

総合資源エネルギー調査会 電力・ガス事業分科会 原子力小委員会
原子力の自主的安全性向上ワーキンググループ

第3回

日時 平成25年9月11日（水）17：30～19：40

場所 経済産業省本館 17階国際会議室

○安井座長

それでは定刻となっております。実は、資源エネルギー庁の幹部の方が、ちょっと都合がございまして、30分ほどの遅刻と伺っておりますけれども、こちらの委員会は始めさせていただきますしたいと思いますと思います。

ただいまから、総合資源エネルギー調査会原子力小委員会、第3回目の原子力の自主的安全性向上に関するワーキンググループを開催させていただきますと思います。

本日は、大変ご多用中のところ、ご出席いただきましてまことにありがとうございます。まず、最初でございますが、お手元にお配りしております資料の確認と、委員の出席の状況に関しまして、ご報告をさせていただきますと思います。事務局、お願いいたします。

○香山原子力戦略企画調整官

お手元に配付資料一覧、議事次第、委員等名簿、さらに資料1から資料4まで、それから、尾本委員のほうからPSA/PRAに関するコメントということで、1枚配付させていただいております。資料の抜け等ございましたら、お知らせいただければと思います。

それから、本日オブザーバーといたしまして、関西電力の豊松様にご欠席となっております。代理として、森中常務執行役員にご出席いただいております。

また、プレゼンターといたしまして、日本原子力研究開発機構研究開発センターの本間安全研究センター長にお越しいただいております。よろしくお願いいたします。

○安井座長

はい、ありがとうございました。それでは、議事に入らせていただきたいと思います。これまでの議論でございますけれども、各委員から事業者の原子力のリスクに対する向かい合い方が適切ではなかった、あるいはリスクと向き合う上での安全性の目安について議

論を深めるべきであるといったコメントをいただいております、第2回のワーキンググループ、前回のものがございますが、これらの点につながります入り口として、原子力のリスクということでご議論をいただいております。

さて、本日でございますけれども、これまでの議論を受けまして、原子力のリスクアセスメントとリスク管理目標ということにつきまして議論をさせていただきたいと思っております。本日はお三方から、まずプレゼンをさせていただきたいと思っております。最初のプレゼンターは、リスク評価の手法についてということで、山口委員からお願い申し上げたいと思っております。確率論的なリスク評価手法、PRAについてご紹介をさせていただきたいと考えております。その後、PRAの活用方法につきまして、諸外国の例などを交えたご発表を、桐本委員からいただきたいと思っております。そして、3番目でございますけれども、事故時の影響評価を含みます評価手法として、レベル3のPRAにつきまして、日本原子力研究開発機構の本間様、現在、安全研究センターのセンター長でいらっしゃいますが、ご紹介をさせていただきたいと思っております。それから、それが終わりました、最後に議論いただく上で参考資料を用意しておりますので、事務局から必要な部分に限りまして、ご紹介させていただきたいと考えている次第でございます。

進め方でございますけれども、前回と同様にプレゼンテーションは一通り全て行わせていただきまして、その後、質疑並びに意見の交換という形で進めてまいりたいと思っております。

それでは、よろしゅうございましょうか。最初に山口委員から発表をお願いしたいと思います。こちらといたしましては、お一人様大体15分ぐらいの想定をしておりますので、よろしくをお願いしたいと思います。

それでは、山口委員、お願いいたします。

○山口委員

山口でございます。それでは、「リスク評価の手法と活用」というタイトルでお話しさせていただきますと思います。今、座長からリスク評価の手法についてというお話でありましたが、少し活用のところまで踏み込んでお話しさせていただきたいと思っております。

それで、お手元の資料に沿いまして、まず1枚目下の2ページと書いてあるところですが、PRAとPSAという2つの用語がございます。これは、実は2012年の6月号の原子力学会誌に投稿した解説でございまして、この中でもPSAと呼んだり、PRAと呼んだり、私はこのタ

イトルに「リスク評価」という言葉を使っているんですが、それについて、少し整理したというものです。

まず、1つ目のドットでリスク評価、PRAというのは何のためにあるかと、安全向上策を構築する一連の行為がPSAであり、リスクを評価するという行為がPRAであるということが書いてございます。

それをどう使うかと言えば、原子力安全について、ここにさまざまな局面で意思決定が必要となると、そういうときに役に立つんだ。それから、また、リスク情報を安全確保活動に活用すると。この場合には、むしろセーフティという点が非常に強調されるということであると思います。こういう意味で、ここで議論するのは安全を見るということですが、そのためにPRA、あるいはリスク評価がどのように使えるかということでお話しさせていただきます。

こちらは、福島第一の事故の後、6月に原子力災害対策本部から出された合計28の教訓の中のPRAに関するものでございます。その中では、リスク管理における確率論的安全評価指標の効果的利用ということで、リスク低減の取り組みを体系的に検討する上で、PSAが効果的に活用されていなかったという反省が述べてございまして、今後は、不確かさに関する知見を踏まえ、PSAを積極的かつ迅速に活用して安全向上策を構築すると、これが非常に重要なメッセージであると思います。

また、ちょうど先週行われました日本原子力学会の事故調査委員会、そのときに、幾つかのいろいろな要因があるんですが、事故の背景要因として事業者の安全意識と安全に関する取り組みの不足ということで提言が述べてございます。原因に関するコメントが述べてございます。そこでは、新たな知見により明らかになったリスクに対して、これを軽視、それから、必要な安全対策を先延ばし、そういうもので経営判断が優先されたと推測される。さらに、安全対策をみずから進める姿勢に欠けていた。そして、俯瞰的なマネジメント能力がポイントだという指摘でございまして。

それで、これらの提言、あるいはコメントをまとめてみますと、そういうキーワードとして、体系的あるいは俯瞰的、自主的という言葉が挙がってくると思います。そして、リスク低減の取り組みを体系的に検討するというので、不確かさに関する知見、あるいはリスクの認識、そういうものを踏まえて安全向上策を構築する、それがリスク低減の取り組みの体系的検討であろうと。そして、安全向上をみずから進める姿勢というのも強調されておまして、その中では、PRAの積極的かつ迅速な活用、あるいは安全確保活動に活

用、あるいはさまざまな意思決定に活用、こういう使い方が述べてございます。

最後に、俯瞰的なマネジメント能力というものが重要でございまして、リスク評価とリスク管理、あるいはこういうマネジメント能力というものは密接な関連があると理解してございます。

それで、新規制基準が7月8日に施行されましたが、その中でPRAについて、どのように述べてあるか。これは、36条の中で、このように重大事故の徴候がある場合において、炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものでなければならないということ、重要な事故シーケンスについては、ここにございますが、個別プラントの確率論的リスク評価によって抽出するんだということが1つの要求事項でございます。

