

県民意見に対するこれまでの審議概要

3	「もんじゅ」事故		P 2 ~ P 3
4	ナトリウム漏えい対策		P 4 ~ P 9
5	温度計の破損と交換		P10 ~ P12
6	高速増殖炉の安全性		P13 ~ P21
7	蒸気発生器の安全性		P22 ~ P27
8	蒸気発生器の検査装置		P28 ~ P30
9	耐震安全性		P31 ~ P33
10	放射線管理		P34 ~ P35
(新)	安全性総点検		P36 ~ P38

(番号については、資料No.1-1の項目番号に基づいている。(新)については新規項目)

3 「もんじゅ」事故

(審議の概要)

委員会では、「もんじゅ」におけるナトリウムの取り扱いを含めた教育訓練や通報連絡体制などについて審議を行った。

(1) 教育訓練

(委員からの主な質問)

ナトリウムの取り扱い訓練は、毎年、同じことを繰り返しているのか。
放射化したナトリウムの取扱いに関する教育についてはどうか。
ナトリウムが漏洩した時に窒素置換をする操作があるが、これは、シミュレーターの改造の中に入っているのか。

(サイクル機構からの主な説明)

ナトリウム取扱訓練については、フランスで 20 年ぐらい教育訓練をやっている機関があり、その講師の方々を招き、「フランスでのこれまでの研修はどのようにやってきたのか」などについて講義を受けるなどの研修を行っている。

特別研修の中に「放射化ナトリウムの取扱い」、「除染の方法」などのカリキュラムを用意している。今後、より充実させていきたいと考えている。

窒素置換に関する改造工事は、今後実施したいと考えている。事故時の通報訓練に対する指摘もあり、事故直後から、相当訓練を行っている。現実には、連絡当番を置いたり、毎日の FAX による関係機関への連絡訓練などを行っている。また、東海、大洗から職員がモニターとして参加し、記者会見の直前までを想定した訓練を行っている。こういう訓練は事故後、継続して実施している。

(2) 通報連絡体制

(委員からの主な質問)

実際の事故時には、同時にいろんな人が動く。いわゆる横の連携というものが一番重要になってくる。個人が 100 点満点の行動をとることができたとしても、全体として 100 点取れるかということではないと思っている。是非、横のコミュニケーションや連絡通報の体制について、重視してやっていただきたい。

(サイクル機構からの主な説明)

全体として階層別による訓練、チーム（現在 5 班 3 交替）による訓練という 2 つに分けて行っている。チームの中で個々がどう対応するのか、さらにはチームの間でどういう連携を行うのかということシミュレーターを用いた訓練の中にコースとして用意している。今後とも充実強化を図っていきたい。

(3) 第 14 回委員会での審議概要

(中込委員)

- ・ 広い意味でハード、いわゆる技術の面がある。その他にヒューマンエラー等も含めたソフト面があるが、これは国もあまり言及されていなかったのではないかと。
- ・ ヒューマンエラーは、非常に重要な要素であり、「もんじゅ」の事故の場合、連絡が遅くなったなどの面が強かったのではないかと考えている。このため、いろいろと批判があり、県民の方々も非常に不安になったのではないかと考えている。
- ・ 基本的には「人間は間違いを犯すものである」という前提が必要であると考えており、技術的にはいろいろできたとしても、完全にはカバーしきれない。そういういわば「技術の谷間」を埋めるというか、技術でカバーできない部分に対して、人間のコミュニケーションの取り方が非常に重要になってくる。
- ・ これまでのサイクル機構からの回答では、そういう通報連絡体制等について、改善されているということは聞いているので、是非、教育訓練も含めた通報連絡体制、コミュニケーションの事を報告書には入れるべきではないかと考えている。
- ・ 機器類など、ハード面だけで 100 点満点を取れるわけがないので、そこを補う人間のコミュニケーションの大切さを盛り込みたい。

(児島座長)

- ・ ヒューマンエラーを確実に防ぐとか、コミュニケーションを確実にとることが必要であるということを、報告書の中に盛り込むということでまとめていきたい。

(柴田委員)

- ・ 第 2 回委員会では、「もんじゅ」の施設を見せていただき、通報連絡体制についても F A X 等を用いてすぐに連絡できるという話もあったが、情報関連の進展は目覚しく、インターネットを利用するということが、今や日常的になっている。
- ・ このあたりを踏まえたシステムの整備などを、是非、お願いしたい。

(若林委員)

- ・ 「もんじゅ」事故では 1 つの大きな問題点として、現場からの情報がどんどん変わってきたということがあり、住民の方々に非常に不安をいだかせた。事実を早く伝達しようとするとも必ず誤りがあるということを、サイクル機構にまず理解してもらおうとともに、情報を受け取り手である県、住民の側も、その情報は、時間とともにどんどん訂正されていくということを理解することが大事であると考えている。
- ・ 情報の正確さと迅速さとは裏腹の問題だと考えている。

(児島座長)

- ・ 迅速さと正確さは必ずしも一致しないということを出すほうもはっきり言いながらやっていく必要があるということだと思う。
- ・ 教育訓練、通報連絡体制については、サイクル機構から説明を受けているが、委員会として、今のような各委員の意見を付け加えることで報告書を取りまとめていきたい。

4 ナトリウム漏えい対策

（審議の概要）

委員会では、設備改造を踏まえたナトリウム漏えい時の運転手順や床ライナの健全性評価に関する審議を行った。

また、「もんじゅ」高裁判決の技術的問題点の検討として、「床ライナの健全性は確保できるか」ということを中心に審議を行った。

（１）漏えい後の運転対応

（委員からの主な質問）

事故前に比べてナトリウム漏えい規模の判断は分かりやすくなったと評価できるが、「漏えい状況」について、資料に記載されている状況に該当しない事例の場合、どう対応するのか。

今回設置する監視カメラでナトリウムの漏えいを確認した後、どのように対処するのか。

（サイクル機構からの主な説明）

漏えいを検出する検出器には煙感知器、熱感知の２種類があり、実際には、どの検出器が作動するかで、その後の対応を明確に分けている。（例えば）配管と保温材のすき間にガス系のサンプリングを設けており、そこにナトリウムが漏れてくるとガスサンプリング型の漏えい検出器が検出する。さらに外側に漏れてくると火災検知器やセルモニタが作動する。

漏えいを確認した時点で原子炉を停止し、ナトリウムドレン操作を行う。

（２）ドレン設備

（委員からの主な質問）

ナトリウム漏えい検知後、系統のナトリウムをダンプタンク等にドレンしているが、高温側と低温側のナトリウムが同じタンクに同時に入ることでの熱衝撃の評価はどうか。

緊急ドレンというのは、寿命中（プラントの運転期間中）１回あるかといったレベルであると思うが、過熱器側と蒸発器側のドレンを自動的にずらすというのは、（機械的に）自動的に弁があいていくというシステムになっているということか。

（サイクル機構からの主な説明）

以前はなるべく熱衝撃を与えたくないという考え方であったが、その後解析評価して、熱衝撃の問題はない事を確認した。

緊急ドレンについては、弁をどういうタイミングで開けるかということで、最初に蒸発器側をドレンできるようにシーケンスを組んでいる。緊急ドレンボタンを押すと決められた順番で自動的に弁があき、ナトリウムをドレンするようになっている。

(3) 床ライナの健全性(ナトリウム漏えいと腐食減肉量の評価)

(委員からの主な質問)

減肉量についてデータや評価の背景を教えて欲しい

床ライナ減肉量上限値がナトリウム漏えい率の増減に関わらずほぼ 2.6mm で一定になるという結果について、その理由は何か。ナトリウムが漏えいする時間の長さによらず床ライナの減肉量は同じということか。

床ライナの腐食速度は、漏えい後の滞留しているナトリウム温度に影響されるのか。

実際の事故による床ライナの腐食量と(大洗工学センターで実施した)実験結果は一致しているのか。

過去の経験からは、腐食の形態として均一型でなく局在化する問題が重要である。そのような条件での検討は行っていないのか。

(サイクル機構からの主な説明)

ナトリウム漏えい率をパラメータとして、床ライナ温度を保守的に評価する解析結果に基づき、腐食速度が最も厳しい溶融塩型腐食を仮定して床ライナの減肉量を評価した。その結果、最悪でも 3 mm 以下であり、実際のライナの厚さ(6 mm)の半分以下である。

漏えいの大小によらず、漏えい時間は一定としている。漏えい率が 1 トン/h 未満の範囲では、床ライナへの到達した時点でのナトリウム温度はほぼ同じであり、結果的に腐食量も同じになる。

腐食速度については、温度のパラメータが指数関数的にきいてくる。温度が下がると腐食速度は下がる。また、ナトリウムが燃焼している環境でないと、腐食に寄与する燃焼生成物が供給できなくなる。この 2 つの観点からライナの減肉が止まる。事故のときの床ライナは最大 1.5mm 薄くなっていたが、実験結果による評価方法では 6 mm を超えると評価されている。温度条件も事故と実験では違うが、過大な評価をしていると言える。

原因究明の過程で当然、選択腐食、孔食がこの環境で起こらないかというものも合わせて検討した。結論としては、今回の腐食は全面腐食という腐食形態をとるということで、孔食や選択腐食のところまでは考えなくてよいと考えている。

(委員からの主な質問)

床ライナ健全性そのものについては、詳細設計段階で確認されるものである。」とあるが、詳細設計段階でどういう方法で確認するのか。

安全審査では、大漏えい、中漏えい、微少漏えいなど色々ある漏えい形態での操作シーケンスの違いまで審査したのか。安全審査にかかわる大漏えいだけについて審査したのか。

(国からの主な説明)

安全審査では床ライナの健全性について実現の可能性の観点から審査した。その際、現実には床ライナは存在しており、腐食などを中心に審査した。(原子力安全委員会) 詳細設計段階というのは、設置変更許可後にサイクル機構から提出される設計および工事の方法の認可の審査である。その中で床ライナについて肉厚が記載され、そ

れで問題ないかを確認する。その際、新しい知見に基づく界面反応を考慮して、漏えい時間と腐食速度の関係において、詳細設計でだされてきた床ライナで大丈夫かを具体的な数値として判断する。(原子力安全・保安院)

漏えい規模を横軸に縦軸にライナ最高温度をとり、この温度に対応する 2 種類ある腐食率を評価するなど漏えい形態の全て(大、中、小)について行った。(原子力安全委員会)

(4) もんじゅ高裁判決内容についての審議

(床ライナの腐食について)

(柴田委員)

