

原子力発電所における事業者の自主点検作業 記録に係る不正等に関する調査について

平成14年8月29日
原子力安全・保安院

1. 事案の概要

原子力安全・保安院においては、東京電力株式会社（以下「東京電力」）福島第一原子力発電所、同福島第二原子力発電所、同柏崎刈羽原子力発電所において、80年代後半から90年代にかけて、General Electric International Inc.（以下「GEI社」）に発注して東京電力が実施した自主点検作業につき、ひび割れやその徴候等の発見、修理作業等についての不正な記載等が行われた疑いについて、これまで調査を行ってきているところです。

現在のところ、自主点検作業記録等の記載に不正の疑いがある機器は、シュラウド、シュラウドヘッドボルト、蒸気乾燥器、アクセスホールカバー、炉心スプレイスパージャ、ジェットポンプ、炉心モニタハウジングであり（別紙1参照）、ひび割れの存在やその徴候等についての検査結果や修理記録及びこれらに係る日付の記載等について不正が行われた可能性があります。東京電力からは、現時点では未確定であるもののこのような不正の疑いが3発電所において29件あるとするリストが提出されています。

これらの事案は、直接原子炉の安全性に重大な影響を及ぼすものではないため、定期検査において国が直接立ち会って確認を行う対象には含まれず、事業者が自ら点検を行うものです。しかし、このような事案についても記録について不正があることは、原子力発電所の保安体制の不備につながり、ひいては安全上重大な問題に発展しかねないため、当院としては、安全文化の維持・向上という観点からは極めて深刻な問題と捉え、抜本的に改善していくべきと認識しております。このため当院としては、厳正かつ徹底的な調査を行い事実関係につき明らかにしていくとともに、必要な対策を講じていく方針です。

2. 事案の経緯と安全性への影響

本件調査のきっかけは、2000年7月に通商産業省（当時）に寄せられた申告（情報提供）であります。その後、当院において慎重かつ入念な調査を積み重ねてきた結果、東京電力及びGE I I社は、自主点検作業記録等につき、上記のとおり従業員による不実記載が行われた可能性があることを認め、両社が自ら内部調査を行うことにより、事実解明に全力を挙げ、当院の調査に全面的に協力していくことを申し出ております。

当院としては、今後、事実関係が確定できた時点で具体的内容等についての公表を行う方針ですが、現時点までに当院が入手した情報に基づけば、3発電所のうち8基の原子炉においては、ひび割れ等が存在する機器が、現在も取替又は十分な修理が行われないまま炉内に残っている疑いがあることから、念のため安全についての確認を行い、その結果について以下のとおり公表することとしました。

- ・ ひび割れ、摩耗等が交換・修理されていないまま存在している疑いがある機器

①シュラウドに未修理のひび割れが存在する疑いがあるもの

- ・ 福島第一原子力発電所 4号機
- ・ 福島第二原子力発電所 2号機
- ・ 福島第二原子力発電所 3号機
- ・ 福島第二原子力発電所 4号機
- ・ 柏崎刈羽原子力発電所 1号機

②ジェットポンプの固定用部品に未修理の隙間、摩耗が存在するある疑いがあるもの

- ・ 福島第二原子力発電所 2号機
- ・ 福島第二原子力発電所 3号機
- ・ 福島第二原子力発電所 4号機
- ・ 柏崎刈羽原子力発電所 2号機
- ・ 柏崎刈羽原子力発電所 5号機

③ジェットポンプの計測用配管に未修理のひび割れが存在する疑いがあるもの

・福島第一原子力発電所 6号機

これらの事案は、ひび割れ等の状況について安全上より厳しく評価したとしても、安全性に影響を与えるものではない旨事業者から報告を受けておりますが、当院としてはその根拠等につき詳細な資料提出を求め、それら資料に基づき分析したところ、直ちに安全性に重大な影響を与える可能性があるものは含まれていないと判断いたしました（別紙2参照）。また、当院としては、これまで収集したデータを示した上で外部の専門家の意見を念のため聴取したところ、当院の判断は妥当であるとの見解を得ております。

今後の調査の中で、ひび割れ等が現在も存在する疑いのある機器が更に明らかになった場合には、安全についての確認を行い、公表してまいります。

3. 今後の対応

今後、当院としては東京電力及びGE I I社に対し引き続き関連資料の提出を求め、必要に応じ東京電力に対して法令に基づく報告徴収及び立入検査等を実施することなどにより、事実関係を徹底的に調査していく方針です。また、現在でもひび割れ等が存在する疑いのある上記のプラントについては、次回定期検査開始時に立入調査を行って、設備の状況につき確認を行う予定です。万が一、今後の調査の過程で重大な安全上の問題が発見されれば、直ちに原子炉を停止して検査・確認し、必要な対策を講じるよう求めます。

当院としては事実関係が確定できた段階で報告書を作成・公表し、東京電力に対し抜本的な再発防止策の構築を求めるとともに、外部の専門家等による評価委員会を設け、本件に係る当院の調査方法等についても評価を得ることとしております。また、事実関係が確定できた段階で仮に法令違反があれば、東京電力に対し、所要の処分を行うこととしております。

当院は、今回調査を行っている東京電力（株）以外の電力会社、その他原子力事業者、主要な関係事業者についても、同様の問題が発生していないか総点検を行うよう指示することとしております。

