

情報共有 (1枚 非管理メモ)

東京電力株式会社

MISA 512 ← プレス対応チーム

11/9 23:50
棚田

暫定版

プラント状況 (本店レク) 議事メモ

日時: 平成 23 年 11 月 9 日 (水) 11:00~11:15

場所: 東京電力本館 3 階大会議室

先方: 記者約 10 名 (カメラ 4 台)

当方: 原子力・立地本部

原子力設備管理部

広報部

配布資料:

- 福島第一原子力発電所 4 号機使用済燃料プール塩分除去装置における液体漏えいについて (11 月 8 日発生)

よりプラント状況に関して説明。

質疑:

Q. 4 号機使用済燃料プール塩分除去装置における液体の漏えいについて、漏れた水は塩分を除去した後の水なのか。

A. 塩分を除去するための RO ユニットに入る前の水である。

Q. 漏えいした水の表面線量はどの程度か。

A. 4 号機の使用済燃料プールの水は 10^0 オーダーであり、線量はバックグラウンドと同程度である。

Q. 蒸発濃縮装置の給水ポンプストレーナーの詰まりの原因は。

A. 蒸発濃縮装置は試運転が終わった後、一ヶ月以上待機状態だった。今回の運転によって、配管内に付着していた淡水の不純物等が流れ、ストレーナーが詰まってしまったと思われる。

Q. 何回程度か運転すれば洗浄できるということか。

A. その通り。RO 装置が起動しているので、淡水が不足する心配もない。

Q. 原子炉への注水配管の凍結対策を一部始めているとのことだが、実績はどうか。

A. 実績については現在取り纏め中であり、纏まり次第ご報告させていただきます。

以上

情報芝居

(2枚非地理メモ)

11/9 18:30

暫定版

NDA班 ← フォルダ対応チーム

プラント状況 (本店レク) 議事メモ

日時：平成 23 年 11 月 9 日 (水) 18:00~18:30

場所：東京電力本館 3 階大会議室

先方：記者約 20 名 (カメラ 4 台)

当方：原子力・立地本部

原子力設備管理部

広報部

配布資料：

- ・ 福島第一原子力発電所の状況
- ・ 福島第一原子力発電所敷地内における空気中の放射性物質の核種分析の結果について (第二百二十九報)
- ・ 福島第一原子力発電所敷地内における海水中の放射性物質の核種分析の結果について (第二百二十二報)
- ・ 福島第一原子力発電所沖合における海底土の放射性物質の核種分析の結果について (続報 36)
- ・ 福島第一原子力発電所取水口付近で採取した海水中に含まれる放射性物質の核種分析の結果について (11 月 8 日採取分)
- ・ 集中廃棄物処理施設周辺 サブドレン水核種分析結果
- ・ 福島第一原子力発電所における高濃度の放射性物質を含むたまり水の貯蔵及び処理の状況について (第 20 報)
- ・ 緊急安全対策等の報告書における誤りの有無の再調査等に関する調査結果の経済産業省原子力安全・保安院への報告について
- ・ (お知らせ) 柏崎刈羽原子力発電所の放射性物質の定期測定における微量な放射性物質の検出について (続報) <新潟県技術連絡会議での評価>

よりプラント状況、配付資料に関して説明。

質疑：

Q. 「中期的安全確保の考え方」はどのような形で公表するのか。

A. 現在、報告書の準備を進めており、整い次第会見で説明させていただく。

Q. WBCの増設や放射線の測定要員の育成等、被ばく対策の現状および今後の対策は。

A. WBCの増設は予定通り設置が終了している。Jヴィレッジのホールボディセンタ一を含めて 12 台、都内を中心に車載型の WBC 1 台の計 13 台で運用している。厚生労働省からの指示の通り、1 か月に 1 回作業員の受験に対応できる台数で運用している。測定要員である放射線管理員の育成は、社員・協力企業員含め順調に進んでおり、敷地外でのモニタリング等にも協力できる体制であると考えている。

今後の被ばく管理に関しては、作業それぞれにきめ細かい線量管理、被ばく低減対策等を行うことが必要であると考えている。今後一人一人の累積線量という形での評価を行うことにも断りなく従事される作業員は年間 50mSv かつ 5 年で 100mSv が上限で

