

平成17年12月7日  
原子力安全対策課  
(17-93)  
<16時資料配付>

**原子力発電所のトラブルに対する国際評価尺度（INES）の適用について**  
(美浜1号機)

このことについて、経済産業省原子力安全・保安院より別紙のとおり連絡を受けた。

<尺度適用発電所および事象>

- ・ 美浜発電所1号機 (評価対象外)  
『補助建屋排気筒下部のひび割れ及びドレン管の接続不良』  
(平成17年4月28日、6月20日 記者発表済)
- ・ 美浜発電所1号機 (0-)  
『1次冷却材ポンプNo.3 シールからの補給水の漏えい』  
(平成17年9月29日、10月19日 記者発表済)

問い合わせ先(担当:三木)  
内線2354・直通0776(20)0314

平成17年12月7日  
 経済産業省  
 原子力安全・保安院

## 原子力施設のトラブルに対する国際原子力事象評価尺度(INES)の適用について

平成17年12月5日、経済産業省において総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会INES評価小委員会(委員長:班目春樹東京大学大学院工学系研究科教授)を開催し、別添のとおり評価を実施した。

評価結果は下記のとおりである。

なお、本小委員会は当省所管の原子力施設で発生したトラブルに対して、専門的・技術的立場から国際原子力事象評価尺度に基づき評価を行うために設けられているものである。

### 記

発生日	施設名	件名	評価結果
平成17年7月3日	東京電力㈱ 柏崎刈羽原子力発電所 5号機	復水器真空度低下によるタービン 停止に伴う原子炉自動停止	0+
平成17年8月10日	日本原子力発電㈱ 東海第二発電所	電動機駆動原子炉給水ポンプ出口弁 弁棒の破断	0-
平成17年8月22日	東京電力㈱ 福島第一原子力発電所 5号機	炉心スプレイ系テストバイパス弁 弁棒の破断	0-
◎ 平成17年9月29日	関西電力㈱ 美浜発電所 1号機	1次冷却材ポンプ No.3 シールからの 補給水の漏えい	0-
平成17年10月9日	東京電力㈱ 福島第一原子力発電所 2号機	原子炉冷却材再循環ポンプ1台の 自動停止	0-
◎ 平成17年4月28日	関西電力㈱ 美浜発電所 1号機	補助建屋排気筒下部のひび割れ及び ドレン管の接続不良	評価対象外 ※

※: 前回(8月24日開催)の本小委員会において評価されたもの

#### 【本発表資料のお問い合わせ先】

原子力安全・保安院原子力防災課  
 原子力事故故障対策室 市村、中島  
 電話: 03-3501-1511(内線 4911)  
 03-3501-1637(直通)

## 原子力施設のトラブルの評価について

## 1. 発電所

東京電力(株)柏崎刈羽原子力発電所5号機(沸騰水型:定格電気出力110万キロワット)

## 2. 発生日月

平成17年7月3日

## 3. 件名

「復水器真空度低下によるタービン停止に伴う原子炉自動停止」

## 4. 事象内容

定格出力で運転中の5号機において、定期検査に向けたプラント停止準備としてタービングランドシール蒸気(以下「TGS」という。)を蒸化器側から補助ボイラー側へ切り替える操作を実施していたところ、7月3日14時37分頃、復水器真空度低下によりタービンの保護装置が作動し、タービン、発電機が停止し、これに伴い原子炉が自動停止した。

点検調査の結果、補助ボイラー蒸気供給弁がほとんど開いていない状態で止まっていた。これは、補助ボイラー蒸気供給弁のトルクバイパスリミットスイッチ(以下「LS」という。)設定位置を弁ストロークの5%開度としていたが、弁の点検、手入れによって弁体が落ち込んでいたため、弁ストロークの5%開度では、実際に弁はほとんど開かず、その状態で高いトルクがかかったため弁動作が停止したものであった。

運転操作については、操作手順書には当該弁が「全開」でなくてもよいとの誤解を与える記載であったこと、当該弁の開操作後、蒸化器側及び補助ボイラー側のTGS制御弁の開度が同程度であることを確認するよう記載があり両制御弁の状態がこれに合致していたことから、補助ボイラー蒸気供給弁がほとんど開いていない状態で停止したことを正常な動作であると誤認識して、次のTGS切替操作へと継続していた。