※本件については、調査結果の信頼性を確保するため、法律及び技術的な専門性を有する職員から成る特別の調査チームを院内に設け、調査を行っているところであります。

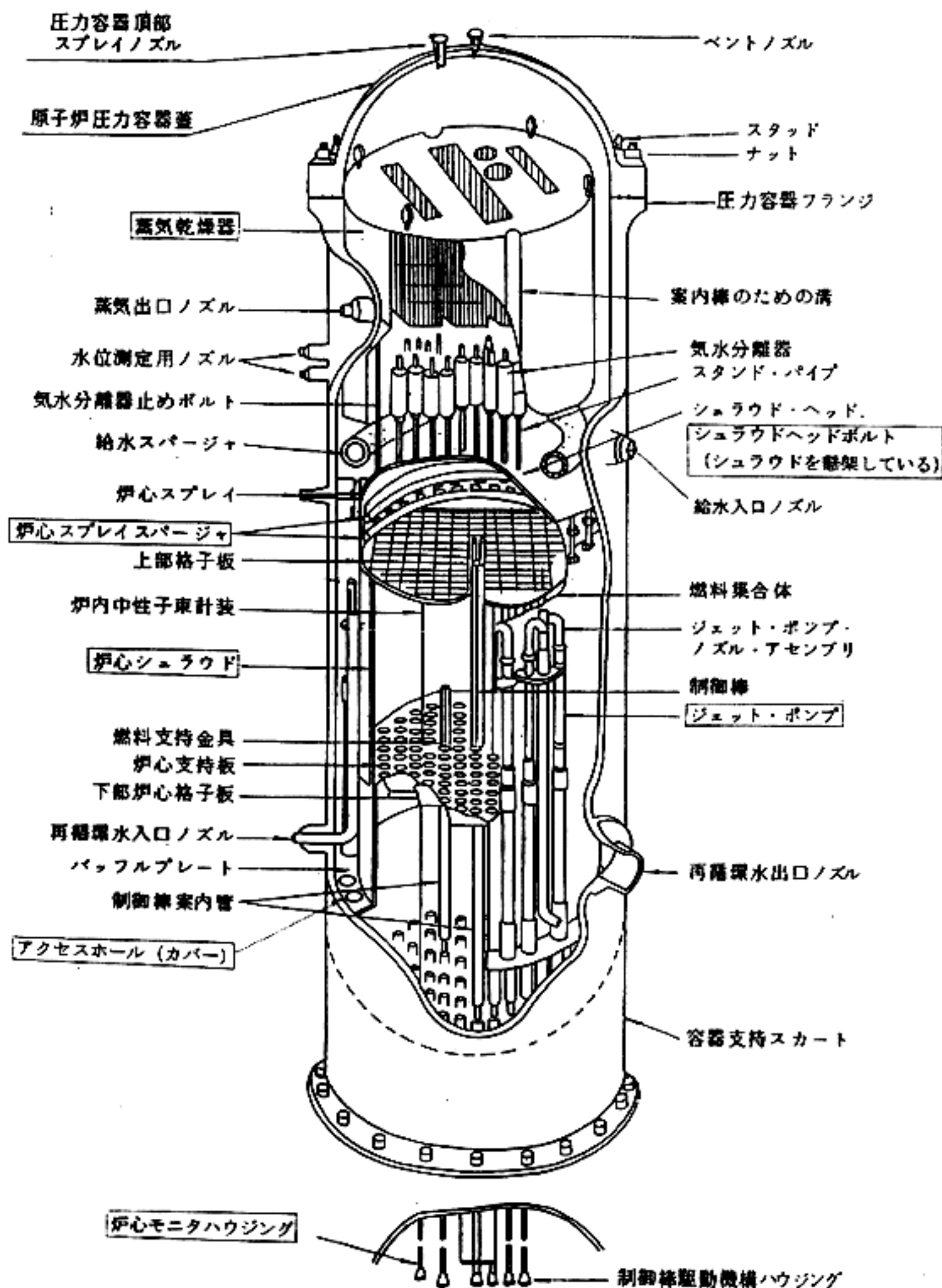


図1 圧力容器俯瞰図

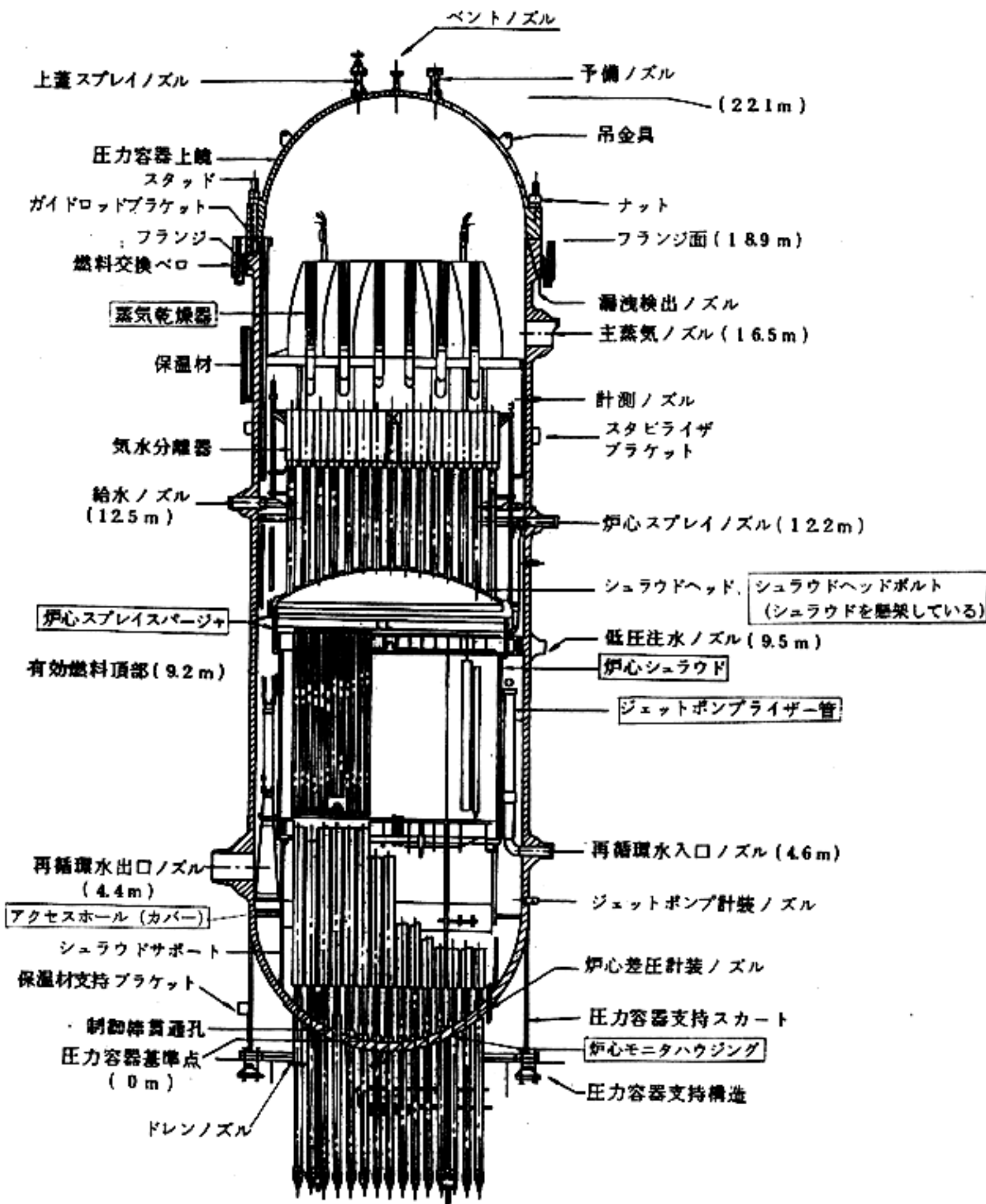


図2 圧力容器断面図

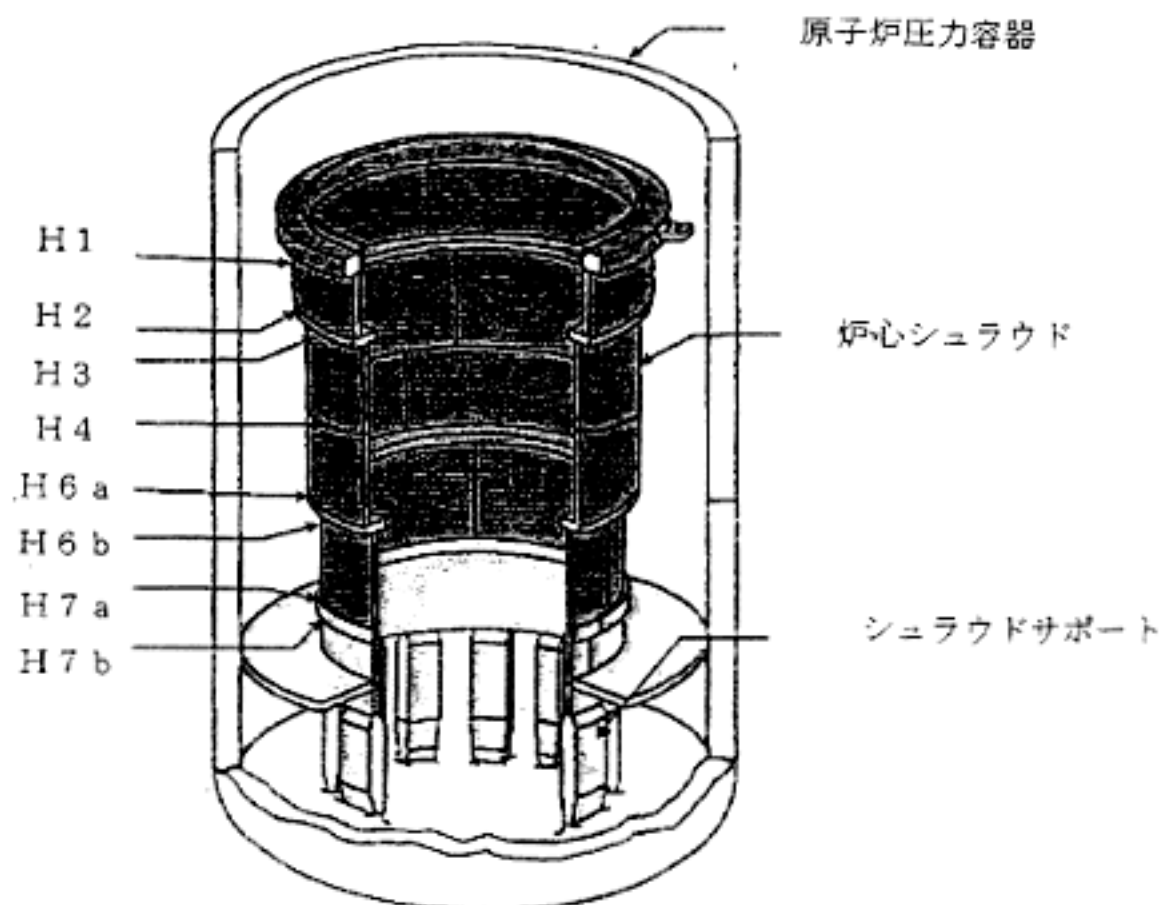


図3 炉心シュラウド概要図

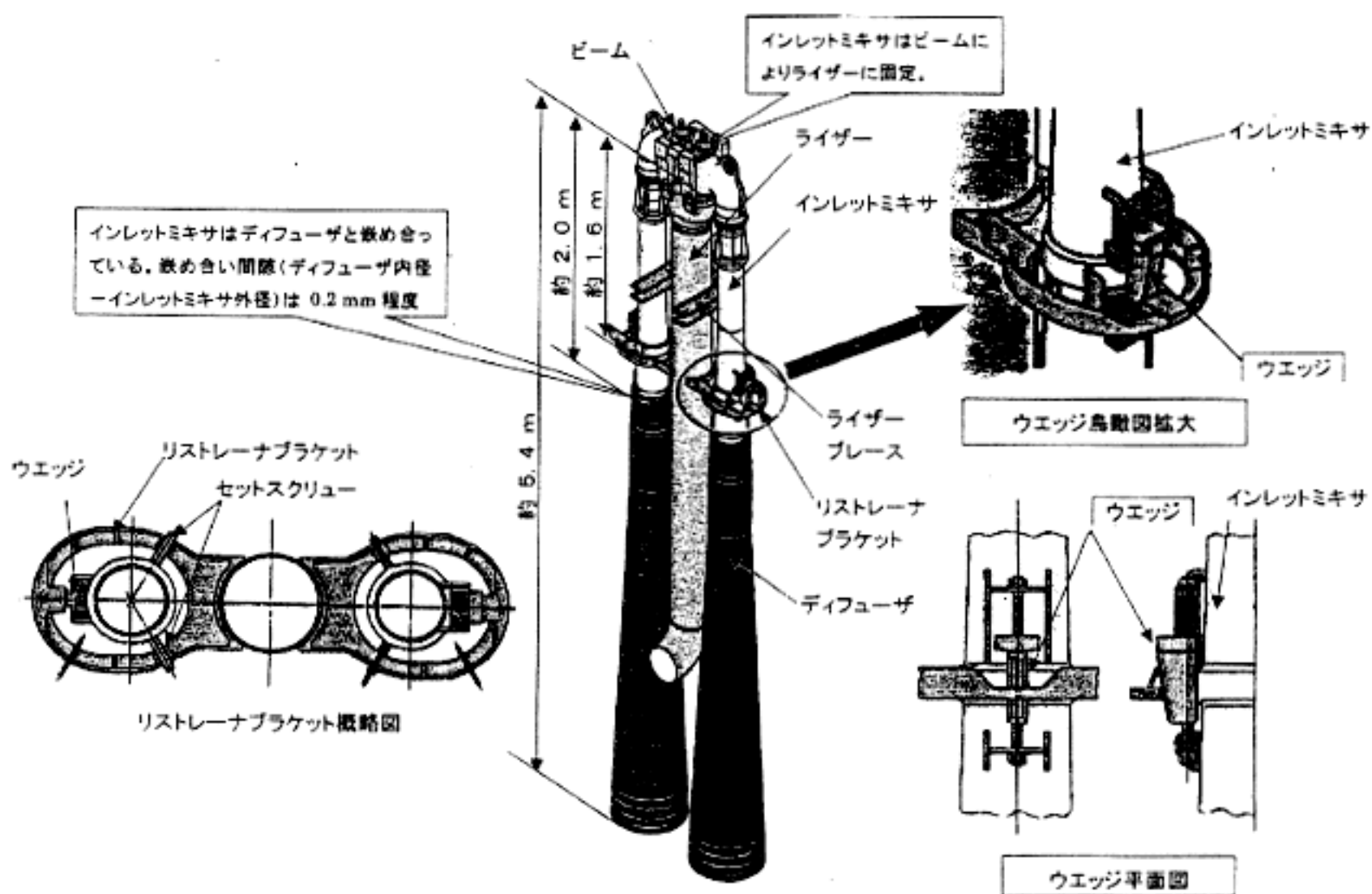


図4 ジェットポンプ概要図

東京電力株式会社の原子力発電所における自主点検作業記録に係る不正等による原子炉の安全性への影響について

平成14年8月29日

原子力安全・保安院

1. 概要

