

6月12日、2006年

耐震・構造設計小委員会

[委員長] 阿部勝征 様、 [委員] 入倉孝次郎 様、  
大西有三様、神田 順 様、北川良和 様、衣笠善博 様、  
瀧澤一起様、柴田明德 様、西川孝夫 様、原 文雄 様、  
日比野敏様、藤田隆史 様、溝上 恵 様、翠川三郎 様、  
横田修一郎 様、吉井敏尅 様、吉中龍之進 様

原子力発電を考える石巻市民の会  
みやぎ脱原発・風の会  
若狭連帯行動ネットワーク  
原子力資料情報室

東北電力は原子力安全・保安院に「女川原子力発電所における宮城県沖の地震時に取得されたデータの分析・評価および耐震安全評価について」（報告その1～3）を提出してきました。貴小委員会で、「報告その1」につづき、運転を開始して22年になる女川1号機の耐震安全性評価と経年化の影響評価を内容とした「報告その3」についての審議が始まりました。

委員長はじめ委員の皆様お一人お一人に、女川原発地元住民、列島住民の安全のために、この案件について、今後も、時間をかけ、慎真に、しっかりと、審議してくださいよう、心よりお願いいたします。

ご参考までに、あす13日、私たちが東北電力の高橋宏明社長宛に提出する、「女川原発1号機の耐震安全性についての公開質問」を、事務局の保安院・原子力発電安全審査課を通してお送りいたします。

# 女川1号機の耐震安全性についての公開質問

## ・安全確認地震動等の策定に関して

1. 安全確認地震動等の策定は貴社の「自主的」な決定？
2. 「制御棒の挿入性」についての具体的なデータの提出遅れ

## ・炉心シュラウドのひび割れと制御棒の挿入性をめぐって

3. シュラウドのひび割れを放置しての運転再開は控えるべきでは？
4. シュラウドのひび割れの拡大と制御棒の挿入性に関して
5. 地震時の制御棒の挿入性について

## ・耐震安全性の評価手法をめぐって

6. 耐震安全性評価の手法Cの問題点
7. 耐震性の評価方法 - 余りにも単純すぎるのではないか？
8. 地震時の揺れによる原子炉出力への影響について

## ・1号炉の耐震安全性評価結果について

9. 制御棒駆動水圧系配管の耐震安全性
10. 炉心スプレイ系配管の耐震安全性
11. 原子炉格納容器ベント管の耐震安全性
12. 安全確認地震動に対するAクラスの機器の耐震安全性
13. 大地震時の完全停電の可能性について
14. 耐震安全性評価結果の「表」に対する疑問点

## ・1号機における経年化の影響評価結果について

15. 容器・熱交換器の脚付け根部と支持構造物の点検結果について
  - (1) 基礎ボルト等の点検に対する疑問
  - (2) 原子炉圧力容器のスカートを目視・打診点検に対する疑問
  - (3) 脚付け根部の点検に対する疑問
16. 配管支持構造物の目視・打診点検について
  - (1) 埋め込み金物のある配管支持構造物の点検に対する疑問
  - (2) 架構に取り付けられた配管支持構造物の点検に対する疑問
17. 配管の減肉管理に関して
  - (1) 「従来の減肉管理の妥当性」に関して（ . 妥当性を欠く「従来の減肉の妥当性の確認」の仕方、 . 「安全上重要な設備の主要配管の減肉状況」をめぐって、 . 「減肉が懸念される配管」について、 . 「代表部位」による減肉管理への疑問、 . 今回の穴開きに関して、 . 「配管ソケット継手部」の放射線透過検査に関して、 . 減肉の原因の追究より運転を優先する貴社の「体質」について）
  - (2) 今回の「減肉管理対象外の配管」の肉厚測定について
18. UTの精度と今回の供用期間中検査の範囲外の溶接部の検査
  - (1) 再循環系配管の超音波探傷検査（UT）の精度の低さ
  - (2) 原子炉圧力容器ノズル部のUTの精度
  - (3) 今回の「供用期間中検査等の範囲外の配管溶接部」のUTについて

19. 建屋コンクリート診断調査の問題点

## ・経年劣化に関する重要な問題

20. 中性子線照射脆化の問題
21. 電気ケーブルの劣化について

6月13日、2006年

東北電力株式会社  
高橋 宏明 様

## 女川1号機の耐震安全性についての公開質問

原子力発電を考える石巻市民の会  
みやぎ脱原発・風の会  
若狭連帯行動ネットワーク  
原子力資料情報室

貴社が5月19日、原子力安全・保安院に提出し公表した「女川原発1号機の耐震安全性評価」と「経年化の影響評価」についての「報告その3」について、以下お尋ねします。

6月30日までにご回答ください。

耐震安全性に関しては、そもそも耐震安全性の評価手法そのものが疑問です。今頃になってやっと具体的なデータの一部が示された地震時の制御棒の挿入性の問題、最重要機器の耐震安全性、Aクラスの機器の耐震安全性、炉心シュラウドの「ひび割れ運転」等々、疑問な点は少なくありません。

「経年化の影響評価」に至っては、「健全性を確認しているが、念のため」などといった言葉で飾り立ててはいるものの、実際は、ごく一部だけを対象とした不徹底な内容の調査にすぎないのではないのでしょうか。貴社が「特に問題ないことを確認した」という経年劣化についても、疑問は尽きません。

具体的なデータ等を示しつつ、正確にご回答ください。

### ・安全確認地震動等の策定に関して

#### 1.安全確認地震動等の策定は貴社の「自主的」な決定？

貴社は去年9月2日、「想定される宮城県沖地震（地震調査研究推進本部公表の宮城県沖地震）」についても、安全上重要な設備の解析評価を実施し、これら設備の健全性を確認してまいります」と発表した。この推本の推定した想定宮城県沖地震の断層モデルのパラメータ等を基にした女川原発の安全上重要な設備の耐震安全性の解析評価の実施は、貴社が自主的に決定したのか。それとも、ヒアリング時などに原子力安全・保安院とやりとりした上で決めたことか。

・貴社が去年8月16日の宮城県沖プレート間地震後に新たに策定した「安全確認地震動」（基準地震動S2相当）や想定宮城県沖地震の地震動（基準地震動S1相当）は、貴社が自主的に策定したのか、それともヒアリング時などに保安院に図ったうえで策定したのか。

## 2. 「制御棒の挿入性」についての具体的なデータの提出遅れ

今回の地震や想定宮城県沖地震時の地震動、安全確認地震動に対する女川1～3号炉の「制御棒の挿入性」の具体的なデータは、女川炉の耐震安全性を調べる上で極めて重要なデータである。ところが、貴社がその具体的なデータ（の一部）の載った文書を耐震・構造設計小委員会（総合資源エネルギー調査会の原子力安全・保安部に設置された委員会）に提示したのは、貴社の「報告その3」が主要議題となった5月31日の第4回会合でのことだった。会議終了後、保安院・原子力発電安全審査課の幹部に尋ねたところ、「制御棒の挿入性」の具体的なデータの載った文書を保安院が入手したのは、この第4回会合の直前だとのことだった。要するに、極めて重要なこのようなデータが耐震・構造設計小委の各委員に示されないまま、新たに策定された安全確認地震動や2号炉の耐震安全性についての審議がなされ、運転再開に至ったということである。

貴社が、去年11月25日保安院に提出した「女川原子力発電所における宮城県沖の地震時に取得されたデータの分析・評価および（2号機の - 公開質問提出者注）耐震安全性評価について」（「報告その1」）でも、その審議が行なわれた耐震・構造設計小委の第1回～第3回の会合時に提出した文書でも、「設計時間内に制御棒が挿入できることを確認している」と報告するだけで、その具体的なデータを - 切示さなかったのは、どうしてか。

## ・炉心シュラウドのひび割れと制御棒の挿入性をめぐって

### 3. シュラウドのひび割れを放置しての運転再開は控えるべきでは？

炉心シュラウドは炉心の支持と冷却水の流路の仕切りという重要な役割を担っている。1号炉の炉心シュラウドには中間部リング外側（H2溶接線近傍）と下部リング外側（H6a溶接線近傍）にひび割れが全周に渡って点在していることが確認されている（2004年9月8日～05年2月15日の第16回定検時の平均亀裂深さは、中間部が8.0mm、下部が14.7mm）。運転中に強い地震動に襲われる可能性がある以上、地元住民や宮城県民、列島住民の安全を考え、炉心シュラウドのひび割れを放置したままでの運転再開強行は控えるべきではないか。

