、非常/計画用冷却系から空気を排除するための作業を開始した。燃料集合体出口温度が上昇し始め、未飽和度10℃以下信号によって2系統の安全系が起動した。本事象中、炉心出口温度は最大106℃に上昇した。ほう酸水が炉心に何度か注入された結果、燃料集合体出口温度は85℃程度に維持された。MCP-4内部の生体遮へいを取り除いたところ、炉心流量が回復し、一次冷却材平均温度は70℃以下まで下がった。</p> <p>事象後に行われた熱水力解析の結果によれば、燃料要素の温度上昇は短時間であり、その間燃料要素の過熱は起こっていなかったことが判明し、また、放射化学分析によって、被覆管の健全性は維持されていたことが確認された。</p>														
(INES 評価)														
<p>起因事象として、冷却材の強制循環流が阻害される事態が発生したが、これは、想定内であり、また、安全機能の利用可能性も十分であった。しかし、停止中の炉心の冷却が十分でなく冷却材温度が上昇したこと、生体遮蔽の使用に関する修理手順にミスがあったこと、及び、運転限度に違反したから、本事象のスケールをレベル1とする。</p>														

事例整理番号:0394-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:			
事象タイトル		蒸気発生器 1 基の小漏洩												
										事象発生日		1996/11/11		
国名		ブルガリア			施設名・炉型		Kozloduy-6,PWR(1000MWe)							
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	1996/11/13		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終					×								所内への影響	
												所外への影響		
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
事故の概要														
<p>1996年11月11日、定例の放射化学測定によって、蒸気発生器(SG)No.2で一次冷却材の漏洩が見つかった。漏洩率は、保安規定(Tech. Spec.)の範囲を超えるものであったが、伝熱管が破断したほどではなかった。SG 伝熱管の検査のため、原子炉は停止された。二次冷却材中の放射能濃度は、安全限度には達していなかった。また、排気スタックにおいて、放射性物質の放出量の増加は検知されなかった。</p> <p>(INES 評価)</p> <p>起因事象は想定されるもの("expected")であったが、安全機能は全て利用可能であり、また、放射性物質に対する障壁の著しい劣化もなかったことから、本事象のスケールをレベル 0 とする。</p>														

事例整理番号:0472-00

(和訳作成: 日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0160-01			
事象タイトル		回路短絡による小規模火災												
										事象発生日		1992/09/22		
国名		ブルガリア			施設名・炉型		Kozloduy-5, 6,PWR(1000MWe)							
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1992/09/24		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×				×							所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象		×		尺度以下		
放射性物質の所外への放出						あり						なし		
放射性物質の所内への放出						あり						なし		
従事者の放射線被ばく						あり						なし		
従事者の負傷						あり						なし		
施設の安全性の確保						あり						なし		
試験・点検による不具合の発見						あり						なし		
報道機関への通知						あり						なし		
事故の概要		<p>1992年9月22日14:03、6号機において、停止後の発電機起動試験中、回路の短絡が発生した。その結果、電源供給系を共有している5号機及び6号機の電源が喪失した。補助(予備)電源からの供給は失敗したが、安全系への電源は非常用ディーゼル発電機により維持された。直ぐに、予備電源系の補修作業が始まった。本事象では、原子炉保護系も作動した。</p> <p>1992年9月23日5:20、変圧器室で火災が発生した。この原因は、6号機の予備変圧器のブレーカで短絡が起こったことによる。短絡は、予備電源への切替中に発生した。現在、5号機及び6号機は、ディーゼル発電機により電源が供給されており、また、一時的な予備電源を確保するための作業が行われている。</p>												

事例整理番号:0052-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0164-01					
事象タイトル										LOCA および SLB 環境における電気コネクターの性能試験結果					
										事象発生日		1992/09/			
国名		ベルギー			施設名・炉型		Doel-3,PWR(945MWe)								
評価結果		評価日			尺度							安全上の特性			
暫定		1992/09/29			尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×						×						所内への影響	
														所外への影響	
事故の特徴					事故			異常事象			×	尺度以下			
放射性物質の所外への放出								あり				なし			
放射性物質の所内への放出								あり				なし			
従事者の放射線被ばく								あり				なし			
従事者の負傷								あり				なし			
施設の安全性の確保								あり				なし			
試験・点検による不具合の発見								あり				なし			
報道機関への通知								あり				なし			
事故の概要															
<p>大破断 LOCA と蒸気管破断(SLB)の状況に対し、格納容器電線貫通部と他の安全関連コネクターに関する性能試験が行われ、その結果、これらのコネクターの絶縁が 2-3 分で著しく劣化することが判明した。これによって原子炉の自動保護が影響を受けることはないが、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。詳細な解析を行った結果、手順書に付加的な対策を講じれば事故は克服できるという結論が出された。コネクターのいくつかはただちに改善され、残りは次の燃料交換のための停止の際に改善されることとなった。</p>															

事例整理番号:0102-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0203-01			
事象タイトル		管理区域内の非安全系キャビネットでの火災												
										事象発生日	1993/02/09			
国名	ベルギー			施設名・炉型	Tihange-1,PWR(920MWe)									
評価結果	評価日			尺度							安全上の特性			
暫定	1993/02/09			尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×				×								所内への影響	
													所外への影響	
<b>事故の特徴</b>				事故	異常事象							尺度以下	×	
放射性物質の所外への放出					あり							なし		
放射性物質の所内への放出					あり							なし		
従事者の放射線被ばく					あり							なし		
従事者の負傷					あり							なし		
施設の安全性の確保					あり							なし		
試験・点検による不具合の発見					あり							なし		
報道機関への通知					あり							なし		
<b>事故の概要</b>														
<p>原子炉補助建屋(管理区域)の通常換気系に電源を供給している非安全系キャビネットに火災が発生した。火災は、試験終了後に換気系を通常状態に復帰させようとしていた補助運転員によって発見された。火災は、電力会社の救助隊によって消火され、手順書に従って呼ばれた消防隊は何ら行動を取る必要がなかった。</p> <p>(INES 評価)                  本事象は、安全には影響を与えなかったため、レベル 0(尺度以下)と評価された。電力会社は NUCNET に情報を流した。</p>														

事例整理番号:0410-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:				
事象タイトル		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												
										事象発生日		1997/03/11		
国名		南アフリカ		施設名・炉型		Koeberg-2,PWR(965MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1997/03/12		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×						×						所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象		×		尺度以下		
放射性物質の所外への放出						あり						なし		
放射性物質の所内への放出						あり						なし		
従事者の放射線被ばく						あり						なし		
従事者の負傷						あり						なし		
施設の安全性の確保						あり						なし		
試験・点検による不具合の発見						あり						なし		
報道機関への通知						あり						なし		
事故の概要														
<p>1997年2月21日以来、プラントは、燃料取替のため計画停止中であった。3月11日、定期保守作業を行うために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)被ばくした。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してしまったのである。この作業員は入室してすぐに誤りに気づき、すぐ退室した。鍵の使用と入室は、現行の手順書に沿った行動ではなかった。作業員の全身被ばく線量は、放射線従事者の年間許容線量である50mSv(5rem)以下であった。</p> <p>(INES 評価)</p> <p>作業員の被ばく線量は許容範囲内であったが、使用手引の1992年追補のC3.4(安全のための防護層の考え方)により、さらなる被ばくの可能性を防ぐための安全防護が、プラントに関する個人の知識に頼らざるを得なかったことから、本事象のスケールをレベル2とする。</p>														

事例整理番号:0517-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:						
事象タイトル		法定年間線量限度を超える作業員の被ばく															
										事象発生日		1997/05/02					
国名		南アフリカ			施設名・炉型		Koeberg-1,PWR(965MWe)										
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性						
暫定		×		1997/05/02		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化		
最終									×						所内への影響		×
															所外への影響		
事故の特徴				事故				異常事象		×		尺度以下					
放射性物質の所外への放出								あり								なし	
放射性物質の所内への放出								あり								なし	
従事者の放射線被ばく								あり								なし	
従事者の負傷								あり								なし	
施設の安全性の確保								あり								なし	
試験・点検による不具合の発見								あり								なし	
報道機関への通知								あり								なし	
事故の概要																	
				<p>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 被ばくした。年間全身線量に対する法定限度は 50mSv であり、作業員の被ばく線量は法定限度を超えたものである。</p> <p>フィルターの交換作業の前に放射線サーベイが行われ、その線量率は 2 mSv/時であった。そのため 2 名の作業員がフィルターの除去作業を開始し、またもう 1 人の作業員が放射線を監視していた。作業を開始して約 20 分後、携帯用放射線指示計が振り切れているのに作業員の 1 人が気付いた。直ちに作業員はそのエリアから退去し、放射線管理区域の入口でモニタリングするよう依頼した。その後の放射線サーベイにより、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。現在、作業員の手の被ばく線量計算を行っている。</p> <p>(INES 評価)                  使用手引 II.2.2 の法定年間線量限度を超える作業員の被ばくにより、本事象のスケールをレベル 2 とする。</p>													

事例整理番号:0022-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0126-01				
事象タイトル										6 kV 開閉所での火災による原子炉停止				
										事象発生日		1992/03/04		
国名			ロシア			施設名・炉型			Balakovo-3,PWR(1000MWe)					
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1992/03/04		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×				×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故			異常事象			尺度以下		×		
放射性物質の所外への放出							あり					なし		
放射性物質の所内への放出							あり					なし		
従事者の放射線被ばく							あり					なし		
従事者の負傷							あり					なし		
施設の安全性の確保							あり					なし		
試験・点検による不具合の発見							あり					なし		
報道機関への通知							あり					なし		
<b>事故の概要</b> 1時7分15秒、定格出力運転中、6基の所内用水系ポンプのうちの1基で電動モーターの端子盤内“C”の地絡が起きた。その結果、6kV 補助電力ラインで過電圧が生じ、補助変圧器の保護区画にある電流ダクトで短絡が発生した。この短絡は、3BB 母線にまで及び、同母線の解列と 3BW 母線の解磁が起こったため、ディーゼル発電機が起動した。短絡の結果、6kV メラクラ開閉所で火災が発生した。火災は、約1時間40分後に鎮火した。3BB 母線が解磁されたことにより、一次冷却ポンプ(3RCP-4)がトリップし、さらに、オイルポンプの自動切替ロジックの不具合により、3RCP-1もトリップした。3基のRCPのトリップにより、原子炉保護系が作動し、原子炉は未臨界状態に移行した。運転制限条件からの逸脱はなく、放射能放出や人身被ばくもなかった。また、安全機能は、全く利用可能であった。補助電源母線と電流ダクトの復旧操作が進められている。														



事例整理番号:0039-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0151-00				
事象タイトル		補助電源母線の短時間の電圧喪失による原子炉スクラム												
										事象発生日		1992/08/12		
国名		ロシア		施設名・炉型		Kola-1,PWR(440MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	1992/08/13		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終				×									所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象				尺度以下		×
放射性物質の所外への放出				あり								なし		
放射性物質の所内への放出				あり								なし		
従事者の放射線被ばく				あり								なし		
従事者の負傷				あり								なし		
施設の安全性の確保				あり								なし		
試験・点検による不具合の発見				あり								なし		
報道機関への通知				あり								なし		
事故の概要		<p>プラントは定格の58%で運転していた。5時45分、落雷により330kVの送電線が解列され、2基のタービン発電機の中の1基でオイル遮断器が開いた。(予備電源から6kV補助電源母線に給電するための)自動切替が行なわれている間、この切替時間とAZ-1保護系の時間遅れの不適合によりAZ-1緊急保護(スクラム)が作動した。他の保護系、制御系および安全系は設計通りに作動した。運転制限条件の違反はなかった。</p>												

事例整理番号:0047-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0159-01			
事象タイトル		汚染された復水タンクからの低放射能の漏えい												
										事象発生日	1992/09/12			
国名	ロシア			施設名・炉型	Kola-3,PWR(440MWe)									
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	1992/09/14		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終					×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故			異常事象				尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出				あり							なし			
放射性物質の所内への放出				あり							なし			
従事者の放射線被ばく				あり							なし			
従事者の負傷				あり							なし			
施設の安全性の確保				あり							なし			
試験・点検による不具合の発見				あり							なし			
報道機関への通知				あり							なし			
事故の概要														
<p>3号機は最小出力レベルで維持され、4号機は出力430MWeで運転していた。本事象は、3号機の管理区域で稼動し定期的に使用される機器に関するものである。汚染された復水タンクに漏えいが生じたため(2×10E-5Ci/リットル)、400cm<sup>3</sup>の復水が流出して管理区域の作業室へ流れ込んだ。その結果、放射線状況は、表面での線量率が3mkr/秒、ベータ粒子が2×10E-3/cm<sup>2</sup>・分まで上昇した。水の一部(3-5cm<sup>3</sup>)はサービス通路に達した。汚染された区域については除染対策が講じられた。原子炉安全系の起動は要求されず、環境への放射能の放出、および従業員の放射線被曝もなかった。</p> <p>(INES 評価)                  本事象は、施設内での汚染拡大という点で原子力施設に共通した問題である。放射能汚染は作業区域に限定され、サイト内外の人間への影響はなかった。また、安全系や防護バリアも健全であった。復水の漏えいは安全上重要な事象ではなく、レベル0とする。</p>														

事例整理番号:0053-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0166-01			
事象タイトル		プラント保守時の定例試験中のディーゼル発電機 2 基の故障												
										事象発生日		1992/07/06		
国名		ロシア		施設名・炉型		Balakovo-2,PWR(1000MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1992/07/07		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×				×							所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象		×		尺度以下		
放射性物質の所外への放出						あり						なし		
放射性物質の所内への放出						あり						なし		
従事者の放射線被ばく						あり						なし		
従事者の負傷						あり						なし		
施設の安全性の確保						あり						なし		
試験・点検による不具合の発見						あり						なし		
報道機関への通知						あり						なし		
<b>事故の概要</b> プラントは最小出力レベルでの再起動運転が進められた。負荷シーケンスプログラムに沿って安全系のトレイン 2 の試験を行っていたところ、ディーゼル発電機(DG)-2 が起動しなかった。安全系トレイン 1 を同じプログラムの下で試験したところ、DG-1 も起動しなかった。そこで、原子炉は未臨界に移行された。安全系トレイン 1 の欠陥(DG-1 の速度調節器の調整不十分)が取り除かれて、DG-1 は待機モードに置かれた。DG-2 の欠陥(6 KV 遮断器の電気駆動部の故障)が除去されて試験がうまく行なわれた後、DG-2 は待機状態に置かれた。プラントの安全運転条件違反の原因は、非常用電源系の 2 つのトレインの故障によるものであった。  (INES 評価) 故障した安全系の機器が起因事象になると考えられるが、現実には起因事象はなかった。また、安全機能は全て利用可能であったことから、使用手引の表 A-1(C-1P)によりレベル 1 とする。														

事例整理番号:0054-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0165-01				
事象タイトル		ほう酸水貯蔵へのセメントモルタル侵入による一次冷却材の化学的性質の劣化													
											事象発生日		1992/04/16		
国名		ロシア			施設名・炉型		Kola-2,PWR(440MWe)								
評価結果		評価日			尺度							安全上の特性			
暫定		1992/04/17			尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終							×							所内への影響	
														所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象		×		尺度以下			
放射性物質の所外への放出						あり						なし			
放射性物質の所内への放出						あり						なし			
従事者の放射線被ばく						あり						なし			
従事者の負傷						あり						なし			
施設の安全性の確保						あり						なし			
試験・点検による不具合の発見						あり						なし			
報道機関への通知						あり						なし			
事故の概要				<p>プラントは燃料取替のための保守停止中であった。地下水が建屋の基礎部を通して化学体積制御系の区画に入るのを防ぐために、ポンプを用いて、ドリル穴から建屋基礎付近の土盛り部にセメントモルタルを流しこんだ。この過程で、モルタルがほう酸水貯蔵タンク(BWST)内張り下の基礎部のくぼみ(欠陥)から漏れたため、内張りに穴があき、そこからBWSTに流れこんだ。この時、冷却材の浄化が行われており、結果的にセメントを含む水がタンクから一次系と使用済燃料プールにくみ上げられた。これにより、水の化学的性質が劣化した。</p>											

事例整理番号:0055-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0115-00			
事象タイトル		ほう酸水貯蔵タンク水位の 180m3 までの低下									事象発生日		1991/10/25	
国名		ロシア		施設名・炉型		Novovoronezh-4,PWR(440MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1991/10/29		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×						×						所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象		×		尺度以下		
放射性物質の所外への放出						あり						なし		
放射性物質の所内への放出						あり						なし		
従事者の放射線被ばく						あり						なし		
従事者の負傷						あり						なし		
施設の安全性の確保						あり						なし		
試験・点検による不具合の発見						あり						なし		
報道機関への通知						あり						なし		
事故の概要		<p>プラントは燃料交換終了間際で、原子炉を減圧して予防保守のための停止中であった。ほう酸水貯蔵タンク人員出入ハッチの漏れを除去するための準備中、運転制限条件(LCO)違反が起こり、ほう酸水量が許容最低値の 300cm3 に対して 180cm3 にまで低下してしまった。本事象による影響はなかった。</p>												

事例整理番号:0060-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度(INES)										INES 番号:0118-00					
事象タイトル										水圧試験のための一次冷却系調整時における一次冷却材ポンプの主スラストベアリングの損傷					
										事象発生日		1991/12/07			
国名		ロシア			施設名・炉型		Kola-3,PWR(440MWe)								
評価結果		評価日			尺度							安全上の特性			
暫定	×	1991/12/07			尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終						×								所内への影響	
												所外への影響			
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×		
放射性物質の所外への放出						あり					なし				
放射性物質の所内への放出						あり					なし				
従事者の放射線被ばく						あり					なし				
従事者の負傷						あり					なし				
施設の安全性の確保						あり					なし				
試験・点検による不具合の発見						あり					なし				
報道機関への通知						あり					なし				
事故の概要															
<p>漏えい確認のための水圧試験を実施する前、予防保全作業後に一次冷却系の暖気を行っていたところ、10時48分に一次冷却材ポンプ RCP-3の主スラストベアリングが損傷し、当該ポンプはトリップした。事象による影響はなかった。また、運転制限条件の違反もなかった。</p>															

事例整理番号:0101-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0200-01						
事象タイトル		自然現象(竜巻)に起因した電源系の擾乱による原子炉スクラム															
										事象発生日		1993/02/02					
国名		ロシア		施設名・炉型		Kola-1,PWR(440MWe)											
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性						
暫定		×		1993/02/05		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化		×
最終								×							所内への影響		
															所外への影響		
事故の特徴				事故				異常事象		×		尺度以下					
放射性物質の所外への放出				あり										なし			
放射性物質の所内への放出				あり										なし			
従事者の放射線被ばく				あり										なし			
従事者の負傷				あり										なし			
施設の安全性の確保				あり										なし			
試験・点検による不具合の発見				あり										なし			
報道機関への通知				あり										なし			
事故の概要		<p>竜巻により Kolenergo 電源系の 330KV、154KV、110KV 送電線が損傷した。2 時 29 分、1~4 号機のタービン発電機 TG-2,4,6,8 が緊急保護によりトリップした。激しい周波数振動により(44~57Hz)、TG-7 が 2 時 30 分に、TG-3 が 3 時 42 分に、TG-5 が 4 時 15 分にトリップした。4,2,3 号機は、緊急保護系 AZ-1 によりスクラムした。</p> <p>2 時 32 分、1 号機では、グリッド周波数が 53Hz に上昇し、一次冷却材ポンプ(RCP)流量が増加したことにより、炉心差圧の増分が設定値を超えたため、緊急保護系 AZ-1 が作動した。設計通り、常用のディーゼル発電機 DG-1、DG-2 と予備の DG-5 が起動したが、(所内)補助電源母線が低電圧に留まったため、発電機ブレーカーの閉失敗保護機能が働いて、1.5 分後に DG はトリップした。AZ-1 信号は、トリップした DG を再起動させるため保持されたが、やがて DG 起動用空気が全て消費された。補助電源母線が解磁されている間、DG-1,2,5 は上記の理由で起動しなかった。原子炉パラメータは制御可能な状態であった(計装機器はバッテリーから電源供給をうけていた)。</p> <p>5 時に、Niva-1 水力発電所から L-148 を経て予備変圧器 1TR へ電源が供給された。これにより、必須負荷のための電源が DG から 1TR 変圧器に切り替わった。</p> <p>8 時 48 分、330kV スイッチギアが励磁され、9 時には再起動のための準備が開始された。</p>															

事例整理番号:0139-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0187-02				
事象タイトル												直流パネル電源の喪失による原子炉スクラム			
											事象発生日		1992/11/17		
国名			ロシア			施設名・炉型			Kola-1,PWR(440MWe)						
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性				
暫定		1993//		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×	
最終		×					×						所内への影響		
													所外への影響		
事故の特徴				事故				異常事象			×		尺度以下		
放射性物質の所外への放出						あり							なし		
放射性物質の所内への放出						あり							なし		
従事者の放射線被ばく						あり							なし		
従事者の負傷						あり							なし		
施設の安全性の確保						あり							なし		
試験・点検による不具合の発見						あり							なし		
報道機関への通知						あり							なし		
事故の概要															
<p>熱出力 3%で運転中、タービン発電機(TG)-1 はコストダウンし、TG-2 は保守状態にあった。直流パネル(UDCP-1)につながるモーター発電機(RMG-1)の電機子巻きで回路の短絡が発生した。RMG-1 からUDCP-1 を切り離すためのブレーカーが開失敗し、直流グリッドは、規定値とは大きく異なる電圧を受け続けた。その結果、電流が振動し、UDCP-1 から原子炉保護系(RPS)の緊急保護パネルに給電するためのブレーカーが開いた。さらに、同パネルにおいて、共用の直流パネルから受電するブレーカーも開いた(この原因は不明)。</p> <p>RPS パネルの電圧が喪失したため、AZ-1 保護が作動し、原子炉がスクラムした。ディーゼル発電機(DG)の起動信号が発生し、起動前オイル循環ポンプ(POCP)が作動した。RMG-1 での短絡と POCP の起動電流などの負荷電流により、UDCP-1 とバッテリーを接ぐブレーカーが開いた。RMG-1 からUDCP に給電するためのブレーカーも手動で開けられた。UDCP が解磁されたため、制御回路への直流電源の供給が途絶えた。その結果、2 基の DG と待機用ディーゼルが起動に失敗し、安全注入ポンプ、非常用給水ポンプ、蒸気発生器安全弁および通常時運転設備の遠隔操作機能が喪失した。20 分後、共用の直流パネルから相互接続グリッドを介してUDCP-1 への電流供給が復旧した。原子炉パラメータは、安全運転制限内にあった。</p>															



事例整理番号:0140-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0239-00				
事象タイトル 竜巻に起因した送電系騒乱による発電所のスクラム														
										事象発生日 1993/02/02				
国名 ロシア		施設名・炉型		Kola-2,PWR(440MWe)										
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1993/02/22		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×						×					所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象		×		尺度以下		
放射性物質の所外への放出						あり						なし		
放射性物質の所内への放出						あり						なし		
従事者の放射線被ばく						あり						なし		
従事者の負傷						あり						なし		
施設の安全性の確保						あり						なし		
試験・点検による不具合の発見						あり						なし		
報道機関への通知						あり						なし		
事故の概要														
<p>388MWe 出力運転中、竜巻により 330KV, 154KV と 110KV 送電線が損傷した。02:27 タービン発電機 (TG)-4 が緊急保護系の作動によりトリップし、原子炉出力は 47MWe に減少した。03:42、激しい周波数変動 (44 から 52.5HZ) により一次系と二次系との出力バランスが乱れ、TG-3 停止弁が閉じ、AZ-1 緊急保護 (スクラム) が作動した。ディーゼル発電機 DG-3,4 と待機用ディーゼル (SD) が設計通り作動したが、1.5 分後、「起動不完全」信号でトリップした (基幹母線の電圧不足だったため)。プラント職員は、DG-3,4 と SD を手動制御に切り替えた。AZ-1 信号の主原因を取り除いた後、DG-3,4 と SD は自動制御に切り替えられた。蒸気ダンプ弁を用いた「所内単独運転」のための抽出 (ブリード) により、一次系のクールダウンが行われた。</p> <p>04:11、AZ-1 信号が再び発信された。DG-3,4 と SD は、コストダウンのため起動した。制御室運転員は、6kV 基幹母線を手動で DG-3 と 4 に接続した。非常用停止時冷却系は定期的に起動/停止された。04:26、SD は、油圧異常低保護により停止した。04:47、330kV グリッドで電圧低下が起り、その結果、6kV 母線の給電ブレーカが自動的にトリップした。そのため、DG-3 と 4 は、1TR 予備変圧器と並行して運転モードとなった。06:15、電源が喪失し、1TR 予備変圧器が解列されたため、負荷は DG-3 と 4 に切り替えられた。しかし、DG-3 と 4 は、過電流保護によりトリップした。発電機の絶縁状態を調べるために、DG-3 と 4 は供用から外された。カテゴリ I の母線 (バイタル母線) への電力は、バッテリーからモータ発電機 (RMG-4) を介して供給された。炉心の冷却は、蒸気ダンプと自然循環により行われた。原子炉パラメータは、バッテリーから計測機器への電源が確保されていたため、制御可能な状態にあった。06:45~06:50 に、所外電源が復旧した。</p>														
(INES 評価)														
<p>本事象は、深層防護基準に従って評価された。起因事象は、所外電源の喪失であり、この頻度は、予期される ("expected") ものである。また、安全機能の作動性は、適切 ("adequate") であったことから、使用手引の III-2.4.2 及び表 II (C1) によりレベル 2/3 となる。本事象中、安全運転制限条件の違反があったこと (一次冷却系の冷却速度が不適切であったこと、DG-3 と 4 を手動制御に切り替え安全機能の遂行に支障をきたす可能性があったこと) から、セーフティカルチャーの欠如を考慮し、レベル 3 とする。</p>														

事例整理番号:0141-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0200-02			
事象タイトル		竜巻に起因した送電系騒乱によるスクラム								事象発生日		1993/02/02	
国名	ロシア		施設名・炉型		Kola-1,PWR(440MWe)								
評価結果	評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	1993/02/22		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×						×					所内への影響	
												所外への影響	
事故の特徴			事故		異常事象		×		尺度以下				
放射性物質の所外への放出				あり								なし	
放射性物質の所内への放出				あり								なし	
従事者の放射線被ばく				あり								なし	
従事者の負傷				あり								なし	
施設の安全性の確保				あり								なし	
試験・点検による不具合の発見				あり								なし	
報道機関への通知				あり								なし	
事故の概要													
<p>370MWe で運転中、竜巻により 330KV, 154KV と 110KV 送電線が損傷した。2:27 と 2:32、タービン発電機(TG)-1 と 2 が、激しい周波数振動に伴う緊急保護系の作動によりトリップした。2:32、送電周波数が 52.5HZ まで上昇した結果、一次冷却材ポンプ (RCP) 流量が上昇し、炉心差圧が設定値に達したために、AZ-1 緊急保護系 (スクラム) が作動した。ディーゼル発電機(DG)-1 と 2 及び待機用ディーゼル(SD)が設計通り作動した。補助電源母線の電圧が低かったため、1.5 分後、DG-1,2 がトリップした。プラント職員は、DG-1,2 と SD を手動制御に切り替えた。発電所補助電源は変圧器から供給された。主蒸気ヘッダーの圧力維持と残留熱除去は、タービンバイパス逆止弁と蒸気ダンプ弁を用いて行われた。SG 水位は正常であった。最小制限出力レベル原子炉を移行するための準備が始められた。3:33、AZ-1 緊急保護信号が再び発生したが、DG-1,2 と SD は手動制御状態にあったため、起動しなかった。4:00、AZ-1 緊急保護信号の主原因は取り除かれ、DG-1,2 と SD は自動制御に切り替えられた。</p> <p>04:11、電圧の低下により RPS 給電ブレーカが開いたため、AZ-1 信号が発信された。DG-1,2 と SD が起動したが、DG-1 と 2 は、低電圧のため基幹母線に投入されず、約 1.5 分後にトリップした。AZ 信号が発信したままであったため、DG-1 と 2 の再起動を定期的に試みた。その結果、DG 起動用の空気が枯渇してしまった。炉心の冷却は自然循環によって行われた。SD はコーストダウン状態で運転された。04:26、SD は、油圧異常低保護により停止した。その後も DG から補助母線への電力供給を試みたが、起動用空気の枯渇によりうまく行かなかった。</p> <p>06:15、電源が喪失し、1TR 予備変圧器が解列されたため、負荷は DG-3 と 4 に切り替えられた。しかし、DG-1,2 と SD は、起動用空気圧低により起動に失敗した。バイタル母線への電力は、バッテリーからモータ発電機(RMG)を介して供給された。炉心の冷却は、蒸気発生器を介して、蒸気ダンプと自然循環により行われた。06:45、所外電源からの電力供給が復旧した。本事象中、炉心の状態は、通常の計測機器により監視されていた。</p>													
(INES 評価)													
<p>本事象は、深層防護基準に従って評価された。起因事象は、所外電源の喪失であり、この頻度は、予期される ("expected") ものである。また、安全機能の作動性は、適切 ("adequate") であったことから、使用手引の III-2.4.2 及び表 II (C1) によりレベル 2/3 となる。本事象中、安全運転制限条件の違反があったこと (DG-1,2 及び SD が利用できない状態で原子炉の最小出力レベルへの移行操作が行われたこと、DG-1,2 及び SD の利用不能により安全機能の遂行に支障をきたす可能性があったこと) から、セーフティカルチャーの欠如を考慮し、レベル 3 とする。</p>													

事例整理番号:0158-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0238-02			
事象タイトル											加圧器パイロット逃し弁の誤作動による原子炉スクラム			
											事象発生日		1993/05/27	
国名			ロシア			施設名・炉型			Kola-3,PWR(440MWe)					
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1993/06/10		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×					×							所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象			×		尺度以下	
放射性物質の所外への放出						あり							なし	
放射性物質の所内への放出						あり							なし	
従事者の放射線被ばく						あり							なし	
従事者の負傷						あり							なし	
施設の安全性の確保						あり							なし	
試験・点検による不具合の発見						あり							なし	
報道機関への通知						あり							なし	
<b>事故の概要</b> 出力325MWeで運転中、2台の加圧器パイロット逃し弁(PRV)のうち1台を誤って開いたため、一次系圧力が低下した。一次系圧力が115kgf/cm <sup>2</sup> まで低下した時、AZ-1保護系が作動し原子炉がスクラムした。全ての安全系は設計通りの機能を果たした。安全系が1時間10分程作動し続けた間に何度かPRVが作動し、一次系圧力は128~70kgf/cm <sup>2</sup> の間を変動した。加圧器PRV及びAZ-1保護系が作動した結果、一次冷却材温度は7分間で283℃から245℃に低下した。加圧器PRV作動の原因は、貫通部において電気接触型マノメータ(ECM)からのケーブル導線間で短絡が起こったことによるもので、これにより、加圧器PRV制御論理回路に誤って入力信号が発生したのである。絶縁抵抗が0から1.5mOhmまで変化したため、論理回路の入力信号が短時間ではあるが再度発生した。これにより、ソレノイド電圧の振動がおこり、加圧器PRVが開閉を繰り返す結果となった。原子炉は未臨界状態に移行され、通常の停止時冷却が維持された。														

事例整理番号:0184-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0286-01			
事象タイトル		保守点検中における補助一次冷却材浄化系からの冷却材漏洩												
										事象発生日		1994/03/03		
国名		ロシア		施設名・炉型		Kola-2,PWR(440MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	1994/03/04		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終					×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故			異常事象				尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出				あり							なし			
放射性物質の所内への放出				あり							なし			
従事者の放射線被ばく				あり							なし			
従事者の負傷				あり							なし			
施設の安全性の確保				あり							なし			
試験・点検による不具合の発見				あり							なし			
報道機関への通知				あり							なし			
事故の概要														
<p>20:52 頃、保守点検中にクールダウンを行っていたところ、補助一次冷却材浄化系から密閉室へ冷却材の漏洩が発生した。21:20、漏洩のあった配管を隔離したことにより漏洩は止まった。格納区画における設計上の設備構成により、漏洩は隔離された。プラント職員の居室や所内外での放射線の状況に変化は見られなかった。排気スタックからも、通常運転の規定許容値を越えるような放射能の放出は無かった。</p> <p>(INES 評価)                  起回事象は、補助一次冷却材浄化系での漏洩であるが、クールダウンには何ら影響しなかった。安全機能は利用可能であり、表 II (A-1)に基づき、レベル 0 とする。</p>														

事例整理番号:0194-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:				
事象タイトル		タイトルなし(電線ケーブルの発煙)												
										事象発生日		1994/05/12		
国名		ロシア		施設名・炉型		Kola-4,PWR(440MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		×		//									深層防護の劣化	
最終											所内への影響			
											所外への影響			
事故の特徴				事故		異常事象		×		尺度以下				
放射性物質の所外への放出				あり						なし				
放射性物質の所内への放出				あり						なし				
従事者の放射線被ばく				あり						なし				
従事者の負傷				あり						なし				
施設の安全性の確保				あり						なし				
試験・点検による不具合の発見				あり						なし				
報道機関への通知				あり						なし				
事故の概要		(本報告には、INES 形式の情報は添付されていない)												
		<p>原子炉は、高温待機中の未臨界状態に置かれていた。燃料交換のための準備中、火災警報が鳴った。目視により、電線ケーブルの被覆材が加熱されてくすぶっていることが判明した。所外への影響はなく、また、プラント職員への影響もなかった。放射線状況にも変化はなかった。</p>												
		<p>(INES 評価)                  本事象は、「深層防護の劣化」基準に基づき、暫定的にレベル 0 とする。</p>												

事例整理番号:0222-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0262-00					
事象タイトル		一次冷却系ポンプ(RCP)冷却系の運転時異常による原子炉スクラム														
										事象発生日	1993/11/23					
国名	ロシア			施設名・炉型	Kalinin-1,PWR(1000MWe)											
評価結果	評価日			尺度							安全上の特性					
暫定	1993/12/07			尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×		
最終	×				×								所内への影響			
													所外への影響			
<b>事故の特徴</b>				事故									異常事象		尺度以下	×
放射性物質の所外への放出																なし
放射性物質の所内への放出																なし
従事者の放射線被ばく																なし
従事者の負傷																なし
施設の安全性の確保																なし
試験・点検による不具合の発見																なし
報道機関への通知																なし
<b>事故の概要</b>				<p>定格出力運転中、一次冷却材ポンプ(RCP-2,1,3,4)が順次トリップし、その結果、AZ-1 緊急保護系が作動して、原子炉がスクラムした。自然循環状態で、一次系クールダウンが行われた。安全運転制限条件からの逸脱は認められなかった。RCPトリップの原因は、RCP冷却系の熱交換器に冷却水を供給するための所内用水系で制御弁切離装置が外れたため、RCP冷却系温度がトリップ設定値(45℃)まで上昇したことによる。RCP冷却系の温度上昇は18分間続いたが、その状態には気づかなかった。この事象の根本原因は、所内用水系制御弁の保守作業が十分でなかったことにある。</p>												
(INES 評価)				<p>安全機能は全て利用可能であったため、使用手引、表 II (A1)によりレベル 0とする。</p>												

事例整理番号:0223-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0286-02			
事象タイトル		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												
										事象発生日	1994/03/03			
国名	ロシア			施設名・炉型	Kola-2,PWR(440MWe)									
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1994/07/15		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×						×						所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象		×			尺度以下	
放射性物質の所外への放出							あり							なし
放射性物質の所内への放出							あり							なし
従事者の放射線被ばく							あり							なし
従事者の負傷							あり							なし
施設の安全性の確保							あり							なし
試験・点検による不具合の発見							あり							なし
報道機関への通知							あり							なし
<b>事故の概要</b> 午後7時35分、保守作業中、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NB50配管から密閉区画への冷却材漏えいが起きた。午後9時3分、当該配管を隔離することで漏えいを止めた。配管からの漏えいは、プラント内の格納区画における通常設計構造により、隔離された。プラント内の居室や所内・所外における放射線の状況に変化はなかった。スタックからの通常運転制限値を上回る放射能放出はなかった。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したことによる。														
(INES 評価) 本事象は“深層防護劣化”基準を基に評価された。小破断 LOCA に相当する起因事象が発生したが、安全機能は全て利用可能であったため、使用手引、表 II、A2 よりレベル 1 となる。しかし、セーフティカルチャーの欠如や運転制限条件の違反(炉心出口と加圧器の冷却材の温度差が許容範囲外であった)があり、また、運転員が緊急用補給ポンプの電流を切ったことなどからレベル 2 とする。														

事例整理番号:0224-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0330-01			
事象タイトル		定期検査に発見された制御棒ハウジングの圧力降下												
										事象発生日		1994/03/06		
国名		ロシア			施設名・炉型		Kola-3,PWR(440MWe)							
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1994/03/16		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×				×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出				あり							なし			
放射性物質の所内への放出				あり							なし			
従事者の放射線被ばく				あり							なし			
従事者の負傷				あり							なし			
施設の安全性の確保				あり							なし			
試験・点検による不具合の発見				あり							なし			
報道機関への通知				あり							なし			
<b>事故の概要</b> 定格出力運転中、制御棒駆動機構ハウジングの定期検査が行われていた。原子炉容器上蓋ノズルと制御棒ハウジング 12-43(中央に位置する)のフランジ接合箇所において、ほう酸の残滓とわずかな蒸気が発見された。原子炉は、通常手順書に従って負荷が切り離され、冷却された。制御棒ハウジングの分解後、フランジの接合金属表面に、腐食の痕跡が確認された。1994年2月27日に行われた前回の検査では、その欠陥の兆候のようなものは何も発見されなかった。この事象の直接原因は、ニッケル製のシールガスケットの製造過程での欠陥にある。根本原因は、製造過程における品質管理の欠如と、フランジ接続部の締め付け管理が不十分であったことである。														
<b>(INES 評価)</b> 1. 所外への影響なし。2. 所内への影響なし。3. 本事象は、「深層防護の劣化」の基準に基づき評価された。実際、サーベランス指示書では、フランジ接合箇所の欠如は許容限界以上のサイズになる前に確認していた。このようなケースの場合、レベル 0 が妥当である。														



事例整理番号:0247-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度(INES)										INES 番号:0243-01			
事象タイトル		竜巻に起因したグリッド擾乱による原子炉スクラム											
										事象発生日		1993/02/02	
国名		ロシア		施設名・炉型		Kola-3,PWR(440MWe)							
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性		
暫定		1993/02/22									深層防護の劣化		×
最終		×									所内への影響		
											所外への影響		
事故の特徴				事故		異常事象					×	尺度以下	
放射性物質の所外への放出				あり								なし	
放射性物質の所内への放出				あり								なし	
従事者の放射線被ばく				あり								なし	
従事者の負傷				あり								なし	
施設の安全性の確保				あり								なし	
試験・点検による不具合の発見				あり								なし	
報道機関への通知				あり								なし	
事故の概要				<p>350MWe 出力で運転中、竜巻により、"Kolenergo"電力系統の 330KV 送電線が損傷した。2:29、タービン発電機(TG)-6 が緊急保護系の作動により停止した。激しい周波数振動が(44~52.5Hz)が起こったため、4:11、TG-5 がグリッドから切り離され、AZ-1 保護作動により原子炉がスクラムした。電動補助給水ポンプ(AFP-1)を除く安全系は全て設計通り作動した。なお、AFP-1 は、予備の分配母線から受電して起動することになっていた。4:47、330KV グリッドでの電圧喪失により、常用母線が解磁され、冷却水ポンプと主復水ポンプがトリップした。この時までには全ての安全系は、供用に入っていた。5:00、Niva-1 水力発電所から L-148 送電線を介して予備変圧器 1TR へ電力が供給され、これにより、非常用負荷への給電はディーゼル発電機(DG)から同変圧器に切り替えられた。6:15、外的な要因により、L-148 送電線がトリップした。変圧器 1TR への電源喪失により、常用母線が解磁され、「所内停電」信号が発生した。この間、非常用母線は、DGから給電されており、安全系機器は全て作動した。7:40、常時母線が変圧器 2TR に接続された。8:40、330KV のスイッチが正常に作動し、閉入された。</p>									

事例整理番号:0248-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0244-01	
事象タイトル 竜巻に起因したグリッド擾乱による原子炉スクラム												
											事象発生日 1993/02/02	
国名 ロシア		施設名・炉型 Kola-4,PWR(440MWe)										
評価結果		評価日 1993/02/22		尺度							安全上の特性	
暫定		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×			×							所内への影響	
											所外への影響	
事故の特徴				事故			異常事象			×	尺度以下	
放射性物質の所外への放出				あり							なし	
放射性物質の所内への放出				あり							なし	
従事者の放射線被ばく				あり							なし	
従事者の負傷				あり							なし	
施設の安全性の確保				あり							なし	
試験・点検による不具合の発見				あり							なし	
報道機関への通知				あり							なし	
<b>事故の概要</b> 350MWe 出力で運転中、竜巻により、「Kelenergo」電力系統の 330kV, 154kV 及び 110kV 送電線が損傷した。2:28、激しい周波数振動数が起こったため、タービン発電機(TG)-7と8が、緊急保護系の作動によりグリッドから切り離され、原子炉出力が自動的に4%まで低下した。一次冷却材ポンプ(RCP)-5と6が蒸気発生器水位高によりトリップした。3:59、常用母線への電源が喪失したため「4基以上のRCPトリップ」信号が発生し、AZ-1保護が作動した(スクラム)。電動補助給水ポンプ(AFP-2)を除く安全系は全て設計通り作動した。4:47、330kVグリッドでの電圧喪失により、常用母線が解磁された。非常用母線は既にディーゼル発電機(DG)に接続されており、全ての安全系は、供用に入っていた。一次冷却系の自然循環が確立された。5:00、L-148送電線を介して予備変圧器1TRに電力が供給され、これにより、非常用負荷への給電は同変圧器に切り替えられた。6:15、外的な要因により、L-148送電線がトリップした。変圧器1TRへの電源喪失により、常用母線が解磁され、「所内停電」信号が発生した。この間、非常用母線は、DGから給電されており、安全系機器は全て作動していた。7:40、常用母線が変圧器2TRに接続された。8:40、330kVのスイッチが正常に作動し、閉入された。												

A-2 沸騰水型原子力発電所(BWR)における事例： 57 件

本付録では、以下の国別順に従って、INES 情報の和訳を掲載する。

アメリカ：	7 件
インド：	12 件
スイス：	2 件
スウェーデン：	25 件
ドイツ：	1 件
日本：	3 件
メキシコ：	5 件
ロシア：	2 件

事例整理番号:0130-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0229-01			
事象タイトル		Perry-1号機における所内用水系配管の破損												
										事象発生日		1993/03/26		
国名		アメリカ		施設名・炉型		Perry-1,BWR(1252MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1993/04/01		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	
最終	×			×									所内への影響	
											所外への影響			
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下			
放射性物質の所外への放出				あり							なし			
放射性物質の所内への放出				あり							なし			
従事者の放射線被ばく				あり							なし			
従事者の負傷				あり							なし			
施設の安全性の確保				あり							なし			
試験・点検による不具合の発見				あり							なし			
報道機関への通知				あり							なし			
事故の概要														
<p>定格出力運転中、所内用水系の主ヘッダー (30 インチ / 76cm) が破損し、補助建屋とオフガス建屋を含むプラント内各所で溢水が発生した。運転員は、原子炉を安全停止させた。原子炉停止と所内用水系の隔離によって、漏洩及び溢水は止まった。所内用水は、様々な非安全関連設備を冷却する。破損が発生したのは、地下にあるヘッダーのファイバーグラス部分である。所内用水系の喪失は、プラントの安全停止に影響を及ぼさなかった。また、放射能放出もなかった。</p>														

事例整理番号:0150-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0258-00			
事象タイトル		外部電源喪失及び原子炉スクラム												
										事象発生日	1993/09/14			
国名	アメリカ			施設名・炉型	Lasalle-1,BWR(1078MWe)									
評価結果	評価日			尺度							安全上の特性			
暫定	1993/09/29			尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×				×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象				尺度以下	×	
放射性物質の所外への放出							あり				なし			
放射性物質の所内への放出							あり				なし			
従事者の放射線被ばく							あり				なし			
従事者の負傷							あり				なし			
施設の安全性の確保							あり				なし			
試験・点検による不具合の発見							あり				なし			
報道機関への通知							あり				なし			
事故の概要				<p>定格出力運転中、変圧器の故障により外部電源が喪失し原子炉がスクラムした。変圧器故障の原因は、電気回路の損傷によるものであった。本事象は複数の非安全系統の喪失で複雑になったが、3台の非常用ディーゼル発電機は全て起動して必要な負荷を確保し、全ての安全機器が設計通りに作動した。2号機からの給電により、外部電源は約1時間で復旧し緊急母線に投入された。プラントは、通常操作で安定し冷却された。</p>										