- ・ 床ライナにナトリウムが触れた時の腐食速度の問題が 1 つある。
- ・ 腐食がどのくらい進むかということについては、速度と時間をかけ合わせることに
より、その腐食の深さが決まるが、どのくらいの時間接触しているかという問題が
ある。
- ・ (「もんじゅ」では) ナトリウム漏えいを早期に検出して反応を止めるための各種検
知システムが備えられているところに特徴がある。
- ・ 実際に試験を行い、腐食速度を計測したデータがある。腐食の形態には 2 つあり、
大規模漏えいの時に起こる NaFe 複合酸化型腐食と、ナトリウムに対して、酸素の
供給、水蒸気の供給がたくさんあった場合に起こる極めて厳しい腐食反応である溶
融塩型腐食がある。
- ・ 熔融塩型腐食は、NaFe 複合酸化型腐食に対して、1 桁程度速度が上がっている。こ
れ以上速い腐食速度は想定できないと思うが、その最大腐食速度を想定した上で、
接触時間を考慮して床ライナの損傷の深さを推定すれば、2 次主冷却系配管室、蒸
発気室、過熱器室含めて、最大で 2.6mm という数値となっている。
- ・ 実際の床ライナの厚みは 6 mm であり、6 mm のうち最大で約 2.6mm の減肉である
ため、床ライナの健全性は保たれるということは合理的に判断できる。
- ・ もんじゅ事故の時は、接触時間(ナトリウム漏えい継続時間)が 3 時間 40 分であっ
たが、実際の床ライナの減肉は 1.5mm 程度であり、最大の腐食速度で推定した値の
半分程度になっている。
- ・ これについても適切な仮定の考え方を元に整理すれば、妥当な数字になっていると
我々判断した次第である。
- ・ 床ライナとナトリウムが反応する時間をさらに短縮すれば、(床ライナの) 損傷の度
合いはさらに少なくなることから、各種の検出のセンサを備え付けるとともに、ド
レンシステムの改造を行う。
- ・ もんじゅ事故時の漏えい継続時間が 3 時間 40 分という長い時間に対して、改造後は
ドレンシステムを使うことにより、漏えい継続時間は約 38 分と短縮される。
- ・ このことから、(改造後のもんじゅは) 従来よりも損傷の程度は低くなるというこ
とは十分に予想され、そのような観点から言えば、センサシステムがうまく働いて、
ドレンが行われることにより接触時間は短くなり、さらに窒素を封入してナトリウ
ムとの反応を絶つということを行えば、床ライナの健全性は保たれると考えている。

(堀池委員)

- ・ 小さな漏えいの場合、配管からライナに向かってナトリウムが液滴状に落下し、それがライナの上に積もっていくが、この場合、減肉量が一番大きい反応が起こりやすい。
- ・ 中規模漏えい、あるいは大規模漏えいになると、ライナの上にナトリウムが溶けた状態で落ちるため、ライナの上にどんどん広がっていき、燃焼時間は比較的長くなり、腐食も広い範囲で進んでいく。
- ・ 大規模漏えいの場合は、部屋全体に広がってしまうため、今度は腐食反応が進むのに必要な酸素の供給が追いつかない。
- ・ 大規模漏えいの場合は、部屋の酸素量が大きいため大規模な燃焼が起きるが、すぐに酸素量が足りなくなり、ある程度、中程度の温度でナトリウム燃焼が進んで、その間に（配管内のナトリウムは）ドレンされるのではないか。
- ・ 小規模燃焼の場合は、ライナの上にナトリウム酸化物が積もり、もんじゅ事故のような形で事象が推移していくものと考えられる。
- ・ いずれにしても、ライナそのものに、あまり大きな影響を与えることは考えられないということが言える。
- ・ 床ライナは、ナトリウム漏えいが発生した場合、大規模の場合は、広範囲にわたって少しは減肉する。小規模の場合は、狭い面積ではあるが、少し深く 2 mm とか 3 mm 程度減肉する可能性があるということである。
- ・ もともと安全性という意味で、ポイントである A、B、C の 3 ループ間の系統分離というところまでは、とても現象が及ばないものと考えられる。

(熱膨張によるライナの変形)

(堀池委員)

- ・ 裁判の話で言うと、熱膨張によるライナの変形というのがあったとが、それに関しても、もんじゅ事故後にサイクル機構が評価しなおして、従前は 460 度、500 度であったものが、温度が高い場合もありそうだとということで、640 度や 850 度というような高い温度でも評価されている。
- ・ それでも熱膨張という意味では、十分、間隙がとってありコンクリートにあたることは考えられない。あたるかもしれないが、弱い力で触るといような程度でおさまるのではないか。
- ・ 実際に我々委員会としても、もんじゅの配管室に立ち入ったわけであるが、建屋のコンクリートの壁とライナの間にはきっちり隙間がとってあり、ライナには足がついており、床からきっちり浮かしているため自由に膨張できることから「熱変形でライナが破れて」という判決内容については合理的でない。

(サイクル機構が実施した燃焼実験について)

(堀池委員)

- ・ 裁判でも参照されていた燃焼実験 に関して、サイクル機構では、もんじゅ事故でのナトリウム漏えいをできるだけ忠実に再現したいということで、漏えい量も合わ

せて、配管とライナの幾何学的な位置もできるだけ忠実に再現した。

- ・ この時、配管室の中が、ナトリウムエアロゾルなどにより真っ白になってしまい、何も見えなくなったため、何をやっているのか分かりにくいということになった。
- ・ 酸化などの反応が進むと、反応容器のガラス窓が曇ってしまうことから、燃焼実験では、カメラの視界を良好に保つため多量の空気を吹き付けた。
- ・ 不活性ガスとして窒素やアルゴンを使えばカメラの視界は良好に保たれ、燃焼も進まなくてよいが、「もんじゅ」の再現実験ということで空気を扱ってしまった。
- ・ このため、大量の空気を小さな筐体の中に送り込んだことから、ナトリウムと空気中の酸素や水分などが反応し、熔融塩型の腐食メカニズムがあるということが分かった。
- ・ 実際問題としては、燃焼しているところに、さらに空気を送り込むことは現実問題としては考えられず、燃焼実験は、考えなくてよいというのが結論ではないか。

（中込委員）

- ・ ハード的に、こういうことが分かったとしても、その他に、漏えい検知や換気系の停止や機器ドレンなどの方法で（別の観点から）さらに安全性を高めることが必要であるということを委員会としても提起しておきたい。

（主な質疑）

- ・ 高裁判決のシナリオでは、床ライナが破れることを考えており、床ライナが破れてさらにコンクリートと反応するというシナリオになっている。さらに、コンクリートと反応した場合、障壁を突き破って隣の冷却系にも影響する。つまり3系統の冷却がすべて失われるという表現になっている。
- ・ ナトリウムとコンクリートが反応するという点についてはどうか。

（サイクル機構）

- ・ 主な知見として3点挙げられる。1つ目は、反応開始温度に関するもので、300 や 400 などの低いナトリウム温度ではほとんど反応しない。500 を超えてくると比較的早い反応が起こる。これは、コンクリート中の成分である水酸化カルシウムや水和物等の分解が始まるためと考えられている。ナトリウム漏えい時は、500 を超えるためナトリウムとコンクリート反応が起こると考える必要がある。
- ・ 2つ目は、コンクリート反応の侵食深さに関するものである。実験では筒状のコンクリートにナトリウムを乗せ反応させた。筒状のコンクリートは 60cm であるが、約 10 時間で 20 cm 程度の侵食があった。反応は、自分でどんどん進むのではなく、あるところで反応が止まる。この理由としては、反応が起こると反応生成物が生じバリアになることと、コンクリート中の水分が無限に出てくるわけではないことが考えられる。海外の実験データでも 20 から 30cm で止まっている。
- ・ 3つ目は、ナトリウムとコンクリート中の水分が反応し水素が発生するが、ナトリウムが燃えている状態でコンクリート反応が起こった場合、発生した水素は燃えるため、蓄積しない。水素が燃えることによる発熱はあるものの、急激な燃焼はない。これは、実験等で確認している。

(児嶋座長)

- ・ (コンクリートの侵食は) サイクル機構の実験では 18cm で、米国では最大 30cm、フランスでも 14cm であるという結果である。隔壁は 1m あるため、ナトリウムとコンクリートが反応して、3 系統の冷却能力が全て失われるということは有り得ないと判断してよいのではないか。
- ・ ここでも高裁判決のシナリオが極めて論拠のないことであることが分かる。
- ・ 2 次冷却材ナトリウム漏えい事故については、床ライナと建物コンクリートの健全性が確保されるということを審議の結論として出したい。

(主な質疑(会場からの質問))

- ・ シビアアクシデントと 2 次系等について事例研究を行ったとのことだが、シビアアクシデントについてもナトリウム・コンクリート反応の研究を行ったのか。
- ・ 侵食深さは 20 から 30cm で止まるとしているが、「もんじゅ」のような建物の中で、ナトリウムがどんどん供給された場合はどうなるのか。

(サイクル機構)

- ・ 研究の目的としてはシビアアクシデントを対象とした試験研究である。シビアアクシデントという観点から考えると、放射性物質の挙動を研究対象としている。シビアアクシデントを目的とすると、ナトリウム・コンクリート反応の現象に放射性物質が含まれた場合に、放射性物質が雰囲気中にどのくらい出てくるのかということも加えた研究をしている。
- ・ ナトリウムがどんどん加わった場合にどうなるのかについて、実験はコンクリートに比べナトリウムを多量に使用しており、更にナトリウムを無理やり追加しても反応は止まってしまう。なぜ止まるのかということだが、ナトリウムが足りなくなって止まるのではなく、反応でできた物(生成物)がコンクリートとナトリウムの間に溜まり、反応を阻害し収束してしまう。
- ・ ナトリウムが足りなくなって反応が止まるわけでないので、ナトリウムを追加しても反応は止まったままである。

(主な質疑(会場からの質問))

- ・ 今回の実験ではこの 60cm の円柱状のものでの実験である。「もんじゅ」のような施設の中でナトリウムがどんどん供給されたらどうなるのか。

(サイクル機構)

- ・ 実験では直径約 20cm ~ 30cm の筒状で行っている。反応は表面から下に向かって進んでいき、そうすると今のような評価を使用するときには、今は 20cm 四方であるが、その単位面積当たりを広げた形で評価をおこなうことができる。
- ・ 広い面積になると端のほうはナトリウム温度が低いとかナトリウムの供給量が少ないとかで反応自体は少なくなる。従って、広い面積で反応があった場合、すり鉢状のような形で侵食が起これと思う。
- ・ 今日示したのは、その中心に相当するところを実験したもので、一番厳しいところを実験したものであり、評価上は、それを面積倍して評価すればいい。

5 温度計の破損と交換

(審議の概要)

委員会では、主に改良型温度計の精度、流力振動評価、また配管外からでも測定できるような新型温度計の開発に関する審議を行った。

(1) 改良型温度計について

(委員からの主な質問)

改良型温度計は、従来型と比べて精度が落ちるということはないか。
温度計の改良等の確認について、具体的にどういう調査をしたのか。
規制調査というものは今までもあったものか、あるいはもんじゅのことで新たにできたものなのか。

(サイクル機構からの主な説明)

従来とほぼ同等の精度で測れる、また制御できると考えている。

(国からの主な説明)

原子力安全・保安院が、設計および工事の方法の認可を行ったことに対して、改良型温度計がどういうものか、それをどの場所につけるのかを含め、「もんじゅ」の現地調査を行った。認可に関連した設計形状から設置場所、設置方法など一連のことを規制調査の一環として調査している。(原子力安全委員会)

ＪＣＯ事故を契機としてできたものであり、行政庁が後続規制の段階で対応していることが的確かどうかを原子力安全委員会として確認するため、この規制調査という形をとっている。いわゆる監査的な役割で確認するということである。規制調査に関しては、法的手続きがなかったが、今回の東電事故を契機に法改正が行われた。その中で法的な位置づけがなされた。

(2) 超音波温度計の開発について

(委員からの主な質問)