女川原発は、宮城県沖で発生するマグニチュード(M)8.2の巨大なプレート間地震(連動型)による強い地震動に襲われる可能性がある。女川原発の近く(の海洋プレートの内部)で起きるスラブ内大地震による強い地震動に襲われる可能性もある。(海洋プレートの上の陸のプレート内で起きる)M7.3程度の内陸地殻内地震の強い地震動に襲われる可能性も否定できない。

想定宮城県沖地震が女川原発に与える影響が心配されているが、去年12月22日の第3

回耐震・構造設計小委員会で配布された貴社の資料によれば、女川原発に与える影響は、女川原発の近くで起きるM7.2のスラブ内地震の地震動の方が、地震規模が3.2倍のM8.2の連動型の宮城県沖地震の地震動より大きい。女川原発の近くでM7.2を超えるスラブ内地震が発生する可能性もある。

このまま1号炉の運転再開を強行したのでは、近くで大スラブ内地震が起きた場合、あるいは宮城県沖で大プレート間地震が起きた場合、ひび割れだらけの炉心シュラウドや燃料集合体が歪むなどして制御棒を瞬時に挿入できない危機的な事態を招き、震災のただ中で女川原発が、チェルノブイリ原発事故のような核暴走事故やスリーマイル島事故のような炉心溶融事故を引き起こす恐れがある。

#### 4. シュラウドのひび割れの拡大と制御棒の挿入性に関して

第4回耐震・構造設計小委での配布資料である貴社の「報告その3の概要」によれば、安全確認地震動に対する1号炉（ただし原発が新品の場合）の「燃料集合体の相対変位量」は、25.7mmである。貴社の説明書きによれば、「制御棒の挿入性については、地震時制御棒挿入性試験により40mmまで確認済み」という。

一方、「報告その3」の別紙-8「女川原子力発電所1号機における経年化の影響評価について」の表8「炉心シュラウドの耐震安全性評価結果」によれば、安全確認地震動（580ガル）によるシュラウド中間部リングと下部リングの発生応力は、特殊設計施設認可の管理値に相当するひびが入った条件下では、 $191\text{ N/mm}^2$ （ニュートン/平方ミリメートル）、 $158\text{ N/mm}^2$ と大きく、弾性限界（ASの許容応力）を超え、変形してもその機能を維持できる限界（AS）に近い。つまり、シュラウドが大きく変形して燃料集合体の健全性や制御棒の挿入性に影響を与える可能性がある。

・中間部リングと下部リングに「特殊設計施設認可の管理値に相当するひび深さ」が入った条件下では、安全確認地震動に対する「燃料集合体の相対変位量」はいくらか。また、制御棒の全挿入にかかる時間はいくらか。

・中間部リングと下部リングの「現在推定されるひび深さ（第16回定期検査での実測値に進展解析値を加えた推定深さ）」はいくらか。

また、第16回定検で測定された炉心シュラウドのひび割れの深さの最大値はいくらか。

1月18日からの今回（第17回）定検時にそのひび割れを「実測」してはいないのか。

・炉心シュラウドにひび割れを抱える1号炉がいま安全確認地震動に相当する地震動に襲われた場合の「燃料集合体の相対変位量」はいくらか。また、制御棒の全挿入にかかる時間はいくらか。

#### 5. 地震時の制御棒の挿入性について

女川原発の制御棒のスクラム時挿入時間は、原子炉設置許可・設置変更許可申請書（以下「申請書」）によれば、1号機では「全ストロークの90%挿入まで3.5秒以下」、2・3号機では「同75%挿入まで1.62秒以下」とされている。そして、貴社の「報告その

3」(1号機)によれば、制御棒の挿入性について、昨年の地震時には(1号機では)「設計どおり機能した」とされている。また、「想定宮城県沖地震A・B」および「安全確認地震動」においても、地震時制御棒挿入性試験や地震応答解析結果から「設計時間内に制御棒が挿入できることを確認している」と述べられている。

- (1) 今回の地震時の1～3号機の制御棒の挿入状況がどのようなものであったのか、各号機的全制御棒について、それぞれ、地震直前・直後の制御棒の位置(挿入ストローク長さ)を、0.1秒刻み、1秒刻みなどと適切な時間間隔で示したうえで、すべての制御棒が間違いなく「設計どおり」の時間内に挿入されたことを証明されたい。

また、ここでの「設計どおり」とは、1号機では「全ストロークの90%挿入まで3.5秒以下」、2・3号機では「同75%挿入まで1.62秒以下」という異なる基準で判断したものなのか。そのような異なる基準を適用することに、問題はないのだろうか。

- (2) 「地震時制御棒挿入性試験」の前提条件を明らかにした上で、その試験での挿入予測と昨年の地震時の実際の挿入状況(挿入ストロークと所要時間の対応)との相違の有無を、各号機ごとに、具体的な数値をもとに示されたい。また、相違があった場合は、その原因について説明されたい。

- (3) 「地震動による地震応答解析結果」の前提条件を明らかにした上で、「報告その1」(2号機、補正後を含む)での「今回の地震の断層モデル」による地震動を入力した場合の応答解析結果と、実際の挿入状況(挿入ストロークと所要時間の対応)との相違の有無を、各号機ごとに、具体的な数値をもとに示されたい。また、相違があった場合は、その原因について説明されたい。

- (4) 上記のように「想定宮城県沖地震A・B」および「安全確認地震動」において「設計時間内に制御棒が挿入できることを確認している」と述べられているが、その際の「地震時制御棒挿入性試験」および「地震動による地震応答解析結果」の前提条件を、それぞれ具体的に明らかにされたい。

また、挿入性の確認は、1号機では「全ストロークの90%挿入まで3.5秒以下」、2・3号機では「同75%挿入まで1.62秒以下」という異なる基準で判断したものなのか。そのような異なる基準を適用することに問題はないのだろうか。

- (5) 第4回耐震・構造設計小委員会で配布された貴社の「報告その3の概要」によれば、制御棒の挿入性について、燃料集合体の相対変位量が示され、「地震時制御棒挿入試験」により相対変位量40mmまでは挿入されることを確認しているとのことである。

- 今回の地震での各号機の燃料集合体の相対変位量は、実測値か、推定値か。実測値の場合は、その判定方法を説明されたい。推定値の場合は、どの部分(各原子炉建屋の何階)の揺れの記録を解析に用い、どのような解析を行なったのか、理由とともに示されたい。

また、示された(最大の)変位が生じる上下方向での位置がどこかも示されたい。

- 「想定宮城県沖地震A・B」および「安全確認地震動」における燃料集合体の相対変位量の解析方法とその前提条件を説明されたい。

また、示された(最大の)変位が生じる上下方向での位置がどこかも示されたい。

- 報告に示された燃料集合体の相対変位量は、同位相で全燃料集合体に一様・一斉に生じるものと考えていいのか。特に1号機の場合、後述(質問8)の剛性の強いチャンネル・フ

アスナ（ばね）の影響で、生じる変位に時間遅れが生じたりする可能性はないか。

そして、もしも - 様・一斉ではない場合（不斉変位する場合）、実際の燃料集合体の間隔が、表の相対変位量の値より大きくなる可能性があるのではないか。

- 各地震による制御棒自体の相対変位量と、その最大変位の生じる位置（最上端？）を示されたい。特に、制御棒は、長さ一定の燃料集合体と異なり、挿入ストロークの長さが異なった状態で使用されていると考えられるため、挿入ストロークの長さ（各ノッチ位置）ごとに生じる最大変位量を、その解析方法・前提条件とともに示されたい。

また、報告の図では、燃料集合体と制御棒がほぼ同様に変位・変形しているように記載されているが、制御棒は十字架形で、長さ一定の箱型・正方形の燃料集合体と剛性などが異なると思われるが、なぜ制御棒は燃料集合体と同じ相対変位量になるように表現しているのか。その理由・根拠を明らかにされたい。