東京電力株式会社福島第一原子力発電所、同福島第二原子力発電所、同柏崎刈羽原子力発電所における自主点検作業記録に係る不正等の疑いがある29件について、記録に係る不実記載が事実だとした場合に、原子炉の安全性にどのような影響を与えるかについて検討を行った。

ただし、これら事案のうち18件については、例え不正の疑いが事実であったとしても、既に対象機器の取り替えまたは修理等が実施済みであることを当院として確認しているため、評価対象にしていない。

残る11件については、現在も炉内にひび割れ、摩耗等が存在する疑いがあるため、これらの機器についてひび割れ、摩耗等の存在等を事実とした場合に、それらが直ちに原子炉の安全性に影響を与える可能性があるものが含まれているかどうかについて、検討を行った。

①炉心シュラウドに未修理のひび割れが存在する疑いがあるもの

- ・ 福島第一原子力発電所 4号機
- ・ 福島第二原子力発電所 2号機
- ・ 福島第二原子力発電所 3号機
- ・ 福島第二原子力発電所 4号機
- ・ 柏崎刈羽原子力発電所 1号機

②ジェットポンプの固定用部品に未修理の隙間、摩耗が存在する疑いがあるもの

- ・ 福島第二原子力発電所 2号機
- ・ 福島第二原子力発電所 3号機
- ・ 福島第二原子力発電所 4号機
- ・ 柏崎刈羽原子力発電所 2号機
- ・ 柏崎刈羽原子力発電所 5号機

③ジェットポンプの計測用配管に未修理のひび割れが存在する疑いがあるもの

・ 福島第一原子力発電所 6号機

2. 炉心シュラウドの安全性について

炉心シュラウドは、炉心の外側にある円筒形のステンレス製構造物であり、原子炉内の水の流れを分離する仕切り板の役割及び炉心形状の維持機能を有している。炉心シュラウドの構造図を図1に示す。

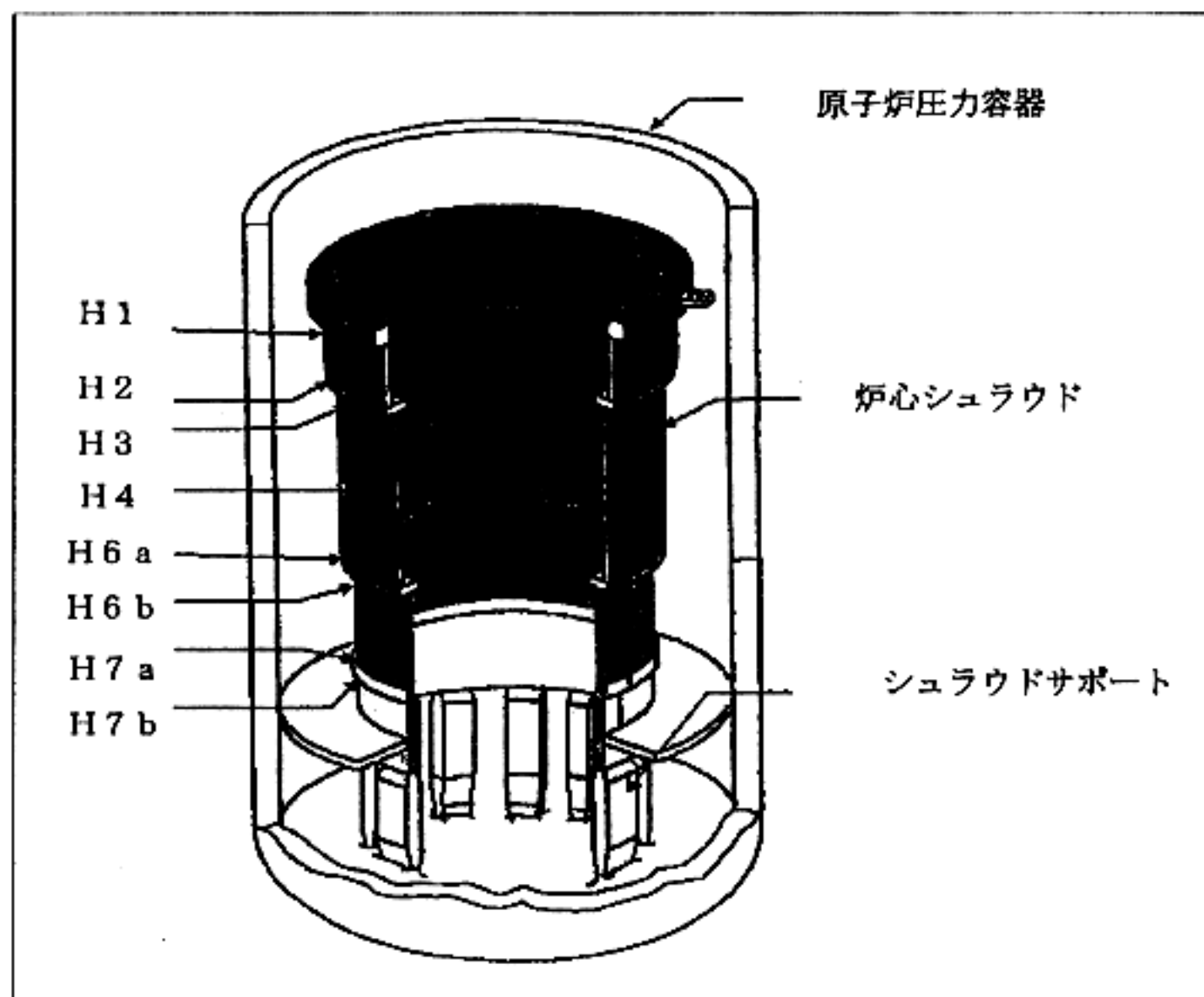


図1 炉心シュラウド構造図

炉心シュラウドは、圧力容器等とは異なり、圧力バウンダリを構成しているものではないため漏えい等については評価する必要はなく、炉心シュラウドのき裂が安全性に影響を与える可能性としては、炉心の形状の維持という観点から評価を行えば良い。