超音波温度計の精度は。もんじゅへの適用は。

(サイクル機構からの主な説明)

超音波温度計の精度については、従来使っている温度計との比較でみると、1未満の誤差で測られているという実験結果が得られている。しかし、「もんじゅ」では、配管が非常に大きいため熱によって歪んだりするため、取り付け方法が難しい。また、センサ自体の耐久性がまだ確認できていない。これらが確認できれば使えるのではないかと思う。

(3) 第 14 回委員会での審議概要

(若林委員)

- ・ 国やサイクル機構からの技術的説明については、大体納得できたが、サイクル機構の説明の中に、「配管外から（内部の温度を）計測する技術を開発したい」とあったが、この件については是非、研究開発を進めていただくことを要望したい。

(堀池委員)

- ・ 汎用部品である温度計が折れ、ナトリウムが漏れたということで、「設計・施工する上で何故そういう抜け落ちが生じたのか」という意見もあった。
- ・ 設計・施工上のシステムとしての抜け落ちがないようフォローアップすることが重要であり、このことについてはサイクル機構に対しても申し上げる必要がある。
- ・ 改良型温度計については流力振動に関する計算が行われ評価もされており、十分安全なものとしてできていると考える。ナトリウムのバウンダリのところで見落としがあったことに対しては、そういうシステムを見直していく必要がある。

(中込委員)

- ・ 温度計に関する申請書に出ているものだけという考えではなく、他の機器類に対する安全性についても、リスク管理も含めて、サイクル機構として努力していく必要があると考える。この点も盛り込んでいただきたい。

(榎田委員)

- ・ 改良型温度計については、詳細な説明を受け、問題ないものと思う。超音波温度計については、私も、開発は進めていただきたいと考えているが、それだけではなく、例えば委員会審議では新型制御棒の話などがあり、より安全性が高まるものについては、それを使用することで安全性が向上することを確認しつつ、採用していくことが非常に重要である。
- ・ 開発期間などをある程度明示して、いつ頃、採用されるのかということを県民の方々に説明していくことが非常に大切だと考えている。
- ・ 「もんじゅ事故」の項目かもしれないが、透明性をどう確保するかということが非常に重要であり、これまでの委員会の審議過程の中でも東電の不正問題が発覚し、それに対しても組織としての問題点などに関する議論をしている。
- ・ もんじゅ事故後、いろいろと改善されていることは、これまでの説明で分かるが、開かれた組織という観点からも、さらに改善していく姿勢を示すことが必要である。

(児嶋座長)

- ・ 透明性、情報公開を徹底していただくということを、報告書に盛り込みたい。
- ・ 温度計そのものの改造については、妥当であるという判断をしたい。超音波温度計の開発については、是非進めていただきたい。その内容についても情報公開をしていただきたい。情報公開については、すべての項目に通じると思う。

(柴田委員)

- ・ これまでの委員会の審議の中でも、品質管理の重要性について強調されたが、最重

視をしてやっていただきたいと考えている。

- ・改良型温度計については、非常に頑健なタイプになっていると思うが、品質管理を図ることで、さらに信頼性を確保していただきたい。

6 高速増殖炉の安全性

(審議の概要)

委員会では、主に「もんじゅ」の安全性に関わる研究開発や燃料の安全性、ナトリウム、プルトニウムに関する審議を行った。

また、「もんじゅ」高裁判決の技術的問題点の検討として、東京工業大学の二ノ方寿教授より「高速増殖炉の炉心崩壊事故」について説明を受け、審議を行った。

(1) 高速増殖炉の安全性について

(委員からの主な質問)

F B R 信頼機器のデータベースは何を使用しているのか。フェニックスなどのデータベースは入っているのか

リビング P S A (炉心損傷確率) はどういう見方をするのか。何か機器をモニタリングしているのか。

県民意見の中に「高速増殖炉の事故の際に緊急に炉心を冷やすための装置が設置されていない。」ということに対して、サイクル機構は「1 ループのみでも除去可能」という回答をしているが、1 ループだけで全体を冷やすことはできるのか。

「もんじゅ内にあるナトリウム 1700 トンを全て抜き取り保管するタンク設備がない。」という意見があるが、これについてはどうか。

2 ループは抜き取ることが出来るが、3 ループすべてを抜き取る必要はないというのが事実であると思うが、それでも、ホールドタンクなども使えば、3 ループ全量を抜き取るとは物理的には可能ではないか。

(サイクル機構からの主な説明)

F B R 特有の機器に対するデータベースについては、「常陽」の他はやアメリカの E B R - など、基本的には日米のデータである。ヨーロッパに対してもデータベースを共同で整備しようと働きかけは行ったが、F B R に関する確率論的安全評価は行われていないということで、フェニックスについては入っていない。

軽水炉には、リスクモニタというものが導入されているものもあり、常に炉心損傷の発生頻度が表示され、ある系統を仮にダウンさせると、その値がどう変化するかモニタできる。「もんじゅ」では、まだそこまで進んでないが、オフライン的にリビング P S A システムがあり、保守計画作成の際に利用している。

原子炉停止後、1 ループの運転で、全体の崩壊熱を除去することが可能である。

1 次系、2 次系とそれぞれナトリウムを貯蔵するタンクがあるが、全量を収納するタンクはない。それは、その必要がないためである。例えば、2 次系 (計 3 ループ) だとナトリウムをドレンして点検する際、必ず 1 ループにはナトリウムを残しているため、通常の運転状態で全部抜く必要はない。逆に漏えいが発生した場合、そのループ以外のループのナトリウムを循環させる必要がある。

熱交換器に一部やコールドトラップにナトリウムを残すということを行えば、配管部分のナトリウムについては抜き取ることが出来る。しかし、機器、配管内のナトリウムのすべてを抜き取るということを考えると、仮設タンクが必要となる。

(2) ナトリウムの安全性

(委員からの主な質問)

ナトリウムの安全性の1つの重要なファクターとして、いわゆる不純物によるナトリウムの金属に対する腐食性の問題がある。ナトリウムが流動している部分では、不純物というのはコールドトラップで完全に除去されると思うが、ナトリウムが流動しない部位、つまり滞留するところや停滞するところでは、不純物の除去が非常に難しくなるのではないか。

不純物が溜まって、微調整棒の動作の際に力が加わった(加重が増加した)ということがある。

ナトリウムが滞留しないようにするということが非常に大事であり、細い枝管であるとか、そういうところにナトリウムが滞留しないようによくチェックしていただきたいと思う。浜岡1号機では、流れが滞留するようなところで分解した水素がたまっていると聞いている。滞留するところがないように注意していただきたい。滞留部のナトリウムの純度検査は、例えば頻度を決めて定期検査の中で行っていると思うが、定期的に検査するのか。

ナトリウムに対する設計上の考慮やナトリウムのハンドリング上の考え方なり、事故当時と比べて変更があるのか。

(サイクル機構からの主な説明)

設計上の考え方からすると、ナトリウムを滞留させないということが基本である。実際には、ナトリウムが滞留する部位があるが、不純物が溜まった状態で滞留するのはナトリウム液面の上部だけである。設計上は、構造材の腐食を考えて材料の厚みを決めている。

制御棒駆動機構部での不純物の件については、初期のナトリウム充填の際に、液面上部に不純物があり、それが上にある制御棒駆動部に入ったことにより発生したものと思われる。対策としては、制御棒駆動機構の液面近傍のところに穴をあけて循環するようにして、滞留をしないようにする。

計測系だと、確かに滞留する部位がある。しかし、そういう部位は、運転が始まりナトリウム温度が上がれば、不純物が溶解して主流の方に混じっていくものと思われるため、不純物が残って滞留するという事はない。

基本的には検出できないため行わない。大洗工学センターのナトリウム施設では、約35年ぐらいの長い経験を持っているが、計装用配管内などでの腐食は認められていない。そういう意味では、計測用配管内などの細部でもナトリウムが入れ替わって純度が保たれているのではないかと考えている。

ナトリウムに対する設計の考え方そのものは変わっていない。今回のナトリウム漏えい事故に関連して、漏えい時に配管系から早くナトリウムを抜き取ることが大事であるということが分かり、そういう考え方でドレンラインの改造をするということである。

(3) プルトニウム

(「プルトニウムの物理的性質及び核物質防護等について」を中込委員から説明)

(「プルトニウムの化学工学の観点等について」を榎田委員から説明)

(「プルトニウムの封じ込め、核物質防護及び保障措置等」をサイクル機構から説明)

(委員の間での質疑応答)

プルトニウムについては、よく化学的な毒性の話が言われるが、具体的なイメージとして、この毒性というものをどう理解すればよいか。
プルトニウムの放射線が強いという話だが、 α 線がたくさん放出されるという話をよく聞くが、 β 線、 γ 線はどうか。

(榎田委員)

化学的な性質だけをみると、ウランと変わらない。ウランについては、昔にさかのぼると焼き物の発色材として使われていたことがあり、また岩石の博物館などに行くとウラン鉱石が展示されていることもある。純粹に化学的性質だけ抜き取って考えることが出来るとすると、プルトニウムの危険度というのはそれほど大きくない。しかし、強調しておきたいのは、放射能の問題を切り離して考えることは出来ないということである。

- ・「もんじゅ」の燃料としては、主に半減期が約 24000 年というプルトニウム 239 を主として使っている。また、場合によっては約 14 年という半減期がもっと短いプルトニウム 241 を使う場合もあり、非常に単位重量あたりの放射能が高いということで、それによるハザードが大きいということが言われている。
- ・化学的に猛毒ではなく、放射能がウランの数万倍あるということがあるが、猛毒であるぐらいの認識をもって取扱う必要がある。化学物質の中にも非常に危険なものがあり、例えばダイオキシンやヒ素、フグの毒など、我々の周りにもそういうものがあり、これらを工業的に使うとすれば、当然、プルトニウムと同等か、それ以上の安全管理のもとで使うということで、結局は、人間側がどうきちんと扱うのかというところが工学的には非常に大切である。

(榎田委員)

核種によって異なるが、やはり β 線、 γ 線ともにプルトニウムの場合は注意が必要である。プルトニウムの崩壊によりアメリシウム 241 などの核種が生まれ、それがかなり γ 線を放出する。このため、 α 線だけでなく、 γ 線に対する防護についても十分考慮しなければならない。

(中込委員)

プルトニウムはアルファ線を放出するが、プルトニウムが崩壊すると、その娘核種も α 線を出すだけでなく γ 線も出す。つまり付随的に娘核種が γ 線などを放出するという形であり、壊変することにより最終的には鉛になるということである。

(4) 燃料と制御棒について

(委員からの主な質問)

フランスのフェニックス発電所では、45 分で破損燃料の同定ができるが、もんじゅでは 12 時間かかるということで非常に長い。その間にこういった手順で燃料破損に対する対策が行われるのか。
タグガスが漏れ出る程度なら、12 時間ぐらい原子炉を止めなくても大丈夫ということか。

タギングしてあるクリプトンやキセノンを経過分析器で検出できるまでに最短で 6 時間かかるということであるが、この検出をするまでの時間を短くするような、より安心度を高める研究開発を行っているのか。

燃料被覆管材料は、軽水炉がジルコニウム合金、「もんじゅ」はステンレス鋼である。県民意見の中には、「もんじゅ」は、炉内の温度が非常に高く、材料に対して非常に厳しいのではないかという意見があったが、それに対してはどうか。