さらに、12月に施行される安全性向上のための評価の届け出公表ということで、ここでは内部事象と外部事象の個別PRA、いわゆるIPE、あるいはIPEEEと呼ばれるものですが、その実施を求めています。

この中で、このようにPRAの実施を求められているんですが、PRAを実施して安全評価をするわけですが、それを安全向上にどう結びつけていくか、そこが次のポイントであると思います。

リスク管理と意思決定ということで、米国の国土安全保障省の定義として、リスク管理とは、リスクを同定し、分析し、コミュニケーションするプロセスであり、リスクを受容し、忌避、転換し、あるいは受容可能なレベルにコントロールすること、それを実施されるアクションのコストと効果を考慮しつつ行うことと書いてございます。

また、NUREG-2150はリスクマネジメントに関するNRCのフレームワークに関するレポートでございまして、意思決定プロセスはRisk insight、それとPerformance basedによるんだということがありまして、同様のことが本年4月にPSAM TokyoというPSAに関する国際会議の中で、このように深層防護とリスク的洞察を賢明に組み合わせることにより、設計基準外の事故に対するロバストな能力が備わる、あるいはリスク評価は潜在的可能性のある暴露シナリオについて、貴重な、そして現実的な洞察を与えると。そのほかの技術分析と相まって、リスク評価は適切な深層防護方法を決定するための情報をもたらすというメッセージがございまして。

以上のところを踏まえますと、リスク評価というものは安全確保に関して不可欠であると。安全を確保するためにはリスクを抑制する。シビアアクシデントのリスクを抑制するわけですが、それには適切なリスク管理が必要で、そうしますと、リスク評価というもの

を行わずして安全確保を、あるいは適切なリスク管理を行うというのは困難であると言えます。

それでは、PRAというものは、そもそもどういうものなのかという話に移ってまいります。こちらは、実は原子力学会でPRAに関する講習会を行っておりまして、その中で使っておりますスライドですが、PRAというものは、発生する可能性のある事象、並びにその組み合わせを網羅的、系統的に分析し、その発生確率、それから、被害の大きさ、そういったものを定量的に評価することであると。それで、事故シーケンスを網羅的に抽出し、それで周辺公衆が受ける健康リスクを評価する、これがPRAでございます。

下に、今の発生頻度あるいは影響、事故シーケンスといったものが書いてございますが、ここに起因事象が発生しますと、それに対してプラントの安全設計により、いろいろな起因事象を抑制すると。安全に炉を制御するという行為が行われるわけですが、それに失敗する確率がございまして、それに失敗しますと、炉心損傷につながると。さらに、格納機能、閉じ込め機能がございまして、それに失敗することによって、公衆リスクが顕在化することになります。

したがって、PRAを評価する上では、このラインに従っていきますと発生頻度が計算されます。どのような影響緩和失敗、あるいは閉じ込め機能失敗が起こるかによって、周辺公衆への影響度を見ることができます。また、その進み方によって、下の部分ですが、シナリオというものがわかります。つまり、発生頻度、影響度、シナリオ、そういったものが全て安全確保に必要なリスク情報であるということでございます。

それから、リスク評価の一般的枠組みということで書いたんですが、しばしば内部事象、外部事象ということで違ったアプローチのように見えるわけですが、ここではリスク評価というものは、ハザードとフラジリティのシーケンス、それを評価してシナリオと頻度と影響度を理解する、そういう行為である。ハザード評価というのは、ハザードの大きさ、発生頻度でありまして、これは内部事象ではいろいろな人間のエラーも含む起因事象です。外部事象は、自然現象であるということになります。

次が、フラジリティ評価、システムモデリングの部分でして、これはシステムを数学的なモデルで表してあげまして、もともとは炉心損傷などの非常に低頻度なものをシステムのコンポーネントのレベルまで分解することによって、非常にまれな事象の不確かさを解きほぐしていくと。その解きほぐした結果として、個々のコンポーネントのフラジリティを見てやるという形で分析的な答えが出るということになります。これは、ハザードに対

する関連設備の機能喪失確率ということで表されまして、内部事象では故障率ということになりますし、外部事象では条件付きの損傷確率ということになるかと思えます。

最後に、事故シーケンス、シーケンスの評価でございますが、これは、安全機能の喪失、放射能のハザードの顕在化を評価するものでございまして、放射能のハザードの顕在化する影響因子について不確かさを評価する。こういうことにおいて、内部事象ではサポートシステムの電源系など、そういうものの寄与がどうか。一度に複数の安全機能に効いてくる機器です。それから、人間の関与といったものが留意点であろうかと思えます。一方、外部事象では、同時に外的加重がかかることにより、期待していた冗長度が低下していく、あるいは誘発事象が起きる、あるいは環境条件が劣化するといったものが留意事項である。すなわち、このスライドは、内部事象、外部事象であろうが、考え方は同じなんだということをお示ししたいものでございます。

そこで、PRAのレベルでございますが、レベル1のPRA、レベル2のPRA、レベル3のPRA、この3つがございます。しばしばレベル1のPRAを行うことによって、炉心損傷発生頻度の数字を確認することによって事故の防止ができたかのように誤解をする節もございますが、やはりレベル3が敷地外の影響解析による公衆のリスクを評価するという行為でありまして、本来、安全目標は公衆の健康リスクを低いレベルに抑制するというところでございますから、レベル3をやらずして、PRAができたと言ってはならないのであろうと思えます。

今のリスク評価の全スコープを1枚の絵にまとめてみました。先ほどのレベル1、レベル2、レベル3というのは横軸に書いてございます。レベル1は主にプラント内を扱う。レベル2は主に敷地内を扱う。レベル3ではそれを敷地外まで扱う。こうすることによって、公衆あるいは環境へのリスクを評価する枠組みができるわけです。

一方、それだけにとどまらず、起因事象の種類としまして、内の事象、それから内部で起きる外的事象、火災とか、内部溢水のようなものです。それから、外部の自然現象、外部の人的事象、こういったあらゆる起因事象が原子力発電所のリスクに影響を及ぼすわけですから、これはやはり評価してやらないといけない。さらに、プラントの状態として、出力運転中はもとより、停止時のリスク、さらに近年では炉心以外の放射線源といったもののリスクがいかほどかという寄与もしっかり見る必要がある。つまり、このように見ますと、非常にリスク評価のスコープというのは広いもので、大変な作業であるということが言えるかと思えます。