炉心形状の維持という観点から見ると、炉心シュラウドに最も大きな力が加わるのは、地震により横揺れが生じた場合であるため、この時に炉心シュラウドが十分な強度を有し

ているかという点についての評価が必要である。

東京電力からの報告によると、各炉心シュラウド溶接線に確認されたとしているき裂あるいはその疑いは、表 1 に示すとおりである。

表 1 各炉心シュラウド溶接線に確認されたとしているき裂あるいはその疑いの箇所数

原子炉名	溶接線	発見されたき裂あるいはその疑いの箇所数	備考
福島第一 4号機	H-3 下部母材部	1	
	H-3	2	うち 1 箇所は縦方向
福島第二 2号機	H-3	5	うち 2 箇所は縦方向
	H-4	18	
福島第二 3号機	H-2	1	
	H-4	2	
	H-6a	1	ほぼ全周にわたるき裂が発生し、平成 14 年にタイロッドにより修理
	H-7	2	
福島第二 4号機	H-3	2	
柏崎刈羽 1号機	H-4	2	

これまで、我が国においては炉心シュラウドに発生したき裂が 2 件報告されており、この場合の安全性の影響評価実施(東京電力福島第一原子力発電所第 2 号機については、平成 6 年及び同福島第二原子力発電所第 3 号機については、平成 13 年にそれぞれ評価実施済み)に当たっては、米国において安全規制に用いられている ASME Boiler and Pressure Vessel Code Section XI¹⁾等の手法を参考に、各サイト毎に過去の地震等から求められた設計用の基準地震動 S1、S2 が発生した場合を想定し、炉心シュラウドの強度がどれくらいあれば形状を維持できるかについて、事業者によって評価が行われ、当院もその妥当性を確認している。

今回の安全性の影響評価実施について、東京電力が GE 社から報告を受けた評価結果によれば、これまでと同様、炉心シュラウドの材料であるオーステナイト系ステンレス鋼は延性を有する材料であるため、この性質を踏まえた極限荷重評価²⁾を用いるとともに、中性子照射により脆化する可能性を考慮すべき部位については、併せて破壊力学的評価も用いて評価を行っているとしている。

2.1. 極限荷重評価について

東京電力が GE 社から報告を受けた極限荷重評価については、以下の条件で行ったとしている。

・き裂発生位置及び長さ

GE 社の当時の検査記録より読み取り。(き裂の疑いがある箇所は、全てき裂があるも

のとして評価)

なお、評価を行うき裂あるいはその疑いについては、炉心シュラウドは内外差圧が小さく、強度評価においては地震荷重による曲げモーメントが支配的であり、鉛直方向のき裂あるいはその疑いについては、炉心シュラウドの強度にほとんど影響を与えないため、評価対象外としている。

・き裂深さ

超音波探傷等により実測されていないため、保守的に全て貫通しているものと評価。

・近接しているき裂

連続した単一の欠陥として仮定。

・き裂進展速度及びき裂評価長さ

両端でそれぞれ年間 11mm ずつ進展するものとし(米国 NRC 使用値²⁾、10 年後までき裂進展が継続するとした場合のき裂長さをき裂評価長さとする。

・最終的に、全ての欠陥長さを合計して単一の連続する欠陥に置き換え、許容き裂長さと比較評価を実施。

上記に従い、計算された予想き裂長さは、表 2 に示すとおり、全て許容長さを下回っているとしている。

表 2 炉心シュラウドの評価結果(その 1:極限荷重評価法)

原子炉名	溶接線番号	10年後の予想き裂長さ (mm)	許容き裂長さ (mm)
福島第一 4号	H-3下部母材部	723.9	8382
福島第二 2号	H-3	744.2	11404.6
	H-4	4130.0	10464.8
福島第二 3号	H-2	425.9	11277.6
	H-4	464.8	8839.2
	H-7	851.8	7772.4
福島第二 4号	H-3	627.3	10998.2
柏崎刈羽 1号	H-4	485.6	7670.8

2.2. 破壊力学的評価について

次に、東京電力が GE 社から報告を受けた破壊力学的評価については、次のとおり評価を行ったとしている。

運転に伴い、炉心シュラウドへの中性子照射がある程度($3 \times 10^{24} \text{n/m}^2$)以上になると、炉心シュラウドの材料(ステンレス鋼)が脆化する(脆くなる)ことが知られている。このため、今回き裂あるいはき裂の疑いが確認されたとしている各溶接線における中性子束を求め、

運転開始からき裂あるいはその疑い発見後 10 年後の時点までの発電時間を保守的に 25 年（福島第一 4 号機については 30 年）と定め、運転に伴う中性子照射量が評価しきい値 ($3 \times 10^{24} \text{ n/m}^2$) を参考に破壊力学的評価の実施の必要性について検討を行った結果、表 3 に示すとおり、H-3 及び H-4 溶接線が該当するとして評価している。

表 3 各炉心シュラウド溶接線の中性子照射量

原子炉名	溶接線	中性子束 ($\text{n/m}^2\text{s}$)	中性子照射量 (n/m^2)	破壊力学的評価を実施
福島第一 4 号機	H-3	1.20×10^{15}	9.1×10^{23}	○
福島第二 2 号機	H-3	3.70×10^{15}	2.49×10^{24}	○
	H-4	1.00×10^{16}	6.71×10^{24}	○
福島第二 3 号機	H-2	2.90×10^{14}	1.83×10^{23}	—
	H-4	1.00×10^{16}	6.32×10^{24}	○
	H-7	6.20×10^7	3.92×10^{16}	—
福島第二 4 号機	H-3	3.70×10^{15}	2.49×10^{24}	○
柏崎刈羽 1 号機	H-4	1.00×10^{16}	6.71×10^{24}	○

評価が必要な溶接線については、以下のとおり評価したとしている。

・き裂発生位置及び長さ

GE 社の当時の検査記録より読み取り。（き裂の疑いがある箇所は、全てき裂があるものとして評価）

なお、評価を行うき裂あるいはその疑いについては、炉心シュラウドは内外差圧が小さく、強度評価においては地震荷重による曲げモーメントが支配的であり、鉛直方向のき裂あるいはその疑いについては、炉心シュラウドの強度にほとんど影響を与えないため、評価対象外としている。