「常陽」や海外での事例も必要だと思うが、これまでにステンレス鋼被覆管の事故例はあるのか。また、この材料に対する信頼性はどうか。

(サイクル機構からの主な説明)

「もんじゅ」の場合、燃料ピンごとに組成の違うガスが封入されており、このガスの組成分析を行うことにより、破損燃料の同定を行う。漏れ出た微量の薄いガスを濃縮するのに 6 時間を要し、その後分析を行うため、6 時間を要し、12 時間としている。フェニックスの場合は直接サンプリングするため 45 分で検出できるが、ピンホールのような孔が開きガスリークがあっても、破損燃料を同定した上で原子炉を運転する。

破損燃料の検出に関して、まず、常時モニタリングするカバーガス法があり、ある値になれば、燃料破損の疑いがあるということで、破損燃料を同定するため次のタギング法を実施する。「もんじゅ」の場合、燃料の破損に対しては破損燃料を同定してから原子炉を停止する。

現在、実験炉「常陽」で、新しい研究開発を行っている。これは、カバーガスを取り出し、そのガスにレーザーを当てて短時間で成分を測定するというものである。微量のガスを短時間で測定できるということで、まず「常陽」で実証していきたい。ステンレス鋼については、軽水炉で使用されているジルコニウム合金に対し高温での環境において十分な強度を有している。

海外の例については、フェニックスは初期のころ何回かガスリークがあったと聞いている。また、ロシアの BN 6 0 0 でも、比較的初期の頃に、燃料のリークがあったということを聞いている。

(5) 原子炉の安全性

(委員からの主な質問)

研究成果として示された炉心損傷発生頻度相対値は、事故等があれば上昇するなど変化するのか

炉心崩壊事故の解析結果で、安全審査時点の値 (380MJ) に比べて、その後の評価で 3 分の 1 程度 (110MJ) であることが分かったということであるが、それにより結果としてどう変わるのか。

安全審査の段階で仮定されていたことが、運転の経験により、もっと裕度があることが分かった点、逆に厳しくなった点などの具体例はどうか。

米国 E B R - では燃料の曲がりにより正の反応度になったと聞いたことがあるが、常陽では燃料の温度が上昇した時、燃料棒の曲がりや伸びはあるのか。

技術的に想定できない事故が仮に起きるとした場合、ヒューマンエラーもその中に入るのではないかと。どのようなヒューマンエラーが発生するか、見当がつかないが、技術的に想定できない事故の中にヒューマンエラーもいれるということを一度検討してほしい。

技術的に起こるとは考えられない事故の想定などはサイクル機構で行っているということだが、自社で評価して「こういうものである」としているのか。それとも国なり外部に出しているのか。

(サイクル機構からの主な説明)

F B R用のデータベースの中の故障率の数値が悪くなるということになり、たくさん破損したりすると、故障率が上がるため、相対値も上がることになる。

当時の安全審査の事故評価では、ボイド反応度やドップラー反応度の不確かさを最大限保守側に考慮し評価を行っている。その後、臨界実験などで得られたデータなどにより精度が向上し、また、その事故評価の元となる解析コードの信頼性も向上した。これらを踏まえ、再評価を行った結果、110 MJ となり、設計時の見積もり(380 MJ)よりも高い安全裕度があることが確認できた。

40%出力までの間で、炉心の性能について、設計値と大きく違ったところはない。炉心に関しては、出力1%以下で炉物理試験を行っており、中性子分布は非常に良好な状態であった。また、試験的に炉心の中央部に空間を作り、そのときの反応度を測定したが、ほぼ計算通りであった。制御棒の「効き具合」についても設計通りであり、制御棒挿入速度も設計値1.2秒に対し、1.0秒以下であった。

照射用試験後に取り出した燃料はそれなりに曲がっている。ものによっては、曲がりの方向が(解析とは)逆になっているため、現在では曲がりの挙動を評価できる精度にはいたっていない。しかし、E B R - の事象などは常陽の設計段階でも取り入れている。反射体の剛性が高いとその反力で炉心が真ん中の方に追いやられて正の反応度が加わるため、常陽では、炉心が曲がれば同じように曲がるような柔構造にしており、この湾曲により反応度は負になる。

ヒューマンエラーに関しては、運転員の訓練と操作の管理の問題があるので、視差呼称など複数の人間で相互にチェックしながらというような誤操作の防止がまず必要である。安全性の評価の中にある「運転時の異常な過渡変化」の事故想定の中では、「そうはいっても人間は間違いを犯すもの」ということを大前提として、人間が間違った操作をした時のトラブルにはどのようなものがあるかということを考慮した上での事故想定をしている。

技術的に起こるとは考えられない事故の想定については、「もんじゅ」の安全審査時に、合わせて審査が行われている。その後、さらなる安全性の向上ということで、安全性研究というカテゴリの中でシビアアクシデントも含めた形で研究を継続して行っているが、これらについては随時、学会等で議論されている。

(6)「もんじゅ」高裁判決の技術的問題点の検討について

・高速増殖炉の炉心崩壊事故

(委員からの主な質問)

・主循環ポンプが止まっても、自然循環で炉心が冷却できるというデータがあったと思うが、そうすると、炉心崩壊事故はあり得ないのではないかと。

(二ノ方教授)

- ・故障発生時などにより原子炉を停止した時に、主循環ポンプが止まり、冷却材が強制循環できないような場合には、自然循環で流量が確保されるようになっている。つまり、炉心の中はナトリウムが流れているが、(炉心の熱は)中間熱交換器を通して、2次系に伝わる。2次系には空気冷却器があり、これにより冷却ができる。
- ・原子炉を停止した後に、炉心崩壊に行く道筋は、まずないと考えてよい。
- ・常陽やフランスのラプソディーでも実験を行っている。冷却材がなくならない限り、どんなことがあっても炉心崩壊はしないと確信している。

(委員からの主な質問)

- | |
|--|
| ・「我が国では、炉心崩壊事故は安全審査の対象とはなっていなかった」という県民意見に対してはどう理解すればよいか。 |
|--|

(二ノ方教授)

- ・「安全審査の対象となっていなかった」というわけではなく、(安全審査では)5項事象として評価されている。
- ・(安全審査では)普通は安全設計評価として単一故障基準を適用するなどして、安全が十分確保されるかどうかを確認するわけである。
- ・炉心崩壊事故評価の場合には、すでに、「冷却もできない」しかも「制御棒の挿入に失敗する」と二重三重に失敗を重ねている。
- ・そういうことはありえないわけであり、仮に単一故障基準で評価しなさい、つまり、安全設計で評価しなさいということになると、結果は何も出てこない。
- ・炉心崩壊事故は、特別に、安全設計評価とは別の観点で安全裕度の評価している。
- ・炉心崩壊事故の評価の解析には、それほど大きな保守性は入れる必要はないと思っているが、サイクル機構が行った解析は、保守性をいれて安全余裕を確認している。
- ・本当の余裕はもっとあると考えており、実際問題として、1983年許認可当時、「もんじゅ」の炉心崩壊事故は、かなり厳しい条件をいれた上で評価したと考えている。

(委員からの主な質問)

- | |
|--|
| ・炉心崩壊事故時の機械的エネルギーの評価として、ドイツではもう少し大きな数字が出ているという話や、サイクル機構の解析でも、もっと大きな数字があるのではないかという話があるかどうか。 |
|--|

(二ノ方教授)

- ・例えばクリンチリバー炉では、発生するエネルギーというのは、「もんじゅ」より大きく、SNR-300についても、「もんじゅ」と比べるとやや大きい。
- ・「もんじゅ」の場合は、クリンチリバー炉とほぼ同じ条件で解析をやっており、出力が低い分、クリンチリバー炉より小さい値である。要するに発生するエネルギーというのは、厳密ではないが、原子炉の定格出力に大体比例すると考えてよい。そういう意味では出力で割ったもので並べていくと、あまり大きな差はなくなる。
- ・しかし、外国と比べるとというのは難しい話である。(全く同じ計算条件でない限り)

直接の比較はできないというようにしか申し上げられない。

注) SNR-300 の値は 70 年代初頭とその後の解析結果では意味が異なる。1972 年に出された 70m³ までの等エントロピー膨張による機械的エネルギー 370MJ (1 気圧までの膨張エネルギーはその約 3 倍) は解析結果ではなく規制側から格納容器の健全性を評価するときのエネルギーとして与えられた値である。これに対し、申請者側から 1979 年に出された評価結果は約 1 / 3 となっている。

(委員からの主な質問)

- ・ (起因過程において) 燃料が上下に分散することや、ドップラー効果、つまり反応が進まない効果を (最新知見を踏まえて「もんじゅ」と同じように計算を行い) 評価すると、ドイツの SNR-300 も、評価値は下がるという理解でよいのか。

(二ノ方教授)

- ・ ドイツの場合、70 年代に解析し 1986 年頃に公開の場で議論の的になったと思う。今、「もんじゅ」で評価を行った場合 (380MJ が) 110MJ となるが、この評価は 90 年代に行っている。その間 10 年間の知見が加味されているわけであり、SNR-300 の計画が継続的に進んでいけば、同じ結果になっていたと思う。
- ・ SNR-300 をやめたのは、炉心崩壊事故の話があったからではなく、むしろ経済的な理由からである。

(委員からの主な質問)

- ・ 992MJ という数字は、ある程度、物理現象を考慮すると、とても考えることができる数字であるということでしょうか。

(二ノ方教授)

- ・ 992MJ というのは、実際の物理現象に基づいて評価したものではなく、コードを導入した時に、いろんなパラメータを用いて計算をしたが、その時の 1 つの計算結果であり、意味のない数字というのは確実であると理解している。

(委員からの主な質問)

- ・ 計算コードの中身が公表されていないということであるが、このあたりは、学会等のレベルで、ある程度、公表されていると考えてよいのか。

(二ノ方教授)

- ・ すべての計算結果については、公表していないかもしれないが、それは、意味のあるものを公表する、意味のないものは公表しないという区別だと考えている。
- ・ 全面公表していないという話があるが、最近、いろんな国際会議等を主催したり、出席したりしている中で、SIMMER- 、SAS コードの話、また、国際計画で得られた知見等についての話がでており、それらは逐一報告されていると確信している。
- ・ 1980 年代と比べるという意味では、確実に公表されていると思う。1980 年代は、公表という意味では不足していたかもしれない。

(サイクル機構からの主な説明)

- ・ 「もんじゅ」に対する計算結果の 380MJ や 992MJ という数値については、同じ

報告書内に解析結果を掲載しており、すべて公開されている。また、裁判の場などにも提供されている。

- ・なにが公開されていないかというと、計算コードそのものである。SAS-3D や SIMMER- などの計算コードは、アメリカとの協定に基づいて導入したものであり、我々の一存では公開できないという事情がある。
- ・ただし、計算コードのモデルや研究の成果や「もんじゅ」の解析結果については、今回問題となったもの（380M J や 992M J）については公開されている。

（委員からの主な質問）

- | |
|--|
| ・ 県民意見で「ドイツの核物理専門家 Y 博士は『事故時にどれだけのエネルギーが放出するか判明できない』、『実験データや総合的な試験、首尾一貫した理論も、資金もない』」としているが、この意見については否定できるのか。 |
|--|