事例整理番号:0192-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度(INES)											INES 番号:			
事象タイトル		過大振動によるタービントリップ												
										事象発生日	1993/12/25			
国名	アメリカ			施設名・炉型	Fermi-2,BWR(1154MWe)									
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1994/02/08		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	
最終	×			×									所内への影響	
												所外への影響		
事故の特徴				事故			異常事象				尺度以下			
放射性物質の所外への放出				あり			なし				なし			
放射性物質の所内への放出				あり			なし				なし			
従事者の放射線被ばく				あり			なし				なし			
従事者の負傷				あり			なし				なし			
施設の安全性の確保				あり			なし				なし			
試験・点検による不具合の発見				あり			なし				なし			
報道機関への通知				あり			なし				なし			
事故の概要														
<p>93%出力運転中、過大振動によりタービンがトリップした。本事象により、低圧タービン No.3 が故障し、約 100 本の主復水器細管、発電機及び励起機が損傷を受けた。主発電機の冷却に用いられていた水素が漏れだし爆発したことにより発電機と励起機が損傷したものと考えられる。消火設備が自動的に作動し、その結果、約 800,000 ガロンの水によりタービン建屋が浸水した。タービントリップ後すぐに、原子炉はスクラムし、全ての安全関連系等が設計通り作動した。通常運転時を上回るような放射能の放出はなかった。火災、煙、蒸気及び水により、プラント内の非原子力部分が影響を受けたが、安全関連システムへの影響はなかった。</p>														

事例整理番号:0319-00

(和訳作成: 日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号: 0406-01			
事象タイトル		原子炉建屋内での高放射線レベル									事象発生日		1995/10/31	
国名		アメリカ		施設名・炉型		Lasalle-1, BWR(1078MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1995/11/21		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×				×							所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					×	尺度以下		
放射性物質の所外への放出				あり								なし		
放射性物質の所内への放出				あり								なし		
従事者の放射線被ばく				あり								なし		
従事者の負傷				あり								なし		
施設の安全性の確保				あり								なし		
試験・点検による不具合の発見				あり								なし		
報道機関への通知				あり								なし		
事故の概要														
<p>94%出力運転中、可動式炉内中性子検出器(TIP: Transversing incore probe)を炉心から引き抜き、遮へい貯蔵所に移動させていた。駆動チェーンが故障したため、TIP が遮へいされていない駆動部に落下してしまった。放射線レベルが通常値より高くなり、区画内放射線モニターが警報を発したため、問題が認識された。予防措置として1,2号機の原子炉建屋から全ての作業員が退避した。異常に被ばくした作業員はなかった。設置者は、本事象に対しアラートを宣言した。</p> <p>TIP 駆動部下方にある非管理区画の通路で線量率を測定したところ、天井高さで70mSv/時、頭部高さ位置で30~50mSv/時、一般区画で5~10mSv/時であった。TIP 駆動部の線量率は、1m高さ位置で230mSv/時であった。</p> <p>(INES 評価)</p> <p>本事象では放射性物質の所外への放出も、安全に関連した装置にも影響はなかった。使用手引Ⅲ-3.5, 「線量管理」に基づき、本事象のスケールをレベル1とする。</p>														

事例整理番号:0385-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0469-01				
事象タイトル		原子炉隔離時冷却系タービン保温材の火災												
										事象発生日		1996/08/19		
国名		アメリカ		施設名・炉型		Clinton, BWR(985MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1996/09/10		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×				×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象				尺度以下		×
放射性物質の所外への放出								あり				なし		
放射性物質の所内への放出								あり				なし		
従事者の放射線被ばく								あり				なし		
従事者の負傷								あり				なし		
施設の安全性の確保								あり				なし		
試験・点検による不具合の発見								あり				なし		
報道機関への通知								あり				なし		
<b>事故の概要</b> 原子炉隔離時冷却系 (RCIC) タービンの保守作業を適切に終了しなかったことにより、軸受の油が漏れ出してタービン保温材にしみ込み、さらに、蒸気侵入弁からの漏洩により加熱されて発煙した。巡回点検中の運転員が、RCIC タービンからの蒸気漏れあるいは発煙であることに気づき、数分後、調査のため、別の運転員と共に、保温材の一部を取り外した。その結果、空気が加熱された油に達して火災となった。火災は15秒程で携帯用消火器により消火された。この火災による RCIC タービンへの影響はなかった。  (以下、添付情報による補足) なお、設置者は、火災によって安全系に被害が及ぶ可能性があったことから、アラートを宣言したが、消火後すぐに解除された。  (INES 評価) 使用手引Ⅲ-2.10 のガイドに従って表 I を適用し、本事象では全ての安全機能が利用可能であったことから、本事象のスケールをレベル 0 とする。														



事例整理番号:0608-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:				
事象タイトル		非常用ディーゼル発電機排気部での火災												
										事象発生日		1997/10/09		
国名		アメリカ		施設名・炉型		Limerick-2,BWR(1092MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1997/10/24		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×		×									所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象		尺度以下				×		
放射性物質の所外への放出				あり				なし						
放射性物質の所内への放出				あり				なし						
従事者の放射線被ばく				あり				なし						
従事者の負傷				あり				なし						
施設の安全性の確保				あり				なし						
試験・点検による不具合の発見				あり				なし						
報道機関への通知				あり				なし						
事故の概要														
<p>1997年10月9日、非常用ディーゼル発電機(EDG)D21の動作確認試験中、同EDGの排気部で火災が発生した。この時、プラントは、定格出力運転中であった。動作確認試験中、No.4シリンダーの下部ピストンが動かなくなり、その結果、ピストン、連結棒及びシリンダーライナーが損傷した。火災の原因は、未燃焼の燃料油がEDGの排気マニホールドと排気スタックに放出されたことによる。EDGを停止した時点で、火災は鎮火した。また、マニホールド付近のEDG本体で、小規模ながら二度目の火災が発生した。この火災は、携帯用の消火器を用いて2分以内に消し止められた。EDG火災後、設置者は、残りの3基のEDGについて動作確認試験を行い、正常に作動することを確認した。外部電源喪失が起り、EDG1基が故障した場合を仮定しても、設計基準事故時に1号機が緊急停止した場合には他のEDGにより十分な作動性能が確保される。</p> <p>(INES 評価)          使用手引Ⅲ-2.4.1により、本事象は、レベル0あるいは尺度外である。EDGの不具合は、定期サーベランスにより発見された。また、この不具合にも拘わらず、プラントの運転制限条件を満たしていたことから、レベル0とする。</p> <p>(プレス情報からの補足)          本事象において、負傷者はなく、また、放射能の放出もなかった。火災によって安全設備の電源が一部利用不能になったことから、運転規定(operation specifications)に従って、アラートが発令された。</p>														

事例整理番号:0612-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:					
事象タイトル		停止時冷却機能の喪失													
										事象発生日		1998/02/13			
国名		アメリカ			施設名・炉型		Clinton, BWR(985MWe)								
評価結果		評価日			尺度							安全上の特性			
暫定		1998/02/27			尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×					×								所内への影響	
														所外への影響	
事故の特徴					事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出							あり					なし			
放射性物質の所内への放出							あり					なし			
従事者の放射線被ばく							あり					なし			
従事者の負傷							あり					なし			
施設の安全性の確保							あり					なし			
試験・点検による不具合の発見							あり					なし			
報道機関への通知							あり					なし			
<b>事故の概要</b> 1998年2月13日、残留熱除去系(RHR)の吸込み隔離弁が自動的に閉止し、停止時冷却機能が数時間にわたって喪失した。隔離弁の閉止は、原子炉安全保護系への主電源が喪失したことによるものであったが、この時、補助電源も保守のため利用できない状態にあった。原子炉は、1996年9月5日から停止状態に置かれており、崩壊熱による負荷は比較的低い状態であった。停止時冷却機能が喪失している間に、原子炉内の冷却材温度は、約0.6°F/時で上昇し始めた。当直長はRHRの復旧作業を行うために所内のスタッフを動員したいと考え、電力会社は、同当直長の判断に基づいてアラートを宣言した。RHRは、事象発生から約6時間後に再起動された。															
(INES 評価) 冷却機能の低下により冷却材温度の僅かな上昇が認められたことから、使用手引の第III部3.1.1節に従い、レベル0とする。															

事例整理番号:0009-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0105-00				
事象タイトル		出力領域モニタ (PRM) 中性子束高による原子炉スクラム								事象発生日		1991/07/10		
国名	インド	施設名・炉型		Tarapur-1, BWR(160MWe)										
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		//		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終					×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下			
放射性物質の所外への放出				あり							なし			
放射性物質の所内への放出				あり							なし			
従事者の放射線被ばく				あり							なし			
従事者の負傷				あり							なし			
施設の安全性の確保				あり							なし			
試験・点検による不具合の発見				あり							なし			
報道機関への通知				あり							なし			
事故の概要				<p>1991年7月10日、PRM 中性子束高により原子炉がスクラムした。PRM 中性子束高は、75kg/cm<sup>2</sup>まで上がった原子炉圧力のスパイクによって起きた。この圧力スパイクの原因は特定できなかったが、タービン停止弁の不具合が原因と考えられる。</p> <p>(INES 評価) 「深層防御の劣化」基準に従い、安全機能が全て利用可能であったことから、レベル 0 とする。</p>										

事例整理番号:0010-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0106-00			
事象タイトル		出力領域モニタ(PRM)中性子束高による原子炉スクラム												
											事象発生日		1991/07/16	
国名		インド		施設名・炉型		Tarapur-1,BWR(160MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		//		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終					×								所内への影響	
													所外への影響	
<b>事故の特徴</b>				事故		異常事象					尺度以下			
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
<b>事故の概要</b>														
				<p>1991年7月16日、PRM 中性子束高によって原子炉スクラムした。PRM 中性子束高は、74.8kg/cm<sup>2</sup>まで上がった原子炉圧力のスパイクによって起きた。この圧力スパイクの原因は、タービン止め弁の不具合により、SV-1 P 停止弁が2基とも閉じたことによると考えられる。詳細な検査が行なわれたが、なんら異常は発見されなかった。</p>										
<b>(INES 評価)</b>				<p>「深層防護の劣化」基準に従い、安全機能が全て利用可能であったことから、レベル 0 とする。</p>										

事例整理番号:0036-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0146-00					
事象タイトル		復水器真空度低による 2 号機原子炉のスクラム														
											事象発生日		1992/04/19			
国名		インド		施設名・炉型		Tarapur-2,BWR(160MWe)										
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性					
暫定		1992/04/23		尺度外		0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化		×
最終		×		×										所内への影響		
														所外への影響		
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×			
放射性物質の所外への放出				あり							なし					
放射性物質の所内への放出				あり							なし					
従事者の放射線被ばく				あり							なし					
従事者の負傷				あり							なし					
施設の安全性の確保				あり							なし					
試験・点検による不具合の発見				あり							なし					
報道機関への通知				あり							なし					
事故の概要				<p>1992年4月19日、出力運転中、主復水器の真空度が71cmから復水器真空低設定点に急落した。原子炉は復水器真空度低でスクラムした。調査の結果、加熱器ドレン槽の水位伝送器検出ライン(1インチ口径)の破損が発見された。通常のスラム復旧措置がとられた。</p>												

事例整理番号:0037-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0145-01			
事象タイトル		電源喪失による2号機原子炉のスクラム												
										事象発生日	1992/03/31			
国名	インド	施設名・炉型		Tarapur-2,BWR(160MWe)										
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1992/04/06		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×				×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故			異常事象					尺度以下	×	
放射性物質の所外への放出							あり					なし		
放射性物質の所内への放出							あり					なし		
従事者の放射線被ばく							あり					なし		
従事者の負傷							あり					なし		
施設の安全性の確保							あり					なし		
試験・点検による不具合の発見							あり					なし		
報道機関への通知							あり					なし		
事故の概要		1992年3月31日15時5分、MSEB系の送電系が相次いでトリップし、そのため周波数が急落して、発電機がロックアウトされた。また、低周波数逆電力リレー(under-frequency reverse power relay)が起動し、Gujarat送電系をトリップさせた。その結果、発電所への電源がすべて失われ、安全系リレーの解磁により2号機がスクラムした。												

事例整理番号:0086-00

(和訳作成: 日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0179-01				
事象タイトル		機能検査時における出力領域モニタ(PRM)チャンネル6と9の不具合による原子炉スクラム												
										事象発生日		1992/06/19		
国名		インド	施設名・炉型		Tarapur-1,BWR(160MWe)									
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1992/07/06		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×			×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出				あり							なし			
放射性物質の所内への放出				あり							なし			
従事者の放射線被ばく				あり							なし			
従事者の負傷				あり							なし			
施設の安全性の確保				あり							なし			
試験・点検による不具合の発見				あり							なし			
報道機関への通知				あり							なし			
事故の概要														
<p>1992年6月19日、出力領域モニタ(PRM)ダウンスケール・ロッドブロックについて、四半期毎の機能検査が行われていた。ロッドブロック機能の検査のため、PRMチャンネル6を投入した時(この時点で、PRMチャンネル6の信号ケーブルはダウンスケール状態を模擬するため外されていた)、原子炉がスクラムした。中間領域モニタ(IRM)チャンネル9が、誤ってトリップ設定点に達していたため、チャンネルAによるスクラム信号が発生した(PRMチャンネル6はダウンスケール状態にあった)。信号ケーブルが外されていたにも拘わらず、PRMチャンネル6も誤ってトリップ設定点に達しチャンネルBがスクラム信号を発信した。このため、原子炉がスクラムした。</p>														

事例整理番号:0087-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0184-01			
事象タイトル		電源喪失による原子炉スクラム											
										事象発生日		1992/06/15	
国名		インド		施設名・炉型		Tarapur-1,BWR(160MWe)							
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性		
暫定		1992/07/03		尺度外		0 1 2 3 4 5 6 7					深層防護の劣化		×
最終		×		×							所内への影響		
											所外への影響		
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×
放射性物質の所外への放出				あり							なし		
放射性物質の所内への放出				あり							なし		
従事者の放射線被ばく				あり							なし		
従事者の負傷				あり							なし		
施設の安全性の確保				あり							なし		
試験・点検による不具合の発見				あり							なし		
報道機関への通知				あり							なし		
事故の概要				<p>1992年6月15日19時28分、GEB, MSEB系において、原子炉と給電系が相次いでトリップした。この結果、発電機No.1の低周波数ロックアウトが起こり所内への電源が喪失した。さらに、1号機は、安全系リレーの解磁によりスクラムした。通常のスクラム復旧操作が行われた。</p>									



事例整理番号:0088-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0178-01			
事象タイトル		2号機の非常用復水器のループ A 細管の破損												
										事象発生日	1992/05/13			
国名	インド		施設名・炉型		Tarapur-2,BWR(160MWe)									
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	1992/05/21		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終						×							所内への影響	
													所外への影響	
<b>事故の特徴</b>				事故		異常事象					×	尺度以下		
放射性物質の所外への放出				あり								なし		
放射性物質の所内への放出				あり								なし		
従事者の放射線被ばく				あり								なし		
従事者の負傷				あり								なし		
施設の安全性の確保				あり								なし		
試験・点検による不具合の発見				あり								なし		
報道機関への通知				あり								なし		
<b>事故の概要</b>														
<p>1992年5月13日、突然、発電機出力が90MWeから60MWeに降下し、原子炉圧力も69kg/cm<sup>2</sup>に下がって、非常用復水器の胴側圧力がオフスケールになった。非常用復水器ループAは隔離され、発電機出力が90MWeまで回復した。すべてのパラメータも正常に戻った。非常用復水器ループAの細管が破損したものと考えられた。非常用復水器ループAを隔離したまま原子炉の運転を続けた。本事象により、非常用復水器ベントを通して11.94キュリーの放射能が放出された。これは一日平均に換算すると0.138mCi/秒で、保安規定(Tech. Spec.)の範囲内であった。</p>														

事例整理番号:0093-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度(INES)										INES 番号:0181-01				
事象タイトル										出力領域モニタ(PRM)中性子束高による原子炉スクラム				
										事象発生日		1992/07/31		
国名		インド		施設名・炉型		Tarapur-2,BWR(160MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1992/08/14		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×				×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
事故の概要														
<p>1992年7月31日17時22分、2号機は出力領域モニタ(PRM)中性子束高によりスクラムした。PSIV-2HSO/Aは閉の状態、他の3つのPSIVは開の状態であった。検査の結果、ソレノイドのPSIV-2HSO/A空気配管(銅管 3/4 インチ口径)が、主空気供給ライン(4/3 インチ口径)との接続部で遮断されているのが発見された。その結果、空気喪失により弁が突然閉鎖し、引き続き、PRM 中性子束高により原子炉がスクラムした。</p>														

事例整理番号:0094-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度(INES)											INES 番号:0180-01			
事象タイトル		7日間の限度を超えた起動用補助変圧器 X03B の停止												
										事象発生日		1992/08/19		
国名		インド		施設名・炉型		Tarapur-2,BWR(160MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1992/08/24		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×				×							所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象		×		尺度以下		
放射性物質の所外への放出						あり						なし		
放射性物質の所内への放出						あり						なし		
従事者の放射線被ばく						あり						なし		
従事者の負傷						あり						なし		
施設の安全性の確保						あり						<del>なし</del>		
試験・点検による不具合の発見						あり						なし		
報道機関への通知						あり						なし		
事故の概要		<p>1992年8月12日14時33分、起動用補助変圧器X03BがA、B、C相の電位差保護によりトリップした。天候不良のため、OLTC区画にオイルを補充する際のろ過処理に時間がかかった。この他の保守作業や溶解ガスの分析も同時に行われていたため、変圧器停止期間が保安規定(Tech. Spec.)に定められている7日間という制限を超えてしまった。これは、保安規定違反である。変圧器は、8月26日13時46分に復帰した。</p>												

事例整理番号:0103-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0213-01				
事象タイトル		TAPS-TRAP 輸送ライン検査ピットからの雨水汲み上げ中の土壌汚染												
										事象発生日		1992/08/21		
国名		インド		施設名・炉型		Tarapur-1,BWR(160MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1992/11/07		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×				×							所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象		×		尺度以下		
放射性物質の所外への放出						あり						なし		
放射性物質の所内への放出						あり						なし		
従事者の放射線被ばく						あり						なし		
従事者の負傷						あり						なし		
施設の安全性の確保						あり						なし		
試験・点検による不具合の発見						あり						なし		
報道機関への通知						あり						なし		
<b>事故の概要</b> 激しい雨のため Tarapur 発電所(TAPS)と Tarapur 放射性廃棄物処分施設(TRAP)を結ぶ輸送ラインの検査ピット No.1 が満水になった。検査ピット No.1 から水サンプルが採取された。放射能は検出可能限度以下であることがわかったため、水はポンプで汲み上げることとなったが、汲み出し中に排水ラインのホースが外れ、隣接した草地に水の一部が漏れた。その区域の保健物理サーベイの結果、ピット付近の土壌が約 0.5mGy/時の放射能で汚染されていることが判明した。ポンプ汲み上げ中にピット底部に貯まっていたベドロを巻き込んだことによって土壌が汚染されたのである。サンプル採取の前に水を攪拌しなかったため、分析のためにピットから採取された水サンプルは、ピット内の全体を代表するものではなかった。汚染された土壌は運び出され固体廃棄物として処分された。														
(INES 評価) 使用手引の IV 5.1.3 を適用し、レベル 1 とする。														

事例整理番号:0242-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0216-01		
事象タイトル		出力領域モニタ中性子束高による原子炉スクラム									事象発生日		1992/10/16
国名	インド		施設名・炉型		Tarapur-1,BWR(160MWe)							安全上の特性	
評価結果		評価日		尺度							深層防護の劣化		×
暫定	1992/11/02		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	所内への影響	
最終	×			×								所外への影響	
事故の特徴			事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出			あり							なし			
放射性物質の所内への放出			あり							なし			
従事者の放射線被ばく			あり							なし			
従事者の負傷			あり							なし			
施設の安全性の確保			あり							なし			
試験・点検による不具合の発見			あり							なし			
報道機関への通知			あり							なし			
事故の概要			<p>タービントリップに伴い、タービン潤滑油ポンプが自動起動し、出力領域モニタ(PRM)中性子束高により原子炉がスクラムした。潤滑油ポンプが作動していたにも拘らず、潤滑油圧はわずか 9kg/cm<sup>2</sup> であった。その後の検査により、主潤滑油ポンプ吐出側チェンバーに損傷が認められ、これが油漏れと油圧低の原因あることが判明した。</p> <p>(INES 評価) 安全機能は全て利用可能であり、使用手引のⅢ、表Ⅱ-A1 に従ってレベル 0 とする。</p>										

事例整理番号:0379-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0464-01			
事象タイトル											外部電源喪失時における2台の主蒸気隔離弁の自動閉失敗			
											事象発生日		1995/11/10	
国名		インド		施設名・炉型		Tarapur-1,BWR(160MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1995/11/22		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×					×							所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
<b>事故の概要</b> 1995年11月10日、1号機は出力156MWeで運転中、2号機は燃料交換のため停止中であった。同日11:09、送電線網の電圧周波数が低下したため発電機がロックアウトした。1台目のディーゼル発電機(DG)は起動に成功し、5秒以内に遮断器が閉じ、電力の供給を開始した。2台目のDGも自動起動し、中央制御室に周波数47Hz、電圧250Vと正常であることが表示され、25分後に同期をとって電力供給を開始されることになった。3台目のDGは保守中であった。この時、外部電源喪失時には閉鎖されるはずの主蒸気隔離弁の2台(3Aと4A)が閉じていないのが発見された。制御室の運転員は、当該弁の制御スイッチで主蒸気隔離弁を閉じるために、制御スイッチを操作すると共に、当該弁の空気の供給を停止した。その結果、主蒸気隔離弁は2台とも閉鎖した。														
(INES 評価) 外部電源喪失は想定された事象である。本事象では、原子炉の停止、冷却という安全機能は利用可能であった。主蒸気隔離弁が自動閉鎖に失敗したものの、短時間内に制御室から手動で閉鎖できた。外部電源喪失時における主蒸気隔離弁の自動閉鎖失敗は、プラントの保安規定(Tech. Spec)に違反していることから、本事象のスケールをレベル1とする。														

事例整理番号:0056-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0157-00			
事象タイトル		原子炉停止系の機能低下を伴う原子炉起動									事象発生日		1990/09/04	
国名	スイス		施設名・炉型		Leibstadt,BWR(1045MWe)									
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		//		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終						×							所内への影響	
													所外への影響	
<b>事故の特徴</b>				事故		異常事象					尺度以下			
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
<b>事故の概要</b>														
<p>燃料交換後の起動試験中、スクラム・アキュムレータを加圧せずに(運転制限条件違反)、原子炉を臨界(出力ゼロ)状態にした。この不具合は3~4時間続き、当直の交替までわからなかった。ただし、起因事象は発生せず、また、他の安全系はすべて利用可能であった。この間、原子炉圧力は30バール以内で、また、制御棒駆動系(CRD)やほう酸注入系(SLD)が使用可能であり、スクラム・アキュムレータにとってかわれる状態にあった。</p> <p>(INES 評価)                  制御棒の挿入を必要とする起因事象に対し安全機能に問題が生じたが、起因事象は発生しておらず、また、代替の系統も利用可能であったことから、レベル1とする。</p>														

事例整理番号:0298-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度(INES)										INES 番号:0383-01				
事象タイトル		燃料交換中におけるタービン・ホールでの作業員の負傷								事象発生日		1995/08/11		
国名		スイス		施設名・炉型		Leibstadt,BWR(1045MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	1995/08/11		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終					×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
<b>事故の概要</b> 1995年8月11日午前9:00、1週間前からの燃料交換中、タービン・ホールにある補助蒸気系の蒸気ボイラー二次側を開放していたところ爆発が発生し、2名の作業員が負傷して病院に運ばれた。本事象では、放射性物質の放出はなく、安全系が関連することも、損傷した機器もなかった。負傷した作業員も放射能による汚染はなかった。														
(INES 評価) 本事象は尺度外とすることもできるが、BWRのタービン・ホールでの爆発があったことから、レベル0とする。														



事例整理番号:0042-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0154-00				
事象タイトル		給水ノズルの亀裂												
										事象発生日		1992/08/17		
国名		スウェーデン		施設名・炉型		Ringhals-1,BWR(780MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	1992/08/31		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終					×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出				あり							なし			
放射性物質の所内への放出				あり							なし			
従事者の放射線被ばく				あり							なし			
従事者の負傷				あり							なし			
施設の安全性の確保				あり							なし			
試験・点検による不具合の発見				あり							なし			
報道機関への通知				あり							なし			
事故の概要														
<p>1992年の年間停止中に行なわれた原子炉圧力容器の供用中検査で、4つの給水ノズル全てに亀裂の指示が認められた。更に正確な検査を行うための材料が入手できるまで、保守の期間を延長することとなった。その間、電力会社は亀裂の破壊力学的な解析を行っている。今後、この事象に関する更なる情報を報告する予定である。</p>														

事例整理番号:0046-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0144-02			
事象タイトル		ウェットウェル内のポンプストレーナーの閉塞									事象発生日		1992/07/28	
国名		スウェーデン		施設名・炉型		Barsebeck-2,BWR(615MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1992/09/17		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×						×						所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象		×		尺度以下		
放射性物質の所外への放出						あり						なし		
放射性物質の所内への放出						あり						なし		
従事者の放射線被ばく						あり						なし		
従事者の負傷						あり						なし		
施設の安全性の確保						あり						なし		
試験・点検による不具合の発見						あり						なし		
報道機関への通知						あり						なし		
<b>事故の概要</b> 7月28日に起こった Barsebeck-2 での事象は、5基の旧式 BWR (Barsebeck-1&2, Ringhals-2 及び Oskarshamn-1&2) の ECCS における重大な欠陥を示した。規制当局 (SKI) は、各電力会社に対して、これらの欠陥に対処するための方策を実施するよう要求した。それまでの間、5基のプラントは、運転を停止することとなった。同国内の BWR プラントは全て運転を停止しており、そのうちの4基では燃料取替が行われている。Sydkraft 社 (電力会社) は、独自の安全評価を行うため、Barsebeck-2 を供用から外すこととした。これは、安全問題の重要性と5基のプラントが今後の運転を許されていないという現状の両面から、極めて重要な判断であると、SKI の局長は述べている。SKI は、各電力会社に、配管破断時に冷却材注入ポンプのストレーナ容量が十分であっても炉心を冷却する系統が高い信頼性を有し作動可能であることを証明するよう指示している。 この問題は、すでに、以前の安全解析で認識されており、技術計算や実験によってポンプ停止が数時間後に起こることが示されていた。しかし、Barsebeck-2 での事象の解析では、ポンプ停止がかなり早い段階 (20分以内) で起こることを示している。こうした状態では、ストレーナの逆洗や冷却の復旧を行うのに必要な操作を運転員が実行するには時間が短すぎる。 実際、Barsebeck-2 では、低出力でしかも配管破断も起こらなかったため、事なきを得たが、定格出力で主要配管の破断が起これば事態はより厳しい状態となる。														

事例整理番号:0058-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0119-00			
事象タイトル		再起動準備前のスクラム系性能試験における手動弁の閉鎖												
										事象発生日		1991/10/09		
国名		スウェーデン			施設名・炉型		Forsmark-2,BWR(1004MWe)							
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1991/12/02		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×					×							所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出				あり							なし			
放射性物質の所内への放出				あり							なし			
従事者の放射線被ばく				あり							なし			
従事者の負傷				あり							なし			
施設の安全性の確保				あり							なし			
試験・点検による不具合の発見				あり							なし			
報道機関への通知				あり							なし			
事故の概要		<p>電動制御棒駆動を供用にした後の水圧スクラム系の試験時、一群の制御棒がデマンドに応答しないことが明らかになった。原因は手動弁が閉じていたためだった。その他の関連する弁もすべて閉じていた。通常、これらの弁は、圧力容器上蓋が取り付けられた時あるいは取り外された時に、閉じられる。こうした手順は特定の指示書に従って行われるが、担当の運転員が誤解して、弁は既に開いているものと考えたのである。</p>												

事例整理番号:0108-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0205-01				
事象タイトル		高温起動試験時における制御棒機能の不具合												
										事象発生日		1993/01/23		
国名		スウェーデン			施設名・炉型		Ringhals-1,BWR(780MWe)							
評価結果		評価日			尺度							安全上の特性		
暫定		1993/02/18			尺度外							深層防護の劣化		×
最終					0 1 2 3 4 5 6 7							所内への影響		
					×							所外への影響		
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
事故の概要														
<p>1992年の停止後の使用前検査に先立ち、冷態及び高温停止の状態でスクラム試験が行われた。スクラム試験時、ゼロ出力において制御棒数本が完全挿入に失敗したり、挿入時間が規定値より遅れた。157本の制御棒のうち7本に不具合が認められた。ただし、7本全部が同時に故障した訳ではない。電気的・機械的な挿入系自体は、仕様通りに機能していた。不具合の制御棒はすべて、停止時に予防保全を行った24個の水圧作動装置に属していた。これら水圧作動装置のうち3基は取り替えられ、繰り返し試験を行った後、全ての制御棒は仕様を満たした。制御棒不具合の原因は、恐らく水圧作動装置の黒鉛シールが十分に機能しなかったことと、原子炉タンク圧力と制御棒の水圧作動装置にかかる運転圧力が高かったことによるものと考えられる。現在、プラントは定格出力で運転中である。</p>														

事例整理番号:0113-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0210-01				
事象タイトル		32mm 口径の弁ボンネット・シールの軽微な漏洩												
										事象発生日 1993/02/28				
国名		スウェーデン		施設名・炉型		Ringhals-1,BWR(780MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1993/03/03		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×			×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
事故の概要		出力運転前に格納容器内で定期検査を行っていたところ、水圧スクラム系の 32mm 口径の弁のボンネット・シールから漏洩が認められた。プラントは冷却され、その後、同弁は修理された。												

事例整理番号:0114-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0211-01				
事象タイトル		圧力逃し系のパイロット弁に接続される 15mm 口径配管からの軽微な漏洩												
										事象発生日		1993/03/02		
国名		スウェーデン			施設名・炉型		Ringhals-1,BWR(780MWe)							
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1993/03/03		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×			×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下			×
放射性物質の所外への放出				あり							なし			
放射性物質の所内への放出				あり							なし			
従事者の放射線被ばく				あり							なし			
従事者の負傷				あり							なし			
施設の安全性の確保				あり							なし			
試験・点検による不具合の発見				あり							なし			
報道機関への通知				あり							なし			
事故の概要				出力運転前に格納容器において定期検査を行っていたところ、圧力逃し系のパイロット弁に接続される 15mm 口径の配管から、目視困難な蒸気漏れが認められた。原子炉は冷却され、その後、配管は修理されることになっている。出力運転は、翌日、再開される予定である。										

事例整理番号:0123-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0221-01				
事象タイトル		残留熱除去系配管曲がり部(エルボ一部)の亀裂												
										事象発生日		1993/02/24		
国名		スウェーデン		施設名・炉型		Oskarshamn-1,BWR(460MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1993/03/17		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×				×							所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象		×		尺度以下		
放射性物質の所外への放出						あり						なし		
放射性物質の所内への放出						あり						なし		
従事者の放射線被ばく						あり						なし		
従事者の負傷						あり						なし		
施設の安全性の確保						あり						なし		
試験・点検による不具合の発見						あり						なし		
報道機関への通知						あり						なし		
事故の概要				<p>原子炉停止中、残留熱除去系の配管エルボ一部 2ヶ所で亀裂が発見された。これらエルボ一部は隔離弁と原子炉容器の間に位置している。亀裂は、以前に冷温形成曲がり部で認められた IGSCC(粒界応力腐食割れ)によるものと考えられた。材質はオーステナイト・ステンレス鋼 SS2333-25 であるが、その製造過程において、熱処理が行われなかった。超音波を用いた供用中検査によって、直径 219mm×16mm のエルボ一部に 13mm の深い亀裂が発見された。発見後、検査プログラムを拡大することが決定された。原子炉圧力容器下部区域は高線量のため、配管およびエルボ一部が検査されることはなかった。検査の後、貫通亀裂が 2ヶ所見つかった。これらの亀裂は、検査中に見逃されたのである。対策として、検査プログラムと手順を分析することとなった。さらに、残留熱除去系の 2本の吸込ラインのうち 1本を原子炉圧力容器内で施栓し、供用から外すことになった。</p>										

事例整理番号:0155-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0265-01			
事象タイトル		格納容器の気密性能試験の非承認												
										事象発生日	1993/10/12			
国名	スウェーデン			施設名・炉型	Barsebeck-2,BWR(615MWe)									
評価結果	評価日			尺度							安全上の特性			
暫定	//			尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終						×							所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故					異常事象	×			尺度以下	
放射性物質の所外への放出								あり						なし
放射性物質の所内への放出								あり						なし
従事者の放射線被ばく								あり						なし
従事者の負傷								あり						なし
施設の安全性の確保								あり						なし
試験・点検による不具合の発見								あり						なし
報道機関への通知								あり						なし
事故の概要		通常の格納容器の気密性能試験を行った際、高いレベルの漏洩が検出された。貫通部試験用のプレートが腐食のために損傷していた。損傷の原因は現在調査中である。												



事例整理番号:0217-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0322-01			
事象タイトル		非常用炉心冷却系の隔離弁漏えい												
										事象発生日		1994/08/31		
国名		スウェーデン		施設名・炉型		Barsebeck-2,BWR(615MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1994/09/01		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×					×							所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出				あり							なし			
放射性物質の所内への放出				あり							なし			
従事者の放射線被ばく				あり							なし			
従事者の負傷				あり							なし			
施設の安全性の確保				あり							なし			
試験・点検による不具合の発見				あり							なし			
報道機関への通知				あり							なし			
事故の概要														
<p>炉心スプレー系の定例試験中に、非常用炉心冷却系である炉心スプレー系ポンプの吸込側の電動弁から、漏えいが見つかった。弁の修理のために原子炉は停止された。系統の点検により、当該ポンプ吸込側の他の隔離弁からも漏えいが認められた。もう一方の炉心スプレー系ループについても点検したところ、吸入側の弁から漏えいが発見された。漏えいの原因は、設置の際に駆動機構をそれぞれの弁棒に取り付けるにあたり調整を誤ったためである。</p> <p>(INES 評価)</p> <p>表 I の起因事象を伴わない場合の深層防護の劣化基準を適用し、起因事象の発生確率が十分低く、安全機能の利用可能性が十分であったことから、レベル 1 とする。</p>														

事例整理番号:0229-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0332-01			
事象タイトル		非常用炉心冷却系の炉心スプレーポンプへの潤滑油喪失									事象発生日		1994/08/26	
国名		スウェーデン		施設名・炉型		Barsebeck-1,BWR(615MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1994//		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×				×							所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象		×		尺度以下		
放射性物質の所外への放出						あり						なし		
放射性物質の所内への放出						あり						なし		
従事者の放射線被ばく						あり						なし		
従事者の負傷						あり						なし		
施設の安全性の確保						あり						なし		
試験・点検による不具合の発見						あり						なし		
報道機関への通知						あり						なし		
<b>事故の概要</b> 非常用炉心冷却系の1つであるスプレーポンプの潤滑油ポンプについて定期検査を行ったところ、潤滑油ポンプが、炉心冷却ポンプの軸受部に潤滑油を送り込めないことが明らかとなった。仮に、配管破断等により浸水が起こったら、軸受部分は入り込んでくる水から保護されなかったであろう。 なお、本事象の主な原因は、手順の不適切さにあり、現在、試験と管理の強化を行うということを条件に手順書の改訂が行われている。														
(INES 評価) 表 I (起因事象を伴わない深層防護の劣化基準) を基に、安全機能が全て利用可能であったこと、起因事象の発生の可能性が低いことから、レベル 1 とする。														

事例整理番号:0230-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0333-01			
事象タイトル		燃料交換停止後におけるブローダウン保護系の不完全な再確立												
											事象発生日		1994/09/28	
国名		スウェーデン			施設名・炉型		Barsebeck-1,BWR(615MWe)							
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1994//		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×				×							所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					×		尺度以下	
放射性物質の所外への放出						あり							なし	
放射性物質の所内への放出						あり							なし	
従事者の放射線被ばく						あり							なし	
従事者の負傷						あり							なし	
施設の安全性の確保						あり							なし	
試験・点検による不具合の発見						あり							なし	
報道機関への通知						あり							なし	
事故の概要		<p>指示書に反し、接続ワイヤーが所定の位置に挿入されなかったため、それに対応するリレーの機能が阻害された。その結果、ブローダウン系は、作動要求時に、自動起動しなかった可能性がある。</p> <p>(INES 評価) 表 I (起因事象を伴わない深層防護の劣化基準)により、安全機能は、運転制限条件の範囲内にあったが、品質保証手順に対するセーフティカルチャの欠如が認められたことから、レベル 1 とする。</p>												

事例整理番号:0231-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0334-01			
事象タイトル		計画外の全制御棒挿入遅れ												
										事象発生日	1994/06/15			
国名	スウェーデン			施設名・炉型	Forsmark-3,BWR(1090MWe)									
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1994//		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×					×							所内への影響	
													所外への影響	
<b>事故の特徴</b>				事故								×	尺度以下	
放射性物質の所外への放出						あり								なし
放射性物質の所内への放出						あり								なし
従事者の放射線被ばく						あり								なし
従事者の負傷						あり								なし
施設の安全性の確保						あり								なし
試験・点検による不具合の発見						あり								なし
報道機関への通知						あり								なし
<b>事故の概要</b>														
<p>このBWR(沸騰水型軽水炉)タイプには2つの異なる制御棒挿入システムがある。1つは通常の高圧水圧スクラム系であり、もう1つは電動スクリュウによる挿入速度の遅いバックアップ系である。さらに、「部分的スクラム」と呼ばれるオプションがあり、制限された数の制御棒のみが高圧水圧スクラム系で挿入される。この事象では、92%出力時に、スクリュウ系によって誤って全ての制御棒の挿入が開始された。その結果、主循環ポンプの速度が自動的に最小値まで減速したが、これは正常な動作である。しかしながら、想定された部分的スクラム系は自動的に作動しなかった。運転員は、これら2つの装置の故障の重大性に気づき、1分50秒後、手動で部分的スクラムを開始した。もし、スクリュウ系による計画外の制御棒挿入が運転員によって阻止されなかったら、局所出力「高」、あるいは、中性子束増加率「高」により、燃料損傷(ペレット・被覆相互作用:PCI)が起きていたであろう。対策としてスクラムを起動させるための電気系を改善することが計画されている。</p>														
<b>(INES 評価)</b>														
認可運転範囲を超えた異常であることからレベル1とする。														

事例整理番号:0260-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0310-01			
事象タイトル Ringhals-1 号機におけるタービン系からのよう素 131 の放出														
											事象発生日 1994/07/09			
国名 スウェーデン			施設名・炉型 Ringhals-1,BWR(780MWe)											
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1994/07/12		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×				×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故			異常事象				尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出				あり							なし			
放射性物質の所内への放出				あり							なし			
従事者の放射線被ばく				あり							なし			
従事者の負傷				あり							なし			
施設の安全性の確保				あり							なし			
試験・点検による不具合の発見				あり							なし			
報道機関への通知				あり							なし			
事故の概要														
<p>再組立のためのタービン停止から3日後、タービン系が開放された。同系が空気に露された時、一次(蒸気)系からよう素が放出された。この放出は予想されていたが、放出率は予想を上回った。よう素は、タービンホール雰囲気中に放出されたが、そこでは約70人が呼吸器防護装置(マスク)をつけずに作業していた。雰囲気の連続監視を行ったが、警報レベル1の濃度(DAC:Derived Air Concentration)に達しなかったため、マスクの使用命令が出なかった。出口モニタによる作業員の検査で、本事象の発生は明らかとなったが、汚染のレベルは低かった。作業員は、出口モニタで警報が鳴るような不必要な問題を避けるために、数日間はマスクを着用することとなった。</p> <p>タービン系に関わっていた作業員は全て1週間以内に、全身線量カウンタ測定を受けることとなった。低いレベルであるが、空気中のよう素に被ばくした作業員は全員、事象後、全身モニタを受けた。このうちの3人は、スウェーデンの公式報告レベル(年間吸入限度の0.5%)を上回っていた。吸入線量の最も高かったのは、年間吸入限度の0.59%であり、これは0.09mSVの実効線量当量に相当する。</p>														

事例整理番号:0273-00

(和訳作成: 日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0350-01				
事象タイトル		ポンプ及び弁のケーシングの亀裂													
										事象発生日		1995/03/31			
国名		スウェーデン			施設名・炉型		Oskarshamn-2,BWR(605MWe)								
評価結果		評価日			尺度							安全上の特性			
暫定	×	1995/04/20			尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終						×								所内への影響	
														所外への影響	
<b>事故の特徴</b>					事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出					あり							なし			
放射性物質の所内への放出					あり							なし			
従事者の放射線被ばく					あり							なし			
従事者の負傷					あり							なし			
施設の安全性の確保					あり							なし			
試験・点検による不具合の発見					あり							なし			
報道機関への通知					あり							なし			
<b>事故の概要</b>															
<p>原子炉容器から全ての燃料を取り出し原子炉の上蓋を開放して、サーベランスを行ったところ、主循環ポンプとそれにつながる配管上の弁のケーシング内側で亀裂が発見された。これらの亀裂は、製造時から存在していたものと考えられるが、運転中に進展した可能性も否定できない。</p> <p>ケーシングの材料は、鋳造ステンレス鋼である。亀裂で最も深いものは14mmであり、削り取られた。残存厚さは50mmあり十分な強度を有する。現在、関連する他のポンプや弁についてケーシングの検査が行われている。外部循環ループを有する同型のBWR 4基についてもポンプと弁の検査が行われる予定である。</p>															
(INES 評価)															
一般公衆への影響はなく、本事象のスケールのレベルを0とする。															

事例整理番号:0293-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0375-01			
事象タイトル		少量の汚染水の海への計画外放出									事象発生日		1995/07/10	
国名		スウェーデン		施設名・炉型		Barsebeck,BWR(615MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1995/07/13		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×				×							所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出				あり							なし			
放射性物質の所内への放出				あり							なし			
従事者の放射線被ばく				あり							なし			
従事者の負傷				あり							なし			
施設の安全性の確保				あり							なし			
試験・点検による不具合の発見				あり							なし			
報道機関への通知				あり							なし			
事故の概要														
<p>定期サーベランスで、非放射性排水管に水がたまっているのが見付き、当直員はこの水(約 1.6m<sup>3</sup>)をポンプで海への排水口に流した。その後の調査で、この水は、僅かに汚染された処理水を含む系統の弁が部分開となっていたために、そこからドレンされたものであることが判明した。総放出量は 1MBq 程度と推定され、その主な核種は Cr-51、Co-58、Co-60 であった。この放出量は、許可値の 10 分の 1 未満に設定された週間放出量の 1% 未満であった。調査の結果、当該弁については運転手順が用意されていなかった上、以前から開放されたままの状態になっていたことが判明した。</p> <p>(INES 評価) 放出された汚染水の量・汚染の程度は INES レベルに抵触するものではないが、セーフティカルチャーについての考慮が十分でなかったことから、本事象をレベル 1 とする。</p>														

事例整理番号:0302-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0386-01				
事象タイトル		格納容器圧力逃し配管上の弁の閉止及びベント配管上の2つの弁の閉止												
										事象発生日	1995/07/15			
国名	スウェーデン			施設名・炉型	Forsmark-2,BWR(1004MWe)									
評価結果	評価日			尺度							安全上の特性			
暫定	1995/09/15			尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	
最終						×							所内への影響	
													所外への影響	
<b>事故の特徴</b>				事故		異常事象					尺度以下			
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
<b>事故の概要</b>														
<p>制御室における弁の開閉位置指示計の定期サーベランスで、格納容器圧力逃し配管(システム361)上の弁と、格納容器から非常用フィルタへのベント配管(システム362)上の2台の弁が閉じているのが見つかった。これらの弁は、燃料交換後に行われた年間試験以来閉じられていた。試験手順書では、試験後これらの弁を開とするようになっていた。しかし、試験手順書の各項目に運転員による確認のチェックが記してあったにも拘らず、実際にはこれらの弁は正しい(開)位置に戻されていなかった。</p> <p>停止中に行われる試験の手順書を改善することとした。</p>														
<b>(INES 評価)</b>														
<p>本事象中、運転制限条件を超えた異常があったことから、本事象のスケールをレベル1とする。</p>														



事例整理番号:0328-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0412-01				
事象タイトル 炉心シュラウド、シュラウド蓋、原子炉内部構造物の亀裂														
										事象発生日 1995/01/01				
国名 スウェーデン		施設名・炉型		Oskarshamn-1,BWR(460MWe)										
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1996/01/10		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×				×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
事故の概要														
<p>Oskarshamn-1 では、2 年間かけて、大規模な点検を行ってきた。その結果、目視点検で、炉心シュラウドと、それに接続された機器及び給水管上昇部で亀裂が発見された。金相試験の結果、損傷メカニズムは熱疲労であることが判明した。亀裂先端に酸化が認められたことから亀裂の進展は既に止まっていたものと判断された。応力計算の結果から、少なくとも今後5年間に亀裂が限界深さまで進展することはないと考えられる。</p> <p>対策として、炉心シュラウド支持台及び給水管上昇部を交換した。亀裂がそれ以上進展しないようにするため、電極放電機によって亀裂を取り去った。また、試験・検査を毎年行うこととした。</p>														
(INES 評価)														
本事象は、安全上の問題に関わることから、レベル 0 とする。														