- 「申請書」によれば、燃料集合体の間隔は約 20 mm で、ブレードの厚さ約 8 mm の制御棒がその隙間に挿入されており、両者間の表面の間隔は約 6 mm と思われるが、それらの正確な数値を各号機について示されたい。そのうえで、今回の地震で、燃料集合体と制御棒の接触・こすれ等が生じなかったのかどうか、生じないと判断した場合はその理由を、それぞれ説明されたい。
- 制御棒のブレード各部における発生熱量や熱伝達状態の違いにより生じる温度差による熱変形で、ブレードの厚さは最大で何 mm 程度増大（膨張）するものと推定しているか。その際のブレードの厚が増大する部位は、炉心上下方向で考えると、どの付近に挿入されている部分となるのか。そして、前記の「地震時制御棒挿入性試験」における燃料集合体の相対変位量 40 mm までの挿入確認は、燃料集合体自体の不斉変位や、制御棒の挿入ストローク長さごとの変位、制御棒のブレード部の熱膨張などを、考慮しているのか。
- 他社の原発同様、2号機の制御棒でも見つかった「ひび割れ」などが進展して、地震時に制御棒の変形・破損などが生じていた場合、あるいは地震動の揺れ・衝撃によって変形・破損がもたらされた場合、複数制御棒の同時挿入不能という事態も予想されるのではないか。その場合は核暴走事故を招来するのではないか。

## ・耐震安全性の評価手法をめぐって

### 6 . 耐震安全性評価の手法 C の問題点

耐震安全性評価の簡易法である A1 , A2 , B1 , B2 および B2 の各評価手法では、工事計画認可時の発生応力に応答比を掛けて想定宮城県沖地震等に関する発生応力を評価している。しかし、評価手法 C では、第 3 回耐震・構造設計小委員会の資料 3 - 5 にあるとおり、「地震応答評価、応力評価等の手法は、工事計画認可申請時と同じ手法により実施している」としながら、実際には「床応答スペクトルを拡幅する必要はないと考え」、想定宮城県沖地震 A・B および安全確認地震動による床応答スペクトルを拡幅していない。その結果、蒸気乾燥機ハウジング、主蒸気系配管（MS - 001）、原子炉隔離時冷却系配管（RCIC - 003）、残留熱除去系配管（RHR - 005）、原子炉格納容器調気系配管（AC -

002)の評価手法Cによる発生応力は、工事計画認可申請時の発生応力よりかなり小さく、2分の1程度のケースさえある。また、貴社は、第3回耐震・構造設計小委員会で、地震力以外の荷重との重ね合わせについても工事計画認可申請時の評価手法が「保守的」すぎる点を強調しており、通常運転状態の荷重や冷却材喪失事故時の内圧等の荷重を加えていない可能性すら推定される。

・評価手法Cでは、なぜ、工事計画認可申請時のような床応答スペクトルの拡幅を行わないのか。また、地震による発生応力に、地震以外の応力として工事計画認可申請時と同じ応力値を加えていないのではないかと。少なくとも上記の機器について、地震による発生応力、地震以外の荷重による発生応力を具体的に示して説明されたい。

・J E A G 4 6 0 1には床応答スペクトルを拡幅する理由として、「床応答スペクトルに変動を与える地盤特性、建屋剛性、地盤ばね定数の算出式及び減衰定数、模擬地震波の位相特性等について検討した結果、床応答スペクトルを周期軸方向に $\pm 10\%$ 拡幅することにより、これらの因子をカバーできることが確認されている」としている。想定宮城県沖地震等による応力評価においては、当然これらの因子の影響をカバーするために拡幅を行なうべきだと考えるが、そうしないてよいとした理由を具体的に説明されたい。

・評価手法Cについては、工事計画認可申請時と全く同じ方法で発生応力をもう一度評価し直すべきではないか。また、簡易手法で発生応力が許容応力に近い場合にも同様に、工事計画認可申請時と全く同じ方法で再評価すべきではないか。

・また、貴社は、許容応力にも「保守性がある」と強調しているが、これは製造時の材料成分のバラツキ、溶接欠陥や施工ミスなどに伴う強度のバラツキ、配管施工時の無理な引き回しや現場での熱処理ミス等に伴う残留応力の発生なども当然考慮してのことである。特に、コンクリートのコア圧縮強度には、平均 $41.5\text{ N/mm}^2$ に対し、最大 $55.4\text{ N/mm}^2$ 、最小 $29.2\text{ N/mm}^2$ と大きなバラツキがある。最小値は設計基準強度 $22.1\text{ N/mm}^2$ ギリギリである。場所によってはこれを下回る恐れすらある。このようなバラツキを考慮すれば、発生応力が許容応力に近ければ耐震性は確保されていないと判断すべきではないか。

## 7. 耐震性の評価方法 - 余りにも単純すぎるのではないかと？

貴社と保安院は、安全上重要な機器のうちの特に重要な機器つまりA sクラスの機器および配管の「耐震安全性が確保されていることを確認した」根拠として、安全確認地震動によるそれらの機器の発生応力が許容応力( A S )の数値を下回ったことをあげている。再循環系配管を例に取れば、その「耐震安全性が確保されていることを確認した」というのは、安全確認地震動の地震力による再循環系配管の発生応力の算定値 $308\text{ N/mm}^2$ が許容応力( A S ) $356\text{ N/mm}^2$ を下回ったから(評価手法B 2 )である。しかし、このような耐震性の評価の方法は余りにも単純すぎるのではないかと。

再循環系配管を例に、その疑問点を具体的にあげてみよう。

1系統?トンの重さの再循環系配管とその上に載っている?トンの再循環ポンプ・モーターは、原子炉圧力容器の再循環水出口ノズル部と4個の再循環水入り口ノズル部で原子炉圧力容器に接続され、宙に浮く構造となっている。再循環システムの巨大な重量は、主に圧力



容器のこれらのノズル部で支えられているのである。再循環系配管も、再循環ポンプ・モーターも各種ハンガーで上部からも吊り下げられているが、それらのハンガーは配管の熱膨張に追従できるような構造を持ち、システムの重量を支える意味では補助的にすぎない。

安全確認地震動に匹敵する地震動に襲われたとき、ハンガーの上向きの溶接部分が外れ、（また場合によってはそのことによる配管の固有周期の変化で起きた共振も加わり）、例えば再循環水出口ノズル部に働く応力が限界を超えて、このノズル部に接続する大口径の再循環系配管が破断する可能性があるのではないかと。同じ地震動が原因となって炉心の冷却の失敗が重なり、炉心溶融事故に至る可能性があるのではないかと。

設計基準事故として再循環系配管1本の破断が想定されている。しかし、破断した配管の反動（パイプホップ）や噴出する熱水・高温蒸気の影響で近接する他の機器・配管あるいはケーブルなどが損傷する可能性がある。再循環系配管が破断した場合に他の機器に与える影響も予想し評価すべきではないかと。また、強振動によって2系統の再循環配管が同時損傷・破断する可能性も予想し評価すべきではないかと。

## 8 . 地震時の揺れによる原子炉出力への影響について

女川1号機は、1993年11月27日の地震で、「中性子束高高」信号で自動停止している。その後の解析の結果、原因は1号機の燃料棒配置（格子構造）に起因した地震動による燃料集合体の間隔変化とされ、その再発防止のため、貴社は、燃料集合体の横方向への変位を抑制するチャンネル・ファスナ（ばね）の剛性をより強いものに変えている。

(1) 03年5月26日の三陸南地震や今回の地震での、地震直前・直後の中性子束（APRMおよびLPRM、以下同じ）の時間変化を、0.1秒刻み、1秒刻みなどと適切な時間間隔で、数値を示して分かり易く示されたい。

また、同様にして、93年11月27日の地震の際の数値データも示されたい。

(2) 上記の3データを比較して、ばね強度（剛性）を変更した効果（中性子束の上昇・変動抑制効果）の有無について説明されたい。

(3) 地震時の中性子束の変化について、

- 貴社の「報告その1」（2号機、補正後を含む）で最終的に決定された「今回の地震の断層モデル」による地震動を入力した場合の燃料集合体に生じる揺れによる中性子束の変化予測と、実際の観測値が一致しているのかどうか、一致していない場合はその理由・原因について、特に上下方向の変位・振動との関連について、0.1秒刻み、1秒刻みなどと適切な時間間隔で、説明されたい。