本事象は、TGSを蒸化器側から補助ボイラー側へ切り替える操作において、補助ボイラー蒸気供給弁の開動作中において弁体と弁座の離脱する前にLSが解除されたことで、トルクスイッチによって当該弁が全ストロークの5%開度で停止し、その状態のまま、蒸化器側の蒸気供給弁(制御弁の前弁)の閉操作を行ったため、補助ボイラー側からTGSが十分に供給されず、TGS圧力が低下し、タービン軸封部を通じ復水器内へ空気が流れ込んだ。このため、復水器真空度が低下し、タービンの保護装置の作動により、タービン、発電機が停止し、原子炉の自動停止に至ったと推定される。

## 5. 評価結果及び判断根拠

## (1) 基準1：－

(判断根拠：発電所外における放射性物質の影響はなく、評価に関係しない。)

## (2) 基準2：－

(判断根拠：発電所内における放射性物質の影響はなく、評価に関係しない。)

## (3) 基準3：レベル0＋

(判断根拠：本事象は、LS設定不良により補助ボイラー側からTGSが十分に供給されず、復水器内真空度が低下し、タービン、発電機が停止し、原子炉が自動停止したものであり、原子炉施設の安全性に影響を与え得る事象であるので、レベル0＋と判断される。)

## (4) 評価結果

[基準1：－、基準2：－、基準3：レベル0＋]の結果として、レベル0＋

## 原子力施設のトラブルの評価について

## 1. 発電所

日本原子力発電（株）東海第二発電所（沸騰水型：定格電気出力 1 1 0 万キロワット）

## 2. 発生年月日

平成 1 7 年 8 月 1 0 日

## 3. 件名

「電動機駆動原子炉給水ポンプ出口弁弁棒の破断」

## 4. 事象内容

平成 1 7 年 4 月 2 3 日から定期検査中の東海第二発電所において、8 月 9 日 2 2 時に原子炉を起動していたが、原子炉圧力上昇に伴う操作において、8 月 1 0 日 1 4 時 2 0 分頃、電動機駆動原子炉給水ポンプ（B）出口弁が正常に作動しない事象が発生した。調査を実施するため、1 8 時 5 4 分に原子炉を手動停止した。

点検調査の一環として、当該出口弁を開放した結果、弁棒はバックシート直上部（くびれ部）で破断していた。また、A 系出口の弁棒についても点検した結果、B 系出口弁弁棒破断部と同一の部位ではほぼ全周にわたりひび割れが確認された。

B 系出口弁弁棒の破面を詳細に観察した結果、破面は結晶粒の境界（粒界）に沿った割れが主で、粒界型の応力腐食割れ（以下「SCC」という。）又は脆性破壊の特徴を示していた。また、A 系出口弁のひび割れ部の破面観察の結果、B 系出口弁と同様に粒界に沿った割れが主であった。

弁棒スラスト荷重調査の結果、A、B 系出口弁は高速の電動弁であるため、トルクスイッチによる電動弁停止信号が入力されても慣性による隋走が大きく、弁棒に加わる荷重が増加し、最終的にはトルクスイッチ作動時の 2 倍を超える荷重となることが判った。

SCC 発生の条件を材料、環境、応力の面において調査したところ、弁棒のくびれ部は、材料・環境・応力の状況から SCC 発生の可能性が高い状況にあると確認された。

A、B 系出口弁の分解点検については、作動試験において異常が認められた場合に実施することとしていたが、これまでの作動試験において異常が確認されたことはなく、分解点検の実績は無かった。

本事象は、B 系出口弁の弁棒くびれ部において材料・環境・応力の要因により粒界型 SCC が発生し、運転開始（昭和 53 年）以降の使用期間を経て深さ最大約 2 0 mm 程度まで進展し、今回の定期検査での開操作によって、弁棒に加わったスラスト荷重により当該部が破断したものと推定される。

## 5. 評価結果及び判断根拠

## (1) 基準 1：－

（判断根拠：発電所外における放射性物質の影響はなく、評価に関係しない。）

## (2) 基準 2：－

（判断根拠：発電所内における放射性物質の影響はなく、評価に関係しない。）

## (3) 基準 3：レベル 0－

（判断根拠：本事象は、SCC 発生により、電動機駆動原子炉給水ポンプ（B）出口弁弁棒が破断したものであるが、原子炉施設の安全性に影響を与えない事象であるので、レベル 0－と判断される。）

