

平成19年4月4日
原子力安全対策課
(1 9 - 2)
<17時資料配付>

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
(高浜3号機、敦賀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>

- ・ 高浜発電所3号機 (0+)
『出力降下中における蒸気発生器水位低に伴う原子炉自動停止』
(平成18年8月19日、21日、9月19日 記者発表済)
- ・ 敦賀発電所2号機 (0-)
『原子炉補機冷却系の伝熱管からの冷却水の漏えい』
(平成18年10月4日、13日、11月7日、22日 記者発表済)

問い合わせ先(担当：藤内) 内線2354・直通0776(20)0314
--

平成19年4月4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19年4月3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18年6月15日	中部電力(株) 浜岡原子力発電所 5号機	蒸気タービン停止に伴う原子炉自動停止	0+
平成18年8月3日	東北電力(株) 女川原子力発電所 2号機	原子炉建屋トラス室での放射性物質を含む水たまりの確認	0-
平成18年8月7日	中部電力(株) 浜岡原子力発電所 3号機	ハフニウム板型制御棒のひび等	1
平成18年8月11日	東京電力(株) 福島第一原子力発電所 4号機	管理区域外へのトリチウム放出	0-
平成18年8月18日	関西電力(株) 高浜発電所 3号機	出力降下中における蒸気発生器水位低に伴う原子炉自動停止	0+
平成18年10月4日	日本原子力発電(株) 敦賀発電所 2号機	原子炉補機冷却系の伝熱管からの冷却水の漏えい	0-
平成18年10月13日	中国電力(株) 島根原子力発電所 1号機	復水貯蔵タンクにおける腐食	0-
平成18年11月9日	中国電力(株) 島根原子力発電所 1号機	復水フィルタ出口ヘッダー配管における減肉	0-

平成 19 年 1 月 17 日	東京電力(株) 福島第一原子力発電所 2号機	自動減圧系回路地絡に伴う原子炉手 動停止	0－
平成 19 年 1 月 24 日	九州電力(株) 玄海原子力発電所 2号機	余剰抽出水系統取出配管のひび割れ	0－

【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、須之内
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

浜岡原子力発電所 5 号機（沸騰水型、定格電気出力 1 3 8 万キロワット）

2. 発生年月日

平成 1 8 年 6 月 1 5 日

3. 件名

蒸気タービン停止に伴う原子炉自動停止

4. 事象内容

定格熱出力一定運転中の 5 号機において、6 月 1 5 日 8 時 3 9 分頃、タービン軸振動過大によりタービンが停止し、これに伴い原子炉が自動停止した。低圧タービン車室を開放し、6 月 2 3 日に外観目視確認を行ったところ、低圧タービン（B）の発電機側の外側から 3 段目（第 1 2 段）にある羽根車の羽根 1 本がタービン軸から脱落し、タービン下部に落下していることを確認した。また、低圧タービンの同段の羽根のフォーク状の取付け部に折損、ひびを確認した。

調査の結果、以下のとおり羽根のひび、脱落が発生したと推定された。

試運転中の無負荷及び低負荷運転時において、非定常流れによる流体加振力（ランダム振動）が発生するとともに、負荷遮断試験時に、抽気管からの逆流（フラッシュバック）蒸気による流体加振力が発生した。これらの流体加振力により、第 1 2 段の羽根のフォーク状の取付部に、過大な繰り返し応力が発生し、当該部において疲労限界を超え、ひびが発生・進展した。また、このうちの一本について、定格運転時の遠心荷重に抗しきれなくなり、せん断破壊が生じ、円板部から脱落した。

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

(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、タービン内の蒸気流の乱れによる流体加振力により、多数の羽根にひびが発生し、このうちの一本が脱落したことによってタービン軸振動過大となりタービンが停止し、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

女川原子力発電所 2 号機（沸騰水型、定格電気出力 8 2 万 5 千キロワット）

2. 発生年月日

平成 1 8 年 8 月 3 日

3. 件名

原子炉建屋トーラス室での放射性物質を含む水たまりの確認

4. 事象内容

定期検査中の 2 号機において、8 月 3 日 1 6 時 3 0 分頃、原子炉建屋地下 3 階のトーラス室の床に水たまりを発見した。水たまりは 7 箇所確認され、合計約 7 リットル、放射エネルギーは約 6×10^6 ベクレルであった。