あるため、それを守ることも重要である。

Q. WBC増設以外のハード面の整備は行わないのか。

A. WBC受験という面でのハード面は必要量を準備できており、今後必要に応じて対応したい。

Q. 磨炉まで見据えた長期間の被ばく管理はどのように捉えているのか。

A. 一人一人の個人線量について、しっかりと把握し、基準を遵守することが重要であると考えている。

Q. 作業が長期に渡るとベテラン作業員が不足する可能性が想定されるが、どのように考えているか。

A. 当面、作業員が不足する事態はない。しかし、今後10～20年間を考えると、専門技術者である設備に詳しい作業員の線量が多くなってくるため、個別の対応や技術の継承等が課題であると考えている。

以上

情報共有 (5枚 非管理メモ)

NISA 3班 ← プレス対応チーム

プレス状況 (本店レク) 議事メモ

東京電力株式会社

 

11/10 11:51 岸野

日時：平成 23 年 11 月 9 日 (水) 19:30~20:45

場所：東京電力本館 3 階大会議室

先方：記者約 20 名 (カメラ 4 台)

当方：原子力・立地本部 

原子力設備管理部 

広報部 

配布資料：

- ・福島第一原子力発電所 1~4 号機に対する「中期的安全確保の考え」に基づく施設運営計画に係る報告書 (その 1) (改訂)

 より配布資料に関して説明。

質疑：

Q. 温度計について、20℃程度の不確かさを考慮する温度計の信頼度は、冷温停止の判断においてどのように評価に反映されるのか。

A. 温度計の特性に関する評価を検討した結果、1、2号機については、20℃程度の不確かさがあると判断した。冷温停止の判断基準は压力容器底部の温度が概ね 100℃未満であるので、悪くても 80 度を下回っていれば基準を満足していると判断できると考えている。

Q. 温度計に関しては冷温停止の判断だけでなく、臨界の検知等にも使われるものと思うが、それに対してはどのように考えているのか

A. 温度の変化率に関しては確認できており、基本的には問題ないと考えている。

Q. 臨界検知の観点では、小さい値であっても問題ないと判断か。

A. 温度のばらつき方が時刻によって変わるのであれば変化率も問題があるものと思うが、温度のばらつきが一定であれば問題ないと判断している。

Q. 今回「中期的安全確保の考え方」をまとめてみて、冷温停止に向け計画の遅れや何らかの支障が出るなど、新たに判明した事実はあるのか。

A. 冷温停止に向けて、新たな対応が必要となり、冷温停止の達成時期が延びるということはないと考えている。今後冷温停止に向け改善する項目や継続する工事等はあるが、今回の報告書に従い計画通りに実施できると考えている。

Q. 冷温停止に向けたスケジュールに変更はないということか。

A. 特段変更は無いと考えている。

Q. 温度計の信頼性について、20℃程度の不確かさを考慮した手順を定めたのは 1、2号機が対象で、3号機は除外されているのか。

A. 1、2号機の方がばらつきは大きかったものの、3号機の不確かさは 1、2号機よりも小さいと考えられるが、保守的に見れば最大でも 20℃程度の不確かさで判断して良いと思う。

Q. それは压力容器、格納容器を両方共にその判断で良いのか。

A. その通り。

Q. 燃料の非冠水部が3%あるのは3号機のみということか。
A. 今回は3号機を代表例として評価をしている。3号機の数値が1番高く、1、2号機については3号機と比較して値は小さいと思う。

Q. 前回の報告書では、燃料全てが炉内にある方が保守的に評価をしているとの記載があったと思うが、その評価は変わっていないのか。
A. 炉心が再損傷するケースでは、発熱体が圧力容器内に全てある方が厳しい評価になる。今回のように燃料の97%が水に浸かっている評価の場合、再損傷する時間は延びることになる。