同様に、三陸南地震時の中性子束の変化予測と実際の観測値との一致状況についても、説明されたい。

- 同様に、「想定宮城県沖地震A・B」および「安全確認地震動の各地震動による中性子束の変化予測についても、説明されたい。また、その予測解析の際に、燃料集合体の上下方向の変位・振動も考慮しているのかどうかについても回答されたい。とりわけ、上下方向の大きな瞬間的な揺れによって、燃料集合体が下部格子にある燃料支持金具から飛び出す可能性の有無についても説明されたい。

## ． 1号炉の耐震安全性評価結果について

### 9．制御棒駆動水圧系配管の耐震安全性

．制御棒駆動水圧系配管は耐震設計上の重要度分類では最重要のA sクラスである。この配管は89本ある1号炉の制御棒の1本ごとに独立して設けられていて、往復で178本が格納容器を貫通している。この配管が破断すれば、その制御棒は挿入できなくなる。この制御棒駆動水圧系配管のひび割れは、これまでに、浜岡1号炉や島根1号炉、福島第一3,4号炉などで確認されている。定期検査中の2004年8月に発見された福島第一3号炉の制御棒駆動水圧系配管のひび割れは、調査の結果、全282本中242本に上り、うち6本はひび割れが貫通していた。

女川1号炉の制御棒駆動水圧系配管では、これまでに、いつ何本のひび割れが確認されているのか。

．貴社の「報告その3」の安全確認地震動の地震力に対する1号炉の機器の耐震安全性評価（表6-1）によれば、制御棒駆動水圧系配管の発生応力は弾性限界（AS）を上回り、許容応力ASにせまっている（評価手法B2）。しかも、この系統は、配管が入り組んでいて長くかつ空間放射線量も高いため検査が困難であり、まだ見つかっていない損傷も少ないものと思われる。

安全確認地震動に匹敵する地震動に襲われた場合にこの制御棒駆動水圧系配管が機能を維持できなくなる恐れがあるのではないか。

### 10．炉心スプレイ系配管の耐震安全性

炉心スプレイ系配管も安全確認地震動の地震力に対する発生応力が弾性限界（AS）を上回り、許容応力ASに迫っている（評価手法B2）。安全確認地震動に匹敵する実際の地震動に対して機能を維持できなくなる恐れがあるのではないか。

### 11．原子炉格納容器ベント管の耐震安全性

原子炉格納容器のドライウェルとサブプレッション・チェンバーをつなぐベント管（原子炉格納容器の一部。直径1.6m、肉厚?mm。8本）が安全確認地震動に匹敵する地震動によって破損し、放射性物質を格納容器内部に閉じ込めることができなくなる恐れがあるのではないか。（「報告その3」の「耐震安全性評価結果」の表にはその発生応力等は見当たらない）

### 12．安全確認地震動に対するAクラスの機器の耐震安全性

．耐震設計上の重要度分類Aクラスの機器は、新耐震審査指針では実質的にAsクラスに引き上げられることになるということだが、次の機器はAクラスか。

中性子モニタ案内管、 LPRM検出器、 SRM / IRMドライチューブ、 ほう酸水貯蔵タンク、 燃料プール冷却浄化系配管

． の各機器は「安全確認地震動による地震力に対してその機能を保持できない可能性があるのではないか。

- a . 「報告その3」の安全確認地震動に対する機器の耐震安全性評価結果の表(6-1)には耐震重要度分類Asクラスのもの全てあげてあるのか。あげていないとするとそれは何か。

また、この表にあげられている機器のなかに、耐震重要度分類Aクラス以下のものもあるのか。あるとするとどれか。

- b . 「報告その3」の想定宮城県沖地震に対する機器の耐震安全性評価結果の表(4-1)には、耐震重要度分類Aクラス以上のものは全てあげてあるのか。あげていないとすると何か。

また、この表にあげられている機器のなかに、耐震重要度分類Bクラス以下のものもあるのか。あるとするとどれか。

### 1 3 . 大地震時の完全停電の可能性について

． 開閉所(Cクラス)の碍子が安全確認地震動に匹敵する地震動によって壊れ絶縁不良になるなどして、1号炉が外部電源を喪失する恐れがあるのではないか。

． 開閉所の主要変圧器や起動変圧器(耐震重要度分類Bクラス?)が、安全確認地震動に匹敵する地震動がきっかけとなって(中の油のスロッシングによる圧力でラプチャーディスクが作動して)5~6時間機能しなくなる可能性もあるのではないか。

． 非常用ディーゼル発電機用の軽油タンク(Cクラス)が安全確認地震動に匹敵する地震動によって壊れて非常用ディーゼル発電機が動かなくなり、外部電源だけでなく非常用電源も喪失する恐れがあるのではないか。

． 非常用ディーゼル発電機用の軽油タンクの送油管が安全確認地震動に匹敵する地震動によって壊れるなどして、非常用ディーゼル発電機が動かなくなる恐れがあるのではないか。

### 1 4 . 耐震安全性評価結果の「表」に対する疑問点

． 「報告その3」の「表4」と「表6-1」によれば、安全確認地震動の地震力に対するサプレッションチェンバー(原子炉格納容器の一部)の発生応力(28N/mm<sup>2</sup>、28ニュートン/平方ミリメートル)は想定宮城県沖地震Aの地震動の地震力に対するその発生応力の半分にすぎない。また、ASの数値の方がASの数値より小さい。部位が違うためか。

そうだとすると、対応する部位の発生応力はいくらか。

． 安全確認地震動と想定宮城県沖地震の地震動の地震力に対する原子炉压力容器スタビライザーの発生応力の数値(81N/mm<sup>2</sup>:81N/mm<sup>2</sup>)に間違いはないか。

また、許容応力の数値(AS-220N/mm<sup>2</sup>:AS-220N/mm<sup>2</sup>)は間違いはないか。

## ． 1号機における経年化の影響評価結果について

### 15．容器・熱交換器の脚付け根部と支持構造物の点検結果について

#### (1) 基礎ボルト等の点検に対する疑問

基礎ボルト等の目視・打診点検について

耐震クラスA以上の容器・熱交換器のうち「構造上、脚付け根部を有する」もの85台(容器 - 原子炉圧力容器を含む -、熱交換器、ポンプ、空調機、他)について、「目視により(脚付け根部の)基礎ボルト・ナット等の腐食の有無、基礎ボルトのナットの緩みの有無」を確認し、なお、(構造上実施困難のため1台 - DG軽油貯蔵タンク - を除く)84台について、「テストハンマにより基礎ボルトのナット緩みの有無」を確認したという。

そして、目視点検により1台 - 非常用補機冷却海水ストレーナ(A) - で腐食ないしナットの緩みが見つかったが、目視点検の判定内容はそれを含む85台全てで「良」だったという。また、打診点検でも1台 - DG空気だめ(自動)(A) - で緩みが見つかったが、判定内容はそれを含む84台全てで「良」だったという。

- a . しかし、目視によっては基礎ボルト・ナット(原子炉圧力容器の「脚」つまりスカート部の基礎ボルト・ナットを含む)のねじ山部など目で見えない部分の腐食や疲労亀裂の有無を確認することはできないのではないか。
- b . したがって、点検した85台の容器・熱交換器の基礎ボルト・ナット(原子炉圧力容器のスカート部の基礎ボルト・ナットを含む)には「耐震安全上有害な腐食、疲労亀裂」はない、健全である、と結論付けることはできないのではないか。

トルク(締め付け)が小さいとボルトは簡単にせん断破壊する。トルク計を使わずに、目視と打診だけでは締め付けが適切かどうかもわからない。

基礎ボルト引っ張り試験について

- a . 「基礎ボルトについては、( - ) a の点検において健全性を確認しているが、念のため」(「女川原子力発電所第1号機設備診断調査結果」p3)、「機器の設置状況、引張試験機の形状などを考慮して代表機器2台(残留熱除去系ポンプAとC)を選定し、設計荷重までの引っ張り試験を実施した。その結果、必要な引張強度があることを確認した」という。しかし、「代表機器2台」に「必要な引張強度があることを確認した」ことをもって、「代表機器2台」以外の83台にも「必要な引張強度がある」と結論付けることはできないのではないか。