点検調査の結果、水たまりが確認された床面の上部に、原子炉冷却材浄化系入口ライン試験タップ第一弁（F042X）が位置し、同弁は弁箱が開放された状態にあった。当該弁下部のサブプレッションチェンバ側面に水の流れた跡があり、同部に放射性物質による汚染が確認された。水たまり発見直後、当該弁の弁箱内にはフランジ面まで水がたまっていたほか、弁下部に設けた養生シート内に床面の水と類似した水があった。調査の結果、以下の経緯で水たまりが発生したと推定された。

- ①水たまりが確認された床面の上部にある当該弁を含む原子炉冷却材浄化系の弁 3 体（F002、F003 及び F042X）を点検するため、水抜きを行い、これらの上流側の弁（F001、F024）を閉とすることによりバウンダリ管理していた。
- ②機械保修課が、F003 弁の点検を行ったところ上流側から水の流入が認められたことから、同弁の上流にある F002 弁を閉めることで対応していたが、バウンダリの変更に関して、F002 弁の点検を行う予定の電気保修課には伝えていなかった。
- ③その後、機械保修課が点検のため F042X 弁の同弁箱を開放し、電気保修課が点検のため F002 弁を開放したことで、系統にたまっていた水が F042X 弁から溢れ、最終的にその下部にある床に漏えいした。

本事象は、関係者間における指示・報告が適切になされなかったこと、作業者の作業に対する認識が不足していたこと、当該作業に係わる管理方法が十分でなかったことから、系統にたまっていた水が当該弁から漏えいし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

- (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、当該作業に関する管理方法が十分でなかったことから、系統にたまっていた水が当該弁から漏えいしたものであるが、漏えいの程度は微小であり、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

浜岡原子力発電所 3 号機（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 8 年 8 月 7 日

3. 件名

ハフニウム板型制御棒のひび等

4. 事象内容

平成 1 8 年 7 月 2 2 日より定期検査中の 3 号機において、8 月 7 日から炉内に装荷されていたハフニウム板型制御棒 1 3 本のうち 1 本を取り出し、外観点検を行ったところ、ひびが確認された。その後、他の 1 2 本も検査し、計 5 本のシース及びタイロッドにひびが確認された。

本事象については、熱中性子照射量を含む関連パラメータとの相関整理、製造履歴・運転履歴調査及び以前の同様事象に対する調査等を踏まえ、シース部及びタイロッド部のひびは、以下の通り発生・進展したものと推定された。

ハフニウム板型制御棒においては、その使用によって、シースとハフニウム板間、及びシースとタイロッド間において腐食生成物が堆積してすき間環境になりやすく、そこでひびの起点となりうる粒界腐食が発生した。また、コマ溶接部及びスポット溶接部の溶接残留応力が存在する部分において微小なひびが発生した。さらに、これら要因により発生したひびや粒界腐食が、シースとハフニウムの間の摺動抵抗の増加とハフニウム板の照射成長との複合要因により発生した応力下で、I A S C C により進展した。本トラブルは、ハフニウム板型制御棒に固有の問題と結論付けられる。

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 1

（判断根拠：本事象は、I A S C C により、ハフニウム板型制御棒にひび等が発生したものであり、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。しかしながら、その原因は、シースとハフニウム板の固着が発生すること等を設計時に考慮していないものであり他の同型の制御棒にも同様の不具合が発生する可能性があることから、レベル 1 と評価される。）

(4) 評価結果

〔基準 1：－、基準 2：－、基準 3：レベル 1〕の結果として、レベル 1

原子力施設のトラブルの評価について

1. 発電所

福島第一原子力発電所4号機（沸騰水型、定格電気出力78万4千キロワット）

2. 発生年月日

平成18年8月11日

3. 件名

管理区域外へのトリチウム放出

4. 事象内容

定格出力で運転中の4号機において、純水補給水系（以下「純水系」という。）にトリチウムを含む復水補給水系（以下「復水系」という。）の水が流入し、総量約 4.7×10^{10} ベクレルのトリチウムが管理区域外へ放出された。このうち大気へは、純水補給水系の水を水源とする所内ボイラの蒸気として、廃棄処理施設を経由せず管理されない状態で放出された。

