

第 8 回「安全目標に関する検討委員会」

速 記 録

1. 日時 令和 7 年 7 月 24 日（木） 15:00～17:30
2. 開催方式 ハイブリッド
3. 対面会場 AP 東京丸の内（東京都千代田区丸の内 1-1-3 日本生命丸の内ガーデンタワー3F）
4. 出席者（敬称略、50 音順）

（委員）

大屋 雄裕	慶應義塾大学法学部 教授
荻野 徹	京都大学 客員教授
奥山 俊宏	上智大学文学部 教授
亀井 善太郎	PHP 総研 主席研究員/ 立教大学大学院社会デザイン研究科 特任教授
関村 直人	東京大学 名誉教授
高原 省五	日本原子力研究開発機構安全研究センター 研究主席
塚原 月子	㈱カレイディスト 代表取締役兼 CEO
成川 隆文	東京大学大学院工学系研究科 助教
成宮 祥介	東京大学大学院工学系研究科 原子力専攻 学術専門職員
更田 豊志	原子力損害賠償・廃炉等支援機構 廃炉総括監/ 東京大学大学院工学系研究科 上席研究員
山口 彰	原子力発電環境整備機構 理事長/ 東京大学 名誉教授
山本 章夫	名古屋大学大学院工学研究科 教授

（外部有識者）

佐藤 拓	原子力エネルギー協議会 理事
------	----------------

（オブザーバー）

平野 雅司	原子力規制庁
本間 俊充	元日本原子力研究開発機構
村松 健	日本原子力研究開発機構安全研究センター
鄭 嘯宇	日本原子力研究開発機構安全研究センター
勝山 仁哉	日本原子力研究開発機構安全研究センター

5. 議事

- (1) 前回速記録の確認
- (2) 我が国における PRA の現状—安全目標検討の参考として— (ATENA 佐藤氏)
- (3) 国内事業者 PRA にみる原子力リスク評価の現状とその特徴
—安全目標策定に向けた注釈的整理— (成川委員)
- (4) 米国 NRC のリスク情報を活用したパフォーマンスにも続く RIPB 規制と安全目標
—メンテナン斯拉ール、原子炉監視プロセスを通じたリスク情報活用の制度化— (JAEA 鄭氏)
- (5) 全体討論 (全員)
- (6) その他

6. 配付資料

- 資料 1 我が国における PRA の現状—安全目標検討の参考として— (ATENA 佐藤氏)
- 資料 2 国内事業者 PRA にみる原子力リスク評価の現状とその特徴
—安全目標策定に向けた注釈的整理— (成川委員)
- 資料 3 米国 NRC のリスク情報を活用したパフォーマンスに基づく
RIPB 規制と安全目標
—メンテナン斯拉ール、
原子炉監視プロセスを通じたリスク情報活用の制度化— (JAEA 鄭氏)
- 参考資料 1 第 7 回速記録 (案)

- 更田委員長

はい、よろしいでしょうか。それでは 定刻になりましたので、第 8 回安全目標に関する検討委員会を開催いたします。

議事次第をご覧ください。前回の速記録の確認、これは後ろに付いておりますけれども改めて時間は割きませんので覽いただいて特に何か問題がありましたらお知らせいただきたいと思います。

中身の方ですけれども、今日は 3 つの報告を考えています。1 つは、普段のメンバーではないですけれども、原子力産業会から ATENA の佐藤さんにおいでいただき、我が国における PRA の現状について報告をしていただきます。この報告の内容はあらかじめ作業ワーキンググループに伝えていただいておりますので、その内容をベースに成川委員の方から現状に対する特徴について考察したものの報告をいたします。

そしてもう 1 つは、これは最適化から一貫してお話をしているものですが、メンテナンサーールや ROP、原子炉監視プロセスに焦点を当てた報告を JAEA の鄭さんからさせていただきます。

その上で全体討論という形になります。よろしいでしょうか。それでは早速ですが、ATENA の佐藤さんから「我が国における PRA の現状」についてご報告をお願いします。

- ATENA 佐藤氏

はい。ありがとうございます。ただいまご紹介に預かりました原子力エネルギー協議会の理事をしております佐藤と申します。本日は「我が国における PRA の現状—安全目標検討の参考として—」ということで、ファクト、事実関係をまとめてまいりましたのでご説明申し上げます。

1 ページ目が本日のお話しする内容でして 3 つの点がございます。

右肩 2 ページご覧ください。まず、はじめにということで全体を申し上げます。事業者はスリーマイルアイランドの事故を契機にアクシデントマネジメント検討というものを始めましてそれ以降 PRA を整備しております。ですから福島第一原子力発電所事故以降、新規制基準の適合性審査の中で PRA を活用してきております。

それから、産業界は原子力リスク研究センター NRRC というものを設けまして、この中に技術諮問委員会 TAC というものがございます。この TAC は 6 名の委員から構成されておまして、中には元アメリカの ACRS の委員なども含まれてございます。4 名が外国の方で 2 名が日本の方でございます。

その後、柏崎刈羽の 7 号機や伊方の 3 号機を対象にパイロットプラントとし PRA を作りまして、それを産業界全体で水平展開をしております。高度化の例としてここに書いてございます。下にグラフがございますけれども、日本の故障率は大変低いと諸外国に比べて言われておりましたけれども随分見直しまして、ご覧の通りアメリカと殆ど同じような値になっているというところでございます。それからですね、これらの成果というのは PRA のモデルというものがございますので、ここに反映して常に最新化を図っております。そして安全性向上評価の届出という制度が法律でございますので、規制委員会に提出すると共に国民の皆様にご覧いただけるよう公開をしているということでございます。本日はこの安全性向上評価で PRA の結果を報告してございます。これは再稼働をした発電所が次の定期検査を行った後の半年後までに出すという制度でございまして、最新の 3 社、関西電力、九州電力、四国電力の成果をお知らせいたします。ちなみに、半年と申しましたが最近制度が変わりまして、最初の定期検査が終わってから 1 年以内というように変わってございます。

3 ページ目をご覧ください。こちら **PRA** の考慮範囲でございます。様々な **PRA** がございます。これは以前こちらの検討会でもご紹介があったかと思いますが、この表にあります通りピンク色の部分はほぼ実用化されてございますが、紫のところはまだ研究の途中だということでございます。しかしながら研究の途中ではございますけど中には使える要素もございますので、使えるものは適切に現場に反映しているということでございます。

4 ページ目をご覧ください。**PRA** の考慮範囲、発電所で一体どこに使っているかというものを書いてございます。内的な事象、外的な事象、それぞれ緑色のところについては既に使っておりまして、安全性向上評価で届出をして実際の数字がこのように出ているというものでございます。

5 ページ目をご覧ください。6 ページ以降は数字とグラフがいっぱい出てきますのでこれについて簡単にご説明申し上げます。まず地震ハザードという言葉が出てまいります。これは特定の地点で、この場合は発電所になりますけれども、ある一定の期間内に、ある加速度を超える地震が発生する確率、大体これを 1 年あたりの確率で出しますので、年超過確率と申しております。大きな地震というのは当然発生する頻度が少ないですので、地震の加速度、揺れですね。これが大きくなるほど発生の確率が低くなるため右肩下がりのカーブになります。これは後ほどご覧いただければと思います。このハザードというものをに入れて地震の **PRA** というのを行っております。津波のハザードも同じでして、対象が津波の高さに変わるということでございます。

3 番目、起因事象の発生頻度というのがあります。これは、通常安全に原子力発電所が動いていた時に何らかの事象が起これと。これは設計で想定されたものが殆どなのですけれども、そのような事象が起これまして原子炉が停止する。結果的に様々な事故に発展していくという場合の元になる事象を起因事象と申しまして、この発生頻度というのものも使っております。これも **PRA** のインプットになります。

次はアウトプットになりますが、結果として原子炉が損傷すると、これを **CDF** (**Core Damage Frequency**) と申してございます。同様に格納容器の機能が喪失する、放射性物質が発電所の外に出ていくということになりますので、これも結果として出てまいります。これは **CFF** と申してございます。

それから、放出カテゴリーごとの **Cs-137** などの放出量の評価というものがございます。こちらはですね、炉心損傷をしまして格納容器が壊れた場合に放射性物質が出てまいりますけれども、**Cs-137** の環境放出量、これは日本では **100TBq** というのを 1 つのメルクマールにしてございますけれども、これの発生する頻度を計算したというものでございます。

6 ページ以降が、もう無味乾燥な数字になるのですけれども、まずは関西電力の大飯 3 号機さんの数字になってございます。左側が地震のハザードカーブ、右側が津波のハザードカーブです。横軸が地震で、先ほど申しました加速度、揺れになります。津波ですと津波の高さになります。そして縦軸がどれくらいの頻度でやってくるか。これを年超過確率と申します。1 年単位でどれくらいの確立でしてくるかというのを計算したことになります。この計算というのは、例えば地震の場合ですと様々な断層とか地震を起こすものがあります。それを決定論ではなく、様々な長さや深さ、どれくらい揺れるのか、そしてその確率はどれくらいかというものを重み付けしまして、ロジックツリーと言うのですけれども、そういうものを組みまして、たくさんの地震を作ります。そしてそれを全部並べます。並べますと、例えば 100 個できますと、1 から 100 まで小さい順から並べていきますとその数に応じて 10 番目のものがここで言うと 10%、20 番目のものが 20% というように並べていくことになります。そして、それを全部平

均したものが赤い線でございます。津波についても同じでございます。ですので、本当は 0 から 100%分の線とそれを平均的なものという線がそれぞれの発電所に出てまいりました。

ちなみに大飯 3 号機の場合は、いわゆる設計の地震というのは 856Gal でございます。加速度 1Gal は 1cm/s^2 でございますので、この横軸の 856 のところに置いてあげますとそこが設計で想定している最大の地震ということになりますけども、そのような PRA の場合は様々な不確実性を基に計算していますので、それよりか大きい数字もございすし、小さい数字も出てくると。それがどれくらいの頻度で出てくるかというのを計算している。そういうものでございます。これはインプットとして PRA のモデルに入れまして地震の PRA でどれくらいのことが起こるのかという材料にするというものでございます。

7 ページ目以降はですね、各発電所がずっと並んでおりますのでこれは飛ばしまして、9 ページ目が四国電力、10 ページ目が九州電力というものになってございます。

12 ページ目が毛色の違ったものでして、今度は起因事象の発生頻度。先ほども申しました通り、原子力発電所が通常の運転状態から逸脱する原因となる事象がどれくらいの確率で起こるかというものを計算でまとめたものでございます。例えば、12 ページの上から 2 番目に大破断 LOCA (Loss of Coolant Accident)、原子炉を冷やす冷却材がなくなってしまう、漏れてしまう、そういう事故でございますけど、これの起こる確率が 2.2×10^{-6} であるというインプットを与えます。この計算のやり方というのは過去の事故から計算をします。あるいは過去にこのような事故が起こったことはない場合には、工学的な判断で以って数字を与えるということをやっております。PRA でインプットになるかなり多数の事故に対してこのように起こる確率というのを計算しているというものでございます。これがずっと続きまして、18 ページまで各プラントの数値が並んでおります。

19 ページがその計算の結果になります。まずは炉心損傷頻度。これは内的の PRA、地震とかそういうものでなくて、発電所の中の機器が故障したりなど、それによって炉心が損傷する確率を計算してございます。各発電所を見ていただきますと、先ほどの 5%、それから 95%と値がありますが中央値がございす。それから平均値もあります。そして、点推定値というのは平均的な様々な故障を入れた場合に起こる確率ですので、私どもが評価をする場合は基本的にこの点推定値を一番一般的に見ます。エラーファクターというのは、不確実性がありますので、その誤差の範囲だとご覧下さい。今日本で出しているものと、大体この通りに 10^{-6} を中心にあるというようにご覧いただければと思います。

次の 20 ページですが、今度は地震で炉心損傷が起こる頻度でございます。これも表の見方は同じですけども、点推定値をご覧いただきますといわゆる内的なものよりは数字が低くなってございます。ちなみにですけれども、アメリカではこの内部と外部の両方を含めまして、今は大体 10^{-6} から 10^{-4} の間で分布しております。アメリカの平均値は、私どもの知る限りでは、 4.7×10^{-5} が平均値と伺っております。ただこれはプラントの計算とか入力条件が変わってきますので大体の目安だと思っていただければと思います。

21 ページは津波の PRA。こちらは先ほどの地震に比べますと、また桁が下がっているということはお分かりいただけたと思います。

22 ページ目からは格納容器の機能が喪失する頻度でございます。こちらは、 10^{-7} くらいだと。

次の 23 ページ。地震で格納容器の機能喪失はというと、やはりこれも同じく、 10^{-7}

くらい。津波になりますとまた桁が下がるということでございます。津波は 24 ページでございます。

25 ページですけれども、Cs-137 の放出量の評価割合というのがございます。これはですね、横軸の 1 番上の表示のところなのですが、格納容器バイパス、これは格納容器を通らないで他から出ていくルートでございます。それ以外に格納容器が壊れているもの、それから格納容器の隔離が失敗するものなどを入れまして、合計という欄があります。右から 3 つ目です。これが大体 10^{-7} くらいにあるということでございます。ちなみに右から 2 番目の健全（設計漏えい）というのは、格納容器は全然壊れなかったとしても、どうしても漏れるものがございますので、全く格納容器が壊れなくてもこれくらいの確率で、括弧内がセシウムの放出量なんですけど、これくらいは出ると。計算上はこうなるということでございます。

26 ページは、リスク寄与因子と重要度というものが書いてございますけども、CDF と CFF をご説明しましたけど、どのような事故だと炉心損傷する、あるいは格納容器が壊れてしまうのに大きく寄与するかというのを事象別に分析することができます。それが 27 ページからになります。

27 ページは炉心が損傷する頻度に対してどのような事故が寄与するのかという割合を説明したものでございます。この表の見方はですね、表題に色々な事故の種類がありますが、プラントによってどの事故が決定的なのか支配的なのかというのはこれで容易に見て取ることができます。