・き裂深さ

超音波探傷等により実測されていないため、保守的に全て貫通しているものと評価。

・近接しているき裂

多数のき裂の疑いが互いに近接している場合は、連続した単一の欠陥と仮定。

・き裂進展速度及びき裂評価長さ

両端でそれぞれ年間 11mm ずつ進展するものとし（米国 NRC 使用値²⁾）、10 年後までき裂進展が継続するとした場合のき裂長さをき裂評価長さとする。

・破壊靱性値は、中性子照射材の破壊靱性値（約 $165 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ ）を使用。

・複数のき裂あるいはその疑いが同一溶接線上にある場合は、破壊力学的評価の場合は、最大長さを有するものが最も厳しくなるので、これについて評価する。

上記に従い、計算された予想き裂長さは、表 4 に示すとおり、全て許容長さを下回っているとしている。

表 4 炉心シュラウドの評価結果(その2:破壊力学的評価法)

原子炉名	溶接線番号	10年後の予想き裂長さ (mm)	許容き裂長さ (mm)
福島第一 4号機	H-3下部母材部	723.9	2588
福島第二 2号機	H-3	255.7	7169.5
	H-4	2068.6	4080
福島第二 3号機	H-4	464.8	2002
福島第二 4号機	H-3	317.2	5816.6
柏崎刈羽 1号機	H-4	485.6	1186.7

2.3. 当院としての評価

当院は、東京電力から提出された各炉心シュラウド溶接線に対する許容き裂長さについて、その評価方法及び使用数値について直接確認を行った。

その結果、評価方法は、これまで実績のある手法を使用していること、使用数値については、工事計画認可記載値等から適切に引用されていることをそれぞれ確認した。当院は、提出された許容長さは、科学的合理性を有することを確認した。

併せて、当院は、東京電力から提出された10年後の予想長さについては、GE社が行った検査記録について直接確認し、独自に評価上考慮するき裂あるいはその疑い長さから10年後の予想長さを求め、提出のあった10年後の予想長さと比較を行った。その結果、提出のあった10年後の予想長さについては、当院が求めた値と同等もしくは大きめに評価されていることを確認し、保守性を有していることを確認した。

したがって、当院は、炉心シュラウドは、今回報告されているき裂が存在しているとしても、極限荷重評価及び破壊力学的評価で評価した場合、想定される最大荷重に耐え得ることから、これらのき裂が存在したとしても、直ちに原子炉の安全性に影響を与えるものではないことを確認した。

3. ジェットポンプの固定用部品に未修理の隙間、摩耗が存在する場合の安全性への影響について

沸騰水型原子炉は、原子炉内の再循環流量を変化させることによって出力を調整する。炉心へ冷却水を強制的に送り込むため、外部に再循環ポンプが設置されているが、その流量を少なく出来るように、ジェットポンプを用いている。ジェットポンプは、圧力容器と炉心シュラウドの間の環状部に設置されているもので、ノズルから再循環ポンプで加圧された冷却水がラッパ状のディフューザ中に高速に噴出させ、これにより周囲の冷却水が吸い込まれ、再循環ポンプの流量以上の流れを生じさせるものである。