調査の結果、以下の経緯で事象が発生したと推定された。

- ① 7月28日に行われた超音波洗浄作業後、除染純水入口弁を閉にするつもりが、誤って、除染純水入口弁よりも純水系側にある除染純水入口元弁を閉操作した。しかし、閉操作が不完全で微開状態となっていた。
- ② 純水系と復水系を仕切っている逆止弁は主復水器の逆洗操作時に開閉するが、7月30日に行われた主復水器の逆洗操作時に当該逆止弁がシートパスを起こし、微開状態になった除染純水入口元弁を通じて復水系の純水系への流入が始まった。
- ③ 7月31日、金属材除染作業のため、除染純水入口元弁を開操作したことで、復水系の純水系への流入量が増加し、純水系統全体に混入した。
- ④ トリチウムが混入した純水系の水が、所内蒸気系を通じて蒸気として大気中へ放出された。

本事象は、復水系と純水系の境界となる除染純水入口弁を閉操作せず、また、当該部の逆止弁がシートパスを起こしたため、除染純水入口元弁を開にした際、トリチウムを含む復水系の水が純水系に流入し、所内蒸気系を通じて蒸気として大気中へ放出され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、ごく微少のトリチウムを含む復水系の水が管理されない状態で管理区域外へ放出されたものであるが、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 3 号機（加圧水型、定格電気出力 8 7 万キロワット）

2. 発生年月日

平成 1 8 年 8 月 1 8 日

3. 件名

出力降下中における蒸気発生器水位低に伴う原子炉自動停止

4. 事象内容

定期検査実施のため出力降下中の 8 月 1 8 日 2 3 時 5 5 分、B 系統の給水制御弁を主給水流動制御弁から主給水バイパス流動制御弁へ切替操作を行っていたところ、「B－蒸気発生器水位異常低」の警報が発信し、これに伴い原子炉が自動停止した。

点検調査として、主給水バイパス流量制御弁のポジションを調査した結果、B 弁のポジションのパイロットの弁棒及びその近傍に黒色の付着物が認められ、その成分は硫酸アンモニウムと判明した。硫酸アンモニウムをパイロット弁の弁棒に付着させた状態で動作確認をしたところ、パイロット弁が動作しない可能性があることが確認された。硫酸アンモニウムは、復水処理装置再生排水処理設備（E T A 処理装置）で生成される可能性があり、建屋の配置や風向き等により、E T A 処理装置からの硫酸アンモニウムが主給水配管室の外気取入口から流入しやすい状況にあることが判明した。

本事象は、主給水バイパス流量制御弁が閉止している状態の時、E T A 処理装置等により発生した硫酸アンモニウムがブースタリレーを通じてポジション内部にあるパイロット弁に付着し、パイロット弁が動作しなくなったため、B 主給水バイパス流量制御弁が開かなくなり、B 蒸気発生器への主給水の流量が急激に減少することにより「B－蒸気発生器水位異常低」警報が発信し、原子炉が自動停止し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

(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、主給水バイパス流量制御弁が閉止している状態の時、B 主給水バイパス流量制御弁が開かなくなり、B 蒸気発生器への主給水の流量が急激に減少することにより、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. 発生年月日

平成 1 8 年 1 0 月 4 日

3. 件名

原子炉補機冷却系の伝熱管からの冷却水の漏えい

4. 事象内容

定期検査で調整運転中の 2 号機において、8 月 2 9 日頃から原子炉補機冷却水系サージタンク水位に低下傾向がみられ、9 月 1 2 日より調査の結果、原子炉補機冷却水冷却器（A～D の 4 基ある。以下「冷却器」という。）のうち、A 冷却器から冷却水の海水側への漏えいが確認され、補修作業に長時間を要するため、原子炉を手動停止した。