例えば最上段の美浜の 3 号機ですけれども、右から 3 つ目の ECCS の再循環機能の喪失というものが、炉心損傷をする中で 40.6% と最も割合が多いです。ではなぜここは 40.6% なのかと申しますと、美浜の 3 号というのは冷却材がなくなってしまった場合にタンクに水を入れるようになっているのですけれどもその水は有限です。水がなくなったあと原子炉の下の方にプールがありましてそのプールに水が溜まる。それをもう 1 回原子炉に入れるということで、水源をタンクから格納容器内にあるプールに切り替えます。この切り替えを、ちょっと古いプラントですので手動で人間がやることになっています。ところがですね、大飯の 3、4 号機になりますと、これを自動で行えるように技術が進歩しています。ですので、手動が入るということは人間が失敗する確率が増えるということでありますので、その失敗確率などを入れますと ECCS 再循環機能喪失というのが非常に炉心を壊す要因になると。そういうことが PRA の結果で分かるというものでございます。ちなみに関西電力さんではこの装置はよろしくないということで、今後改造して自動化するというのを公にご公表しているところでございます。

CFF と寄与の割合というのは、別紙ということで加わっていますけども、1 番最後のページにございます。こちらは先ほどと同じように格納容器がどういう事象でもって壊れやすいのかというものを整理したものでございます。これを見ていただきますと、1 番上の美浜の 3 号機ですと、 β の格納容器の隔離失敗、これが 28.6%。それがずっといきまして、水蒸気・非凝縮性ガスに依る過圧破損、これが 31%。それから右に行きまして、右から 1・2・3・4 番目の蒸気発生器伝熱管破損。これが 22.9% ということで、このように事故の中でどのような事故が発電所の格納容器の喪失に影響を与えるかというのを分析できるというツールになってございます。

最後 29 ページです。この炉心損傷頻度の変遷ということでございますけども、これは計算で出しますので条件によって当然変わり得ます。以前は、この炉心損傷頻度というのは非常に低いと、不当に低いと言われておりました。であるので PRA は使えないのではないかとということありましたけども、ここに書きましたのは伊方 3 号機です

けれども、2005 年以降ですね、特に 2011 年以降ですけれど、様々な改善をしてきました。1 つだけ紹介しますと、この起因事象の細分化他 TAC コメントとありますが、「アメリカではこうやっていますよ。事故が起こる事象というのはもっとたくさん用意しています。もっと精密にやっていますよ。それによっては炉心損傷する確率は増えますよ。」というようなアドバイスをいただきまして、かなり細分化をしました。具体的に申しますと、蒸気を流れる管が破損してしまうという事故があるのですけども、昔はですね 12 個の事象でやっていたのですが、この時でもう 44 に増やしまして様々な炉心損傷に至るシナリオというのを増やしました。その結果、炉心損傷頻度が上がったということでございます。他にも下がったものもございます。右側はですね、設備を入れると下がったという実例でございます。新規制基準でシビアクシント対策設備を入れました。それによって下がってございます。それから特定重大事故等対処施設を入れますと下がってございます。ちなみに特定重大事故等対処施設は、格納容器を主に守るものですので炉心損傷頻度、CDF はあまり下がっておらず、CFF が下がっていると、そういうものになってございます。私からの説明は以上でございます。

- 更田委員長

はい。これはこちらからお願いしたことでもあるのですけど、とにかくファクトの整理に務めていただいたので、これだけではなかなか解釈がつきにくいと思いますので、その上で成川さんに注釈を付けてもらって質疑応答をしたいと思います。では、成川さんお願いします。

- 成川委員

はい。それでは私の方から、「国内事業者 PRA にみる原子力リスク評価の現状とその特徴 ―安全目標策定に向けた注釈的整理―」ということでご報告させていただきます。この報告はこちらに記載の 7 名の方にご協力いただきました。

報告内容ですけれども、はじめにこの報告の背景を述べまして、リスク評価が何を目的にどのような方法でなされているかという観点。それからどのような品質であるか、これはリスク評価の成熟度に関わる場所です。どのようなリスク情報、リスク知見が得られているか。そして、現状の原子力発電所の事故のリスク水準はどの程度か。最後にまとめという内容になっております。この報告は、先ほどの佐藤様からのご報告におけるデータ、これを参照して注釈として整理したものです。

はじめにでございますけれども、安全目標の検討に際しましては、原子力発電所のリスク水準とそれがどのような枠組み・前提で得られたものかということ把握することが必要です。本報告は安全性向上評価届出制度において国内事業者が実施・公表した確率論的リスク評価、PRA の結果をこちらに記載の観点から注釈として整理するというものです。ですので、本報告が個別の評価結果の妥当性とか適否、これを判断するものではなくて評価の前提範囲、不確かさなどを明示しまして、安全目標の議論に資する客観的な補足情報を整理したものです。

それでは最初にリスク評価の目的とその方法について、PRA の概要についてご説明したいと思います。今回佐藤様からご提示いただいたのは、各事業者が安全性向上評価届出制度という中で公開したデータであります。まずこの制度がどういうものかということをご説明します。

目的ですけれども、原子力発電事業者は原子炉等規制法の規定によって最新知見を踏まえつつ、施設の安全性向上に資する設備の設置等の必要な措置を講じる責務があるとされています。この責務の履行状況とその有効性を自ら評価したものが安全性向上評価と定義されまして、この届出制度はこの規定に関係するものです。

実施方法としましては、事業者は定期事業者検査終了後半年以内に評価を実施しまして規制委員会に届出をする。届出後事業者はその結果を公表する義務があるというものです。

届け出た内容については規制委員会において確認されるのですが、評価に係る評定の方法等は委員会規則で定める方法に適合していない場合、委員会は評定の方法等との変更を命ずることができる。届出書の記載事項や確認方法は、規制委員会が定めるガイドによって規定されているということです。

5 ページに示しますのがこの届出書の構成になります。4 章構成でして、1 章が許認可図書のまとめになっています。2 章が安全性の向上のため自主的に講じた措置ということで、定期事業者検査終了までの保安活動の実施状況、それから最新知見等の調査結果をこちらに記載すると。第 3 章が今回の報告に関係するところでして、安全性の向上のために自主的に講じた措置の調査及び分析ということで 2 つの評価からなっています。1 つ目が原則 5 年ごとの評価、2 つ目が原則 10 年ごとの評価。今回、対象の確率論的リスク評価というのは、前者の 5 年ごとの評価の中に含まれているものです。4 章が総合的な評定ということで、評定結果や安全性向上計画の策定が記載されるものですが、この計画の策定においては 2 章、3 章で抽出された安全性向上に資する追加措置で、これが反映されるという構成になっています。

続きまして、確率論的リスク評価とはどういうものかというのを改めておさらいしたいと思います。一言で定義しますと、PRA というのは原子力施設などのシステムにおける事故シナリオを包括的且つ体系的に分析して確率論に基づいてリスクを定量化する手法と言えます。この PRA というのはリスクトリプレット、リスクの 3 要素の質問に答えをもたらすものと言われていて、そのリスクトリプレットというのは、何が起こり得るかという事故シナリオ、どのくらいの頻度で起こるかという発生頻度、どのような影響がもたらされるかという影響、この 3 つの要素に対する答えをもたらすものだと言われています。特徴としましては、網羅的なシナリオ評価。これはシステムアプローチや最適評価モデル、信頼性解析、こういったものに基づいて網羅的にシナリオを評価できるという点。また、脆弱性の評価、ヒューマンシステムインタラクション、現実的評価といったものが挙げられます。こうした PRA からリスク情報として、シナリオ・頻度・影響・時間・重要度・不確かさでこういった情報を得ることができます。

こちらに PRA 手法の概要ということで、シナリオの頻度、影響の定量化の手法の一覧を示しています。測定可能なデータや工学的判断を入力としまして、未知の事故シナリオである、故障・失敗等の連鎖の頻度と影響を定量化するというものです。

シナリオ分析としては、入力情報をインプットしまして、起因事象の分類、炉心損傷事故の分類、格納容器破損事故の分類、環境条件の分類などをここに描かれているロジックツリー、イベントツリーと言いますが、こういったロジックツリーを用いて網羅的、体系的に分類するというものがシナリオ分析になります。

個々のこの分析率の評価におきましては、システム信頼性解析、フォルトツリーと呼ばれる手法を用いる、またソースターム。これは格納容器から放出される核分裂生成物の種類や量のことですが、それについては決定論的なシミュレーション、解析を行いましてソースタームを評価する。また環境影響評価についても、シミュレーションを行って評価するという手法です。このような PRA からのアウトプットとしては、炉心損傷頻度、格納容器機能喪失頻度、あるいは早期大規模放出頻度、社会公衆へのリスクというアウトプットが得られます。それぞれアウトプットに対応して、レベル 1PRA、レベル 2PRA、レベル 3PRA というふうに分類がなされています。

続きまして PRA の不確かさについてご説明したいと思います。PRA における不確かさは大きく 2 種類に分けることができまして、1 つが偶然的な不確かさ Aleatory Uncertainty と言われていまして、現象論的な不確かさと訳されることもあるのですが、これは現象の偶然性に起因するものでありまして、実質的にこの不確かさは低減することができない。

もう 1 つが認識論的な不確かさ Epistemic Uncertainty。これは以前に大屋先生から認識的な不確かさと訳するのが適当だとしてご指摘いただいたのですが、原子力の分野ではこのように認識論的と言っております。知識及び認識の不足に起因するものでありまして、データとか知見を積み重ねることでこの不確かさ自体は低減することができるというものです。こちらの不確かさについてはさらにパラメタに関するもの、モデルに関するもの、完全性、これはこの PRA のモデルの中でどこまで考慮できているかということに関わるものですが、完全性に関するもの、この 3 つにさらに分割できます。

それぞれ PRA の中でどのように扱われているかと言いますと、偶然的な不確かさにつきましては、確率過程として扱っております。パラメタ不確かさ、これは確率分布として定量化する。後ほどご説明しますが、インプットのところで確率分布として入力値を与えるというものです。モデルの不確かさにつきましては、感度解析に依る評価を行っています。完全性につきましては、スクリーニング解析や安全余裕の確保をすることで、Known unknowns とか Unknown unknowns と言われるような不確かさに対処しているというのが現状です。

9 ページはパラメタ不確かさ解析手法を示したものです。PRA の解析モデルがありまして、それに入力値を与えてアウトプットである評価結果の分布を得るというのですが、この入力のところで確率分布を設定することで解析モデルを使って伝播させて最終的なリスク評価値に反映させてこのような分布を得るという流れです。これを行うことで PRA の評価値、例えば 炉心損傷頻度についてこのような確率分布の形で得ることができまして、上から最大値、95%値、平均値、中央値、5%値といったような評価値のこの分布を得ることができます。以上が PRA の手法のおさらいでした。

続きまして PRA の現状とその特徴についてご説明していきます。まずは、PRA の品質、成熟度に関するものです。まず PRA の考慮範囲でございますけれども、先ほど佐藤様からご説明いただいた通り、改めて可視化したものです。事象・運転状態・エンドポイントに依る分類ということで、事象としては内的事象、外的事象で運転状態としては出力運転時か停止時で外的事象についてはまだ停止時の PRA 評価というのは研究開発段階でありますので、ここでは除いております。

エンドポイント、これはリスクが顕在化した際に生じる望ましくない最終的な帰結でありまして、リスクの評価値、最終的なアウトプットとなるものでありますけれども、レベル 1、レベル 2、レベル 3 というように分けています。こうして見てみますと、内的事象につきましては、レベル 1 とレベル 2、つまり炉心損傷の評価と格納容器機能喪失の評価、ソースタームの評価までは実務適用に至っていると。さらに停止時につきましてはレベル 1PRA までは実務適用されている。外的事象につきましては、地震・津波みについてはレベル 2PRA までが実務適用に至っていますが、その他の事象についてはまだ研究開発段階にあるという状況です。レベル 3PRA につきましては内外的共にまだ実務適用に至っていないという状況です。

こちらは同じく PRA の考慮範囲でございますけれども、事象・ハザードに依る分類をしたものです。内的事象については全て実務適用に至っています。外的事象は先ほど申しましたように地震・津波だけが実務適用に至っています。これは原子力学会に依る事象の分類ですけれども、外的事象として考えられる要素としては、赤い枠で示

したように地震・津波以外に多様なものがございすけれども、現状これらは実務適用に至っていないと、主要な地震・津波は実務適用に至っているという状況です。

続きましてパラメタ不確かさの状況についてご説明いたします。これは内的事象起因の炉心損傷頻度をプラントごとに示したものです。赤が平均値で青の三角が中央値でバツが点推定値で、このエラーバーが 5%、95% 区間を示しています。ご覧のようにこの不確かさ幅というのは、大体オーダーで 1 桁程度存在するということが分かります。比較的不確かさの小さい内的事象起因の炉心損傷頻度においても 1 桁程度の不確かさが存在するということです。

こちら 14 ページ目はですね、地震・津波起因の炉心損傷頻度をプラントごとに示したものです。それぞれの図、横軸のスケールがそれぞれ違うのですが、ご覧のように先ほど内的事象起因の炉心損傷頻度よりも大きな不確かさが地震・津波それぞれで存在しているということが観察されます。

続きまして、モデル不確かさについてご説明いたします。こちらの図も先ほど佐藤様からご説明いただいた通りなのですが、これは伊方 3 号機の炉心損傷頻度、内的事象の変遷を示したものです。大きく時代を 3 つに区切っています。最初のこれは自主的なアクシデントマネジメント策の有効性評価の中で行われた PRA の結果を示したものです。この自主的 AM 策というのは、スリーマイルアイランド事故やチオルノービリ事故を踏まえまして、日本でもシビアアクシデント対策をすべしということになりましたが、当時はまだ規制の一部として実施されているわけではなく、事業者の自主的な対応としてアクシデントマネジメント策を整備するということになりました。各事業者は PRA の結果を踏まえまして、アクシデントマネジメント策を計画して、それが実装された後にその有効性をさらに PRA で評価するということを行っております。その時の値がこちらに示されているということです。