事例整理番号:0329-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0413-01			
事象タイトル		電気系統の分離、原子炉保護系の共通原因故障の排除と補助建屋での過圧放出に関する設計上の欠陥												
										事象発生日		1995/01/01		
国名		スウェーデン			施設名・炉型		Oskarshamn-1,BWR(460MWe)							
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1996/01/10		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×					×							所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象		×		尺度以下				
放射性物質の所外への放出				あり		なし								
放射性物質の所内への放出				あり		なし								
従事者の放射線被ばく				あり		なし								
従事者の負傷				あり		なし								
施設の安全性の確保				あり		なし								
試験・点検による不具合の発見				あり		なし								
報道機関への通知				あり		なし								
事故の概要														
<p>Oskarshamn-1 では、この 2 年間、プラントの改良を行ってきた。総合的な調査により、原子炉格納容器外の補助建屋内で配管が破断すると、補助建屋内の区画が浸水したり過圧されたりして、重要な電気機器が損傷する場合のあることが判明した。対策として、これらの区画に分離壁や圧力逃がし装置を設置したり、安全関連機器への電源系を多重化したり、また、原子炉保護系の再配置と多様化を図ることとした。</p> <p>(INES 評価) 認可された運転範囲を超える異常であることから、本事象のスケールをレベル 1 とする。</p>														

事例整理番号:0330-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0414-01			
事象タイトル 広範な試験時に発見されたディーゼル発電機的设计上の欠陥														
											事象発生日 1995/08/26			
国名 スウェーデン		施設名・炉型		Oskarshamn-1,BWR(460MWe)										
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1996/01/10		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×					×							所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					×	尺度以下		
放射性物質の所外への放出						あり						なし		
放射性物質の所内への放出						あり						なし		
従事者の放射線被ばく						あり						なし		
従事者の負傷						あり						なし		
施設の安全性の確保						あり						なし		
試験・点検による不具合の発見						あり						なし		
報道機関への通知						あり						なし		
事故の概要														
<p>Oskarshamn-1では、この2年間、プラントの改良を行ってきた。広範な起動試験を行ったところ、バッテリー電源が喪失し、ガバナーへの潤滑油圧が低かったために、ディーゼルが起動しなかった。対策として、潤滑油ポンプへの電源供給配線を独立したバッテリーに接続することとした。</p> <p>(INES 評価) 認可された運転範囲を超える異常であることから、本事象のスケールをレベル1とする。</p>														

事例整理番号:0338-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0424-01				
事象タイトル 崩壊熱除去系の一部である補助凝縮器の一時的利用不能														
										事象発生日 1996/01/21				
国名 スウェーデン			施設名・炉型 Oskarshamn-1,BWR(460MWe)											
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	1996/03/05		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終						×							所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					×	尺度以下		
放射性物質の所外への放出						あり						なし		
放射性物質の所内への放出						あり						なし		
従事者の放射線被ばく						あり						なし		
従事者の負傷						あり						なし		
施設の安全性の確保						あり						なし		
試験・点検による不具合の発見						あり						なし		
報道機関への通知						あり						なし		
事故の概要														
<p>通常、補助凝縮器 (auxiliary condenser) は、原子炉トリップの際に圧力制御系の 1 つとして使用され、自動的に作動するものである。この補助凝縮器が測定温度の誤信号により使用できなくなった。運転員は、2~3 分以内に補助凝縮器が利用不能であることに気づいた。原因は、改良作業での設計ミスによるものであった。</p> <p>(INES 評価)                  起因事象は想定内のものであり、安全機能の一部が一時的に利用不能であったものの短時間で復旧したことから、本事象のスケールを 1 とする。</p>														

事例整理番号:0340-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:			
事象タイトル		定期試験での格納容器隔離弁の故障												
										事象発生日	1996/03/04			
国名	スウェーデン			施設名・炉型	Oskarshamn-1,BWR(460MWe)									
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1996/03/06		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×					×							所内への影響	
													所外への影響	
<b>事故の特徴</b>				事故					異常事象	×			尺度以下	
放射性物質の所外への放出						あり							なし	
放射性物質の所内への放出						あり							なし	
従事者の放射線被ばく						あり							なし	
従事者の負傷						あり							なし	
施設の安全性の確保						あり							なし	
試験・点検による不具合の発見						あり							なし	
報道機関への通知						あり							なし	
<b>事故の概要</b>														
<p>問題となったのは炉心スプレーポンプの吸込側につながる格納容器隔離弁で、この隔離弁は通常時開であり、安全機能上も開状態であることが要求されているが、状況によっては閉じなければならない。今回の定期試験で同隔離弁が閉じず、原因も分からなかった。次の日、弁軸を清掃し、潤滑油をつけたところ、正常に作動した。保安規定 (Tech. Spec.: スウェーデンではSTFと略称) では、原子炉を24時間以内に停止させることと定めている。</p> <p>(INES 評価)                  本事象では、「深層防護の劣化」基準を適用し、認可された運転範囲を超えた異常があったことから、本事象のスケールをレベル1とする。</p>														

事例整理番号:0357-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度(INES)											INES 番号:0445-01					
事象タイトル		圧力抑制機能の低下														
										事象発生日	1996/06/12					
国名	スウェーデン			施設名・炉型	Barsebeck-2,BWR(615MWe)											
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性					
暫定		1996/06/17		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×		
最終	×					×							所内への影響			
													所外への影響			
<b>事故の特徴</b>				事故									異常事象	×	尺度以下	
放射性物質の所外への放出																なし
放射性物質の所内への放出																なし
従事者の放射線被ばく																なし
従事者の負傷																なし
施設の安全性の確保																なし
試験・点検による不具合の発見																なし
報道機関への通知																なし
<b>事故の概要</b>																
<p>起動試験において、格納容器のドライウェルとウェットウェル間に圧力差がないことが判明した。原因は、誤って弁を開いたまま放置したことであった。この結果、格納容器の圧力抑制機能が低下した。</p> <p>(INES 評価)</p> <p>起因事象は発生しておらず、顕在化した構造物の欠陥も起因事象に繋がるものではない。しかし、安全機能の利用可能性に不適切な点があったことから、本事象のスケールをレベル 1 とする。</p>																

事例整理番号:0392-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:				
事象タイトル		原子炉起動前におけるスクラパー系ベント弁のラインアップ誤り												
										事象発生日		1996/07/18		
国名		スウェーデン		施設名・炉型		Forsmark-1,BWR(1004MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		//		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終						×							所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
<b>事故の概要</b> 運転員がプラントの起動前点検を行ったところ、スクラパー系につながるベントライン上で直列に設置された弁2台が閉じていることが判明した。これらの弁はラプチャディスクに接続されており、通常時開である。事故時には、これらの弁には開信号が発せられるため、弁閉止による影響は小さいと考えられる。2台の弁が閉まっていた原因は、通常の試験として漏洩率試験を行った後、開け忘れたためである。														
(INES 評価) 本事象のスケールは、当初レベル0と考えられたが、1995年に Forsmark-2 でも同じ系統で同様の事象が発生していたことから、本事象のスケールをレベル1とする。														

事例整理番号:0395-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:				
事象タイトル		Oskarshamn-2 における非常用炉心冷却系の1つ(炉心スプレー系)の利用不能													
										事象発生日		1996/11/01			
国名		スウェーデン			施設名・炉型		Oskarshamn-2, BWR(617MWe)								
評価結果		評価日			尺度							安全上の特性			
暫定	×	1996/11/18			尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終								×						所内への影響	
														所外への影響	
<b>事故の特徴</b>					事故		異常事象					×	尺度以下		
放射性物質の所外への放出							あり						なし		
放射性物質の所内への放出							あり						なし		
従事者の放射線被ばく							あり						なし		
従事者の負傷							あり						なし		
施設の安全性の確保							あり						なし		
試験・点検による不具合の発見							あり						なし		
報道機関への通知							あり						なし		
<b>事故の概要</b>															
<p>1996年11月13日に実施された定期試験で、炉心スプレー系ポンプが解列されたままになっているのが発見された。不具合は10分で修復された。2週間前に、燃料交換後の再起動に当たり、全てのシステムの点検が行われ、機能が確認された。その後、炉心スプレー系については追加試験が行われ、その際ポンプの解列器を開放したが、今回の定期試験までそのままとなっていたものである。</p> <p>(INES 評価)</p> <p>本事象では、起因事象は発生していないが、深層防護の劣化(使用手引、P28、表 I)であり、安全機能の利用可能性も不適切であったため、基本的には本事象のスケールは1であるが、手順書に不備があったことを考慮し、最終的にはレベル2とする。</p>															



事例整理番号:0523-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:			
事象タイトル		プラント停止前の原子炉停止操作中における格納容器圧力抑制機能の低下												
										事象発生日	1997/05/16			
国名	スウェーデン			施設名・炉型	Forsmark-2,BWR(1004MWe)									
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1997/05/27		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×					×							所内への影響	
													所外への影響	
<b>事故の特徴</b>				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
<b>事故の概要</b>														
<p>原子炉の減圧操作中、格納容器の検査を行い弁を開けたところ、ウェットウェルの雰囲気が窒素から空気に置換されてしまった。その結果、格納容器の圧力抑制機能が低下した。格納容器雰囲気の置換は、原子炉を完全に減圧してから実施すべきものであった。本事象の原因は、雰囲気の置換に関する2つの手順書に記述の矛盾があったことによる。</p>														
<b>(INES 評価)</b>														
<p>本事象では起因事象は発生していないが「深層防護の劣化」に相当する。(発生頻度は極めて低い)中破断または大破断 LOCA が発生した場合、圧力抑制機能が不適切な状態にあった。他に追加要因はないことから、本事象のスケールをレベル 1 とする。</p>														

事例整理番号:0105-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度(INES)										INES 番号:0202-01				
事象タイトル		非破壊検査中に発見されたオーステナイト系配管の有意な指示												
										事象発生日		1992/11/		
国名		ドイツ		施設名・炉型		Brunsbuettel(KKB),BWR(806MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	1993/02/		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終						×							所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象		×		尺度以下		
放射性物質の所外への放出						あり						なし		
放射性物質の所内への放出						あり						なし		
従事者の放射線被ばく						あり						なし		
従事者の負傷						あり						なし		
施設の安全性の確保						あり						なし		
試験・点検による不具合の発見						あり						なし		
報道機関への通知						あり						なし		
<b>事故の概要</b> プラントは、1992年8月25日より燃料交換のため停止中であつた。同プラントのオーステナイト系配管に亀裂が発見された後の対策として、原子炉圧力容器に接続されたオーステナイト系配管の溶接部について広範な非破壊検査が計画された。この検査により、主として原子炉浄化系や内部循環ポンプの軸受け水系に数多くの有意な指示が認められた。これらの有意な指示やその原因についての調査が開始されたが、まだ完了しない。現在のところ、電力会社では、亀裂や有意な指示はプラント建設中の溶接施工手順に起因しているものと考えている。しかし、キール州規制当局者およびそのコンサルタントは、粒界応力腐食割れ(IGSCC)を故障メカニズムとして排除できないと述べている。														

事例整理番号:0050-00

(和訳作成: 日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0162-01				
事象タイトル		福島第一-2号機の自動停止												
										事象発生日		1992/09/29		
国名		日本	施設名・炉型		福島-第 1-2,BWR(760MWe)									
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	//		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終					×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
事故の概要														
<p>1992年9月29日3時31分、定格出力運転中、「原子炉水位低」信号によりプラントは自動的に停止し、高圧注入系(HPCI)が起動した。その後の調査の結果、以下の事項が判明した:原子炉自動停止の前、プラントは高圧復水ポンプ(HPCP)-A&amp;Bとタービン動給水ポンプ(TDRFWP)-A&amp;Bを用いて運転していた。一方、HPCP-Cでは配電盤の励磁作業が進められていた。この時、誤信号が発生したため、HPCPの稼働基数を2基に限定するという要求に従って、作動中のHPCP-Aが自動停止した。さらに、吐出圧低により、HPCP-Bも自動停止した。また、TDRFWP-Bも稼働基数制限要求によって自動停止した。結局、HPCPは3基とも停止し、その結果、TDRFWP-Aも自動停止したため原子炉水位が低下し、原子炉が自動停止して、HPCIが自動起動した。施設外への放射能放出も、従業員の被ばくもなかった。</p>														

事例整理番号:0237-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0340-01			
事象タイトル		核計装系信号による原子炉自動停止												
										事象発生日		1994/12/11		
国名		日本	施設名・炉型		女川-2,BWR(825MWe)									
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1994/12/26		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×					×							所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象			×	尺度以下		
放射性物質の所外への放出						あり						なし		
放射性物質の所内への放出						あり						なし		
従事者の放射線被ばく						あり						なし		
従事者の負傷						あり						なし		
施設の安全性の確保						あり						なし		
試験・点検による不具合の発見						あり						なし		
報道機関への通知						あり						なし		
<b>事故の概要</b> 12月11日午前1時53分、臨界後の試験運転中、原子炉が自動停止した。調査によって、核計装系の定期検査の手順にいくつかの欠陥があることが判った。その結果、信号が発生し、原子炉の自動停止となった。原子力施設外への放射性物質等の放出はなく、計画外の作業員被ばくもなかった。														
(INES 評価) 基準3:「想定される」起因事象(原子炉自動停止)が発生したが、安全機能の利用可能性は「完全」と見なされた。表Ⅱの1-Aでは基本的にはレベル0となる。しかしながら、手順の不備が発見されたので、最終的に1ランク上のレベル1とする。														

事例整理番号:0322-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:				
事象タイトル		女川-2号機の原子炉手動停止													
											事象発生日		1995/12/24		
国名		日本		施設名・炉型		女川-2,BWR(825MWe)									
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性				
暫定		1995/12/25		尺度外		0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	
最終				×										所内への影響	
														所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下				
放射性物質の所外への放出				あり							なし				
放射性物質の所内への放出				あり							なし				
従事者の放射線被ばく				あり							なし				
従事者の負傷				あり							なし				
施設の安全性の確保				あり							なし				
試験・点検による不具合の発見				あり							なし				
報道機関への通知				あり							なし				
事故の概要		(INES形式の報告は添付されていない)													
		<p>定格出力運転中、湿分分離器の第2段加熱器ドレンタンク(B1)の水位高調整弁付近で水滴が落ちていたのが発見された。そのため、12月24日22:00、点検調査のため出力降下を開始し、12月25日24:00、原子炉を手動で停止した。</p> <p>本事象では外部への放射線の影響はなかった。</p>													

事例整理番号:0078-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0170-01			
事象タイトル		主制御室における通信連絡系の喪失												
										事象発生日		1992/01/18		
国名		メキシコ			施設名・炉型		Laguna Verde-1,BWR(675MWe)							
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	1992//		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終						×							所内への影響	
													所外への影響	
<b>事故の特徴</b>				事故		異常事象					×	尺度以下		
放射性物質の所外への放出						あり						なし		
放射性物質の所内への放出						あり						なし		
従事者の放射線被ばく						あり						なし		
従事者の負傷						あり						なし		
施設の安全性の確保						あり						なし		
試験・点検による不具合の発見						あり						なし		
報道機関への通知						あり						なし		
<b>事故の概要</b>														
<p>1月18日10時30分、主制御室から他のプラント内区域へ連絡を取ろうとしたが、通信連絡系が機能しなかった。この緊急事態は、異常事象と宣言された。10時45分に、緊急通達が所内に放送され、また、技術支援センターから規制当局(CNSNS)にも電話連絡された。12時45分、内線243は使用可能になり事態は終了した。</p> <p>(INES 評価)                  起因事象は発生しておらず、また安全機能は全て利用可能であったことから、使用手引の表I、コラム2によりレベル1とする。通信系の喪失によりプラントの安全性が脅かされた。</p>														

事例整理番号:0079-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0129-00				
事象タイトル		保安規定の適用による原子炉停止 (異常事象)													
										事象発生日	1992/05/09				
国名	メキシコ			施設名・炉型	Laguna Verde-1,BWR(675MWe)										
評価結果	評価日			尺度							安全上の特性				
暫定	1992/05/11			尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×	
最終						×							所内への影響		
													所外への影響		
事故の特徴				事故				異常事象	×		尺度以下				
放射性物質の所外への放出					あり					なし					
放射性物質の所内への放出					あり					なし					
従事者の放射線被ばく					あり					なし					
従事者の負傷					あり					なし					
施設の安全性の確保					あり					<del>なし</del>					
試験・点検による不具合の発見					あり					なし					
報道機関への通知					あり					なし					
<b>事故の概要</b> 1992年5月9日午後6時10分、技師がATWSのための原子炉循環ポンプ・トリップ圧力計装に関する機能試験を行っていた。この試験で、技師は、計器の作動状態を確認するために、4つのスイッチのうち1つを“テスト・ポジション”にした。この時、手順エラーを犯し、また、作業者間での連絡も十分でなかったため、トリップ・ロジックが働き再循環ポンプがトリップした。運転員は、保安規定(Tech. Spec.)と異常時手順に従って、原子炉出力を約35%に低下させた。7時35分本事象は終息した。設置者は「異常事象」を宣言した。															
(INES 評価) 安全機能は全て確保されていたので、当初レベル0と評価されたが、1991年11月27日にも同様の事象が起きたので、レベル1に格上げされた。															

事例整理番号:0080-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0172-01			
事象タイトル		100%を超える出力急上昇を伴う再循環過渡												
										事象発生日	1992/05/13			
国名	メキシコ			施設名・炉型	Laguna Verde-1,BWR(675MWe)									
評価結果	評価日			尺度							安全上の特性			
暫定	1992//			尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終						×							所内への影響	
													所外への影響	
<b>事故の特徴</b>				事故			異常事象	×					尺度以下	
放射性物質の所外への放出							あり						なし	
放射性物質の所内への放出							あり						なし	
従事者の放射線被ばく							あり						なし	
従事者の負傷							あり						なし	
施設の安全性の確保							あり						なし	
試験・点検による不具合の発見							あり						なし	
報道機関への通知							あり						なし	
<b>事故の概要</b>														
<p>RRC-FCV-8830B 弁が開き、HPU-B サブルーブ 2 はトリップしたが、サブグループ 1 は自動モードであったにも拘らず作動しなかった。その結果、中性子束が急上昇した。即ち、平均出力領域モニタ(APRM)-A 108%、APRM-C 109%、APRM-D 115%であり、炉心流量は 29.4kT/時となった。出力は、再循環ループ A(1550LPS)とループ B(1890LPS)の流量を調整することによって低下させた。出力は 1915MWt であった。</p> <p>(INES 評価)                      起因事象は、出力の急上昇を伴う再循環過渡であるが、これは想定内の事象であるため、当初は使用手引の表 II、コラム A-1 に従ってレベル 0 とされたが、再循環系でこれまで他の事象が発生していることから(91/09/10,92/05/09)レベル 1 に格上げされた。</p>														



事例整理番号:0081-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度(INES)										INES 番号:0173-01									
事象タイトル		プラント内のガス放出による異常事象																	
										事象発生日		1992/05/28							
国名		メキシコ		施設名・炉型		Laguna Verde-1,BWR(675MWe)													
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性								
暫定		×		1992//		尺度外		0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化		×	
最終									×							所内への影響			
																所外への影響			
事故の特徴				事故				異常事象		×		尺度以下							
放射性物質の所外への放出								あり						なし					
放射性物質の所内への放出								あり						なし					
従事者の放射線被ばく								あり						なし					
従事者の負傷								あり						なし					
施設の安全性の確保								あり						なし					
試験・点検による不具合の発見								あり						なし					
報道機関への通知								あり						なし					
事故の概要		<p>家庭用ガスの臭いが感知されたため異常事象が宣言された。原因は、制御室の屋上にある固定のガスタンクの安全弁が開いたことによるものであった。ガスはHVAC(換気空調系)で吸いこまれた。本事象はタンク充填中に発生した。</p> <p>(INES 評価)                  使用手引の表 I、コラム A3 によりレベル 0 とされたが、もし爆発レベルまで達していたらプラントの安全に悪影響を与えていたと考えられるためレベル 1 に格上げされた。</p>																	

事例整理番号:0082-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0174-01				
事象タイトル		主変圧器(T-1)のトリップによる所内電源の喪失												
										事象発生日		1992/09/18		
国名		メキシコ		施設名・炉型		Laguna Verde-1,BWR(675MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	1992//		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終						×							所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象		×		尺度以下		
放射性物質の所外への放出								あり				なし		
放射性物質の所内への放出								あり				なし		
従事者の放射線被ばく								あり				なし		
従事者の負傷								あり				なし		
施設の安全性の確保								あり				なし		
試験・点検による不具合の発見								あり				なし		
報道機関への通知								あり				なし		
事故の概要														
<p>リレー286/GTの作動により変圧器 T-1 がトリップしたため、所内電源が喪失した。この時、プラントモード 5 に置かれており、変圧器下部が地絡したため原子炉スクラムと隔離が起こった。ディーゼル発電機(DG)が起動し順次負荷が投入された。母線 1A1 に電力が供給され、スクラムと隔離の復旧段階に入った。本事象の継続時間は 13 秒であった。</p> <p>(INES 評価)                      起回事象は想定されるものであり、安全機能は全て利用可能であったことから、使用手引の表 I、コラム 2C により、レベル 1 とする。</p>														

事例整理番号:0332-00

(和訳作成: 日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0419-01				
事象タイトル		原子炉研究所(逃し安全弁の開動作による放射性物質の小規模放出)													
											事象発生日		1996/01/31		
国名		ロシア		施設名・炉型		VK-50,BWR(50MWe)									
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性				
暫定	×	1996/02/01		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化		
最終						×							所内への影響		×
													所外への影響		
事故の特徴				事故		異常事象					×	尺度以下			
放射性物質の所外への放出						あり						なし			
放射性物質の所内への放出						あり						なし			
従事者の放射線被ばく						あり						なし			
従事者の負傷						あり						なし			
施設の安全性の確保						あり						なし			
試験・点検による不具合の発見						あり						なし			
報道機関への通知						あり						なし			
事故の概要															
<p>1996年1月31日11:15、ロシア連邦国立科学センター(NIIAP)のVK-50(沸騰水型炉)で、逃し安全弁が作動した。この結果、100mCi未達の放射性物質を含んだ蒸気が大気中に放出された。この放出により、研究所の敷地の一部が汚染されたが、線量率は当初7mR/時を超えるものではなかった。</p> <p>本事象では、原子炉の系統・機器の損傷はなく、また、従事者や周辺公衆への危険もなかった。現在、汚染された領域の除染を行っている。</p> <p>(INES 評価) 本事象のスケールを暫定的にレベル1とする。</p>															

事例整理番号:0358-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0444-01				
事象タイトル		原子炉スクラム後の原子炉冷却材系安全弁の作動												
										事象発生日		1996/01/31		
国名		ロシア		施設名・炉型		VK-50,BWR(50MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1996/03/05		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×				×							所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象		×		尺度以下		
放射性物質の所外への放出						あり						なし		
放射性物質の所内への放出						あり						なし		
従事者の放射線被ばく						あり						なし		
従事者の負傷						あり						なし		
施設の安全性の確保						あり						なし		
試験・点検による不具合の発見						あり						なし		
報道機関への通知						あり						なし		
事故の概要		<p>1996年1月31日11:15、200MWt(48MWe)で運転中、タービン保護回路の故障によりタービン・トリップ信号が発生した。原子炉はスクラムして未臨界状態に移行すると共に、後備スクラム系も作動し、圧縮窒素により安全注入タンクからほう酸水が注入された。この間、原子炉圧力は5.0MPaから4.8MPaまで下がったが、その後、再び上昇し始めた。運転員は原子炉圧力を安定させるため過剰蒸気をダンプしたが、うまく凝縮されなかった。原子炉スクラムの6.5分後、原子炉圧力が5.63MPaとなった時、5台ある安全弁の1台が設計通り開き、原子炉圧力は低下し始めた。その1分後には、原子炉圧力は4.5MPaまで低下し、安全弁は自動的に閉じた。この間約1.1トンの蒸気(放射能90mCi)が空气中に放出された。この結果、冷却塔周辺等の研究所施設の一部が僅かに(約11mR/時)汚染された。しかし、制御室等の放射能レベルは変化せず、運転員等で被ばくしたものはなかった。また、本事象では周辺公衆の被ばくもなかった。</p> <p>(INES 評価)</p> <p>本事象では、放射性物質が研究所施設の一部に放出されたが、その量は極くわずかであり、レベル2の基準まで達しない。VK-50が研究炉であることを考慮し、使用手引Ⅲ-2及びⅢ-3.4の基準を用いて本事象を評価することとする。本事象では、安全機能が利用可能であったが、運転員が手順書に違反したことから、セーフティカルチャーの欠如を考慮して、本事象のスケールをレベル1とする。</p>												

A-3 黒鉛減速型原子力発電所(LWGR)における事例：46件

本付録では、以下の国別順に従って、INES情報の和訳を掲載する。

ウクライナ：	18件
リトアニア：	21件
ロシア：	7件

事例整理番号:0005-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度(INES)										INES 番号:0102-00					
事象タイトル		停止したタービン発電機-4のユニット遮断器の瞬時閉鎖													
										事象発生日		1991/10/11			
国名		ウクライナ		施設名・炉型		Chernobyl-2,LWGR(1000MWe)									
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性				
暫定		//		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×	
最終							×						所内への影響		
													所外への影響		
事故の特徴				事故				異常事象				尺度以下			
放射性物質の所外への放出								あり						なし	
放射性物質の所内への放出								あり						なし	
従事者の放射線被ばく								あり						なし	
従事者の負傷								あり						なし	
施設の安全性の確保								あり						なし	
試験・点検による不具合の発見								あり						なし	
報道機関への通知								あり						なし	
<b>事故の概要</b> 1991年10月11日19時49分、タービン発電機-4を保守のために供用から外そうとしていた。しかしながら、安全停止直前の20時09分に遮断器が瞬時に閉じ、タービン発電機は送電系に再びつながれた。このため、発電機はモーター化の状態動き始め、その結果、発電機の気密性が失われて水素が漏れた。さらに、発電機の母線が損傷を受け、火災が発生した。20時10分、プラント職員は、緊急停止ボタンをを使って原子炉をスクラムさせ、タービン発電機からオイルを抜いた。発電機の中の水素は窒素に置換された。しかしながら、タービン建屋に水素が流入したため火災が生じ、屋根の一部が崩れ落ちた。自動消火系が設計通り作動し、到着した消火隊が無事その任務を果たしたため、火災は23時30分までに完全に鎮火した。負傷者はなく、環境への放射能の放出もなかった。原子炉は通常の方法で冷却されている。															
<b>(INES 評価)</b> 本事象では、起因事象が発電機冷却系から放出された水素の燃焼であったが、安全機能は全て利用可能であったため、レベル1か2に相当する(A-2R)。ただし、設計上の不備が明らかになり、また安全性との関わりを持つ事象であることから、レベル2とする。															

事例整理番号:0007-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度(INES)										INES 番号:0103-00				
事象タイトル		発火によるタービン建屋の弁および補助部品の電力・計装ケーブルの部分的損傷												
										事象発生日		1991/11/01		
国名		ウクライナ		施設名・炉型		Chernobyl-1,LWGR(1000MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		//		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終					×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下			
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
<b>事故の概要</b> プラントは定期保守のため冷態停止中であった。13時25分に火災警報がなり、「ケーブル区画706に火災」の表示が出た(この区画はタービン建屋内に位置している)。目視により火災が確認されたため、プラント職員は通常のカス消火系を作動させた。その結果、火災は隔離され、その後消火隊により消し止められた。この火災により、タービン建屋の弁と補助部品の電力ケーブル及び計装ケーブルが部分的に損傷した。安全運転制限条件の違反はなかった。また、放射能閉じ込め機能の低下も、放射能の放出もなかった。														
(INES 評価) 起因事象であるタービン建屋内ケーブル区画の火災は想定内であり、また、安全機能も全て利用可能であったため、使用手引の表 A2 により、レベル 0 とする。														

事例整理番号:0015-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0111-00			
事象タイトル		燃料交換時における新燃料集合体の落下												
										事象発生日		1991/07/01		
国名		ウクライナ		施設名・炉型		Chernobyl-2,LWGR(1000MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		//		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終							×						所内への影響	
													所外への影響	
<b>事故の特徴</b>				事故		異常事象					尺度以下			
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
<b>事故の概要</b>														
<p>不合格になった3体の新燃料集合体を輸送用キャスクに装荷した時、吊り上げケーブルが切れて燃料集合体が落ち、破損する事態になった。ただし、燃料棒被覆材の損傷や放射能の放出はなかった。ケーブル切断の原因は吊り上げ装置スイッチの故障であった。</p> <p>(INES 評価)            新燃料集合体の落下が起因事象であるが、安全機能は全て利用可能であったため、レベル1に相当する。しかし、セーフティカルチャーの欠如(燃料集合体の輸送方法に関する組織/技術上の欠陥)が明らかとなったため、格上げしてレベル2とする。</p>														



事例整理番号:0023-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0082-00				
事象タイトル		電離箱の電源喪失による低電圧保護機能の喪失												
										事象発生日		1991/04/10		
国名		ウクライナ		施設名・炉型		Chernobyl-1,LWGR(1000MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		//		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終							×						所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象				尺度以下				
放射性物質の所外への放出						あり				なし				
放射性物質の所内への放出						あり				なし				
従事者の放射線被ばく						あり				なし				
従事者の負傷						あり				なし				
施設の安全性の確保						あり				なし				
試験・点検による不具合の発見						あり				なし				
報道機関への通知						あり				なし				
事故の概要		<p>低電圧領域における原子炉出力過大保護(LPEP)装置の定期検査で、予防保全のため原子炉を停止したところ、500V 電力ケーブルの絶縁不良により、4つのうち3つのトレインで電離箱電源キャビネットの故障が発見された。ケーブルの絶縁不良(熔融)は、室温が高かったために発生した。運転員は AZM 保護(電圧レベル緊急保護)のみを作動させ、手順書で禁止されている LPEP 保護を起動させずに燃料交換(使用済み燃料集合体の取り出し、吸収体の追加)を開始した。RPS インターロックの影響により、原子炉保護系(RPS)の制御棒の位置にかかわらず、LPEP 保護装置を作動させることはできなかった。</p> <p>(INES 評価)                  使用手引の表 I によればレベル 1/2(C-1P)である。本事象では手順書不備(保安規定と原子炉運転指示書との矛盾)、セーフティカルチャーの欠如と運転条件違反が明らかとなった。従ってレベル 2 とする。</p>												

事例整理番号:0059-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0102-00				
事象タイトル		電気機器の故障に起因したタービン建屋火災による原子炉停止												
										事象発生日		1991/10/11		
国名		ウクライナ		施設名・炉型		Chernobyl-2,LWGR(1000MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1991/12/12		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終							×						所内への影響	
													所外への影響	
<b>事故の特徴</b>				事故		異常事象					尺度以下			
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
<b>事故の概要</b>														
<p>19時46分、タービン発電機(TG-4)は保守のために供用から外されようとしていた。20時09分、ほとんど完全停止状態となった時、遮断器が突然閉じて同TGはグリッドに接続された。そのため、発電機がモーター化運転状態に移され、発電機冷却系の密閉性が失われて、発電機ベアリング部から水素とイオンが流出し発火した。20時10分、運転員が緊急保護ボタンを押して原子炉をスクラムさせ、消防隊に連絡した。TG-3(訳者注: TG-4と考えられる)は停止し、オイルがぬかれ、発電機内の水素は窒素に置換された。原子炉緊急保護系解磁の信号で、設計通りにディーゼル発電機が起動した。水素がタービン建屋に放出され、屋根の下で再び燃えたためにTG-4の上方の屋根の一部が落下した。自動消火系が設計通りに作動した。23時30分、火災は完全に鎮火した。原子炉は保安規定(Tech. Spec.)に従って冷却された。負傷者はなく、環境への放射能の放出はなかった。</p>														
(INES 評価)														
<p>使用手引の表 A2によればレベル 1 であるが、設計上の欠陥が明らかとなり、また潜在的な安全上の重要性も認められたため、レベル 2 とする。</p>														

事例整理番号:0097-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0197-01				
事象タイトル		携帯用装置接続部ケーブルからの発火												
										事象発生日		1993/01/12		
国名		ウクライナ		施設名・炉型		Chernobyl-3,LWGR(1000MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	1993/01/		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終					×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
事故の概要														
<p>1993年1月12日、補助家屋702において接続部ケーブルの発火が見つかった。このケーブルは、プラントの基本的な技術体系には含まれていない携帯用装置で使用されている接続部の電源用であった。勤務中の職員と消防隊が火災を消し止めた。安全運転制限条件の違反はなく、負傷者もなかった。</p>														

事例整理番号:0122-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0220-01			
事象タイトル		気水分離器の水位上昇に伴う緊急保護系の作動による原子炉停止												
										事象発生日	1993/03/18			
国名	ウクライナ			施設名・炉型	Chernobyl-3,LWGR(1000MWe)									
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	1993/03/20		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終					×								所内への影響	
													所外への影響	
<b>事故の特徴</b>				事故					異常事象				尺度以下	×
放射性物質の所外への放出									あり					なし
放射性物質の所内への放出									あり					なし
従事者の放射線被ばく									あり					なし
従事者の負傷									あり					なし
施設の安全性の確保									あり					なし
試験・点検による不具合の発見									あり					なし
報道機関への通知									あり					なし
<b>事故の概要</b>														
<p>1993年3月18日午後3時1分、気水分離器の水位上昇に起因した緊急保護系の作動により原子炉が停止した。気水分離器の水位上昇は、給水ポンプ稼働時に分配ヘッダーの弁が開いたことによる。放射能放出および職員の被ばくはなかった。また、安全運転制限条件の違反もなかった。弁開の原因を調査するために委員会が組織された。</p>														

事例整理番号:0157-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0259-00				
事象タイトル		新燃料貯蔵建屋での燃料要素 2 本の紛失												
										事象発生日		1993/10/20		
国名		ウクライナ		施設名・炉型		Chernobyl-3,LWGR(1000MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		//		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	
最終				×									所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下			
放射性物質の所外への放出				あり							なし			
放射性物質の所内への放出				あり							なし			
従事者の放射線被ばく				あり							なし			
従事者の負傷				あり							なし			
施設の安全性の確保				あり							なし			
試験・点検による不具合の発見				あり							なし			
報道機関への通知				あり							なし			
事故の概要														
<p>1993年10月20日午後3時30分、原子炉建屋作業場にいた従業員が新燃料貯蔵建屋を点検中、欠陥のある燃料集合体1体から2本の燃料要素が紛失していることに気づいた。当該集合体は1987年10月20日に欠陥品として使用を取り止めたものであった。</p>														

事例整理番号:0186-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0198-00						
事象タイトル		3号機と4号機との間の隔壁における木製枕木の燃焼														
										事象発生日		1993/01/14				
国名		ウクライナ		施設名・炉型		Chernobyl-3,LWGR(1000MWe)										
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性					
暫定		//		尺度外		0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化		×
最終				×										所内への影響		
														所外への影響		
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下					
放射性物質の所外への放出						あり					なし					
放射性物質の所内への放出						あり					なし					
従事者の放射線被ばく						あり					なし					
従事者の負傷						あり					なし					
施設の安全性の確保						あり					なし					
試験・点検による不具合の発見						あり					なし					
報道機関への通知						あり					なし					
事故の概要																
<p>1993年1月14日午前9時、3号機と4号機を隔てる壁の4号機側から煙が確認された。換気管理室(家屋805/3,高度表示44)でくすぶっている枕木が発見された。プラント職員と消防隊が消火した。放射能測定により放射能の放出は認められなかった。</p>																

事例整理番号:0198-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0297-01				
事象タイトル		非常用原子炉冷却系のタンク水位低下による原子炉スクラム												
										事象発生日		1994/04/18		
国名		ウクライナ		施設名・炉型		Chernobyl-3,LWGR(1000MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		//		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×					×							所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象		×		尺度以下		
放射性物質の所外への放出						あり								なし
放射性物質の所内への放出						あり								なし
従事者の放射線被ばく						あり								なし
従事者の負傷						あり								なし
施設の安全性の確保						あり								なし
試験・点検による不具合の発見						あり								なし
報道機関への通知						あり								なし
事故の概要														
<p>1994年4月2日から18日まで修理のため、原子炉は隔離されていたが、修理終了後の4月18日午前10時27分に運転が再開された。22%出力で運転中、午前11時25分、非常用原子炉冷却系タンク水位の低下により緊急保護系が作動し原子炉がスクラムした。調査の結果、制御ケーブルの短絡により高速作動弁2個が開き、それに引き続いてタンク内の水が一次系に流れこんだことが判明した。プラントは検査のため停止された。安全運転制限条件の違反等はなく、また、放射線の状況は正常であった。</p>														
(INES 評価)														
<p>本事象は、安全系の一部の故障と深層防護の劣化を考慮してレベル1とする。</p>														

事例整理番号:0225-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0327-01			
事象タイトル											燃料チャンネル管 # 41-13 上部における貫通亀裂			
											事象発生日		1994/10/17	
国名			ウクライナ			施設名・炉型			Chernobyl-3,LWGR(1000MWe)					
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1994/10/24		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×					×							所内への影響	
												所外への影響		
事故の特徴				事故			異常事象				尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出				あり			なし				なし			
放射性物質の所内への放出				あり			なし				なし			
従事者の放射線被ばく				あり			なし				なし			
従事者の負傷				あり			なし				なし			
施設の安全性の確保				あり			なし				なし			
試験・点検による不具合の発見				あり			なし				なし			
報道機関への通知				あり			なし				なし			
<b>事故の概要</b> 午前 11 時 35 分、定格出力運転中、原子炉上蓋の定期的な目視検査を行ったところ、燃料チャンネル管 # 41-13 の上部に蒸気漏れが発見された。午前 11 時 43 分、運転員は原子炉を停止した。チャンネル管 # 41-13 上に燃料交換機が取り付けられた。10 月 20 日、原子炉がクールダウンされている間に欠陥検査が行われた。ホルダーとスタンドパイプ(集合体 25) 接合箇所の溶接継ぎ目部分から 70mm 下の所に亀裂が見つかった。溶接箇所の欠陥は、1980 年に、最初に発見されたが、その時は、スタンドパイプの製造過程での欠陥が明らかとなった。スタンドパイプの超音波探傷試験は毎年実施されていたが、この試験は、継ぎ目部分と、隣接した 50mm の金属帯部だけに対して実施されてきた。欠陥の原因は詳しく調査される予定である。														
<b>(INES 評価)</b> 本事象は、「深層防護」基準を基に、レベル 1 とする。当該欠陥が検査領域内に入っていなかったことから、スタンドパイプの欠陥などを見つけるためのサーベランスプログラムにおいて、発見できなかった。使用手引の表 I に従えばレベル 0 であるが、この事象の潜在的な影響は重大であると考えられていることから、レベル 1 に格上げされた。														



事例整理番号:0272-01

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0341-00			
事象タイトル		人的過誤に起因する原子炉トリップ												
										事象発生日		1995/01/29		
国名		ウクライナ		施設名・炉型		Chernobyl-3,LWGR(1000MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	1995/01/31		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終					×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり							なし	
放射性物質の所内への放出						あり							なし	
従事者の放射線被ばく						あり							なし	
従事者の負傷						あり							なし	
施設の安全性の確保						あり							なし	
試験・点検による不具合の発見						あり							なし	
報道機関への通知						あり							なし	
事故の概要														
(Fax の一部に判読不能箇所あり)														
<p>22:04、“ECCS 蓄圧器水位低”の誤信号によって原子炉はスクラムした。この誤信号は、計装配管の切替時における運転員のエラーによるものであった。</p> <p>本事象では、原子炉施設外への放射性物質の放出はなく、従事者被ばくもなかった。</p>														
(INES 評価)														
<p>本事象については、「所外及び所内への影響」基準は適用せず、「想定される起因事象の発生を伴う深層防護の劣化」基準に基づき評価する。本事象中、安全機能の利用可能性は十分であると考えられるため、表Ⅱの A1 により、レベル 0 とする。なお、追加要因及び最終レベルの評価は、調査後に行うこととする。</p>														

事例整理番号:0272-02

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0341-00			
事象タイトル		人的過誤による原子炉トリップ												
										事象発生日		1995/01/29		
国名		ウクライナ		施設名・炉型		Chernobyl-3,LWGR(1000MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1995/04/10		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×					×							所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					×	尺度以下		
放射性物質の所外への放出						あり						なし		
放射性物質の所内への放出						あり						なし		
従事者の放射線被ばく						あり						なし		
従事者の負傷						あり						なし		
施設の安全性の確保						あり						なし		
試験・点検による不具合の発見						あり						なし		
報道機関への通知						あり						なし		
<b>事故の概要</b> 1995年1月29日22:04、“ECCS 蓄圧器水位低”の誤信号によって原子炉はスクラムした。この誤信号は、運転員が間違った水位検知器の計装配管の弁を誤って閉めたために発信されたものであった。計装配管の弁を閉めた結果、他の検知器の計装配管での漏洩を隔離する必要が生じた。この漏洩は定例の巡回点検によって見つかった。運転員エラーは、検知器の表示が悪かったことによる。 本事象では、原子炉施設外への放射性物質の放出はなく、従事者被ばくもなかった。														
<b>(INES 評価)</b> 本事象については、当初レベル0とした(1995年1月31日発行の INES 参照)が、これは、「深層防護の劣化」基準を適用し、表Ⅱの A1 より評価したものであった。プラントが発行した事象調査報告書をレビューし、プラント技術者と協議した結果、本事象の根本原因は、計装装置に関する巡回点検手順書の不適切さ及び品質管理上の欠陥であることが判明した。そこで、Ⅲ-5.2“手順書の不適切さ”とⅢ-5.3“セーフティカルチャーの欠如”が明らかとなったことにより本事象のスケールをレベル1とする。														

事例整理番号:0305-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0389-01				
事象タイトル		空気圧縮機モータの電気火災												
										事象発生日		1995/09/28		
国名		ウクライナ		施設名・炉型		Chernobyl-1,LWGR(1000MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1995/09/28		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×		×									所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
事故の概要														
<p>1995年9月28日16:30、チェルノブイリ-1,2号機の補助建屋で、空気圧縮機モータで電気火災が発生した。補助建屋は原子力発電所のサイト境界付近に位置し、安全に関連した装置も放射性物質もなかった。火災の原因は短絡によるものであり、すぐに運転員が消火した。</p> <p>本事象では、放射性物質の放出も、従事者被ばくも発生していない。</p> <p>(INES 評価) 本事象は、「安全上の重要性」がないことから、尺度外とした。</p>														

事例整理番号:0306-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:				
事象タイトル		燃料交換機の故障による原子炉停止													
											事象発生日		1995/10/27		
国名		ウクライナ			施設名・炉型		Chernobyl-1,LWGR(1000MWe)								
評価結果		評価日			尺度							安全上の特性			
暫定	×	1995/11/01			尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終						×								所内への影響	
														所外への影響	
<b>事故の特徴</b>					事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出							あり					なし			
放射性物質の所内への放出							あり					なし			
従事者の放射線被ばく							あり					なし			
従事者の負傷							あり					なし			
施設の安全性の確保							あり					なし			
試験・点検による不具合の発見							あり					なし			
報道機関への通知							あり					なし			
<b>事故の概要</b>															
<p>通常運転中、燃料チャンネル 50-12 において定期燃料交換を行っていたところ、燃料交換機で故障が発生し、燃料交換を完了することができなくなった。燃料交換機を修理するため、通常操作で原子炉を停止した。現在、燃料交換機の修理を終え、試験を実施しているところである。</p> <p>本事象においては、放射性物質の放出も、従事者の被ばくもなかった。</p>															
<b>(INES 評価)</b>															
<p>本事象では、「所外及び所内への影響」基準は適用外である。従って、「深層防護の劣化」の基準を適用する。本事象では、起因事象が発生していないため、使用手引の表 I を用いるが、全ての安全機能が利用可能であったため、基本的には、本事象のスケールはレベル 0 となる。但し、他に考慮すべき要因がなかったかについては、詳細な調査結果を待って検討し、最終的なスケールを評価することとする。</p>															

事例整理番号:0339-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0425-01					
事象タイトル		原子炉建屋内の放射能汚染													
										事象発生日		1995/11/27			
国名		ウクライナ		施設名・炉型		Chernobyl-1,LWGR(1000MWe)									
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性				
暫定		1996/03/07		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化		
最終	×							×					所内への影響	×	
													所外への影響		
事故の特徴				事故				異常事象		×		尺度以下			
放射性物質の所外への放出								あり						なし	
放射性物質の所内への放出								あり						なし	
従事者の放射線被ばく								あり						なし	
従事者の負傷								あり						なし	
施設の安全性の確保								あり						なし	
試験・点検による不具合の発見								あり						なし	
報道機関への通知								あり						なし	
<b>事故の概要</b> 1995年11月27日、原子炉建屋ホール床がかなり汚染されているのが検知された。平均汚染レベルは毎分15,000~20,000カウント(CPM)(β線)/cm <sup>2</sup> 、最高汚染レベルは毎分126,000CPM(β線)/cm <sup>2</sup> であった。調査の結果、他の部屋も汚染されているのが見つかり、その中の1室では高放射能の放出物(黒いくず状のもので、最大のもは直径約5mm)も発見された。(くず状のもの表面で測定された)最大線量率は毎時100レントゲンであった。この部屋に短時間入った作業員は4.09rem被ばくし、これにより同人の年間線量が5.5remとなって法定線量限度(年間5rem(50mSv))を超えてしまった。 その後の調査により、汚染の原因は燃料交換機で原子炉から既に取り出されていた損傷燃料集合体であることが判明した。この燃料集合体は漏洩していると疑われたために取り出されたものであった。汚染された部屋及び機器の除染を行った結果、汚染レベルは規定値まで下がった。															
(INES 評価) 使用手引II-2「所内への影響」のII-2.2に「汚染レベルが1時間で法定限度を超える従事者被ばくを与える程度」とあるので本事象のスケールをレベル3とする。															