（二ノ方教授）

- ・ Y 博士というのがよく分からないが、ブレーメン大学のエーレンシュタイン博士の下にドンデラーという人がいるが、このグループと関係あるかもしれない。彼らが高速炉の炉心崩壊事故の評価に対し批判的であったのは知っている。
- ・ Y 博士がおっしゃっていることは、一般論として、正しいかどうかは判断できない。
- ・ 炉心崩壊事故を評価するには、相当な資金が要る。これは実際に中立機関として規制委員会などでやっているところや、サイクル機構のような研究機関がやっているところもある。
- ・ ドイツ、アメリカ、日本などでは、国際協力の中で、いろんな情報を共有しており、「首尾一貫した理論も資金もない」というのは全く根拠のない話だと考えている。

（委員からの主な質問）

- | |
|--------------------------------|
| ・ 地震の時に制御棒が落ちない可能性があるという話はどうか。 |
|--------------------------------|

（事務局）

- ・ 制御棒が運転中にどの位置にあるかが一つのポイントになると思うが、制御棒が運転中に引き抜かれている位置は、制御棒の集合管の中に入っているのだから、挿入時はまっすぐ下に落ちるだけの動きであり、地震の時でも問題なく作動すると思われる。

（若林委員）

- ・ 補足すると、工学プラントである以上、必ず制御系あるいは保護系が必要であり、「全部とまる」ということは工学的にはありえないことであると考えている。
- ・ 1000 回に 1 回故障するものがあっても、それが 3 つあれば、10 億回に 1 回ということで確率は 0 ではないが、天文学的に小さな数字である。

（会場からの主な質問）

- | |
|---|
| ・ ガードベッセルが ECCS のような役割を果たすということについて説明願いたい。 |
| ・ 炉心崩壊が仮に起こっても原子炉容器は大丈夫であるとの説明であったが、容器内の圧力が上昇することにより配管にも影響がでてくると思うがどうか。 |

(二ノ方教授)

- ・ ECCS は緊急炉心冷却系であり、ガードベッセルは ECCS のような冷却系でない。
- ・ ガードベッセルは、炉容器や配管が破れたときにナトリウムが漏れてなくなるように、外側の容器でそれ以上流出を止めるようにしてあるものである。そうするとナトリウムの流れができ冷却がなくなることはない。
- ・ ECCS が外から強制的に水を注入して冷却がなくなるようにするものであるので、冷却を維持するという観点でガードベッセルの役割は同じである。
- ・ 炉心崩壊事故で圧力が上がった場合の配管への影響については、一瞬の圧力波による衝撃が伝わって変形することによりエネルギーが吸収される。配管についても健全性は保たれると考えている。
- ・ その後はいかにして事故後の炉心燃料を冷やすかであり、冷却は継続可能である。

(会場からの主な質問)

- ・ 裁判の進行協議で問題になったのは、計算コードを出してほしいということに対して出せないということ。出しているのは結果だけである。
- ・ サイクル機構は、即発臨界のときの圧力により上蓋が持ち上がり、ナトリウムが漏れるが、持ち上がった蓋がそのまま落ちるから大丈夫であるという話をした。しかし、持ち上がった蓋がそのまま落ちるかどうか疑問が残っている。
- ・ ボルトが少しでも曲がれば蓋にならない。それが起こる可能性はゼロではないと我々は主張している。サイクル機構はゼロといっているが、裁判所は心証として我々の主張を取っている。

(二ノ方教授)

- ・ コードを使うには、計算機やそれなりの知識が必要である。もし仮に用意があるのであれば、もともとのアメリカの政府に直接嘆願されるのが筋である。

(サイクル機構からの主な説明)

- ・ 炉心でエネルギーが出たときに、それが膨張するときに原子炉容器内のナトリウムが押し上げられて炉容器の蓋にぶつかる。そのときに圧力が出るわけであるが、その圧力によって原子炉容器が変形するというところで健全性を評価する。
- ・ ぶつかったときの圧力の影響でしゃへいプラグのボルトが伸びて隙間ができるが、ボルトの変形が弾性範囲内に収まることが安全審査段階で評価されている。
- ・ 伸びるが元にもどる。短時間ひらいている間にいくつかの隙間ができ、そこからナトリウムが漏れて格納容器の中で燃焼して圧力が若干上がる結果になっている。
- ・ この蓋のボルトは、100本以上ある。ボルト上を少しはずれるかもしれないが、蓋がずれるようなことは考えられない。

7 蒸気発生器の安全性

(審議の概要)

「蒸気発生器の安全性」については、主に蒸気発生器伝熱管破損時の対応、英国 PFR の蒸気発生器伝熱管破損、国の安全審査に関する審議を行った。

また、「もんじゅ」高裁判決の技術的問題点の検討として、「高温ラプチャの発生は防止できるか」ということについて、審議を行った。

(1) 蒸気発生器伝熱管破損時の対応

(委員からの主な質問)

蒸気発生器伝熱管の想定される漏えい規模と検出までに要する時間はどの位か。
伝熱管破損時の事故対策設備として水素計の説明があったが、水素計で検知した後は人が操作するのか。すぐに原子炉を止めるのか。
伝熱管破損検出として水素計は国の審査基準に入っているものか。安全設備として設置されているのか。
実際にナトリウム - 水反応が起きた場合、応力はどこまで上がることを想定しているのか。評価の結果、伝熱管 1 本がリークしても、となりの伝熱管に影響を及ぼすことはほとんどないということか。
高温ラプチャ - の場合に検出する時間のファクタが重要であるという説明だが、カバーガス圧力計より水素計の方が早いが、水素計は、現在の技術ではカバーガス圧力計ほど信頼性が確保できないからか。

(サイクル機構からの主な説明)

漏えいは規模が 0.1 g/sec から数 kg/sec オーダーまで色々あり、漏えい量は異なる。検知は微小漏えいについては水素検出器、それより大きくなると圧力の変化で検知する圧力計、さらに大きな漏えいの場合、ラプチャディスクで検出する。
水素計は常時、系統内の水素濃度を監視しており、ある値になると警報が発信し、運転員が対応する。水素濃度が急激に上がった場合は、自動的に原子炉を停止する信号が発信する。直径約 0.02mm の非常に小さな穴の場合、水素の上昇率を検知して 10 分程度で停止する。
水素計は、原子炉施設を安全に運転するための監視、操作に必要な計測装置であるが、安全系（原子炉施設に異常や事故が発生した場合に、安全に収束させ、拡大を防止し、影響を緩和するための装置）ではない。重要な役割をもっているが、安全性を評価するときの条件としても、水素計があることを無視した解析を行っている。応力は伝熱管の内圧の部分の応力のことであり、水・蒸気をブローしてしまうと下がる。評価は、応力と温度変化を解析する計算コードで行っており、改造後の設備についても評価をしているが、伝熱管の連鎖的な破損は起こらないという評価結果が得られている。

(国からの主な説明)

水素計は、信頼性というよりは微少の漏えい時の水素検出が可能であるが、検出時間に一定の時間がかかる。高温ラブチャ - 型のように中規模漏えいにおいては、早く検出をするという観点からあまり重きを置けないということで、高温ラブチャ - 型破損解析の中では使っていない。(原子力安全・保安院)

(2) 英国 P F R の蒸気発生器伝熱管破損

(委員からの主な質問)

「もんじゅは P F R と構造が違う」等の記載があるが、県民意見では、「もんじゅの安全審査にどう活かされているのか」というように、もんじゅの安全性にどう反映しているのかということが問いかけている。

「 P F R では、なぜ、水素計が故障したまま運転していたのか」等について、例えば「プロジェクト管理のあり方が問題であったから」「サイクル機構ではこう反映している」というような答えが必要ではないか。

(サイクル機構からの主な説明)

P F R での事故については、構造上の問題、運転管理の問題等があった。特に運転管理の面では、(P F R では水素検出器が故障したまま運転していたが) もんじゅは、保安規定で「水素計故障時は運転しない」ということが定められている。保安規定は、運転手順の一番上位に位置するものであり、それを遵守して運転を行っている。このため、水素計が故障したまま運転をするということはない。設備面でも、(P F R にはないが) もんじゅには高圧ブロー系があり、 P F R のようなことにはならないと考えている。

(3) 国の安全審査

(委員からの主な質問)

カバーガス圧力計を 2 台から 3 台へ増設するとあるが、これは詳細な設計の審査や検査の対象となると思う。その時、既設の 2 台の圧力計はどう取り扱うのか。カバーガス圧力計は、これまでサイクル機構が自主的につけていたものだったものをこれからは、品質管理を十分しなさいということだと思う。その場合、圧力計以外に安全総点検で対象としたものは、同様な扱いになるものがあるのではないかと。自主管理と国の品質管理の切り分けについて、どのように考えているのか。審査を行う際、必ずしも行政庁だけですべて審査しているわけではなく、専門家の意見等を求めていると思うが、特にナトリウムを使うという特殊な事例について、審査の上で、十分基礎データや知見があるということで考えているのか。

(国からの主な説明)

システムとして 2 out of 2 が 2 out of 3 になる。前者は検知器が 2 台あり、2 つの信号で判断する。後者は 3 台の検知器があり、そのうち 2 つの信号で判断する。つまり、1 つの検知器が故障しても問題ない。このようにシステムを変えるということに対して、システム全体としてみている。(原子力安全・保安院)

品質保証については、カバーガス圧力計に限らず、全体の話である。カバーガス圧力計については、高温ラブチャ型破損伝播を考えたときに、検出信号のトリガーをなるべく早くすることと、いかに早く減圧するかということが重要であると認識して、審査を行った。品質保証全体については、ありとあらゆるところで設定し、建設される中でチェックされるものと認識している。(平岡部会長)

審査については、技術的にかなり細かい内容であり、行政庁だけでなく学識経験者に意見を聞くという機会を設け、ナトリウムに関する事項も含めて、意見を聞いた上で、判断をしている。蒸気発生器の問題など、海外での経験がそれほどないこともあり、設置者等が行っている実験を基に審査を行っているが、分からないような部分については、むしろ保守側(安全側)に余裕をもった形で、本当は起こらないかもしれないが、起こったものと仮定して評価をするという考え方で審査を行っている。(原子力安全・保安院)

(4) もんじゅ高裁判決内容についての審議

(高温ラブチャの発生防止について)

(若林委員)