その後 2 つ目、真ん中の定期安全レビューというのは、これも自主的 AM 策と同じ時期 1992 年から始まったものなのですが、保安規程として規制・制度化されたのが 2003 年以降になります。この定期安全レビューでも 10 年ごとに安全評価を行うということで、その一環として PRA が行われたということです。

3 つ目は比較的最近の話になりまして、安全性向上評価届出、これは先ほどご説明したものです。このように見てみますと、自主的な AM 策を整備する中で炉心損傷頻度は下がっているのですが、安全性向上評価届出を実施した比較的最近の PRA ではリスク評価値は上昇している傾向があると。これは先ほど佐藤様から詳細にご説明いただきましたが、モデルの高度化として起因事象の細分化や人間信頼性解析の改良、故障データ収集法の改良、こういったものが起因となりましてモデル高度化の結果としてリスクは増加していると、それは 1 桁以上増加しているということです。

こちらは伊方 3 号機の事例でしたけれども、16 ページにはですね、この自主的 AM 策整備前後と最近の安全性向上評価届出における PRA、これを各プラントについて比較しております。緑が最近の PRA で、水色と青で示したものが自主的 AM 策整備時の PRA の結果になります。こちら左の図が炉心損傷頻度、右の図が格納容器機能喪失頻度でございすけれども、最新の PRA に依るリスク評価値は全てのプラントで増加しているということです。ここで注意していただきたいのは、佐藤様からもご説明ありましたけれども、リスクそのものが増加しているということではなくて、リスク評価値、あくまで評価値が増加していると。その主な原因としてはモデルの高度化した結果であると考えられます。

続きまして 17 ページにはですね、リスク評価値の代表値として平均値を用いることの意味についてご説明したいと思います。この委員会は安全目標を検討するというこ

とで、安全目標にはそのリスク評価値、PRA の結果としてのリスク評価値と比較するものになりますが、比較する時にどういった値を用いるべきか、ということについて、現状どういうふうな考え方があるかというものを示したものです。先ほどご説明したように PRA の結果は確率分布として不確かさを反映した確率分布として表されるわけですが、最大値が 95% 値というのは保守的ですが、分布の中心から大きく外れる可能性があります。平均値は中央値よりも保守的であって、極端な値の影響も一定程度取り込めるということで、こちら右の図に示したのは地震ハザード曲線。大飯 3 号機のものでありますが、赤が平均値でありまして、この横軸、小さいですけども加速度が 2000 くらい、非常に大きい領域ではこの平均値というのは 90% 上限値よりも大きくなっているということで、このように不確かさの分布で極端な外れ値がある場合には平均値というのは保守的な評価を与えるというそういう性質がございます。

以上、ここで書いている考え方というのは、過去に日本において安全目標を検討した時の考え方を示したものでありますけれども、米国の原力規制委員会はこちらに書いてある理由で平均値を使用するという方針を示しています。それは同委員会が行う費用便益分析の慣行と整合すると、死亡率を比較する際の正確な使用方法であるということで平均値を使用するという方針を示しています。一方で平均値を使用するからと言って先ほどご説明したような不確かさの定量化・評価をしないことの正当化にはならないという注意書きも米国の規制委員会は提示しています。

続きまして、どのようなリスク情報・リスク知見が得られているかということで説明させていただきます。こちらは炉心損傷頻度の比較ということで、内的事象・地震・津波をプラントごとに比較したものです。ご覧のように 1 番左の炉心損傷頻度が地震・津波に比べて全体的に高い傾向があるということがご覧いただけるとと思います。

20 ページは、格納容器機能喪失頻度の比較になります。格納容器機能喪失になりますと内的事象は全体的に高い傾向ですが、地震もプラントによっては内的事象を上回るケースも存在するというところで内的事象と地震が支配的という傾向が観察されます。

続きまして 21 ページ目は、条件付きの格納容器機能喪失確率の比較、内的事象・地震・津波を比較したものです。条件付きと言いますのは、炉心損傷を所与とした条件付きということです。ひとたび炉心損傷を生じた場合にどの程度の確率で格納容器機能喪失に至るかということをこの図から読み取ることができます。この CCFP というのが条件付きの確率ですけども、この真ん中の黒い点線で示したものが CCFP=1、つまり炉心損傷したら確率 1、必ず格納容器喪失に至ると。この CCFP=0.1 というのは、この青い破線で示したのですが、これは炉心損傷したら 10 回に 1 回は格納容器の喪失に至るというようなものです。これを見ても内的事象につきましては比較的この青い破線にへばりついているということがご覧いただけますので、大体 CCFP は 0.1 程度、またそれを下回るものも存在するということです。地震・津波につきましては内的事象よりも CCFP が高い傾向にありまして、どちらからかということ CCFP=1 に近い傾向にあります。これらのデータから読み取れるのは、地震・津波に対しては炉心損傷を防止すると、炉心損傷防止策の重要性がより高いということが考えられます。

続きまして 22 ページは、地震のハザード曲線とリスクの日米比較をしたものです。この委員会でも我が国のリスクについては特に外的事象、自然ハザードの脅威が大きいというご指摘が出ておりましたのでご参考までに地震のハザードについて日米比較を行いました。網羅的な比較でございませんので、1 つのプラント、Diablo Canyon という 1 つのプラントを抽出しての比較になりますが、参考情報として載せております。

左側の地震ハザード曲線につきましては、この紫が米国の Diablo Canyon の平均曲線になりますけれどもご覧のように伊方の 3 号機と比べまして比較的高いハザード曲線

となっているということが観察されます。炉心損傷頻度につきましても、こちら上が伊方の3号機、下が Diablo Canyon ですが、このように一桁程度の違いが存在しているということがわかります。ですので、米国と比較しても必ずしも大きいとは限らないという状況です。

続きまして 23 ページは炉心損傷頻度のプロファイルということで、これは内的事象・点推定値をまとめたものです。プロファイルというのは何かと言いますと、炉心損傷頻度に対してどういった事故シーケンスが支配的かというものを示したものです。特徴的な傾向をこの①、②で示してございます。高浜 3、4号機と大飯 3、4号機を除きまして非常用炉心冷却系 ECCS の再循環機能喪失の寄与が大きいということがわかります。大飯 3、4号機では2次冷却系除熱機能喪失、②のところの寄与が高い傾向が観察されます。

この1につきましては先ほど佐藤様からご説明いただいた通りですが、ECCS の再循環機能喪失のリスクが高い要因としましては、事故時に炉心を冷却し続けるには ECCS の水源をタンクから再循環サンプ、これはプールですがこれに切り替える必要があります。これが自動化されているプラントとされていないプラントではリスクが変わってくると、自動化されていない発電所では当該操作の人的過誤がリスク要因となりまして、自動化されている高浜 3、4 大飯 3、4 のリスクは相対的に低い傾向が観察されるということです。

続きまして先ほどの②のところ。2 次冷却系除熱機能喪失のリスクが高い要因でございますけれども、これはフィードアンドブリードという操作に関係するものです。事故時に 2 次系に依る除熱が不能となった場合、原子炉の減圧と注水を組み合わせた操作のことをフィードアンドブリードと呼んでいます。ブリードというのが逃がす操作でフィードというのは原子炉に水を注水して冷やす操作ということです。このフィードアンドブリード操作に必要な加圧器逃がし弁、こちらに書いておりますが、これを高浜 3、4号機は3系統備えたのに比べて大飯 3 は2系統ですので、フィードアンドブリードの信頼性が大飯では相対的に低くなって、異なるリスクプロファイルの要因となっているというふうに考えられます。リスクプロファイルからはこのようなプラントごとの特徴の違いというのがリスク評価結果から読み取れるということです。格納容器機能喪失頻度につきましても、このように格納容器機能喪失モードごとに寄与割合がこのように整理することができます。詳細は割愛させていただきます。Cs-137 の放出頻度につきましても、放出カテゴリーごとにこのようなプロファイルが得られております。

次に、現状の原子力発電所の事故のリスク水準を見ていきたいと思います。格納容器機能喪失頻度までを今回の事業者の PRA 結果は出力として評価しているわけですが、実際に安全目標と比較する場合には、死亡リスクを推定する必要があります。ここでは格納容器機能喪失頻度から死亡リスクを概略的に推定する方法についてご説明したいと思います。レベル 3PRA、これは公衆・人々へのリスクを評価するものですけれども、レベル 3PRA に依れば、事故時の放射性物質の放出を所与とした条件で周辺公衆へのリスクを概略的に推定できます。こちら下に示したものが、それぞれ条件付きの急性死亡確率と揮発性物質の放出割合との関係。そしてこちらががん死亡確率との関係を示したものです。これらの図から大規模放出の年あたりの発生確率、発電所近傍にいる個人の急性及びがん死亡の発生確率というは大規模放出の年あたりの発生確率より 1 桁以上低いということが分かりますので、この情報をもとに大体この格納容器機能喪失頻度に 1/10 倍したものの、0.1 をかけたものというのが概略的に死亡リスクというふうに、概略的に保守的に推定することができます。

これを踏まえまして、格納容器機能喪失頻度に 0.1 をかけて死亡リスクとして、安全目標との比較をしたものがこちらの図になります。左から、炉心損傷頻度、格納容器機能喪失頻度、死亡リスクとして CFF、格納容器機能喪失頻度に 0.1 をかけたものをプラントごとに示しております。また、こちら安全目標案としまして、旧原子力安全委員会が提示した約 10^{-6} 年程度というのをこちらの黒の破線で示しております。また参考情報としまして、身近な原因に依る死亡リスク、これは人口動態統計、2023 年の統計から取ってきたものを参考情報として載せてございます。この図から原子力発電所の事故のリスクは旧原安委の安全目標案を 1 桁以上下回る水準ということがこの図から読み取れます。

最後にまとめです。PRA の成熟度に関しましては、主要な事象、内的事象、地震・津波の評価はレベル 2PRA までの範囲で実務適用に至っております。リスク寄与が大きいと予想される他の事象、例えば地震・津波誘因の火災・内部溢水などの評価は現在研究開発段階にあります。パラメタ・モデルに起因する不確かさは、リスク評価結果において 1 桁以上の変動幅として現れています。モデル高度化に伴いまして、未考慮事象を新たに評価に取り込むことなどによってリスク評価値が 1 桁以上増加した事例がございました。シナリオ、発生頻度、影響度、不確かさ等の既存の PRA から得られるリスク情報が概ね取得・公開されております。ただし重要度に関する情報というのは、セキュリティの観点から秘匿されているという状況です。リスク情報とリスク知見に関しましては、地震・津波は条件付き格納容器機能喪失確率が高く、このことから炉心損傷防止策が特に重要となると言えます。地震ハザードとそのリスクは米国と比較して必ずしも大きいとは限らない。個別プラントのリスクプロファイル及びそのプラント間比較、各プラントの弱点の把握や安全性向上策の抽出が可能です。現状の原子力発電所の事故のリスク水準は、今回調べた発電所の事故のリスク水準、急性及びがん死亡リスクでございますけれども、この概算値は、旧原安委が示した安全目標案を 1 桁以上下回る水準にあります。以上です。

- 更田委員長

はい、ありがとうございました。2 つまとめてとなりますけれども、佐藤さんに報告いただいた内容と成川委員の報告内容のどちらでも構いませんのでご質問、ご意見があればお願いします。はい、山口先生。

- 山口委員

ご説明どうもありがとうございました。特に成川さんの説明の中の 3 つ目のポイントが PRA の成熟度っていうのがありますよね。それで、例えば実用段階にあるかないかというので表にされているとか、あとは例えばまとめの中で地震・津波誘因の火災・内部溢水等は研究開発段階にあるというふうなまとめをされていますけど、その成熟度というのは一体どうやって見るのかということについて、これは是非議論すべきポイントだと思うわけですね。

ご存知の通りで Regulatory Guide の 1.200 で PRA の Technical Adequacy というレポートがあって、あの中で 1 つは PRA とか Expert elicitation とかそういうプロセスを通じて成熟度をなんとか見てあげようとかオリファイしようという試みがされていますけれども、成川さんのご説明の中では、今の成熟度をどうやって見るかというところに関する議論があまり含まれてなくて、その辺が検討されていたら補足説明をいただきたいなと思います。

- 成川委員

はい、ありがとうございます。ご指摘の通り成熟度をどう評価するかということは

重要でして、日本におきましては標準委員会と原子力学会の標準活動の中で PRA の品質の評価に関する標準を制定してございまして、それは **Regulatory Guide** の 1.200 と米国のものに相当するようなものだと考えておりますが、成熟度を評価する方法論は日本においても存在していると考えております。ですので、そういった手法を使って現状の成熟度はどうであるかということの評価していくことは重要だと考えております。

- 更田委員長

山口先生、ご理解いただけたと思いますけど、成川さんが答えるというよりはやっぱり議論しないといけないですね。本当にそれぞれの受け止め方、色々な意見があるだろうと思います。例えば、今山口先生はピアレビューという言葉を使われて、ピアってことはやっぱり同等の仲間内のお互いの睨み合いが必要だっていうことですが、米国と何が 1 番違うかって言うと、米国は世界で唯一規制当局がデータの提供さえ受ければ、PRA を実施できる規制当局ですよ。極端な言い方をしていますけども。ただ日本の場合、実際レビューはしている。事業者のモデルの適格性であるとかというレビューはしていますけども、独自に原子力規制委員会が PRA を実施できるかというところ、正直なところ実力はないし、他国の規制当局を見てもフランスはちょっと ASN に吸収されてしまいましたけど、旧 IRSN が少し能力は持っていた。ドイツも GRS が少しは持っているという程度ではありますけれども、事業者からデータの供給を受ければ独自に PRA ができると言える国はおそらく米国くらいだろうと思います。ですから、そういった意味では米国のプラクティスがそのまま使えるというものではないだろうと思います。ですので、山口先生のご指摘は大変難しい話だと思います。