こういうものに対して、これは、日本原子力学会でリスク評価のための標準を作成して

おります。実は、先ほど述べました図に比べますと、まだまだ足りないというのが現実でございしますが、一方でかなり標準ができてきた。これもまた1つの事実であります。

この具体的な中身はまた後でご覧いただくとして、外部事象については、今後、包括的な評価をしなければいけないだろうと、地震と津波だけではないだろうと考えてございまして、ここに日本の自然災害というレポート、あるいはASME、ANS、IAEAのドキュメントで考慮すべき潜在的な外部ハザードなどがまとめられてございますので、こういったものを詳細に調査して、あらゆるハザードをリスク評価では考えるべしというのがこのスライドでございまして。

そのハザード事象のリストの例がこちらでございまして、先ほどのドキュメント、こういうものからリストアップしたもので、さらにこれは、今後、継続的にいろいろな新知見、あるいは経験によってアップデートしていくものだと理解してございます。

ここまでで述べましたように、リスク分析、あるいはリスク評価というのは非常に包括的に広いことをやらなければいけない。そうすると、実際にはとても大変なことになります。では、それをどうやってやるか。ここにありますように、PRAを活用して安全向上しなさいと。しかし、出てくる話はこのような手法がない、データがない、モデルがない、ツールがない、人がいない、知見がない、検証できない、範囲が膨大。これもまた、事実、そのとおりでございます。すなわち、PRAを実施しない、あるいは活用しない理由は、いつでも、いくらでも挙げられますし、10年たてばPRAの手法、全体が体系的に整うわけでは決してございませぬし、そのときは、そのときの時点でのこういった問題があるわけでございます。

それで、一体どこに着目すればよいか。実は、リスクとシビアアクシデントとPSAというスライドで、これは安全目標に関する報告書から引用したものでございまして、世界の原子力安全関係者は、シビアアクシデントのリスクを抑制することが重要であると認識したということです。その結果、そういったものの認識のもとに、シビアアクシデントのリスクを定量化するPSA技術が開発されたと。つまり、PSAで見べきところは、このシビアアクシデントのリスクであるということが重要なポイントであるわけです。

では、シビアアクシデントとは一体何か。これに幾つかの例が書いてございまして、要するにシビアアクシデントというのは極めて確率の低いプラント状態である。そして、放射性物質の放出の障壁の多く、または全てが脅威にさらされている。そして、安全設計の評価上想定された手段が役に立たない。こういうものがシビアアクシデントの特徴でござ

います。

そうしますと、シビアアクシデントの特徴として、今述べましたように、知識は不完全で不確かさが大きい、安全設計の評価上想定された手段がうまく機能しない、それから、放射性物質放出の障壁が脅威にさらされているといった状態でございます。そうしますと、それに対してどうやって安全確保を行うかといいますと、不確かな事象、未知な事象に備えなければいけない。安全設計が機能しない不確かさに備えなければいけない。放射性物質の放出という公衆のリスクの観点から、リスク管理をしなければいけない。すなわち、こういったものに備えられるものとして、**PRA**を考えるべきでありますし、レベル3まで行うフルスコープがシビアアクシデントのリスクを抑制するには必須であるということでございます。

それで、こちらのスライドは少し字が小さくて申しわけありませんが、先ほど包括的なリスク評価、外部事象を行うと言います。これは、決して全ての外部事象に対してリスク評価を行いなさいという意味ではありませんで、ここにあります幾つかの基準が設けてありますが、ハザードの発生頻度、それからハザードとプラントとの距離、ハザードとそれがプラントに影響を及ぼすまでの時間的な余裕、そしてハザードがプラントに到達した場合の影響度、こういうものの観点を見ながら総合的なリスク判断、エンジニアリングジャッジメントなどをやるか、決定論的なストレステスト、ストレステストはクリフエッジなどを評価する。こういうシナリオを見るという意味で、非常に重要なものだと思いますが、そういうものをやる。あるいは決定論的なリスク評価をやる。そして、**PRA**をやる。つまり、いろいろなアプローチがあるわけで、その中の適切なものを選ぶということが大切であると思います。

それで、まとめでございますが、最後に信頼される安全確保をどうやればいいのか。これは、やはり**PRA**によるということが非常に大きいと思います。現在、安全が確認された原子力発電所は再稼働すると、これが方針でございますが、安全対策の規制基準への適合性を専門性を持って判断する。あるいはゼロリスクはない。あるいは原子力規制に対する国民の信頼回復が最大の課題である。こういったことも、また述べられているわけです。そして安全目標というのは、事業者の行うリスク管理のための安全確保活動の定量的指標であり、深さと広さを定めるものであるといったことが安全目標の報告書にも書かれてございます。また、リスクをどうやって社会に受け入れていただくのか、それはやはり安心したいという社会の受けとめ方、そして広く社会と対話を行うときの共通言語としてのリ

スク評価、そういう位置付けがあろうと思います。つまり、安全を確認するためのPRA、安全確保を定めるためのPRA、社会とコミュニケーションするためのPRA、そういうこと
でございます。

最後にあらゆるスコープの事象、シビアアクシデントを、今、扱わなければいけないんだというお話を申し上げましたが、そうであれば、データや手法が不十分であるのは当然
でありますし、これはいつまでたっても完全に解決するものではございません。従って、
PRAというのは、まずやってみる、リスクを見積もる、使ってみる。そして、使える方法
を使う。そうやることによって、それを継続的に行うということが継続的安全向上であり、
社会との対話を進めることであると思います。

最後に、Unresolved Safety Issueというのは、実はアメリカで安全上の課題というものが
摘出されて、それに対して継続的に解決していくということをやったもので、まさに
PRAにおいても、我々はUnresolved Safety Issueというものがあるわけです。そして、そ
れをやることによって、「How safe is safe enough?」という問いのコミュニケーション
をやるときの言語になりますし、それから、Unresolved Safety Issueというもの、つまり
安全確保における不確かさというものを、容易に明示していくものがPRAであるというこ
とで考えてございます。

以上、私のほうから、終わりにさせていただきます。

○安井座長

ありがとうございました。

それでは、続きまして桐本委員からのご発表をお願いしたいと思います。お願いします。

○桐本委員

それでは、「PRAによる安全性と信頼性の向上について」という題の資料をつくってま
いりました。まさに、最後に山口先生がおっしゃられたとおり、PRAをまずやるところか
ら始めなければいけないというのが、基本的には私の資料の中でまとめたい結論ではある
んです。この資料を作るに当たって、技術的な面から日本でPRAを実施するためにやらな
ければいけないこととか、足りないものは何だろうかという話で、ちょっと資料を考えて
みようというところから始めました。基本的には、PRAをやるものについては、まず、先ほ
ど先生がおっしゃったように、情報が足りなくても不確かさそのものが何であるか、やら