なお、下線部の「健全性を確認している」という言い方は(「念のため」などと続けたのではまして)、全ての基礎ボルトについて、「耐震上有害なねじ山部の腐食も疲労亀裂もナット緩みもなく健全であることを確認した」かのような言い方であり、不当ではないか。

- b . この2台を「代表」として選定した理由は何か。詳しい選定理由、判断根拠を示されたい。

## (2) 原子炉压力容器のスカーツの目視・打診点検に対する疑問

原子炉压力容器のスカーツについても、目視により腐食・変形のないことなどを確認し、また、テストハンマにより、压力容器支持スカーツ部を下部頂板（スカーツが設置されている部分）に止めている基礎ボルトのナツツ緩みのないことを確認したという（「1号機設備診断調査結果」p14「表-2 基礎ボルト・ナツツ等目視・打診点検結果」）。

しかし、(1) - aで触れたように、目視で基礎ボルト（ナツツ）のねじ山部などの腐食・損傷の有無を確認することはできない。

また、压力容器支持スカーツの溶接部は、10年間で7.5%（20年間で15%）について表面検査（液体浸透探傷検査）が行なわれるにとどまり、体積検査（超音波探傷検査等）は全く行なわれていない。

したがって、压力容器支持スカーツ部の「経年化の影響」について、耐震上問題ないなどと結論付けることはできないのではないか。

## (3) 脚付け根部の点検に対する疑問

・脚付け根部の目視・打診点検

(1) - の容器・熱交換器の脚付け根部について、目視により85台（原子炉压力容器スカーツを含めた台数）の腐食・変形の有無を点検した結果、判定内容は全て「良」だったという。しかし、脚付け根部の形状や「使用環境」などのせいで腐食などを見落とした可能性のある箇所もあるのではないか。

・脚付け根部の肉厚判定

「念のため」、使用環境、腐食対策を考慮し代表2台（非常用補機冷却系熱交換機Aと非常用予備発電装置清水冷却器A）の脚付け根部について超音波厚み計を用いて肉厚測定を行ない、「必要な肉厚があり、有意な減肉のないことを確認した」という。

- a . しかし、「代表2台」の脚付け根部には「必要な肉厚があり、有意な減肉のないことを確認した」からといって、「代表2台」以外の容器・熱交換器の脚付け根部にも「必要な肉厚があり、有意な減肉がない」と結論付けることはできないのではないか。
- b . この2台を「代表」として選定した理由は何か。詳しい選定理由、判断根拠を示されたい。

・基礎台の打診点検

- a . (1)の容器・熱交換器のうち原子炉压力容器を除いた84台の基礎台（コンクリート）を打診点検した結果、64%（54台）で「耐震上の問題はないが軽微にひび等が確認された」という。そして、「念のため補修を実施する」という。

「ひび等」が確認されたというのは、「ひび割れ・浮き・剥離」が確認されたということか。

- b . 目視と打診により点検した基礎台（コンクリート）の判定基準は「コンクリート部に耐震上有害なひび割れ・浮き・剥離がないこと」とのことだが、「ひび割れ・浮き・剥離」が「耐震上有害」か「耐震上問題ない」かの「判定基準」は何か。
- c . 「軽微なひび等が確認された」基礎台54台全てについて「念のため補修を実施する」

のか。「念のため補修を実施する」ものの中には「耐震上問題のある可能性がある」ものもあるのか。

## 16．配管支持構造物の目視・打診点検について

### (1) 埋め込み金物のある配管支持構造物の点検に対する疑問

点検対象として選定したのは、「耐震Aクラス以上の系統から、熱、振動、環境の条件を考慮して耐震計算上発生応力が厳しい配管支持構造物(原子炉再循環系、主蒸気系、給水系、残留熱除去系、炉心スプレイ系、高圧注水系、残留熱除去海水系統)54台」。架構に取り付けられているものを除く「配管支持構造物」は、「1号機設備診断調査結果」p4やp9の図によれば「レストレイントや埋込金物」だ。

目視によりこれら「配管支持構造物(レストレイントや埋込金物等)の腐食・変形の有無」を点検したという。また、埋込金物周辺コンクリート部については、「目視により耐震上有事なひび割れ・浮き・剥離の有無」を、「テストハンマにより耐震上有害な浮き・剥離の有無」を点検したという。

点検の結果、「全ての配管支持構造物(レストレイント、埋込金物等)に腐食・変形、ボルト・ナットの緩みがないこと(を確認し)、...埋込金物周辺コンクリート部に耐震上有害なひび割れ・浮き・剥離がないことを確認した」(「1号機設備診断調査結果」p5)という。

目視によっては、埋込金物の埋込部やボルトのねじ山部などの腐食や疲労亀裂の有無を確認することはできないのではないかと。したがって、「全ての配管支持構造物(レストレイント、埋込金物等)に腐食・変形、ボルト・ナットの緩みがないことを確認した」などと言うことはできないのではないかと。

原子炉再循環系の8箇所の配管支持構造物のなかで唯一埋込金物のあるのは、支持点番号PLR-001-095SAの配管支持構造物である。その埋込金物のどこにも腐食などがないことを、目視によって確認することはできないのではないかと。したがって、「腐食...がないことを確認した」というのは不当ではないかと。

### (2) 架構に取り付けられた配管支持構造物の点検に対する疑問

点検対象として選定した54台の支持構造物のなかで「架構に取り付けられており、埋込金物がないもの」は24台である。内訳は原子炉再循環系が7台、主蒸気系(点検した主蒸気系の支持構造物はこの1箇所だけ)が1台、給水系が5台、残留熱除去系が6台、炉心スプレイ系が1台、高圧給水系が3台、残留熱除去海水系が1台である。

「架構に取り付けられた」これら24台の支持構造物はどれも、支持構造物が(床ではなく)天井や壁などから伸びるハンガーなどで支えられているのか。

「架構に取り付けられた」支持構造物(のうちで床ではなく天井や壁などから伸びるハンガーなどにより支えられているもの)の構造・形状は「1号機設備診断調査結果」のp9図3に例示されている構造・形状とは全く違うのではないかと。「架構に取り付けられた」これらの支持構造物の構造・形状についても図で示されたい(例えば、再循環系配管の支持構造物はどこからどのように支持されているのかなど)。

・「架構に取り付けられた」24台の支持構造物の目視点検結果は全て「良」。しかし、なかには、その構造・形状や「使用環境」などのせいで腐食などを見落とした可能性のある箇所もあるのではないかと。

・例えば、「架構に取り付けられた」再循環系配管の支持構造物は何台あるのか。「架構に取り付けられた」主蒸気系配管の支持構造物は何台あるのか。

・再循環系配管の支持構造物の上部根もとが固定された箇所（クランプ）は、現場で上向きに溶接されたのではないかと。今回この部分の目視点検は実施したのか。定期検査でこの部分の目視点検は行われているのか。

目視点検しているとしても、それによってクランプの溶接が完全に施行されているかどうかを確認することはできないのではないかと。

・重量が？トンある1号機の再循環ポンプ・モーターを支持しているコンスタント・ハンガを吊り下げるクランプの溶接部も上向き溶接ではないかと。

目視点検によっては、クランプの溶接が完全に施工されているかどうかを確認することはできないのではないかと。

地震時にメカニカル防振器の不調などで再循環ポンプが振動し、コンスタント・ハンガが外れる可能性があるのではないかと。

## 17. 配管の減肉管理に関して

### (1) 「従来の減肉管理の妥当性」に関して

貴社は、「(1号機の)配管については定期検査(定期事業者検査)において約4000箇所の減肉管理を行なっているが、(耐震クラスA以上の配管で)定期的な減肉測定が不要と考えている系統から代表系統(5系統の配管、測定箇所20箇所)を選定し、点検を行ない、従来の減肉管理の妥当性を確認した」(「1号機設備診断調査結果」p4)という。

