

平成20年2月15日
原子力安全対策課
(19-100)
<16時30分資料配付>

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
(敦賀2号機、美浜2号機、大飯2号機、高浜2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2号機 (0-)
『A-蒸気発生器入口管台溶接部での傷』
(平成19年9月25日、10月18日、平成20年2月4日 記者発表済)
- ・ 高浜発電所2号機 (0-)
『制御棒クラスタ動作検査時の制御棒動作不良』
(平成19年10月2日、10日、26日、平成20年1月18日 記者発表済)
- ・ 敦賀発電所2号機 (0-)
『蒸気発生器入口管台溶接部での傷』
(平成19年10月18日、11月2日、平成20年2月4日 記者発表済)
- ・ 大飯発電所2号機 (0-)
『2次系主給水配管曲がり部の減肉』
(平成19年11月7日、22日 記者発表済)
- ・ 高浜発電所2号機 (0-)
『蒸気発生器入口管台溶接部での傷』
(平成19年12月4日、7日、平成20年2月8日 記者発表済)

問い合わせ先(担当:吉田)
内線2354・直通0776(20)0314

平成20年2月15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20年2月15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19年9月25日	関西電力(株) 美浜発電所 2号機	蒸気発生器1次冷却材入口管台溶接部の損傷	0-
◎	平成19年10月2日	関西電力(株) 高浜発電所 2号機	制御棒の動作不良	0-
	平成19年10月11日	日本原燃(株) 六ヶ所再処理施設	エンドピース酸洗浄槽におけるバスケットの一部変形	0
◎	平成19年10月18日	日本原子力発電(株) 敦賀発電所 2号機	蒸気発生器1次冷却材入口管台溶接部の損傷	0-
◎	平成19年11月7日	関西電力(株) 大飯発電所 2号機	2次系主給水配管曲がり部の減肉	0-
	平成19年11月10日	東北電力(株) 女川原子力発電所 3号機	気体廃棄物処理系の排ガス除湿冷却器出口水素濃度の上昇	0-
	平成19年11月15日	中部電力(株) 浜岡原子力発電所 4号機	原子炉冷却材浄化系の自動停止	0-
	平成19年11月21日	中国電力(株) 島根原子力発電所 1号機	燃料交換機の燃料つかみ部の変形	評価対象外



平成 19 年 11 月 27 日	中部電力株 浜岡原子力発電所 1, 2号機	1, 2号機共用排気筒における貫通部 の開口	0-
平成 19 年 12 月 4 日	関西電力株 高浜発電所 2号機	蒸気発生器1次冷却材入口管台溶接 部の損傷	0-

【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 森田、松橋

電話：03-3501-1511（内）4911

03-3501-1637

原子力施設のトラブルの評価について

1. 発電所

美浜発電所 2 号機（加圧水型：定格電気出力 50 万キロワット）

2. 発生年月日

平成 19 年 9 月 25 日

3. 件名

「蒸気発生器 1 次冷却材入口管台溶接部の損傷」

4. 事象内容

定期検査中の 2 号機において、A 蒸気発生器 1 次冷却材入口管台溶接部の渦流探傷検査を実施したところ、当該管台溶接部に有意な信号指示が 13 箇所認められた。当該部について浸透探傷検査を実施したところ、当該部全ての箇所において有意な浸透指示模様が確認された。このため最大長さの傷について、超音波探傷試験により傷の深さを測定した結果、確認された傷の深さは約 13mm であり、板厚の最小値は約 68mm と推定された。この板厚の最小値は、工事計画認可申請書に記載されている板厚 75mm を下回ると評価され、技術基準上必要な板厚を下回っている部分があることが確認された。

点検調査の結果、取替用蒸気発生器の製作時、蒸気発生器入口管台溶接部の内表面の凹凸を除去するために機械により切削加工した際、ごく表層部において高い残留応力が発生し、その後運転中の環境下で応力を受けたことにより PWSCC が発生、進展したものと推定した。

本事象は、A 蒸気発生器の 1 次冷却材入口管台溶接部の内表面の表層部において高い残留応力が発生し、その後運転中の環境下で応力を受けたことにより、PWSCC が発生、進展したものと推定される。