それから、私の方で広げてしまって申し訳ないですけど、成川先生のお話の中で 16 ページがある程度象徴的なところがあって、福島第一原子力発電所事故の前にアクシデントマネジメント対策を導入しようという動きがあったわけですが、日本の場合には規制要求ではなくて電力の自主的活動として、ただその時に PRA の結果の提出を受けて AM の適用前と適用後の値が出ているわけですが、その後事故があって、原子力規制委員会によって強烈に規制強化されたというふうに電力の人たちは言っていますけどあらあら不思議、炉心損傷確率も格納容器機能喪失確率も上がっていますよね。もちろんこれは実際のリスクがそうになっているというわけではなくて、評価結果がそうになっている。だから、少なくとも日本の場合モデルを高度化するとリスクの評価値は大きくなるという明確な傾向が出ていて、ですからこれの分析も非常に重要だろうと思います。別に確率論的リスク評価に限りませんが、あらゆる評価というのは評価者にバイアスがかかっているれば結果に必ずバイアスが現れますので、それをどう捉えるかっていうのは、分析と言いますか、考察というのが非常に必要だろうと思いますけども、ただなかなか難しいものだと思います。すいません。

- 山口委員

あと一言だけ。アメリカの NRC のように PRA を自らやる、そういう技術の能力を持たないといけないという、それがコンピテンシーだとは思わないのですね、全然。多分アメリカでも今だったらそういう能力を高いコストをかけて規制当局に備えようとは思わないと思います。

- 更田委員長

特に現政権ではそうだと思いますけど。

- 山口委員

それで私が指摘したかったことは、例えば成川さんの資料の最後のところで安全委

員会の安全目標に照らせば死亡リスクは 1 桁以上下回ると、これがある意味では我々が安全目標と関係づけてリスクをどう活用していくかという 1 つのあるメッセージになるわけですが、その時には今のクオリフィケーションの話っていうのは必ず出てきて、学会の標準委員会がそれについて関心を持って色々調べて議論しているところは私もその通りだと思いますが、一方で例えば **Regulatory Guide** というのはまさに規制ガイドとしていくつもアップデートされているわけですね。そういう動きを是非とも期待したいなというふうに思います。

- 更田委員長

ごく手短近にお話すると、それが輸入なのかそれとも自作できるのか。ROP の場合というのは、自作の能力をある程度諦めて輸入したようなところがありますけども。1.174 にしてもそうですが、そのモチーフも含めてどう参照するかというのもここでの議論ではないかと思います。すいません。私ばかり喋ると。亀井先生、どうぞ。

- 亀井委員

すいません。山本先生あげてらっしゃるのに先にすいません。今の議論は結構大事だと思っていて、僕も同じ意見で規制当局が別に **PRA** できる必要ないと思いますよ。大事なことは今みたいな議論がどこで行われているのかということで、ただ社会のどこかでは行われてないといけない。1 つ考えられるのはアカデミアだと思いますし、そこがどういう言語でどういうふうに行われていて、まさにこの不確かさのところ、いやいや、ここは認識論的不確かさがここにあるだろうみたいなことが会話として行われているかどうかで、且つそれが社会に公開されているかどうかということが非常に重要で、このプロセスをどういうふう構築していくのかということが非常に重要だと思いますけれども。

すいません。この分野素人なので逆に僕の役割はそこだと思いますが、現状、今申し上げたようなプロセスというのがどういうふうに行われているのかということについて、そもそもそのところを共有いただけるとありがたいですが、これはいかがですかね。

- 更田委員長

例えばこの不確かさどこから来ているのか、モデルの適格性はどうかというのは、事業者と規制当局との間で行われているのは事実です。

- 亀井委員

ごめんなさい。遮って申し訳ないです。規制当局と事業者の間で行われているうちは信頼されないと思います。率直に言って。ここが問題だと思っていて、それこそアカデミアが担う機能であるとか、あるいはその他の専門家が担う機能が僕はあると思っていて、規制当局と事業者の間の二項対立でやっているうちは結局どちらも信頼できないよねって社会から言われてしまうわけで、そこが同じ言語できちんと専門性を懸けて、これはこういうことなんじゃないかという議論が、いわゆる行政と事業者の間だけではない関係の中で行われているかどうかということが僕は知りたい。

- 更田委員長

今お答えの途中ですけれども、1 つの場としては規制当局と事業者と、じゃあ第 3 者が存在するかというと、人的な層の厚みからしても第 3 者と呼べるほどの存在があるわけではないというのが 1 つと、それから今扱っているリスクの値というのは個別のプラントに対するものだから、個別のプラント情報にアクセスした者のみが実施できるという特徴を持っていますね。ですから今先生がおっしゃるような二項対立以外の

者というのを設けようとする、やっぱり何らかの仕組みが必要になりますね。それが本来は例えば TSO のようなものというのは規制当局そのものではないのだけれども、規制を支援するための組織というものがある、ところが日本にはその TSO に相当するものっていうのは、これちょっといろんな理由もあってですけど、TSO を規制当局に引っ張り込むという流れがあって、今のところ外にそういった者というのは存在しないし、もちろんその能力が JAEA に期待されるところだろうけれども、なかなかやっぱり随分薄くはなっていますよね。ですからこれは人材だとかリソース、これまた人材の議論はどこかでしないといけないのだろうと思いますけど、PRA が抱えているのはなかなかそういった者が見えてないのが実情だと思います。

- 山口委員

そういう TSO とか組織の問題というよりも、マインドセットと言いますかね。例えば今のちょうど出ている、15 ページ、16 ページですか。

ATENA の佐藤理事もそうですけど、成川さんも増えた理由を一生懸命説明されるわけですね。でも我々是不確かさをこうやってきちんと評価しているのだから、その中にモデリングの不確かさとかコンプライトネスの不確かさっていうのを見込んでいるわけだから、増えたことは増えたことだと言って普通に議論できるような、そういうのが重要だと思いますね。

表の中で、どのリスク評価の方法は成熟して実用段階にあるけど、どれはまだ研究開発段階だというふうに言われることに私はちょっと違和感があって、あれは例えばレベル 3 にしても研究開発段階ではなくて、ただ実用に踏み切らないだけの話であると。要はそれを不確かさとかそれをどう解釈するかの話ですけどもね。

ちょっとそんなふうに思って、さっきマインドセットっていうふうに言いましたが、このリスク評価の結果をどう見るかと。多くの人は皆さんリスク評価で精度を上げれば数字は小さくなるというふうに思い込んでいるようなところがありますけど、やっぱり、例えば TAC なんかで議論していると、それであつたように精度を上げれば増えることもあれば減ることも、それが普通の Common Sense として定着するというのは 1 つ重要なところだと思いますね。

- 更田委員長

これは随分色々な見方なり意見に幅があるだろうと思います。それからここで実用に供しているかどうかっていうのは、ある意味 1 つは行政がそれを 1 つのリスク情報として扱っているかどうかというところはあるだろうと思いますけどね。それを実用と呼ぶかどうかというのは、それを二分法ではなくてそれぞれのところの成熟度の問題だというふうに捉えるのもそれは 1 つの捉え方だというふうに思います。はい。順番からいっていい。まず山本先生。

- 山本委員

ご説明ありがとうございました。佐藤さんと成川先生にお伺いしたいのは、例えば成川先生がご説明された資料 2 の 13 ページのどれでもいいのですが、これを見ますと、平均値、中央値、点推定値で 5%・95% 区間というのがあって、これ横軸確率ですよ。この区間と言っているのは、いわゆる信頼区間のことだと思っていますと。うちの研究室でもこういう不確かさは研究テーマとしていて、かなり頻繁に扱っているのですが、それでも学生さんにこの信頼区間の概念というのを正確に理解させるのは相当難しいと思います。そうすると、こういうデータを一般の方に説明する時に、一体どう説明されているのですか。ということをお 2 人に伺いたいです。あるいは説明を避けているのか。佐藤さんと成川先生お伺いできますか。

- ATENA 佐藤氏

はい、佐藤です。一般の方にこういう話をしたという記憶はありません。というか、率直に言いますと、PRA の専門家以外だと電力会社の中でもこの信頼区間の話をきちんと分かっている人はあまりいないだろうというのが正直な気持ちです。極めて統計学の基本ではあるのですけれども、というのが私の率直な感想です。以上です。

- 更田委員長

一方で電力トップの方とお話すると、我々は Risk-Informed Decision Making を導入しましたというおっしゃりをされます。ちょっと皮肉っぽいところではありますけど、成川さんどうですか。

- 成川委員

私も一般向けの説明は経験ございません。どこが難しい点なのかというのは、私自身把握できてない。ずっと研究をやっているとして自然なものとして私自身受け入れてしまっているところが。

- 山本委員

ありがとうございます。多分一般の方と話をする時に、こういう信頼区間が出てきた時にちょっと議論がありましたけど、どの値と比較しないといけないかって、平均値だっていうご説明いただきましたけど、これ結構きっちり納得してもらうのはかなり難しいかなと思っていて、そこは 1 つコミュニケーションの在り方として課題としては残っているかなと思います。以上です。

- 更田委員長

ありがとうございます。関村先生

- 関村委員

ありがとうございました。成川さんの資料の 4 ページ目の安全性向上評価届出制度とわざわざ言っているのは昔の資料ですよ。これについては 1 年前に炉安審・燃安審がレコメンデーションをやって、こういうふうに変化しなきゃいけないということを示して、それに向けて規制側も事業者側も、それから安全性向上評価制度の中に、パブリックに対してどう説明していくかの課題がありますよね。ということをやわざわざ明示的に言ってきましたよね。その本質は今ここで議論していることそのものです。信頼区間の話をそのままパブリックに対して全部説明しようというのは無理なので、どういうふうに 5 年ごとにそれをアップデートしていただけますか、そのアップデートというのは、まずは第 3 者的な性格を持っている炉安審・燃安審の方々に分かるようにちゃんと説明してくださいという義務が規制庁にはありますよというレポートまで書いたわけです。

亀井先生がおっしゃったことに実は対応しているという議論を、これは本質のところを分かって、そのことの作文を炉安審・燃安審がちゃんとレポート書いたものを分かっていた方は規制庁の中でも 3 人くらいしかいないかなということは明らかです。それをやっていくのは炉安審の会長になられた山本先生の役割になっていること、もうはこれも明確ですよ。それが額とちゃんとリンクが貼られているということが必要で、安全性向上評価制度の中に PSR が入って PSR 中に PRA があってという構造を上手く使いながら日本なりの進め方をやっていく。それはアメリカと日本にギャップがあって他の国も色々苦労していますよね、ということをや上手く使いこなしながらやっていきたいと思いますという戦略を立てたはずですけど、なかなか共有できてないということがまずあるのかなと思いました。

4 ページ目のところに付け加えていただきたいのは、5 年ごとにやるのか、10 年ごとにやるのか、それとももう少し頻度を高めながらやっていくべきなのか。事業者の側から言うと、この情報を使ってどういうふうに改善をしてきましたっていうことを国民に対して上手く伝えるように、そのレベルのことしか文章には書いてないわけですけど、本質が分かってないとこれは事業者がもう国民に伝えていくっていう義務を果たしてくことにならないと。そこを上手く使っていただいて PRA の成果っていうのを規制側も事業者側も国民に対しての伝え方のこともちゃんとやってくださいねっていう戦略を安全性向上評価制度の中で上手くインプリメントしてくださいと。でもそれをステップバイステップでやってきたことを、第 3 者という立場ではないのでなかなか難しいですが、炉安審・燃安審が担ったっていうように、文章をちゃんと読んでいただければそうなっているのですけど、そこさえも今の段階でできてない。ちょうど 1 年経ちましたので是非そこは山本先生にやっていただくことをお願いしたいと思えますし、もし規制庁がわからないと言うのだったら、それはこのことを伝えていくような役割をどなたがやっていただける、更田さんがやっていただけるのかどうか分かりませんが、お願いしたいなというのが私の率直な意見です。

ちょっと言い過ぎなところもありますけど、やっぱりそういう仕組み作りって日本的にどうやってくかっていう議論は学会がそういうものの底上げもしなくちゃいけませんので、今日の議論を踏まえて入り口はできているのかなという気がするので、やっていけばいいのかなと思っていました。というコメントです。

- 更田委員長

ちょっと成川さんに答えさせるのも気の毒なので、ここで届出と書いたのは、許認可との対比ですね。ですから、安全性向上評価、関村先生参加されていましたが、安全性向上評価制度の制度作りをする時にこれを届けにするか許認可にするかっていう議論があったわけですが、許認可にするには双方のまだ実力も含めた意味で状況が整っていないだろうということで届出にしたという経緯があります。

これを許認可にするには今度は法改正が必要で、これも内部でずっと議論が続いています。元々事故が起きる前から、FSR 安全性向上評価制度に相当するものの議論は行われていましたけども、ただ単にこれを許認可にするだけでは片手落ちで、一方現在の設置変更許可に相当するものとのトレードオフと言いますかですね。設置変更許可を安全性評価制度に切り替えるっていうような議論はもう 10 年じゃ効かないですよ。ずっとされているので、非常に大きな枠組みの議論ですけども、私の知る限り今でも委員会、規制庁の中で議論は継続しているというふうに思います。

関村先生のご指摘は非常に重いんですけど、一方で、もう 1 つは炉安審・燃安審というものをどう位置づけているかで、それは元に戻る話ですけども、規制当局が炉安審・燃安審をどう位置づけているかだけではなくて、社会なりが炉安審・燃安審をどう位置づけているかっていうのはまだ着地してない議論のように私は思います。

- 関村委員

ちょっとコメント 1 件です。更田さんとこの話しをすると必ずそういう返しになってきたというのがこの数年間の話です。しかし安全性向上評価制度は 43 条の 3 の 29 で規定されているものです。成川さんはちゃんとそこを分かっていたって、安全性向上責務 57 条の 8、このことを出していただきました。それは認可の制度から届出なのかという議論とは違った位置付けがあるはずだっていうのが私の主張であったわけですが、それをわざわざ外してきたのが規制庁の今までの話で、そこに 57 条の 8 がありますよということをわざわざ出したのが 1 年前のレポートになっている。というこ

とは、これはもう言わざるを得ないと言っていらっしやって。全部更田さんに潰されてきたっていうふうにならば申し訳ないので枠組みとしてはそういうものがあるのでそれ上手く使っていきますかという提案にしてきたというところはコメントとして付け加えてさせていただき、それを成川さんは分かっていたいて 57 の 8 のこともきちんとおっしゃっていたのは重要なステップを一步踏み出していたのかなと思いました。