事例整理番号:0352-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度(INES)											INES 番号:0438-01			
事象タイトル		3号機での放射能汚染												
										事象発生日	1996/04/24			
国名	ウクライナ			施設名・炉型	Chernobyl-3,LWGR(1000MWe)									
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	1996/04/29		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終						×							所内への影響	
													所外への影響	
<b>事故の特徴</b>				事故				異常事象	×				尺度以下	
放射性物質の所外への放出								あり					なし	
放射性物質の所内への放出								あり					なし	
従事者の放射線被ばく								あり					なし	
従事者の負傷								あり					なし	
施設の安全性の確保								あり					なし	
試験・点検による不具合の発見								あり					なし	
報道機関への通知								あり					なし	
<b>事故の概要</b>														
<p>1996年4月24日、3号機で換気系フィルターの交換が行われた。このフィルターは3号機に設置されているものの、実際には(1986年のチェルノブイル事故で破壊した4号機の)「石棺またはシェルター」からの空気を浄化するために設計・設置されたものであった。フィルターの交換後、幾つかの部屋の床で規定値を超えた汚染が検知された。汚染の原因は、フィルターを取り外した際に手順書に違反したことであった。4月25日、汚染した部屋を除染し規定値以下となったことが確認された。</p> <p>本事象では放射性物質の環境への放出も、従事者被ばくもなかった。</p>														
(INES 評価)														
<p>本事象は、「所外への影響」基準の適用外であり、また、「所内への影響」基準を適用するには汚染レベルが低すぎる。従って、「深層防護の劣化」基準を適用し、手順書違反があったことを考慮して、本事象のスケールをレベル1とする。</p>														

事例整理番号:0359-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0446-01			
事象タイトル		原子炉ホール内の放射能汚染												
										事象発生日		1996/06/28		
国名		ウクライナ		施設名・炉型		Chernobyl-1,LWGR(1000MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1996/07/02		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×				×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出				あり							なし			
放射性物質の所内への放出				あり							なし			
従事者の放射線被ばく				あり							なし			
従事者の負傷				あり							なし			
施設の安全性の確保				あり							なし			
試験・点検による不具合の発見				あり							なし			
報道機関への通知				あり							なし			
事故の概要														
<p>1996年6月28日21:51頃、計画停止中、原子炉建屋ホール床が汚染されているのが発見された。汚染レベルは規定値以下ではあったものの、除染作業を行うべきレベルに達していた。この汚染は、原子炉ホールで汚染された装置を用いて作業を行った結果起こったものである。6月29日早朝(午前2:30)には原子炉ホールの除染作業は終了した。本事象では放射性物質の環境への放出も、従事者被ばくもなかった。</p> <p>(INES 評価)                  本事象には、「所内及び所外への影響」基準は適用外である。従って、「深層防護の劣化」基準を用いて、本事象のスケールをレベル0とする。</p>														

事例整理番号:0018-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0108-00				
事象タイトル		6 kVと0.4 kV 母線の解磁および待機中のオイルポンプ起動失敗によるタービン発電機トリップ												
										事象発生日		1990/10/04		
国名		リトアニア		施設名・炉型		Ignalina-1,LWGR(1500MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		//		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終							×						所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象				尺度以下		
放射性物質の所外への放出								あり				なし		
放射性物質の所内への放出								あり				なし		
従事者の放射線被ばく								あり				なし		
従事者の負傷								あり				なし		
施設の安全性の確保								あり				なし		
試験・点検による不具合の発見								あり				なし		
報道機関への通知								あり				なし		
<b>事故の概要</b> 定期検査でディーゼル発電機(DG-5)を基幹母線に接続した時、母線電圧が喪失し、その結果、タービン発電機(TG-2)の潤滑油系ポンプが停止した。さらに、起動系の欠陥によって待機中のオイルポンプが始動しなかった。その結果、オイルタンク液位とオイルポンプ吐出圧力低の信号が出て、TG-2 は保護系の動作によってトリップした。原子炉出力は TG トリップ保護によって 50%まで下げられた。母線故障の原因は DG-5 の電力ケーブルを保守後に誤って接続したことであった。														
(INES 評価) 本事象は、使用手引によれば、レベル 1/2(B-1R)に相当するが、セーフティカルチャーの欠如が認められたことから、レベル 2 とする。														



事例整理番号:0071-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度(INES)										INES 番号:0169-01				
事象タイトル		ドラム分離器区画におけるエアロゾル放射能上昇による Ignalina-2号機の停止												
										事象発生日		1992/10/15		
国名		リトアニア		施設名・炉型		Ignalina-2,LWGR(1500MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	1992/10/16		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終					×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり							なし	
放射性物質の所内への放出						あり							なし	
従事者の放射線被ばく						あり							なし	
従事者の負傷						あり							なし	
施設の安全性の確保						あり							なし	
試験・点検による不具合の発見						あり							なし	
報道機関への通知						あり							なし	
<b>事故の概要</b> 強制循環ループ右側のドラム分離器区画内で、エアロゾル放射能の上昇が認められた(1E-10 Ci/リットル)。原因は蒸気の漏洩である(約 150リットル/時)。原因を究明し対応策を講じるため、1992年10月15日原子炉を停止した。停止期間は約5日間と予想される。エアロゾル放射能上昇の原因および停止期間についての正確な情報は、ドラム分離器区画の調査後になるであろう。														
(INES 評価) ドラム分離器区画を原子炉クールダウン前に検査することができないため、尺度評価および原因は暫定的のものとなっている。														

事例整理番号:0165-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0267-01				
事象タイトル		原子炉建屋の一区画で検出された漏洩による原子炉停止												
										事象発生日		1994/01/18		
国名		リトアニア		施設名・炉型		Ignalina-1,LWGR(1500MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	//		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	
最終					×								所内への影響	
												所外への影響		
<b>事故の特徴</b>				事故		異常事象				尺度以下				
放射性物質の所外への放出						あり				なし				
放射性物質の所内への放出						あり				なし				
従事者の放射線被ばく						あり				なし				
従事者の負傷						あり				なし				
施設の安全性の確保						あり				なし				
試験・点検による不具合の発見						あり				なし				
報道機関への通知						あり				なし				
<b>事故の概要</b>														
<p>1月18日に、原子炉建屋の一区画で1.5リットル/分の漏洩が検出されたため、原子炉が停止された。漏洩は発電所の供用区画に及ぶことなく、設計手順に従って漏洩回収系に排出された。所内・所外の放射線状況に変化はなかった。原子炉をクールダウンした後、損傷に関する追加情報が得られるであろう。</p> <p>(INES 評価) 本事象のレベルを0とする。</p>														

事例整理番号:0177-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0279-01			
事象タイトル		手動制御棒系の故障による原子炉手動停止												
										事象発生日	1994/01/27			
国名	リトアニア			施設名・炉型		Ignalina-2,LWGR(1500MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	//		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終					×								所内への影響	
													所外への影響	
<b>事故の特徴</b>				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
<b>事故の概要</b>														
<p>1994年1月27日、2時31分頃、制御棒系が故障したために運転員が非常用ノブを押し、原子炉を停止させた。故障の原因は、原子炉制御盤の制御機器の1つに機械的不具合が発生したことによる。運転員は通常の操作手順に従った。原子炉は正常に停止し、原子炉保護系、自動系、安全系は設計通りに作動した。所内・所外への影響はなかった。</p> <p>(INES 評価) 本事象は暫定的にレベル0とする。</p>														

事例整理番号:0180-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:				
事象タイトル		格納区画の一部での漏洩による原子炉停止												
										事象発生日		1994/01/10		
国名		リトアニア		施設名・炉型		Ignalina-1, LWGR(1500MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	//		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終					×								所内への影響	
													所外への影響	
<b>事故の特徴</b>				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
<b>事故の概要</b>														
<p>1994年2月25日、プラント管理者は、2号機を停止する決定を下した。これは、気密性の高い格納区画に微量の漏洩が検出されたことによるものである。この区画には、原子炉チャンネル流量制御系の制御弁、流量計、及び、配管が設置されている。漏洩は原子炉を緊急停止する必要があるレベルには達していなかった。原子炉を冷却後、当該区画内の配管及び機器に対する検査が予定されている。本事象による所内・所外への影響はなかった。</p> <p>(INES 評価) レベル0とする。</p>														

事例整理番号:0183-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0284-00					
事象タイトル		配管の凍結による泡消火スプリンクラー系の 16 時間にわたる作動不能													
										事象発生日		1994/02/07			
国名		リトアニア		施設名・炉型		Ignalina-1,LWGR(1500MWe)									
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性				
暫定		//		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×	
最終		×				×							所内への影響		
														所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					×	尺度以下			
放射性物質の所外への放出				あり								なし			
放射性物質の所内への放出				あり								なし			
従事者の放射線被ばく				あり								なし			
従事者の負傷				あり								なし			
施設の安全性の確保				あり								なし			
試験・点検による不具合の発見				あり								なし			
報道機関への通知				あり								なし			
事故の概要															
<p>本事象は、定格出力運転中に発生した。泡消火スプリンクラー系は、タービン建屋のオイル系と主循環ポンプの火災を消火するためのものである。1994年2月7日の朝、複数のポンプの保守点検が行われていた。消火系は2号機のシステムと接続しており、2号機には自動的に作動するポンプが備わっていた。その日の午前の巡回点検により、1号機の消火系の圧力は1.5kg/cm<sup>2</sup>で、2号機よりも低くなっていることが明らかになった。ポンプの自動トリップ信号によりブロックされたため、1号機制御室の運転員は異常を示す信号を認知できなかった。1号機のポンプを起動するために緊急措置が取られた。その後の調査で屋外温度が急激に低下したことと、タービン建屋の窓が開いていたことが原因で、両方の消火系を接続する配管が凍結していたことが明らかになった。再発防止のために、広範囲に渡る対応措置を実施することとなった。火災が発生した場合でも、多くの冗長系統は利用可能であり、消火系の機能は適切であったと考えられる。</p>															
(INES 評価)															
本事象は、表 I, C-2 よりレベル 1 とする。															

事例整理番号:0196-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0290-01			
事象タイトル		一次冷却系健全性の劣化												
										事象発生日		1994/02/24		
国名		リトアニア			施設名・炉型		Ignalina-2,LWGR(1500MWe)							
評価結果		評価日			尺度							安全上の特性		
暫定		//			尺度外 0 1 2 3 4 5 6 7							深層防護の劣化		×
最終		×										所内への影響		
												所外への影響		
事故の特徴				事故		異常事象					×	尺度以下		
放射性物質の所外への放出						あり						なし		
放射性物質の所内への放出						あり						なし		
従事者の放射線被ばく						あり						なし		
従事者の負傷						あり						なし		
施設の安全性の確保						あり						なし		
試験・点検による不具合の発見						あり						なし		
報道機関への通知						あり						なし		
事故の概要														
<p>1994年2月25日午後、一次系の区画室(多目的弁と原子炉チャンネル流量計が設置してある)において漏えいが発見されたため、直ちに運転を停止し、漏洩箇所を特定し隔離した。2月28日、一次冷却系の加圧試験と目視試験を行ったところ、多目的弁38-42と玉形流量計13-18の脱着接合部から漏洩が検出された。この漏洩は、シールのガスケットが破損したことによる。</p> <p>(INES 評価)</p> <p>本事象は、当初、表Ⅱ(A-1)によりレベル0と暫定的に評価された。しかし、原因分析の結果、保守手順を無視するというセーフティカルチャーの欠如が明らかとなったため、最終的にレベル1とする。</p>														

事例整理番号:0211-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0314-01				
事象タイトル		制御棒スイッチ交換後の原子炉出力中性子制御系における不具合												
										事象発生日		1994/07/11		
国名		リトアニア		施設名・炉型		Ignalina-1,LWGR(1500MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		//		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	
最終	×					×							所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象				尺度以下		×
放射性物質の所外への放出								あり						なし
放射性物質の所内への放出								あり						なし
従事者の放射線被ばく								あり						なし
従事者の負傷								あり						なし
施設の安全性の確保								あり						なし
試験・点検による不具合の発見								あり						なし
報道機関への通知								あり						なし
<b>事故の概要</b> 1994年7月11日、熱出力2100MWtで通常運転中、軽微な不具合を直すために2つの制御棒スイッチのうち1つを交換した。その後、試験を行ったが、スイッチを中立位置にしたとき、確認のため選択された局所自動制御棒が機能しなかった(0.5m上の方へ持ち上げられた)。スイッチは新しいものに交換され、再び性能試験を行い、正常に作動することが確認された。後に、最初のスイッチの内部結線が設計通りでなかったことが明らかになった。不具合の原因調査によりセーフティカルチャーの欠如が明らかになった。														
(INES 評価) 使用手引の表II, A1より基本的にはレベル0であるが、最終的にはレベル1とする。														

事例整理番号:0214-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度(INES)										INES 番号:0319-01				
事象タイトル		ECCS 配管の溶接接合部からの漏えいによる原子炉停止												
										事象発生日		1994/08/21		
国名		リトアニア		施設名・炉型		Ignalina-1,LWGR(1500MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	//		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終					×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故			異常事象			尺度以下		×		
放射性物質の所外への放出				あり								なし		
放射性物質の所内への放出				あり								なし		
従事者の放射線被ばく				あり								なし		
従事者の負傷				あり								なし		
施設の安全性の確保				あり								なし		
試験・点検による不具合の発見				あり								なし		
報道機関への通知				あり								なし		
<b>事故の概要</b> 1994年8月21日、20:00、通常運転中(熱出力2340MW、タービン発電機#2の電気出力750MW)、定期サーベランスにより、ECCS配管ヘッダーが設置されている原子炉建屋208/1において漏えいが見つかった。放射線監視系により、再循環冷却系の左側ループを格納した気密性の高い区画において水の漏えいを確認した。21:32に、漏えいの位置を特定し、原因を除去するために原子炉を停止させた。漏えいの認められた溶接接合部は直径100mmのECCS配管であると推定される。														
(INES評価) 使用手引の表II, A1によりレベル0とする。														



事例整理番号:0219-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0324-01			
事象タイトル		発電機トリップによる原子炉自動停止												
										事象発生日		1994/08/09		
国名		リトアニア		施設名・炉型		Ignalina-1,LWGR(1500MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		//		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×				×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
事故の概要		<p>1994年8月9日午前3時17分、通常運転中(熱出力2100MW、タービン発電機#2の電気出力750MW)、励磁機の故障により発電機がトリップし、引き続いてタービンもトリップして、原子炉が自動停止した。発電機トリップは、励磁機電流回路のスイッチ切替ミスが原因である。安全機能は正常に作動した。</p> <p>(INES 評価) 本事象は、使用手引の表II、A1によりレベル0とする。</p>												

事例整理番号:0226-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0329-01					
事象タイトル		原子炉一次冷却系の健全性喪失													
										事象発生日		1994/11/03			
国名		リトアニア			施設名・炉型		Ignalina-1,LWGR(1500MWe)								
評価結果		評価日			尺度							安全上の特性			
暫定	×	//			尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終						×								所内への影響	
														所外への影響	
<b>事故の特徴</b>					事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出							あり					なし			
放射性物質の所内への放出							あり					なし			
従事者の放射線被ばく							あり					なし			
従事者の負傷							あり					なし			
施設の安全性の確保							あり					なし			
試験・点検による不具合の発見							あり					なし			
報道機関への通知							あり					なし			
<b>事故の概要</b>															
<p>1994年11月3日午前0時30分、一次冷却系の漏えいによりプラントが停止された。漏えい量率は約10リットル/時であった。漏えいは、原子炉建屋の区画番号409/2で見つかった。ここには吸込ヘッダーや圧力ヘッダー、大口径一次系配管などが格納されている。この区画に対する許容漏えい量率は120リットル/時である。漏えいの正確な箇所は、原子炉冷却後に特定されるであろう。</p>															
(INES 評価)															
暫定的にレベル0とする(使用手引の表II、A-1)。															

事例整理番号:0238-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:			
事象タイトル		サボタージュの可能性に伴うプラント停止												
										事象発生日		1994/11/14		
国名		リトアニア		施設名・炉型		Ignalina-1,LWGR(1500MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		//		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	
最終													所内への影響	
													所外への影響	
<b>事故の特徴</b>				事故		異常事象					尺度以下			
放射性物質の所外への放出				あり							なし			
放射性物質の所内への放出				あり							なし			
従事者の放射線被ばく				あり							なし			
従事者の負傷				あり							なし			
施設の安全性の確保				あり							なし			
試験・点検による不具合の発見				あり							なし			
報道機関への通知				あり							なし			
<b>事故の概要</b>														
(本報告には、INES 形式の情報は添付されていない)														
(Ignalina 発電所から IAEA への 1994 年 11 月 14 日付けファックス)														
発電所に対するサボタージュの可能性があるとの情報に基づき、原子炉建屋とコンパートメントについて調査を行うため、1号機を停止することとした。														
1994年11月14日午前1:50、1号機を停止し、現在、正常に冷却が行われている。物理的障壁の強化と防火対策を実施した。														
スウェーデンの専門家も調査に加わっている。プラント内の系統・設備は全て現在利用可能な状態に置かれている。2号機は、1050MWで出力運転中であるが、18:00までには決定がなされるだろう。														
(Ignalina 発電所から IAEA への 1994 年 11 月 17 日付けファックス)														
1号機の場合と同じ理由で、2号機も停止することが決定され、11月14日20:45、停止された。一次系圧力は20 barまで下げられた。プラント職員とスウェーデンからの専門家が、1号機、2号機において爆発物の捜査を行ったが、爆発物は発見されなかった。本事象を詳細に分析した結果、プラントの物理的防護を改善する必要があるという結論に達した。スウェーデンは、プラントの物理的防護を改善し国際的な水準まで引き上げるのを支援する構えである。														
11月17日朝、2号機は再起動し、現在、出力上昇中である。1号機も規制によって定められた作業を終了し11月25日に運転を開始する予定である。														

事例整理番号:0261-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0311-01				
事象タイトル		主復水加熱器への蒸気供給用配管上ゲート弁の誤閉による原子炉自動停止												
										事象発生日		1994/07/08		
国名		リトアニア		施設名・炉型		Ignalina-2,LWGR(1500MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	1994/07/08		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終					×								所内への影響	
													所外への影響	
<b>事故の特徴</b>				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
<b>事故の概要</b>														
<p>1994年7月8日、プラントは、タービン発電機1基を用いた運転モードにより熱出力2180MWで運転中であり、この時、タービン発電機(TG)No.4は、電気出力690MWであった。午前2:07、主復水加熱器(低圧加熱器 No.4)に蒸気を供給している配管上のゲート弁が、制御回路の故障により誤って閉じた。その結果、低圧加熱器 No.4の水位が上昇し、TG-No.4がトリップした。さらに、原子炉保護系の作動により、原子炉が停止した。</p>														

事例整理番号:0265-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0188-01			
事象タイトル											原子炉チャンネルからドラム分離器に接続される口径 76mm 原子炉系配管の漏洩			
											事象発生日		1992/10/15	
国名			リトアニア			施設名・炉型			Ignalina-2,LWGR(1500MWe)					
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	1992//		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終						×							所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象		×		尺度以下		
放射性物質の所外への放出						あり						なし		
放射性物質の所内への放出						あり						なし		
従事者の放射線被ばく						あり						なし		
従事者の負傷						あり						なし		
施設の安全性の確保						あり						なし		
試験・点検による不具合の発見						あり						なし		
報道機関への通知						あり						なし		
<b>事故の概要</b> 1992年10月6日、放射線モニタ系検出器が、原子炉系ドラム分離器の格納区画における放射能の上昇 ( $2 \times 10E-12Cu$ /リットル) から $1.6 \times 10E-11Cu$ /リットル) を示した。これにより、放射能レベルの継続監視が行われた。1992年10月13日、同区画の放射能レベルは $5.6 \times 10E-10Cu$ /リットルで安定した。原子炉上部の区画から、放射能レベルが $1 \times 10E-12Cu$ /リットルから $1.3 \times 10E-10Cu$ /リットルに上昇していることが認められた。この区画は、換気系とドラム分離器に共通する部屋である。スタックでは、放射能の上昇が検知された。 1992年10月14日、調査により、ドラム分離器での漏洩により、放射能レベルが上昇したものと判断された。漏洩量は約 300リットル/時と推定されている。この情報は、規制当局に報告された。安全規則並びに保安規定(Tech. Spec.)の要求によれば、ドラム分離器に漏洩が検出された場合、原子炉を停止することとなっている。しかし、これらの規則には、漏洩の特定に対する指示はない。 10月15日、プラントと現場当局の合意の下、原子炉は停止された。冷却の後の検査において、原子炉チャンネル 32-24 からの配管エルボ一部に亀裂が見つかった。当該亀裂を調べ、設置時に配管が機械的損傷を受けたものと結論づけた。ただし、運転による影響を受けたことで、配管材が減肉し、漏洩に至ったのである。当該配管を交換した後原子炉は運転を再開した。  (INES 評価) 使用手引、表Ⅲ.2-A1によればレベル0であるが、漏洩の特定に関する指示が明文化されていなかったことから、レベル1とする。														

事例整理番号:0266-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0189-01				
事象タイトル		原子炉チャンネル 10-33 からドラム分離器に接続される配管のへこみ												
										事象発生日		1992/11/04		
国名		リトアニア		施設名・炉型		Ignalina-1,LWGR(1500MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	1992//		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終					×								所内への影響	
												所外への影響		
事故の特徴				事故		異常事象						尺度以下		×
放射性物質の所外への放出						あり						なし		
放射性物質の所内への放出						あり						なし		
従事者の放射線被ばく						あり						なし		
従事者の負傷						あり						なし		
施設の安全性の確保						あり						なし		
試験・点検による不具合の発見						あり						なし		
報道機関への通知						あり						なし		
事故の概要														
<p>1992年10月15日に2号機で発生した事象以後、原子炉系配管材金属の調査が行われてきた。原子炉チャンネルからドラム分離器につながる配管のエルボ一部について外観検査を行ったところ、原子炉チャンネル10-33配管エルボ一部に深さ3mmのへこみが見つかった。強度計算によれば、こうした欠陥が存在したままのプラント運転は認められないため、当該配管を新品と交換した。</p> <p>(INES 評価)                      使用手引、表Ⅲ.2-A1によりレベル0とする。</p>														

事例整理番号:0308-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度(INES)										INES 番号:				
事象タイトル		運転員によるタービン発電機停止に伴う原子炉出力降下												
										事象発生日		1995/11/12		
国名		リトアニア		施設名・炉型		Ignalina-1,LWGR(1500MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	1995/11/13		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終					×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
事故の概要														
<p>1995年11月12日3:59AM、熱出力3100MWt(定格出力4800MWtの約65%)、電気出力950MWe(発電機-1が650MWe、発電機-2が300MWe、定格出力1500MWeの約63%)で運転中、運転員が発電機-2を停止させたところ、原子炉保護系が自動起動し、原子炉出力が2400MWtまで降下した。</p> <p>運転員が発電機-2を停止させたのは、タービン制御系の空気抜き管(直径10mm)に穴が開き、そこから漏れた油が発火したためであった。消火隊が来る前に、火災はプラント職員によって消火された。損傷部位を修理し、11月13日2:43、発電機-2を起動した。</p>														

事例整理番号:0309-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0402-01			
事象タイトル ECCS 蓄圧タンクと原子炉の間に位置する弁の誤開による原子炉出力自動降下														
											事象発生日		1995/11/22	
国名			リトアニア			施設名・炉型			Ignalina-2,LWGR(1500MWe)					
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	1995/11/23		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終						×							所内への影響	
												所外への影響		
事故の特徴				事故			異常事象			×		尺度以下		
放射性物質の所外への放出				あり								なし		
放射性物質の所内への放出				あり								なし		
従事者の放射線被ばく				あり								なし		
従事者の負傷				あり								なし		
施設の安全性の確保				あり								なし		
試験・点検による不具合の発見				あり								なし		
報道機関への通知				あり								なし		
事故の概要														
<p>1995年11月22日15:11、出力運転中(熱出力3750MW、発電機-3/4の電気出力500/700MW)、ECCS用蓄圧タンクと原子炉冷却系間の複数の急速作動弁が誤って突然開いた。運転員は弁が誤開したことに気づき、これらの弁を閉じた。この時、他の2つのECCSトレインは待機状態にあった。弁が開いたことにより、ECCS用蓄圧タンクから12トンの水が原子炉冷却系に流れ込んだ。弁の誤開の原因を調査するため原子炉出力は450MWまで下げられた。17:11、当該ECCSトレインは待機状態に戻され、出力上昇が開始された。</p> <p>(INES評価) 使用手引、表II.A-2より本事象のスケールをレベル1する。</p>														



事例整理番号:0310-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0403-01			
事象タイトル		炉内検出器校正作業時の作業員の過大な被ばく									事象発生日		1995/11/30	
国名		リトアニア		施設名・炉型		Ignalina-2,LWGR(1500MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	1995/12/01		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終						×							所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					×	尺度以下		
放射性物質の所外への放出						あり						なし		
放射性物質の所内への放出						あり						なし		
従事者の放射線被ばく						あり						なし		
従事者の負傷						あり						なし		
施設の安全性の確保						あり						なし		
試験・点検による不具合の発見						あり						なし		
報道機関への通知						あり						なし		
事故の概要														
<p>1995年11月30日、出力運転中(熱出力3750MW)、炉内検出器の校正を行った。検出器からの出力を下げるために、作業員の1人が原子炉ホールに入った。原子炉ホールにいたのは1.5~2分程度であったが、この作業員は5BER(訳注:旧ソ連では、Biological Equivalent Rentgenを個人線量の単位として用いていたとのことである。1BER=1rem)被ばくした。この作業員の今年の累積線量が5.3BERとなったため、年間許容線量限度(5BER:5rem)を超えてしまった。</p> <p>(INES 評価)                      使用手引 I.1.2 及び III.5 より、「深層防護の劣化」基準を適用し、本事象のスケールをレベル1とする。</p>														

事例整理番号:0324-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度(INES)										INES 番号:				
事象タイトル		ブリード冷却材戻り配管からの漏洩による原子炉手動停止												
										事象発生日		1996/01/07		
国名		リトアニア		施設名・炉型		Ignalina-2,LWGR(1500MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	1995/01/08		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終					×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
事故の概要														
<p>1996年1月7日午前11:05、定格出力運転中(熱出力3400MW(発電機-3/4で各々700MWe/350MWe))の巡回点検において、ブリード冷却材戻り配管で漏洩が見つかった。漏洩は、圧力タップ用配管(直径10mm)から発生しており、隔離できない位置であった。そのため、保安規定(Tech. Spec.)に従って、発電機を解列し、14:35原子炉を停止した。原子炉の冷却を継続中であり、修理には少なくとも5日かかる予定である。</p> <p>本事象では所内及び所外への放射線影響はなかった。</p> <p>(INES 評価) 使用手引、表II.A-1より、本事象のスケールをレベル0とする。</p>														

事例整理番号:0336-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度(INES)											INES 番号:			
事象タイトル		隔離制御弁室圧力上昇の誤信号に起因した高速スクラム系作動による原子炉停止												
											事象発生日		1996/02/09	
国名		リトアニア		施設名・炉型		Ignalina-1,LWGR(1500MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	1996/02/09		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終					×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
事故の概要														
<p>1996年2月9日12:32、通常出力運転中(熱出力4100MW、電気出力1300MW(TG-1/2:620MW/680MW))、原子炉建屋内の隔離制御弁室の圧力上昇信号(2 out of 4 論理)によって高速スクラム系が作動したため原子炉は自動停止した。調査の結果、同室の配管から漏洩は検知されなかったため、高速スクラム系が誤作動したものと判断された。高速スクラム系の誤作動については、現在調査中である。本事象では放射性に関連する状況に変化はなかった。</p> <p>(INES 評価) 使用手引、表II.A-1より、本事象のスケールをレベル0とする。</p>														

事例整理番号:0611-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:				
事象タイトル		高速スクラム系(FASS)の作動による原子炉トリップ												
										事象発生日		1998/03/03		
国名		リトアニア		施設名・炉型		Ignalina-1,LWGR(1500MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	//		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終					×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
事故の概要														
<p>1998年3月3日12:48、熱出力2200MW(定格出力の50%に相当)で運転中、原子炉制御保護系について計画保守作業を行っていたところ、誤信号が発生し高速スクラム系(FASS)が作動したため、原子炉がトリップした。誤信号の原因は現在調査中である。</p> <p>(INES 評価)                  高速の原子炉トリップは予期される起因事象であり、また、事象発生時における安全系は全て利用可能であった。使用手引の表 II, A-1 に従い、本事象を暫定的にレベル 0 とする。</p>														

事例整理番号:0004-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0098-01															
事象タイトル		乾式放射性廃棄物処分場への燃料破片収納キャスクの輸送時におけるプラント敷地内での放射能汚染水の漏出																							
										事象発生日		1991/07/10													
国名		ロシア		施設名・炉型		Bilibino unit A, LWGR(11MWe)																			
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性														
暫定		//		尺度外		0		1		2		3		4		5		6		7		深層防護の劣化			
最終												×										所内への影響		×	
																						所外への影響			
事故の特徴				事故				異常事象						尺度以下											
放射性物質の所外への放出								あり						なし											
放射性物質の所内への放出								あり						なし											
従事者の放射線被ばく								あり						なし											
従事者の負傷								あり						なし											
施設の安全性の確保								あり						なし											
試験・点検による不具合の発見								あり						なし											
報道機関への通知								あり						なし											
事故の概要				<p>1991年1月31日、使用済みの燃料集合体を使用済燃料プール(SFP)から取り出して放射性廃棄物処分場へ輸送する作業が行われていた。使用済み燃料集合体を SPF-3 から SPF-1 に移送中、燃料破片を収納したキャスクの一部が見つかった。このキャスクは、特殊車両(トラック)に取りつけられた特製容器に収められていたが、輸送通路(トンネル)内を移動中、当該容器が通路上部の配管にあたって落下し、かろうじて安全ケーブルでぶら下がっている状態となった。この状態のまま、処分場まで輸送されてしまった。その結果、輸送通路とプラント敷地内道路が汚染された。汚染の状況は以下の通りである。輸送通路でのガンマ線量は、路面から0.1mのところでは1.5~2300マイクロレントゲン/秒であり、100m<sup>2</sup>にわたって汚染されていた。また、輸送通路から処分場までの道路におけるガンマ線量率は、地表面から0.1m上のところで、0.6~0.7マイクロレントゲン/秒であり、汚染箇所は点在していた。プラント敷地内での汚染拡大を防ぐために、輸送通路出口からの道路と処分場入口への道路は全て舗装し直した。また、合計100m<sup>2</sup>の通路は、厚さ15cmのコンクリート層で覆われた。除染作業を終了した時点で、プラント内の放射線状況は通常時に戻った。汚染の原因は、プラント職員による放射線安全規則の違反によるものであった。</p>																					

事例整理番号:0026-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0127-00			
事象タイトル		燃料チャンネル1本の減圧によるプラント停止												
										事象発生日	1992/03/24			
国名	ロシア			施設名・炉型	Leningrad-3,LWGR(1000MWe)									
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1992/05/21		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×						×						所内への影響	×
													所外への影響	
<b>事故の特徴</b>				事故				異常事象	×				尺度以下	
放射性物質の所外への放出							あり						なし	
放射性物質の所内への放出							あり						なし	
従事者の放射線被ばく							あり						なし	
従事者の負傷							あり						なし	
施設の安全性の確保							あり						なし	
試験・点検による不具合の発見							あり						なし	
報道機関への通知							あり						なし	
<b>事故の概要</b>														
<p>定格出力運転中、燃料チャンネル(圧力管)の1つ(TK52-16)において、チャンネル入口隔離制御弁の故障により、冷却材流量が、ゼロ水準にまで落ちた。そのために、燃料集合体の冷却能力が低下し、燃料チャンネル TK-52-16 が減圧され、チャンネル内の燃料集合体が損傷した。原子炉スペースへ冷却材が漏れた結果、原子炉圧力が上昇し、さらに、圧力高設定点に達したため AZ 保護系が作動した。原子炉はスクラムされ、クルーダウンが始まった。原子炉スペースから出た蒸気/水の混合流は、設計通り事故時隔離系によって回収された。プラント内区画で放射線状況が悪化し(放射性生成物が換気系と排水系に拡散した)、事故隔離系から少量の放射能が環境に放出された。プラントの監視区域における放射線状況は、全体のバックグラウンド放射線および大気中の特定の放射性核種の濃度とも正常であった。サイトにおける放射線状況は全般に基準内にとどまり、事故隔離系付近の線量率が 300 マイクロレントゲン/時まで上昇した程度だった。損傷した燃料チャンネルの交換に備えて原子炉施設のクールダウン操作が開始され、その後、原子炉は保守のために供用から外された。</p>														

事例整理番号:0063-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0116-00			
事象タイトル		ECCS (非常用炉心冷却設備)と MSV (主安全弁)の利用不能による再起動準備中の運転制限条件違反												
										事象発生日		1991/07/22		
国名		ロシア		施設名・炉型		Smolensk-2,LWGR(1000MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		//		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×							×					所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					×	尺度以下		
放射性物質の所外への放出						あり						なし		
放射性物質の所内への放出						あり						なし		
従事者の放射線被ばく						あり						なし		
従事者の負傷						あり						なし		
施設の安全性の確保						あり						なし		
試験・点検による不具合の発見						あり						なし		
報道機関への通知						あり						なし		
事故の概要														
<p>予防保全終了時、主安全弁(MSV)の試験と調整が行なわれていた。4つのMSVが順番に試験されたが、1つのパイロット弁(PV)しか設計通り機能しなかった。残りのPVは完全には閉じず、蒸気が漏れていた。そのため、密閉された部屋の圧力がAZ-5緊急保護系の作動設定圧まで上昇した。最大設計基準事故信号(MDBA信号)が保護系ロジックに発生し、ECCSグループ1が起動した。しかしながら、ECCSサブシステムの1,2&amp;3の作動メカニズムは、設計アルゴリズムに適切に回答しなかった。保護ロジックでのMDBA信号の発生から7分後に同じ信号がもう一方のロジックにも発生した。ECCSサブシステム1のメカニズムが起動し、設計アルゴリズム通りに機能した。ECCSサブシステム2と3は設計通りに回答しなかった。その後、一次冷却系は、運転員により、手順書の規定通りの速さで冷却された。</p>														

事例整理番号:0181-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度(INES)										INES 番号:0283-01				
事象タイトル		分配グループヘッダーと ECCS ヘッダーとの接続配管 NB-76 溶接部からの給水漏洩												
										事象発生日		1994/02/22		
国名		ロシア		施設名・炉型		Leningrad-1,LWGR(1000MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	1994/02/25		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終					×								所内への影響	
													所外への影響	
<b>事故の特徴</b>				事故		異常事象		尺度以下		×				
放射性物質の所外への放出				あり		なし								
放射性物質の所内への放出				あり		なし								
従事者の放射線被ばく				あり		なし								
従事者の負傷				あり		なし								
施設の安全性の確保				あり		なし								
試験・点検による不具合の発見				あり		なし								
報道機関への通知				あり		なし								
<b>事故の概要</b>														
<p>50%出力(500MWe)運転中、12:00、燃料チャンネルに接続される冷却材配管区画において、蒸気漏れが認められたため、手動で負荷を切り離すことにより、原子炉出力を(20分以内に)200MWeまで低下させた。12:22、原子炉は手動トリップし、通常の原子炉冷却が行われた。補給水系をはじめ、漏洩制御、ドレンなどの系統が設計通り作動し、一次系の通常冷却が確立された。</p> <p>設備の検査を行ったところ、分配グループヘッダーとECCSヘッダーを接続する配管NB76に、溶接不良が認められた。漏洩量は総計で約80トンと推定された。安全系の作動は要求されず、規定値を上回るような環境への放射能放出もなかった。</p>														
<b>(INES 評価)</b>														
<p>「所内・所外への影響」基準は適用できないため、「深層防護の劣化」基準を用いて評価する。給水の少量漏洩が発生したが、安全系は作動を要求されず、また、事象中、全て利用可能な状態にあった。従って、暫定的にレベル0とする。</p>														



事例整理番号:0191-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:				
事象タイトル		Sosnovy Bor (Leningrad-1 号機)原子力発電所の停止 (北欧諸国規制当局からの報告)												
										事象発生日		1994/02/21		
国名		ロシア		施設名・炉型		Leningrad-1,LWGR(1000MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	//		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終						×							所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下			
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
事故の概要														
(本報告には、INES 形式の情報は添付されていない)														
<p>STUK (訳者註:フィンランドの規制当局)は、小漏洩のためプラントを停止したとの報告を受けた。この漏洩は、2月21日23:00頃に始まったが、その規模は非常に小さく、非常用炉心冷却系(SAOR)の溶接部付近であると推定されている。SOAR系は逆止弁を介して一次系に接続されているが、この逆止弁の漏洩により原子炉建屋へ一次冷却水が漏れ出ているものと推定された。</p> <p>STUKの検査官はプラント駐在検査官と連絡を取ってきたが、これまでの情報によれば、プラント状態は安定しており原子炉の冷却は通常の方法で行われている。制限値を超えるような放射性物質の放出はなかった。一次系から少量の放射性よう素がプラント内区画に放出された。</p> <p>気象協会によれば、本日(2月22日)午後の風向はプラントから北東、夜間はフィンランド南東への弱い風になるとのことである。</p>														

事例整理番号:0383-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0407-01			
事象タイトル		燃料集合体取出時における作業員の被ばく												
										事象発生日	1995/11/21			
国名	ロシア		施設名・炉型		Kursk-4,LWGR(1000MWe)									
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1995/11/29		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	
最終	×						×						所内への影響	×
													所外への影響	
<b>事故の特徴</b>				事故				異常事象		×		尺度以下		
放射性物質の所外への放出						あり						なし		
放射性物質の所内への放出						あり						なし		
従事者の放射線被ばく						あり						なし		
従事者の負傷						あり						なし		
施設の安全性の確保						あり						なし		
試験・点検による不具合の発見						あり						なし		
報道機関への通知						あり						なし		
<b>事故の概要</b>														
<p>定格出力運転中、容器破損検出系(Burst Can Defection System)の表示に基づき、計装技師は、燃料チャンネル(FC)出口での蒸気中放射能が増加していることから、燃料集合体の気密性の喪失を示していることに気づいた。漏えいした燃料集合体のチャンネルを特定し、当該チャンネル(47-45FC)から燃料集合体を取り出そうとした。この作業中、原子炉ホールで、放射線モニターのアラームが鳴動した。作業現場を調べたところ、取り出した燃料集合体を入れたキャスクの受け皿部に、5mm 大きさの燃料破片 1 個が見つかり、さらに、燃料集合体プラグ上で、1.5-2mm 大きさの燃料破片2個が発見された。これらの破片を除去し、作業を終了した。その時点で、8人の作業員の線量計を調べたところ、2人が年間線量限度を上回る外部被ばく線量(58.3, 56.7mSv)を受けていたことが判明した。</p> <p>燃料集合体の減圧は、燃料棒 1 本でプラグが破損したことによる。また、過大被ばくの原因は手順に従わなかったことによる。</p>														
(INES 評価)														
<p>2つの事象、すなわち、燃料棒の減圧と作業員の過大被ばくが起こったが、前者は「深層防護の劣化」基準(使用手引、Ⅲ-3.1.3)により、レベル1とする。また、後者は、「所内への影響」基準(使用手引、Ⅱ-2.2)と「深層防護の劣化」基準(使用手引、Ⅲ-3.5)により、レベル2とする。セーフティカルチャーの欠如が認められたことを考慮し、最終的にレベル2とする。</p>														

事例整理番号:0613-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:			
事象タイトル		燃料取替中の作業員の過剰被ばく												
										事象発生日		1998/03/14		
国名		ロシア		施設名・炉型		Bilibino-4,LWGR(12MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	1998/04/01		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	
最終							×						所内への影響	×
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					×	尺度以下		
放射性物質の所外への放出						あり							なし	
放射性物質の所内への放出						あり							なし	
従事者の放射線被ばく						あり							なし	
従事者の負傷						あり							なし	
施設の安全性の確保						あり							なし	
試験・点検による不具合の発見						あり							なし	
報道機関への通知						あり							なし	
事故の概要														
<p>計画停止中、プラント保守チームによる燃料取替作業が行われていた。この作業には、以下の項目が含まれていた。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉黒鉛スタックからの使用済燃料チャンネル引抜きと使用済燃料貯蔵タンク(SFT)内ケーシングへの移動。この作業において、ケーシングの頂部は原子炉ホール床レベルに達しており、また、燃料チャンネルの燃料棒頂部は SFT 水位高さまで挿入される。燃料チャンネルを収納したケーシングがこうした状態にある場合には、SFT へ入ることが許されていない。</li> <li>・原子炉ホールのクレーンによる燃料チャンネル収納ケーシングの SFT 受取部への移動(開口部を通して下げることによって移動させる)。</li> <li>・昇降機(hoist)による SFT 燃料受取部から貯蔵部への燃料チャンネル収納ケーシングの移動。</li> </ul> <p>上記作業を終了後、作業員の線量計をチェックしたところ、1人の作業員の線量計は、1.1remを示しており、これは、放射線従事作業に対する許容限度を超えるものであった。また、もう1人の作業員も、9.0remの線量を受けており、これは、年間の最大許容限度を超えていた。</p> <p>最初の調査により、作業員2人の過剰被ばくは、彼らが使用済燃料取扱い時の放射線安全規制と燃料取替手順に違反したこと、即ち、SFT 室上部に燃料チャンネル収納ケーシングが幾つか置かれていたにも拘わらず、別のケーシングを SFT 貯蔵部に移動させるために同室に入ったこと、によるものであると考えられる。</p> <p>(INES 評価)</p> <p>作業員の被ばくは、年間の最大許容限度(5.0rem)を超えるものであり、「所内への影響」基準(使用手引、II-2.2 節)に基づき本事象はレベル 2 とする。</p>														

A-4 加圧重水型原子力発電所(PHWR)における事例：47件

本付録では、以下の国別順に従って、INES情報の和訳を掲載する。

アルゼンチン：	3件
インド：	26件
カナダ：	10件
韓国：	3件
日本：	1件
パキスタン：	3件
ルーマニア：	1件

事例整理番号:0325-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0409-01					
事象タイトル		Embalse 発電所におけるガーター・スプリング点検・再配置後の圧力管の損傷と小LOCA													
										事象発生日	1995/12/18				
国名	アルゼンチン			施設名・炉型	Embalse,PHWR(648MWe)										
評価結果	評価日			尺度							安全上の特性				
暫定	×	//			尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終								×						所内への影響	
														所外への影響	
事故の特徴					事故					異常事象	×			尺度以下	
放射性物質の所外への放出								あり							なし
放射性物質の所内への放出								あり							なし
従事者の放射線被ばく								あり							なし
従事者の負傷								あり							なし
施設の安全性の確保								あり						なし	
試験・点検による不具合の発見								あり							なし
報道機関への通知								あり							なし
事故の概要															
<p>1995年10月以降の長期にわたる計画停止中、幾つかの作業が行われてきた。その主なタスクは、SLARETTE Mark IIIツールを用いたガーター・スプリング・スペーサの点検と再配置であった。</p> <p>圧力管 L-12と A-14 の検査中、運転員はスペーサを再配置する際多くの困難に直面し、その結果、電気保護系が数回トリップした。</p> <p>1995年11月24日、圧力管 A-14 の検査を実施した際、直径9mm、深さ1.7mmの孔が見つかった。原因は電食と推定されている。そのため、圧力管 A-14 の交換が決定された。12月13日、プラントの起動操作を開始し、12月16日には定格出力となった。12月18日、アニュラスガス系圧力と原子炉建屋のトリチウム濃度が上昇傾向を示した。アニュラスガス回収タンクを目視点検したところ、水が溜っているのが確認された。プラントは、一次系圧力を低下させて漏洩率を減少させるために、冷態停止に移行された。さらに、圧力管 L-12 を点検したところ、7mm の貫通孔が発見された。12月29日、燃料チャンネルの交換が決定され、1996年1月2日、定格出力に戻された。現在、原因究明を実施中である。</p> <p>(INES 評価)          本事象では安全設備に重大な損傷あったことから、レベル 2 とする。</p>															