冷却器伝熱管の渦流探傷検査を行った結果、A 冷却器で約半数、また D 冷却器では 2 本の伝熱管が社内基準である減肉率 4 0 % を超えていた。抜管調査したところ、A 冷却器において、漏えいが確認された伝熱管の内表面の漏えい箇所近傍等に顕著な減肉が確認され、減肉部については腐食摩耗によると考えられる浸食がみられた。冷却器伝熱管の洗浄に当たっては、平成 1 3 年の第 1 1 回定期検査より、従来実施されていたブラシ洗浄に加えて付着物の除去効率向上のため高圧水洗浄が導入された。A 冷却器においては、平成 1 6 年の第 1 4 回定期検査時の高圧水洗浄後、海水の初期通水時の 2 4 日間、硫酸第一鉄の注入が不十分な状態であった。また、D 冷却器伝熱管の高圧水洗浄の時間は、他の冷却器に比べ長いことがわかった。

A 冷却器で発生した事象については、第 1 4 回定期検査時に、高圧水洗浄により伝熱管内表面の保護被膜が剥離し、その際、海水の初期通水時に硫酸第一鉄が適切に注入されないことで保護被膜の形成がなされず、腐食摩耗による浸食が発生した。その後、硫酸第一鉄の注入が行われ保護被膜が形成されたが、運転切換えによる通水の変化や浸食部形状による乱流の発生等により保護被膜が定着せず、浸食が進展し、貫通に至った。D 冷却器で発生した事象については、第 1 1 回定期検査時に、高圧水洗浄による伝熱管の洗浄時間が長かったため、保護被膜の剥離の程度が高く、海水の初期通水時に注入された硫酸第一鉄の濃度では十分な保護皮膜の形成がなされず、腐食摩耗による浸食が発生し、減肉したと推定された。

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

- (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、原子炉補機冷却水冷却器伝熱管が浸食の進展により貫通し、冷却水が海水側に漏えいしたものであり、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

島根原子力発電所1号機（沸騰水型、定格電気出力46万キロワット）

2. 発生年月日

平成18年10月13日

3. 件名

復水貯蔵タンクにおける腐食

4. 事象内容

定期検査中の1号機において、復水貯蔵タンクの点検中、タンク側面のタンク水位計配管取付け部周辺に腐食があることを発見した。当該箇所の肉厚測定の結果、技術基準における必要な厚さ（9.9mm）を下回っている部位（最小厚さ約8mm）があることを確認した。

点検調査の結果、当該箇所は保温材で覆われており、定期の外観点検は実施されていたものの、点検要領書等に保温材を取り外して点検するとの記載となっておらず、長期間点検、再塗装が行われていなかった。平成16年10月に当該保温材が有する防水機能の劣化により当該箇所への雨水の浸入が確認されたため、当該箇所の手前に止水板を設置したが、その後も止水板に溜った雨水等の影響により、当該箇所は湿潤環境にあったと考えられることが判明した。

本事象は、長期間、当該箇所の再塗装がなされず、経年的に塗装が劣化し、防錆性を失ったこと、また、保温材が有する防水機能の劣化及び止水板部に溜った雨水等の影響により湿潤環境にあったことから、浸食が発生・進展したと推定された。

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、タンク側面のタンク水位計配管取付け部周辺に浸食が発生・進展し、部分的に技術基準における必要な厚さを下回る箇所が生じたものであり、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

島根原子力発電所1号機（沸騰水型、定格電気出力46万キロワット）

2. 発生年月日

平成18年11月9日

3. 件名

復水フィルタ出口ヘッダー配管における減肉

4. 事象内容

定期検査中の1号機において、配管の肉厚測定を実施中、復水フィルタ出口ヘッダー配管の一部（B塔及びC塔復水フィルタ出口配管接合部）に技術基準における必要な厚さ（6.37mm）を下回っている部位（最小厚さ：B塔出口 5.9mm, C塔出口 5.8mm）があることを確認した。

点検調査の結果、A塔～F塔復水フィルタ出口配管接合部（以下それぞれ「A部」～「F部」という。）のうち、B部及びC部を切断し、内面を観察した結果、流れ加速型腐食特有の鱗片状模様が観察された。前回の定期検査で、復水フィルタ出口近傍について肉厚を測定した結果、一部で取替計画基準の「余寿命4年未満」である箇所が確認されたため、A部も追加測定して、余寿命を4.1年と評価した。なお、今回の定期検査では、前回の測定結果を踏まえてA部は取り替えを実施、B部からF部については肉厚測定を行った。