## (4) 評価結果

[基準 1：－、基準 2：－、基準 3：レベル 0－] の結果として、レベル 0－

## 原子力施設のトラブルの評価について

## 1. 発電所

東京電力(株)福島第一原子力発電所 5号機 (沸騰水型：定格電気出力 78万4千キロワット)

## 2. 発生日月日

平成17年8月22日

## 3. 件名

「炉心スプレイ系テストバイパス弁弁棒の破断」

## 4. 事象内容

定格熱出力一定運転中の5号機において、8月21日に炉心スプレイ系（以下「CS」という。）ポンプ（B）の手動起動試験を実施したところ、系統に必要な流量が確保できないことが確認された。また、その後の調査により、当該系統の定例試験において使用する流量調節用の弁に不具合が生じていると推定されたことから、詳細調査を実施するため、8月23日7時43分に原子炉を手動停止した。

点検調査の一環として、当該弁を開放した結果、弁棒が破断していた。当該弁棒の破断の原因を調査した結果、CSポンプ（B）定例試験に伴い弁棒が振動し、繰り返し応力が発生し、疲労が累積していた。当該弁と同型弁であり、傷等が観察されていないA系テストバイパス弁の弁棒をB系の当該弁に組み込み、CSポンプ（B）を運転したところ、浸透深傷試験（PT）にて弁棒表面に線状の指示模様が観測され、当該指示模様部の破面にはビーチマークが観察された。

なお、当該弁は前回定期検査において、同発電所6号機のテールガイドの破断事象の水平展開として、弁の構造をネッキブッシュガイド方式に変更された。

本事象は、前回定期検査において、当該弁の構造を従来のテールガイド方式からネッキブッシュガイド方式へ変更したことにより、流量調節時に当該弁棒が振動し、振動により局所的に高いピーク応力が加わり、その結果、疲労によるき裂が発生し、弁の開閉操作毎にき裂が進展し、破断に至ったものと推定された。

## 5. 評価結果及び判断根拠

## (1) 基準1：－

（判断根拠：発電所外における放射性物質の影響はなく、評価に関係しない。）

## (2) 基準2：－

（判断根拠：発電所内における放射性物質の影響はなく、評価に関係しない。）

## (3) 基準3：レベル0－

（判断根拠：本事象は、炉心スプレイ系テストバイパス弁の構造変更による当該弁の弁棒の破断であるが、原子炉施設の安全性に影響を与えない事象であるので、レベル0－と判断される。）

## (4) 評価結果

[基準1：－、基準2：－、基準3：レベル0－]の結果として、レベル0－

## 原子力施設のトラブルの評価について

## 1. 発電所

関西電力（株）美浜発電所 1 号機（加圧水型：定格電気出力 3 4 万キロワット）

## 2. 発生日月

平成 1 7 年 9 月 2 9 日

## 3. 件名

「1 次冷却材ポンプ No. 3 シールからの補給水の漏えい」

## 4. 事象内容

平成 1 7 年 4 月 2 5 日から定期検査中の 1 号機において、調整運転中に発生した B-1 湿分分離加熱器加熱蒸気ドレン管温度計管台溶接部からの漏えい等に対する点検実施のため、9 月 2 9 日 1 7 時 1 5 分から出力降下を開始した。その後、出力降下中の 1 9 時 0 8 分、A-1 次冷却材ポンプ（以下「A-RCP」という。）の「スタンドパイプ水位注意（水位低）」警報が発信したため、スタンドパイプへの水補給を実施していたが、1 9 時 4 3 分に再度、同警報が発信したため、格納容器テレビモニタにより確認したところ、A-RCP のスプラッシュガードから水（シール水）が漏れていることを確認した。調査を実施するため、1 9 時 5 7 分、原子炉を手動停止した。

点検調査の結果、A-RCP からの漏えい水は、全て同ポンプのフランジ上に溜っており、回収量は約 2 2 リットルであり、No. 3 シール部へ補給されたシール水（1 次系純水）が、当該シール部を通じて漏えいしたものと推定された。当該シール部を分解した結果、シールリングスプリングのばね力が納入時（昭和 5 9 年）に比べて、約 2 割程度低下していることが確認された。当該スプリングは、定期検査毎に長さ及び圧縮量等を計測し、その直前の定期検査の記録との比較は行っていたが、取替実績はなく、経年的なばね力の変化が確認できるような管理が行われていなかった。当該シール部のシーティング力（押しえ力）とシール部での摺動部の摩擦力を評価した結果、当該スプリングは、シーティング力が摩擦力を下回る可能性があるとして評価された。