事例整理番号:0326-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:					
事象タイトル															
ECCS 制御ロジックの定例試験中における安全弁の突然開															
										事象発生日		1996/01/08			
国名		アルゼンチン			施設名・炉型		Embalse,PHWR(648MWe)								
評価結果		評価日			尺度							安全上の特性			
暫定	×	//			尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	
最終						×								所内への影響	
														所外への影響	
事故の特徴					事故		異常事象					尺度以下			
放射性物質の所外への放出							あり					なし			
放射性物質の所内への放出							あり					なし			
従事者の放射線被ばく							あり					なし			
従事者の負傷							あり					なし			
施設の安全性の確保							あり					なし			
試験・点検による不具合の発見							あり					なし			
報道機関への通知							あり					なし			
事故の概要															
<p>非常用炉心冷却系 (ECCS) 制御ロジックの定例試験で、誤信号が発生し安全弁が開いた。                  本事象はプラントの安全性に関連するものではなかった。しかし、蒸気が大気に放出された際の爆音で、                  周辺の旅行者がプラントで事故が発生したものと不安を抱いた。プレスも、計画停止中における圧力管の漏                  洩という最近の事例報告で過敏となっており、本事象で爆発が生じた旨の誇大報道がなされた。</p>															

事例整理番号:0365-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0452-01				
事象タイトル		主復水器補助熱交換器の損傷による飲料水のわずかな汚染												
										事象発生日		1996/06/30		
国名		アルゼンチン			施設名・炉型		Embalse,PHWR(648MWe)							
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	1996/07/07		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	
最終					×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり							なし	
放射性物質の所内への放出						あり							なし	
従事者の放射線被ばく						あり							なし	
従事者の負傷						あり							なし	
施設の安全性の確保						あり							なし	
試験・点検による不具合の発見						あり							なし	
報道機関への通知						あり							なし	
事故の概要		<p>プラントは、蒸気発生器 (SG) 伝熱管補修のための計画停止中であり、二次冷却水の放射能濃度は通常値より高かった。定例試験で管理区域内脱衣室の付近のバックグラウンド放射線レベルが高くなっていることが認められた。調査の結果、高温の飲料水タンクの放射線レベルが高くなっていたことが判明した。この水はシャワーとして用いるために補助熱交換器で原子炉の二次冷却水により加熱されるが、この熱交換器が損傷しており、SG での漏洩により汚染された二次冷却水が流れ込んだのが原因であった。一方、湖から取水している循環水系が貯蔵タンクの水を吸い込み、その一部が湖に放出された。これは、(長さ 400mm の) 配管で気密性が失われ、バイパス流が生じたためである。そのため、報道機関は、湖が放射性物質により汚染した、と報道した。</p> <p>(INES 評価)</p> <p>本事象で復水器から放出された水の放射能は法定限度を下回っており、放出口での最大トリチウム濃度も公衆の線量に影響を与えるものではなかった。また、シャワーを浴びたり水を飲んだ運転員の線量も法定限度を大きく下回っていた。さらに、全ての安全機能も利用可能であったことから、使用手引Ⅲ、表Ⅱ、A1より本事象のスケールをレベル 0 とする。</p>												

事例整理番号:0008-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度(INES)										INES 番号:0104-00				
事象タイトル		タービン建屋ピットの高放射能												
										事象発生日		1991/07/09		
国名		インド		施設名・炉型		Rajasthan-2,PHWR(220MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		//		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終						×							所内への影響	
													所外への影響	
<b>事故の特徴</b>				事故		異常事象					尺度以下			
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
<b>事故の概要</b>														
<p>1991年7月9日9時30分以降、タービン建屋ピットのサンプル水にトリチウム放射能が認められた。さらに、アルゴン41とキセノンの存在も報告された。1991年7月13日、主排出口(湖への排出口)から取り出したサンプル水が保安規定(Tech.Spec.)を満足しない3pCi/mlを上回るトリチウム放射能の存在を示した。この状態は1991年7月15日まで続いた。プラントの保安規定のレビューに基づき、7月18日以後、湖へのトリチウム排出限度が15pCi/mlに改定された。</p> <p>(INES 評価) 湖への制御されない放排出があったこと、及び、手順上の欠陥が長い間放置されていたことから、使用手引の4.5項を適用して、レベル1とする。</p>														



事例整理番号:0011-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0107-00				
事象タイトル		減速材カバーガス系での重水増加												
										事象発生日		1991/07/26		
国名		インド		施設名・炉型		Kalpakkam-1,PHWR(235MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		//		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終					×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下			
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
事故の概要		<p>長期停止後のプラント起動時、減速材カバーガス中の重水含有量が増加し始め、保安規定(Tech. Spec.) 限度の4%まで達したため、原子炉を手動停止した。この原因は、カバーガス中に空気が進入したこと、そして、銅のようなイオン不純物がわずかに増加したことによって減速材の電導率が上がったためであった。</p> <p>(INES 評価)          本事象では、運転制限に達した時点で原子炉が停止されたので、使用手引の B-2P に分類することができ、レベル 0 とする。</p>												

事例整理番号:0032-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0149-00				
事象タイトル		減速材カバーガス中での重水素濃度上昇													
										事象発生日		1992/05/15			
国名		インド	施設名・炉型		Rajasthan-2, PHWR(220MWe)										
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性				
暫定		//		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×	
最終						×							所内への影響		
													所外への影響		
事故の特徴			事故			異常事象						尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出															なし
放射性物質の所内への放出															なし
従事者の放射線被ばく															なし
従事者の負傷															なし
施設の安全性の確保															なし
試験・点検による不具合の発見															なし
報道機関への通知															なし
事故の概要		<p>1992年5月15日0時10分、プラントは同期投入され、減速材カバーガス中の重水素(D2)の濃度高(8.2%)が報告された。サンプルの分析がくり返し行われたが、その結果は7.2%であり、以前の観察結果が正しかったことが確認された。原子炉は、同日6時18分、保安規定(Tech.Spec.)の4.E項に従って停止された。</p>													

事例整理番号:0033-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0150-00				
事象タイトル		プロセス戻り水中のトリチウム放射能												
										事象発生日		1992/06/28		
国名		インド		施設名・炉型		Rajasthan-2,PHWR(220MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	//		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終						×							所内への影響	
													所外への影響	
<b>事故の特徴</b>				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
<b>事故の概要</b>														
<p>1992年6月28日1時00分、トリチウム放射能高がタービン建屋ピットで検出された。同ピットのサンプルは300pCi/cc程度の放射能を示し始め、混合酸化物燃料(MOF)も150pCi/ccから250pCi/ccの放射能を示し始めた。</p> <p>(INES 評価)          本事象は、結果として保安規定(Tech.Spec.)違反であるため、レベル1相当と判断される。希釈水が利用できない場合に、供用外の系統を供用に戻す際、注意を払うべきであった。</p>														

事例整理番号:0034-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度(INES)										INES 番号:0148-00				
事象タイトル		起動時のダウジングタンク水の部分的排水												
										事象発生日		1992/05/10		
国名		インド		施設名・炉型		Rajasthan-2,PHWR(220MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		//		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終					×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
事故の概要														
<p>1時間ごとに行うプロセス戻り水のサンプリングにより、トリチウム放射能が認められた。調査の結果、ダウジングタンク水が一部排水されていたことがわかった。更に調査をしたところ、弁の不具合に起因したダウジングタンクの部分排水により、プロセス水の圧力が低下していることが明らかとなった。</p> <p>(INES 評価)                  サイト外への放射能の総放出量は運転制限条件を十分下回っていた。従って、本事象は、レベル0と評価される。</p>														

事例整理番号:0035-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0147-00				
事象タイトル		減速材ダンプに関する記録時間の超過												
										事象発生日		1992/05/05		
国名	インド	施設名・炉型		Kalpakkam-1,PHWR(235MWe)										
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		//		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終					×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下			
放射性物質の所外への放出				あり							なし			
放射性物質の所内への放出				あり							なし			
従事者の放射線被ばく				あり							なし			
従事者の負傷				あり							なし			
施設の安全性の確保				あり							なし			
試験・点検による不具合の発見				あり							なし			
報道機関への通知				あり							なし			
事故の概要														
<p>1992年5月5日、減速材系保守のため、原子炉は計画停止された。手動停止操作中、カランドリア管内の減速材の水位が91%から35%へ低下するに際して記録アナライザに書きこまれた時間が、通常値の7.5~8秒に対し13.938秒であることがわかった。カランドリア水位表示計の35%水位を示す信号を記録アナライザに送るための計測機器に不具合が生じたことが原因と考えられる。</p> <p>(INES 評価) 記録されたダンプ時間は誤りであり、本事象は、使用手引の表IのA-1Rのカテゴリに相当しレベル0とする。</p>														

事例整理番号:0090-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0185-01			
事象タイトル		クラスIII母線に接続された 415V ブレーカーへの 250V 直流 (DC) 制御電源の喪失												
										事象発生日		1992/09/03		
国名		インド		施設名・炉型		Rajasthan-2, PHWR(220MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	1992//		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終						×							所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象		×		尺度以下				
放射性物質の所外への放出				あり		なし								
放射性物質の所内への放出				あり		なし								
従事者の放射線被ばく				あり		なし								
従事者の負傷				あり		なし								
施設の安全性の確保				あり		なし								
試験・点検による不具合の発見				あり		なし								
報道機関への通知				あり		なし								
事故の概要				<p>グリッド故障後に電力供給系を復旧させている間、ブレーカー制御回路への直流電源がクラス I 供給回路の接続不良により喪失した。その結果、重要な電源供給回路のブレーカー保護機能が喪失した。</p>										

事例整理番号:0091-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度(INES)										INES 番号:0183-01				
事象タイトル		所内電源クラスIV喪失時の非常用ディーゼル発電機(DG-1)起動失敗とブレーカー(CB-5)の閉失敗								事象発生日		1992/08/21		
国名	インド	施設名・炉型		Rajasthan-1,PHWR(220MWe)										
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1992/09/30		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×				×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出				あり							なし			
放射性物質の所内への放出				あり							なし			
従事者の放射線被ばく				あり							なし			
従事者の負傷				あり							なし			
施設の安全性の確保				あり							なし			
試験・点検による不具合の発見				あり							なし			
報道機関への通知				あり							なし			
事故の概要														
<p>プラントは冷態停止状態にあった。グリッドの擾乱により所内電源クラスIVが喪失した。非常用ディーゼル発電機(DG)-1が起動失敗し、母線Mと母線I間のクラスIIIタイブレーカー5231-CB-5も閉鎖しなかったが、DG-2が自動的に起動した。DG-1は、現場で手動起動させ電力を供給することができ、母線Iも復旧した。この結果、クラスIV供給も送電系から回復した。プラントは、すでに冷態停止状態だったので、1基のDGで十分だった。</p>														

事例整理番号:0092-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0182-01			
事象タイトル		2号機のチャンネル G-09 に放置された検査用ヘッド												
										事象発生日		1992/07/04		
国名		インド		施設名・炉型		Rajasthan-2,PHWR(220MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1992/09/29		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×				×							所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					×	尺度以下		
放射性物質の所外への放出						あり						なし		
放射性物質の所内への放出						あり						なし		
従事者の放射線被ばく						あり						なし		
従事者の負傷						あり						なし		
施設の安全性の確保						あり						なし		
試験・点検による不具合の発見						あり						なし		
報道機関への通知						あり						なし		
事故の概要														
<p>冷却材チャンネル G-09 の検査が終了し、燃料バンドルがチャンネルに装荷されていた。チャンネル内に障害物があることが確認されたが、その後、検査用集合体の引き抜き時にシールプラグから脱落した検査用ヘッドであることがわかった。原因は検査用ヘッドの伸張管のスレッドが老朽化したことによるものであった。この伸張管には近づくことができず、検査ができなかった。特殊な手順を用いてヘッドは回収された。障害物が発見されたのは、燃料バンドルの装荷中であり、この時、保安規定(Tech.Spec.)限界よりも高い圧縮負荷状態になりつつあった。その後の検査で、燃料バンドルは損傷が認められなかったものの、レベル 1 と評価された。</p>														



事例整理番号:0104-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0214-01			
事象タイトル		減速材系から重力漏洩によるトリチウム放出									事象発生日		1992/09/16	
国名	インド	施設名・炉型		Kalpakkam-2,PHWR(235MWe)										
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1992/10/14		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×					×							所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					×	尺度以下		
放射性物質の所外への放出						あり						なし		
放射性物質の所内への放出						あり						なし		
従事者の放射線被ばく						あり						なし		
従事者の負傷						あり						なし		
施設の安全性の確保						あり						なし		
試験・点検による不具合の発見						あり						なし		
報道機関への通知						あり						なし		
事故の概要														
<p>プラントは冷態停止中で減速材が抜かれた状態であった。減速材系を復旧されている間、イオン交換カラムが一時的に取り付けられ、常用浄化IXカラムと直列に接続されていた。浄化カラムは強化PVC(ポリ塩化ビニル)ホースで繋がれていた。イオン交換カラムの弁を操作して15分後、ホースが外れ、これにより重水が漏洩して接近可能区域のトリチウムが高濃度になったことが判明した。高性能の原子炉建屋排気ファンがトリチウム濃度を低下させるために始動した。調査の結果、一時的に取り付けられたイオン交換カラムを接続する際、不適切なホースと不適當なサイズの締具が使われたことが明らかになった。</p> <p>(INES 評価)</p> <p>本事象で、原子炉は冷態停止であり、減速材が抜かれ、また、減速材用の重水は貯蔵タンクから循環されていただけで、原子炉には全て接続されていなかった。したがって、本事象は、非原子炉施設での事象と同様と見なされる。使用手引IV 3.3 項により、セーフティカルチャーの欠如があったことからレベル 1 とする。</p>														

事例整理番号:0117-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0217-01			
事象タイトル		250V 直流(DC)回路における地絡定例点検時の原子炉トリップ												
										事象発生日		1992/10/13		
国名		インド		施設名・炉型		Kalpakkam-1,PHWR(235MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1992/11/18		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×				×								所内への影響	
													所外への影響	
<b>事故の特徴</b>				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
<b>事故の概要</b>														
<p>給電ライン 1 本を開いた後の復旧操作中、直流(DC)回路の地絡点検を行っていたところ、モーター発電機 MG-2 が低速によりトリップし、2 分後にモーター発電機 MG-1 も低速でトリップした。引き続き、48V 母線上の DC 制御電源の供給が一瞬途絶えたため、4 基の循環ポンプがトリップした。この結果、原子炉はボイラー温度差高(デルタ T)によりトリップした。</p>														
(INES 評価)														
<p>全ての安全機能は利用可能であったため、使用手引のⅢ、表 II、A1 に基づきレベル 0 とする。</p>														

事例整理番号:0144-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0248-01			
事象タイトル		原子炉制御・保護系のチャンネル B,E 電離箱のハウジングへ水の侵入											
										事象発生日		1993/02/27	
国名		インド		施設名・炉型		Narora-2,PHWR(235MWe)							
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性		
暫定		1993/03/03		尺度外		0 1 2 3 4 5 6 7					深層防護の劣化		×
最終		×									所内への影響		
											所外への影響		
事故の特徴				事故		異常事象					×		尺度以下
放射性物質の所外への放出				あり									なし
放射性物質の所内への放出				あり									なし
従事者の放射線被ばく				あり									なし
従事者の負傷				あり									なし
施設の安全性の確保				あり									なし
試験・点検による不具合の発見				あり									なし
報道機関への通知				あり									なし
事故の概要													
<p>定格出力運転中、原子炉制御系チャンネルBと原子炉保護系チャンネルEが、他のチャンネルよりも低い中性子出力を示した。他のチャンネルと一致させるために、これらのチャンネルの電離箱増巾器のゲインを上げ、チャンネルEの手動補正を行った。主停止系と二次停止系の線形中性子トリップ設定値が減少した。電離箱とその関連回路に問題はなかった。原子炉停止中に、さらに調査したところ、チャンネルBとEに水が検出され、これにより、チャンネルBとEに中性子出力低信号が発生したことが明らかとなった(チャンネルBとEの電離箱は同じハウジングの中にある)。</p> <p>(INES 評価)</p> <p>計画外の反応度上昇が起因事象となる可能性があったが、実際には、発生していないため、使用手引の表Iを適用する。また、安全機能は、全て利用可能であったことから、レベル0となるが、共通要因故障(他の電離箱への水の侵入)の可能性を考慮し、レベル1とする。</p>													

事例整理番号:0145-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度(INES)											INES 番号:0246-01			
事象タイトル		チャンネル温度モニター設備(CTM-II)の機能表失												
										事象発生日		1993/01/17		
国名		インド		施設名・炉型			Rajasthan-2,PHWR(220MWe)							
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1993/02/07		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×			×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故			異常事象				尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出				あり							なし			
放射性物質の所内への放出				あり							なし			
従事者の放射線被ばく				あり							なし			
従事者の負傷				あり							なし			
施設の安全性の確保				あり							なし			
試験・点検による不具合の発見				あり							なし			
報道機関への通知				あり							なし			
事故の概要														
<p>180MWe 出力運転中、CTM パネル II の指示が全てゼロであることが判明した。CTM パネル II の 36V 直流電源の供給に失敗したため、セットバック機能が喪失した。このセットバックは、パネル I と II からの同時信号により始動するようになっている。直ちに原子炉出力は 10MWe までに下げられ、原子炉トリップまたはパネル I での高温事象時の手動セットバックを行うために、CTM パネル I の監視が継続された。しかしながら、CTM パネル I の指示は正常であり、直流電源が喪失していた 53 分間も正常値を示したままであった。電源供給に失敗したことにより、CTM 設備がセットバックモードにならなかったため、36V 直流電源回路の現行の設計がフェイルセーフとなっていなかったことが判明した。</p> <p>(INES 評価) CTM パネル II への 36V 電源供給失敗は、安全機能に影響していないので、起因事象としては扱わないが、個々のチャンネルでの流路閉塞は、未発生の想定される起因事象として見なすことができる。安全機能は全て利用可能であり、使用手引の表 I、A.1 により、レベル 0 とする。</p>														

事例整理番号:0146-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0247-01				
事象タイトル		試験時のボイラー温度差高によるチャンネル E の動作不能												
										事象発生日		1993/01/16		
国名	インド		施設名・炉型		Kalpakkam-2, PHWR(235MWe)									
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1993/02/20		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×				×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出				あり							なし			
放射性物質の所内への放出				あり							なし			
従事者の放射線被ばく				あり							なし			
従事者の負傷				あり							なし			
施設の安全性の確保				あり							なし			
試験・点検による不具合の発見				あり							なし			
報道機関への通知				あり							なし			
事故の概要														
<p>170MWe 出力運転中、原子炉保護系チャンネル E についてボイラー温度差高ロジックの試験を行っていたところ、“温度差高”アラームが発動しなかった。ボイラー温度指示がオフスケールとなったにもかかわらず、チャンネル E がトリップしなかった。故障を示したアラームメーターを交換し、試験をくり返し行った。その結果、正常であることが確認された。原子炉保護系チャンネルは三重化されており、3チャンネルのうち2つにトリップ信号が出れば原子炉はトリップする。ボイラー温度差高によるトリップは、他の2つのチャンネル D と F においても試験され、正常であることが確認された。</p> <p>(INES 評価)          本事象では、起因事象は発生しておらず、安全機能も利用可能であった。従って、使用手引の表 I により、レベル 0 とする。</p>														

事例整理番号:0160-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0226-02			
事象タイトル		タービン建屋の火災による所内停電												
										事象発生日		1993/03/31		
国名		インド		施設名・炉型		Narora-1,PHWR(235MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1993/11/04		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×						×					所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象		×		尺度以下		
放射性物質の所外への放出								あり				なし		
放射性物質の所内への放出								あり				なし		
従事者の放射線被ばく								あり				なし		
従事者の負傷								あり				なし		
施設の安全性の確保								あり				なし		
試験・点検による不具合の発見								あり				なし		
報道機関への通知								あり				なし		
事故の概要														
<p>午前3時30分、185MWe出力で運転中、タービン建屋で火災が発生した。そのため、原子炉を手動でトリップさせ、原子炉クールダウンが開始された。このクールダウンの開始によって、二次停止系が作動した。クラスIとIIへの電源供給が途絶えるなど、全ての電源が喪失した。原子炉の未臨界状態を保つために、ホウ酸重水が重力ホウ酸添加系(GRAB)から減速剤に添加された。タービン発電機(TG)とこれに付属する母線ダクトや励磁機区画は広範囲に渡る損傷を受けた。この火災によりケーブルも数多く損傷したため、所内の電源が安全に喪失する結果となった。一次熱移送系循環ポンプがトリップするまで炉心の崩壊熱除去は強制循環により行われ、その後はコーストダウンと自然循環(熱サイホン型)により熱が除去された。ディーゼル消火ポンプを使用して蒸気発生器の二次側に給水が行われた。死傷者は出ず、発電所や公衆への放射能の影響もなかった。安全手順に従い、発電所だけに限定した非常事態が宣言されたが事象発生から約19時間後に解除された。</p>														
(INES 評価)														
<p>本事象は使用手引の表IIを基にレベル3と評価された。タービン発電機停止に引き続き、原子炉手動トリップ、所内電源の喪失が起こったが、所内・所外への影響はなく、「深層防護の劣化」基準のみ適用可能である。全ての安全機能は、利用可能であったが、数多くの表示機能が喪失したため、全体としては、安全機能の低下が認められた。従って、レベル3とする。</p>														

事例整理番号:0213-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0318-01				
事象タイトル		タービン建屋地階および中地階での浸水												
										事象発生日		1994/06/16		
国名		インド		施設名・炉型		Kakrapar-1,PHWR(235MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1994/06/18		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×			×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出				あり							なし			
放射性物質の所内への放出				あり							なし			
従事者の放射線被ばく				あり							なし			
従事者の負傷				あり							なし			
施設の安全性の確保				あり							なし			
試験・点検による不具合の発見				あり							なし			
報道機関への通知				あり							なし			
事故の概要														
<p>プラントは1994年2月6日から停止していたが、1994年6月16日午前6時20分以後、母線の故障により外部電源が喪失したため、非常用設備への電源供給は、ディーゼル発電機から行われた。</p> <p>1994年6月15日から16日の2日間にわたり、豪雨のため、Moticher湖(サイトへの給水湖)の水位が上昇した。1994年6月16日朝以来、原水ポンプ室、開閉所ケーブル溝と配管トンネルを経てタービン建屋へ水が流れはじめた。タービン建屋の水位が上昇し始めたため、制御室の運転員はタービン建屋の主要な機器を停止させた。午前9時までに、タービン建屋の地階および中地階(海拔91メートル&amp;95メートル)のプロセス冷却水ポンプ(PCW)、補助ボイラー給水ポンプ、その他の制御盤や機器類が浸水し始めた。プロセス冷却水ポンプが浸水したため、消火用水が停止時冷却熱交換器と減速材熱交換器に供給された。</p> <p>海拔103メートルにあるタービン建屋のクラスⅢ電源系(DGs)が水位の上昇により危険な状態になったため、午前11時に「プラント緊急事態」が宣言された。水位は上昇を続け、午前3時頃には海拔98.5メートルあたりまでに達した。午後5時までに豪雨は止み、タービン建屋への浸水も止まった。原子炉建屋への水の流入はなかった。雨がやんだため、水は湖からプラント以外の場所へ流れ出したことにより所内各部の水位が下がり、「プラント緊急事態」が解除された。</p> <p>(INES 評価)</p> <p>本事象は、使用手引Ⅲ-3.1.1,運転停止中の炉心冷却の劣化)に従い、レベル0とする。本事象の発生当日は、原子炉停止から4ヶ月以上が経過していたため、崩壊熱は非常に小さく、また、炉心冷却の妨げとはならなかった。</p>														

事例整理番号:0241-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0215-01				
事象タイトル		トリチウムの湖への放出												
										事象発生日		1992/09/17		
国名		インド		施設名・炉型		Rajasthan-2,PHWR(220MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1992/10/08		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×				×							所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					×	尺度以下		
放射性物質の所外への放出						あり						なし		
放射性物質の所内への放出						あり						なし		
従事者の放射線被ばく						あり						なし		
従事者の負傷						あり						なし		
施設の安全性の確保						あり						なし		
試験・点検による不具合の発見						あり						なし		
報道機関への通知						あり						なし		
事故の概要		<p>処理水の戻りラインからサンプリングしたところ、タービン建屋ピットにおけるトリチウムの存在が明らかとなった。プラントを運転したままの状態、その発生源を検出できなかったため、詳細な調査を行うこととなり原子炉が停止された。調査の結果、ボイラー室雰囲気から放射性トリチウムを取り込んだダウジング・タンクの水があふれ出たことによるものと考えられた。</p> <p>(INES 評価) 使用手引のⅢ 3.7とⅢ 5.3に従い、レベル 1とする。</p>												



事例整理番号:0268-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0345-01				
事象タイトル		出力運転中での燃料交換における不適切な燃料装荷												
										事象発生日		1994/08/12		
国名		インド		施設名・炉型		Kalpakkam-1,PHWR(235MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1994/08/31		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×				×							所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象				尺度以下		×
放射性物質の所外への放出				あり								なし		
放射性物質の所内への放出				あり								なし		
従事者の放射線被ばく				あり								なし		
従事者の負傷				あり								なし		
施設の安全性の確保				あり								なし		
試験・点検による不具合の発見				あり								なし		
報道機関への通知				あり								なし		
<b>事故の概要</b> 出力運転中における冷却材チャンネル B-15 での燃料交換の際、自動モードで運転されていた燃料交換機の下流に 3 組の使用済燃料バンドルが挿入された。それに引き続き、4 組目の燃料バンドルを受け入れるため、自動プログラム化されている第 2 ラム延長の代わりに、燃料交換機上流側のラム B と C のストロークを用いる手動モード運転を行おうとしていた。これは、原子炉出力への外乱を抑えるための方法である。これらの操作終了後、4 組目の燃料バンドルのうちの 1 体は燃料交換機の下流側に入ったが、もう 1 体はチャンネル内に残っていた。しかし、運転員は、2 体とも下流側に入ったものと考えた。そのため、燃料交換機の上流側で操作を行っていた間、運転員は、13 バンドルから成る燃料群の総重量が下流側遮蔽プラグにかかり、保安規定(Tech. Spec.)に示される 545kg の安全限度を超えているのではないかと危惧した。その後の解析で、燃料バンドルが損傷していないことを確認したが、念のため、このチャンネル中の燃料バンドルを新品と交換した。  (INES 評価) 本事象では、短時間ながら運転制限条件を超えて運転を行っており、使用手引のⅢ-3.1.3 よりレベル 1 とする。														

事例整理番号:0270-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0347-01			
事象タイトル		チャンネル S-12 の燃料交換機案内スリーブの戻し失敗												
										事象発生日	1994/10/07			
国名	インド	施設名・炉型		Rajasthan-2,PHWR(220MWe)										
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1994/10/01		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×					×							所内への影響	
													所外への影響	
<b>事故の特徴</b>				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり							なし	
放射性物質の所内への放出						あり							なし	
従事者の放射線被ばく						あり							なし	
従事者の負傷						あり							なし	
施設の安全性の確保						あり							なし	
試験・点検による不具合の発見						あり							なし	
報道機関への通知						あり							なし	
<b>事故の概要</b>														
<p>原子炉は、冷却材チャンネルの供用中検査(ISI)のため、約3ヶ月前から停止中であつた。1994年10月7日、ISIのためチャンネルS-12から燃料が取出され、使用済燃料バンドルは、南側の燃料交換機に受け入れられた。チャンネル遮蔽プラグが取付けられ、案内スリーブは元に戻された。その後、最南端のチャンネルにシール・プラグを取付けるためにラムBを前に引き出そうとしたが、定位置から約100mm進んだだけであつた。12体の使用済燃料バンドルは全て、南側の燃料交換機に入れていることが確認された。調査の結果、案内スリーブが引出し位置にあり、燃料交換機による通常操作で元に戻せないことが判明した。案内スリーブが引出し位置にあることを再度確認した後、チャンネル遮蔽プラグを取り外し、燃料バンドル全てをチャンネル内に戻して遮蔽プラグを再度取付けた。北側及び南側原子炉入口ヘッダーの水を抜き、北側の燃料交換機から重水が流れるようにして、南側の案内管を元に戻すために特別の操作が行われた。その結果、案内スリーブは部分的に元の位置に戻った。その後、南側燃料交換機をチャンネルから外し、手動モードでシール・プラグを取付けた。</p>														
(INES 評価)														
<p>本事象は原子炉停止後約3ヶ月後に発生しており、崩壊熱も非常に小さかつた。しかし、復旧操作は、短期間ながら、運転制限条件を超えたものであつた。従つて、使用手引のⅢ-3.1.3より本事象をレベル1とする。</p>														

事例整理番号:0280-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度(INES)										INES 番号:0360-01				
事象タイトル		MAPS(Kalpakkam)-2号機における蒸気発生器伝熱管の漏洩												
										事象発生日		1995/02/07		
国名		インド		施設名・炉型		Kalpakkam-2,PHWR(235MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1995/04/10		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×			×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
事故の概要														
<p>1995年2月7日、ボイラー給水系でのトリチウム濃度が上昇傾向を示し、蒸気発生器(SG)伝熱管での小漏洩の発生を示唆した。そこで詳細に調査したところ、ボイラーNo.5のSG伝熱管で漏洩が発生していると結論づけられた。対応するループを隔離したところ、トリチウム濃度は緩やかに低下し、2月14日には元のバックグラウンドレベルに達した。プラントは、当該ループを隔離したまま運転を継続した。この間、環境への放出量は、保安規定(Tech. Spec.)の限度内であった。</p> <p>(INES 評価)          使用手引Ⅲ-A.3.1では、(完全破断ではない)蒸気発生器伝熱管の漏洩は、「想定される」起因事象とされている。本事象中、全ての安全系は利用可能であった。そこで、表Ⅱ-A.1より、本事象をレベル0とする。</p>														

事例整理番号:0380-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0465-01				
事象タイトル											燃料の逆向き装荷時の出力変化に伴う冷却材圧力低による原子炉トリップ				
											事象発生日		1995/12/27		
国名		インド			施設名・炉型		Narora-2,PHWR(235MWe)								
評価結果		評価日			尺度							安全上の特性			
暫定		1996/01/26			尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×			×									所内への影響	
														所外への影響	
事故の特徴				事故			異常事象				尺度以下		×		
放射性物質の所外への放出				あり							なし				
放射性物質の所内への放出				あり							なし				
従事者の放射線被ばく				あり							なし				
従事者の負傷				あり							なし				
施設の安全性の確保				あり							なし				
試験・点検による不具合の発見				あり							なし				
報道機関への通知				あり							なし				
<b>事故の概要</b> 出力 215MWe で運転中、燃料チャンネル L-05 で燃料交換を行っていた。下流側の燃料交換機に使用済燃料バンドル 4 体を全て格納したところで、その燃料交換機の運転に異常が生じたため、燃料チャンネルを閉じられなくなってしまった。そこで、取り出した燃料バンドルを冷却材の流れに対して逆向きに押し、炉内に戻すことが決定された。使用済燃料バンドルとラム継ぎ手 (ram extension) を挿入したことにより、負の反応度が添加され、原子炉出力は 98% から 93% に下がった。その後、ラムを取りはずす際に流れ方向に引き抜いたため、引き抜き速度が速くなり、原子炉出力は 109% に上昇した。その結果、冷却材出口ヘッダ及びチャンネル温度高により原子炉出力のセットバックが起こり、冷却材圧力低により原子炉はトリップした。															
<b>(INES 評価)</b> 本事象では、計画外の局所的な反応度の増加があったものの、ヘッダー出口及びチャンネル出口の温度上昇により原子炉出力のセットバックが起こり、一次冷却系圧力低による原子炉トリップに至った。全ての安全機能は利用可能であり、燃料バンドルの損傷もなかったことから、本事象のスケールをレベル 0 とする。															

事例整理番号:0381-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0466-01				
事象タイトル		調整棒冷却材流量低による原子炉トリップ												
										事象発生日 1996/01/05				
国名		インド		施設名・炉型		Narora-2,PHWR(235MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1996/01/16		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×			×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
事故の概要														
<p>出力 220MWe で運転中、手順書に従って、空気を用いて減速材純化カラム IX-1 の水抜き作業を行っていた。このとき、調整棒冷却材流量低アラームが鳴り、減速材ポンプ No.1 と 5 の流量低下が観測された。その結果、減速材ポンプ No.2 が自動運転モードに入り、また、カランドリア管水位とカバーガス圧力の上昇が認められた。カランドリア管水位は 95.4% から 97.8% まで上昇し、またカバーガス圧力も 0.23kg/cm<sup>2</sup> から 0.48kg/cm<sup>2</sup> まで上昇した。そのため、原子炉出力を降下させ始めたところ、調整棒冷却材流量低により、原子炉はトリップした。イオン交換塔の水抜き作業中に空気が減速材系に入り込み、減速材流量が下がったため、調整棒冷却材流量低により原子炉がトリップしたものと推測される。</p>														
(INES 評価)														
<p>本事象では、全ての安全機能は利用可能であり、また、要求通りに作動したことから、本事象のスケールをレベル 0 とする。</p>														

事例整理番号:0382-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度(INES)										INES 番号:0467-01				
事象タイトル		カランドリア管施栓部からの重水漏洩												
										事象発生日		1996/01/07		
国名		インド		施設名・炉型		Narora-1,PHWR(235MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1996/03/06		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×		×									所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象				尺度以下	×	
放射性物質の所外への放出								あり				なし		
放射性物質の所内への放出								あり				なし		
従事者の放射線被ばく								あり				なし		
従事者の負傷								あり				なし		
施設の安全性の確保								あり				なし		
試験・点検による不具合の発見								あり				なし		
報道機関への通知								あり				なし		
事故の概要		<p>プラント停止中、カランドリア管(最下列チャンネルの格子位置)に取り付けられていた施栓部から重水が漏洩した。漏洩した重水はカランドリア管室に流れ込み、そのドレン配管に設置された湿分計で検知された。漏洩の発生箇所は栓のガスケットと判明したため栓を交換した。新しい栓の健全性は、ヘリウム漏洩試験と、当該列のカランドリア管における減速材水位の上昇により確認された。漏洩した重水はカランドリア管室ドレン配管から回収された。本事象で放出された放射能は、保安規定(Tech. Spec.)の範囲を十分下回るものであった。</p> <p>(INES 評価) 安全系への影響も作動要求もなかったことから、本事象のスケールをレベル0とする。</p>												

事例整理番号:0527-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度(INES)										INES 番号:				
事象タイトル		一次冷却系ポンプの停止による原子炉トリップ												
										事象発生日		1996/03/19		
国名		インド		施設名・炉型		Narora-1,PHWR(235MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1996/03/19		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×			×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象				尺度以下		×
放射性物質の所外への放出								あり						なし
放射性物質の所内への放出								あり						なし
従事者の放射線被ばく								あり						なし
従事者の負傷								あり						なし
施設の安全性の確保								あり						なし
試験・点検による不具合の発見								あり						なし
報道機関への通知								あり						なし
事故の概要		<p>1996年3月19日16:27、210MWe出力で運転中、排水冷却器出口温度高の誤信号により、排水コンデンサの出口側が隔離された。排水コンデンサの水位が上昇し始めたため、原子炉の出力降下が始まった。原子炉出力が下がり始めた時、逆出力(reverse power)によりタービンがトリップした。排水コンデンサ圧力高により、稼働中の給水ポンプが停止し、そのため、一次冷却系ポンプが全て停止して、原子炉がトリップした。</p> <p>(INES 評価)                      本事象の起因事象である「原子炉トリップ」は想定されるもの("expected")であり、安全機能も全て利用可能であった。使用手引、表ⅡのA-1に従って、本事象のスケールをレベル0とする。</p>												

事例整理番号:0528-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:			
事象タイトル		主炉停止系の炉停止棒挿入遅れによる後備炉停止系の作動												
										事象発生日		1997/05/18		
国名		インド		施設名・炉型		Kakrapar-1,PHWR(235MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1997/07/31		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×					×						所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象		×		尺度以下		
放射性物質の所外への放出						あり						なし		
放射性物質の所内への放出						あり						なし		
従事者の放射線被ばく						あり						なし		
従事者の負傷						あり						なし		
施設の安全性の確保						あり						なし		
試験・点検による不具合の発見						あり						なし		
報道機関への通知						あり						なし		
事故の概要														
<p>このプラントには、2種類の高速度作動原子炉停止系、即ち、主炉停止系 (Primary Shutdown System: PSS) と後備炉停止系 (Secondary Shutdown System: SSS) が備えられている。PSS は、14本の炉停止棒から構成され、原子炉トリップ信号により炉心上部から挿入される。SSS は、4つのバンク構成でリチウム五ホウ酸塩溶液を炉心内の圧力管に注入するものである。これらの他に、長期炉停止のために、自動液体ポイズン添加系 (Automatic Liquid Poison Addition System: ALPAS) も備えられている。</p> <p>1997年5月18日17:31、プラントは205MWe出力で運転中、予定通り、SSS電磁弁の試験が行われた。SSSバンクNo.3の試験を行っていたところ、液体ポイズンが圧力管に注入された。その結果、一次冷却系圧力低によって原子炉はトリップした。この時、2本のPSS炉停止棒の挿入時間が長かったため、SSS及びALPASが作動した。</p>														
(INES 評価)														
<p>本事象の起因事象である「原子炉トリップ」は想定されるもの ("expected") であり、安全機能は運転制限条件内で利用可能であった。従って、基本的には、本事象のスケールはレベル1または2であるが、前日に1本のPSS炉停止棒の挿入時間に不具合があったにも拘わらず、これを通知せずに原子炉を起動するという手順違反を犯していたことから、セーフティカルチャーの欠如を考慮し、本事象のスケールをレベル2とする。</p>														



事例整理番号:0529-00

(和訳作成: 日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:			
事象タイトル		15 秒間原子炉圧力が 79.6kg/cm <sup>2</sup> 以下に低下したことによる原子炉トリップ												
											事象発生日		1997/03/02	
国名		インド		施設名・炉型		Kakrapar-1,PHWR(235MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1997/03/02		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×				×								所内への影響	
													所外への影響	
<b>事故の特徴</b>				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
<b>事故の概要</b>														
<p>1997年3月2日、非常用炉心冷却系(Emergency Core Cooling System:ECCS)の月例試験を行っていた。注入試験を実施中、一次冷却(Primary Heat Transport:PHT)系の圧力変動が認められた。それに続いて、PHT系圧力が約89kg/cm<sup>2</sup>まで上昇した。この過渡変化中、排水制御弁が約80秒間開固着したため、排水流量が急激に増加した。これに対処するため、給水制御弁が開けられた。排水コンデンサの水位が上昇したため、原子炉の出力降下が始まり、その後、PHT系圧力低により原子炉はトリップした。PHT系圧力はさらに低下したため、ECCSが自動起動した。PHT系圧力が通常状態に回復した時点でECCSは停止された。</p> <p>(INES 評価)                  本事象の起因事象は「逃し弁等の動的機器の故障または誤作動による原子炉冷却材系圧力制御の不具合」であり、想定内("expected")の事象である。本事象において、全ての安全系は利用可能であった。使用手引の表Ⅱにより、本事象のスケールをレベル0とする。</p>														

事例整理番号:0112-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0209-01			
事象タイトル		燃料交換機での重水漏洩によるプラント停止												
										事象発生日		1993/02/15		
国名		カナダ			施設名・炉型		Darlington-2,PHWR(935MWe)							
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1993/02/19		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×			×									所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出				あり							なし			
放射性物質の所内への放出				あり							なし			
従事者の放射線被ばく				あり							なし			
従事者の負傷				あり							なし			
施設の安全性の確保				あり							なし			
試験・点検による不具合の発見				あり							なし			
報道機関への通知				あり							なし			
事故の概要														
<p>格納容器内において、照射済燃料を含む燃料交換機で約2リットル/秒の重水漏洩が発生し、燃料チャンネルから閉止プラグを取り除いた直後、プラントが停止した。アラートが宣言され、所内各所に通報された。結果的に放射能の異常な放出はなかった。3時間以内に、プラントは冷態停止に移行され減圧された。燃料交換機中の燃料が十分冷却されていることを確認した後、チャンネル閉止プラグが再び設置された。翌日、照射済燃料は貯蔵ベイに搬出された。漏洩は、逃し弁の上流に取りつけられた配管で発生していたが、その原因は調査中である。プラントは、2月19日に運転を再開した。</p>														
(INES 評価)														
<p>本事象は尺度以下(レベル0)とする。即ち、十分に安全機能が確保され、現実には起こることが想定されている起因事象(原子炉停止および冷却を妨げない原子炉冷却系の漏洩)に基づき、安全上の重要性はない(レベル0)とされた。</p>														

事例整理番号:0121-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0219-01				
事象タイトル		安全解析上の問題による原子炉出力 60%への減少													
											事象発生日		1993/03/05		
国名		カナダ			施設名・炉型		Bruce-1,PHWR(825MWe)								
評価結果		評価日			尺度							安全上の特性			
暫定		1993/03/17			尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×					×							所内への影響	
														所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					×	尺度以下			
放射性物質の所外への放出						あり						なし			
放射性物質の所内への放出						あり						なし			
従事者の放射線被ばく						あり						なし			
従事者の負傷						あり						なし			
施設の安全性の確保						あり						なし			
試験・点検による不具合の発見						あり						なし			
報道機関への通知						あり						なし			
事故の概要		<p>圧力管フレッティング問題の解決策の一部として行われた“発生確率の極めて低い”事故に対する安全解析の結果に基づき、設置者は発電所の出力を定格の 60%まで減少させた。この解析は、原子炉入口ヘッダーの大破断時に水圧による負荷で反応度が上昇する可能性を示していた。出力の減少は、このシナリオに対する最大許容反応度を補償するのに十分な保守的裕度を確保するための措置である。原子炉の通常運転に関する安全上の問題はないが、冷却材喪失が仮に起こった場合、その結果は事前に予測するより重大になる恐れがある。設置者は、定格出力で安全運転を行うために必要な行動を決定すべく詳細な解析を行っている。この発電所の 5 基のユニットは影響を受けたが、他の 3 基は保守のため停止中であった。また、Pickering と Darlington のプラント運転は、この解析結果の影響を受けない。</p> <p>(INES 評価)                  使用手引の表 I に従いレベル 1 とする。安全機能の利用可能性は適切であり、冷却材の大量喪失が起因事象となる可能性が低いことから、深層防護の劣化の基準に基づいて評価された。</p>													

事例整理番号:0232-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0336-01				
事象タイトル		原子炉冷却材逃し弁の故障による小破断 LOCA												
										事象発生日		1994/12/10		
国名		カナダ		施設名・炉型		Pickering-2,PHWR(542MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	1994/12/12		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終							×						所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象		×		尺度以下		
放射性物質の所外への放出						あり						なし		
放射性物質の所内への放出						あり						なし		
従事者の放射線被ばく						あり						なし		
従事者の負傷						あり						なし		
施設の安全性の確保						あり						なし		
試験・点検による不具合の発見						あり						なし		
報道機関への通知						あり						なし		
<b>事故の概要</b> 定格出力運転中、計装用圧縮空気系配管の損傷により、原子炉冷却材逃し弁が開いたため原子炉への非常用冷却材注入が必要となった。弁が開いた後、一次冷却材は排水コンデンサ (bleed condenser) に放出され、同コンデンサ水位高信号により原子炉出力は自動的に低下した。その1分後、75%出力時点で一次冷却材圧力低により原子炉がトリップし、約6分後タービンを手動で停止した。一次冷却系圧力が急上昇したため、排水コンデンサは1次冷却材で満水状態となり、同コンデンサの逃し弁が開いて、一次冷却材がボイラー室サンプに放出された。この圧力スパイクにより逃し弁配管が破断して小破断 LOCA となり、ボイラー室サンプの圧力も上昇した。約9分後、非常用冷却材注入系が自動起動した。破断口径が小さく、格納容器の自動隔離設定点に達しなかったため、格納容器は手動で隔離された。事象発生から90分後、運転員が格納容器に入り、故障した逃し弁を手動で閉じ、破断口からの流出を止めた。非常用冷却材注入タンクから約150トンの水が原子炉に注入され、格納容器サンプは重水で満水状態となった。約4時間後、通常の停止時冷却モードにより原子炉冷却系が減圧され、また、非常用冷却材注入系が停止されて、プラントは安定状態となった。環境モニタリングの結果、大気中及び水処理建屋で異常は検出されなかった。また、一次冷却材系の化学分析の結果、燃料は損傷しなかったことが判明した。本事象の原因が判明するまで4号機は停止された。なお、1、3号機は既に停止されていた。														
<b>(INES 評価)</b> 本事象は、安全設備で重大な故障が発生したことから、「深層防護の劣化」に関連しスケールをレベル2とした。														