- 更田委員長

これ以上広げませんが、他に質問、成宮さん、その後奥山先生お願いしますね。

- 成宮委員

成宮です。2点。1つは質問というか確認で、もう1つは少し意見っぽいことなのですが、成川先生の方の資料で12ページのピンクのところが実務適用に至っていない、実務とかあるいは実務適用という言葉がどういう定義なのかという話を先ほどもちょっと議論がありましたのでその点には触れませんが、この画のピンクのところは、いずれ将来 PRA をこういうものを対象にした PRA があるべきだということを目的にされているのですか。私はそうではないと思っているのですがいかがでしょう。

- 成川委員

はい、ありがとうございます。もちろんこの報告自体は客観的な補足情報を出すためだけのものとして、どうあるべきか、ということの主張は全くしておりません。私個人の考えとしては、PRA というのは全ての事象を網羅する必要はなくて、リスク要因をしっかりと抑えて評価しておけば良いと思っています。そういう意味では、主要な地震・津波、それから内的事象という事象は網羅されているというのが現状だと認識しています。

- 成宮委員

はい、ありがとうございます。これについては下の脚注ではまた違うリファレンスがされていますけども、ちょうど外的事象というか、こういうハザードたちをどういうリスク評価をしたらいいのかと、私はあえてリスク評価という言葉を使ったのは PRA だけではないことを意味しているつもりですが。ですから、これも皆さんそれぞれ見られると、そんなにシナリオとかプラントの中の状況とかが別にあれだなというようなものの中にはありますので、そこは適宜使っていくという、そういう意味も踏まえてのこの実務適用に至っていないという意味だと解釈いたしました。

あともう1つは、ちょっと全体の話ではあるのですが、これは佐藤さんの資料も、それから成川先生の資料もいずれも不確かさの、先ほど議論がありました。いわゆる数値というかですね、その結果の分析というところで、それは別に正しいというか、アプローチは別に良いことですが、おそらく安全目標・性能目標を適用して、それからアプリケーションしていくかという、そういうレベルになってくると、不確かさの数字だけの話ではなくて、それをどうコンペンセーションというか、補償措置とかの対策を踏まえながらやっていくかという、そういう世界に入っていくはずで、ちょっとこの委員会ではそこまでは多分議論はしないのではないかなと思います。従いまして、数字も大事でいいのですが、その数字とそれからその後ろにあるシナリオだとかそういうものを見ながら、これをその目標の策定に向けた特徴であるので、あくまでも策定はそうですよ。そういうところも踏まえながら策定の議論はした方が最終的に何かこうレポートする時に陽に書くべきだということではないのですが、そこは

少し頭の隅に置くべきだと思っております。私からは以上です。

- 更田委員長

成川先生のその表はハザードを網羅して書いてもらったってところに意味があって、それで実務適用って言葉は、佐藤さんの 3 ページ目のところに実務適用って言葉が使われているからそれに引っ張られたのかなというふうに思っていますけども、実際問題非常に頻度の小さいものに関して PRA の適用ってそもそも技術的にも不可能であるし、それが正しいこととも思われないので別に全てこれが将来の実務的というようなこと意図ではないだろうと思いますけども。

それから、やっぱり米国での議論っていうか歴史をなぞると NUREG-1150 というレポートがあって、日本もやっぱり安全目標の議論をするとそれに相当するようなベースが欲しいと。NUREG-1150 みたいなレポートにはならないけれども、でもデータとしてはこうやってアベイラブルなものを整理してもらうことによって少しは足しになるかなというようなものであります。

- 成宮委員

はい。成宮です。一言だけ。私も後者の方の話はその通りだと思います。特に佐藤さんの方の資料で各プラントの、例えば 23 ページとか以降 27 ページですか。色々再循環の話とか分析されていますけども、こういう比較というのは私はあまり見たことがなく、つまりプラントを縦軸に並べてですね、横軸にそのプロファイルをこう見てみる。それが、5%、95%場合もあれば、今のこの起因事象というのものもあるでしょうし、あとは多分、ハザードの比較とか、他にも若干図はありますのでそういう比較というのはやはりこれから非常に、まさにおっしゃった NUREG-1150 かあるいは IPE と言いますか、日本版 IPE とまで言ったかな。そういうものの材料が出てくればそういうものを踏まえて、20 年前の安全目標の議論、性能目標の議論よりももう少し具体的なところを見ながら、ということでその背景には先ほど議論になった品質成熟度、成熟度という言葉の定義がとても難しく、まずそれを議論するべきだとは思いますが。その品質というところがどこまで、まさにその品質の確保が成熟しているかというかですね。そこも確認すべきだと思いました。以上でございます。

- 更田委員長

佐藤さんではなくて成川先生の 23 ページですよ。本当に時間があればここだけでもずっと議論したいところではありますけど、加圧器の逃し弁の 2 弁、3 弁というようなもので、これだけプロファイルが変わるっていうのは情報だろうと思います。お待たせしました。奥山先生。

- 奥山委員

はい。成川先生のスライドの 15 番を確認できればと思うのですがけれども、ここで定期安全レビューの時代にリスク評価値が低かったものが安全性向上評価では起因事象の細分化などによって大きく増えたということですが、以前、定期安全レビューの時代、外的事象は評価値に入らなかったということだと思うのですが、外的事象が入ることによって評価値が増えたということではない。

- 更田委員長

これ全部内的ですよ。

- 成川委員

そうですね。

- 奥山委員
 内の事象のみでこの数字は作ってある。
- 成川委員
 そうですね。
- 奥山委員
 あと、佐藤さんのスライドの 6 番ですけれども、先ほどの外れ値があるから平均ハザードが他の 10%から 90%の幅を上回っているという、超えてしまっているというお話ありましたけれども、これは認識論的不確かさを定量化するため地震学の専門家に色々と意見を聞いたり、議論してもらったりして、この 10%、25%のそれぞれの線が引かれていると思うのですけれども、その専門家の意見に大きな外れ値があった。というふうに理解したらいいのでしょうか。これはもしかしたら佐藤さんにお聞きすべきことかもしれません。
- ATENA 佐藤氏
 はい。ATENA 佐藤です。まず大飯発電所さんの場合はいわゆる専門家の議論は確かしていないと思います。これは関西電力が自分で、土木の方々たちが今手持ちのデータの中からロジックツリーと言って断層の長さ深さとか様々な下辺の部分の不確かさを全部計算して作ったものです。ここは 90%の線しかないのでも赤い線が飛び出していますけど、100%の線は当然あるのでそれがさらに右側にあるということになります。100%というのは、全部計算したもの全部入れたものになりますので、かなり極端な不確かさを持っているものが入っているのでもそれに引っ張られてこの赤い線が出ているということです。
 ちなみに他の発電所さんはそんなに出ていないのですけれども、それは大飯発電所の場合、不確か性が非常に多いというふうに関西電力の土木建築の人間が判断したということですよ。
 それから奥山委員のお話ありました専門家の話ですけれども、伊方の 3 号機で SSHAC というものをやりました。こちらに関しては、四国電力が招聘した様々な専門家の方々がああでもない、こうでもないという議論をして、不確か性の絞り込みというか、話をなされた。そういうことはやったことがございます。
 さらに蛇足ですけれども、柏崎刈羽の東京電力が今津波に関して同様の SSHAC を始めているところです。ただし 1 つ難しいのは、専門家の先生方、先生によっておっしゃることがかなり違います。この地震のこの断層の長さはどうだとか、どんな波が出るかですね、だいぶ違うのでそこをこの SSHAC という会合、理屈ではそこは虚心坦懐に技術者として、研究者として最も確からしいことを言いましょうというのを最初の会合で意見合わせをするそうです。と私は聞いております。以上です。
- 奥山委員
 今地震ハザードのライン、曲線を作るために専門家の意見、内輪と言うと失礼な言い方かもしれませんが、その土木の関係者の間で意見を出し合ってハザード曲線作ったという話ですけれども、ということになるとこのハザード曲線への何と言いますか、客観性というか、信頼性というか、そのところには疑問符が付けられてしまうのではないかと思います。その点はいかがでしょうか。
- ATENA 佐藤氏
 佐藤です。土木建築の専門家ではないので詳細までは分かりませんが、ただパラメタと言いますか、そのロジックツリーというのを組むのですけれども、どんなも

のを使うかという、私も勉強したてなので分からないのですけれども、実は先週の7月18日に、原子力規制庁とリスク情報活用に関わる実務レベルの技術的意見交換をやっています、地震のPRAに関してはこういうことをやっていますと説明しているのですけれども、例えばですね、地震のモデルが、ちょっと専門的になりますけれども、カスケードのモデルなのかどうなのかとか、断層の長さからどう算定しますかとか、1番多いのは活断層がいっぱいあるので、どれがどの順番にどういっぺんに動くかの組み合わせが酷い場合は無限に近くにあります。それを全部組み合わせていくということなので、そこが不確実性を1番生むと聞いています。ある意味かなりシステムティックな話をしているというふうに私は認識をしています。ですので、専門家じゃない、第3者じゃないと言いますが、規制基準で話をした断層類は全部入れなきゃいけないので、それを網羅的に組み合わせしてしまうとこれだけ幅が出てしまというふうに思っています。以上です。

- 奥山委員

その内的事象についても例えば大破断LOCAとか、そういうものについては工学的判断に基づいてインプットを与えているということだというお話だったかと思うのですけれども、ということになりますと、この12番のスライドでPRAの結果として得られているリスクレベルというふうに書いてはありますが、これはもうPRAの結果として得られているというよりも暗黙知みたいな形で、計算して得られたものではないというか大体この辺りだろうというふうな工学者、技術者としてのなにか直感的判断も入っている値だということになるのかなと理解したのですが。

- ATENA 佐藤氏

佐藤です。これもすいません。正直私はPRAの専門家ではなくて、本当言うと決定論屋なのであまり詳しくないのですけれども、すいません。でないと信頼性に関わるので正直に申し上げますと、これはやはりですねいま先生がおっしゃる通り、非常にエンジニアリングジャッジな工学的な判断だというのはありますけれども、この起因事象の発生頻度もやはり世界的に皆さん考えていますし、アメリカ人の考え方もありますので、それを参考にして決めているというふうに承知しています。

- 奥山委員

その辺り、先ほどのハザード曲線にせよ、あるいは内的事象のリスクレベルにせよ、一般の人たち定期安全レビューじゃなくて、今は安全性向上評価届出書などにおいて、何と言いますか、アカウンタブルになっているかどうか、分かるようになっているかどうか、その辺りはいかがでしょうか。

- ATENA 佐藤氏

はい。佐藤です。そこが先ほど関村先生がご指摘なされた通り、全くアカウンタブルでなしによく見えなくて分からない。専門家が読まないところなので改善をなさいとか指摘を頂戴しているところだと承知しております。

ものすごく分厚くて、私も読みましたけど地震のところなどは非常に難しくて、かなり理解は難しいというのは正直なものだと思っています。以上です。

- 奥山委員

分かりました。この起因事象として書かれている表ですけれども、例えば、安全系直流母線の全喪失という起因事象として書いてあるのですけれども、例えば津波によって直流電源全部喪失したというふうな場合はここには含まれていないという理解でいいのでしょうか。要するに、これがまさに発端となったという場合、津波が発端となっ

て、直流電源全喪失したという福島 の 1 号機なんかはそうだと思うのですが、そういうものとはこれ別の話という。

- ATENA 佐藤氏

佐藤です。すいません。ちょっと私そこを知らないで、また後日、次回にでもご回答を書面か何かで差し上げたいと思います。すいません。

- 奥山委員

アメリカの原子力発電所に比べて日本の原子力発電所の地震ハザードが小さいという結果になっているというところなのではすけれども、一般的な常識としては地震の巣のような列島で、実感としても地震がしばしば起る。これに対してアメリカ、西海岸では割と地震が起こるということはあるので、もしかしたらアメリカの地震ハザードが大きいのかなとも言われてみると思わないでもないのですが、そこは本当にそうなのだろうかというどうしても疑問を持たざるを得ないところもあるのですが、東海岸の原子力発電所だと全く別の結果になる。

- 更田委員長

もちろんです。これはあくまでディアブロ・キャニオンと伊方の比較ですけど、ディアブロ・キャニオンってカリフォルニアの原発ですので、あくまで西海岸の原発という意味です。

- 奥山委員

アメリカの西海岸の原発に比べるとあくまで伊方はということですかね。はい、分かりました。

- 更田委員長

すいません。もう 1 つ非常に大きなものがあるので、また改めてこういった議論というのは必要だと思いますけども、残り 1 時間になってしまったので鄭さんにお話をさせていただこうと思います。

米国のメンテナン斯拉ールと ROP を 1 つの視点にして、そのリスク情報をリスク・インフォームド・パフォーマンス・ベースという RIPB という言葉があるのですが、これについて調べてもらいましたので、唐突ですけど、ちょっとごめんなさいね。鄭さん、よろしくお願いします。

- 鄭オブザーバー

はい。原子力機構の鄭です。本日は「アメリカ NRC の RIPB 規制と安全目標」というタイトルで説明いたします。この説明資料は以下の方々のご協力の下で作成しました。

まず第 5 回に説明した内容の振り返りですが、この階層化した安全目標です。特にこの階層化された安全目標の下位にある性能目標は、アメリカ RIPB 規制において意思決定を行う上で不可欠な要素になっております。これらの性能目標は具体的にどのように規制活動、例えばメンテナン斯拉ールなどを通じて実施されて最後に NRC の安全使命を達成しているかその繋がりを最初から念頭に置いて本日の内容を説明させていただきます。

TMI 事故以降、米国では安全性と経済性の両立が重要な課題になりました。1990 年代までの稼働率の低迷と予算削減の警告などが RIPB の規制の移行の大きな原動力になりました。この移行は過去の事故から学ぶ経験でもありました。例えば Browns Ferry の火災事故、TMI 事故、Davis-Besse の給水喪失事故、福島事故を含めて教訓を制度的に取り入れて反映するプロセスでもありました。RIPB の先行モデルとしてメンテ