Q. 燃料は十分に冷却されているということか。
A. 燃料全てが水に被っていないということであるが、3%の数値が何か支障になるものではないと判断している。

Q. 短半減期核種の連続監視システムは今後設置するのか。
A. その通り

Q. 設置はいつ頃になるのか。
A. 時期は未定だが、早い段階で設置したいと考えている。

Q. それは工程表で定めるSTEP 2終了までの間ということか。
A. 放射性物質の放出の抑制に加え、臨界に関する短半減期核種の発見につながるものであるため、できるだけ早く設置したいと考えている。

Q. 設置までは温度計等で臨界を検知するのか。
A. 温度の変化で検知できると判断している。また、ガスのサンプリングについても定期的に行っていく。

Q. 臨界の発生しにくい理由として、制御棒等の構造物が燃料と一緒に溶けているという理解は以前と変更ないのか。
A. その通り。制御棒等のステンレスを含んだ構造物といった融点の低いものが一緒に溶けている状態と考えており、形状的には臨界が起きにくいものと思う。燃料の粒や形状が大きい方が臨界しやすいが、実効増倍率の1.00には届かないものと判断している。

Q. 格納容器内の水素の発生量の評価について、2-20の表を見ると2号機の水素濃度が3.1%から1.7%になっているのは何故か。
A. 窒素の封入量が報告徴収時は18m³/hであったが、現在26m³/hに増やしているため水素濃度が減っているもの。

Q. 温度計の誤差が最大でプラスマイナス20℃程度とのことだが、通常時の温度計の誤差はどの程度あるのか。
A. 通常時は0.75%程度の誤差であり、温度で言うとプラスマイナス1℃程度である。

Q. 圧力計等の評価は行わないのか。
A. 窒素ガス注入装置を取り付けた際に圧力計の校正については既に終了しており、ドライウェルの圧力については、真値がとれていると判断している

Q. 臨界の評価結果について、臨界が起こらないという評価をしているが、どのような条件の場合臨界にならないと考えているのか。

A. 評価基準は2つあり、一つはデブリの形状である。今回の評価では、デブリの形状について、①デブリが体心立法格子状に存在し、デブリ中実のケース、②デブリが体心立法格子状に存在し、デブリ中空のケース、③デブリが立方体中に一つ存在し、デブリ中実のケース、④デブリが立方体中に一つ存在し、デブリ中空のケースの4つのケースで評価をしている。今回の評価ではそれぞれのケースについて、球体の半径をパラメータ上変化させて、臨界になるかどうかを評価した。

もう一つの評価基準は、デブリの中にどのような構造材が溶け込んでいるかという観点で評価している。具体的には4-24にあるように、デブリ組成A（燃料+構造材+制御棒1部）、デブリ組成B（燃料+構造材（燃料棒なし）、デブリ組成C（燃料+構造材+全制御棒）のケースである。デブリ組成A～Cを比較すると、燃料棒が溶け込んでいる割合の少ない、デブリ組成Bが最も臨界になりやすく、その次にA、Cの順となっている。その評価結果が4-25の図5～8となるが、図5の体型①を例にとると、組成的に臨界になりやすいのはステンレスのみのケースであり、粒が5cm程度になると、実行増加倍率が0.95と最も高くなる。ただし、1が臨界であることから、5%程余裕があると判断できる。体系③、④ではデブリ組成がステンレスのみで、粒径が1～2cm程度の場合、臨界の基準である1に最も近づくが、実際の燃料の状況は燃料棒等が溶けていると考えられるので、もっと低い値になると考えている。

Q. 実際の燃料の形状が把握できていない状況にも関わらず、臨界に達しないという評価をしているが、どのようなデータを使って評価しているのか。

A. 炉内のデータについては、温度、圧力のデータのみであり、あくまで解析結果である。従って、全く再臨界の可能性がないとは言えないが、ウランと水のバランスが非常によいバランスにあるというのは、工学的には起こりにくいのではないかと考えている。

Q. 判断材料に使っているのは、従来からあった燃料の量と水が条件となっているのか

A. 水は新たに注水している量を反映している。

Q. 圧力容器内の燃料の97%が水に浸かっているということだが、格納容器に落ちている燃料はどの程度水に浸かっていると評価しているのか。

A. 現在評価中であり、纏まりしだい公表する。格納容器内にデブリがどの程度落ちているのかは冷温停止の観点からも重要なことだと考えている。冷却という観点では、温度、圧力共には格納容器内も把握できており、問題ないと判断している。また、格納容器の水位についても評価しているところであり、1号機に関しては格納容器の下部に水が約30センチ程度あるものと評価しており、そういったことも含め、今後公表したい。