事例整理番号:0279-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0359-01			
事象タイトル		原子炉冷却材逃し弁の誤開												
										事象発生日	1995/05/14			
国名	カナダ			施設名・炉型	Bruce-5,PHWR(915MWe)									
評価結果	評価日			尺度							安全上の特性			
暫定	//			尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終						×							所内への影響	
													所外への影響	
<b>事故の特徴</b>				事故	異常事象						×	尺度以下		
放射性物質の所外への放出					あり							なし		
放射性物質の所内への放出					あり							なし		
従事者の放射線被ばく					あり							なし		
従事者の負傷					あり							なし		
施設の安全性の確保					あり							なし		
試験・点検による不具合の発見					あり							なし		
報道機関への通知					あり							なし		
<b>事故の概要</b>				<p>1995年5月14日13:02、一次冷却系の逃し弁のダイヤフラムが損傷して、逃し弁が開き、一次冷却材が排水コンデンサ (bleed condenser) に放出された。この結果、加圧器水位低で原子炉はトリップした。排水コンデンサが満水となり2基の逃し弁が開いて、約25トンの一次冷却材が格納容器内の床に放出された。発電所の非常事態クラス1が宣言された。一次冷却材補給ポンプを供用に移し、格納容器を手動で隔離した。真空建屋に繋がる補助圧力逃し弁を手動で開くことにより、原子炉建屋内の圧力は低下した。15:58までに、プラント内サーベイにより、粒子の検出もなく、スタックのアラームも発生しておらず、また、放射線モニターレベルの上昇もないことが確認された。16:07、プラントの状態はアラートに格下げされた。所外のサーベイによって、環境への放射性物質の放出が増加していないことが確認された。また、検査の結果、本事象で燃料が破損していないことも確認され、原子炉はクールダウンされて、安全停止状態に置かれている。一次冷却系の逃し弁ダイヤフラムが損傷した原因について調査が開始されている。</p> <p>(INES 評価)                      使用手引の表IIより深層防護の劣化から本事象をレベル1とする。起因事象は「制御された原子炉の停止と冷却を超える一次冷却材の漏洩」であり、安全機能は「運転制限条件内」で利用可能であった。</p>										

事例整理番号:0303-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0387-01				
事象タイトル		加圧器ドレン弁の故障による冷却系からの重水漏洩と原子炉の計画外停止												
										事象発生日		1995/09/04		
国名		カナダ		施設名・炉型		Gentilly-2, PHWR(685MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1995/09/18		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×						×						所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象		×		尺度以下		
放射性物質の所外への放出								あり						なし
放射性物質の所内への放出								あり						なし
従事者の放射線被ばく								あり						なし
従事者の負傷								あり						なし
施設の安全性の確保								あり						なし
試験・点検による不具合の発見								あり						なし
報道機関への通知								あり						なし
<b>事故の概要</b> 1995年9月14日16:26、定格出力運転中、加圧器ドレン弁を通して冷却系から高温の重水(D2O)が漏洩し、冷却水回収系に流れ込んだ。D2Oの漏洩率が0.5kg/秒であったため、冷却水回収系が満水となり、給水ポンプの区画等に流れ出た。結局、総量10m <sup>3</sup> のD2Oが原子炉建屋の幾つかの区域に流れ出した。同日18:20から冷却と減圧により原子炉の停止操作が開始され、翌朝00:30に原子炉は停止された。この間、19:00には原子炉建屋内のトリチウム濃度が800MPCaに達したため、放射線アラートが宣言された。格納容器を手動で隔離した後、原子炉建屋内の圧力は2.28kPaまで上昇した。諮問グループの認可を得て、格納容器のベントが行われ、雰囲気ガスは乾燥器を介してベントされた。本事象後1日間に外部に放出されたトリチウム量は、運転放出限度の1%未満と推定されている。 冷却水回収系は多くの重要な系統と接続されていたため、大量のD2Oが冷却水回収系に流れ込んだことにより、それが共通原因となって多くの冷却ポンプシールが損傷し、D2Oの外部放出につながった。 本事象中、安全機能としての原子炉の反応度制御、放射性物質の閉じ込め・制御は共に運転制限条件内であった。  (INES 評価) 運転制限条件を超えた異常があったが、安全機能は全て利用可能であったことから、使用手引、表IIにより、レベル1となるが、本事象では、共通原因故障が発生し、手順書にも不適切な点があったため、レベル2とする。														

事例整理番号:0354-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0441-01				
事象タイトル		逆止弁故障による安全注入機能の低下とそれに伴う Pickering 発電所の計画外停止												
										事象発生日		1996/04/19		
国名		カナダ		施設名・炉型		Pickering-1~8,PHWR(540MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1996/05/02		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×					×							所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象		×		尺度以下		
放射性物質の所外への放出						あり						なし		
放射性物質の所内への放出						あり						なし		
従事者の放射線被ばく						あり						なし		
従事者の負傷						あり						なし		
施設の安全性の確保						あり						なし		
試験・点検による不具合の発見						あり						なし		
報道機関への通知						あり						なし		
事故の概要		<p>1996年4月20日及び21日、非常用冷却材注入系 (Emergency Coolant Injection System:ECIS) の逆止弁を補修するため、Pickering 原子力発電所の 1、5~8号機が停止された(この時、2~4号機は既に保守のため停止されていた)。ECIS 貯蔵タンクと ECIS ポンプの吸込ヘッダの間には、並列に2台の逆止弁があるが、このうちの1台の試験で、その開閉位置を確認できなかった。この逆止弁は、一旦開いた後は再開し、冷却材インベントリの喪失と ECIS 再循環フェーズにおける ECIS 貯蔵タンクへの汚染水の流入を防ぐ役割を果たす。この逆止弁のバックアップとして電動弁が設置されているが、この電動弁を開めると ECIS の機能喪失となることから、8つの原子炉を計画的に停止する10年に1回試験を行うこととなっている。今回の停止中にこの電動弁の試験を行ったところ正常に閉止した。しかし、逆止弁は隔離できないことから、その補修を行うために、原子炉を8~10日間停止することとなった。逆止弁の故障は ECIS の冗長性喪失となる。運転の継続は認められたものの、燃料交換に起因して小破断 LOCA が発生した場合、安全機能の多重性が維持されないため、燃料交換は延長された。従って、近い将来、燃料の不足により原子炉を停止することとなろう。逆止弁には、その開閉位置を示す指示棒がついているが、この指示棒が曲がったため、逆止弁が部分開であると表示された。対策として、逆止弁がこのような故障モードを起こさぬように、指示棒メカニズムを取り外し、新たな試験法を開発した。</p> <p>(INES 評価) 起因事象の発生を伴わない「深層防護の劣化」基準を適用し、本事象のスケールをレベル 1 とする。</p>												

事例整理番号:0411-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:				
事象タイトル		蒸気発生器内での非常用冷却水/再加熱器ドレン分配ヘッダーの損傷												
										事象発生日		1996/10/04		
国名		カナダ		施設名・炉型		Point Lepreau, PHWR(680MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	1997/03/12		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終							×						所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象		×		尺度以下		
放射性物質の所外への放出								あり				なし		
放射性物質の所内への放出								あり				なし		
従事者の放射線被ばく								あり				なし		
従事者の負傷								あり				なし		
施設の安全性の確保								あり				なし		
試験・点検による不具合の発見								あり				なし		
報道機関への通知								あり				なし		
事故の概要														
<p>プラントは、1996年9月29日以来、蒸気発生器(SG)#3における異常な水位変動の原因調査のため停止されていた。1996年10月4日、SG点検の一環として、SG#3の非常用冷却水/再加熱器ドレン分配ヘッダー部への立ち入りが行われた。その結果、ヘッダーに著しい浸食/腐食が発見された。ヘッダーのT接続部には貫通孔が幾つか見つかかり、側板のスリーブ接続部はずれて損傷していた。引き続き、全てのSGのヘッダーについて点検を行ったところ、同様の損傷が認められた。そのため、全てのヘッダーは耐浸食/腐食性材料を用いたものに交換された。その後の評価で、構造健全性に影響するような損傷が認められなかったため、全てのSGは使用可能であることが確認された。また、ヘッダーの損傷はSGの水位表示の異常とは関係しないものと評価された。作業終了後、原子炉は運転に戻された。</p>														
(INES 評価)														
<p>本事象は、様々な起因事象を引き起こし得る構造的欠陥による深層防護の劣化であり、本事象のスケールはレベル1であるが、非常用冷却水ヘッダーの供用期間中検査が不適切であったことを加味し、レベル2とする。</p>														



事例整理番号:0414-01

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度(INES)										INES 番号:0458-01																	
事象タイトル		保守後の水平方向中性子束検出器遮へいの取付け忘れ																									
										事象発生日		1996/05/24															
国名		カナダ		施設名・炉型		Point Lepreau,PHWR(680MWe)																					
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性																
暫定		×		1996/07/23		尺度外		0		1		2		3		4		5		6		7		深層防護の劣化			
最終										×														所内への影響		×	
																								所外への影響			
事故の特徴				事故				異常事象		×		尺度以下															
放射性物質の所外への放出								あり				なし															
放射性物質の所内への放出								あり				なし															
従事者の放射線被ばく								あり				なし															
従事者の負傷								あり				なし															
施設の安全性の確保								あり				なし															
試験・点検による不具合の発見								あり				なし															
報道機関への通知								あり				なし															
事故の概要																											
				<p>1996年5月24日、放射線管理技師が原子炉建屋から退出する際、γ線線量計の警報が鳴った。周辺を調査した結果、水平方向中性子束検出器(Horizontal Flux Detector:HFD)設置孔No.6及び7から約8mSv/時のγ線ビーム(直径約5cm)が出ているのが発見された。HFD設置孔No.6及び7は予備であり、HFDは実際には取り付けられていなかった。これらの設置孔は、原子炉容器の中心線高さより約0.2m上に位置し、炉心まで貫通する案内管が取り付けられている。さらに、調査の結果、1995年の原子炉停止時に圧力管の性能測定のため、1995年7月9日~15日にかけて放射線遮へいを取りはずしたが、その後再設置しなかったことが判明した。1995年の停止は12月に終了し、それ以降定格出力運転を行っていた。従って、ほぼ5ヶ月間に渡って、遮へいなしで原子炉を運転していたことになる。γ線のビーム巾が細かったため検出が難しく、個人線量計による被ばくの指示はなかった。この間、2名の放射線作業従事者がHFD周辺で作業していたが、異常な被ばくは検知されていない。予備的な線量評価を行った結果、2名の従事者の目に対する被ばく線量が四半期の線量限度を超えている可能性のあることが示された。従って、この2人の従業員は、詳細な線量評価が済むまで、放射線作業から外された。</p>																							
(INES 評価)				<p>2人の従業員が法定線量限度を超えた可能性があるため、本事象のスケールを暫定的にレベル2とする。</p>																							

事例整理番号:0414-02

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度(INES)										INES 番号:0458-02						
事象タイトル		保守後の水平方向中性子束検出器遮へいの取付け忘れ														
										事象発生日		1996/05/24				
国名		カナダ		施設名・炉型		Point Lepreau,PHWR(680MWe)										
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性					
暫定		1997/01/08		尺度外		0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化		×
最終		×					×							所内への影響		
														所外への影響		
事故の特徴				事故				異常事象		×		尺度以下				
放射性物質の所外への放出						あり						なし				
放射性物質の所内への放出						あり						なし				
従事者の放射線被ばく						あり						なし				
従事者の負傷						あり						なし				
施設の安全性の確保						あり						なし				
試験・点検による不具合の発見						あり						なし				
報道機関への通知						あり						なし				
<b>事故の概要</b> 1996年5月24日、放射線管理技師が原子炉建屋から退出する際、γ線線量計の警報が鳴った。周辺を調査した結果、水平方向中性子束検出器(Horizontal Flux Detector:HFD)設置孔No.6及び7から約8mSv/時のγ線ビーム(直径約5cm)が出ているのが発見された。HFD設置孔No.6及び7は予備であり、HFDは実際には取り付けられていなかった。これらの設置孔は、原子炉容器の中心線高さより約0.2m上に位置し、炉心まで貫通する案内管が取り付けられている。さらに、調査の結果、1995年の原子炉停止時に圧力管の性能測定のため、1995年7月9日～15日にかけて放射線遮へいを取りはずしたが、その後再設置しなかったことが判明した。1995年の停止は12月に終了し、それ以降定格出力運転を行っていた。従って、ほぼ5ヶ月間に渡って、遮へいなしで原子炉を運転していたことになる。γ線のビーム巾が細かったため検出が難しく、個人線量計による被ばくの指示はなかった。この間、2名の放射線作業従事者がHFD周辺で作業していたが、異常な被ばくは検知されていない。これらの従事者が行った作業を当時の写真記録等を用いて忠実に再現し、線量評価を行った結果、2名の従事者の被ばく線量はそれぞれ全身線量で0.92mSv、1.75mSvと評価されたが、放射線作業従事者に対する許容限度未満であった。また、18名の作業員も当該エリアで燃料の取扱い作業をしていたが、これら作業員の被ばく線量は0.13～1.3mSvと評価された。他の作業員の被ばく線量は0.1mSv未満であり、報告レベルを十分下回っていた。																
<b>(INES 評価)</b> 本事象のスケールは当初レベル2とされていたが、最終的な線量評価の結果に基づき、レベル1に格下げされた。なお、管理及び法定線量限度を超える被ばくはなかったが、深層防護の機能は低下していた。																

事例整理番号:0602-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度(INES)										INES 番号:				
事象タイトル		冷却材チャンネル出口供給配管からの一次熱移送系の漏洩												
										事象発生日		1997/01/17		
国名		カナダ		施設名・炉型		Point Lepreau,PHWR(680MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1997/08/03		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×				×							所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					×	尺度以下		
放射性物質の所外への放出				あり								なし		
放射性物質の所内への放出				あり								なし		
従事者の放射線被ばく				あり								なし		
従事者の負傷				あり								なし		
施設の安全性の確保				あり								なし		
試験・点検による不具合の発見				あり								なし		
報道機関への通知				あり								なし		
事故の概要		<p>1ヶ月以上にわたり1kg/時から20kg/時程度にまで増加していた一次熱移送(PHT)系からの重水漏洩源を特定するために、1997年1月16日、原子炉を定格出力から停止した。翌日、漏洩源は、燃料チャンネルS08からの出口供給配管の第1エルボ一部における亀裂であることが判明した。亀裂の損傷モードは、化学的及び機械的応力の組み合わせに起因した歪速度誘因の腐食割れ(SICC)であると判断された。機械的応力は、1995年の停止時に全チャンネルの施錠式エンドを交換した後、チャンネルS08を東側のエンドに再施錠するのを忘れたことにより生じたものである。このミスにより、燃料取替機に接続した際当該チャンネルが約12-16mm動き、その結果、SICCの発生に十分な応力と歪みが出口供給配管部に伝播された。亀裂による安全上の重要度評価の一環として、予備的な破断前漏洩(LBB)解析が行われた。その結果では、出口供給配管部の構造健全性が損なわれる前に、500kg/時の漏洩率に相当する亀裂が存在する必要があることが示された。</p> <p>(INES 評価)                  起因事象である原子炉冷却材の漏洩は、想定される("expected")ものであるが、原子炉の停止及び冷却を妨げることはなく、また、安全機能は全て利用可能であったことから、使用手引の表IIにより、レベル0である。しかし、不適切な手順あるいは品質管理によりチャンネルの施錠を確認しなかったこと、サーベランスにより未施錠チャンネルを見つけ損なったことから、レベル1に格上げする。</p>												

事例整理番号:0235-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0338-01			
事象タイトル		格納容器内での重水の漏洩												
										事象発生日		1994/10/20		
国名		韓国		施設名・炉型		Wolsong(月城)-1,PHWR(679MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1995/01/06		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×						×						所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象		×		尺度以下				
放射性物質の所外への放出						あり						なし		
放射性物質の所内への放出						あり						なし		
従事者の放射線被ばく						あり						なし		
従事者の負傷						あり						なし		
施設の安全性の確保						あり						なし		
試験・点検による不具合の発見						あり						なし		
報道機関への通知						あり						なし		
事故の概要		<p>1994年10月20日、06:11、定格出力運転中、原子炉冷却系の逃し弁ダイフラムが損傷して同弁が開いた。その結果、加圧器水位が低下し、「加圧器水位低」信号により原子炉がトリップした。06:56、排水コンデンサの過圧保護弁が開いた。08:10には原子炉は冷態停止となった。約65トンの重水が重水回収系に流れ込んだ。従事者の放射線被ばくはなかった。</p> <p>(INES 評価)                  本事象は当初レベル1と評価された。しかし、調査の結果、手順書に不備があったことが判明した。この手順書の不備も考慮して、最終的に本事象のレベルを2とする。</p>												

事例整理番号:0317-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:				
事象タイトル		高圧容器系ドレン弁の故障による原子炉手動トリップ												
										事象発生日	1995/09/24			
国名	韓国		施設名・炉型		Wolsong(月城)-1,PHWR(679MWe)									
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1995/10/06		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×				×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
事故の概要														
<p>9月24日午前1:57、定格出力運転中、高圧容器系のドレン弁4基のうちの1基が、ヨーク・スリーブの故障により開いた。一次冷却系の重水が重水回収タンク及びドレンヘッダーに放出された。重水回収タンクに放出された重水のほとんどは一次冷却系に戻されたが、0.25トンの重水が、格納容器内にある重水供給ポンプ室403の床に漏れ出した。運転員は、保安規定(Tech. Spec.)に従って原子炉とタービンを手動で停止した。ドレン弁を修理した後、9月25日出力運転に戻された。</p> <p>本事象では、原子炉建屋外への放射性物質の大きな放出も、計画外の従事者被ばくもなかった。</p>														
(INES 評価)														
<p>本事象中、全ての安全機能は利用可能であったことから、使用手引、Ⅲ.表Ⅱ.A1より、本事象のスケールをレベル0とする。</p>														

事例整理番号:0387-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0471-01			
事象タイトル		燃料交換機の補修のための原子炉手動停止												
										事象発生日	1996/07/12			
国名	韓国		施設名・炉型		Wolsong(月城)-1,PHWR(679MWe)									
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1996/10/10		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×				×								所内への影響	
													所外への影響	
<b>事故の特徴</b>				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
<b>事故の概要</b>														
出力運転中における燃料交換の際、燃料交換機がカランドリア管に固着してしまった。燃料交換機をはずすために原子炉は手動停止された。														
本事象の原因は、ナットが止めタンク (locking tang) から外れたためであった。														
本事象では原子炉建屋外への放射性物質の放出も、従事者被ばくもなかった。														
(INES 評価)														
本事象では、全ての安全機能が利用可能であったことから、使用手引Ⅲ、表Ⅱ.A1より、本事象のスケールをレベル0とする。														

事例整理番号:0243-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0223-01		
事象タイトル		高圧タービン出口配管からの蒸気漏洩による計画外停止											
										事象発生日	1992/10/18		
国名	日本		施設名・炉型	ふげん,ATR(165MWe)									
評価結果		評価日	尺度							安全上の特性			
暫定		1993/03/17	尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×			×								所内への影響	
													所外への影響
事故の特徴			事故	異常事象				尺度以下		×			
放射性物質の所外への放出			あり				なし						
放射性物質の所内への放出			あり				なし						
従事者の放射線被ばく			あり				なし						
従事者の負傷			あり				なし						
施設の安全性の確保			あり				なし						
試験・点検による不具合の発見			あり				なし						
報道機関への通知			あり				なし						
<b>事故の概要</b> 1992年10月18日午前7:30、定格出力運転への移行中、高圧タービンの前段軸受台付近で、わずかな蒸気漏洩が見つかった。現場の調査により、蒸気漏洩は、高圧タービン出口配管の圧力検出器計装配管付近で起こっていることが明らかとなった。2:10、原因調査と修理と行うため、通常の運転手順に従い原子炉を停止し、タービンをグリッドから切り離れた。 停止後、漏洩の認められた配管を調査したところ、出口配管のγプラグ溶接部で、小さな貫通孔(8×4mm)が確認された。γプラグは、プラント建設時(1976年)に、配管溶接部の検査を行うための線源挿入口を施栓するためのものであった。しかし、出口配管の健全性は保たれていた。貫通孔発生の原因は、蒸気の湿り度が比較的高かったことやγプラグの材質などに起因した侵食/腐食によるものと考えられる。													

事例整理番号:0604-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:		
事象タイトル		出力の異常変動に伴う原子炉トリップ											
										事象発生日		1996/03/29	
国名		パキスタン		施設名・炉型		KANUPP,PHWR(137MWe)							
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性		
暫定		//		尺度外 0 1 2 3 4 5 6 7							深層防護の劣化		×
最終		×		×							所内への影響		
											所外への影響		
事故の特徴				事故		異常事象			×		尺度以下		
放射性物質の所外への放出				あり							なし		
放射性物質の所内への放出				あり							なし		
従事者の放射線被ばく				あり							なし		
従事者の負傷				あり							なし		
施設の安全性の確保				あり							なし		
試験・点検による不具合の発見				あり							なし		
報道機関への通知				あり							なし		
事故の概要													
<p>プロセス系海水熱交換器の不具合により、制御室空調の冷却器の性能が低下し、制御室温度が(87.5°Fまで)上昇した。この室温上昇は、2台の制御用計算機の運転に悪影響を及ぼした。1:53、計算機Bは内部初期化を繰り返し始め、2:00には、計算機Aが警報もなく停止した。計算機Bによって制御が行われたが、蒸気圧 580psig で制御弁は 80%閉位置となり、蒸気圧がさらに上昇した。この状態を制御するため、蒸気圧の設定点が 560psig から 550psig に下げられた。この間、計算機Aの停止、計算機Bの初期化繰返しにより、制御盤の表示が消えていた。しかしながら、この表示不能は、プラント起動時にのみ重要であり、原子炉を運転するための情報に関してはさほど重要でなかった。また、制御棒駆動機構の作動に関する表示も確認された。蒸気圧の上昇に伴い、タービン発電機の負荷は 80MWe に達した。両計算機の不具合により、運転員はプラントを停止することとし、タービン発電機の負荷を 20MWe まで下げて、発電所内の負荷を起動変圧器に切り替えた。この操作の直後、2:40、原子炉はトリップした。両計算機に不具合があったため、2:01~2:03の間のトランジェントに関する計算機プリントアウトはない。しかし、利用可能なプリントアウトから、出口ヘッダーの温度高により原子炉がトリップしたものと推定される。</p>													
<p>(INES 評価)</p> <p>使用手引、付録Ⅲ-A.3.1により、本事象は、想定される("expected")ものであり、また、全ての安全機能が利用可能であったことから、使用手引の表Ⅱにより、本事象のスケールをレベル0とする。</p>													



事例整理番号:0605-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:				
事象タイトル		ボイラー室での火災												
										事象発生日		1996/06/16		
国名		パキスタン		施設名・炉型		KANUPP,PHWR(137MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		//		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	
最終		×			×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					×		尺度以下	
放射性物質の所外への放出						あり							なし	
放射性物質の所内への放出						あり							なし	
従事者の放射線被ばく						あり							なし	
従事者の負傷						あり							なし	
施設の安全性の確保						あり							なし	
試験・点検による不具合の発見						あり							なし	
報道機関への通知						あり							なし	
事故の概要														
<p>プラント起動中、監視テレビ(CCTV)によりボイラー室を監視していたところ、1台の主冷却材ポンプ周辺で発火が認められた。そのため、原子炉を直ぐに停止し、一次熱移送系の温度を 300°F まで素早く下げた。当直の所内消防隊が消火のために現場に駆けつけた。火災現場では、主冷却材ポンプ周辺の配管保温材が燃えているのが確認された。その後、火災による損傷の程度と周辺設備の健全性を評価するために、ボイラー室の詳細な検査が行われた。その結果、主冷却材ポンプ 1 台と吸込ヘッダーの断熱材及びポンプの温度検出器リード線の焼損が認められた。</p> <p>(INES 評価)                      使用手引、付録Ⅲ-A.3.1 により、本事象は、その発生が低頻度("low")であると分類され、また、全ての安全機能が利用可能であったことから、使用手引の表Ⅱにより、本事象のスケールをレベル 0 とする。</p>														

事例整理番号:0606-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:			
事象タイトル		弁 MH-V92 接合部からの重水漏洩											
										事象発生日		1996/08/14	
国名		パキスタン		施設名・炉型		KANUPP,PHWR(137MWe)							
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性		
暫定		//		尺度外		0 1 2 3 4 5 6 7					深層防護の劣化		×
最終		×		×							所内への影響		
											所外への影響		
事故の特徴				事故		異常事象		×		尺度以下			
放射性物質の所外への放出				あり						なし			
放射性物質の所内への放出				あり						なし			
従事者の放射線被ばく				あり						なし			
従事者の負傷				あり						なし			
施設の安全性の確保				あり						なし			
試験・点検による不具合の発見				あり						なし			
報道機関への通知				あり						なし			
事故の概要				<p>漏洩警報が鳴ったため、直ぐにボイラー室の漏洩記録計を調べたところ、漏洩の急増が認められた。監視テレビ(CCTV)により漏洩箇所を特定し、制御弁配管の上部から水滴が落下していることが確認された。プラントは停止されたが、5分以内にボイラー室の MPCa (トリチウムの雰囲気中最大許容濃度) が 400 まで上昇した。減速材系からの漏洩と推測されたため、2 台の減速材ポンプを直ぐに停止した。その後、送風機も全て停止された。正確な漏洩箇所を特定するために、迅速にボイラー室の検査が行われ、その結果、弁 MH-V92 の配管溶接部で漏洩していることが確認された。当該弁は、ヘリウム送風機 HG-P3 のシールを洗浄するために用いられるものである。関連する手動弁を全て閉止したが、これらの弁内部を通過して漏洩は続いた。漏れ出た重水(約 250kg)はドラム缶に回収されたが、この間、重水の漏洩によりボイラー室の MPCa レベルは 2400 まで上昇した。</p>									
(INES 評価)				<p>「起因事象を伴わない深層防護の劣化」基準により、本事象のスケールをレベル 0 とする。</p>									

事例整理番号:0374-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:			
事象タイトル		フロン貯蔵タンクの破裂												
										事象発生日		1996/08/03		
国名		ルーマニア			施設名・炉型		Cernavoda-1,PHWR(700MWe)							
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1996/08/07		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	
最終		×		×									所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故			異常事象				尺度以下			
放射性物質の所外への放出				あり							なし			
放射性物質の所内への放出				あり							なし			
従事者の放射線被ばく				あり							なし			
従事者の負傷				あり							なし			
施設の安全性の確保				あり							なし			
試験・点検による不具合の発見				あり							なし			
報道機関への通知				あり							なし			
<b>事故の概要</b> 冷凍機の保守作業中にオイル混合のフロンを貯蔵するのに使用するタンクが、継ぎ目に沿って破裂した。その結果、冷凍機建屋外壁の一部が損傷し、フロンとオイルが飛散した。同タンクは、冷凍機建屋外側の直射日光を受ける場所に置かれていた。  (以下、添付資料より補足) 事象発生時(1996年8月3日16:10)、プラントは試運転のため50%出力で運転中であった。フロン貯蔵タンクの破裂はタンクの減圧中に起こった。タンクの容量が小さかったため冷凍機器建屋への影響もわずかであり、原子炉の安全性に関連する系統・機器への影響もなく、負傷者もなかった。タンクが破裂した原因については、現在、ルーマニア圧力容器委員会の専門家等による調査が行われている。  (INES 評価) 本事象は、安全性に関連していないことから尺度外とする。														

A-5 ガス冷却型原子力発電所(GCR)における事例： 4 件

本付録では、以下の国別順に従って、INES 情報の和訳を掲載する。

イギリス：	1 件
スペイン：	2 件
日本：	1 件

A-6 高速増殖型原子力発電所(FBR)における事例： 9 件

本付録では、以下の国別順に従って、INES 情報の和訳を掲載する。

カザフスタン：	4 件
日本：	2 件
ロシア：	3 件

事例整理番号:0250-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0250-02				
事象タイトル		Wylfa における燃料取替機つかみ部の故障												
										事象発生日		1993/07/31		
国名		イギリス		施設名・炉型		Wylfa,GCR(550MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	1993/08/25		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終							×						所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象		×		尺度以下		
放射性物質の所外への放出						あり								なし
放射性物質の所内への放出						あり								なし
従事者の放射線被ばく						あり								なし
従事者の負傷						あり								なし
施設の安全性の確保						あり								なし
試験・点検による不具合の発見						あり								なし
報道機関への通知						あり								なし
事故の概要														
<p>7月31日に発生した1号機の事象を詳細に調査した後、本事象はレベル2、即ち、環境への影響を伴わないプラント内部の故障事象と評価された。本事象は、燃料取替装置の故障を伴うものである。燃料取替機つかみ部の下部は、燃料おろし台に接近するのに用いるが、燃料取替中に外れてしまい、当初は、炉心上の案内管内にあるものと考えられた。その後の検査で、当該部品は、燃料チャンネル頂部にあることが確認された。そのため、復旧のための作業はより困難になった。</p> <p>本事象は、発生直後、暫定的にレベル0とされたが、レベル2に格上げされた。つかみ部の部品を取り出して復旧する作業が進められている。再発防止のためにつかみ部の変更が行われている。なお、2号機は、運転中であるが、つかみ部の変更が終了するまで燃料取替は行わないこととしている。</p>														
(INES 評価)														
<p>単一チャンネルの閉塞は想定内事象であり、黒鉛ブロック間のギャップの流量は、燃料の溶触を防ぐのに十分である。従って、安全機能の利用可能性は適切である。一方、冷却が適切でない高出力チャンネルにつかみ部が落下する可能性も考慮する必要がある。本事象による最大の潜在的影響がレベル4以上にはならないとするならば、深層防護の観点から、レベル2が適切である。</p>														

事例整理番号:0398-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:			
事象タイトル		装置の除染作業中における複数の作業員の内部被ばく												
										事象発生日	1996/02/28			
国名	スペイン			施設名・炉型	Vandellos-1,GCR(廃炉中)									
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1997/01/08		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×					×							所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
<b>事故の概要</b> 廃炉のための解体中、装置取出しの準備として除染作業を行っていたところ、有機溶材を使用したことにより、Am-241 のような α 核種を含むエアロゾルが発生した。作業員はよう素と粒子状物質に対するフィルター付のマスクを使用していたにも拘わらず、作業ホールにいた 13 人の作業員のうち 9 人が汚染した。このうち 4 人は、年間許容限度の 40% に及ぶ線量を被ばくしたが、吸入に対する年間許容限度を超えてはいなかった。残る 5 人の作業員も低いレベルではあるが汚染した。今回の作業員被ばくは、発生 4 日後に空気サンプリング・フィルターをモニタした際に判明したものである。														
(INES 評価) 使用手引IVは、原子炉以外の施設の事象にも適用可能である。IV-5.1.4 によれば、「放射線管理手順及び管理体制が不適切なために作業員が計画外被ばく(内部または外部被ばく)を受けた場合には、事象スケールを1とすることもある」となっている。本事象は作業手順に重大な欠陥があったために生じたものであったことから、本事象のスケールをレベル 1 とする。														

事例整理番号:0607-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度(INES)											INES 番号:			
事象タイトル		放射線検出器操作時におけるアメリシウム 241 吸入による作業員の汚染												
										事象発生日	1997/03/26			
国名	スペイン			施設名・炉型		Vandellos-1,GCR(廃炉中)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1997/11/03		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×					×							所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					×	尺度以下		
放射性物質の所外への放出				あり								なし		
放射性物質の所内への放出				あり								なし		
従事者の放射線被ばく				あり								なし		
従事者の負傷				あり								なし		
施設の安全性の確保				あり								なし		
試験・点検による不具合の発見				あり								なし		
報道機関への通知				あり								なし		
事故の概要														
<p>プラントのデコミッション作業中、使用済燃料プール建屋で、“Mururoa”型の酸素吸入設備を用いて特殊な作業を行っていた作業員が、水中放射線検出器のビニールキャップを交換した。作業区域出口で放射線汚染を調べたところ、鼻(nose frotis)から 0.048 CPS のアルファ粒子が検出された。</p> <p>作業員は、体内汚染の定着予防として、DTPA(キレート剤等)を投与された。その後、同作業員は、バイオアッセイ検査を受け、a)全身等価線量が 31 mSv、b)骨表面の内部蓄積線量が 576 mSv であることが確認された。前者は、法定限度内の線量であった。なお、後者については、骨は、スペインが基準として使用している ICRP-60 に規定されていない器官である。</p>														
(INES 評価)														
<p>法定限度内であったため、「所内への影響」基準が適用されない。使用手引、補遺、“作業員の医学的処置を必要とする事象”では、「被ばく量が年間線量を超えないようにするために、医学的処置(例えば、DTPA)が必要な場合には、深層防護の基準に従って、当該事象のスケールを少なくともレベル 1 とすべきである」としていることから、本事象をレベル 1 とする。</p>														

事例整理番号:0323-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度(INES)											INES 番号:			
事象タイトル		東海発電所での原子炉出力降下												
											事象発生日		1995/12/23	
国名		日本		施設名・炉型		東海,GCR(166MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1995/12/25		尺度外		0 1 2 3 4 5 6 7					深層防護の劣化			
最終				×							所内への影響			
											所外への影響			
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下			
放射性物質の所外への放出				あり							なし			
放射性物質の所内への放出				あり							なし			
従事者の放射線被ばく				あり							なし			
従事者の負傷				あり							なし			
施設の安全性の確保				あり							なし			
試験・点検による不具合の発見				あり							なし			
報道機関への通知				あり							なし			
事故の概要														
(INES 形式の報告は添付されていない)														
<p>1995年12月23日9:21、144MWeで出力調整運転中、タービン発電機-1の主復水器の電導率が増加傾向を示した。主復水器へ少量の海水が漏洩したものと推定されたため、12月24日11:00、出力降下を開始した。同日11:30、タービン発電機-1は解列され、原子炉出力はタービン発電機-2により、83MWeに維持された。</p> <p>後日、主復水器を点検、補修することが決定された。</p>														



事例整理番号:0190-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:				
事象タイトル		燃料交換機のロジック制御装置の損傷													
										事象発生日	1993/12/08				
国名	カザフスタン			施設名・炉型	BN-350,FBR(70MWe)										
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性				
暫定		1994/01/08		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化		
最終	×				×								所内への影響		
													所外への影響		
<b>事故の特徴</b>				事故					異常事象	×			尺度以下		
放射性物質の所外への放出									あり					なし	
放射性物質の所内への放出									あり					なし	
従事者の放射線被ばく									あり					なし	
従事者の負傷									あり					なし	
施設の安全性の確保									あり					なし	
試験・点検による不具合の発見									あり					なし	
報道機関への通知									あり					なし	
<b>事故の概要</b>															
<p>1993年12月8日、燃料交換作業が終了し原子炉は停止中であつた。出力上昇前に、設備の定例検査を行つていた。</p> <p>15:20~15:45の間、制御保護系への接続に要する時間を測定するために、電気式タイマー装置のスイッチを入れたところ、燃料交換機のロジック制御装置における相端子とニュートラル端子とを間違えて接続した。その結果、タイマー装置の電力供給系からロジック制御装置の給電母線に220Vが供給された。</p> <p>結果的に、燃料交換機のロジック制御装置の回路の絶縁材が破損し、装置のロジック要素が加熱され発火した。火は消し止められ、焼損した装置の代わりにリミットスイッチ付の予備装置が接続された。電気式タイマー装置ではなく、低電圧タイマー式の測定回路が取り付けられることとなった。</p>															

事例整理番号:0333-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度(INES)										INES 番号:			
事象タイトル		二次冷却材ポンプの潤滑油系統の切替失敗											
										事象発生日		1996/01/17	
国名		カザフスタン		施設名・炉型		BN-350,FBR(70MWe)							
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性		
暫定		1996/01/23		尺度外 0 1 2 3 4 5 6 7							深層防護の劣化		
最終		×		×							所内への影響		
											所外への影響		
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×
放射性物質の所外への放出						あり					なし		
放射性物質の所内への放出						あり					なし		
従事者の放射線被ばく						あり					なし		
従事者の負傷						あり					なし		
施設の安全性の確保						あり					なし		
試験・点検による不具合の発見						あり					なし		
報道機関への通知						あり					なし		
事故の概要													
<p>BN-350 は寿命延長化計画の一環として(1995年4月以来の)長期停止後、1996年1月5日以降運転を再開し、420MW で運転中であった。</p> <p>1996年1月17日、二次冷却材ポンプの潤滑油系の定期切替において、運転員が誤って同系を停止させてしまった。その結果、原子炉出力は自動的に300MWまで低下した。定例手順に従って、14時間後、原子炉出力は420MWに復旧した。</p> <p>本事象では故障した機器、放射性物質の放出、従事者被ばくもなかった。</p> <p>(INES 評価)</p> <p>本事象では全ての安全機能が利用可能であったことから、使用手引Ⅲより本事象のスケールをレベル0とする。</p>													

事例整理番号:0334-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:				
事象タイトル		再循環配管からの給水の漏洩													
										事象発生日		1996/01/22			
国名		カザフスタン			施設名・炉型		BN-350,FBR(70MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性				
暫定		1996/01/27		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化		
最終		×			×								所内への影響		
													所外への影響		
事故の特徴				事故			異常事象			尺度以下			×		
放射性物質の所外への放出				あり									なし		
放射性物質の所内への放出				あり									なし		
従事者の放射線被ばく				あり									なし		
従事者の負傷				あり									なし		
施設の安全性の確保				あり									なし		
試験・点検による不具合の発見				あり									なし		
報道機関への通知				あり									なし		
事故の概要															
<p>1996年1月22日午前5:50、巡回点検において、運転員が蒸気発生器室513/5で蒸気の漏洩を発見した。一次主冷却ポンプを手動で停止したため、原子炉出力は自動的に300MWまで低下し、蒸気発生器のドレンが行われた。調査の結果、蒸気発生器の再循環給水配管が損傷していることが判明した。45分後、原子炉出力は3ループ運転で420MWに復旧された。</p> <p>本事象では、プラント内への放射性物質の漏洩も、従事者被ばくもなかった。</p> <p>(INES評価) 本事象では、全ての安全機能が利用可能であったことから、使用手引Ⅲより本事象のスケールをレベル0とする。</p>															

事例整理番号:0415-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度(INES)										INES 番号:					
事象タイトル		蒸気発生器 No.1 の給水再循環配管からの漏洩													
										事象発生日		1997/03/23			
国名		カザフスタン		施設名・炉型		BN-350,FBR(70MWe)									
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性				
暫定		1997/03/24		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化		
最終		×			×								所内への影響		
													所外への影響		
事故の特徴				事故			異常事象				尺度以下		×		
放射性物質の所外への放出				あり							なし				
放射性物質の所内への放出				あり							なし				
従事者の放射線被ばく				あり							なし				
従事者の負傷				あり							なし				
施設の安全性の確保				あり							なし				
試験・点検による不具合の発見				あり							なし				
報道機関への通知				あり							なし				
事故の概要															
<p>1997年3月23日17:11、4ループ供用による420MW出力運転中、運転員が巡回点検を行ったところ、蒸気発生器(SG)室513/1で蒸気漏れを発見した。一次循環ポンプを手動で停止したことにより、原子炉出力は自動的に310MWまで低下し、引き続きSG-1の水抜きが開始された。同日18:20には、3ループ供用により原子炉出力は400MWまで上昇され、10:25には420MWに復旧した。SGを調査した結果、SGの給水再循環配管が損傷しているのが発見された。3月25日9:20には修復を終了し、4ループ供用に戻された。</p> <p>本事象では、放射性物質の環境への放出も従事者被ばくもなかった。</p> <p>(INES 評価) 本事象では、全ての安全機能が利用可能であったことから、使用手引Ⅲより、本事象のスケールをレベル0とする。</p>															

事例整理番号:0320-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:				
事象タイトル		二次系ナトリウム漏洩による高速増殖原型炉もんじゅの手動停止												
										事象発生日		1995/12/08		
国名		日本		施設名・炉型		もんじゅ,FBR(280MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1995/12/18		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	
最終													所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象				尺度以下		
放射性物質の所外への放出						あり						なし		
放射性物質の所内への放出						あり						なし		
従事者の放射線被ばく						あり						なし		
従事者の負傷						あり						なし		
施設の安全性の確保						あり						なし		
試験・点検による不具合の発見						あり						なし		
報道機関への通知						あり						なし		
事故の概要														
<p>高速増殖原型炉もんじゅは、1995年12月6日に起動され、プラントトリップ試験を行うための出力上昇中、「二次主冷却系(SHTS)中間熱交換器(IHX)出口ナトリウム温度高」警報が発生した。引き続き火災検知器からの警報が発生し、さらに、SHTS漏洩警報が発生したため原子炉の出力は降下され、原子炉は手動で停止された。</p> <p>本事象では、周辺環境及び従事者への影響はなく、また、全ての安全機能は利用可能であった。</p>														
(INES 評価)														
<p>科学技術庁(STA)は、本事象の INES スケールを評価するために調査を行っている。</p>														

事例整理番号:0515-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:				
事象タイトル		高速増殖原型炉もんじゅでの二次主冷却系ナトリウム漏洩												
										事象発生日		1995/12/08		
国名		日本		施設名・炉型		もんじゅ, FBR(280MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1997/03/31		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×					×							所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					×	尺度以下		
放射性物質の所外への放出						あり						なし		
放射性物質の所内への放出						あり						なし		
従事者の放射線被ばく						あり						なし		
従事者の負傷						あり						なし		
施設の安全性の確保						あり						なし		
試験・点検による不具合の発見						あり						なし		
報道機関への通知						あり						なし		
事故の概要		<p>高速増殖原型炉もんじゅは、1995年12月6日に起動され、プラントトリップ試験を行うための出力上昇中、「二次主冷却系 (SHTS) 中間熱交換器 (IHX) 出口ナトリウム温度高」警報が発生した。引き続き火災検知器からの警報が発生し、さらに、SHTS 漏洩警報が発生したため、原子炉の出力を下げ、手動で停止した。</p> <p>本事象では、原子炉補助建屋に約 0.7 トンの二次系のナトリウムが漏洩した。このナトリウムは炉心を通過していないため非放射性であり、周辺環境及び従事者への汚染はなかった。また、SHTS からの漏洩による原子炉冷却への影響は小さく、原子炉の安全性は維持された。</p> <p>ナトリウムの漏洩は、SHTS に温度計を取付けた部分で発生した。漏洩の原因は、C ループ SHTS の IHX 出口付近の主配管側面に取り付けられた温度計熱電対の保護用さや管が破断したことによる。</p> <p>(INES 評価)</p> <p>評価結果に基づき、本事象のスケールはレベル 1 とする。所外及び所内への影響に関する基準は適用外である。「深層防護の劣化」基準によればレベル 0 であるが、共通原因故障の可能性、手順書の不備、セーフティカルチャーの欠如があったことを加味し、本事象のスケールをレベル 1 とする。</p>												

事例整理番号:0124-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0224-01				
事象タイトル		液体放射性廃棄物貯蔵バウンダリ外部での放射能放出													
										事象発生日	1992/12/23				
国名	ロシア		施設名・炉型		Beloyarsky-3(BN-600),FBR(600MWe)										
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性				
暫定		1992/12/31		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化		
最終	×						×						所内への影響	×	
													所外への影響		
事故の特徴				事故				異常事象		×	尺度以下				
放射性物質の所外への放出						<del>あり</del>						なし			
放射性物質の所内への放出						あり						<del>なし</del>			
従事者の放射線被ばく						<del>あり</del>						なし			
従事者の負傷						<del>あり</del>						なし			
施設の安全性の確保						あり						<del>なし</del>			
試験・点検による不具合の発見						あり						<del>なし</del>			
報道機関への通知						あり						<del>なし</del>			
事故の概要															
<p>リサイクルのための液体放射性廃棄物貯蔵(LRWS)タンクから放射能を含む水をポンプで汲み出していたところ、作業員のミスにより LRWS ポンプ室で溢水が起り、貯蔵タンク下部の安全防護サンプへ Cs-137 換算で 6Ci の放射能を含む水が流れ込んだ。事象確認後、水はサンプから貯蔵タンクへポンプで汲み出された。水がサンプにある間、サンプの気密性が低下していたため、LRWS 下部の地面に少量の水が漏れだし、地下水除去のためのドレン管を通してプラントの冷却水貯蔵池まで浸透した(放射能は Cs-137 換算で 6mCi であったが、これは年間最大許容放出量の 0.093 に相当する)。</p>															

事例整理番号:0149-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0253-00				
事象タイトル		補助系における原子炉冷却材漏洩による複数区画の放射能汚染												
										事象発生日	1993/10/07			
国名	ロシア			施設名・炉型	Beloyarsky-3(BN-600),FBR(600MWe)									
評価結果	評価日			尺度							安全上の特性			
暫定	1993/10/07			尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終						×							所内への影響	×
													所外への影響	
事故の特徴				事故	異常事象							×	尺度以下	
放射性物質の所外への放出				あり							なし			
放射性物質の所内への放出				あり							なし			
従事者の放射線被ばく				あり							なし			
従事者の負傷				あり							なし			
施設の安全性の確保				あり							なし			
試験・点検による不具合の発見				あり							なし			
報道機関への通知				あり							なし			
事故の概要														
<p>午前11時19分頃、定格出力(600MWe)運転中、運転時に入室できない区画の排気系ダクトで放射能レベルが上昇したため、原子炉を手動で停止した。放射能レベルが上昇した原因は、一次冷却材(Na)浄化系からの漏洩によるものであった。漏洩箇所を確認した後、プラント職員は同系統を隔離した。換気系で放射能レベルが上昇し該当区画が汚染されたが、施設内外における放射能レベルに変化はなかった。排気スタックからの放射能放出は、通常運転時より若干上昇した程度で最大許容レベルを越えるものではなく、主にNa-24同位体によるものであった。Na-24エアロゾルが換気系を通じて移動したため、短時間であるが複数の区画の放射能レベルが上昇した。作業員の過剰被ばくはなかった。</p> <p>(INES 評価)</p> <p>本事象は、現段階でレベル1とする。最終的なランク付けは、事象の原因及び原子力施設における放射能状態に関する定量データを詳細に分析した後決定する予定である。</p>														