- ・ 委員会では、蒸気発生器の高温ラブチャが起こるかどうか、安全保護系として妥当かどうかについて検討してきた。
- ・ 高温ラブチャの発生防止策として出口放出弁、入口放出弁、過熱器側の出口放出弁、給水止め弁などの保護系統が設置されている。この保護システムは漏えいを検出して作動するようになっている。
- ・ 漏えいの検出系としては、水素計、カバーガス圧力計、圧力開放板開放信号の3種類の検出系を持っている。
- ・ 非常に小さな漏えいの場合は約60秒と検出時間はかかるが水素計で検出でき、更にある程度穴径が大きくなってくると、リーク量も多くなり、カバーガス圧力計や圧力開放板開放信号で検出できるようになっている。
- ・ 高温ラブチャについて考えると、まず伝熱管からの水漏えいを検出すると、給水弁を止めて放出弁を開くことになるが、蒸気発生器伝熱管の水・蒸気の放出について改造前で約100秒かかったものが改造後では約70秒で放出することができるようになっている。
- ・ 漏えいが発生し、水素計で検出されるまで時間がかかった場合でも、漏えいが大きくなればカバーガス圧力計で検出することができる。
- ・ 中漏えいの場合、ナトリウム-水反応により高温の水が周辺の配管にあたり、その配管の強度が弱くなる。また、2次破損(ウェステージ型破損)により水漏えい率がどんどん増加すると高温ラブチャの発生する確率が高くなっていく。
- ・ しかし、70秒で、蒸気の方が完全になくなってしまふ。つまり、保護系が動作し放出弁が開くため、伝熱管内の圧力が下がるため、それ以上の漏えいは起こらなくなる。
- ・ 伝熱管が加熱される(ジェット流が吹き出す)時間は10秒~20秒であり、実験データなどに照らし合わせても、高温ラブチャに至る前に、伝熱管内の圧力は下がる。
- ・ つまり、保護系統が作動することによって高温ラブチャの発生を防止できる。

- ・伝熱管内の水・蒸気放出のための弁は、全部で9個あり、工学的には考えられないが、これが全部動作しなかった場合、高温ラプチャは発生すると思う。
- ・しかし、1つ2つの弁が動作しなくても、伝熱管内の圧力が下がるのが数秒遅れる程度であり、これまでのデータの検討の結果、高温ラプチャには至らないことが分かっている。
- ・判決で「高温ラプチャが発生する」と言っているが、全ての弁が作動しなければ起こり得るが、それは、工学的には考えられない。
- ・絶対ということはあり得ないことで、それを要求するとすべての工学が成り立たなくなり、今回の判決は工学そのものを否定している。
- ・科学技術が社会に受けいれられている以上、絶対ゼロということは有り得ないわけであり、(高温ラプチャ発生防止に関して)工学的に妥当かどうかというと、十分、妥当であると判断している。

(柴田委員)

- ・ナトリウム漏えいもそうであるが、何か起こったら、必ず早期に検出して、ドレンを働かせるとか、この場合では機器内の蒸気や水を完全にブロータンクに移すようなシステムになっている。
- ・このような多重防護のシステムがうまく働くように設計する基本思想があるが、この考え方は一般的には、すぐには分かりにくいのではないか。
- ・とにかく何か起こったら、すぐに検知して機器内のものを抜いてしまって、そういう(高温ラプチャの)現象が起これないようにするというのが基本であって、それが十分担保されていること、しかも改造によって、検出にミスがないように十分に担保されているかどうかということが我々の判断基準になる。
- ・水漏えいが発生してから3種類の検出計によって検出し、その信号によって原子炉がトリップし、事故ループを止めるなどのプロセスがある。
- ・こういうことが十分に働くならば高温ラプチャの発生はないと判断してよいと考える。

(堀池委員)

- ・水漏えい時の2次冷却系内、配管があり中間熱交換器があり蒸気発生器があり過熱器があるというパイプでつながった内部の圧力の変化について、サイクル機構は、この圧力と時間をパラメータとして計算している。
- ・最初の初期スパイク圧は、23kg/cm²Gを示し、炉心からの熱を受け取っている中間熱交換器では、11kg/cm²Gのスパイク圧を示している。
- ・このスパイク圧の発生後、一旦圧力が下がり、それから5秒程度でまたじわじわと上がり最大値になり、その後はだだらと下がり、水が抜かれるまで3～6 kg/cm²Gぐらいで推移している。
- ・高裁では、初期スパイク圧が高いということを言及していると思うが、この時間は非常に短く、圧力ピークの幅としては5/1000秒から10/1000秒と評価されている。
- ・物に与えるエネルギーとして「力積」というものがあり、これは「力」×「時間」になる。初期スパイク圧は、非常に短い時間のために、力積も大きくない。
- ・蒸発器ではクロムモリブデン鋼が使われており、中間熱交換器ではステンレス鋼が

使われている。

- ・鉄でもステンレスでも変形量が非常に小さい時はスプリングのような応答をする。例えば鉄板がたわんだり、眼鏡のフレームがたわんだりして元に戻るようなイメージであるが、このような範囲を弾性範囲という。
- ・米国や日本の機械学会では、この弾性範囲の3分の2ぐらいで「材料を設計しなさい」ということを推奨値として決めているが、その弾性範囲の値は、蒸発器の場合 38kg/cm²G 程度、中間熱交換器の場合 25kg/cm²G 程度である。
- ・この値に比べても、十分に、スパイク圧の値は低く、「材料が破断する圧力」に比べるとずっと低い。
- ・（計算の結果得られた）このスパイク圧は、通常、材料を使用してよい範囲に収まっていると考えてよい。
- ・裁判所では、「通常運転時圧力」「最高使用圧力」と書いているが、「通常運転時圧力」は原子炉を 30 年や 40 年続けて運転する場合に、このぐらいの圧力で運転するというものであり、「最高使用圧力」というのは、通常使う圧力に少し余裕をかけて、変わった運転（高い圧力で運転）する場合、この値以下であればよいだろうということを決めているものである。
- ・スパイク圧がこの「最高使用圧力」を超えているというところを裁判所は気にされたのかもしれないが、弾性範囲、また力の値から考えてもスパイク圧は非常に小さな値であり、工学的な意味で「壊れる」と言っているようだが、どうしてそういう結論になったのか分からない。「壊れない」といってしまってもよいのではないか。
- ・裁判では英国の PFR での事故を参考として比較しているが、「もんじゅ」のもともとの安全審査では、高温ラプチャ型の破断は起きないとしており、そのかわりに熔融塩で減肉するウェステージ型のタイプのメカニズムがあるとしている。
- ・確か 4 本破断で想定されている「もんじゅ」での水漏れ量というのは、PFR で 40 本から漏れたときの水漏れの値よりもずいぶん大きい。
- ・PFR では、たくさんの細い配管が破断したが、水漏れ量は比較的少ないということで、もともとの安全審査のパラメータというか考えている領域での水漏れ量は、どのようなメカニズムで穴が開くにしろ、かなり大きな水漏れ量まで考慮されているということがいえるのではないか。

（主な質疑）

大漏えい（水漏えい率：数 kg/s ～）の場合についてはどうか。

（若林委員）

- ・大漏えいの場合は、水漏えい率が 5 kg/s ～ 7 kg/s 程度になると思うが、噴出流が拡散するため、温度が高くない。このため、高温ラプチャは発生しない。高温ラプチャが一番起こる可能性があるのが、水漏えい率 2 ～ 3 kg/s であるが、小漏えいの場合でも 1.5kg/s までに放出弁が全部開くため高温ラプチャは発生しない。
- ・保護系が全部働かないという極端なことは工学的には起こらないが、小漏えいの場合には破損口がどんどん広がっていくという仮定があり、例えば漏えい率 1.0kg/s とか 1.5kg/s に近づいていくという仮定はいつている。
- ・最悪の場合、そこまで破損口が広がるのに 50 秒とか 70 秒という時間がかかる。しかし、これは非常に極端な例である。

(主な質疑)

設備改造で放出弁が増えるが、蒸発器の場合、入口放出弁1つが2つになり、出口側の放出弁は2つが3つになる。これにより、蒸発器内の水と蒸気の放出時間が短くなるが、これが、高温ラプチャが発生しないとした大きなファクタであると考えているのか。

(若林委員)

- ・ 現状設備でも、高温ラプチャ発生を防止できるシステムになっているが、放出時間をより短く、より確実になるということでめ放出弁の追加を実施するものである。

(主な質疑)

(判決の内容には)「水素ガスが炉心に至れば」云々というものがあるが。

(若林委員)

- ・ これに関しては、スパイク圧によって中間熱交換器に異常は起こらないという結論を得ており、(中間熱交換器が壊れるということについては)考える必要はない。

(児嶋座長)

- ・ 中間熱交換器が壊れて、はじめて水素ガスが炉心の方に向かうという可能性があるわけで、その前の段階で、(中間熱交換器が壊れるということを)否定されており、さらにその前の段階でも(高温ラプチャの発生を)否定されているわけであり、水素ガスが炉心に至るということとはありえないと考えてよい(という結論としたい)

8 蒸気発生器伝熱管検査

(審議の概要)

「蒸気発生器伝熱管検査」については、主に装置の検査能力、蒸気発生器伝熱管破損時の対応に関する審議を行った。

(1) 蒸気発生器伝熱管および伝熱管検査装置に関する研究について

(委員からの主な質問)

大洗工学センターでの50MW蒸気発生器と実機とは運転時間や振動回数の違いなどがあると思うが、どう評価しているのか。イギリスのPFRでの事故や軽水炉の蒸気発生器でも、伝熱管の外側からの振動によりやられてしまう事故が多い。蒸気発生器はPWR（加圧水型軽水炉）でも使われており、万全の工学的配慮をもって製作しているが、何度もトラブルが発生しており難儀なものではないかと思う。「もんじゅ」の蒸気発生器は、軽水炉とはかなり違った構造であり、もんじゅ特有の問題があるのではないかと思う。新しい技術はどんどん進んでいくだろうが、その点（新しい検査）について、現在どのように努力しておられるのか。計画的に研究開発が進められているが、この開発を早く進めることは可能か。

(サイクル機構からの主な説明)

大洗工学センターの50MW蒸気発生器で、振動（フレdding）がおきないかなどについても実際に数年間運転して確認している。また、伝熱管を裁断して、特に問題になるような状況がないことを確認している。海外炉や軽水炉での知見も踏まえて、もんじゅの蒸気発生器の製作を行っている。今の検査装置よりもさらに性能のよいものを（現状では2割程度減肉等の検出ができるように行っているが、その半分の1割以下の検出ができるよう）開発していきたいと考えている。開発については、基本的にはなるべく早く進めていきたい。試作品も製作中であり、これは我々だけでなく大学の先生方と一緒に進めることも考えている。

(2) 装置の検査能力

(委員からの主な質問)

センサ技術の研究開発の件について、割れ状欠陥の検出性向上の研究を進めているとの事だが、原理的に、なぜ割れ状欠陥の検出性が上がるのか。過去に実施したECTでノイズ信号の再現性はどうか。欠陥信号を検知した場合、位置の特定はどうか。ECTは他の産業でも使っており技術的には実績がある。説明では減肉が主であったが欠陥の検出についてはどうか。

(サイクル機構からの主な説明)

欠陥検出性を上げる方法として、センサ部の発信用コイルの電圧をあげることによって相対的に検出性能をあげる方法、もう1つ発信コイルを追加する等が考えられる。また、測定した電磁場の解析技術の向上によっても欠陥検出性が向上する。現在、解析が進んでおりデータを得ているところでもある。

過去に実施した検査結果の再現性確認のためのデータについては、まだ取れていない。オンラインでの新しい判定装置を組み入れて、バックグラウンドノイズが高かったり、異常な信号が入っていた場合は、再現性を含めて改めて計測したい。

E C Tでは、減肉状の欠陥に対しスリット状の欠陥は、相対的に検出するのが難しい。現状の検出能力からすると、スリット状の欠陥については、平成元年から2年にかけて設計製作したものだ、クロム・モリブデン鋼の外側側のスリット状の欠陥の検出が難しいのが現在の能力である。内面については検出性はもう少し良くなる。