ナンスルールは成功しました。このメンテナンスルールは稼働率の向上や安全性確保に大きな貢献をしました。その成功はその後の原子炉監視プロセス、ROP や RI-ISI、RIPB 規制の設計思想にも影響して、Regulatory Guide 1.174 など PRA の知見と従来の原則を統合して制度的に移行を支えました。

こちらのページは本日の目次を示しています。まず背景の RIPB 移行の背景と外因を説明いたします。こちらはアメリカ原子力規制の変遷と 90 年代の課題について、最初 AEC 時代は規制と推進の二重役割が批判されて 1974 年に NRC が創設されました。しかし TMI 事故以降、従来の規制が不十分と認識し NRC は訓練の強化やシビアアクシデント対策など抜本的な規制強化を行いました。これにより事業者の規制負担が大幅に増加しました。

90 年代に入ると、新設炉の建設や既存炉の高齢化などで廃止措置と許認可の更新が重要な課題になりました。また点検やメンテナンスなど安全に与える影響が顕著になり規制の焦点が運用に拡大し、産業界からは不満と改革の要求が強く求められました。1994 年の Towers Perrin 報告書では「NRC はネガティブで懲罰的」「過剰な規範的な規制」と厳しく批判されました。パフォーマンスベースに基づく規制やリスク情報を活用した規制の必要性が提言されました。NRC はこれに応じて安全目標を始め、規制の方向をリスク情報活用へシフトしました。そして PRA の政策声明、メンテナンスルール、原子炉監視プロセス、RIPB として重要なプログラムを行い、規制再構成を進めました。これは電力自由化の進展という経済的な背景の中で安全性とコストの両立が強く求められた事態という対応をした改革でした。

次のページをお願いします。90 年代まで軽水炉の稼働率の低迷とその要因を分析してみます。こちらの図をご覧ください。アメリカの軽水炉の稼働率推移と燃料交換の停止期間及び計画外停止数の推移を示しています。90 年代まで稼働率が低迷した主な要因は 2 つありまして、まずは頻発する計画外スクラム停止。それは当時の安全文化の未成熟とか予防保全体制など未整備などの背景もあります。2 番目は長期間に渡る計画停止です。燃料交換の為の停止期間は最初 100 日くらいで非常に長く現在の 40 日程度と比べてこの差が明確です。これは当時の規範的な規制、Prescriptive 規制が効率的な作業を阻害したことも一因です。そして規制が何をすべきかではなく、どうすべきかを細かく規定することで、現場の柔軟的な対応も改善も難しくなっていました。このような課題に対して NRC は RIPB への移行を進めました。その結果としてメンテナンスルールなどの導入により稼働率は 90%以上に向上しました。

現時点 NRC の規制アプローチは主にこちらの 5 つの要素があります。「規制とガイダンスの開発」「許認可・廃止措置・認証」「監督と検査」「運転経験の評価」「意思決定への支援」、意思決定の支援にリスク情報とかパフォーマンス評価が行われまして、総合的な意思決定を行います。

この Performance-Based 規制の背景について説明いたします。この RIPB 規制以降は実際アメリカ政府全体の業績管理水準という大きな流れの中で進みました。特に 1993 年の政府の業績成果法 GPRA と 2010 年の成果近代化法が RIPB 規制にとって極めて重要な法的な後押しになりました。これらの法律は、連邦政府機関に明確な目標設定を図る指標設定そして結果に基づく説明責任を義務づけました。NRC はそれに対して自ら戦略計画を作って RIPB 規制の移行を明確に位置付けました。これにより NRC の規制活動は単なるルールの遵守だけから具体的な安全性の成果に焦点をあてて、その達成度と測定し公衆への説明責任を果たすことになりました。

RIPB 規制へ移行する要因を Ivan Selin 元 NRC 委員長の演説を引用して説明いたします。主にこちらに書いているような 4 点のポイントが挙げられました。RIPB への移

行が NRC 内部の認識、政府全体への動き、規制哲学の変化、そして産業界からの要求という複数の要因が絡み合って生まれたものであります。この外因として次のページに示しております。

まずさっき紹介したように規制環境の変化と運転上の課題がありました。産業界から規制改革の要求も Towers Perrin 報告書などによってありました。また GPRA などが代表する政治的・制度的な圧力もありまして、その 3 つは外因として挙げられます。一方で社会からの安全性の要求もありました。この社会的な信頼性を維持するのも重要であり、この RIPB は単なる規制緩和にみなされないように NRC はこれを「合理性・信頼性・透明性を備えた規制」と位置付けました。そして Ivan Selin 元委員長の言葉を引用すると、柔軟性と経済力、経済的な競争力と公衆への安全の間に高度なバランスを追求する試みであったということでした。

そして RIPB 導入の効果をこのページで示します。1980 年代後半から高かった CDF が RIPB 導入の後に劇的に改善していることがこの図から分かります。その要因を分析すると、例えば下に書いてある IPE 個別プラントの審査の義務付け、各プラントが自ら PRA を実施して潜在的な弱点を特定して安全向上というプロセスでした。これにより PRA の技術が広く普及し固有のリスク理解と対策が可能になりました。このような一連の RIPB の規制の導入が行われまして、PRA 政策声明とかメンテナンスルールが機能することでリスクが高い領域に主権の集中とか効率的な効果的な安全対策が実施されました。また INPO 等を通じたベストプラクティスとか ASP（前兆事象評価）プログラムを通じて運転の効率化、プラントの改良、シビアアクシントの研究なども実施されて、炉心損傷という具体的な安全指標の改善が達成しました。一例としてこの図に示しているのは、前兆事象発生頻度が時間と共に減少していることが明らかです。前兆事象の現象は実際の事故に至る手前でリスクが低下されていることを意味しています。また特に CDF へ寄与する重要な前兆事象の件数も検証しております。以上、背景を説明しました。

次は RIPB 規制への移行。このリスク情報を活用したパフォーマンスに基づく枠組みを説明します。この目的は、RIPB 規制への移行の内因として PRA 技術の成熟および他の規制方法との比較を行います。こちらは米国 NRC の RIPB 規制へ移行する歴史です。最初は従来の決定論的・規範的な規制 Prescriptive Regulation でした。1994 年からは PRA 実施プランが公開されて、代表的なイベントは 95 年の PRA 政策声明と RIPB の基本原則とホワイトペーパーです。2000 年から 2007 年はリスク情報を活用した実施プランが決められました。2007 年から今まではリスク情報を活用したパフォーマンスに基づくプランになっております。さらに今もこの RIPB の規制も進化しております。この 1 つの内因として PRA 技術の進歩があります。

このページは PRA の進歩とリスク情報活用に関する重要な事件をリストアップしました。アメリカでは、1950 年代 60 年代に原子力分野の PRA 評価および他分野の信頼性工学、フォルトツリー解析など色々と研究され、また Famer というリスク曲線も 1967 年に公開されました。前回も説明したように、1975 年の WASH-1400 など最初の大規模な PRA でもありました。TMI 事後以降に NRC も様々な PRA に関する研究プログラムを立ち上げました。81 年から 83 年に Zion, Indian Point など事業者独自の PRA 実施もありまして、1984 年 State of the art, NUREG-1050 リスク評価の現状分析も公開され、86 年には安全目標の政策声明が公表されました。88 年に IPE 個別プラント審査などが義務化され、90 年に NUREG-1150 が発表されました。90 年代に入ると IPEEE とかメンテナンスルールなどが設定され、また 96 年に本格施行されました。その後 1999 年に、RIPB のホワイトペーパーが公開され、メンテナンスルールも改定されました。特

にメンテナンスルールの4番、リスク評価が要求されました。

ここで一連の歴史の中で重要な PRA の最終政策声明を紹介いたします。NRC における PRA の役割は主にここに書いている4点という結論になりました。PRA 技術はすべての規制活動において拡大されるべきですが、従来の決定論的なアプローチと深層防護の哲学を補完する、許可するというツールとして活用されます。置き換えることではありません。PRA は現行の規制の保守性を合理化・緩和するために必要に応じて追加要求の提案を支援するために用いられます。ただし既存の規則や規制は継続する必要があります。規制判断を支援する PRA 評価は可能な限り現実的であるべきですが、その根拠のデータは一般公開されるべきです。原因は信頼性と透明性を確保しなければならない。4番は、NRC は安全と向上的な数字目標は新たな要求やバックフィットの判断の時に PRA の不確実性を適切に考慮して使うべきです。この声明は PRA を規制的な中核ツールとして位置付けられまして、安全性を維持しつつ規制の効立性と透明性を高めるという NRC の基本的な姿勢が分かりました。

以上、PRA という技術、成川先生からも照会がありましたが、こちらに書いているのはイギリスの有名な統計学者、George E.P. Box です。彼は全てのモデルは間違っているが、中に役立つものもあるという有名な言葉があります。これは PRA モデルにもあてはまります。PRA モデルは完璧ではありません。しかしそのリスクを理解して、安全対策に資源の集中をさせるとかに役立ちます。RIPB の規制もこの PRA モデルの限界を認識しつつ、その有用性を最大限に引き出すという PRA の基本的な考え方は重要です。

次、PRA の有用性について、PRA はユースフルという例として IPE 評価結果をここにリストアップしました。IPE の主な目的は、事業者が自らプラントの弱点を見つけて自主的な安全を改善することです。PRA の考え方を現場に広げるという実践でした。実際多くのプラントから合計 500 件以上の具体的な対策、改善策が実施されました。これには約 45%の運転手順・訓練・管理手続などの改善、40%くらいの設計変更や機器改良などのハードウェア面の改善です。残りの 15%は運用と設計の両面を含む複合的な改善でした。具体的に BWR は、例えば冷却系の機能喪失や格納容器の溶融貫通の可能性とか指摘されました。PWR では、ポンプシールの喪失や蒸気タービン駆動 AFW ポンプの信頼性低下、高圧中水から低圧中水の切替え操作の失敗とかも当時指摘されました。このような事例は PRA が従来のやり方では見落とされたことを明らかにすることができ安全性向上に非常に役立つことが分かりました。

米国では PRA 活用を促進した要因をここにこのページにリストアップしました。1番は重大事故の影響です。TMI 事故とチャレンジャー号事故はその事故の後に PRA を色々と活用しました。Chernobyl 事故があつてアメリカの DOE も研究炉・兵器関連施設にも PRA を適用しました。また、福島第1原発事故の後に外部事象のリスク評価手法として PRA の拡張で起用もされました。また、PRA という技術の促進に制度的・政治的な後押しもあります。例えば、米国議会の Drell 報告書に核兵器システムへのリスク評価 PRA を適用した。また技術的・社会的な基盤整備として、リスク評価に対する理解と受容の進展もありまして、そこに NRC の Regulatory Guide の開発や ASME/ANS の標準の開発なども貢献しました。最近この安価で高性能な計算資源が普及されて、PRA の解析ツールなども昔より簡単でやりやすくなります。最も重要なのは、経済的なプレッシャーと効率性の追求です。リスク評価の専門家 John Garric の論文を引用すると2つ重要な点がありまして、NRC にも PRA の強力な擁護者 Advocates がいました。そして業界がリーダーシップを取り戻すことで PRA が成功の鍵だということが指摘されていました。

次は NRC の RIPB ホワイトペーパーを簡単に紹介します。まず、この RIPB 規制の定義は第 5 回の説明で行いましたが、ここでその意義と利点を集中して説明いたします。

パフォーマンス指標の導入することと共に評価基準を定量的・定性的に明確化し、機材判断の透明性・説明性と一貫性を確保できます。そして、事業者が柔軟的な達成手段を選択することによって技術革新・改善の促進につながります。このような定量的な評価によって科学的な根拠に基づいたリスク管理の実施が可能になります。

ここから RIPB 手法と従来の規制手法を比較してみます。この図に示しているのは、真ん中のリスク情報を活用した手法で、右に示している Riak-Based の手法を比較します。意思決定の根拠ですが、リスク情報を活用した手法は PRA の定量的なリスク情報と工学的な判断、経験的な知見と組み合わせて、規制上の意思決定を支援する手法です。その方法は Regulatory Guide 1.174 です。

Riak-Based の手法は、リスク情報のみを利用する手法です。NRC の方針は真ん中のリスク情報を活用した手法を正式に採用するという姿勢です。一方で Riak-Based の Approach は不適切ということを明言しています。従来手法の規制方法との関係も情報を活用した手法には利点があります。従来の決定論評価、深層防護と設計基準などを適切に組み入れて柔軟性と整合性が両立できます。

このページは規範的で翻訳していますが、Prescriptive 手法と Performance-Based の手法を比較します。Prescriptive 手法は従来の仕様規定的な手法ですが、望ましい目的を達成するための手段として設計又はプロセスに含まれるべき特定な機能とかプログラム要素を規定するという手法です。Performance-Based の手法は測定可能な結果・成果を達成されることに信頼を置くが、それらの成果を得るための手段については、被規制者により多くの柔軟性を与えるという特徴があります。Performance-Based の手法は明確な目標とその測定基準を提示することが特徴です。従来の Prescriptive 手法は具体的なやり方を規定するという詳細な手法でした。Performance-Based の手法は実際の性能を継続的に監視して改善につなげる Innovation が奨励するという手法であり、従来の手法は Innovation が妨げられているという特徴があります。実効性については成果を以って性能指標を監視して Performance-Based 手法は確認します。従来の手法は、基本コンプライアンス要求です。しかし、コンプライアンス＝安全ではありません。そのような Performance-Based 手法は色々な利点を持っています。

はい。このページには Performance-Based の規制に目標ということが必要ということを示しております。基本、結果とか性能を監視するのは Performance-Based 規制の特徴です。ですので、この上から大きな目標と下の手段的な目標、あるいは性能的な目標を作る必要があります。そして下のより測定できる具体的な指標や結果によって、全体の達成度を図ります。これは Performance-Based の規制は安全目標との階層構造との親和性もあるということがこのページで分かります。