なければいけないことは何なのか、戦略的にこれから詰めていってきちんとしなければいけないものは何かというのがPRAで明らかになることですので、まずはPRAを始めなければ話が始まらない。

この資料は、いろいろ参考資料もつけて厚みがあるやつで作ってしまったんですが、結論としてはものすごく単純で、現場ですね。要するに、発電所のPRAに関わっていない人間も含めて、現場の人間がきちんとリスクというものを身近に感じて理解しているような状況まで、やはり持っていかなければいけないと。それが一番大事なんだろうと思います。

なぜ、それが大事かというところで、要はスリーマイルの後にアメリカがかなり苦労してリスクの規制まで至っておりますので、そこをちょっと見ながら、日本はどういうふうにしていったらいいかというところでこの資料を作りました。

次もちょっと説明がありましたので簡単に言いますが、ある程度、NRCのほうで、リスク三重項、tripletsという、リスクはこれであると定義をしている。リスクの定義というのはいろいろ広義の意味もあるでしょうが、まずはここの安全を守るため、公衆の被ばくと健康リスクを抑えるために、技術的にはまずこのリスクの三重項をどうするかというところから議論を始めないといけない。これを議論する土台の上から、例えば社会的技術とか、そういうものに広がっていかなければいけない。だから、まずここはやらなければいけない。これに合致している手法として、PRAというものがあるので、PRAというのは使われてきたということなんです。

スリーマイルの後の状況として、アメリカでライセンスの発行業務が長期化したり、規制が強化されたり、それから原子力への批判もありますし、建設のキャンセルとか、いろいろアメリカでも、当然、事故後はいろいろと動きました。

それから、80年代のアメリカというのは稼働率も60%台ですし、トラブルも頻発していて計画外停止が年当たり6回から7回と非常に成績の悪い状態になっている。このときに、燃料交換停止は100日。日本の定期検査ではないです。単に燃料交換停止ですが100日ぐらいかかってしまう。それから、オンラインメンテナンスという運転中にやる保全の内容というの、この時アメリカは実施していなかった。NRCは、定量評価技術をどうすべきか模索しているという段階でまだ未構築であって、定性評価のままずっときていた。非常に今の日本と同じような状態に陥っていた。

このとき、非常に重要なのは産業界のオンラインメンテナンスという話。オンラインメンテナンスで一番アメリカが特徴的なのは、非常用ディーゼル発電機を運転中に保全する

のが非常に有名ですが、このときプラントの停止中のほうが運転中より安全という認識は、日本では今もそうですけれども、そういう認識があった。ところがよく考えてみると非常用ディーゼルのような電源のものは、原子力がとまっていれば電源がないわけです。複数の発電所があったとして電源融通を想定していたとしても、全部の発電所がとまっていれば電源融通できないわけですから外電喪失のリスクが非常に高い。ですから、非常用電源というのは停止中に除外をしてしまうと極めてリスクが高いという、実際にこれはリスクの計算をするまでもなく、言われてみればなるほどという話でした。ここの認識が、実はアメリカもリスク評価をするまで、この判断は非常に勇気が要ったというところがありました。

こういうような状況から、アメリカは原子力復活のためにかなり努力を試みる。産業界の「カイゼン」努力ということで、日本に学ぶと書いてありますが、実を言いますと、1980年代ぐらいのときに、INPOが、アメリカの電力の協会ですが、技術交換会議というのをやっておりました。これは、**Technical Exchange Visit**と言うんですが、このTEV会議というのを、私は電中研のNICというところに居たので関わっていたんですが、80年代のころは私は関わっていないんですが、80年代のころに**Technical Exchange Visit**というのをを使って、アメリカの産業界が日本の発電所にいろいろ品質管理について学びに来ていて、情報交換会議で日本のプロセスを管理したり品質保証ということについて、ものすごく勉強されていたんです。

ところが、私が就職して仕事をするようになってから、90年代あたりの私の記憶からいくと、そのころは**Technical Exchange Visit**というのは、アメリカでやられているリスクであるとか、リスク以外にもありますが、ほとんど逆に日本のほうがアメリカのほうにアメリカのアプリケーションについて学ぶという形になって逆転をしてしまいました。

この産業界のINPOがやっていた、日本に学んでだんだん品質を上げていって、リスクなどを検討して取り入れていったという流れ。それから、規制のほうは規制のほうでレーガノミックスが入ってきたことで、効率、要するに小さな政府を作るということで、無駄なところに規制のパワーをかけるわけにはいかない。彼らは公衆の安全に関係ないところに力を残していくわけにはいかなかった。安全を確保するためには、一番効果的なやり方は何かということを彼らは真剣に考え始めた。

ただ、このときに日本は、**Technical Exchange Visit**でも日本のほうが学ぶことがだんだん切りかわって多くなっていったんですが、逆に日本の場合はトラブルが、事象として

はアメリカよりずっと少なかったので、少し日本というのはおごりがあったんだと思っています。いずれにしろ、学びはしますけれども、そこは規制との関係の中で改善の方向で考えていて、本当に安全という観点では日本のほうがトラブルが少ないじゃないかということ、そこはあまりまじめに捉えていなかったというところがあったんだと思います。

先ほどの流れで、INPOの設立ということが79年にあって、その後にNUMARC、NEIの前身が設立されて、EPRIと技術支援の連携であるとかということで、安全性向上の仕組みができてきました。INPOのほうは、もともとは海軍の出身者が中心になって、実は電力の技術者ではない人たちが上のほうに立ってやっていました。

ここで非常に重要なのは、日本では、原子力技術協会であるとか、現在の原子力安全推進協会が、INPOとかなり同じような産業界側の組織としてやっていると思うんですが、違うのは情報の非公開というのが実はINPOは原則なんです。

情報の非公開というのは、一番大事なのは、情報を公開するというのは透明性という観点で非常にいいかもしれませんが、公開をするのであれば、例えば機微な状況であるとかも含めて、加工された情報に最終的にはなってしまう。大事なのは、安全を守るということに集中をするといいますか、費用の効果が一番高い安全を守るのは何かということであれば、それは公開、非公開というところにあまりこだわるよりも、むしろ逆に非公開にしてしまって、安心して情報共有が図れる仕組みをつくりたい。ただし、彼らの場合は、情報は非公開というINPOの仕組みではありますが、そこに対して、NRCであるとか、規制の組織がきちんと要求をかければ情報にアクセスできるということで監視をする、社会が監視をするための仕組みというのはきちんと担保するというをやっているということでもあります。

