

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
4	ナトリウム漏えい対策	P 3 ~ P 5
5	温度計の破損と交換	P 6
6	高速増殖炉の安全性	P 7 ~ P 11
7	蒸気発生器の安全性	P 12 ~ P 14
8	蒸気発生器の検査装置	P 15 ~ P 17
9	耐震安全性	P 18 ~ P 20
10	放射線管理	P 21
(新)	安全性総点検	P 22 ~ P 24

(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。

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。

(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するとしているが、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)

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。

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。

(1) 高速増殖炉の安全性について

(委員からの主な質問)

FBR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PSA(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トン全てを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)

FBR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EBR-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、FBR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、あるシステム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PSAシステムを置いてあり、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。

例えば、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見ると、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であると思われる。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ことはない。

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、線がたくさん放出されるという話をよく聞くが、線、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。純粹に化学的な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がるが、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こと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、やはり線、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カシウム 241 などの核種が生まれ、それがかなり線を放出する。このため、線だけでなく、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、その娘核種も線を出すだけでなく、線も出す。つまり付随的に娘核種が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。

タグングしてあるクリプトンやキセノンを質量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グング法を実施する。「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BN600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知っている。

(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EBR-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。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）

FBR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、ボイド反応度やドブ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、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、110MJとなり、設計時の見積もり（380MJ）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、EBR-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、「そうはいつで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えて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。

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。

(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、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。高温ラプチャ - 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、高温ラプチャ - 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 PFR 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 PFR 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。
「PFR 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)

PFR 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、(PFR 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、(PFR にはないが)もんじゅには高圧ブロー系があり、PFR 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。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なく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、高温ラプチャー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)

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なっているが、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。

E C T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と、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)はどのような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、経済産業省原子力安全・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事ではない。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、最近に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ですが、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の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。

(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がるが、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いうことだが、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、ダブルポー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。