・妥当性を欠く「従来の減肉の妥当性の確認」の仕方

- a. だが、～ にあげた減肉の実例から、「減肉しやすい環境下にあるか否かに係わらず代表的な箇所を選定」して行なってきた貴社のこれまでの減肉管理のありかたに問題のあることは明らかである。

この肝心の問題に蓋をしたまま、耐震Aクラス以上の配管で「定期検査で肉厚測定を実施していない配管」のうちの上記5系統配管20箇所の肉厚測定だけで「従来の減肉管理の妥当性(=妥当であるかどうか)を確認」するのは、全く妥当さを欠くやり方ではないかと。

- b. 「従来の減肉管理が妥当であることを確認した」という意味で「従来の減肉管理の妥当性を確認した」と述べているのだとすると、これは飛躍した不当な「結論」ではないかと。

- c. 耐震クラスA以上の配管で「定期検査で肉厚測定を実施していない配管」は全部で何本あるのか。

今回測定したのは5系統の配管の20箇所ということだが、測定した配管数は何本か。

・「安全上重要な設備の主要配管の減肉状況」をめぐって

- a. そもそも、定期検査や供用期間中検査で減肉管理の対象としている耐震クラスAsの配管(の減肉管理箇所)は全部で何本(何箇所)あるのか。

その中で一度も肉厚測定をしていないものは何本（何箇所）あるのか（もしあるのだとすると、あすにも大地震に襲われかねない今、それらの点検こそ急務）。

耐震クラス A s を除いた A クラスの配管（の減肉管理箇所）は全部で何本（何箇所）あるのか。

その中で、一度も肉厚測定をしていないものは何本（何箇所）あるのか（もしあるとすると、それらの点検も急務）。

- b . 「報告その3」別紙 - 8 の「女川原子力発電所第 1 号機における経年化の影響評価結果について」の表 9 「安全上重要な設備の主要配管の減肉状況」の注に、「安全上重要な設備の配管については、360 箇所を減肉管理対象（測定実績 125 箇所）としており、そのうちの主要配管の状況を示した」とある（表に示されているのは 18 箇所だけ）。

「安全上重要な設備の配管」235 箇所については、まだ肉厚測定をしていないということか。そうだとすると、それらの早急な肉厚測定が必要ではないか。

- c . 「安全上重要な配管」のなかから「安全上重要な設備の配管」を特別に括り出し、その「配管の減肉状況」だけを示したのはどうしてか（「安全上重要な配管」のなかには、再循環系や主蒸気系、制御棒駆動水系など非常に重要な配管がほかにもあるのに）。
- d . 5 月 31 日に開かれた第 4 回耐震・構造設計小委員会（総合資源エネルギー調査会の原子力安全・保安部に設けられた委員会）での貴社の配布資料「報告その3」（概要版）の一番後ろに載っている表「安全上重要な設備の配管の減肉状況」（あげている計測箇所は、給水系、主蒸気ドレン系、原子炉隔離時冷却系、高圧注水系の 125 箇所）は、何も説明がされていないが、これまでに測定済みの 125 箇所についての表か。

この表には、「報告その3」別紙 - 8 の表 9 にはある「残留熱除去系」の配管が載っていないのはどうしてか（「報告その3」別紙 - 8 の「1号機における経年化の影響評価結果について」の p . 4 の「安全上重要な設備の配管の評価」には、「念のため減肉傾向が認められている配管のうち余寿命の短い残留熱除去系配管について、保守的に減肉傾向のある範囲が全周にわたり必要最小肉厚まで減肉したものと仮定して、今回の地震、想定宮城県沖地震および安全確認地震動による解析を行い、発生する応力が許容応力以下であることを確認した」というが、残留熱除去系の配管は「安全上重要な設備の配管」ではないということか）。

- e . 今回耐震安全性の解析の対象とした残留熱除去系の配管は耐震重要度分類の何クラスか。また、「安全上重要な設備の配管」（給水系、主蒸気ドレン系、原子炉隔離時冷却系、高圧注水系）の耐震重要度分類の何クラスか。
- f . 第 4 回耐震・構造設計小委の配付資料「報告その3」（概要版）の一番後ろに載っている表の高圧注水系の「配管番号 H P C I - 25、計測箇所番号 H P C I - 3」が、今回定検時の測定肉厚が必要最小肉厚すれすれだったため配管を取替えた「ソケット継手部」か？

（（1） - ）

「報告その3」別紙 - 8 の表 9 では「安全上重要な設備の配管」18 箇所だけしか示さなかったのはどうしてか。

- g . 既に測定済みの「安全上重要な設備の配管」（給水系、主蒸気ドレン系、原子炉隔離時冷却系、高圧注水系）の 125 箇所、上の「配管番号 H P C I - 25、計測箇所番号 H P C I - 3」以外に配管取り替えを行なった箇所は何箇所か。それらのうちこれまでに穴あき



のため取り替えたのは何箇所か。測定肉厚が必要最小肉厚すれすれのため取り替えたのは何箇所か。穴開きや必要最小肉厚すれすれまでの減肉が発生したことの無い系統もあるのか。あるとするとどの系統か。これまでに比較的減肉率の高い減肉が発生している系統はどれか。

- h . 主蒸気管のS W E E P O L E T箇所での肉厚測定が未実施の継手は何箇所あるのか。それら未実施箇所の肉厚測定も急務ではないか。

この箇所について、「浜岡原発とめます本訴の会通信」の第12号に、次のような指摘がある。「今回の検証のひとつのポイントは、被告から提出された耐震設計資料から読み取れる耐震設計上の弱点を具体的に見たことである。そのひとつが主蒸気管のS W E E P O L E T箇所である。... S W E E P O L E Tは、主蒸気管から伸びる各種枝管であるが、地震時に、許容応力に対して極めて余裕のない設計となっており、大きな弱点となっている」

- i . 再循環系の枝管で肉厚測定が未実施の継手は何箇所あるのか。それら未実施箇所の肉厚測定も急務ではないか。

- ・「減肉が懸念される配管」について

貴社は「減肉が懸念される配管について、定期的に肉厚測定を実施している」（「1号機設備診断調査結果」p13）という。貴社が「定期的に肉厚測定を実施」することになっている「減肉が懸念される配管」は全部でいくつあるのか。その測定箇所は全部で何箇所になるのか。

- ・「代表部位」による減肉管理への疑問

貴社は、美浜3号機の配管破断事故を受けて保安院に提出した2004年8月付けの「女川原子力発電所における配管減肉事象に係る点検に関する調査結果について」によれば、配管減肉管理を、以下の適用範囲の「主要点検部位」を対象とし、「減肉しやすい環境下にあるか否かに係らず代表的な箇所を選定」して行なってきた。

- ・ 配管減肉管理の適用範囲...復水系、給水系、主蒸気系、抽気系、ヒータードレン系、ヒーターベント系を含む配管（給水系、主蒸気系については原子炉側の配管を含む）
- ・ 主要点検部位...配管を通る流体の流れに乱れが生じ配管肉厚に影響を与えられらる以下の部位（エルボ、曲げ管、ティー・分岐、弁下流部、オリフイス下流部等）。

2004年12月以降、各地の原発で配管の穴あき・水漏れが多発する中、東電が小口径の配管のエルボ部については、UTで「代表部位」の下流直管部を検査することによって、「代表部位」のエルボ部を検査したことにしてきたことが明らかになった。このことに関しての私たちの05年3月1日提出の貴社宛質問に対する3月25日回答で、貴社も「小口径（65A未満、Aは内径）配管のエルボで、超音波による肉厚測定が困難なものがあり、この場合、（代表部位として）下流直管部を測定している」ことがわかった。UTで小口径配管の「代表部位」の下流直管部を検査することによって、エルボ部のうちの「代表部位で管理される点検不要部位」も検査したことにしてきたのだ。要するに、小口径配管のエルボは、それまで全く点検しないうえきたのだ。「ティー・分岐」（T字部）等も同様だという。また、「復水脱塩装置出口ライン樹脂塔出口エルボ」のように、配管内径が250mmもあるものについても同様だという。

以上が美浜3号機の事故以後、明らかになってきた貴社の配管減肉管理の手法である。

以下は、私たちがこれまでにつかむことができた貴社の配管減肉の実例であり、貴社の「従

来の減肉管理」に対する私たちの疑問である。

2000年9月4日、女川1号機の「復水ろ過脱塩塔」(F)に接続する配管(内径?mm)で減肉による穴あき・水漏れが確認されている。ここは「代表部位」ではなく、「代表部位で管理される点検不要部位」だった(05年3月25日回答)。