この辺は、皆さんもご存じと思うので、安全規制のきっかけとして75年のあたりから規制側のほうからもPRAというものを使ってやっていった。安全規制のところはかなり努力していった。これも全てのNRC側でやっているものというのは、公開の報告書として外に出されますから、これが産業界でも、当然日本側でも共有される。日本のほうでもPRAの検討が実際に始まったのは、こういうNRCの公開の報告書をもとにやっていった。PRAを使えば、決定論よりも詳細な安全情報が得られるという判断を、TMIの教訓から得られたということで、始まっているということです。

これも、その関連ですが、ちょっと時間があれでするので飛ばしますが、こういう形でNRC方をつくっております。

NURGE-1150という有名なフルスコープのPRAを代表の5プラントでやられた研究がありますが、その中で、同じ時期ぐらい、90年代ぐらいのところで日本でも対応が始まりました。これをもとにして、日本のほうのPRAの検討が始まっているんですが、逆に言うと、日本のPRAというのは1150をずっとひな型にしている、このところからあまり進歩をしていないというような状況だと思います。

アメリカのほうは、これをもとにしましたが、産業界のほうでどんどんこれから進歩していくことになっていきますが、それはちょっと後日。

定量的な安全補助の目標として、例えばCDFの値であるとか、LERFの値というところで、定量的安全補助目標の策定が行われたことで、これを使って運転実態やリスク情報に基づく規制として、Reactor Oversight Programという、民間側がつくった仕組みをNRCが初めて採用するという流れがここで初めて出てきます。

それで、NRCの政策声明というのは、要するに安全規制のところではPRAを完全に使うということで規制が宣言したんですが、これは、今のところ、日本とは大きく異なっているところではないかと思えます。要するに、ここまで大きく取り扱っているという話にはなっていないかと思えますが、ここはこれを使うと宣言したことで実態はどうか、安全性、効率性を向上するにはどうすべきかというところにまじめに取り組むという話になっているということです。

確率論と従来の規制の従来型の解析に基づいた決定論的な取り組みとは、相反しているものではありません。この中でも、米国の従来型の解析として満足している内容、それに対してPRAを対象にしたCDF、もしくはリスクの増加が小さく、かつ安全目標の政策声明と整合しているというところを両立させる。確率論と決定論的な判断というのは必ずある。それで、それに対して、結果を得られるパフォーマンスの監視計画によって、影響がどうなったかという、必ず監視が入るといふ形になります。

ですから、これは確率論というのは、相反しているものではなくて、前、ちょっと私の意見でも出しましたけれども、従来型の解析というのは戦いで言えば体力である。人間の体力である。PRAは武器になります。パフォーマンス監視計画による影響監視というのは盾になる。どれもなしで戦いに出ていけば、それは負ける確率が上がってくるわけです。ですから、負けないためにはどうするかというところで、必ずPRAというのを条文のこの部分が弱いとしても、それを使って弱い部分をどうするかという話をしないといけない。

これは、今の話の関連。その次、お願いします。

ここで挙げていきたいと思っているのは、巻末の参考2とか3に、もっとば一っといっばい挙げるだけ挙げてみたんですが、NRCのほうで安全問題把握と優先順位付けという観点、それから、電力会社が不要な規制負担の免除と代替契約という、安全性と経済性の両立をするということで、リスクを今活用しているところで、こういうようなNRCの内部プロセスに対応するものとか、規制要件に対応するものとか、事業者の任意として、Tech. Spec.の変更であるとか、先ほどのAOTの延長によってオンラインメンテナンスをやるというところで、さまざまなアプリケーションがある。単純に原子力は安全であるという評価だけではなくて、リスクを使ってさまざまなアプリケーションをこの中でやられています。

これは、実際にはこの後のスライドで各国のやつも挙げているんですが、もう既にこういう形で、いろいろな形で評価を使っている現状であって、逆に日本が世界に安全性を示すという観点では、この技術を使って同じように日本も評価をしていかなければいけないし、逆にハザードの分野などは、地震とか津波の今回のハザードの分野もそうですが、日本では世界を先行していける部分があるので、逆にそれを日本が示していかなければならないというのが、世界に安全性を示すためにも重要ということになる。

次、お願いします。これは規制改革と法制度を示したものです。

次のところ。これは、OECDとIAEAに関するPRAの扱いについてです。

次、これは欧州、フランス、スウェーデン、イギリス、要するに各国、PRAというのは、基本的には扱わなければならないということで書きました。これは読んでいただければ。

その次、お願いします。国内に目を転じたときに、そうはいいますが、具体的にPRAをやる上で、今、一生懸命、課題として何をやらなきゃいけないのかというところで、評価の中でも、私のかかわっているパラメータ関係のものもあります。そこで状況を述べたいということをつくった表です。

パラメータ算出に関しては、健全な機器のデータの収集も実は重要でして、故障のデータだけではなくて、実際に壊れていないデータも集めなきゃいけないので非常に負荷がかかる。負荷はかかりますが、ここで表に出ている上の青い部分というのは、実はもうある程度、国内でも解決になっている。データはないないと言われているんですが、データは少なくとも、ここで挙げられているベイズ統計手法というのは、学会のパラメータ標準というところに手法も記載していますが、少ないデータからどういうふうに確率を推定するのかというのが、ある程度手法として確立している。国内データで整備すること。問題は、今後はこれを個別プラントデータで、きちんと現場の人たちがやっていけるというところ

をつくっていかないといけない。今は原安進というところで中心にやっているんですが、それをきちんと現場に下ろさなきゃいけないということが大事なところ。

赤いところは、人的過誤率のところ。これは、逆に、個別プラントだけでやれるような話ではなくて、産業界部門を含めて国を全体で考えていかなきゃならないような手法、それから、必ずしも日本が遅れているという話ではなくて、アメリカでもそうですし世界各国でもそうですが、今、新しい手法であるとか、より詳細な手法というのを検討しているようなところ。これは、第2世代手法とか細かい話は避けますが、新しい手法というのがあります、そこを進めていかなければいけないというところが残っています。

次のスライドをお願いします。ここもピンク色で塗りましたので同じ話で、これはまさに学会でも努力しているところですが、ハザードの評価手法であるとか、フラジリティの評価手法、複合ハザードの評価、それから複数基の立地サイトの影響であるとか、あとはデジタル機器の信頼性の評価手法です。これはダイナミックPSAという評価が提案されたりしているんですが、こういうところで世界でも新しい手法を続々検討しているところ。これも日本はちゃんと国として作っていかねばならない。さらに高度化をする必要がある。