事例整理番号:0193-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:			
事象タイトル		二次系ループの漏洩による非放射性ナトリウムの火災												
										事象発生日	1994/05/06			
国名	ロシア		施設名・炉型		Beloyarsky-3(BN-600),FBR(600MWe)									
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		//		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	
最終						×							所内への影響	
													所外への影響	
<b>事故の特徴</b>				事故					異常事象	×			尺度以下	
放射性物質の所外への放出									あり					なし
放射性物質の所内への放出									あり					なし
従事者の放射線被ばく									あり					なし
従事者の負傷									あり					なし
施設の安全性の確保									あり					なし
試験・点検による不具合の発見									あり					なし
報道機関への通知									あり					なし
<b>事故の概要</b>		(本報告には、INES 形式の情報は添付されていない)												
		<p>1994年5月6日9:24、補修作業中(補修作業は1994年4月23日から行われていた)、二次系ドレンから非放射性ナトリウムの漏洩が判明した。漏れ出たナトリウムは発電所の技術区画(technological premises)に流れ込み、発火した。</p> <p>火災は鎮静化している。従業員、周辺住民及び環境への放射線影響はなかった。</p>												
		(INES 評価)												
		本事象は、暫定的にレベル1とする。												

## B 再処理施設・核燃料製造加工施設における事例

### B-1 再処理施設における事例： 19 件

本付録では、以下の国別順に従って、INES 情報の和訳を掲載する。

イギリス：	14 件
インド：	1 件
日本：	3 件
ロシア：	1 件

### B-2 燃料製造加工施設における事例： 6 件

本付録では、以下の国別順に従って、INES 情報の和訳を掲載する。

イギリス：	2 件
スペイン：	1 件
フランス：	2 件
ベルギー：	1 件

事例整理番号:0068-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0158-02				
事象タイトル		セル内でのプルトニウム硝酸塩漏えい													
										事象発生日	1992/09/08				
国名	イギリス			施設名・炉型	Sellafield,再処理施設										
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性				
暫定		1992/11/16		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×	
最終	×							×					所内への影響		
													所外への影響		
事故の特徴				事故				異常事象		×	尺度以下				
放射性物質の所外への放出								あり				なし			
放射性物質の所内への放出								あり				なし			
従事者の放射線被ばく								あり				なし			
従事者の負傷								あり				なし			
施設の安全性の確保								あり				なし			
試験・点検による不具合の発見								あり				なし			
報道機関への通知								あり				なし			
事故の概要															
格納セルにつながる配管が腐食したことにより、プルトニウム硝酸塩が漏出し、ガラス状の固体となって蓄積した。作業区域および環境への放出はなかった。漏出物は除去され、プラントは修理の後、再起動した。															

事例整理番号:0095-00

(和訳作成: 日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0195-01				
事象タイトル		プルトニウム(Pu)溶剤の溢出												
										事象発生日		1993/01/12		
国名		イギリス		施設名・炉型		Sellafield, 再処理施設								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	1993/01/		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	
最終							×						所内への影響	×
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					×	尺度以下		
放射性物質の所外への放出						あり						なし		
放射性物質の所内への放出						あり						なし		
従事者の放射線被ばく						あり						なし		
従事者の負傷						あり						なし		
施設の安全性の確保						あり						なし		
試験・点検による不具合の発見						あり						なし		
報道機関への通知						あり						なし		
<b>事故の概要</b> 使用済燃料の再処理工程の最終段階では、溶剤相 (TBP/無臭ケロシン) 中のプルトニウム(Pu)を U/Pu/FP 混合物から分離する。Pu 硝酸塩を含んだ溶剤(10E6Bq/ml)は、Pu 硝酸塩を水相に残すために抽出されるが、その前に、数多くの遮蔽キャビネット中で採取される。1月12日、キャビネット内計器への溶剤流量が制限された状態になり、Puを含んだ溶剤がキャビネットの床へ溢出して、プラントの運転区域床まで達した。異常な被ばくはなく、空気汚染もなかった。当該区画は除染された。溢出した Pu 溶剤は全部では $6 \times 10^9$ (Pu-Alpha)と $0.8 \times 10^{10}$ Bq(Pu-241)であり、放射能に換算すると $1 \times 10^{10}$ (Pu-Alpha)に相当する。所内漏洩の基準では、数百 GBq の Ru-106 の放射線等価量との比較を求めている。Pu-Alpha の放射能は Ru-106 に比べて Bq 表示で $10^4$ 倍である。従って、今回の漏洩は Ru-106 換算で $1 \times 10^{14}$ Bq に対応している。														

事例整理番号:0131-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0230-01			
事象タイトル		プルトニウム回収プラント B204												
										事象発生日		1993/02/12		
国名		イギリス			施設名・炉型		Sellafield,再処理施設							
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1993/04/		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×					×							所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象		×		尺度以下				
放射性物質の所外への放出				あり						なし				
放射性物質の所内への放出				あり						なし				
従事者の放射線被ばく				あり						なし				
従事者の負傷				あり						なし				
施設の安全性の確保				あり						なし				
試験・点検による不具合の発見				あり						なし				
報道機関への通知				あり						なし				
<b>事故の概要</b> プルトニウム回収プラントの換気系と煙突から、2日間にわたり、600MBqに及ぶプルトニウムが異常放出された。被ばくを受けた可能性のある公衆に対する線量は、現在のところ、約1 μSvと推定されている。放出の原因を調査中である。														

事例整理番号:0132-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0231-01					
事象タイトル		傷口からのプルトニウム吸入の可能性													
										事象発生日		1993/02/12			
国名		イギリス		施設名・炉型		Sellafield,再処理施設									
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性				
暫定		//		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化		×
最終						×							所内への影響		
													所外への影響		
事故の特徴				事故				異常事象			×	尺度以下			
放射性物質の所外への放出								あり				なし			
放射性物質の所内への放出								あり				なし			
従事者の放射線被ばく								あり				なし			
従事者の負傷								あり				なし			
施設の安全性の確保								あり				なし			
試験・点検による不具合の発見								あり				なし			
報道機関への通知								あり				なし			
事故の概要		レントゲン調査官がガラスの破片で右肘を切った。DTPA(ジエチレントリアミン五酢酸:キレート剤)が投与され、さらに、傷口を切開して 1500Bq のアルファ放射能を除去した。ある程度の体内吸収の可能性もあるが、生体サンプリングが終了するまでの数ヶ月間、評価は不可能である。													

事例整理番号:0134-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0233-01				
事象タイトル		廃棄物ドラムからの漏洩									事象発生日		1993/05/18		
国名		イギリス		施設名・炉型		Sellafield,再処理施設									
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性				
暫定	×	1993/05/18		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化		
最終							×						所内への影響	×	
													所外への影響		
事故の特徴				事故				異常事象		×		尺度以下			
放射性物質の所外への放出						あり						なし			
放射性物質の所内への放出						あり						なし			
従事者の放射線被ばく						あり						なし			
従事者の負傷						あり						なし			
施設の安全性の確保						あり						なし			
試験・点検による不具合の発見						あり						なし			
報道機関への通知						あり						なし			
事故の概要				<p>通常点検において、プルトニウムで汚染された廃棄物ドラムに隣接した建屋床に、約 200ml の液体が確認された。その液体を化学分析したところ、2.2MBq/ml のベータ放射能が含まれていることが判明した。作業員 2 人がサンプル採取中に手をわずかに汚染したが、首尾よく除染された。漏洩した放射能は、450MBq のプルトニウムと推定されたが、これはルテニウム 106 換算で 450GBq に相当する。</p>											

事例整理番号:0143-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度(INES)										INES 番号:0245-01				
事象タイトル		Dounreay における運転員の放射性物質摂取												
										事象発生日		1993/06/29		
国名		イギリス		施設名・炉型		Dounreay,再処理施設								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	1993/07/13		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	
最終							×						所内への影響	×
													所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象		×		尺度以下		
放射性物質の所外への放出						あり						なし		
放射性物質の所内への放出						あり						なし		
従事者の放射線被ばく						あり						なし		
従事者の負傷						あり						なし		
施設の安全性の確保						あり						なし		
試験・点検による不具合の発見						あり						なし		
報道機関への通知						あり						なし		
事故の概要				<p>1993年6月29日夕方、Dounreayにある高速炉 DFR の再処理施設において、残留物回収プラントが運転状態にあった。遠心分離フィルターを格納したドラムを開いた後、微量の放射性物質が放出されたが、放出はプラント内に限定され、直ちに除去された。1回目の測定では、従業員に重大な被ばくはなかったが、その後の検査により、1人の従業員が、推定ではあるが、法定線量限度を超える不溶性プルトニウム酸化物を吸入したことが明らかとなった。被ばく線量の最終推定は、長期にわたる便と尿の分析が要求されていることから、数ヶ月後になるであろう。</p>										



事例整理番号:0156-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0266-01			
事象タイトル 熟酸化物再処理プラント(THORP)での硝酸溶液の漏洩														
											事象発生日 1993/10/18			
国名		イギリス		施設名・炉型		Sellafield,再処理施設								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1993/10/21		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×			×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故			異常事象				尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出							あり				なし			
放射性物質の所内への放出							あり				なし			
従事者の放射線被ばく							あり				なし			
従事者の負傷							あり				なし			
施設の安全性の確保							あり				なし			
試験・点検による不具合の発見							あり				なし			
報道機関への通知							あり				なし			
事故の概要														
<p>THORP の化学分離区域において、ポンプを囲む容器から少量の硝酸ウラニル液が漏れ出した。漏洩量は約 1 リットルで 30 平方センチ四方に拡がった。作業員の過剰な被ばくはなく、環境への放射線物質の放出もなかった。大気サンプルにより空間線量に異常がないことを確認した。本事象は、定例検査中に発見されたが、完全な閉鎖区域で発生したものである。</p>														

事例整理番号:0249-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0231-02				
事象タイトル		外傷による放射線検査官の過大被ばく												
										事象発生日		1993/02/12		
国名		イギリス		施設名・炉型		Sellafield,再処理施設								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1993/08/23		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	
最終		×					×						所内への影響	×
													所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象		×		尺度以下		
放射性物質の所外への放出						あり						なし		
放射性物質の所内への放出						あり						なし		
従事者の放射線被ばく						あり						なし		
従事者の負傷						あり						なし		
施設の安全性の確保						あり						なし		
試験・点検による不具合の発見						あり						なし		
報道機関への通知						あり						なし		
<b>事故の概要</b> 放射線検査官の尿サンプリングにより、骨表面への線量当量が628mSv、預託実効線量当量が32.4mSvであることが確認された。この検査官は、プルトニウム施設における溶接検査中に右肘を負傷していた。検査官は、溶接部に近づくために床に横たわったが、この際、肘に針を刺したような鋭い痛みを感じていた。負傷部を調べて、約 1500Bq のプルトニウムを取り除いた。負傷はガラス破片によるものであり、この破片は、溶接基準を満たすために、高品質の光学装置を必要とする溶接作業員が使用していた鏡の一部であった。汚染区画でのガラス材使用をさけるための方策を検討するために、現在、溶接手順をレビューしている。 負傷直後に、プルトニウムを最大限排出するために、キレート剤(DTPA)を投与したことにより、線量に関する最終評価は遅れている。														

事例整理番号:0292-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0374-01			
事象タイトル		線量限度を超えた皮膚への被ばく												
										事象発生日		1995/07/04		
国名		イギリス		施設名・炉型		Sellafield,再処理施設								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1995/07/06		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	
最終							×						所内への影響	×
													所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象		×		尺度以下		
放射性物質の所外への放出						あり						なし		
放射性物質の所内への放出						あり						なし		
従事者の放射線被ばく						あり						なし		
従事者の負傷						あり						なし		
施設の安全性の確保						あり						なし		
試験・点検による不具合の発見						あり						なし		
報道機関への通知						あり						なし		
事故の概要														
<p>流動槽 (Pour Cell)-2 への入室後、整備士のポリ塩化ビニル (PVC) 製作業服の右ひじ部分が放射能に汚染されていることが判明した。作業服の着用時間の評価と線量測定結果から、約 2Sv の皮膚被ばくを受けたものと推定された。なお、年間の皮膚被ばく線量限度は、0.5Sv である。</p>														

事例整理番号:0341-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0427-01					
事象タイトル		外傷による法定線量限度を超えた被ばく													
										事象発生日		1995/03/24			
国名		イギリス		施設名・炉型		Sellafield,再処理施設									
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性				
暫定		1996/02/19		尺度外		0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	
最終		×						×						所内への影響	
														所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象		×		尺度以下			
放射性物質の所外への放出								あり						なし	
放射性物質の所内への放出								あり						なし	
従事者の放射線被ばく								あり						なし	
従事者の負傷								あり						なし	
施設の安全性の確保								あり						なし	
試験・点検による不具合の発見								あり						なし	
報道機関への通知								あり						なし	
事故の概要		<p>1995年9月14日付 Sellafield Newsletter (No.424)で、燃料プラントの作業員が被ばくした旨の報道があった。それ以来、モニタリングと詳細な調査が行われてきたが、その結果、この作業員は1995年に(恐らく外傷により)線量限度を超えて被ばくしていたことが判明した。また、この調査結果によれば、同時期同じエリアで作業していた他の作業員には何ら影響はなく、問題となるような被ばくがなかったことが判明している。</p> <p>安全性向上策の一部として本事象で得られた知見を反映することとなる。本事象では法定線量限度を超えていたことから所管大臣に報告すべきものであった。</p>													

事例整理番号:0401-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:			
事象タイトル		建屋内での気体状放射性物質の放出による作業員の退避												
											事象発生日		1997/02/02	
国名		イギリス		施設名・炉型		Sellafield,再処理施設								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	1997/02/04		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	
最終							×						所内への影響	×
													所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象		×		尺度以下		
放射性物質の所外への放出						あり						なし		
放射性物質の所内への放出						あり						なし		
従事者の放射線被ばく						あり						なし		
従事者の負傷						あり						なし		
施設の安全性の確保						あり						なし		
試験・点検による不具合の発見						あり						なし		
報道機関への通知						あり						なし		
<b>事故の概要</b> Magnox 型燃料再処理プラント (B205) で、冗長な溶解槽充てん機の分解中に、放射能を含む気体が雰囲気放出されたため、空气中放射能モニタが鳴り、その時建屋内にいた作業員に対し退避命令が出された。6人の作業員がわずかに汚染したが、所内の診療所で除染後帰宅した。放射能が放出されたのはプラントの運転区画であり、同区画は保健物理部門のサーベイが終了するまで隔離された。他の区画はそのまま使用されている。本事象では、環境への放射性物質の放出や所外の汚染はなかった。放出された放射性物質は、よう素 131 換算で 2~30GBq と推定されている。現在、規制当局である原子力施設検査局 (NII) によって、調査が行われている。														

事例整理番号:0402-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:			
事象タイトル		放射性溶液の漏出												
										事象発生日		1997/02/03		
国名		イギリス		施設名・炉型		Sellafield,再処理施設								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	1997/02/04		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	
最終							×						所内への影響	×
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					×	尺度以下		
放射性物質の所外への放出						あり						なし		
放射性物質の所内への放出						あり						なし		
従事者の放射線被ばく						あり						なし		
従事者の負傷						あり						なし		
施設の安全性の確保						あり						なし		
試験・点検による不具合の発見						あり						なし		
報道機関への通知						あり						なし		
事故の概要														
<p>Sellafield 再処理工場において、雨水回収タンクで通常より高い放射能が検出された。放射源を追跡したところ、放射性溶液移送系から溶液があふれ出しているのが発見された。豪雨により放射性溶液が雨水ドレンにあふれ出し、道路、排水溝、及び、建屋環境が汚染された。地表面等から、β核種が約 5GBq、α核種が約 100MBq 検出された。</p> <p>(INES 評価)                  本事象では、人への汚染や被ばくはさほど大きくなく、環境に放出された放射性物質の量も許容限度内であった。使用手引より、Ru-106 換算で 2~300GBq 程度の放出が、設計想定外の場所で発生したことから、本事象のスケールをレベル 2 とする。</p>														

事例整理番号:0403-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:				
事象タイトル		作業員による放射性物質の吸入													
										事象発生日		1995//			
国名		イギリス		施設名・炉型		Dounreay,再処理施設									
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性				
暫定		1997/01/		尺度外		0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	
最終		×						×						所内への影響	
														所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象		×		尺度以下			
放射性物質の所外への放出								あり						なし	
放射性物質の所内への放出								あり						なし	
従事者の放射線被ばく								あり						なし	
従事者の負傷								あり						なし	
施設の安全性の確保								あり						なし	
試験・点検による不具合の発見								あり						なし	
報道機関への通知								あり						なし	
<p><b>事故の概要</b></p> <p>1996年、Dounreay 再処理施設における1995年の運転に関し、定例の生物検定分析を行うために提出された尿のサンプリング検査により、体内に蓄積された放射性核種からの被ばく線量が規制限度を超える事例が3件明らかとなった。このうちの2事例は、装置の保守/除染施設での操作に関わるもので、残りの1件は主再処理施設での操作に関わるものであった。吸入された放射性核種からの線量を正確に評価することの必要性からサンプリングを延長することとなり、生物検定分析が1996年を通して行われた。英国の規制では、体内被ばくによる生涯預託線量は当該年の吸入による線量記録に追加しなければならない。これらのサンプルとその分析の結果、1995年の吸入による線量記録を以下のように訂正することとなった。</p> <p>事例1: 預託実効線量当量 224mSv、骨表面の預託線量 4,400mSv                  事例2: 預託実効線量当量 210mSv、骨表面の預託線量 3,790mSv                  事例3: 預託実効線量当量 43mSv、骨表面の預託線量 780mSv</p> <p>1985年に制定された電離放射線規則によれば、法定年間限度は全身で50mSv、骨表面で500mSvであり、上記の線量はこれに匹敵する。</p> <p>Dounreay 再処理施設で発生した内部被ばくでの安全上の問題を検討するために総合的な調査が行われた。その結果、勧告が出され、同施設ではその勧告に沿って対策を実施している。例えば、内部汚染する可能性のあるところでは、適切な防護服の着用義務が強化された。なお、定例の生物検定分析が継続して行われ、1996年の運転では改善されていることが判明した。</p>															

事例整理番号:0615-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:				
事象タイトル											Dounreay 燃料サイクル区画における換気系の喪失				
											事象発生日		1998/05/07		
国名		イギリス		施設名・炉型		Dounreay,再処理施設									
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性				
暫定	×	1998/05/08		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×	
最終							×						所内への影響		
													所外への影響		
<b>事故の特徴</b>				事故				異常事象			×		尺度以下		
放射性物質の所外への放出						あり							なし		
放射性物質の所内への放出						あり							なし		
従事者の放射線被ばく						あり							なし		
従事者の負傷						あり							なし		
施設の安全性の確保						あり							なし		
試験・点検による不具合の発見						あり							なし		
報道機関への通知						あり							なし		
<b>事故の概要</b>															
				<p>スコットランド地方の Thurso にある UKAEA 所有の Dounreay において、掘削機により、再処理施設と廃棄物管理施設に電源を供給している 11kV の電源ケーブルが損傷した。補助電源の供給が所定通りに行われなかったため、電源喪失により換気ファンが停止した。その結果、施設からの避難が行われた。換気ファンへの電源は、15 時間後に復旧した。施設への再入室の際、汚染のないことが確認された。周辺環境及び施設内での放射線モニタリングが行われたが、放射能の放出は認められなかった。</p> <p>(INES 評価)                      本事象は、深層防護基準に従い、安全設備の著しい劣化によりレベル 2 とする。</p>											



事例整理番号:0202-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0302-01				
事象タイトル 照射済燃料バンドルの溶解槽への装鎮中における運転員の過剰被ばく															
											事象発生日 1994/03/18				
国名		インド		施設名・炉型		Trombay,再処理施設									
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性				
暫定		1994/05/17		尺度外		0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×					×							所内への影響	
														所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象		×		尺度以下			
放射性物質の所外への放出						あり								なし	
放射性物質の所内への放出						あり								なし	
従事者の放射線被ばく						あり								なし	
従事者の負傷						あり								なし	
施設の安全性の確保						あり								なし	
試験・点検による不具合の発見						あり								なし	
報道機関への通知						あり								なし	
事故の概要															
<p>1994年3月18日、プルトニウム工場で使用済燃料の再処理が行われていた。溶解槽の装荷用プールにおいて装荷されたキャスクが、溶解槽搬入口に運びこまれていた。燃料をとりつけたライナーを押し入れて、燃料を溶解槽の中に押し込む作業が始まった。しかし、燃料が溶解槽搬入口ライナーの間で動かなくなった。そこで、装荷用キャスクを引き抜いたところ、燃料の一部がキャスク外に出てしまった。被覆材に損傷はなく、また、周辺環境への放射能の放出はなかった。約15分間に、燃料は装荷用キャスク内に回収することができ、当該キャスクは貯蔵プールに保管された。回収作業中、1人の作業員が26mSvの量を被ばくし、他の2人の作業員が8 mSvの量を被ばくした。これらは法定年間許容限度以下であった。</p> <p>(INES 評価)                  本事象は、使用手引Ⅲ-3.1.3(燃料取扱に関する事象)とⅣ-5.1.4(線量管理)の項目に従ってレベル1とする。</p>															

事例整理番号:0163-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0263-00				
事象タイトル		東海再処理施設における作業員の被ばく												
										事象発生日		1993/12/27		
国名		日本	施設名・炉型		東海,再処理施設									
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	1994/01/11		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	
最終							×						所内への影響	×
													所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象			×	尺度以下		
放射性物質の所外への放出						あり						なし		
放射性物質の所内への放出						あり						なし		
従事者の放射線被ばく						あり						なし		
従事者の負傷						あり						なし		
施設の安全性の確保						あり						なし		
試験・点検による不具合の発見						あり						なし		
報道機関への通知						あり						なし		
事故の概要		<p>1993年12月27日、加工プロセスのプルトニウム溶液収納容器につながるサンプル系の真空フィルターを交換中、作業員4人が内部被ばくした。事象発生当時、再処理施設は1993年12月5日からの定期点検のため停止していた。内部被ばくの原因は、真空分配室のフィルターから放散されたプルトニウム粒子を吸入したためである。真空分配室の床は、この放射性物質の放出より汚染された。1994年1月11日に行った生物検定分析の結果、50年間の最大内部被ばく線量は、実効線量当量で90mSv、組織線量当量で1700mSvを推定された。これらの当量線量は、それぞれ法定線量限度(50mSv/yと500mSv/y)を超えるものであった。本事象は、所内への影響の基準に基づきレベル2とする。</p>												

事例整理番号:0412-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0497-01			
事象タイトル		アスファルト固化処理施設での火災と爆発												
										事象発生日	1997/03/11			
国名	日本			施設名・炉型	東海,再処理施設									
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	1997/03/24		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終								×					所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象	×				尺度以下	
放射性物質の所外への放出								あり					なし	
放射性物質の所内への放出								あり					なし	
従事者の放射線被ばく								あり					なし	
従事者の負傷								あり					なし	
施設の安全性の確保								あり					なし	
試験・点検による不具合の発見								あり					なし	
報道機関への通知								あり					なし	
<p><b>事故の概要</b></p> <p>1997年3月11日10:06、動燃東海再処理工場のアスファルト固化処理施設のセルで火災が発生し、換気系が停止した。火災の10時間後、その施設内で爆発が起こりセルの閉じ込め障壁と建屋が損傷した。火災と爆発の発生後、固化処理施設及び隣接施設内にいた作業員は避難した。鼻からのふき取りと全身線量計数により、作業員から微量の放射能が検出された。しかし、従事者の被ばく線量は、報告レベルを十分下回っていた。外傷を受けた作業員はなかった。排気筒モニターによれば、火災後によ素 129 が検出され、爆発後 <math>\beta</math>-<math>\gamma</math> 放射能が検出された。しかし、放出された放射能レベルは許容限度未満であった。固化処理施設周辺で放射性セシウムが検出されたが、所外の環境モニタリングでは安全上有意なレベルの放射能は検出されなかった。</p> <p>(INES 評価)</p> <p>アスファルト固化処理施設で起こり得る影響については評価されていないが、使用手引の P.70 より、本事象では施設の安全確保策がほとんど損傷してしまったことから、本事象のスケールを暫定的にレベル 3 とする。</p>														

事例整理番号:0614-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:				
事象タイトル		アスファルト固化処理施設での火災と爆発												
										事象発生日		1997/03/11		
国名		日本		施設名・炉型		東海,再処理施設								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1998/04/20		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×						×					所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象		×		尺度以下		
放射性物質の所外への放出								あり				なし		
放射性物質の所内への放出								あり				なし		
従事者の放射線被ばく								あり				なし		
従事者の負傷								あり				なし		
施設の安全性の確保								あり				なし		
試験・点検による不具合の発見								あり				なし		
報道機関への通知								あり				なし		
事故の概要		<p>1997年3月11日10:06、動燃東海再処理工場のアスファルト固化処理施設のセルで火災が発生し、換気系が停止した。火災の10時間後、その施設内で爆発が起こりセルの閉じ込め障壁と建屋が損傷した。火災と爆発の発生後、作業員は当該施設及び隣接施設から避難した。作業員の最大被ばく量は0.4~1.6 mSv、施設から放出されたCs-137は最大で1~4 GBqと推定された。科学技術庁(STA)に事故調査委員会が組織され、調査が行われた。同委員会から、調査結果として、火災及び爆発の原因、運転管理体制の問題等が報告された。</p> <p>(INES 評価)</p> <p>本事象はレベル3と評価された。ただし、所内及び所外への影響の基準は適用外である。本事象では施設の格納機能が喪失したため、当該施設に対する深層防護基準の最大評価尺度であるレベル2となる。しかし、同様の事故が過去に発生していたにも拘わらずその反映が十分でなかったという安全上の配慮に欠けていたことから、レベルを格上げしレベル3となる。</p>												

事例整理番号:0221-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0326-01			
事象タイトル		再処理のための準備運転中における使用済燃料集合体の損傷												
										事象発生日	1994/08/31			
国名	ロシア			施設名・炉型	Mayak,再処理施設									
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1994/09/02		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×					×							所内への影響	
													所外への影響	
<b>事故の特徴</b>				事故		異常事象					×	尺度以下		
放射性物質の所外への放出						あり							なし	
放射性物質の所内への放出						あり							なし	
従事者の放射線被ばく						あり							なし	
従事者の負傷						あり							なし	
施設の安全性の確保						あり							なし	
試験・点検による不具合の発見						あり							なし	
報道機関への通知						あり							なし	
<b>事故の概要</b>				<p>使用済燃料再処理工場の「ホットルーム」において、切断作業と溶解槽への装荷のために使用済燃料集合体が持ち込まれていた。下端プラグの切断中に、燃料集合体ジャケット管の固定留金位置でアーク(電気火花)が起きた。作業員は切断作業を中止し、切断機の電源を切った。アークが原因で、燃料集合体ジャケット管の中で局所的燃焼が起き、複数の燃料構成要素が熱的損傷を受けた。その結果、ホットルーム内の放射性物質の濃度が上昇し、換気空調系を通して大気中に放射性エアロゾルが放出された(Cs-137で最大許容放出量の4.36%)。作業員への影響はなく、またプラント運転区画や環境への影響に関しても制限値を超えるような汚染はなかった。事象原因を解析した後、再発を防ぐために対策がとられた。</p>										

事例整理番号:0300-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度(INES)										INES 番号:0384-01				
事象タイトル		ウランによる肺の線量負荷の増加												
										事象発生日 1995/05/				
国名		イギリス		施設名・炉型		Springfield,燃料加工施設								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	//		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終							×						所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
事故の概要		<p>1年に2回定期的に行われる全身線量測定検査により、二酸化ウラン転換プラントの熱交換器のプロセス運転員の肺の線量負荷が通常より高くなっていることが判明した。さらに検査を行ったところ、作業員の被ばく線量が50mSvCEDEを超えている可能性のあることが示された。最終的な線量の確定にはさらに1週間程度の検査が必要である。プラント内雰囲気の定例サーベランスからは異常は示されておらず、他の作業員にも異常は発見されていない。</p> <p>施設内の調査委員会が開かれ、英国の法律に基づき、関連する規制当局である原子力施設検査局(NII)に通報された。</p>												

事例整理番号:0522-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:			
事象タイトル		濃縮ウラン化学工場での建屋外火災												
										事象発生日	1997/06/09			
国名	イギリス			施設名・炉型	Springfields,濃縮ウラン工場									
評価結果	評価日			尺度							安全上の特性			
暫定	//			尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	
最終													所内への影響	
													所外への影響	
<b>事故の特徴</b>				事故		異常事象					尺度以下			
放射性物質の所外への放出				あり							なし			
放射性物質の所内への放出				あり							なし			
従事者の放射線被ばく				あり							なし			
従事者の負傷				あり							なし			
施設の安全性の確保				あり							なし			
試験・点検による不具合の発見				あり							なし			
報道機関への通知				あり							なし			
<b>事故の概要</b>														
				[本事象については、INES 形式は添付されていない]										
				<p>1997年6月9日13:05、Springfieldsの濃縮ウラン化学工場(かつてのEURRP)において、数多くの換気系フィルターが燃えだし、建屋633外側で軽微な火災が発生した。サイト内の自衛消防隊の活動により約30分以内に火災は抑制された。念のため、Lancashire郡消防署が出動要請を受け、火災の鎮火作業を支援した。この火災では、負傷者もなく、一般公衆への影響もなかった。現在、火災の原因について調査が行われている。</p>										

事例整理番号:0516-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:			
事象タイトル		空のはずの核物質輸送コンテナからの核物質の検出												
										事象発生日	1997/02/05			
国名	スペイン			施設名・炉型	Juzbado,核燃料製造プラント									
評価結果	評価日			尺度							安全上の特性			
暫定	1997/04/30			尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×					×							所内への影響	
													所外への影響	
<b>事故の特徴</b>				事故	異常事象							尺度以下	×	
放射性物質の所外への放出					あり							なし		
放射性物質の所内への放出					あり							なし		
従事者の放射線被ばく					あり							なし		
従事者の負傷					あり							なし		
施設の安全性の確保					あり							なし		
試験・点検による不具合の発見					あり							なし		
報道機関への通知					あり							なし		
<b>事故の概要</b>														
<p>核燃料を製造しているスペイン・ウラン公社 (ENUSA) は、米国の GE 社から U-235 濃縮酸化ウランの供給を受けている。酸化ウランは米国からスペインまで特製の密封容器に入れ、それを海上輸送コンテナに入れて運ばれる。ENUSA で酸化ウランを取り出した後、空のコンテナは GE 社に送り返される。</p> <p>1997 年 2 月 5 日、Salamanca 郊外の Juzbado にある ENUSA の核燃料製造プラントから、150 本の特製の密封容器が米国に向けて発送された。1997 年 3 月 6 日、この容器を受け取った GE 社から ENUSA に、平均 3.5% の U-235 濃縮酸化ウラン 102.41kg が 2 本の容器から見つかったとの報告があった。全放射能は <math>8 \times 10^{+9}</math> Bq と推定された。但し、容器及びコンテナの表面は汚染されていなかった。GE 社は ENUSA だけでなく、米国の規制当局にも報告した。</p>														
<b>(INES 評価)</b>														
<p>使用手引 IV.5.1.2 (1996 年 10 月の補遺 C3.3) の「放射性線源の紛失または不適切な場所からの発見」によれば、本事象のスケールはレベル 1 となる。また、使用手引 IV.5.2.6 「未照射核燃料物質の輸送」を適用した場合も、本事象のスケールはレベル 1 となる。</p>														



事例整理番号:0100-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0199-01			
事象タイトル		FBFC 施設の燃料成形加工における長期の換気系喪失												
										事象発生日	1992/12/30			
国名	フランス			施設名・炉型	FBFC,燃料製造工場									
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	1993/01/		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終							×						所内への影響	
													所外への影響	
<b>事故の特徴</b>				事故				異常事象	×				尺度以下	
放射性物質の所外への放出							あり						なし	
放射性物質の所内への放出							あり						なし	
従事者の放射線被ばく							あり						なし	
従事者の負傷							あり						なし	
施設の安全性の確保							あり						なし	
試験・点検による不具合の発見							あり						なし	
報道機関への通知							あり						なし	
<b>事故の概要</b>		<p>非常用換気系の喪失と手順の不遵守により、1時間以上にわたり、運転員は放射能閉じ込め機能なしの状態で作業を行った。空气中汚染を測定した結果、汚染濃度上昇の兆しは認められなかった。電源系間の共通モードにより換気系すべてが故障した。また、警報の伝達手順に欠陥があった。さらに、長期にわたる換気系停止の際、生産設備の停止を明記した指示書に従わなかった。</p>												

事例整理番号:0263-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度(INES)										INES 番号:0317-01				
事象タイトル		UP2-400 プラントにおける MAPu 工場(中レベル放射性プルトニウム工場)での溶液溢出								事象発生日		1994/08/11		
国名		フランス		施設名・炉型		La Hague,プルトニウム工場								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	1994/08/18		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終						×							所内への影響	
													所外への影響	
<b>事故の特徴</b>				事故				異常事象		×		尺度以下		
放射性物質の所外への放出						あり						なし		
放射性物質の所内への放出						あり						なし		
従事者の放射線被ばく						あり						なし		
従事者の負傷						あり						なし		
施設の安全性の確保						あり						なし		
試験・点検による不具合の発見						あり						なし		
報道機関への通知						あり						なし		
<b>事故の概要</b>														
<p>1994年8月11日、プルトニウム11mg/リットルを含む溶液約3リットルがサンプル格納容器から溢れ出て、中レベル放射性プルトニウム工場(MAPu)の区画床上に拡がった。この工場では、照射済燃料から取り出される酸化プルトニウムの精錬が行われている。この溢出は、洗浄排水の保管タンクからサンプリングを行った後で発生し、その原因は、サンプリング系に給水するポンプの流量が過剰になったことによる。事象発生時、工場には誰もいなかった。なお、現在、汚染区画の洗浄が行われている。</p> <p>(INES 評価)                  人及び環境への影響はなかったが、防護障壁が喪失したことから、本事象はレベル1とする。</p>														

事例整理番号:0074-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0190-01				
事象タイトル		成形加工中の混合酸化物燃料棒の破損による作業員の被ばく													
										事象発生日	1992/11/23				
国名	ベルギー		施設名・炉型		FBFC,燃料製造工場										
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性				
暫定	×		1992/12/09		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	
最終								×						所内への影響	×
														所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象		×		尺度以下			
放射性物質の所外への放出								あり						なし	
放射性物質の所内への放出								あり						なし	
従事者の放射線被ばく								あり						なし	
従事者の負傷								あり						なし	
施設の安全性の確保								あり						なし	
試験・点検による不具合の発見								あり						なし	
報道機関への通知								あり						なし	
<b>事故の概要</b> 5%プルトニウム酸化物濃縮工程において、混合酸化物(MOX)燃料要素の成形加工の際、燃料棒が挿入装置から外れ、不完全な状態で収納枠に挿入された。その後の作業において、道具との機械的相互作用により燃料棒が破損した。プルトニウム酸化物によって工場は汚染された。また、作業員 8 人が軽微な外部被ばくを受け、そのうち 1 人は内部被ばくも受けたがそのレベルは限度内であった。															
<b>(INES 評価)</b> 原子炉以外の施設に対する尺度の適用は未整備であるため、公式の尺度評価は不可能である。なお、ベルギーの規制当局は、公式の尺度として深層防護の観点からレベル 2 を承認したが、これは重要な防壁の 1 つが喪失したことを考慮し、IV.5.2.1.2 に基づく評価である。															

## C 試験・研究炉施設における事例： 13 件

本付録では、以下の国別順に従って、INES 情報の和訳を掲載する。

インド：	3 件
カナダ：	1 件
スウェーデン：	1 件
チェコ：	1 件
バングラデッシュ：	3 件
フランス：	1 件
ベルギー：	1 件 (試験炉)
ルーマニア：	1 件
ロシア：	1 件

事例整理番号:0089-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0177-01			
事象タイトル Dhruva-Cirus 複合施設における土壌汚染														
											事象発生日 1991/12/13			
国名		インド		施設名・炉型		Cirus,研究炉(PHWR)(40MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1992/10/20		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×					×							所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象		×		尺度以下		
放射性物質の所外への放出								あり				なし		
放射性物質の所内への放出								あり				なし		
従事者の放射線被ばく								あり				なし		
従事者の負傷								あり				なし		
施設の安全性の確保								あり				なし		
試験・点検による不具合の発見								あり				なし		
報道機関への通知								あり				なし		
事故の概要														
<p>海水系配管での漏洩箇所を同定するため掘削作業が行われていた。この間、Cirus のアニューラー・サンブから、ポンプによる水の汲み上げを行われていた。この時、水が掘削孔の中に流れ込んでくるのが観察され、作業は中断された。水を採取し分析したところ、40Bq/ml の放射能が検出された。底から掘り出された土の放射能は 50-200mR/時を示していた。汚染された土壌は固体廃棄物管理施設へ搬出された。掘削された土壌の全放射能は、Cs-137 で <math>1.7 \times 10E12Bq</math> であると推定された。</p>														
(INES 評価)														
本事象は使用手引の III-5.2 節に従い、不適切な手順の結果発生したものとしてレベル 1 とする。														

事例整理番号:0203-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度(INES)										INES 番号:0303-01				
事象タイトル		非冷却状態での照射済燃料棒のフラスコ容器内放置・人的エラー												
										事象発生日		1994/04/12		
国名		インド		施設名・炉型		Cirrus,研究炉(PHWR)(40MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1994/05/17		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終						×							所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象		×		尺度以下		
放射性物質の所外への放出								あり				なし		
放射性物質の所内への放出								あり				なし		
従事者の放射線被ばく								あり				なし		
従事者の負傷								あり				なし		
施設の安全性の確保								あり				なし		
試験・点検による不具合の発見								あり				なし		
報道機関への通知								あり				なし		
事故の概要		<p>点検作業のための停止中、J-位置の燃料棒は、十分な照射が確認されたため、原子炉から取り出された。原子炉は停止直前まで20KWで運転されていた。燃料棒をフラスコ容器に入れた後、当該フラスコを貯蔵ブロックに移動していた際、入口と出口両方の冷却水ホースリール(直立のフラスコに接続)が繋がっていないことに気がついた。直ちに、ホースリールをつなぎ、燃料棒バンドルへの冷却水を確保した。燃料棒は、約15~18分間冷却されてなかった。燃料から放射能の放出はなかった。冷却水がない条件を仮定して、燃料棒最大温度の計算を行ったところ、被覆材破損の可能性がないことが判明した。</p> <p>(INES 評価)                      使用手引Ⅲ-3.1.3(燃料取扱に関する事象)を適用してレベル1とすることが可能であるが、レベル2の可能性もある。上述のように、被覆材破損の可能性がなかったことを計算で示したこと、放射能放出がなかったこと、燃料棒底部から検出された放射能が十分小さかったこと(100Bq/ml)から、レベル1とする。</p>												

事例整理番号:0269-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0346-01			
事象タイトル		新燃料装荷時の問題												
										事象発生日	1994/08/25			
国名	インド	施設名・炉型		Dhruva, 研究炉										
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1995/01/09		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×				×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
事故の概要														
<p>Dhruva 炉は燃料交換と保守のため 1994 年 8 月 24 日以来停止されていた。K-13 位置の照射済燃料を取出し、新燃料を装荷しようとしたが、ゲージ環位置より下に下がらなかった。新燃料だけでなく照射済燃料でも何度か操作を試みたが、うまくいかなかった。その後、照射済燃料を取り出して、湿式貯蔵所に収納した。装荷できなかった新燃料を点検したところ、5 枚ある底部バルジの 1 枚が曲がっているのが判明した。その後の調査により、K-13 位置のゲージ環に不適切なものが使用されていることが明らかとなり、これが本事象の原因であることが判明した。</p>														
<p>(INES 評価)</p> <p>本事象をレベル 0 とする。本事象は原子炉の停止中に発生しており、新燃料が問題となったものである。従って、放射性物質の放出も、また従事者の放射線被ばくも発生していないため、プラントの安全性に関して重要性はない。従って、III-3.13、パラグラフ 2 より本事象をレベル 0 とする。</p>														

事例整理番号:0220-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0325-01			
事象タイトル		McMaster 研究用原子炉における燃料装荷中の出力異常上昇												
										事象発生日		1994/01/04		
国名		カナダ		施設名・炉型		McMaster, プール型研究炉(5MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1994/09/13		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×						×						所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象		×		尺度以下		
放射性物質の所外への放出								あり				なし		
放射性物質の所内への放出								あり				なし		
従事者の放射線被ばく								あり				なし		
従事者の負傷								あり				なし		
施設の安全性の確保								あり				なし		
試験・点検による不具合の発見								あり				なし		
報道機関への通知								あり				なし		
事故の概要														
<p>燃料交換作業中に出力が異常上昇し、原子炉がトリップした。この研究炉はプール型研究炉であり、現在は 2MW で運転されている。シム安全棒制御集合体を交換した後、燃料集合体を炉心に戻していた。5 番目の燃料集合体を装荷後、原子炉が臨界に達していないことを確認するために、シム安全棒が引き抜かれた。この時、安全棒は、規定値 40% 引き抜き位置であったにも拘らず、85% 引き抜き位置まで引き抜かれた。6 番目の燃料集合体の挿入の際に青白い光が観測され、出力上昇により原子炉がトリップした。照射済燃料を炉心に装荷するための移動中、誤トリップを避けるために LOG-N トリップがバイパスされたが、バイパスは解除されていなかった。出力過渡の最大値は、定格の約 300% と推定された。エネルギー出力や燃料温度等を明らかにするために事象の分析を行っており、燃料のふるまいをモニタする予定である。燃料交換に関する作業手順書は、再検討され修正されている。</p>														
(INES 評価)														
<p>本事象は、使用手引、表 II (想定される起因事象を伴う深層防護の劣化基準) を適用し、レベル 2 とする (起因事象: 反応度上昇による原子炉トリップ、安全機能の利用可能性: 事故防止のための準備体制は十分。プール型研究炉の場合、発電用原子炉と比較して一般の人々に対し危険性が少ないという理由からレベル 3 よりレベル 2 が適当と判断された)</p>														



事例整理番号:0307-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0393-01				
事象タイトル		Studvik にある Uppsala 大学の中性子研究施設における研究炉 R2-0 での従事者の被ばく												
										事象発生日		1995/10/19		
国名		スウェーデン		施設名・炉型		Uppsala 大学 R2-0, 研究炉								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	1995/11/		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	
最終							×						所内への影響	×
													所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象		×		尺度以下		
放射性物質の所外への放出						あり						なし		
放射性物質の所内への放出						あり						なし		
従事者の放射線被ばく						あり						なし		
従事者の負傷						あり						なし		
施設の安全性の確保						あり						なし		
試験・点検による不具合の発見						あり						なし		
報道機関への通知						あり						なし		
事故の概要		<p>Studvik にある Uppsala 大学研究施設の研究炉 R2-0 において、研究用施設の調整を十分注意して行っていなかったため、従事者の 1 人が一度に約 50mSv 被ばくしてしまった。当該従事者の本年(1月～9月)の累積被ばく線量は 23mSv であった。</p> <p>(INES 評価) 従事者の年間被ばく線量限度は 50mSv であり、本事象ではこの限度を超えたためレベル 2 とする。</p>												

事例整理番号:0518-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度(INES)										INES 番号:				
事象タイトル		原子力研究所(Rez)の研究炉 LR-0 建屋での軽微な火災												
										事象発生日		1997/05/20		
国名		チェコ		施設名・炉型		LR-0(Rez),プール型研究炉								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1997/05/20		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	
最終				×									所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象				尺度以下		×
放射性物質の所外への放出								あり				なし		
放射性物質の所内への放出								あり				なし		
従事者の放射線被ばく								あり				なし		
従事者の負傷								あり				なし		
施設の安全性の確保								あり				なし		
試験・点検による不具合の発見								あり				なし		
報道機関への通知								あり				なし		
事故の概要		<p>原子力研究所(Rez)の研究炉 LR-0 は、暖房施設の改造のため停止中であつた。</p> <p>1997年5月20日午前9:00、原子炉建屋内で軽微な火災が発生した。この火災により放射線管理区域外の中央熱交換器室の配管保温材とケーブルが燃えた。火災の原因は、外部の作業員によるものであり、火災はすぐに鎮火された。本事象では、負傷したものはなく、また原子力の安全性への影響はなかつた。本事象は、一般公衆の関心をひく可能性があつたため公表したものである。</p>												

事例整理番号:0109-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0206-01			
事象タイトル		燃料要素の落下												
										事象発生日	1992/07/30			
国名	バングラデシュ			施設名・炉型		Triga Mark II, 研究炉(3MWe)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1993/02/22		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×						×						所内への影響	
													所外への影響	
<b>事故の特徴</b>				事故				異常事象		×		尺度以下		
放射性物質の所外への放出						あり								なし
放射性物質の所内への放出						あり								なし
従事者の放射線被ばく						あり								なし
従事者の負傷						あり								なし
施設の安全性の確保						あり								なし
試験・点検による不具合の発見						あり								なし
報道機関への通知						あり								なし
<b>事故の概要</b>														
<p>1992年7月30日12時、定期検査中、Fリングから燃料要素が、水面下の4.25m高さから原子炉タンクの底まで落下した。この事象は、即座に、原子力安全委員会へ報告され調査が行われた。大気への放射性物質の放出およびタンク水の汚染は検出されなかった。タンクの底も燃料要素も外見上問題はなかった。空になった場所に新燃料要素を入れて運転が再開された。落下した燃料要素は、後日行われる詳細な検査のため、プール内の貯蔵ラックに保管されている。手順上のミスが原因と考えられる。再発防止のため適切な措置が提案された。</p>														