ジェットポンプの構造図を図2に示す。

ジェットポンプに関して、固定用部品に未修理の隙間、摩耗が存在する疑いがあるため、

これが原子炉の安全性に与える影響について検討する。

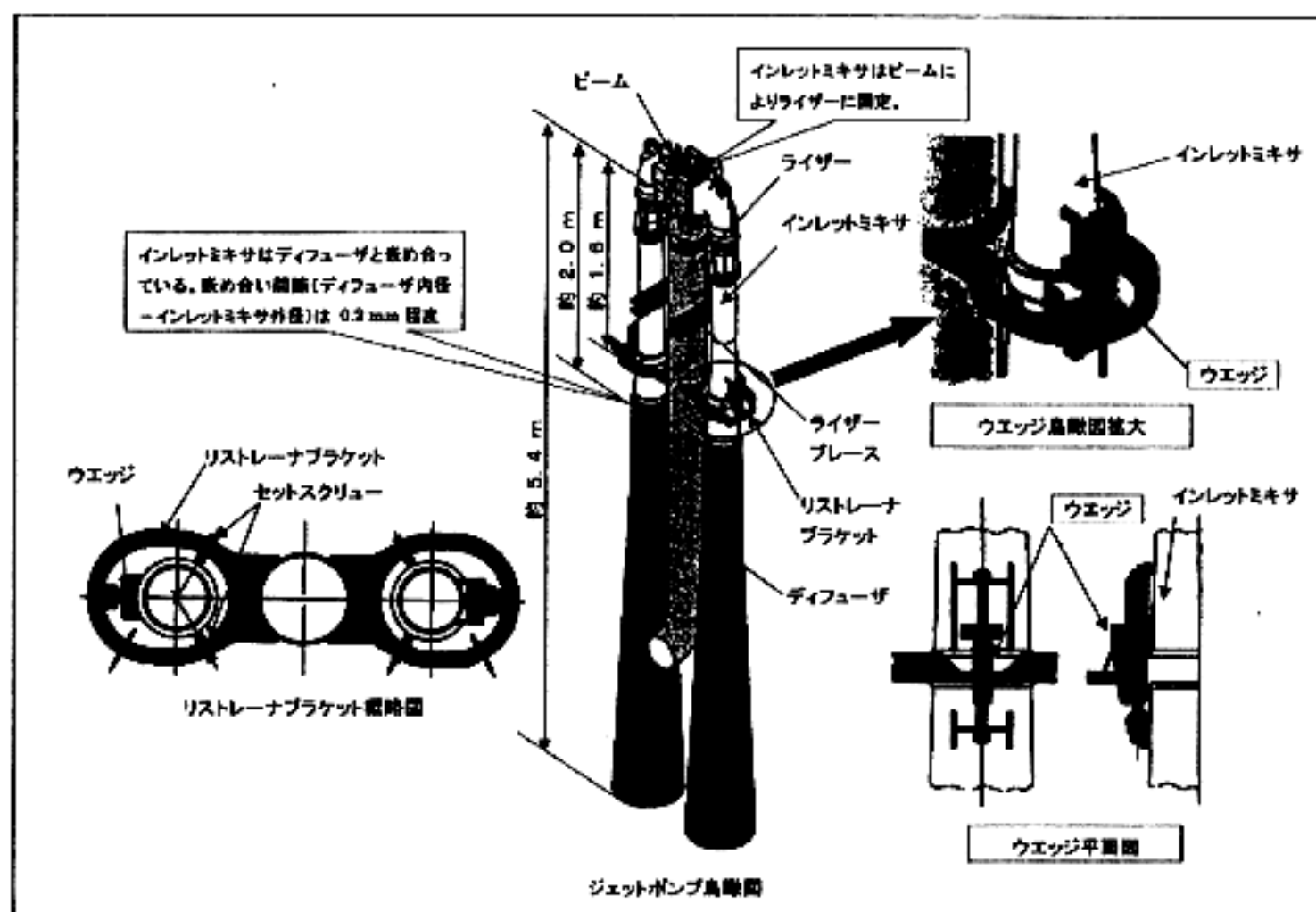


図 2 ジェットポンプ構造図

3.1. セットスクリューの隙間やウェッジの摩耗について

ジェットポンプは、高速で冷却水を噴出するために振動が生じる。このため、振動防止のための固定用部品として、2 個の固定用のネジ(セットスクリュー)とくさび(ウェッジ)が設置されている。ジェットポンプ固定用のネジ(セットスクリュー)に隙間が生じたり、くさび(ウェッジ)に有意な摩耗が存在すると、振動防止が不完全となり、最悪の場合は、ジェットポンプの主要部材に振動に伴う荷重が発生し、疲労による損傷が懸念される。

GE 社は、同社製 BWR 設置者に対して発行される、SIL (Service Information Letter) の 1993 年 10 月 5 日付け No. 574³⁾において、ジェットポンプの調整ネジの周り止め溶接部の損傷についてのレポートを発行している。それによれば、これまで同社製 BWR のセットスクリューにおいて、数件のクラックが発見されたため、当該部の点検、保守を推奨している。その点検を行わなかった場合周り止め溶接部のクラックは気付かぬまま進行する可能性があり、1 つあるいはそれ以上のセットスクリューの損傷は、そのまま放置するとセットスクリューの緩み、脱落につながるおそれがあるとしている。

しかしながら、同社は、セットスクリュウの損傷に係る安全評価を行った結果、ジェットポンプの運転状況は毎日のサーベランス試験によって確かめられているため、安全性に関わるものではないと結論付けている。

また、米国 EPRI も同様に、セットスクリュウ隙間及びウェッジの摩耗に関して、安全上考慮すべき事象としては、セットスクリュウ、ウェッジによる3点支持が失われることによって、インレットミキサの振動が増大し、ジェットポンプの構造健全性が失われ、安全機能を喪失する事象としているが、その場合でも運転監視において検知可能であり、安全上の問題ではないとしている。

また、東京電力は、ジェットポンプの以下に示す4つの主要部材について、振動に関する評価を行ったとしている。

- ・ビーム(インレットミキサーとライザー管を固定する金具)
- ・ノズル(インレットミキサーを構成する一部品で下向き流れの吸込口)
- ・リストレナーブラケット(セットスクリュウ及びウェッジを介してインレットミキサーを固定する部品)
- ・ライザーブレース(ライザー管を圧力容器内壁に固定する部品)

評価に当たっては、実機のジェットポンプを模擬した試験体の振動試験及び評価解析を実施したとしている。その結果、セットスクリュウ部の隙間やウェッジの摩耗により、3点支持が確保されない場合でも、今回指摘されている程度の隙間では、ジェットポンプの各部に発生する応力は、いずれも構造材であるステンレス鋼が疲労により損傷する応力以下であることから、ジェットポンプの構造健全性に影響を及ぼすものではないと評価している。

3.2. 脱落部材のルースパーツ化について

東京電力は、前項で検討したジェットポンプ主要部材は、セットスクリュウの隙間がある程度存在しても疲労により損傷する応力以下であるとしている。

一方、GE 社が指摘しているセットスクリュウの疲労による損傷については、これまでに海外では疲労による周り止め溶接の損傷例は多数あるものの、その損傷によりセットスクリュウが炉内に脱落した例は1件であり、その場合は、パッフルプレート上に沈下し、浮き上がることはなく滞留するとしている。これは、アニュラス部(シュラウド外周と原子炉圧力容器の間)は、一様な下向流が存在しているためと推測している。炉心に2箇所存在する N1 ノズル(再循環ポンプ吸込口)に吸い込まれ、炉内に入り込む可能性については、N1 ノズルに最も近いジェットポンプであっても、アニュラス部にセットスクリュウを N1 ノズルに移動させるだけの横向きの流れが存在しなければならないことから、考えにくいとしている。

なお、米国 EPRI の検討においては、ルースパーツについて検討がなされており、セット

スクリーと形状が近いアニュラス部に存在するボルトについて評価を行っている。これによれば、燃料の性能を阻害するような特殊な形状のルースパーツが発生する可能性はある一方、もしそのような事象が発生した場合は、ひとつの燃料集合体に限られ、オフガスモニタや主蒸気管モニタで監視できることから、直ちに安全上問題となるものではないとしている。

3.3. 当院としての評価

ジェットポンプに関しては、冷却材の循環により生ずる振動により損傷を受けないよう施設することが求められている。

ジェットポンプに関して、固定用部品に未修理の隙間、摩耗が存在する場合の原子炉の安全性に与える影響について、東京電力から提出された資料について検討を行った。

当院は、GE 社の SIL No. 574³⁾ 及び米国 EPRI によれば、振動によりジェットポンプに対して疲労による損傷の可能性はあるものの、万一脱落した場合は検知可能であるため、それが直ちに原子炉の安全に影響を与えないものであることに合理性はあることを確認した。

また、当院は、東京電力が、セットスクリーの間隙が存在した場合のジェットポンプ主要部材に対する疲労評価について、別途モックアップ試験及び解析を実施し、セットスクリー部の隙間やウェッジの摩耗により、3 点支持が確保されない場合でも、今回指摘されている程度の隙間では、ジェットポンプの各部に発生する応力は、いずれも構造材であるステンレス鋼が疲労により損傷する応力以下であることから、ジェットポンプの構造健全性に影響を及ぼすものではないと評価していることも確認した。したがって、脱落した部材のルースパーツ化についての検討は不要と考える。

しかしながら、念の為、部材が脱落し、ルースパーツ化した場合については、米国 EPRI において評価されているように、燃料の性能を阻害するような特殊な形状のルースパーツが発生する可能性はある一方、もしそのような事象が発生した場合は、ひとつの燃料集合体に限られ、オフガスモニタや主蒸気管モニタで監視できることから、直ちに安全上問題となるものではないとしている。

したがって、当院は、ジェットポンプの固定用部材に未修理の隙間、摩耗の存在が直ちに安全上問題となるものではないとしている東京電力の評価に合理性を有することを確認した。