次をお願いします。ということで最後になりますが、発電所みずからがデータ収集の維持、管理、向上の体制というのをまず作らなければいけない。この仕組みを構築して維持することによってプラントの特性を反映する。大事なのは、現場の実感を伴った個別評価をやっていかないといけない。コンフィギュレーションリスクとって、例えば、運転中に先ほどのオンラインメンテナンスでどこかの機器を外したという状況が起きたら、どこが危なくなるのかというリスクを、アメリカの発電所の方は把握しているんです。これは、専門家の人だけではなくて、現場の人がみんなそのプロフィールを持っている。これがあれば、たしか、北海道大学の奈良林先生がNEIを訪問したときに、アメリカのNEIの方に、今回の福島の事故が起きたとき、この機器が壊れてこの機器が機能ロスになったとき、異常な状態になったときに、何が危なくて何がいかんのかというのは、ふだんからリスクプロフィールを管理していて、オンラインメンテナンスをやってどれが外れたらどこが危険だということを把握していればわかったはずだとNEIの方に言われたそうです。これは、まさにそういう話だと思っていて、現場の人が、リスクがこういうふうになったらどうなるのか、どこが一番弱いのかというところを常に把握しておくということが大事だと思っています。

それから、データの収集は、先ほど申しましたように、公開とするよりも、非公開であっても実態の把握というのを重視しなければいけない。個別にある、それから、規制はそのプロセスを監視して必要な情報を開示可能としてデータというのは扱う。

それから、事業者の相互評価の活用、民間組織での自主規制体制というものをきちんと構築して、先ほど言った盾の部分、パフォーマンスの評価、それから厳しい自主規制体制を構築しないとイケない。それから、その事業者に対する権限とか、専門性、技術力をきちんと持った組織というのをそこに充てなくてはイケないと思います。

それから、規制とも専門的、技術的な情報共有をきちんと図ってコミュニケーションをとっていったって、リソースを有効に用いた安全性向上と高い説明性の双方のリスクを進めていく必要があるというふうに考えています。

それから、関連技術の開発としては、特に外部事象評価などの最新の技術に関しては、データ信頼性向上のための実証試験というのは、国大（だい）でかかわらなければならぬということなんです。

以上です。

○安井座長

ありがとうございました。それでは、続きまして、本間様からお願いしたいと思います。お願いいたします。

○本間氏

原子力機構安全研究センターの本間と申します。今日は、事務局からレベル3PSAの現状、あるいは問題点についてということで要請がありましたのでお話しさせていただきます。

では、次、お願いします。私、長い間レベル3PSAを研究対象としてきたんですが、最近ちょっと離れていて疎いんですが、実は福島後の昨年7月にIAEAで技術会合がありました。これは久しぶり、2回目だと思うんですが、そこに出てきました。ここでの結論をお話しすれば大体の現状がおわかりになるのかなということで、そこでの結論をここに示します。

実施の現状ですが、レベル1、2に比べて非常に実施は限られている。しかも、そのほとんどは10年から20年前のもの。わずかな最近の例として、南アフリカ、それから、進行中

の米国のPSA研究がある。

南アフリカは非常に特殊でありまして、このとき、各国にいろいろな規制でどういうふうに利用されているかというクエスチョンが配られたんですが、規制要求であるというのは、多分、ほとんど南アフリカだけで、これは1984年以来、レベル3までの、レベル3、最初にお断りしなきゃいけないのは、レベル3PRA、あるいはPSAというのは、1から3まで全て含んだものを言う場合と、コンシクエンス・アセスメントの最後のパーツだけを言う場合とあるので、それはその場で考えていただきたいというところがあります。要求事項としては、個人や集団の健康影響を含むものが規制要求、計算の対象となっているのが南アフリカの特徴。ピリオディックなレビュープロセス、あるいは燃料装荷の変更時点で定期的にレベル3の評価を更新するということだそうです。

手法の現状ですが、一般的手法は十分確立している。IAEAの文書というのはいちと古いんですけども、それは、最近の技術と福島を教訓を入れて改善すべき。改善点は、PSAモデルやアプローチに影響するので、既に陳腐になったコードもあるだろう。

福島の教訓というのは、はっきり申しまして、事故影響評価はチェルノブイリでわかっています。唯一、福島で特徴的だったのは、やはり、水系です。海に行く。その部分です。そこが大きい違いです。

研究と開発ですが、現在進行中のプロジェクトは、ここにASMEのPRA標準と米国。それから、現状の課題を対処するための実施例、これも米国です。他の分野、すなわち、個別な核種移行とか経済影響は他の分野で進行している。

今後の方向性ですけども、厳密な規制上の要求はないので、レベル3PSAは多くの国で実施していないけれども、この会合の参加者は、規制上の有効性あるいは適用分野を確認した。

次、お願いします。これは、随分昔につくったOHPなのでちょっと古いんですけども、流れが一応書いてあります。先ほどの山口先生のお話のように、まず、WASH-1400、それ以前から米国はこの研究がありますけれども、始まって、これはコードとしてどういうものが開発されたかというのをアメリカ、イギリス、ドイツ、EC、原研、古くて恐縮ですが、原研で開発したOSCAAR。

上に、国際的なアプローチとして、比較計算というのが80年代と90年代にありました。これ、ちょっと伸ばしていますが、アメリカと日本と一部除いてほとんどの国は90年代にはレベル3の活動はしていません。特にヨーロッパはどうしてかという、こころの研

究者は、90年代の半ばからは、ほとんどチェルノブイリの影響が大きかったせい、緊急時における意思決定支援システムに投入されたというのが現状です。

次、お願いします。これは、簡単に、レベル3PSAの評価手順ですので、あるパーツを言うときには、私は「確率論的事故影響評価」と日本語では呼んでいます。これは、これまでの事故影響評価、つまり許認可に用いるような決定論的なアプローチとの大きな違いは、先ほど桐本さんからありましたように、3つの入力情報、シナリオと発生確率とソースタームがあってコンシクエンスが出るわけです。多くの核種、さまざまな気象条件を扱う。すなわち今まであれば、決定核種、決定経路であったわけですが、そういう意味ではコンプリヘンシブに扱う。被ばく経路も、ここに書きましたように、あらゆる被ばく経路、それから、対策による被ばく低減効果も解析に入れてできるだけ現実的な評価を行う。それから、線量までではなくて人の健康影響、あるいは対策に要したコスト、そういう経済損失まで評価するというのが特徴でございます。

次、お願いします。手法の現状をお話しするのに一番いいかと思っ、これは第2回目の国際比較計算なんです、これは、NEAとCECの共催で、90年初期に行われました。この目的は、予測結果を比較して相違の原因を明らかにし、コードのクオリティ・アシュアランスに役立てる。