事例整理番号:0120-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0207-02					
事象タイトル		中央シンプルのカプセル破損													
										事象発生日		1993/02/02			
国名		Bangladesh		施設名・炉型		Triga, 研究炉(3MWe)									
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性				
暫定		1993/03/13		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化		
最終		×					×						所内への影響		
													所外への影響		
事故の特徴				事故				異常事象			×	尺度以下			
放射性物質の所外への放出								あり				なし			
放射性物質の所内への放出								あり				なし			
従事者の放射線被ばく								あり				なし			
従事者の負傷								あり				なし			
施設の安全性の確保								あり				なし			
試験・点検による不具合の発見								あり				なし			
報道機関への通知								あり				なし			
事故の概要				<p>この報告書は、1993年2月24日のINES情報サービスを通じ報告した事象に関するものである。事象の調査はすでに終了した。安全解析書における規定に違反したことが、本事象の主たる理由である。本事象はレベル1とされるべきであるが、この違反があったために、レベル2とする。必要な管理対策がすでに提示され、同様の事象の再発を防止するために実施されつつある。中央シンプルは除染及び清掃され、原子炉は、3月14日に運転を再開した。個人の最大線量は約115.8 μSvで、12人の合計線量は740.6 μSvと推定された。</p>											

事例整理番号:0525-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:			
事象タイトル AERE 研究炉での一次冷却水の漏洩														
											事象発生日 1997/07/14			
国名			バングラデシュ			施設名・炉型			AERE,研究炉(TRIGA)(3MWe)					
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	1997/07/24		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	
最終							×						所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象		×		尺度以下		
放射性物質の所外への放出						あり						なし		
放射性物質の所内への放出						あり						なし		
従事者の放射線被ばく						あり						なし		
従事者の負傷						あり						なし		
施設の安全性の確保						あり						なし		
試験・点検による不具合の発見						あり						なし		
報道機関への通知						あり						なし		
事故の概要														
<p>1997年7月14日朝、起動前サーベランスにおいて、原子炉プール水の水位が約7.5cm下がっており、しかも水位の低下率が徐々に増加していることが明らかとなった。その後の調査により、N-16 減衰タンクが腐食して、孔があいているのが判明した。漏洩率は50ガロン/日に達していた。(7月24日までに)漏洩した一次冷却水は約650ガロンと推定されている。漏洩した一次冷却水から核分裂生成物は認められなかったが、放射化生成物であるCo-58が27Bq/リットル程度検出された。現在、漏洩した一次冷却水は容器に入れられており、また、本事象についての評価と調査が行われている。なお、漏洩は、近日中に止められるものと考えられる。</p>														

事例整理番号:0252-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0289-01						
事象タイトル											Cadarache 研究所の前 Rapsodie 研究炉付近での事故						
											事象発生日		1994/03/31				
国名		フランス			施設名・炉型		Cadarache-Rapsodie, 研究炉										
評価結果		評価日			尺度							安全上の特性					
暫定		1994/04/04			尺度外		0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化		×
最終		×							×						所内への影響		
															所外への影響		
事故の特徴					事故				異常事象		×		尺度以下				
放射性物質の所外への放出							あり						なし				
放射性物質の所内への放出							あり						なし				
従事者の放射線被ばく							あり						なし				
従事者の負傷							あり						なし				
施設の安全性の確保							あり						なし				
試験・点検による不具合の発見							あり						なし				
報道機関への通知							あり						なし				
<b>事故の概要</b>																	
<p>1994年3月31日午前5:45頃、前 Rapsodie 研究炉に隣接する部室で爆発が起こった。爆発後の衝撃波により、300sqm のコンクリート製スラブが倒れ、付近の循環通路を破壊した。午後 10:30 頃、スラブの下から作業員の死亡が確認された。4 人の作業員が骨折し、病院に運ばれた。爆発は、わずかに汚染されたナトリウムのアルコール処理後に放出された水素によるものと考えられた。Rapsodie は高速炉であり、この 10 年間停止されたままで、現在解体作業が進められている。ナトリウムの処理操作もこの解体作業の一部であった。</p> <p>この事故により、負傷者を含む従業員の被ばくや環境の汚染はなかった。爆発跡付近では微量の汚染 (~10Bq/sqcm) が観測されたが、この汚染は、ナトリウム中のセシウムに関連している。</p> <p>爆発場所の周辺には、原子炉容器があったが、衝撃波による損傷は認められなかった。隣接する照射済燃料集合体分解検査研究所(LDAC)の換気系は、窓とドアの破損後 3 時間停止した。この換気系は、同研究所に対し、動的格納機能を果たしているが、本事象による汚染レベルの増加はなかった。</p> <p>(INES 評価) 安全上重要な教訓があることから、レベル 2 とする。</p>																	

事例整理番号:0159-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0260-01			
事象タイトル 照射済燃料試験ピンの劣化に伴う試験炉の制御不能な出力変動														
											事象発生日 1993/11/13			
国名		ベルギー		施設名・炉型		BR-2,試験炉								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1993/11/15		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×						×						所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象		×		尺度以下		
放射性物質の所外への放出						あり						なし		
放射性物質の所内への放出						あり						なし		
従事者の放射線被ばく						あり						なし		
従事者の負傷						あり						なし		
施設の安全性の確保						あり						なし		
試験・点検による不具合の発見						あり						なし		
報道機関への通知						あり						なし		
事故の概要														
<p>原子炉起動中、規定の照射条件に対する試験仕様制限を超えて出力が予想外に上昇した。規定の出力で保護系が作動する前に原子炉を手動で停止した。試験中の燃料ピンは著しく破損し、原子炉周辺の実験区域において局所的に放射線レベルが上昇した(数 R/時)。しかし、環境への放射能放出はなく、また、作業員の放射線被ばくもなかった。</p>														

事例整理番号:0246-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0242-01			
事象タイトル		冷却塔での火災												
										事象発生日	1993/07/05			
国名	ルーマニア			施設名・炉型	INR-Pitesti,研究炉(14MWe)									
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1993/07/05		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×				×								所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故			異常事象				尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出							あり				なし			
放射性物質の所内への放出							あり				なし			
従事者の放射線被ばく							あり				なし			
従事者の負傷							あり				なし			
施設の安全性の確保							あり				なし			
試験・点検による不具合の発見							あり				なし			
報道機関への通知							あり				なし			
事故の概要														
冷却セル No.2 につながる冷却ファン交換中、金属溶融物の液滴により、充填材であるプラスチックが発火し、火災となった。火災は、すぐに鎮火され、プラントの他区画への影響もなかった。														



事例整理番号:0603-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:			
事象タイトル		漏洩燃料集合体の取出し準備中における原子炉外部での放射能放出量の僅かな増加												
										事象発生日		1997/07/26		
国名		ロシア		施設名・炉型		NIIAR(Dimitrovgrad),研究炉(MIR)								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1997/09/23		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×					×							所内への影響	
													所外への影響	
<b>事故の特徴</b>				事故				異常事象		×		尺度以下		
放射性物質の所外への放出						あり								なし
放射性物質の所内への放出						あり								なし
従事者の放射線被ばく						あり								なし
従事者の負傷						あり								なし
施設の安全性の確保						あり								なし
試験・点検による不具合の発見						あり								なし
報道機関への通知						あり								なし
<b>事故の概要</b>														
<p>1997年7月25日、使用中の燃料集合体の減圧により破損容器検出系(BCDS:Burst Can Detection System)が放射能増加を示したため、(材料試験を主目的とした)プール型圧力管式研究炉が停止された。翌26日、一次系圧力を下げるための操作を行っていたところ、原子炉プール内へ核分裂生成物が放出され、研究所の換気スタックからの放射能放出量が増加した。所外での汚染は検出されず、また、公衆への放射線影響もなかった。職員の過大な被ばくも認められなかった。</p>														
<b>(INES 評価)</b>														
<p>燃料棒が破損したことから、第1の安全障壁の劣化が発生し、また、放射性物質の閉じこめ機能については、核分裂生成物が一次系に放出され、研究所内の一部を汚染したが、その量は規定値未満であった。他の安全機能は全て利用可能であったが、運転手順の違反があり、これによって放射性物質の放出が起こったことから、セーフティカルチャーの欠如を考慮する。以上から、本事象のスケールをレベル1とする。</p>														

## D その他の施設における事例： 18 件

本付録では、以下の国別順に従って、INES 情報の和訳を掲載する。

イタリア：	1 件（非原子力施設）
イラン：	1 件（非原子力施設）
インド：	1 件（非原子力施設）
ウクライナ：	1 件（非原子力施設）
コスタリカ：	1 件（医療施設）
スウェーデン：	1 件（実験施設）
中国：	3 件（加速器施設、実験施設、非原子力施設各 1 件）
ドイツ：	1 件（非原子力施設）
パキスタン：	1 件（実験施設）
フランス：	3 件（加速器施設 1 件、実験施設 2 件）
ベトナム：	1 件（実験施設）
南アフリカ：	1 件（輸送）
ルーマニア：	2 件（非原子力施設）

事例整理番号:0610-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:															
事象タイトル		ガンマ線透過撮影後のコバルト 60 線源による作業員被ばく																							
										事象発生日		1997/09/29													
国名		イタリア		施設名・炉型		Treviso 付近,ガンマ線透過撮影施設																			
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性														
暫定		1997/12/03		尺度外		0		1		2		3		4		5		6		7		深層防護の劣化			
最終		×								×												所内への影響		×	
																						所外への影響			
事故の特徴				事故				異常事象		×		尺度以下													
放射性物質の所外への放出				あり								なし													
放射性物質の所内への放出				あり								なし													
従事者の放射線被ばく				あり								なし													
従事者の負傷				あり								なし													
施設の安全性の確保				あり								なし													
試験・点検による不具合の発見				あり								なし													
報道機関への通知				あり								なし													
事故の概要																									
				<p>1997年9月29日夕刻、下請業者の作業員2人が、1221GBq (33Ci) のコバルト 60 線源で非破壊検査を行うよう元請業者から要求された。照射は、7時間継続するものと想定された。          (手順書に従って操作を行っていた際のヒューマンエラーに起因して)遠隔操作ケーブルと線源ホルダーの接続を誤ったため、照射後も線源が露出した状態で放置された。更に、作業員2人は、放射線モニタのスイッチを入れなかった。          翌朝(9月30日)、元請業者の作業員1人が、計測器と検査器具を全て回収したが、その際、携帯のペン型線量計(アラーム機能無し)が振り切れるほど被ばくしたことに気づいた。被ばく線量は以下の通りである。          a)全身等価線量:0.89 Sv(法定年間限度:0.05 Sv)          b)手の等価線量:3.56 Sv          c)水晶体等価線量:0.89 Sv          9月29日に照射を行った下請業者の作業員2人の被ばく線量は、厚い照射試験片によって遮へいされていたため、極めて低いものであった。</p> <p>(INES 評価)          約15分の被ばくであり、被ばく線量が法定年間限度の10倍を超えるものであったことから、「所内の影響基準」(II-2.2)により、レベル3とする。セーフティカルチャーの欠如が認められたが、既にレベルが高いため格上げは行わないこととする。</p>																					

事例整理番号:0372-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0460-01					
事象タイトル										放射線透過作業時における作業員の被ばく					
										事象発生日		1996/07/24			
国名		イラン			施設名・炉型		Gilan,複合サイクル発電所								
評価結果		評価日			尺度					安全上の特性					
暫定	×	//			尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	
最終								×						所内への影響	×
														所外への影響	
<b>事故の特徴</b>					事故		異常事象			×	尺度以下				
放射性物質の所外への放出							あり					なし			
放射性物質の所内への放出							あり					なし			
従事者の放射線被ばく							あり					なし			
従事者の負傷							あり					なし			
施設の安全性の確保							あり					なし			
試験・点検による不具合の発見							あり					なし			
報道機関への通知							あり					なし			
<b>事故の概要</b>															
<p>1996年7月24日、Gilan 複合サイクル発電プラントで、放射線透過による溶接検査に用いられるイリジウム (Ir-192) 線源が紛失した。2 時間後、サイトの安全管理者が線源を発見し、遮へい内に戻した。この作業で安全規則を守らなかったために、1 名の作業員が (INES のレベル 2 に相当する) 年間線量限度を超えて被ばくした。この作業員は現在完全看護下にある。</p> <p>サイトの安全管理者とイラン原子力機関(AEOI)の検査官は、安全上及び放射線防護上必要となる対策を全て講じた。関連した作業員や技術者に対する血液検査及び診断の結果、被ばくによる異常は認められなかった。</p> <p>なお、Gilan は現在建設中の火力発電プラントを中心とした施設であり、AEOI の監視の下、溶接検査を行うために、数多くの私企業が放射線透過装置を用いた作業を行っている。</p>															
<b>(INES 評価)</b>															
<p>使用手引IV-5.1.2の「放射線源の紛失」とII-2.2「レベル 2、広範な汚染または作業員の過大な被ばく」により、本事象をレベル 2 とする。</p>															

事例整理番号:0291-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:			
事象タイトル		液体放射性廃棄物の計画外放出												
										事象発生日	1995/05/08			
国名	インド	施設名・炉型		Waste Immobilization, 廃棄物処理プラント										
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	1995/07/04		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終						×							所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下		×	
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
事故の概要														
<p>1995年5月8日、Tarapur 総合施設内廃棄物固化プラントからの開放ドレンにおいて、雨水排水に対する定期サンプリングで、セシウム 137 を主とした 10Bq/リットルの放射能が検出された。調査の結果、放射能の発生源は、同施設の蒸気濃縮器からの蒸気復水であることが判明した。</p> <p>(INES 評価)                  総排出量はルテニウム 106 等価換算で最大 10GBq 程度と推定され、使用手引 I-2.2 に定められた所内への放出基準より下である。従って、I-2.2 及び IV-5.1.3 (汚染の拡大) より本事象のスケールをレベル 1 とする。</p>														

事例整理番号:0195-00

(和訳作成: 日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:					
事象タイトル		作業員の汚染													
										事象発生日		1994/05/03			
国名		ウクライナ		施設名・炉型		Nikolajev, アルミ工場									
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性				
暫定		//		尺度外		0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	
最終							×							所内への影響	
														所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象								尺度以下	
放射性物質の所外への放出						あり								なし	
放射性物質の所内への放出						あり								なし	
従事者の放射線被ばく						あり								なし	
従事者の負傷						あり								なし	
施設の安全性の確保						あり								なし	
試験・点検による不具合の発見						あり								なし	
報道機関への通知						あり								なし	
事故の概要		(本報告には、INES 形式の情報は添付されていない)													
		<p>許可を受けず、7人の作業員が4.9CiのCs-137を含むゲージ付近で作業を行っていた。密封線源カプセルを切断した結果、彼らはかなり汚染された。第1報では、18人の作業員が汚染され、そのうちの3人が入院したとのことであった。入院した理由及び個人の線量はまだ不明である(なお、第2報によれば、3名の被ばく線量は、それぞれ、80 mSv, 20 mSv, 2 mSvであり、その他の人の被ばく線量は許容値以下であった)。また、同報告によれば、線源が破損した区域での汚染レベルは1 R/時に上昇し、衣服の汚染は10 mR/時、工場内の他区画での汚染は0.1-0.5 mR/時であった。建屋外部の放射能汚染については、敷地内と考えられるが、何カ所かで0.1 mR/時の汚染が測定された。また、他にも汚染スポットが何カ所か検出された(第2報によれば、汚染区域の除染作業が行われているとのことである)。</p> <p>上記の状況が判明した後、線源が約250 m<sup>3</sup>の水プール内に収納されたことも報じられた。この水を測定したところ、汚染レベルは2.2 X 10E-6 Ci/リットルであったと報告された。</p>													
		(INES 評価)													
		本事象は、レベル1とする。													
		(訳者注: 本事象の報告は、IAEA がウクライナ当局に問い合わせた結果得られた情報である)													

事例整理番号:0393-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:				
事象タイトル		タイトルなし(放射線治療装置線源の校正ミスによる多数の患者の過大被ばく)													
											事象発生日		1996/11/		
国名		コスタリカ		施設名・炉型		San Juan de Dios 病院,放射線治療器									
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性				
暫定		//		尺度外		0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	
最終														所内への影響	
														所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下				
放射性物質の所外への放出				あり							なし				
放射性物質の所内への放出				あり							なし				
従事者の放射線被ばく				あり							なし				
従事者の負傷				あり							なし				
施設の安全性の確保				あり							なし				
試験・点検による不具合の発見				あり							なし				
報道機関への通知				あり							なし				
事故の概要															
[本事象については、INES 形式の報告が添付されていない]															
<p>コスタリカ共和国の首都、San Jose の San Juan de Dios 病院で、コバルト放射線治療器 Alcyon II の線源を交換した際、校正ミスがあり、109 名の患者が過大に被ばくした。</p> <p>計算によれば、線源と患者の皮膚との距離が 80cm 離れた位置において、10×10cm 平面の線量は規定値より 73.2% 高かった。</p> <p>現在、国内外の専門家により、患者への影響について調査が行われている。</p>															

事例整理番号:0377-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度(INES)											INES 番号:0462-01				
事象タイトル											Studsvik 研究所のホットセルへの水の漏洩				
											事象発生日		1996/08/13		
国名		スウェーデン			施設名・炉型		Studsvik 研究所,研究/実験施設								
評価結果		評価日			尺度							安全上の特性			
暫定		1996/08/20			尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終		×					×							所内への影響	
													所外への影響		
事故の特徴				事故		異常事象					×	尺度以下			
放射性物質の所外への放出						あり						なし			
放射性物質の所内への放出						あり						なし			
従事者の放射線被ばく						あり						なし			
従事者の負傷						あり						なし			
施設の安全性の確保						あり						なし			
試験・点検による不具合の発見						あり						なし			
報道機関への通知						あり						なし			
<b>事故の概要</b> Studsvik 研究所の非原子炉施設であるホットセルに配管から水が漏洩した。ホットセル床の水の量は許容値を超えた。この時、ホットセル内には検査のため燃料ピン数本が置かれていた。真空掃除機で水を取り除いた。なお、従事者被ばくはなかった。															
(INES 評価) 起回事象を伴う深層防護の劣化 安全機能の利用可能性:十分("Full") 起回事象の発生頻度:中程度("Medium/Possible") 以上のことから、本事象のスケールをレベル1とする。															



事例整理番号:0107-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0204-01																
事象タイトル		コバルト 60 線源の紛失																									
										事象発生日		1992/12/															
国名		中国		施設名・炉型		Xinshou(Shanxi),放射線施設																					
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性																
暫定		×		1993/02/		尺度外		0		1		2		3		4		5		6		7		深層防護の劣化			
最終												×												所内への影響			
																								所外への影響		×	
事故の特徴				事故				異常事象		×		尺度以下															
放射性物質の所外への放出								あり				なし															
放射性物質の所内への放出								あり				なし															
従事者の放射線被ばく								あり				なし															
従事者の負傷								あり				なし															
施設の安全性の確保								あり				なし															
試験・点検による不具合の発見								あり				なし															
報道機関への通知								あり				なし															
事故の概要																											
Shanxi 地方 Xinshou 地区においてコバルト 60 線源の一部が紛失した。12 月 3 日、このコバルト 60 線源を拾った男性が過大被ばくにより死亡し、また、その兄弟、父親もそれぞれ 12 月 7 日、12 月 10 日に死亡した。紛失したコバルト 60 は発見され、安全に管理されている。放射線被ばくの恐れのある約 90 人に対して健康診断と医学検査が行われた。その結果、過大被ばくを受けたのは 5 人だけであることが判明した。彼らは適切な医学的処置を受けた。本事象の原因および経過については現在調査中である。																											
(INES 評価)				使用手引Ⅲ 3.3 により、本事象は暫定的にレベル 3 とする。																							

事例整理番号:0350-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0436-01				
事象タイトル		電子加速器での2名の作業員の被ばくによる負傷												
										事象発生日		1995/11/21		
国名		中国		施設名・炉型		Tianjin, 加速器								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	1996/03/21		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	
最終								×					所内への影響	×
													所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象		×		尺度以下		
放射性物質の所外への放出								あり				なし		
放射性物質の所内への放出								あり				なし		
従事者の放射線被ばく								あり				なし		
従事者の負傷								あり				なし		
施設の安全性の確保								あり				なし		
試験・点検による不具合の発見								あり				なし		
報道機関への通知								あり				なし		
事故の概要		<p>Tianjin 電線工場で高周波数-高電圧の 2.5MeV 電子加速器施設を試運転中、2名の作業員が被ばくにより負傷した。同加速器の Ti ウィンドウ下にある冷却水タンクへの冷却水配管を交換する必要が生じたため、1995年11月21日、5人の作業員が個人線量計を付けずに照射室に入室した。この時、加速器は試運転として高電圧状態にあったが、電子線を発生させていないはずであった。しかし、このうち2人が高周波数/高電圧の電子線によって被ばくし火傷した。診断の結果、火傷のレベルはⅢ0~Ⅳ0であり、一方の作業員の火傷範囲は10×20cm<sup>2</sup>、他方は5×5cm<sup>2</sup>であった。他の3人の作業員はTiウィンドウから遠く離れていたため異常はなかった。1996年1月9日、負傷した作業員には皮膚移植の治療が施された。手術後2人の経過は良好である。</p> <p>(INES 評価)</p> <p>本事象では作業員が急性健康障害を起こすほどの外部被ばくがあったことから、使用手引Ⅱ-2.2より、本事象のスケールをレベル3とする。</p>												

事例整理番号:0351-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0437-01			
事象タイトル		ガンマ線透過撮影装置から紛失したイリジウム 192 線源による作業員被ばく											
										事象発生日	1996/01/05		
国名	中国		施設名・炉型		Jihua, 化学工場					安全上の特性			
評価結果	評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	1996/02/16		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	
最終						×						所内への影響	×
												所外への影響	
事故の特徴			事故				異常事象	×				尺度以下	
放射性物質の所外への放出							あり						なし
放射性物質の所内への放出							あり						なし
従事者の放射線被ばく							あり						なし
従事者の負傷							あり						なし
施設の安全性の確保							あり						なし
試験・点検による不具合の発見							あり						なし
報道機関への通知							あり						なし
<b>事故の概要</b> 若い作業員(非放射線従事者)が、Jihua のポリエチレン工場建設現場において、γ線透過撮影装置から紛失したイリジウム (Ir-192) 線源により被ばくした。安全ロックキーの破損により、γ線透過撮影装置のコンテナ扉が施錠できなかったため、コンテナ移動の際に Ir-192 線源がコンテナから地面に滑落した。専門家により、被ばく線量は全身線量で 3Gy、右足の最大表面線量で 3kGy と推定された。													
(INES 評価) 本事象では公衆が被ばくにより急性放射線障害を起こしており、INES 顧問会第 2 回会合報告書に示された「紛失線源による所外影響」により、本事象のスケールをレベル 3 とする。													
(添付情報) Jilin 化学会社、ポリエチレン工場の建設現場において、非破壊検査に Ir-192 を線源 (74Ci) とした γ 線透過撮影が行われていた。 1996 年 1 月 5 日午前 0:00、装置の故障により γ 線透過撮影を中止し、線源をコンテナに戻した。しかし、コンテナの扉の安全ロックキーが壊れていたため、コンテナを移動した際に、線源がコンテナからすべり落ち地面にとり残された。この時作業員は線量計のスイッチを切っていたため、誰も線源の紛失に気づかなかった。 午前 8:00、1 人の作業員(放射線従事者ではない)が線源を拾い、作業服のポケットに入れてしまったが、この事実は 17:30 まで分からなかった。 1996 年 1 月 7 日、被ばくした作業員は北京の病院に移送された。専門家の推定によれば、この作業員の被ばく線量は全身線量で 3Gy、右足の最大表面線量で 3kGy である。この被ばくにより右足と左前腕が著しく負傷したため、切断手術が行われた。手術は成功した。													

事例整理番号:0520-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:				
事象タイトル		金属鋳物工場のスクラップ置き場でのセシウム 137 線源の発見												
										事象発生日		1997/05/15		
国名		ドイツ		施設名・炉型		Hettstedt, 金属鋳物工場								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	1997/05/23		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終							×						所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					×	尺度以下		
放射性物質の所外への放出						あり						なし		
放射性物質の所内への放出						あり						なし		
従事者の放射線被ばく						あり						なし		
従事者の負傷						あり						なし		
施設の安全性の確保						あり						なし		
試験・点検による不具合の発見						あり						なし		
報道機関への通知						あり						なし		
<b>事故の概要</b>														
<p>1997年5月15日、Sachsen州北部のHettstedtにある金属鋳物工場のスクラップ置き場で定期測定を行ったところ、放射線レベルが通常より上昇しているのが判明した。調査の結果、約200GBqのセシウム(Cs-137)線源が発見された。円筒状の線源は損傷しておらず、Csによる汚染は検知されなかった。この線源の表面線量率は約2.5Sv/時であった。この線源は、フランスのCIS BIOインターナショナル社製であり、オランダの輸送会社によりHamburgから、スクラップ積荷の一部として輸送されたものである。</p> <p>現在、スクラップ置き場及び輸送中における作業員の放射線被ばくの可能性について評価を実施している。本事象は、フランス及びオランダの規制当局にも報告された。</p>														
<b>(INES 評価)</b>														
<p>使用手引IV-5.1.2、「放射線源の発見」を基に、線源の強さも考慮して、本事象のスケールをレベル2とする。</p>														

事例整理番号:0400-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:			
事象タイトル		パキスタン原子力科学技術研究所・原子炉化学部のよう素 131 製造プラントからのよう素 131 の放出												
										事象発生日	1996/08/05			
国名	パキスタン			施設名・炉型	Islamabad,よう素製造プラント									
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1997/01/23		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終						×							所内への影響	
													所外への影響	
<b>事故の特徴</b>				事故					異常事象	×			尺度以下	
放射性物質の所外への放出									あり					なし
放射性物質の所内への放出									あり					なし
従事者の放射線被ばく									あり					なし
従事者の負傷									あり					なし
施設の安全性の確保									あり					なし
試験・点検による不具合の発見									あり					なし
報道機関への通知									あり					なし
<b>事故の概要</b>		(Fax 状態が悪く、一部判読不明)												
<p>1996年8月5日、20日、21日、パキスタン原子力科学技術研究所・原子炉化学部のよう素 131 製造プラントにおいて、保健物理部の検査官が、定例の空気サンプリングで放射能濃度が通常より高い 2203Bq/m<sup>3</sup> に達していると報告した。調査の結果、就業時間外に建屋換気系が停止されていたことが判明した。排気/換気系が停止していたことにより、よう素 131 セルの負圧が喪失し、セル内圧が部室の圧力と平衡状態になったため、フード内にあった未使用のよう素 131 蒸気が拡散して、セルから漏洩し、プラント室内に放射能が広がったものと推定される。放出されたよう素 131 はプロセスの残余からのものであった。仮に、(プラントの設計能力である) 10Ci のよう素が全て放出されれば、事態はより厳しくなったと考えられる。</p>														
<b>(INES 評価)</b>		<p>使用手引IV-5.1.4により、本事象のスケールをレベル 1 とする。</p>												

事例整理番号:0012-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0113-00			
事象タイトル													カダラシュ研究センター・化学精製研究室の重水汚染	
											事象発生日		1991/11/05	
国名			フランス			施設名・炉型			Cadarache 研究所,研究/実験施設					
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1991/11/05		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×						×						所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象			×		尺度以下	
放射性物質の所外への放出								あり					なし	
放射性物質の所内への放出								あり					なし	
従事者の放射線被ばく								あり					なし	
従事者の負傷								あり					なし	
施設の安全性の確保								あり					なし	
試験・点検による不具合の発見								あり					なし	
報道機関への通知								あり					なし	
事故の概要														
<p>廃棄物の容器を開けた際に、その中に入っていた核分裂性物質 (400 グラムの酸化ウランと 100 グラムの酸化プルトニウム) の一部が研究室の 5 つの部屋に巻き散らされ、5 人の作業者の防護服が汚染された。本事象による環境への影響はなかった。</p> <p>(INES 評価)                      洗浄に要した期間と本事象から得られる教訓に鑑みて、レベル 2 とする。</p>														

事例整理番号:0142-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0240-01			
事象タイトル		液体廃棄物貯蔵タンクのオーバーフロー									事象発生日		1993/06/21	
国名		フランス		施設名・炉型		Cadarache 研究所,研究/実験施設								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1993/06/29		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×						×						所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象		×		尺度以下		
放射性物質の所外への放出								あり				なし		
放射性物質の所内への放出								あり				なし		
従事者の放射線被ばく								あり				なし		
従事者の負傷								あり				なし		
施設の安全性の確保								あり				なし		
試験・点検による不具合の発見								あり				なし		
報道機関への通知								あり				なし		
<b>事故の概要</b> 6月21日、運転員は、タンクにつながる研究室内の洗眼場所から、連続的に水が流れ込んでいることに気づいた。これは、週末を通して続いた。調査の結果、タンクの満水検出装置の故障が判明した。タンクは十分な容量の容器にオーバーフローしたが、その満水警報も故障していた。床にこぼれた水は部屋のサンプに集められたが、これには、産業廃水ドレンでなく、雨水ドレンに間違っって接続されたポンプが設置されていた。多くとも12m <sup>3</sup> の水が雨水槽に放出され、建屋外のホールドアップピットに集められた。このピットで、5×10E4Bq/m <sup>3</sup> (α), 2×10E4Bq/m <sup>3</sup> (β, γ)の放射能が検出された。本事象は、施設の運転維持と異常に対する施設設計の観点及び装置故障の観点から、レベル2とする。														

事例整理番号:0282-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0364-01				
事象タイトル 大型重イオン加速器 Ganil における入室管理設備の故障														
										事象発生日 1995/06/09				
国名 フランス			施設名・炉型 Ganil, 加速器											
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定		1995/06/14		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終	×						×						所内への影響	
													所外への影響	
事故の特徴				事故		異常事象					尺度以下			×
放射性物質の所外への放出						あり					なし			
放射性物質の所内への放出						あり					なし			
従事者の放射線被ばく						あり					なし			
従事者の負傷						あり					なし			
施設の安全性の確保						あり					なし			
試験・点検による不具合の発見						あり					なし			
報道機関への通知						あり					なし			
事故の概要														
<p>1995年6月9日、粒子加速器(サイクロロン)運転中、入室管理設備の故障により、約20分間、実験者(科学者)が燃料格納庫(bunker housing)に入室してしまった。</p> <p>当該加速器は、科学的研究を目的として、重イオンを加速するために使用される。</p> <p>粒子加速器から受ける主なリスクは、イオン化された放射線による被ばくである。当該施設の安全性は、主として、生体遮蔽(相応の厚さのコンクリート製隔壁の健全性)と、照射リスクがある区画(格納庫内)への入室チェックによって担保されている。</p> <p>運転管理部門による調査では、加速器運転中に科学者が入室した事実を突き止めることはできなかった。従って、同部門は、計算機制御の入室管理設備を作動させているプログラムを変更したことが原因であると推測している。</p> <p>(INES 評価)</p> <p>本事象では、防護ラインが破られたことから、レベル2とする。</p>														



事例整理番号:0126-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0225-01					
事象タイトル		インターロック系の不具合による作業員の過大被ばく														
										事象発生日		1992/11/17				
国名		ベトナム		施設名・炉型		MT-17(Microtron),放射線施設										
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性					
暫定		1993/03/18		尺度外		0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化		
最終		×						×						所内への影響		×
														所外への影響		
事故の特徴				事故				異常事象		×		尺度以下				
放射性物質の所外への放出								あり						なし		
放射性物質の所内への放出								あり						なし		
従事者の放射線被ばく								あり						なし		
従事者の負傷								あり						なし		
施設の安全性の確保								あり						なし		
試験・点検による不具合の発見								あり						なし		
報道機関への通知								あり						なし		
事故の概要		<p>ハノイのベトナム国立科学センターで、1992年11月17日、放射線事故が発生した。作業員の1人が照射区画でサンプルを操作中、インターロック系の不具合と調整の悪さのため、運転員がマイクロロン MT-17 を始動させた。その結果、作業員は、両手に2~4分間制動放射線による重大な被ばくを受けた。事象の20日後、作業員の手はひどい火傷を負ったような状態となった。同作業員は、その後、医療治療処置を受けている。</p>														

事例整理番号:0616-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度(INES)										INES 番号:									
事象タイトル		B(U)型容器に収納された 4 テラベクレル(TBq)のモリブデン(Mo-99)の紛失																	
										事象発生日		1998/05/08							
国名		南アフリカ		施設名・炉型		Atomic Energy Corp., 輸送時													
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性								
暫定		×		1998/05/08		尺度外		0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化		×	
最終										×						所内への影響			
																所外への影響			
<b>事故の特徴</b>				事故				異常事象		×		尺度以下							
放射性物質の所外への放出								あり				なし							
放射性物質の所内への放出								あり				なし							
従事者の放射線被ばく								あり				なし							
従事者の負傷								あり				なし							
施設の安全性の確保								あり				なし							
試験・点検による不具合の発見								あり				なし							
報道機関への通知								あり				なし							
<b>事故の概要</b>																			
				<p>1998年4月22日、南アフリカ原子力エネルギー社(South Africa Atomic Energy Corporation)によって製造された4テラベクレル(TBq)のモリブデン(Mo-99)が、B(U)型容器に収納されて、プエノスアイレスへ空輸するためにヨハネスブルグ国際空港に移送された。翌日、輸送会社が倉庫の検査を行ったところ、同容器が紛失していることに気づいた。そのため、本件を現地警察署に報告し、間違っ同容器を輸送したフライトがあるか否かに関する調査が開始された。輸送会社は、4月28日、同容器が輸送された形跡がなく調査が継続中であると、委託側に報告した。さらに、5月8日、輸送会社は、同容器を紛失物として扱うべきであると、委託側に伝えた。</p>															
				<p>(INES 評価)</p> <p>使用手引の補遺 C3.3 節(IV-5.1.2 の改訂)によれば、急性の健康障害を引き起こすような線量を受ける可能性のある放射線源を紛失した場合にはレベル 2 が妥当である。</p>															
				<p>(添付情報による補足)</p> <p>紛失した容器は、医療用放射性同位体の収納と輸送用に設計されたものである。同容器は、最終的には、アルゼンチン原子力委員会に届けられることとなっていた。同容器は、核物質の安全輸送に関するIAEAの基準を満足しており、特殊な道具を用いなければ開けられないようになっている。同容器を不当に扱ったり開けない限り公衆への危険性はない。また、収納容器の上部には、アルゼンチン原子力委員会と依頼者の詳細を示すラベルが張っており、側面には放射能シンボルのステッカーが2枚張り付けられている。</p>															

事例整理番号:0301-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)										INES 番号:0381-00				
事象タイトル		火力発電所での保守作業中における従事者被ばく								事象発生日		1995/06/07		
国名		ルーマニア		施設名・炉型		Borzesti,火力発電所								
評価結果		評価日		尺度							安全上の特性			
暫定	×	//		尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	×
最終						×							所内への影響	×
													所外への影響	
事故の特徴				事故				異常事象		×		尺度以下		
放射性物質の所外への放出						あり						なし		
放射性物質の所内への放出						あり						なし		
従事者の放射線被ばく						あり						なし		
従事者の負傷						あり						なし		
施設の安全性の確保						あり						なし		
試験・点検による不具合の発見						あり						なし		
報道機関への通知						あり						なし		
事故の概要		<p>Borzesti 火力発電所の保守作業で配管の非破壊検査を実施した。その後の調査の結果、同検査において、イリジウム (Ir-192) を線源とする検査器具のステムが破断していたことに気づかず、さらに、検査員が線源の取扱方法を守らなかったため、検査は失敗に終わり検査員が被ばくしていたことが判明した。放射線源は 622GBq の放射能を有していたため、6 人の検査員が最大 75mSv 被ばくした。従事者が被ばくしたことが判明した直後の 7 月 6 日、プレス発表が行われた。検査器具のステム破断防止及び検査員の非破壊検査手順の遵守について対策を検討中である。</p>												

事例整理番号:0404-00

(和訳作成:日本原子力研究所 安全データ解析室)

原子力施設の事象の国際評価尺度 (INES)											INES 番号:0489-01				
事象タイトル											コバルト 60 線源の破損による化学肥料の汚染				
											事象発生日		1996/05/03		
国名		ルーマニア			施設名・炉型		Sofert Racau,化学肥料工場								
評価結果		評価日			尺度							安全上の特性			
暫定	×	1997/01/17			尺度外	0	1	2	3	4	5	6	7	深層防護の劣化	
最終								×						所内への影響	×
													所外への影響		
<b>事故の特徴</b>					事故		異常事象					×	尺度以下		
放射性物質の所外への放出							あり							なし	
放射性物質の所内への放出							あり							なし	
従事者の放射線被ばく							あり							なし	
従事者の負傷							あり							なし	
施設の安全性の確保							あり							なし	
試験・点検による不具合の発見							あり							なし	
報道機関への通知							あり							なし	
<b>事故の概要</b>															
<p>Sofert Racau 化学肥料工場で水位測定に使用されているコバルト (Co-60) 線源の密封用被覆が破損しているのが発見された。被覆が腐食したために線源の密封状態が維持されなくなった。そのため、プラントは停止され、原因が究明されるまで Co-60 線源の利用を停止するなど必要な対策が採られ、また、影響評価が行われた。調査の結果、線源 (約 100mCi) の約半分は被覆内の炭酸塩尿素 (urea carbonate) と混合し、残りの半分は化学反応槽内に散らばっていることが判明した。</p> <p>本事象では、従業員の負傷はなく、所内の汚染レベルも規制限度未満であった。汚染箇所については除染作業が行われた。また、所外影響があったかについては、さらなる調査が行われている。予備的評価によれば、化学肥料が汚染していた場合、最悪でも、個人及び集団の被ばく線量が制限値を上回ることはない推定されている。</p>															

# 国際単位系 (SI) と換算表

表1 SI基本単位および補助単位

量	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質質量	モル	mol
光度	カンデラ	cd
平面角	ラジアン	rad
立体角	ステラジアン	sr

表3 固有の名称をもつSI組立単位

量	名称	記号	他のSI単位による表現
周波数	ヘルツ	Hz	s <sup>-1</sup>
力	ニュートン	N	m·kg/s <sup>2</sup>
圧力, 応力	パスカル	Pa	N/m <sup>2</sup>
エネルギー, 仕事, 熱量	ジュール	J	N·m
工率, 放射束	ワット	W	J/s
電気量, 電荷	クーロン	C	A·s
電位, 電圧, 起電力	ボルト	V	W/A
静電容量	ファラド	F	C/V
電気抵抗	オーム	Ω	V/A
コンダクタンス	ジーメンズ	S	A/V
磁束	ウェーバ	Wb	V·s
磁束密度	テスラ	T	Wb/m <sup>2</sup>
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A
セルシウス温度	セルシウス度	°C	
光度	ルーメン	lm	cd·sr
照度	ルクス	lx	lm/m <sup>2</sup>
放射能	ベクレル	Bq	s <sup>-1</sup>
吸収線量	グレイ	Gy	J/kg
線量当量	シーベルト	Sv	J/kg

表2 SIと併用される単位

名称	記号
分, 時, 日	min, h, d
度, 分, 秒	°, ', "
リットル	l, L
トン	t
電子ボルト	eV
原子質量単位	u

1 eV = 1.60218 × 10<sup>-19</sup> J

1 u = 1.66054 × 10<sup>-27</sup> kg

表4 SIと共に暫定的に維持される単位

名称	記号
オングストローム	Å
バ	b
バール	bar
ガリ	Gal
キュリー	Ci
レントゲン	R
ラド	rad
レム	rem

1 Å = 0.1 nm = 10<sup>-10</sup> m

1 b = 100 fm<sup>2</sup> = 10<sup>-28</sup> m<sup>2</sup>

1 bar = 0.1 MPa = 10<sup>5</sup> Pa

1 Gal = 1 cm/s<sup>2</sup> = 10<sup>-2</sup> m/s<sup>2</sup>

1 Ci = 3.7 × 10<sup>10</sup> Bq

1 R = 2.58 × 10<sup>-4</sup> C/kg

1 rad = 1 cGy = 10<sup>-2</sup> Gy

1 rem = 1 cSv = 10<sup>-2</sup> Sv

表5 SI接頭語

倍数	接頭語	記号
10 <sup>18</sup>	エクサ	E
10 <sup>15</sup>	ペタ	P
10 <sup>12</sup>	テラ	T
10 <sup>9</sup>	ギガ	G
10 <sup>6</sup>	メガ	M
10 <sup>3</sup>	キロ	k
10 <sup>2</sup>	ヘクト	h
10 <sup>1</sup>	デカ	da
10 <sup>-1</sup>	デシ	d
10 <sup>-2</sup>	センチ	c
10 <sup>-3</sup>	ミリ	m
10 <sup>-6</sup>	マイクロ	μ
10 <sup>-9</sup>	ナノ	n
10 <sup>-12</sup>	ピコ	p
10 <sup>-15</sup>	フェムト	f
10 <sup>-18</sup>	アト	a

(注)

- 表1-5は「国際単位系」第5版, 国際度量衡局 1985年刊行による。ただし, 1 eV および 1 uの値は CODATA の1986年推奨値によった。
- 表4には海里, ノット, アール, ヘクトールも含まれているが日常の単位なのでここでは省略した。
- barは, JISでは流体の圧力を表わす場合に限り表2のカテゴリーに分類されている。
- EC閣僚理事会指令では bar, barn および「血圧の単位」mmHgを表2のカテゴリーに入れている。

## 換算表

力	N (=10 <sup>5</sup> dyn)	kgf	lbf
	1	0.101972	0.224809
	9.80665	1	2.20462
	4.44822	0.453592	1

粘度 1 Pa·s (N·s/m<sup>2</sup>) = 10 P (ポアズ) (g/(cm·s))

動粘度 1 m<sup>2</sup>/s = 10<sup>4</sup> St (ストークス) (cm<sup>2</sup>/s)

圧	MPa (=10 bar)	kgf/cm <sup>2</sup>	atm	mmHg (Torr)	lbf/in <sup>2</sup> (psi)
	1	10.1972	9.86923	75.0062 × 10 <sup>3</sup>	145.038
力	0.0980665	1	0.967841	735.559	14.2233
	0.101325	1.03323	1	760	14.6959
	1.33322 × 10 <sup>-4</sup>	1.35951 × 10 <sup>-3</sup>	1.31579 × 10 <sup>-3</sup>	1	1.93368 × 10 <sup>-2</sup>
	6.89476 × 10 <sup>-3</sup>	7.03070 × 10 <sup>-2</sup>	6.80460 × 10 <sup>-2</sup>	51.7149	1

エネルギー・仕事・熱量	J (=10 <sup>7</sup> erg)	kgf·m	kW·h	cal (計量法)	Btu	ft·lbf	eV
	1	0.101972	2.77778 × 10 <sup>-7</sup>	0.238889	9.47813 × 10 <sup>-4</sup>	0.737562	6.24150 × 10 <sup>18</sup>
	9.80665	1	2.72407 × 10 <sup>-6</sup>	2.34270	9.29487 × 10 <sup>-3</sup>	7.23301	6.12082 × 10 <sup>19</sup>
	3.6 × 10 <sup>6</sup>	3.67098 × 10 <sup>5</sup>	1	8.59999 × 10 <sup>5</sup>	3412.13	2.65522 × 10 <sup>6</sup>	2.24694 × 10 <sup>25</sup>
	4.18605	0.426858	1.16279 × 10 <sup>-6</sup>	1	3.96759 × 10 <sup>-3</sup>	3.08747	2.61272 × 10 <sup>19</sup>
	1055.06	107.586	2.93072 × 10 <sup>-4</sup>	252.042	1	778.172	6.58515 × 10 <sup>21</sup>
	1.35582	0.138255	3.76616 × 10 <sup>-7</sup>	0.323890	1.28506 × 10 <sup>-3</sup>	1	8.46233 × 10 <sup>18</sup>
	1.60218 × 10 <sup>-19</sup>	1.63377 × 10 <sup>-20</sup>	4.45050 × 10 <sup>-26</sup>	3.82743 × 10 <sup>-20</sup>	1.51857 × 10 <sup>-22</sup>	1.18171 × 10 <sup>-19</sup>	1

1 cal = 4.18605 J (計量法)

= 4.184 J (熱化学)

= 4.1855 J (15 °C)

= 4.1868 J (国際蒸気表)

仕事率 1 PS (仏馬力)

= 75 kgf·m/s

= 735.499 W

放射能	Bq	Ci
	1	2.70270 × 10 <sup>-11</sup>
	3.7 × 10 <sup>10</sup>	1

吸収線量	Gy	rad
	1	100
	0.01	1

照射線量	C/kg	R
	1	3876
	2.58 × 10 <sup>-4</sup>	1

線量当量	Sv	rem
	1	100
	0.01	1