4. ジェットポンプの計測用配管に未修理のひび割れが存在する場合の安全性について

4.1. 計測用配管が破断した場合の影響について

GE 社は、平成 8 年に同社が実施した炉内点検において、計測用配管表面にき裂あるいは

その疑いが発見されたとしている。

東京電力は、計測用配管が破断した場合、ジェットポンプ差圧の表示値が見かけ上異常値となり検知できるものであり、炉心流量は変化しないため、運転に直ちに影響を及ぼすものではないとしている。

4.2. 脱落部材のルースパーツ化について

東京電力は、計測用配管が破断した場合のルースパーツ化への影響については、破断の原因が疲労によるものであり、破断は早期に検知できることから、小片となる前に適切な対応を採ることとしており、ルースパーツ化しないとしている。

また、破断した配管の挙動については、アニュラス部の流速解析から、一様の下向きの流れであり、流速も高々60cm/sec以下であることから配管はほとんど移動することはなく、停滞するとしている。

4.3. 当院としての評価

我が国においては、計測用配管が疲労等により損傷し、破断に至った例は、これまでに平成13年1月に発生した福島第二1号機の1件が存在する。

万一計測用配管が破断した場合は、これまでの事例が示すように、ジェットポンプ差圧の表示値が見かけ上異常値を示し、破断の検知が可能であること、炉心流量は変化しないため、原子炉出力に影響を及ぼすものではない。また、計測用配管が破断した場合のルースパーツ化への影響については、破断の原因が疲労によるものであり、破断は早期に検知できることから、小片となる前に適切な対応を採ることとしており、ルースパーツ化しないと評価していること、破断した配管に挙動については、アニュラス部の流速解析から、配管はほとんど移動することはなく、停滞するとしているこれら東京電力の評価は、合理性を有することを確認した。

5. 結論

東京電力株式会社福島第一原子力発電所、同福島第二原子力発電所、同柏崎刈羽原子力発電所の点検記録における①炉心シュラウドに未修理のひび割れが存在する疑い、②ジェットポンプの固定用部材に未修理の隙間、摩耗が存在する疑い、③ジェットポンプの計測用配管に未修理のひび割れが存在する疑いについて、不正な記載等が事実とした場合に、原子炉の安全性にどのような影響を与えるかについて、念のため検討を行った。

当院は、これらについて検討を行った結果、直ちに原子炉の安全に影響を与えるものではないことを確認した。

6. 参考文献

*1) ASME Boiler and Pressure Vessel Code(Section XI) 2001 Edition, July 1, 2001, ASME
EPRI TR-105707, October 1995, EPRI*

*2) Status Report: Intergranular Stress Corrosion Cracking of BWR Core Shrouds and Other
Internal Components, NUREG-1544, March 1996, US NRC*

3) Jet Pump adjusting screw tack weld failures, SIL #574, October 5, 1993 GENE

対象機器	号機	疑いのある事実	原子炉内に現存するか	現存しない根拠	原子炉内に未修理で現存するか	修理の有無	安全評価	安全性への影響
シュラウド	1F1	未報告、未修理のひび、またはその兆候の疑いあり	×	シュラウド取替済み	—		—	なし
	1F2	未報告、未修理のひび、またはその兆候の疑いあり	×	シュラウド取替済み	—		—	なし
	1F3	未報告、未修理のひび、またはその兆候の疑いあり	×	シュラウド取替済み	—		—	なし
	1F4	未報告、未修理のひび、またはその兆候の疑いあり	○		○		実施	なし
	1F5	未報告、未修理のひび、またはその兆候の疑いあり	×	シュラウド取替済み	—		—	なし
	2F2	未報告、未修理のひび、またはその兆候の疑いあり	○		○		実施	なし
	2F3	未報告、未修理のひび、またはその兆候の疑いあり	○		○	一部修理	実施	なし
	2F4	未報告、未修理のひび、またはその兆候の疑いあり	○		○		実施	なし
	K1	未報告、未修理のひび、またはその兆候の疑いあり	○		○		実施	なし
シュラウド・ヘッドボルト	1F1	未報告のひび、またはその兆候のあるボルトを取り替えの疑いあり	×	取替済み	—		—	なし
	1F2	未報告のひび、またはその兆候のあるボルトを取り替えの疑いあり	×	取替済み	—		—	なし
	1F6	未報告のひび、またはその兆候のあるボルトを取り替えの疑いあり	×	取替済み	—		—	なし
ドライヤ	1F1	未報告のひび、またはその兆候を修理の疑いあり	×	取替済み	—		—	なし
	2F1	未報告のひび、またはその兆候を修理の疑いあり	○		×	修理済み	—	なし
	K1	検査中に損傷したガイドロッドを未報告のまま修理の疑いあり	○		×	修理済み	—	なし
アクセスホールカバー	1F2	取替実施中に発見したひび、またはその兆候を未報告の疑いあり	×	取替済み	—		—	なし
	1F5	検査後に締め付け不足のボルトを未報告で修理の疑いあり	×	取替済み	—		—	なし
	1F6	ひび、またはその兆候を未報告のまま修理の疑いあり	×	取替済み	—		—	なし

対象機器	号機	疑いのある事実	原子炉内に現存するか	現存しない根拠	原子炉内に未修理で現存するか	修理の有無	安全評価	安全性への影響
炉心スプレースパージャ	1F1	未報告のひび、またはその兆候を修理の疑いあり	×	シュラウドと一緒に取替済み	—		—	なし
ジェットポンプ (ライザー配管)	1F1	公表・修理したひび、またはその兆候の発見日が不正確の疑いあり	×	シュラウドと一緒に取替済み	—		—	なし
ジェットポンプ (ウエッジ等)	1F6	未修理の摩耗・すき間の存在の疑いあり	×	取替済み	—		—	なし
	2F2	未修理の摩耗・すき間の存在の疑いあり	○		○		実施	なし
	2F3	未修理の摩耗・すき間の存在の疑いあり	○		○		実施	なし
	2F4	未修理のすき間の存在の疑いあり	○		○		実施	なし
	K2	未修理の摩耗・すき間の存在の疑いあり	○		○		実施	なし
	K5	未報告の摩耗・すき間を修理した疑いあり	○		○	一部修理	実施	なし
ジェットポンプ (センシングライン)	1F6	未報告のひび、またはその兆候の疑いあり	○		○		実施	なし
ICMハウジング	1F4	未報告のひび、またはその兆候の疑いあり	×	取替済み	—		—	なし
その他	1F3	レンチの紛失・回収の疑いあり	×	シュラウド取替時、異物のないことを確認済み	—		—	なし