それから、フルで計算をするという意味で、5つのソースタームについていろんな条件で計算して、結果を確率論的な形式、これ1つこの分野で特徴的なんです、CCDF、「Complementary Cumulative Distribution Function」と英語では言いますが、そういう形で表現する。これは、後で結果をお示しします。ここに参加コード。ここでの結論ですが、コード間の評価結果の相違の程度は、項目で異なっていたけれども、一般には数ファクタ以内。主な原因は、モデル構造と採用された仮定の相違。コード間の評価結果の相違は、リスク推定に付随するトータルな不確実さに比べれば小さい。だから、参加コードは、総合的なリスク評価に用いる上で支障となるものではない。

最後の勧告なんです、今後は、不確実さとか、不確実さに相対的に寄与するものが何であるか、そういう理解が重要であるというのがこのベンチマークの結論でした。

次、お願いします。先ほど言いましたCCDFの表し方というのは、これはコード比較の一例なんですけど、横軸にコンシクエンス、この場合、上の図は全集団実効線量預託、縦軸の条件付きの発生確率というのは、事故が起こった、この計算例の大規模放出の事例の場合、その事故が起こったとして確率で条件つきにはどのぐらい、ある集団線量以上の

大きさが出る、コンシクエンスが出る確率はどれぐらいだと。いわば、ここの条件付発生確率というのは環境条件の発生確率ですから、主には気象条件によってコンシクエンスが大きく変わるといふ、そこを示している。上がそういう集団実効線量、下が放出点からの距離の死亡確率をあらわしたものです。これをお見せしたのは、コード間による差異といふのは、そう大きくはないということをお示ししたかったからです。

次、お願いします。レベル3に関連した信頼性という観点からいいますと、今のコード比較の後に、次にお示しする不確実さの評価の研究というのがやられます。そのほかにはいろいろなこういう個別な移行モデルとか、線量評価のモデルをさまざまな例題で検証する。これは、主にチェルノブイリの事故を例題にしてさまざまな研究が行われ、主にIAEAの主導でこういうものが行われて、私も原研のころにこういうものに参加してコードの信頼性向上に努めてきたというところであります。

次、お願いします。ベンチマークが終わった後に、ECとNRCが専門家判断情報のプロジェクトというのをかなり大規模に行いました。ここでは、先ほどありましたように、米国の2回目の大きなフルスコープのPSAであるNUREG-1150の中には、レベル3PSAの不確実さ評価が含まれていなかったということで、8つのこういう分野に関して、欧米専門家約80名がパネルとして集められて、いろいろ質問を出してそれに答える、そういう専門家の情報を集めて、ある種のパラメータの不確実さ分布というものを専門家情報から導出する。例ですけれども、核種の体内残留量というものを時間的に専門家に聞く、その答えから代謝のパラメータの不確実さ分布というのを求めるような作業をしています。

この結果を用いた評価というのは、ECのCOSYMAを使った不確実さ解析がありますが、原研でも当時、我々がこの情報をコードに依存しないので使って、これは安全目標の検討の際に条件付きの個人の早期の死亡確率を不確実さ分布入りで計算した例でございます。

次、お願いします。リスク情報の活用、いろんなより合理的な規制、より一層の安全性向上、それから応用分野と幅広くありますけれども、この中で特に狭義のレベル3が役立てられるという、安全目標の策定、あるいは防災計画の策定、それからシビアアクシデント対策の有効性評価。

これは、アメリカではここが非常に盛んでありまして、米国はレベル3PSAまでの規制要求というのはしていないわけですが、実は、National Environmental Policy Actという、いわゆる国家環境政策法のベースの中で環境影響評価というのをやらなきゃいけないわけです。実は、その中にフルスコープというか、レベル3PSAまでの評価をやっ

いるんです。それは、特に施設側の人はよくご存じのSevere Accident Mitigation Design Alternative、SAMDAとか、SAMAというような、施設のコストベネフィットアナリシスの的なものを行っています。それと最終的な個人のリスクまでというのは環境影響評価書の中では米国は実際はやっています。

もう一つは、ここに「応用分野」と書きましたけれども、それは損害賠償制度の検討という、これは、そもそもWASH-1400自身が、当時のプライス・アンダーソン法という米国の損害賠償法の掛け率的なものをどうするかということが契機で始まったというふうに聞いています。

それから、これは、前の前1、2回のときの参考資料で拝見したんですが、エネルギー源の外部性評価、いわゆるエクスターナルコストと言われるところにもレベル3までの評価は使いますけれども、実はこの結果を見ると、そのアクシデント・コンシクエンスのエクスタナリティというのは期待値でしか評価をしないので、プロバビリティが非常に小さいですから、ほとんどマイナーな影響しかしないというのが実態です。それから、比較リスクに使われる。

次をお願いします。これは、日本での適用例についてお話しするんですけれども、1つは安全目標の検討のときと性能目標の検討のときに安全委員会の中でお話した例なんです、これ、1つは定量目標の指標として、本来リスクを抑制するにはさまざまな形態の被害の可能性を抑制することであるんだけど、実際、安全目標では個人のリスクということに絞ったわけです。そのときの議論の中で、どういう広さでどういうがん死亡をとったらいいのかというので検討した例ですけども、横軸に揮発性物質の放出割合と縦軸に条件付きの平均がん死亡率をある評価範囲、つまり、評価範囲を広げれば広げるほど個人のリスクは薄くなりますから、どういう形になるのかというのを示したものです。かなり大きい放出、大規模放出があっても、少なくとも1桁以上のリダクションが求められる。つまり、個人のリスクが死亡確率で10のマイナス6乗であれば、大規模放出の確率は10のマイナス5乗であればいいという、そういう論理にこれを使いました。

それから、そのときの議論で、集団の健康リスク、それから、社会的なリスクはということで、そういう議論のときに、これは、左側が、昨今、新安全基準で100テラベクレルというセシウムの議論がありましたけれども、その当時、我々、これは2003年ごろ計算したのですが、横軸にセシウムの炉内蓄積量に対する放出割合に対して、縦軸、ここに書きましたように抑制水準というか社会的な合意されたレベルというのがよくわからないと

ということで、これはチェルノブイリの例で1,480キロベクレル・パー・スクエアメートル、これは、今では皆さんよくご存じの強制的な移転のレベルなんですけど、放出割合がどの程度だとそういうものが生じるか生じないのか。つまり、インベントリーの0.1%程度であればほとんどそういう領域を生じないという結果を当時お見せしたわけです。