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

(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、PWSCC により、蒸気発生器 1 次冷却材入口管台溶接部に損傷が発生したものであるが、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－と評価される。）

(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

高浜発電所 2 号機（加圧水型：定格電気出力 8 2 万 6 千キロワット）

2. 発生日月

平成 1 9 年 1 0 月 2 日

3. 件名

「制御棒の動作不良」

4. 事象内容

定期検査中（原子炉停止中）の 2 号機において、10 月 1 日に制御棒の動作試験を実施中、48 本ある制御棒全てが全挿入位置にあるべきところ、1 本の制御棒について、制御棒位置指示装置が全引抜位置付近にあることを示した。制御棒位置指示装置を調査したところ異常が認められなかったため、制御棒駆動装置が必要な機能を有していないと考えられることから、10 月 2 日、法令に基づく報告対象事象であると判断した。

点検調査の結果、制御棒駆動装置に異常はなかったが、制御棒クラスタ案内管下部の C チューブと制御棒クラスタロッドの表面に筋状模様を確認し、詳細に点検をしたところ、C チューブ周辺から粉末状および薄片状の物質と微小な金属片が発見された。また、第 24 回定期検査（平成 19 年 8 月 17 日から現在実施中）において、原子炉キャビティ周辺のオペレーティングフロアで実施した工事の中に、原子炉キャビティへの異物混入防止が十分でない作業が行われていた。このためこの工事の際に切削くずが飛散し、原子炉内の制御棒クラスタ案内管と制御棒との間に混入したことにより、制御棒の動作を阻害したものと推定した。

本事象は、工事によって発生した切削くずが飛散し、原子炉内の制御棒クラスタ案内管と制御棒との間に混入したことにより、制御棒の動作を阻害したものである。

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

(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、定期検査中の工事によって発生した切削くずが、原子炉内の制御棒クラスタ案内管と制御棒との間に混入し、制御棒の動作を阻害したものであるが、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 - と評価される。）

(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

敦賀発電所 2 号機（加圧水型：定格電気出力 1 1 6 万キロワット）

2. 発生日月

平成 1 9 年 1 0 月 1 8 日

3. 件名

「蒸気発生器 1 次冷却材入口管台溶接部の損傷」

4. 事象内容

定期検査中の 2 号機において、A 蒸気発生器 1 次冷却材入口管台溶接部及び B 蒸気発生器 1 次冷却材出入口管台溶接部について渦流探傷試験を実施したところ、有意な信号指示が、A 蒸気発生器入口管台溶接部で 1 箇所、B 蒸気発生器入口管台溶接部で 5 箇所認められた。有意な信号指示が認められた箇所について超音波探傷試験により深さを測定した結果、B 蒸気発生器で最大約 12mm の深さをもつ傷が 2 箇所あり、板厚の最小値は約 67mm であることが確認された。また 11 月 2 日、残りの蒸気発生器出入口管台溶接部について渦流探傷試験を実施したところ、C 蒸気発生器入口管台溶接部で 23 箇所の有意な信号指示が認められた。有意な信号指示が確認された箇所について、超音波探傷試験を実施した結果、最大指示深さ約 13mm の傷を含め、7 箇所の傷が確認され、板厚の最小値は約 65mm であることが確認された。この板厚の最小値は、工事計画認可申請書に記載されている板厚 75mm を下回ると評価され、技術基準上必要な板厚を下回っている部分があることが確認された。

点検調査の結果、蒸気発生器の製作時、蒸気発生器入口管台とセーフエンド部を 600 系ニッケル基合金で溶接し、グラインダ施工及びバフ施工による仕上げを行った後、溶接部内表面の手直し溶接部にグラインダ施工を行った部位や局所的にグラインダ施工の跡が残った部位の表層部に高い残留応力が発生し、その後運転中の環境下で応力を受けたことにより PWSCC が発生、進展したものと推定した。

本事象は、蒸気発生器の 1 次冷却材入口管台溶接部の表層部において高い残留応力が発生し、その後運転中の環境下で応力を受けたことにより、PWSCC が発生、進展したものと推定される。

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

(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、PWSCC により、蒸気発生器 1 次冷却材入口管台溶接部に損傷が発生したものであるが、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 - と評価される。)