24 ページは、現実的な保守性という NRC の哲学の 1 つの重要な概念を示します。2003 年の RIC 会議で、Diaz 元 NRC 委員長は保守性で十分な安全マージンを確保し、物理学と実務経験に基づく現実的なことを定義しました。彼は過剰でも過少でもない、実際のリスクに対応した規制が重要だということを強調しました。Diaz 元委員長はメンテナンスルールが最良の例として、これが設置許可取得者に柔軟性と Innovation をもたらすという指摘をしました。しかし 2002 年の Davis-Besse の事故とかの教訓は忘れてはいけないという指摘もありました。その指摘は本当の安全が現実的な保守性に基づいた継続的なリスク管理と監視を通じて達成されることも示唆しました。それをまとめると継続的な監視の改善の必要性も NRC が認識しました。

一旦、2 個のセクションを説明しました。

- 更田委員長

実は鄭さんの報告、非常に内容豊富で長いのでここで休憩的なものですが、どういう形にしようかと思ったのですが荻野さんに依る振り返りをちょっとしてもらいます。

- 荻野委員

荻野です。門外漢からのということで、ちょっとボケとツッコミのボケをやりますけれども、歴史を紐解くというのはやはりいいことだなと思いました。それで、話が実需、実際の需要に基づいていると良くも悪くも地に足がついてしまっていると。

産業会は過剰規制、構築規制について反発をしてそれを押し戻するし、さっきの NRC の Selin 元委員長の発言にもありましたけど、規制機関も自らの規制の合理性・信頼性・透明性、特に透明性というのが規制機関の独立性を保つ上で非常に重要なものと経験的にも感じておりますが、そういったことがあってですね、産業界に押される一方ではないということもあって、それぞれに NRC にもアドボケーターがいて、事業者は事業者なりにリーダーシップを回復したという話もありましたが、そういう意味で実際になんて言いますか。もちろん安全性のためではあるのですが、それぞれの立場の人の…。実際、本音レベルのこうやりたいことに結びついて物事が進んでいる様が伺えて面白いなと思いました。

- 更田委員長

何か半分終わった所でこれだけはっていうのがなければ先へ進みますけども、よろしいですか。はい。鄭さんお願いします。

- 鄭オブザーバー

はい。セクション 3 からは RIPB 規制を支える主要なパーツとプロセスを紹介しします。主にメンテナンスルールと ROP を説明します。そのような説明を通じて安全目標のあり方及び性能目標の使い方を紹介したいと思います。

まず、メンテナンスルールの策定経緯はここに書いていますが、詳細は省略いたします。重要な背景としては、Davis-Besse の給水喪失事故がありました。その後に NRC にメンテナンスルールの重要性が認識され、1991 年に Performance-Based のメンテナンスルールが制定されて、(a)(1)、(a)(2)、(a)(3)がありました。その中に評価というステップはないのですが、1999 年に(a)(4)、保守作業の実施前に作業に伴うリスクの増分を評価・管理することを義務付というアイテムも追加されました。

27 ページはメンテナンスルールにある各項目の要点を説明いたします。(a)(1)は、有効性の監視という項目です。事業者は重要な SSCs、機器・構造物システム・機器の性能または状態を自ら設定した目標に照らして継続的に監視して下回る場合は是正措置を講じます。これは成果重視のパフォーマンスベースに基づくアプローチです。(a)(2)は有効的な予防保全です。適切な予防保全で SSCs の性能や状態を管理できれば(a)(1)の継続的な監視は不要になります。こちらは事故対応よりは予防を重視しています。(a)(3)は定期的な評価とバランスですね。少なくとも燃料交換ごと、最大 24 ヶ月間隔に保全の予防保全を評価します。それは使用不可の時間と故障防止のバランスを取ることが重要です。(a)(4)は作業する前にリスクの増加を評価・管理する義務です。(b) は適用範囲を示すところです。重要な機器を抽出して対象範囲に入ります。こちら示しているのは以上、紹介した 5 つのステップのロジック図です。

NRC はこのロジック図を使ってメンテナンスルールを実施します。1 番上に書いて

あるのは、(b)の適用範囲の特定です。ここで注意をする必要があるのは、この SSCs の重要度分類です。ここから抽出した重要な機器はまず予防保全の(a)に下の右の部分ですが、効果的に実施されているかを評価します。もしこのパフォーマンスが十分ではない場合、あるいは目標から逸脱した経歴があればこの図の左の(a)(1)に移ります。(a)(1)では事業者が継続的に監視して目標を下回る場合は是正措置を講じます。この監視と予防保全のプログラムの妥当性は定期的な評価(a)(3)で確認します。このロジック図の重要なところは(a)(4)というより、評価とメンテナンスの管理です。各作業がもたらすリスク増加を評価・管理することが義務付けられて、特に重要な機器が停止する場合リスク状態を考慮して事前的なリスク評価が不可欠という特徴があります。この図の全体にわたって PRA が全ての判断と活動に協力的にサポートをしています。例えば PRA の SSCs 重要度分類やの(a)(4)リスク評価などにも影響していますし、この監視のパフォーマンス、目標の設定とかも影響します。

次にメンテナン斯拉ールの(a)(1)と(a)(2)の項目を紹介します。これは長いですが、特に目標を設定して監視することがメンテナン斯拉ールの特徴です。目標を満たしていない場合には是正措置が必要になります。(a)(2)は予防保全が中心になっておりまして、特に継続監視が不要という特徴があります。

次のページで(a)(1)と(a)(2)を比較すると、まず下から作業負担を見ましょう。(a)(1)は作業が大きいです。なぜかと言うと、パフォーマンスの追跡と改善活動が必要なことと是正措置の特定・実施があります。(a)(2)は、作業負担が相対的に小さいです。監視が不要です。この定期的に評価すれば大丈夫です。

次のページのメンテナン斯拉ールに適用する基準方法の例をここで示します。リスク指標を用いた適用基準ですね。このメンテナン斯拉ールの範囲内かどうかを判断する時 SSCs の重要度が必要です。例えば CDF への影響でリスクの低減の価値、リスク増加の価値、それは例えば PRA の結果、CDF などを経る PRA の数値です。2 番では SSCs のパフォーマンス基準を定めます。例えば SSCs の可用性 (Availability) ・信頼性 (Reliability) ・状態 (Condition) を定量的に評価する必要があります。例として、Availability が 95% 以上にならないといけない。あとは、状態監視としての配管肉厚が ASME コード基準を満たす必要があります。全体のパフォーマンス費用としては、例えば 7,000 臨界時間あたりの非計画スクラム回数です。また他の交渉の評価も必要です。このような Performance-Based のメンテナン斯拉ールの中に、目標の策定と監視が要求されています。目標の分類はシステムレベル・トレインレベル・コンポーネントレベル・構造物レベルに分けられます。監視の例は、技術仕様に基づく監視・O&M コードに依る点検・日常巡視・運転中検査があります。この特徴として、性能目標を用いた判断基準によりプラントの状態を可視化してリスクの増分等を評価することで安全な保守作業を科学的に管理するのが特徴です。

それを管理する(a)(4)を紹介したいと思います。特に安全に重要な機器を扱う場合はリスク評価が必須です。例えばポンプ修理で一時的に止めるとプラント全体のリスクが上がる可能性があります。その時に、ここに赤で書いている構成リスク管理、Configuration Risk Management が必要です。常に信頼性と可用性のバランスを考える必要があります。具体的な例としては、高圧注入ポンプの定期整備や非常用ディーゼル発電機の試運転とか作業の中に CDF の上昇や電源喪失時の信頼性低下などのリスクが伴います。(a)(4)は、PRA などのツールを使ってリスクを事前に評価して対策を立てることで、安全且つ効率的に保全作業を行います。

オンラインメンテナンスと構成リスク管理は密接的な関係がありまして、詳細は省略いたしますが、最後に Regulatory Guide 1.160 です。この改定によってオンライン

メンテナンス実施時の構成リスクの定量的な評価が推奨されました。これによって、このリスク情報を活用して運転中の保守作業がもたらす一時的なプラントのリスク増大を適切に評価管理することが可能になります。

この構成リスク管理ですね。Configuration Risk Management の例をここに示しております。目的は、このような定量的な評価によって性能目標の使い方がより分かりやすくなると思います。こちらに示している図は、何かの保守作業があったら一時的に炉心損傷頻度が上がります。そして作業の期間の長さにも依存しますので、ICDF にかけて Incremental core damage probability になります。それは一時的な損傷確率の増加と言います。これらの数字に基づいて保守作業の対応活動を判断します。具体的な基準は下の表をご覧ください。この基準は保守作業に伴うリスク増分を定量的に評価して許容的な範囲にあるかどうかを判断する基準です。例えば、ICDP が 10^{-5} を超えるような保守作業だと炉心損傷リスクが非常に高まるため原則としては作業を延期するべきです。このように、構成リスク管理とそれに伴う定量的な安全目標に基づく判断ですね。適切なリスク管理が可能になります。ここまでは、リスク情報とパフォーマンス指標を用いたメンテナンスルールを紹介しました。

次は RIPB の良い実践の例を紹介いたします。これは原子力監視プロセス ROP です。ROP は、日本では新検査制度と言いますが、皆さん詳しいと思います。ここに書いてあるのは、TMI 事故の中に新しい検査制度 (SALP) が開始されました。しかし実施の中に色々な問題がありまして、NRC は抜本的な見直しをして原子炉監視プロセスへ変更しました。それは 2000 年からです。この実施は特に性能指標 (Performance Indicator) や下に書いてある検査の指摘事項にリスク重要度を定めるプロセス (Significance determination process) が特徴です。Performance Indicator と SDP によってリスク情報の活用が分かると思います。

次は原子炉監視プロセス (ROP) のフレームです。1 番上は NRC の安全使命で、公衆の安全と健康を守ること、次は戦略的なパフォーマンス分野。これは安全確保に特に力を入れる幅広い領域を示しています。例えば原子力安全だと炉心損傷防止が目的の 1 つになります。下のコーナーストーンですね。これは、各分野を見ずに監視する、評価することが重要になります。これは起因事象・緩和系などが監視の主なチェックポイントになります。その下は、全体を支える横断的な要素ですね。ここに安全文化や問題の特定・是正などかプラント全体のパフォーマンスを高める基盤になります。

パフォーマンス指標と重要度評価プロセスを簡単に説明します。プラント全体の安全に不可欠な主な分野は先ほど紹介しましたコーナーストーンです。例えば緩和系のシステムですね。NRC の検査では、左のオレンジ色の Inspection Findings ですね。それがあつたらそのような指摘事項によってリスクの増分を ΔCDF や $\Delta LERF$ を使ってリスクを評価します。そのプロセスは重要度評価プロセス (SDP) と言います。右に同じ Performance Indicator ですね。パフォーマンス指標を用いてプラント全体を監視することです。それも同じでパフォーマンス指標の値によって色を分けて NRC が対応を変えます。例えばグリーン、ホワイトの時は通常通りの監視にします。イエローやレッドになった場合は追加検査や是正措置、監視を強化して必要があれば NRC プラントの監視に介入します。そのような枠組みになっております。

次のページはパフォーマンス指標の例を示しています。各コーナーストーンですね。起因事象・緩和系・バリア健全性からセキュリティまで 7 つのコーナーストーンの下に監視するパフォーマンス指標が各自あります。起因事象のところに赤く書いているスクラム数ですね。このスクラム数の値によって右の赤い表の中にそのような基準値に基づいて、NRC が監視の結果をまとめます。緩和系の性能指標もありまして、ここ

に書いているような MSPI という、性能指標化 (Performance Index) があります。それは、Mitigating Systems Performance Index という名前です。詳細は説明しないですが主にこの緩和系システムの Unreliability と Unavailability を用いて定量的にパフォーマンスを評価します。この中の MSPI は特に確率論的な指標なので全体のリスク指標なども使います。以上によって ROP を紹介しました。

このページではパフォーマンスに基づく規制の目標の階層構造と ROP の枠組みの対応関係を書いてみました。左は目標の階層構造で、さっき紹介した ROP の枠組みです。そのようなこの 2 つの部分は密接に対応しています。実際プラントを監視する時に、定量的なパフォーマンス指標を決めないといけないです。それは下の手段目標と言います。手段目標に決定論的な指標もありますし、確率論的なリスク指標もあります。そのような定量的な監視をすることで NRC はプラントのパフォーマンスを科学的評価しています。

最後のページですが、この安全目標の進化と安全文化の関係です。さっきのページの下に横断的な要素があります。横断的な要素の中の 1 つは安全文化です。ROP の横断的な要素の安全文化は、実際安全目標と密接な関係を持っています。この Meserve 元 NRC 委員長は安全文化の要素として 6 つのポイントを書いています。安全文化の要素として経営層の安全重視とか責任意識の浸透とか安全意識の高い意思決定、継続的改善、迅速的な問題対処、懸念を安心して提起できるという職場環境となります。安全目標は目指すべき水準ですが、安全文化は日々の行動で目標の精神を体現するものです。安全目標の数値は直接的な目標ではなくて、強固な安全文化がリスク最小化の哲学に繋がることを意味します。委員長 Meserve は、NRC の文化が許認可取得者の安全文化にも影響することを指摘しました。さっき紹介したのと同じで、過少ではなくこの規制がバランスを取るのには重要です。そのために NRC は監視ですね、規制監視のプロセスを適切なバランスを作って事業者の安全文化の役割を理解することが重要です。結論として安全目標が何を達成するかを示して、安全文化はどういうふう達成して維持するかという形作りが見えます。

最後のまとめは省略いたします。発表は以上になります。

- 更田委員長

鄭さん、まとめ省略しなくていいよ。ここ 1 番大事なもの。

- 鄭オブザーバー

はい。実際 RIPB は単なる技術的なアプローチではありません。それは「社会的な信頼的」と「柔軟な運用」の間にバランスをとる高度な制度的な試みであります。規制当局は安全性を厳しく担保して社会の信頼性を得つつ、事業者に具体的な安全目標達成に向けた柔軟的な手段・選択を認めます。これは技術論だけでは解決できないところです。

そしてステークホルダーの間に合意形成を含む難しい課題です。実際それを RIPB 規制の統合的な意義を引き出すためには 2 つの課題を克服する必要があります。1 つは、さっきご紹介したようにリスク情報の不確実性と限界の理解です。2 つ目は、説明責任と柔軟性を両立させる制度設計が不可欠です。以上です。