本事象は、当該スプリングのばね力が使用期間を通じ徐々に弱まり、シールリングが追従しきれなくなり、シート面の開きが生じ、シール水の漏えい量が増加し、シール水回収ラインからの回収能力を上回ったため、スプラッシュガードから漏えいしたものと推定された。

## 5. 評価結果及び判断根拠

## (1) 基準 1 : -

（判断根拠：発電所外における放射性物質の影響はなく、評価に関係しない。）

## (2) 基準 2 : -

（判断根拠：発電所内における放射性物質の影響はなく、評価に関係しない。）

## (3) 基準 3 : レベル 0 -

（判断根拠：本事象は、シールリングスプリングのばね力の低下により、A-RCP シール水の漏えい量が増加したものであるが、原子炉施設の安全性に影響を与えない事象であるので、レベル 0 - と判断される。）

## (4) 評価結果

[基準 1 : -、基準 2 : -、基準 3 : レベル 0 -] の結果として、レベル 0 -

## 原子力施設のトラブルの評価について

## 1. 発電所

東京電力(株)福島第一原子力発電所 2号機(沸騰水型、定格電気出力 78万4千キロワット)

## 2. 発生日月

平成17年10月9日

## 3. 件名

「原子炉冷却材再循環ポンプ 1台の自動停止」

## 4. 事象内容

定格電気出力で運転中の2号機において、平成17年10月9日23時58分、原子炉冷却材再循環ポンプ(B)「インバータ(B)重故障」の警報が発生し、当該ポンプが自動停止したことから、電気出力が約33万キロワットまで低下した。その後、電気出力約18万キロワットに低下して運転していたが、原因の詳細な調査を行うため、10月10日23時57分に原子炉を手動停止した。

点検調査の結果、当該ポンプが自動停止した原因は、インバータの主回路部品(GTO)を制御する基板(GUG基板)への供給電源が停止したことにより、インバータが停止し、当該ポンプが自動停止したものであった。供給電源は多重性の観点から2系統あったが、両系統とも電源が供給されていない状況となっていた。この両方の供給電源系統を詳細に調査したところ、ヒューズ取付部(ヒューズホルダ)の板バネと端子の接触部に摩耗した跡があるとともに電気抵抗の大きい酸化粉の付着を確認した。

本事象は、インバータの運転に伴う振動により、当該GUG基板への供給電源に取付けられたヒューズホルダの板バネと端子の接触部が擦れて金属粉が発生し、これが電気抵抗の大きな酸化粉となって当該部に堆積することにより、接触不良の状態となったことから、当該GUG基板への供給電源が停止したものと推定された。また、GUG基板への供給電源は2系統あったが、どちらか一方の供給電源が喪失した場合にそれを現場以外で確認できるシステムとなっていなかった。

## 5. 評価結果及び判断根拠

## (1) 基準1：－

(判断根拠：発電所外における放射性物質の影響はなく、評価に関係しない。)

## (2) 基準2：－

(判断根拠：発電所内における放射性物質の影響はなく、評価に関係しない。)

## (3) 基準3：レベル0－

(判断根拠：本事象は、原子炉冷却材再循環ポンプ1台が、当該ポンプインバータGUG基板への供給電源系統の接触不良に伴う供給電源停止により自動停止したものであるが、原子炉施設の安全性に影響を与えない事象であるので、レベル0－と判断される。)

## (4) 評価結果

[基準1：－、基準2：－、基準3：レベル0－]の結果として、レベル0－

## 原子力施設のトラブルの評価について

## 1. 発電所

関西電力(株)美浜発電所 1 号機(加圧水型:定格電気出力 34 万キロワット)