(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

大飯発電所 2 号機（加圧水型：定格電気出力 1 1 7 万 5 千キロワット）

2. 発生日

平成 1 9 年 1 1 月 7 日

3. 件名

「2 次系主給水配管曲がり部の減肉」

4. 事象内容

定期検査中の 2 号機において、2 次系配管の肉厚測定を実施したところ、4 系統ある主給水配管のうち、1 系統の主給水隔離弁下流にある配管曲がり部の実測最小肉厚が 10.9mm であることが確認され、技術基準に基づいて計算された必要最小肉厚（15.7mm）を下回っていることを確認した。

点検調査の結果、必要最小肉厚を下回ったことの原因は以下と推定した。

①主給水隔離弁により流れの乱れが大きくなった給水が、主給水隔離弁から下流の配管曲がり部を通過する際にさらに流れが乱れたことにより、当該配管曲がり部入口付近で流れ加速型腐食が発生し、徐々に進展した。

②平成 19 年 3 月に肉厚の管理方法が改訂されたところであるが、それまでの間、肉厚測定が 1 回しか実施していない場合の余寿命評価の精度が低いことを十分考慮して、減肉の進展に対し、余裕をもった肉厚管理が実施されなかった。

本事象は、主給水配管内の流れの乱れにより、配管曲がり部の入口付近で流れ加速型腐食が発生し、減肉が徐々に進展したものである。

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

(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、定期検査中の 2 次系配管において確認された減肉であり、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－と評価される。）

(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

高浜発電所 2 号機（加圧水型：定格電気出力 8 2 万 6 千キロワット）

2. 発生日月

平成 1 9 年 1 2 月 4 日

3. 件名

「蒸気発生器 1 次冷却材入口管台溶接部の損傷」

4. 事象内容

定期検査中の 2 号機において 3 台ある蒸気発生器の 1 次冷却材入口管台溶接部の内表面の渦流探傷試験を実施したところ、A 蒸気発生器入口管台溶接部で 3 箇所、B 蒸気発生器入口管台溶接部で 2 箇所、C 蒸気発生器入口管台溶接部で 4 箇所の有意な信号指示を確認した。A, B 蒸気発生器入口管台溶接部の有意な信号指示が認められた箇所について、超音波探傷試験により深さを測定した結果、B 蒸気発生器入口管台溶接部の 1 箇所で、最大深さ約 6 mm の亀裂を確認し、この傷により板厚の最小値は約 73 mm と推定された。また C 蒸気発生器入口管台溶接部の有意な信号指示が認められた箇所について、12 月 7 日、超音波探傷試験により深さを測定した結果、深さ約 6 mm、約 8 mm の亀裂を確認し、この傷により当該周辺部の板厚の最小値はそれぞれ約 73 mm、約 71 mm と推定された。この板厚の最小値は、工事計画認可申請書に記載されている板厚 75 mm を下回ると評価され、技術基準上必要な板厚を下回っている部分があることが確認された。

点検調査の結果、取替用蒸気発生器の製作時、蒸気発生器入口管台溶接部の内表面の凹凸を除去するために機械により切削加工した際、内表面において高い残留応力が発生し、その後運転中の環境下で応力を受けたことにより PWSCC が発生、進展したものと推定した。

本事象は、蒸気発生器の 1 次冷却材入口管台溶接部の内表面において高い残留応力が発生し、その後運転中の環境下で応力を受けたことにより、PWSCC が発生、進展したものと推定される。

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

(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、PWSCC により、蒸気発生器 1 次冷却材入口管台溶接部に損傷が発生したものであるが、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－と評価される。)

(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－

(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か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。

(原子力施設の事象の国際評価尺度)

レベ ル	基 準			参 考 事 例		
	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			※旧ソ連 チェルノブイリ原子力発電所事故(1986年)	
	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			※米国 スリーマイル島原子力発電所事故(1979年)
	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			JCOウラン加工工場臨界事故(1999年)
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		旧動燃アスファルト固化処理施設火災爆発(1997年)
	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		旧動燃東海再処理施設における作業員の被ばく(1993年)
	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					

※公式にINES評価されたものではない