- 更田委員長

はい。ありがとうございました。ではご質問ご意見あればお願いします。山本先生。

- 山本委員

鄭さん。どうもありがとうございました。これだけまとまった資料はなかなかない

と思います。非常に力作だと思います。それで、1点確認したいのは、6ページ目にパフォーマンスの改善の話があって、これを見ると1985年から15年くらいで非常に稼働率が向上していますね。という話ですけれども、この改善とリスクの活用、あるいはRIPBでもいいのですけれども、その因果関係についてきちんと論証されたことはありますか。確かこれ相関はあるのですけど、因果関係については何かきちんと論証されていますか。

- 鄭オブザーバー

はい。ありがとうございます。もちろん稼働率の向上には色々な原因がありますが、今このデータを見ると確かにメンテナン斯拉ールの改善とかオンラインメンテナン斯拉ールの導入に貢献したのは分かります。それが唯一の原因とは言えませんが、確かに、例えばオンラインメンテナンスによつての長期間にわたる計画停止期間を短縮することができます。

- 山本委員

はい。ありがとうございます。例えばROPは2000年にスタートしているのですけれども、これは先ほどの稼働率なんかを見ると改善された後に導入されているように見えるわけですね。なので、今日ご説明いただいたパーツが全てパフォーマンスの改善。ここで言う稼働率限定としておきますか。ここに繋がっているわけじゃないというふうにも見えるのですけれども、その辺について何かあれですか。グループ内で議論ありましたか。

- 更田委員長

それはですね、山本先生答えを知っておられるのではないかと思いますけど、ちょうど燃焼度制限が引き上がった時期ですから、長サイクル運転が始まっていますし、多分一義的に影響が大きいのは燃料の燃焼度制限が引き上げられたことが一番効いているだろうとは思っています。ですから直接的な会議をRIPBがどう聞いてきたかというのは、間接的なものではあるけれども、無関係ではないだろうとは思いますがね。

- 山本委員

この資料をストレートに読むと、例えば、IPEなんかは結構効いているように読めるのですけどその辺はいかがですか。

- 更田委員長

大いにあり得るだろうと思います。先ほど、再循環切替えの自動化が効くのであるとか、それから加圧器の逃し弁の2弁、3弁であれだけ変わってくることなので、おそらくあまり具体的な例を挙げることはできないですけど、IPEを実施することによって弱点が見つかってそこには速やかに手が打たれというふうに思います。他に、平野さんどうですか。

- 平野オブザーバー

平野です。ありがとうございます。そうですね、大変詳細に歴史を説明していただいたと思います。メンテナン斯拉ールの本質的なところがパフォーマンスベースであつて、パフォーマンスベースとメンテナン斯拉ールの改定によつてリスク情報の活用が入つて、最終的な出来上がり姿になったのですけれども、鄭さんが最初のところと言われたように、このメンテナン斯拉ールを採用したパフォーマンスベースに基づいたリスク情報活用というのは、その後のROPの進展に大きな影響を与えたというのがここでは一番重要なところかなというふうに思います。以上です。

- 更田委員長

ありがとうございました。鄭さんの報告は力作ですけれども、平野さんからの圧倒的なインプットもありましたので、申し添えておきたいと思います。はい。他に、村松さん何かあります。

- 村松オブザーバー

JAEA の村松です。ありがとうございます。私も山本先生がおっしゃっていたことと非常に同じような疑問を持ちまして、稼働率が上がっているのは 1990 年から 2000 年ですけれども、この時に大きく変わったものが 2 つこの 6 ページの図にあって、茶色の図は燃料停止期間ですけれども、これが 100 日から 40 日になっています。100 日というのと、それから 1 年間というか定検が 12 ヶ月だとしますと、そのうちの 100 日ってものすごく大きな割合で 60%とか 70%より大きくはもうなり得ない形になるわけですね。それが 40 日になるということによって 90%近く上げることが可能になると、理論的にはですね。すいません、1 年間じゃなくて先ほど更田委員長がおっしゃっていたように 18 ヶ月とか 24 ヶ月に定期点検の間隔が延ばされたというのも同じ頃に起こっていることらしいのですけれども、そうすると 24 ヶ月で 40 日しか止まらなくていいのだったら、95%近くまで行けるのですね。だからこの時の大きなあれは、この茶色の線の停止期間が小さくなったと。それはその分だけその間にやらなければいけない検査を運転中に行うことができるようになったということと裏腹の関係にあるわけですね。

それともう 1 つは、緑の線ですけども、6 ページの。これがトラブルの回数というか起因事象によってスクラムがなくなる。それが大幅に 90 年から 2000 年にかけて減っているということに対応しているだろうと思われます。そうしますと、そういうことを促した制度というか、それが制度的な寄与だと思いますけれども、1 つはメンテナンスに注目するということによって、例えば起因事象が減少してくるのはまさに丁寧にやりなさいということを言ったと、それが効果を発揮してきたのが 90 年から 2000 年の頃であったと。メンテナンスルールは 1991 年に完成版が一応できて完全施行は 95 年ですけれども、91 年から効果を発揮してきたとみれば非常に有効だったと考えられると思います。以上、そんなふうに解釈をいたしました。

- 更田委員長

安全目標との関連からすると、どうしてこの議論を今日しているかと言うと、やっぱり安全目標が存在することによって、その会の目標を定めていくことができ、性能目標からより下位の指標が現れると。このやり方をするのであればそれを定めなきゃいけないけれど、大元の安全目標はないのにその下位指標を定めるというわけにはいかないというか、合理的ではないのでそういった意味でこの議論をしているところがあります。安全目標の議論から遠いように聞こえるかもしれないけれども、基本的には安全目標があって実現された制度だということを申し上げておきたいと思います。すいません。関村先生。

- 関村委員

そこが本筋なので私があんまりコメントすることはないのかもしれませんが、稼働リスクの低迷というのは、アメリカが軽水炉を作ってきて、そこで BWR の一次系の SCC があって、PWR で SG の SCC があって、FAC というか、配管減肉があって、ノズルの SCC の問題がアメリカで出てきて、それ解決し、まさに Davis-Besse であるようなヘッドの課題というのがあって、だから日本製鋼所はヘッドをいっぱい作ってアメ

リカの交換を促してっていう時代が 90 年代までに終わったと。FAC とかそれ以外の IASCC とかですね、そういう問題はあったのですが、それは CDF という観点からは大きな問題にはならなかったって、一段落したのが 90 年代。それを日本がどう上手く取り込んできたかというところを考えなくちゃいけないというのが背景にあると。そこを例えば、圧力容器の照射脆化もそうだったのですが、あらかじめ検討していました。JAEA が日本政府と一緒に 1960 年代からやっていましたという、暗黙知を上手く形式知に換えるような努力を日本はあらかじめやっていた部分は、日本の稼働率が高かったというところがあったので、この差みたいなものをアメリカが必死になって補ってきたというふうに考えてもいいということかなと思います。

歴史を学ぶということを皆さんおっしゃっていたのですが、歴史から学んだ相手としての全世界がどういうふうになったかということ、だからそれを先んじて日本の検査制度改革は 90 年代からやっていたのですが、それがなぜか上手くいかなかったという歴史の方が本当は重要な話かなという気もしました。

なぜ ROP を逆輸入するような形で日本の検査制度、ROP というふうにまだ事業者言う人もいるわけですけど、日本の新検査制度ができたのが 1990 年代、その時の新検査制度と言っていたものはどこまでアドバンスなものを見ていたか、それが安全目標との関係でどういう課題があったのかっていう分析をする場合、私にとっては、これにプラスアルファするとすれば重要な課題になっているのかなと思いました。すいません。ちょっと余分なことを。

- 更田委員長

いやいや、そうですね。日本と重ねると、よりその考察が深まるのかもしれないですね。確かに。それと、ちょうど水化学が進んだ時期なので水化学の影響非常に大きいですね。

- 関村委員

それから日本は PSR を取り込んだのですが、アメリカは PSR は取り込まなかった。しかしアメリカは様々なマネジメントシステムというものがしっかりと、文系と言っちゃいけないのですが、経営学の発展があって、それをしっかり聞くような経営者が小さな電力会社、あるいは NEI みたいな大きな組織として上手く取り込んできた。ISO9001 はアメリカでは適用されなかったのですが、マネジメントシステムがそれ以上の成果を上げてきた。そういう背景があるから安全文化のところがお互いにすなりと入ってきたというのは全世界の状況であったという。こういう分析もしとかなないと、最後のところはアメリカだけが安全文化がオクケーみたいなロジックになりかないところがあるので、そのコメントはさらに付け加えるべきでは、というふうに思っています。これも余分な。

- 更田委員長

稼働率見るのはとても大事で、例えば日本の場合は長サイクル運転に関しては、全然別の理由で長サイクル運転が実現しないものがあるので、この辺りというのは。

- 関村委員

それは 1990 年代から日本の検査制度はまさに長期サイクルをどうやって実現するかってことを P と B と分けながらきちっと議論してきているという経緯があるというのが今の背景にあるわけですよ。

- 更田委員長

別の理由に言及するつもりはないのですが、まあ 16 ヶ月、18 ヶ月に関する準備

はできているのだろーと思ひますけれども。 はい。他にご質問ありますか。

そうすると全体を通して、さっきの議論もまだまだ継続議論だと思ひのですけども、さらにあれば、こういった話がまだ欠けているということがあればここでお話を伺ひたいと思ひます。質問票をお送りして回答をいただひて、その取りまとめをします。それでどういった形、どこに論点があるのかということの、今作業グループの中で議論をしておりますけども、1つは最適化に関わるところに関しては、次回高原さんにお話をしてもらったその報告の中でこういうふうにまとめたいというような方向をお示しして議論をしたいと思ひます。

あとは論点と言ひますと、安全文化に関わるもの、それから、なんと言ひても東京電力福島第1原子力発電所事故をどう捉えるかというようなところの議論はまだエクスプリシットには取り上げて議論をしていないのだろーというふうに思ひます。

一方でずっと発散させていくわけにはいきませんので、質問票での回答を作業ワーキンググループの中で改めて読ませていただひて、その上で文章に落としていくという作業をして、その文章を見ていただひくという形にしたいと思ひますが、こういった報告形式のものに関して言ひると、何かが欠けている、これを聞いておきたいというのがあれば教えていただひきたいと思ひます。いかがでしょうか。ちょっと急に申し上げたのでこの後メール等でいただひても結構です。

- 関村委員

アメリカとの比較をしながら、というところがメインストリームにならざるを得ないということは理解した上ですが、例えば先ほどの PSR の話を申し上げたのですけど、その中のリスク情報活用の話はライセンスリニューアルやその中の環境影響評価とか、こういう観点はきちっと取り込んでおかないと、やや安全目標というところに関して片手落ちのようなことにならないかどうかというのが私からのコメントです。

- 更田委員長

PSR とそれからライセンスリニューアルってアプローチの違いではあるのだけど、ポイントは環境影響評価ですよね。環境影響評価って似て非なるものと言ひべきなのか同類と言ひべきなのか、いわゆる立地評価に関わるようなところの議論というのは安全目標との親和性は非常に高いので、ただ立地評価に関しては確かにエクスプリシットの議論していないですよね。ちょっとどういった検討が可能かどうか少し考えさせてください。あんまり簡単なものではないので。

- 関村委員

ライセンスリニューアルの環境影響評価の3ステップの議論をきちっとフォローすれば同じような…。

- 更田委員長

紹介はできます。

- 関村委員

みたいなのはありますし。

- 更田委員長

はい。そうですね。紹介のところまでだったら、要するにこういうプラクティスがあるという紹介のところまでだったら、それがどうあるべきか、というのはやっぱりここで議論いただかないといけないうろーというふうには思ひます。

他によろしいですか。それではちょっと時間を過ぎてしまいましたけども、以上で今日の議論は。今後の予定ですけども、もう既にこの後の年度内の委員会の予定は全

て決まっております、第9回次回委員会は9月8日月曜日の午前中に、第10回は11月14日13時から、金曜日です。それから11回は1月7日の午前中、水曜日に行います。そして今年度最後のものが第12回で、3月18日水曜日に10時から12回目の委員会を行う予定にしておりますのでよろしくお願いします。特に何かなければ、佐藤さんどうぞ。

- ATENA 佐藤氏

奥山先生のご質問に対して、あの時ちょっと自信がなかったので答えられなかったのですが、年度で裏を確認したので説明をさせていただきます。いただいたご質問は、起因事象の発生頻度、これに津波みとおっしゃいましたけど、外的事象が含まれるのかというご質問でしたけども、答えはこの表には含まれておりません。内的事象だけです。なぜならば、と申しますと、外的津波や地震の場合にはいわゆるハザードカーブは、どれくらいの確率が起こるか、それからその地震の加速度や津波の高さに対してどの機械が機能を失うか、これフラジリティ評価と申しますが、これらの掛算をしますと、どの設備が壊れるかというのは決まります。それが地震や津波のPRAにおける起因事象になりますので、これは別でございます。以上です。

- 更田委員長

はい、ありがとうございました。もう1つ今日議論をし損ねたというか、時間の関係でしていませんけれども、リスク情報に関して今日ご紹介いただいたもの以外でPRAが与えるリスク情報は色々なものがあります。例えばこの機器が必ず壊れるとした時にCDFがどのくらい大きくなるかとか、決して壊れないとした時にどのくらいCDFが下がるかというようなFVとかRAWといった指標があるのですが、これらはセキュリティ上の理由と称して公開はされていません。果たしてそれが正しいのか、悪意ある第三者に対してこの機器が重要だよということを教えるのは良くないという理由、セキュリティ上の理由で公開はされていないのですけれども。

一方で原子力の世界というのは、セキュリティと言えど公開しないで済むという悪癖のある世界でありまして、もう何でもかんでもセキュリティと言っておけば透明性はいいというので過ごしてきた世界なので、この子はリスク情報の活用、その時にどこまで透明性が確保されるべきなのかということは改めてご議論をいただきたいというふうに思います。ちょっと付け足しました。それでは以上で本日の委員会を終了します。どうもありがとうございました。