(3) 蒸気発生器の供用期間中検査について

(委員からの主な質問)

伝熱管は、検査の対象か。定期検査毎に1 / 3 から1 / 5 の検査を行うのか。県民意見の中には、「渦電流で検査するときには、減肉は分かるが割れは検査できない」というものがあるが、これに対して、耐圧リーク試験で確認できると考えているのか。それとも他の方法があるのか。

伝熱管には溶接部がかなりの箇所が存在するが、一番これらの溶接部からトラブルがあり得る、確率が高いという意味では、これらの箇所かと思う。蒸気発生器伝熱管の溶接継手部での欠陥について何か特別な対策を講じているのか。

耐圧漏えい試験（圧力をかけたリーク試験）はどういう段階で実施するのか。

供用中検査について、実際にもんじゅが動いてからこの渦電流探傷検査を使うまでに、原子力安全・保安院として検査方法について技術的な内容を審査するのか。

(サイクル機構からの主な説明)

伝熱管は、定期検査毎に1 / 3 から1 / 5 を検査していく必要があると考えている。運転中に、もし非常に小さなリークがあると、水素計等の漏えい検出器で検出できるので、割れに対しては基本的に漏えい検出器で検出する。プラント運転前は伝熱管等の耐圧漏えい検査を行う。

伝熱管については、渦電流探傷装置を用いて伝熱管全長に対して、溶接部も含めて定期的に検査を行う。溶接部については、現在、それが分かるだけの信号は出る。経時変化をする中で初期のデータと比較するやり方を取り、溶接部分での欠陥検出性を確保している。どの程度の検出性が確保できるかについての確認は難しいが、現在のところ、母材に近い検出性は確保できていると考えている。

耐圧漏えい試験については、製作段階では、伝熱管個別に実施し、その後1つの機器として実施している。その後、工場から現地搬入し系統を構築した状態でも検査を行う。また、定期検査の段階になると、系統の耐圧漏えい試験として、定期的に実施する。

(原子力安全・保安院からの主な説明)

技術的な内容を審査するということではない。供用中検査というのは、規制側から見れば、運転開始後に定期検査を行わなければならないということになる。定期検査をどういう内容で行う必要があるかについては検討しなければならない。装置については、伝熱管漏えいを 100%キャッチできるという性質のものではなく、一定のものまでしか検出できない。基本的に設計上は、水・ナトリウム反応が起きたときにどのような安全装置がついているかが重要である。それを補完する意味で、こういう検査が位置づけられるので、全体の位置づけの中でこの検査装置がどのような性能を持つべきか今後確認をしていきたい。

(4) 蒸気発生器伝熱管漏えい後の補修方法について

(委員からの主な質問)

軽水炉では、伝熱管が破損した場合、その伝熱管を切り取って材料試験などをおこない原因調査を行っているが、高速炉(もんじゅ)の場合、原因究明はどのような手順で行うのか。

仏国のフェニックスは現在トラブル補修に時間を要しているとの情報があるが英国の PFR では、伝熱管破損事故から 6 ヶ月で運転再開しており、逆にフェニックスでは 1 年以上かかっている。「もんじゅ」の場合、修復にはどのぐらいの期間がかかるのか。

蒸気発生器伝熱管の破損に対しては施栓を行うと思うが、場合によっては、破損した伝熱管のみでなく減肉等の影響があった伝熱管まで施栓することもあり得ると思うがどうか。

伝熱管の ECT で欠陥信号が検出された場合は、漏えいしていない場合でも補修することになるのか。(20% 以上の深さの損傷が見つかった場合)

(サイクル機構からの主な説明)

基本的な手順としては、まず体積検査、漏えい試験等により破損伝熱管の特定を行う。破損伝熱管の特定後、周辺伝熱管への影響評価、破損伝熱管の施栓を行う。破損状況によっては周辺伝熱管の施栓又は管束の引き抜き及び交換ということを考えている。

補修の場合、破損が起きた原因、またそれに対する対策をどうするか等あり、一概に補修にどれぐらい時間がかかるのか申しあげにくい状況である。フェニックスは「もんじゅ」とは型が違うが、現在(2001 年)行っている修理は、伝熱管の修理ではない。

一般の軽水炉と同様の原因であれば早くわかるが、それ以外の事が原因の場合、時間がかかる。

施栓(プラグ)して当該伝熱管は使わないという形になる。

9 耐震安全性

(審議の概要)

「耐震安全性」について、地質工学、地震学、耐震設計の専門家を招いて説明をいただくとともに、主に、地震活動、国の耐震設計審査指針、もんじゅの耐震設計、耐震データの情報公開について審議を行った。

<説明者>

神戸大学都市安全研究センター教授	石橋 克彦	(専門：地震学)
地圏空間研究所代表(東京大学名誉教授)	小島 圭二	(専門：地質工学)
(株)大林組東京本社 原子力本部 技術部長	渡部 征男	(専門：耐震設計)

(1) 地震活動

(委員からの主な質問)

県民意見の中には「もんじゅの立地する場所は空白域であるから地震が起こるのではないか」という心配をされている意見もあった。
地震はどういうものかという学問探求の話があったが、これは、100年経っても1000年経っても分からないような非常に難しい問題があると思う。その様なサイエンスの研究とは別に、とりあえずここ何十年かの数値に対して、どういう風に実地に応用するべきかといったテクニカルな問題があるが、こういうものを明確に切り分ける形で、議論を分類していただきたい。

(小島名誉教授からの主な説明)

空白地帯云々は、地震予知(地震がいつ起こるか)の立場では重要であるが、その地域の最大規模が地震動を予測する耐震設計の立場からはあまり問題ではない。

- ・ 現実に地震が起こっていない。記録がないというのが空白地域である。最大規模の地震動を予測することと、いつ起こるかという問題は結びつかない。
- ・ 耐震設計で重要なことは、いつ起こってもよいが、その規模が問題である。どんな規模の地震が起こるのかということで、空白地帯であろうとなかろうと、断層等から推測している。予知と防災、耐震設計と最大地震力、この2つは分けて考えて議論しないといけない。

起こり得る最大の地震動に対して原子力発電所が安全であるというためには、現状ではどうしても活断層が頼りである。要するに、一番分かりにくいのが、アスペリティや断層パラメータである。強震動の資料というのは、急速にデータが蓄積されつつあるが、まだまだ大地震に関しては多くない。一般的には、原子力発電所のサイトの地震動を予測する場合に、そのあたりが問題である。また、この考え方を今の段階で実証するにはかなりのデータが必要である。

- ・ サイエンスは、現象に対していろんな仮説を立てるが、解は1つではなくて、いろいろな解釈があり、実用化にはまだ時間がかかるであろう。サイエンスの知見に対して、工学側の計算なりで一度チェックしてみるということは、現時点でも行っている。そこに、もう1つ安全率をいくつにするかという話があるが、安全率がどの

ぐらいあるかということがきちっとできれば、一般の人にも分かりやすい。

(石橋教授からの主な説明)

空白域に関して言えば、歴史上の地震が知られていないところの方が将来地震が起こる可能性が高いというのが地震研究者の主流の考え方であるのは確かである。

- ・果たしてそこで地震が起こるかどうかについてはもっと細かい調査をしてみないといけない。

(2) 国の耐震設計審査指針

(委員からの主な質問)

原子力発電所の場合、サイトがある程度選定された時に、「歴史地震」、「活断層」、「地震地帯構造」、「直下地震」の4つの方法を勘案して決めていると思うが、一方で、地震ということで不確実性がある程度あると思う。この設計用地震動を求める際に、4つの方法を踏襲すると、不確実性がどう定量化できるのか。

石橋教授の話で、現在の原子力発電所の安全審査指針で考えられていることと少しアプローチが違うという印象を受けた。

「どのぐらいの規模の地震が起こるか」ということを考える時に、確実性という意味で、地中のアスペリティなり将来の震源断層面の大きさ、それについて確実な大きさというのを決めるのが非常に難しい気がする。そういう意味で不確実性があると思うが、そのあたりは現在の地震学ではどうなっているのか。

(小島名誉教授からの主な説明)

それぞれの方法で、不確実性がどれぐらいかということはないと思うが、データの中で、最大予想される地震や一般に得られる地震、そういうレンジを出しており、そのレンジの中で設計用の地震動を決めている。その後、設計との兼ね合いで安全裕度を検討することになるが、最近は限界実験もやっており、安全裕度がどのぐらいあるかを確認できるという興味深い話もある。そういう実験の進展などと結びつけ、確実な方法を比較しながらやるということは重要である。

(石橋教授からの主な説明)

発電用原子炉施設の耐震設計審査指針については、現在、見直しを行っており、その委員として小島先生も私も加わっている。今後、理学的な考え方や工学的な立場から審議が行われるものと考えている。

最近、地震学は大きく進歩している。予測することは確かに非常に難しく、いろんなケースを考えた場合、とんでもない大きな地震動を想定して計算しようとするれば、それはできるが、「おかしい」という議論が出てくると思う。そこでリーズナブルな範囲でケースを比較して、最終的には、ある場所にモノをつくる必要性とリスクの兼ね合いで、あるモデルを採用するということにせざるを得ない。一方で、強震動予測に関しては、日本列島全体についてどんどん行われている。

(3) もんじゅの耐震設計

(委員からの主な質問)

敦賀半島上に断層があるのかないのかということは、ボーリング調査を行うと非常によく分かるということだが、「もんじゅ」ではボーリング調査は行ったのか。耐震設計に関して、機器・配管実証試験の際の加振条件が示されているが、これはどの程度耐震を考慮した値なのか。

（サイクル機構からの説明）

敦賀半島については、全域についてボーリング調査をしたということはないが、詳細な地表調査を行うとともに、空中写真の判読を踏まえての調査も実施している。さらに、サイト（原子力施設立地場所）の中について、約 150 本程度のボーリング調査や基礎岩盤にトンネルを掘って岩盤を直接観察している。その結果、サイトの中に断層が存在していないことを確認した。

（渡部技術課長からの主な説明）

原子力発電所の耐震設計に関して、香川県多度津町において大型高性能振動台を用いた実証試験が行われているが、そこでは、実際のプラントで使われている限界地震による地震動（ S_2 ）そのものを使い試験を行っている。

（サイクル機構からの主な説明）

「もんじゅ」の設備では加振試験は行っていないが、軽水炉と同様に「もんじゅ」についてもそれなりのものに耐えられると考えている。例えば「もんじゅ」の配管系は、軽水炉と比べると板厚は薄いが、耐震設計において大事なものは固有周期であると考えており、そのあたりの強度は得られている。

（４）耐震データの情報公開

（委員からの主な質問）

耐震データの情報公開について、「耐震性を考える上で重要なデータが、たびたびの指摘にもかかわらず約 1 %、わずかな部分であるが公開されていない。」というものがある。これについては、メーカーの協力を得てできるだけ非公開部分を少なくしたけれども残っているというのが事実だと思う。メーカーが行った解析について、必ずしも全部が公開されているわけでない、心配だというのが県民の方の質問内容である。サイクル機構では、メーカーが出したものについて、当然、非公開部分も見ていると思うが、それに対してサイクル機構の方でメーカーの設計が確実であり、間違いがないということを品質保証の観点からどのように確認されているのか。