Q. どのように評価を行い、いつ頃公開する予定か。

A. 1、2、3号機の温度計の挙動や実際の注水時間、MAAP等の解析結果との違いで判断している。公開に関しては以前より解析を行っているのでそんなに時間はかからないと思う。

Q. 臨界は現段階でどのような状態になれば起こりえるのか。

A. 基本的に燃料の粒の大きさ、ホウ素の存在、水が燃料の割合により臨界が発生する可能性がある。ただ、仮に臨界が発生しても局所的なものであり、併せて水が蒸発してしまえば、水の割合が減ることで臨界状態が維持できなくなると考えている。また、1kW程度の発熱量の場合、キセノンが前回検出された値の約1万倍と見込まれており、その1万分の1程度の臨界の場合は発熱量で0.1Wのため、冷却は十分可能だと思う。

Q. 3号機の燃料について、冠水していない燃料は3%程度以下とのことだが、1, 2号機については評価をしないのか。

A. 評価をしているかどうかは確認する。今回は最も炉内の状態が最も厳しい3号機で今回は評価したもの。

Q. 今回の地震や津波では、PHS等の通信設備が使用できず対応の遅れに繋がったが、今後発生しうる大規模な地震や津波に備え、通信設備をどのように強化するつもりか。

A. 通常時は、PHSを通信手段として使用しているが、現在福島第一原子力発電所の建物周辺にはアンテナがないことから、無線機を使用して連絡を取っている。従って今後地震や津波が発生した場合は、無線を通信手段として使用することになる。また通信機器に関わらずインフラとして、どのような設備が必要になるかは、訓練を通じて検討していく。

Q. 炉心状況の推定について、設定された「水リーク割合」、「PCV落下割合」といったパラメータと想定範囲の数値に何か根拠はあるのか。

A. 特になし。ただ、注水量を増やせば温度変化はあるため、注水の全てが漏れているわけではないと思っており、それが約20~60%と評価している。

Q. どの程度の水が漏れているといったことは推定からは読み取れないということか。

A. どこに最低点があったのか確認する。

Q. 水は少なくとも20%程度漏れているという認識で良いのか。

A. 全てが漏れているということではないと思うが、約20~60%漏れているものと推定している。

Q. 注水設備の耐震性の評価について、どのような確認をして評価をしたのか具体的に説明してほしい。

A. 資料の1-81からは、ホースおよび車載型ポンプの耐震性を評価しているが、それらの耐震性については、満足できる結果が得られていると評価をしている。一方最終的な注水ラインとして、炉心スプレイ系や給水系配管を使用している事から、今回それらの既存設備を改めて評価した。炉心スプレイ系については、耐震レベルがSであり、基本的に問題ないと評価した。給水系および復水補給系は、Bクラスであることから、Sクラスの地震が発生した際に問題ないかの評価を実施した。復水系については、すべて評価基準値が1次応力の算出値を下回る結果であることから、問題ないと判断しているが、復水補給水系は、一部1次応力の算出値が評価基準値を上回った。耐震指針に従って計算をすると、耐震性がSクラスの設備以外は、断線の範囲内に収まらない結果となることから、評価手法が適切ではないと考えている。今後は組成変形等を含めた状況や現場を確認した上で評価する必要があるが、現時点でも使用していることから、Sクラス程度の地震でも損傷はないと判断している。

Q. 水素爆発等の損傷は、どの程度評価しているのか。

A. 現場の目視点検の結果ダクト類や壁については、損傷を受けているが、配管が損傷したケースは見られていない。非常用復水器を点検した際も、基本的な構造物は、水素爆発後も原型を留めていることから、2, 3号機の給水系配管については影響がなかったと考えている。

Q. 給水系配管は、全域目視点検ができているのか。

A. タービン建屋から原子炉建屋までは確認できている。格納容器内は、確認できていないが、パラメータでは異常は確認できていない。

- Q. 点検できていない部分の評価はどうするのか。
- A. その部分は給水系配管として評価し、問題ないと判断した。

以上