本事象は、復水フィルタ出口合流部は、復水フィルタ出口配管に偏流発生要素が連続していること、さらにB部及びC部については、復水フィルタ出口ヘッダー配管の流量が上流箇所に比べ多いことから、長期の運転に伴う流れ加速型腐食による減肉が進展し、技術基準を下回っ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

(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、長期の運転に伴う流れ加速型腐食による減肉が進展したものであり、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

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. 発生年月日

平成19年1月17日

3. 件名

自動減圧系回路地絡に伴う原子炉手動停止

4. 事象内容

定期検査中の2号機において、原子炉の起動操作を実施していたところ、1月16日20時58分、自動減圧系の回路に地絡が発生したことを示す警報が発生したため、起動操作を中断し点検を行った結果、地絡箇所は原子炉格納容器内である可能性が高いことから、1月17日9時12分、原子炉を手動停止した。

調査の結果、以下のことが分かった。

- ・ 自動減圧系の逃がし安全弁用の電磁弁に直流電流を供給するためのケーブルを収納しているフレキシブルチューブが主蒸気系配管サポートと計装用圧縮空気系配管サポートの間隙に挟みこまれ潰れており、中のケーブルが損傷していた。
- ・ 当該チューブ（外径：約25mm）は、最小で約11mmまで潰れており、本事象発生後の内部点検時に約14mmであった当該サポート間の間隙は、原子炉冷却後は約40mmであった。
- ・ 当該チューブは、サポートに固縛されていない状態にあり、移動しやすい状況であった。
- ・ 今回の定期検査時に行った当該弁の点検において当該チューブを取り外したが、作業後に当該チューブの布設状況を確認していなかった。

本事象は、今回の定期検査時に当該チューブを脱着した際、当該チューブが引っ張られて配管サポート間に落下し、加えて、原子炉起動による主蒸気系配管温度の上昇に伴う配管サポートの熱移動により、配管サポート間の間隙が狭まったことから、当該チューブが潰れ、中のケーブルが損傷し、漏電し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

(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、自動減圧系の逃がし安全弁の点検作業に関する管理方法が十分でなかったことから、自動減圧弁の回路に漏電が発生したものであり、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

玄海原子力発電所2号機（加圧水型、定格電気出力55万9千キロワット）

2. 発生年月日

平成19年1月24日

3. 件名

余剰抽出水系統取出配管のひび割れ

4. 事象内容

定期検査中の2号機において、配管の超音波探傷検査を実施していたところ、余剰抽出水系統取出配管に欠陥を示す有意な信号指示が認められたため、外部の調査機関にて詳細調査を実施したところ、配管の内面に長さ約90mm、深さ約8.1mmのひび割れが確認され、評価したところ当該配管は技術基準を満足していないことが判明した。

点検調査の結果、当該配管エルボ部の曲がり部にはキャビティフローの先端が存在し、蒸気発生器取替え前の短周期かつ大きな温度変動の条件下で、原子炉の運転に伴い発生する局所的な温度変動による繰り返し応力が疲労限を超え、疲労き裂が発生し、進展する可能性があることがわかった。また、発見に至った経緯は、①第15回定期検査の際に、超音波探傷検査により欠陥を示す有意な信号指示を認めることができず、問題がないものと判断していた、②蒸気発生器取替え実施後の第16回定期検査における温度測定によりキャビティフローの先端位置が変化ないことを確認していた、③平成17年度に保安院から指示された調査に関して、蒸気発生器取替え後の温度測定データにより当該エルボ部の疲労評価を実施し、問題ないことを確認していた、④しかし、実際には、蒸気発生器取替え前の条件下で発生したひび割れが、その後進展し、今回の定期検査までにひび割れが拡大していたことにより、超音波探傷検査で有意な信号指示として検出され、発見に至ったものである。

本事象は、蒸気発生器取替え前の温度変動条件下で、余剰抽出水系統取出配管に疲労き裂が発生し、進展し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

(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、高サイクル熱疲労により、余剰抽出水系統取出配管にひび割れが発生したものであり、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－

(参 考)

国際原子力事象評価尺度（I N E S）について

1. 国際原子力事象評価尺度（I N E S；International Nuclear Event Scale）は、国際原子力機関（I A E A）及び経済協力開発機構の原子力機関（O E C D／N E A）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。
2. 我が国においても、平成4年8月1日からI N E S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I N E S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		
	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		
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		