（サイクル機構からの主な説明）

メーカーのノウハウの観点から、固有値などを一部非公開としているが、設計の考え方や評価値などは公開しており、サイクル機構のノウハウも全面公開している。メーカーからは細かなデータが出ている。サイクル機構としては、形状からでてくる重量のチェックや硬さ（固有値）などをチェックしているが、固有周期については膨大な計算の領域であり、１つ１つチェックはしていない。解析結果の確認については、軽水炉の経験などの事例から総合的に確認している。

10 放射線管理

(審議の概要)

「放射線管理」については、主にナトリウムの純度管理や安全審査での被ばく評価に関する審議を行った。

(1) ナトリウムの純度管理

(委員からの主な質問)

(ナトリウムが流れる系統中には) 流れがよどむようなところが構造的にあると思うが、その対策はどうしているのか。計装配管など澱む部分は腐食は起こらないのか。
常陽での放射線管理(被ばく)の実績はどの程度か

(サイクル機構からの主な説明)

大洗工学センターのナトリウム施設では、35 年ぐらいの経験を持っているが計装用配管などでの腐食は長い経験の中でも認められていない。

「常陽」におけるナトリウムドレン後の配管保温材表面の線量率の測定結果では、高いところでも数mSvなので、時間を制限するなどの作業管理を行っている。

(2) 安全審査での被ばく評価

(委員からの主な質問)

仮想事故について、「もんじゅ」の場合、炉内のプルトニウム等の環境への放出割合は、約 0.00034%という評価であるが、米国原子力委員会報告書(1975 年) WASH1400 は約 0.4%である。どうして、このような違いがでているのか。
WASH1400 は格納容器が壊れるということが前提で、「もんじゅ」の仮想事故では格納容器が健全であるという前提があることが一番大きなポイントか。

(サイクル機構からの主な説明)

WASH-1400 の目的は、軽水炉がどれだけ安全かということを定量的に評価するもので、個々の機器の故障等を積み上げ、最終的に格納容器まで壊れたと仮定して、放射性物質がどのくらい放出するか等を評価する。

これに対し、「もんじゅ」の仮想事故評価は、まったく目的が異なり、原子力安全委員会では定められている立地評価指針の考え方で炉心と公衆の離隔が適切に行われていることを確認するため実施している。「もんじゅ」は、通常の方法でいくと、いろいろな事故を想定しても「格納容器」が壊れるという想定は思いつかないため、格納容器については健全であるという想定の下、事故の原因や経過を問わず、原子炉格納容器内の床上にプルトニウムなどの放射性物質が放出されると仮定して評価が行われている。

(3) 第 14 回委員会での審議概要

(若林委員)

- ・ 特に作業員の被ばく低減化について、人の管理も含めて改善できる点については、今後もさらに努めていくことが必要である。

(若林委員)

- ・ 1 次系ナトリウムの純度管理については、コールドトラップにより行われているとの説明などがあり、その点については問題ないものとする。

(中込委員)

- ・ 情報公開の一環として、放射線のモニタが行われているが、「通常はこういう状態である」というものを常に公開するべきであるとする。
- ・ 異常なことが起こった場合に、「比較」というか「何が異常か」ということを判断する上でも、放射線モニタの情報や通常の保守管理に関する情報を公開する必要があるとする。

(榎田委員)

- ・ 審議の中で、放射性廃棄物についても議論したが、「もんじゅ」は現在運転停止の状態であるため、放射性廃棄物が定期的に発生し、それをドラム管などに入れ保管するという状態ではない。
- ・ 今後、放射性廃棄物が定常的に発生していくというような状況を考えた場合、その管理状態についても日頃から情報公開していくべきである。
- ・ また、そういったことを日頃から説明していくということを考えていただきたい。どの位先の安全性を考えるべきか色々あるが、放射性廃棄物の量を含め情報を出していくことも報告書に入れるべきである。

（新） 安全性総点検

（審議の概要）

「安全性総点検」については、主に「もんじゅ」の設備改善や安全性研究等の反映についての審議を行った。

（１）設備改善について

（委員からの主な質問）

国における「もんじゅ」の安全性確認として、大きく分けて安全審査、温度計の設工認、安全性総点検のフォローアップと３つの項目があるが、安全性総点検のフォローアップについては、適切な時期に今後、サイクル機構から報告を受けるという話があったが、「品質保証」など、どのようなタイミングで受けるのか。

安全性総点検で抽出された改善事項５８件のうち、不具合があつての改善はどのくらいあるのか。

試運転経験に基づき、いろいろと設備改善を行っているが、試運転では出力は４０％までである。出力をさらに上げていくと改善する項目も増えてくると考えるがどうか。

「純化系プラグング計戻り合流部温度差低減対策」について、対策検討結果で「２次系プラグング計は念のため対策必要」とある。１次系プラグング計は、あらかじめミキシングティをつけているが、１次系と２次系で、どうして設計上の差異が生じているのか。元々の設計上の考え方はどうなのか。

（国からの主な説明）

我々としては、できるところからやっていくという立場である。平成１３年６月にサイクル機構から、安全性総点検の対応計画について報告を受けており、基本的にはそれを踏まえながら確認を行っている。今後も何回かに分けて報告されるものと考えているが、我々としては、品質保証も含め、それに合わせて判断していきたいと考えている。

（サイクル機構からの主な説明）

どこまで明確に分けられるかということがあるが、大部分は試運転時の経験の反映である。「設計から運用に至るまでの点検」と「国内外プラントの運転経験」、「試運転経験の反映」を元に設備改善を抽出しているが、試運転経験の反映で出てきたのが５８件のうち５５件である。

試験については、出力４０％で約８割ぐらいの項目が終了している。出力を４０％から１００％に上げていく過程で、まったく不具合が出ないとはいえないが、今回の設備改善などの対策を行えば、ほとんど終わるのではないかと考えている。それ以外でも、端的な例を他の系統で挙げると、取水口に砂が堆積する件などがあり、こういう類のものは今後もあると考えている。

１次系は主流の温度が高いことから、念のためにミキシングティを採用した手厚い

設計をやっている。2次系については温度が低いことから、疲労限界までは至らないということで、当時は採用しなかった。その後、安全性総点検においても、冷たいナトリウムと熱いナトリウムという温度差のあるものが合流すると、混合されるため許容内（疲労限界未満）になることは確認したが、議論をした時に、「それはまだ確立された評価手法ではない」という指摘もあり、2次系について対策を行うことになった。熱サイクル疲労についてこういう式でやればうまく解けるという認められた評価手法がまだないので、今のところは「より安全」な対策をとっている。

（２）安全性研究等の反映について

（委員からの主な質問）

限界溶融線出力で新燃料との燃焼度が進んだ燃料のものでは線出力密度にどの程度の違いがあるのか。

数週間や１ヶ月程度では燃料ペレットの割れは起こらないと考えるが、燃焼の末期の場合、燃料に割れが生じ熱伝達に影響するのではないか。

116%の過出力時の燃料最高温度を出しているが、その過出力の継続時間はどのぐらいを想定しているのか。

制御棒の長寿命化の件で、４サイクル使用を目指すとのことだが、燃焼が進んだ時のことも考えて大丈夫かということも含め、実証試験はどこまで行っているのか。安全性研究について持続的に進められ、実用化も視野に入れているようだが、制御棒の長寿命化については、どの時期に導入するという計画はあるのか。

（サイクル機構からの主な説明）

溶融限界出力試験は、新燃料での試験結果を元に評価している。燃料が燃焼していくといろんな変化が生じる。特に燃料と被覆管の間のギャップの部分はガスがあるが、ここの熱抵抗が一番大きい。このギャップ（間隔）の大小により、燃料温度が高くなるか低くなるかということが決まる。燃焼に伴って、ギャップの部分は狭くなる。したがって燃焼した燃料で評価すると、ギャップ間の温度上昇が小さくなるため、燃料温度は低くなると考えている。我々としては、新燃料でのみ試験を行っているが、試験条件としては、これが一番厳しいものを考えており、これでギャップの熱伝達を求めて設計している。

試験を行った燃料を取り出してみると、ペレットの周方向の割れも若干生じている。これは、取り出すときに温度が下がるため、熱収縮により割れたと考えている。燃料については、燃焼に伴い出力がどんどん下がり、この効果により温度も下がることから、一番条件が厳しいのは照射開始直後になると考えている。

「もんじゅ」で想定している異常な過渡変化としては５秒程度、事故の時で３秒程度を想定している。温度評価については、116%の出力がずっと続いた時にどのぐらいになるかという評価をしている。実際に、３秒から５秒ぐらいで計算をしてみると、比熱の効果が大きくて、あまり温度が上がらないうちに2200程度でプラントが停止してしまうため、低い温度で事象が終わってしまう。制御棒は、今のところ１サイクルごとに交換することになっているが、目標は４サイクルにわたって長く使えるようにしたい。過去の常陽の経験でクラックが発生するということが分かっているため、やはりそれを回避する対応をしなければならないと考えている。ただ、「常陽」の制御棒のタイプはダブルベントというタイプである。

その他、ダブルポラスというタイプがあり、フランスなどでかなりの照射実績がある。一番やりやすいのは、すでに実績のあるものを使用すればいいわけだが、我々なりにいろいろ調べて、「もんじゅ」に適したものを採用したいと考えている。このため、長寿命化は、実績を上げて実施していきたい。

現在、研究開発を進めているが、目標としては、運転を再開して今の制御棒を２サイクル使用し、いろいろなデータを採取するが、その後に使用を開始できるように開発を進めていきたいと考えている。

(3) 第 14 回委員会での審議概要

(若林委員)

- ・ 安全性総点検について、いろいろと説明を受け、いい方向に向かっているということを確認した。
- ・ 私自身の個人的な要望になるかもしれないが、このような安全性総点検に類似した総点検を、今後とも継続していただきたいと思う。問題点を洗い出して、改善する方向に進めてほしい。
- ・ 改善の中には、ハードウェアだけでなく、ソフトウェアも絡んでくるということ認識して、新しい研究成果を取り入れながらやっていただきたい。これは、総論的な話になるかもしれない。

(児嶋座長)

- ・ 安全性総点検の改善項目は、５８件もの事項があった。そのうちの大部分について説明を受けた。
- ・ 委員会としては、安全性総点検については、今のような付帯意見も踏まえて、さらに安全性向上を図っていただきたいと考えている。

(中込委員)

- ・ これは、最初の「教育訓練」に入るかもしれないが、今、若林委員が指摘されたように、安全性総点検の中でもソフト面が非常に重要ではないかと考えている。教育だけではなく、実際に体を動かすといったような訓練についても、新しいアイデアを取り入れるなど、総点検の一部として行っていただきたいと考えている。

(柴田委員)

- ・ 今後とも総点検を行っていくべきという意見は、そのとおりと思う。私自身、民間の設備等をいろいろ見せていただく機会が多いが、点検し改善していくということについては、そこで終わるのではなく絶えず、継続していかなければならないということを感じている。
- ・ これまでの審議の中でも取り上げたが、「常陽」におけるナトリウム火災の議論をした。ナトリウムの取り扱いというのは非常に重要なポイントであり、常陽での経験を踏まえ十分に技術伝承していただき、また、海外等での情報も取り入れた上で、最新のトレーニングを行い万全を期して欲しい。