貴社は1号機の第16回定検時(04年9月~05年2月)に、「美浜原子力発電所3号機2次系配管破損事故に鑑み、当初計画していた点検に加え、代表部位における炭素鋼の未点検部位の前倒し点検を実施するとともにその他部位(代表部位以外の部位において、代表部位の検証や作業安全確保を配慮して選定した部位)の追加点検を実施」した。その結果、余寿命が最も短かったのは、「その他部位」の「復水脱塩装置出口ライン樹脂塔出口エルボ」の「7.4年」だった。これに対して、代表部位の同エルボの余寿命は「50数年」だった。

これらの結果は、「減肉しやすい環境下にあるか否かに係わらず代表的な箇所を選定」して行なう貴社の「従来の減肉管理」に問題があることを示しているのではないか。

また、エルボ部のかわりに直管部を「代表部位」として検査する「従来の減肉管理」に無理があることを示しているのではないか。

以下の事実も踏まえれば、「従来の減肉管理」のありかたを抜本的に改めることこそ貴社にとっての急務ではないか。

・今回の穴開きに関して

今年1月末に運転を再開した女川2号機で5月、高圧給水加熱器ベント配管のオリフィス下流2mのエルボ部(ステンレス製。配管内径?mm)で10×14mmの穴あきが見つかった(『原発トラブル隠しと維持基準』第20号)。

この箇所(ヒータードレン系)は、「代表部位で管理される点検不要部位」か。

今回のこの穴あきを機に「減肉管理の基準を見直す」というが、どこをどう見直すのか。

・「配管ソケット継手部」の放射線透過検査に関して

1号機の今回第17回(06年1月18日~)定検時に、「配管ソケット継手部」76箇所を放射線透過検査により肉厚測定した結果、高圧注水系の「蒸気加減弁・タービン止め弁ドレンライン」の配管ソケット継ぎ手部(T字形、配管内径?mm)で、測定最小肉厚が必要最小肉厚(1.7mm)すれすれの継手部(測定肉厚1.8mm、余寿命0.78年)が見つかり、取り替えを行なったという。

UTに替え放射線透過検査で減肉管理することにした部位は全てで何箇所か。

UTに替え放射線透過検査で減肉管理することにした部位は全て小口径配管か、それとも65A以上の配管も含むのか。また、どのような種類の部位か。

UTに替え放射線透過検査で減肉管理することにした部位のうちこれまでに点検が済んだのは合計何箇所か。まだ点検の済んでいない箇所は何箇所か。

・減肉の原因の追究より運転を優先する貴社の「体質」について

美浜原発3号機の配管破断事故を受けての私たちの貴社宛公開質問・申し入れがきっかけとなって明るみに出たことだが、女川1,2号機の高圧給水加熱器ベント管のオリフィス下流部で、運転開始以来激しい減肉が続いてきた(で触れたように2号機の当該部の約2m下流のエルボ部で今年5月穴あきが見つかった)。配管材料を炭素鋼から対策材の低合金に取り替えても、低合金鋼からステンレス鋼に取り替えて(このとき肉厚をそれまでの約5倍

に厚くもした)も減肉は続き、減肉率最大値は5.91mm/年(2号機の第6サイクルの運転時の値。配管材料はステンレス鋼)に達した(『原発トラブル隠しと維持基準』第19号)。

このように高い減肉率の配管減肉が発生した場合に最も肝心なことは、早急に減肉の原因を突き止め、減肉自体が起きないようにすることではないか。

貴社の原発配管減肉管理に関して何よりも必要なことは、減肉の原因の追究より運転を優先する貴社の「体質」(1,2号機の運転開始以来のことなので「体質」というほかない)を抜本的に改めることではないか。

## (2) 今回の「減肉管理対象外の配管」の肉厚測定について

貴社が今回、超音波厚み計を用いて肉厚測定を実施したのは、侵食、腐食の観点から選定したホウ酸水注入系、非常用補機冷却水系、非常用補機冷却海水系、燃料プール冷却浄化系、燃料プール補給水系の5系統の配管の20箇所。点検の結果、「全ての箇所において必要な肉厚があり、有意な減肉のないことを確認した」という。(ホウ酸水注入系の配管で起きた損傷 18-(3)- )。

20の測定箇所の中にエルボ部やT字部やオリフイス下流など減肉しやすい部位は含まれているのか。含まれているとすると、測定箇所がエルボ部やT字部のものはどの配管か、オリフイス下流部のものはどの配管か。

それら減肉しやすい部位の肉厚測定をしなかったとすると、どうしてか。

「1号機設備診断調査結果」のp21「表-6 配管肉厚測定結果」を見ると、2例をのぞいた18箇所の測定肉厚が、「公称最小肉厚」を上回っている。20箇所のこれらの部位やその前後の部位の配管は全て22年前の1号機の運転開始時の配管か。

交換しているとするとの配管か。交換の理由は何か。

## 18. UTの精度と今回の供用期間中検査の範囲外の溶接部の検査

### (1) 再循環系配管の超音波探傷検査(UT)の精度の低さ

貴社は、配管溶接部の探傷検査については、「定期検査(定期事業者検査)において、約4300箇所を管理対象として供用期間中検査を行い、機器の健全性を確認しているが、念のため、供用期間中検査等の範囲外の配管溶接部から代表箇所(6箇所)を選定し、超音波探傷検査を行い、割れ等がないことを確認した」(「1号機設備診断調査結果」p4)という。

だが、そもそも、貴社は、これまでに行なってきた配管溶接部の探傷検査について、「機器の健全性を確認しているが、念のため」などと言える立場にはないのではないか。逆に、貴社(メーカー)がこれまでに行なってきた配管溶接部の探傷検査結果は、そのまま信頼できるようなものではないというのが実態ではないか。

以下のa~cから、それは明らかだろう。

- a. 2002年8月末に東電トラブル隠しが発覚するや、原子力安全・保安院は、炉心シュラウドや再循環系配管などの重要機器の「ひび割れ運転」を予定より1年前倒して行なえるようにする方針を決定した。同年12月、「ひび割れ運転」のための維持基準導入法(改定

電気事業法)が成立した。この法律の制定を「陰」で支えたのが貴社だった。

東電による原発トラブル隠しの発覚に続いて、女川1号機の第15回定検(02年9月~03年8月)が始まって間もない9月20日、貴社による再循環系配管の「ひび割れ隠し」「ひび割れ運転」が発覚した。次がその日の貴社の発表の一部である。

「(1号機の)第12回定期検査時(1998年9月~12月)に原子炉再循環配管の溶接継手部に超音波探傷試験による自主点検を実施した際、2箇所の溶接継手部に傷の兆候(深さは最大で5.5mm - 引用者注)が確認されました。傷の進展を考慮した場合でも、今後40年以上運転しても配管厚さを十分確保しており、運転上支障はないと判断し、国へは報告しておりませんでした。...第14回定期検査時(2001年4月~8月)に、他の2箇所の溶接継手部にも傷の兆候(深さは最大で3mm - 引用者注)が発見されましたが、第12回定期検査時に確認された傷の兆候よりも小さかったことから、運転に支障はないと判断されました。...」。

『産経新聞』2002年9月21日号は、小林邦英原子力部長(当時)の話として、「今後40年以上運転しても、傷の深さは最大9mm程度までしか進まないとみられ」と報じている。

ところが、10月、それらのひび割れを実測(配管を切り出しての研究所での断面観察、および研削)したところ、深さが12.2mmや8.5mmもあるものがいくつも見つかった(11月末に公表)。貴社が内密に9月末行なったUTでは、それらのひび割れの深さが2mm、1mmと測定されていたのに、である(『週刊金曜日』2003年8月29日号記事「中部・東北電力の情報非公開で原発の『ひび割れ運転』開始」)。