## 2. 発生日月

平成 17 年 4 月 28 日

## 3. 件名

「補助建屋排気筒下部のひび割れ及びドレン管の接続不良」

## 4. 事象内容

定期検査中の 1 号機において、伊方発電所 1 号機の原子炉補助建家排気筒のひび割れの水平展開として、補助建屋排気筒の目視点検を実施したところ、4 月 28 日 12 時 10 分、アニュラス部（屋外）にある補助建屋排気筒底部に取り付けられているドレン配管 2 本が外れていることを確認した。また、当該排気筒底部の一部にひび割れが認められた。

外観等点検の結果、排気筒底板のドレン穴周辺に 2 2 箇所（最大長さ約 110 mm）のひび割れが確認され、排気筒底板の内側で溶接により取り付けられていたドレン管スリーブ部は、溶接部で破断していた。排気筒底板及びドレン管スリーブを切断し、破断部及び断面を調査した結果、排気筒底板とドレン管スリーブ部との溶接部の厚さが、薄いところでは約 0.5 mm であった。破面観察では、高サイクル疲労き裂に見られる平坦な組織依存型破面が確認されるとともに、一部に延性破壊により生じるディンプル（くぼみ）模様も確認された。現場形状を模擬したモデルにより振動解析を行った結果、排気筒内を流れる排気による底板の振動により、底板とドレン管の接続溶接部に繰り返し応力が発生し、溶接部厚さが薄い箇所（約 0.5 mm）に疲労限を超える応力（最大約 17.5 MPa）が加わると評価された。

本事象は、排気筒内を流れる排気による底板の振動により、溶接部厚さが薄い箇所で疲労限を超える繰り返し応力が働いたため、疲労割れが発生し、その後、溶接部の割れが周方向に広がる過程において、排気筒底板にも繰り返し応力が加わり、底板にひび割れが発生するとともに、最終的に延性破壊によりドレン管が底板から外れたものと推定された。

なお、発電所外及び発電所内における放射性物質の影響はなかった。

## 5. 評価結果及び判断根拠

本事象は、補助建屋排気筒下部にひび割れが発生したものであるが、原子炉施設の安全性に関係しない事象であるので、評価対象外と判断される。

(参 考)

## 国際原子力事象評価尺度（INES）について

1. 国際原子力事象評価尺度（INES；International Nuclear Event Scale）は、国際原子力機関（IAEA）及び経済協力開発機構の原子力機関（OECD/NEA）が、原子力発電所等の個々のトラブルについて、それが安全上どのような意味を持つものを簡明に表現できるような指標として策定し、平成4年3月に加盟各国に提言したものの。
2. 我が国においても、平成4年8月1日からINESの運用を開始。その運用においては、トラブル発生後原子力安全・保安院が暫定評価を行い、原因究明が行われ再発防止対策が確定した後、総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会に設置されたINES評価小委員会（委員長：班目 春樹 東京大学大学院工学系研究科教授）が専門的、技術的な立場から検討し、正式評価を行っているもの。同小委員会は、現在、四半期に一回程度の割合で開催。

### （原子力発電所の事象の国際評価尺度）

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	
事 故	7 (深刻な事故)	放射性物質の重大な外部放出 よう素131等価で数万テラベクレル相当の放射性物質の外部放出		
	6 (大事故)	放射性物質のかなりの外部放出 よう素131等価で数千から数万テラベクレル相当の放射性物質の外部放出		
	5 〔所外へのリスクを伴う事故〕	放射性物質の限られた外部放出 よう素131等価で数百から数千テラベクレル相当の放射性物質の外部放出		原子炉の炉心の重大な損傷
	4 〔所外への大きなリスクを伴わない事故〕	放射性物質の少量の外部放出 公衆の個人の数ミリシーベルト程度の被ばく		原子炉の炉心のかなりの損傷／従業員の致死量被ばく
異 常 な 事 象	3 (重大な異常事象)	放射性物質の極めて少量の外部放出 公衆の個人の十分の数ミリシーベルト程度の被ばく	所内の重大な放射性物質による汚染／急性の放射性障害を生じる従業員の被ばく	深層防護の喪失
	2 (異常事象)		所内のかなりの放射性物質による汚染／法定の年間線量当量限度を超える従業員の被ばく	深層防護のかなりの劣化
	1 (逸 脱)		運転制限範囲からの逸脱	
尺 度 以 下	0 (尺度以下)	安全上重要ではない事象	0+	安全に影響を与え得る事象
			0-	安全に影響を与えない事象
評価対象外	安全に関係しない事象			