維持基準導入の前提となるのは、機器のひび割れの深さ等をUTで正確に検出できることだが、その前提が崩れ去ったのだ。ところが、貴社は、再循環系配管のUTがこんなにも信頼性に欠けるものであることについては、維持基準導入法成立後まで伏せつづけたのだった(維持基準導入という日本の原子力発電史上の大きな曲がり角でのこの歴史的不正の一端が明るみに出たのは、翌2003年1月以降、私たちの貴社あて公開質問がきっかけになってのことだった)。

b. 貴社(メーカー)は、再循環系配管に生じたひび割れの存在をUTで見落とすという間違いも犯してきている。次は私たちが貴社に確かめつけた事実。

貴社(メーカー)は、女川1号機の第14回定検(2001年4月~7月)時に実施したUTによる再循環系配管の溶接継手部の自主点検の際に、A系統661-601-F04の継手部のひび割れを3つとも見落とす。貴社は再循環系配管の「ひび割れ隠し」「ひび割れ運転」が発覚した第15回定検時に、再循環系配管の溶接継手部のUTによる大掛かりな自主点検を実施した。このときも、この3つのひび割れのうちの1つを見逃した(03年4月~6月の断面観察で3箇所にひび割れがあることが確認された。UTで深さが2.0mmとされたひび割れは、断面観察の結果深さが6.6mmもあることがわかった)。

c. UTによる同様の誤測は最近も起きている。今年2月、東電(メーカーは同じ)が福島第一原発3号機の2004年12月~?年?月の定検時に、B系の再循環配管の溶接部のすぐそばの全周に渡る断続的なひび割れ(今年1月下旬からの断面観察で測定された深さは5.8mm)を見落としていたことが明らかになった。

## (2) 原子炉压力容器ノズル部のUTの精度

・「報告その3」の耐震安全性結果にある「原子炉压力容器(N3ノズル)」の名称は何か、その部位は压力容器のどこか。ノズル配管の口径と肉厚はいくらか。

・インコネル182という応力腐食割れ(SCC)を起こしやすい金属を使っていた1号機の原子炉压力容器ノズル部に対して、SCC対策として第10回定検と第16回定検で、高周波誘導加熱応力改善法(IHSI)とインコネル82で内側からコーティングする改造工事が行なわれている。その後、この対策実施箇所ではひび割れ検査は行なっているのか。行なっているとすれば、その箇所はどこか。どんな検査結果だったのか。

・第15回定検の改造工事で、压力容器炉心スプレイノズル6箇所にひび割れ(長さ約3~25mm、最大深さ約9.7mm)が発見されているが、第14回定検でひび割れの超音波探傷検査が行なわれ長さ25mm、深さ9.7mmのひび割れが見つかった炉心スプレイノズルBでは「異常なし」と判断された。その理由は何か。超音波探傷検査でのひび割れ測定には信頼性がないということか(『原子力資料情報室通信』2004年5月1日号)。

## (3) 今回の「供用期間中検査等の範囲外の配管溶接部」のUTについて

・そもそも、定期検査や供用期間中検査で超音波探傷検査の対象としている耐震クラスAsの配管(の溶接継手数)は全部で何本(何箇所)あるのか。

その中で、一度もUTを行っていないものは何本(何箇所)あるのか(もしあるのだとすると、それらの点検こそ急務)。

定期検査や供用期間中検査で超音波探傷検査の対象としている耐震クラスAsを除いたAクラスの配管(の溶接継手数)は全部で何本(何箇所)あるのか。

その中で、一度もUTを行っていないものは何本(何箇所)あるのか(もしあるとすると、それらの点検も急務)。

・「念のため」UTを行なった「供用期間中検査等の範囲外の配管の溶接継手」の「代表箇所」は6箇所「耐震クラスA以上の配管から、ひび割れ等の発生への影響が考えられる使用条件を考慮した結果」、「運転時高温になる配管(主蒸気系配管、高圧注水系配管-蒸気-、原子炉隔離時冷却系配管-蒸気-)」を選定したという。

- a . 1号機の耐震Aクラス以上の配管で超音波探傷検査による供用期間中検査の範囲外の配管(の溶接継手数)はいくらあるのか。

- b . そのうちで「ひび割れ等の発生への影響が考えられる使用条件」の配管(の溶接継手数)はいくつ(何%)か。

- c . 「ひび割れ等の発生への影響が考えられる使用条件」の配管のうちで「運転時高温になる配管」(の溶接継手数)はいくつ(何%)か。今回UTを行なった6箇所の溶接継手は、「運転時高温になる配管」の溶接継手の何%にあたるのか。

・「1号機設備診断調査結果」のp22の「表-7」の検査結果欄は全て「良」となっているが、具体的な検査結果はどのようなものだったのか。

配管の肉の厚さに対して一定の割合以下の長さの「インディケーション」(ひび割れの兆候)はインディケーションではないとされる。そのような「インディケーション」も認められなかったのか。

実際にはひび割れがあるのに見落としした可能性もあるのではないか。

・今回 UT を実施した溶接継手の中に、エルボ部や T 字部に近接しているものはあるのか。あるとしたら、それはどの配管のどの継手か。

そのような部位の検査はしなかったのだとすると、どうしてか。

・選定されたホウ酸水注入系は、何らかの理由で制御棒を原子炉内へ挿入することができない場合、原子炉内へ中性子吸収材のホウ酸水を注入することにより原子炉を停止させる設備。1号機の第17回定期検査中の今年3月2日、このホウ酸水注入系配管とホウ酸注入系アキユームレータとの接合部ににじみのあるのが発見され、原因調査の結果、接合部に傷が見つかったという。傷の深さはいくらだったのか。傷の長さはいくらだったのか。

・「点検した全ての溶接部について割れがないことを確認した」というが、「代表箇所」6箇所のこの結果から、「供用期間中検査率の範囲外の配管の溶接継手」全体について、耐震安全上問題となるような「経年化の影響」はないと結論づけるのは、余りにも乱暴な、非科学的なことではないか。

## 19 . 建屋コンクリート診断調査の問題点

・反発度を測定した箇所は、タービン建屋が200箇所、制御建屋が249箇所。ところが原子炉建屋は151箇所にすぎない。原子炉建屋の1階と2階は1箇所も測定していない。これでは原子炉建屋各階のコンクリートが十分な強度を有していると結論づけることはできないのではないか。

・コンクリートのコア圧縮強度には、平均  $41.5 \text{ N/mm}^2$  に対し、最大  $55.4 \text{ N/mm}^2$ 、最小  $29.2 \text{ N/mm}^2$  と大きなバラツキがある。最小値は設計基準強度  $22.1 \text{ N/mm}^2$  ギリギリである。場所によってはこれを下回る恐れすらある。もう少し、コアを採取して、コンクリート強度を詳細に調査する必要があるのではないか。

## ・経年劣化に関する重要な問題

## 20 . 中性子線照射脆化の問題

これまで、PWR（加圧水型軽水炉）と比べて中性子線束が小さく、BWR（沸騰水型軽水炉）では照射脆化は問題にならないと思われていたが、最近の実験や実機観測の結果、中性子線束が大きいときだけでなく、小さいときも照射脆化が速く進むことが警告されている。現に、福島第一原発1号炉では、運転28年目の1998年に取り出された母材の監視試験片（加速試験）の脆性遷移温度が  $-12$  から  $50$  に上がっていた。福島第一原発3号炉でも、運転23年で  $-12$  から  $21$  に上がっていた。

運転開始から22年経つ女川原発1号機では、脆性遷移温度はどこまで上がっているのか。それを考慮しても、圧力容器等の地震による脆性破壊の危険性はないといえるのか。

## 2 1 . 電気ケーブルの劣化について

「1993年にNRC（米原子力規制委員会）が報告したように、LOCA（冷却材喪失事故）時の高温・高放射線の条件で、（電気ケーブルの）ふだんは見えない劣化が一気に顕在化する。...そうならば、事故時にプラントの状態把握や機器の作動ができなくなる。美浜3号機配管破断事故では、高温蒸気が電気ケーブルを変質させ、また直接電磁弁にも影響して主蒸気隔離弁（C）が作動しなかった。このことを深刻な問題と捉えるべきである」（『原子力資料情報室通信』2005年2月1日号）。

貴社は、美浜3号機の事故後、取り替え困難な電気ケーブルについてどのような対策をとったのか。

以上