次、お願いします。これは、原子力防災に役立てるためにレベル3まで評価をした、左側はEPZ、このころ、これも2000年の初期のころですけれども、今、新しい災害指針でPAZ、UPZの議論がありますが、そういうある放出を仮定したときに、放出点からどのぐらいの距離である線量を超えるような気象の出現確率があるか。つまり、ここで0.1、10%というのは、非常に厳しいレベルの気象条件であると、どの程度のクライテリア、例えば、早期の影響であれば、骨髄線量を超えるような距離というのはどういう確率であるかというのを示したもので、これがいわばPAZに当たるもの、こちら側はクライテリアが当時なので50ミリなんですけど、UPZの検討に役立つような情報と思っております。

右側は、つい昨今、昨年、第2回の災害事前対策検討チームでお話ししたんですが、防護措置の被ばく低減効果をレベル3でいろいろな対策を組み合わせ、距離ごとにどういう対策をとったらいいか、安定ヨウ素剤というのをかませるとどの程度低減が期待できるか、そういうようなものをレベル3のPSAのコードでお示した例であります。

次をお願いします。最も適用しているといえば米国になるわけですけれども、ここにWASH-1400からの一連の流れを書いています。1982年に、これは通称サンディアのサイティング・スタディと呼ばれているものですが、立地判断基準のための技術ガイダンス。それから、NUREG-1150。その後、米国は安全目標を一時改訂しようという動きがあって、早期大規模放出の「早期」とは一体何かというようなディフィニションをしようとした時期があります。そういうところに盛んにレベル3のコードを使った検討があります。それから、これは、防災研究です。比較的最近、NRCがやっています。

それから、最も最近が、皆さんご存じのSOARCAというプロジェクト。ここに、オンゴーイングの今NRCがやっているSOARCAの不確かさ解析、使用済み燃料プールのスコoping解析、格納容器フィルターのベント解析、それから包括的なサイトレベル3PRAとこのをやっているようです。

1枚めくってください。これは、NRCがこれまでの防護措置、屋内退避とか、避難に代わって別の方法、というのは形態です。例えば、避難をラジアル方向ではなくて水平方向に避難するような効果はどれほどか、そういういろんなセンシティブリティアナリシスを

して、その結果が、米国のNUREG-0654というのが防護措置のリコメンデーションのガイダンスなんですけど、ここは詳しくは説明しませんが、どういう放出のときにどういうアクションをとっていけばいいかという対策のコンセプト、米国が許認可で必要としている避難推定時間と組み合わせて検討したフローです。これは、シビアアクシデントに対するプロテクティブ・アクション・リコメンデーションを見直すというアプローチをして、これはドラフト段階のものですけれども、既にもうちょっと簡略したものが出ています。ここでのスキームというのは、規制委員会が新しくとったIAEAのアプローチのむしろもともになるようなアプローチが既に米国はTMI後に考えていたということでもあります。

次、お願いします。これはSOARCAの結果を簡単に示したものですけれども、ピーチ・ボトムとサリーについてのオフサイトの健康影響を現在の知見で最適な評価を行う。特に、初期のサンディアのサイティング・スタディで、非常に大きなソースタームを仮定して評価をやっていたのが、公開されたインパクトというのが非常に大きくて、それを最新知見で直したいというのがNRCの従前からの希望だったわけです。左側は、ちょっと書いていませんが、ヨウ素の時間変化におけるソースタームで、サイティング・スタディに使ったSST1のソースタームに加えられて、現状のPRAの技術でやると、こういうレベルである。それから、これは、発がんの安全目標と比べたものですけれども、サイティング・スタディの計算結果よりも2桁以下であるという結果がSOARCAで示されています。

次、お願いします。それから、最も最近のNRCの動きとしては、SECY-11というのは2011年ですから震災の年ですけれども、震災の年の7月に、スタッフからコミッションにメモが出て、運転中のプラントのフルスコープの包括的なサイトレベル3PRAを指示したということで、ここにスコープの絵、NRCのやつからちょっととってきたんですけれども、まず、マルチユニット、それから、スペント燃料プール、ここに書いてありませんけれども、その後のスライドにはドライキャスクの事故、そういうものを包含したサイトのPRAをやる。今まで、NUREG-1150までは炉単位と、そこが大きい違いがあります。これをNRCのスタッフのPRA技術の向上や新しい意思決定のための知見を抽出するというので今オンゴーイングです。これが適用の事例です。

最後に、ここは一番最初にお示ししましたTMの中での議論をまとめた形で、今後のレベル3の適用分野というのをちょっと書いたんですけど、規制上の適用としては先ほど示しましたような安全目標に関する検証、それから、他の機関とっているのは、例えば環境保護、あるいは緊急事態も他の機関がやるケースがありますけれども、そういうところ

や公衆とのリスクコミュニケーション、安全問題への優先度。産業界での適用といえば、設計変更、シビアアクシデントマネジメント、それから、緊急時計画、環境影響評価書、極めて米国的な書き方ですけれども、財政的な賠償制度の確立。

次、1枚めくっていただいて。今のを少しかみ砕いていきますと、レベル3PSAは事故時のオフサイトの放射線影響を定量化し、原子力施設に伴うリスクの包括的な理解を可能にする。レベル2PSAに比べれば小さいコストで可能である。適用分野としては、リスクコミュニケーション、レベル1やレベル2PSAのCDFとかLERFは、そのプロフェッショナルな人たちにはわかりやすいけれども、公衆には何のことかよくわからない。ですから、アウトプットとしては、レベル3のほうがすぐれている。アクシデントマネジメント策、あるいは緊急事態への準備と対応の最適化には使える。それから、オンゴーイングの緊急事態でも、今後展開する上での対策にも有用な情報を提供できる。それから、立地。それから、立地周辺の土地利用、インフラ整備などにも利用できる。

ここはいいことばかり書きましたけれども、次をめくっていただくと、レベル3PSAのリスク指標として何を用いたらいいのか。レベル3PSAで用いるリスク指標というのは、最終的には健康影響、個人・集団、あるいは短期・長期の線量であったり、健康影響そのものである。それから、環境媒体中の汚染、それから経済影響、これは対策にかかるコスト等々、幅広い事故影響を扱うわけです。そういう意味でリスク指標というのは、規制側、産業界側、あるいは公衆にとって意味のある情報なんだけれども、その選択というのは評価の目的に当然ディペンドするでしょう。最も使えるアプリケーションとしては、環境防護、緊急事態、土地利用等の意思決定には関連情報を提供できる。

リスク指標、先ほど途中でコミュニケーションという話がありましたけれども、これを安全への懸念を喚起し、産業界における責任感覚を高め、安全文化の改善に寄与できる可能性が、ここまでやらないとそういう意味では、フルにやることに意義があるのではないか。ただ、公衆とのリスクコミュニケーションという局面をとれば、リスク指標そのものは有用かと思えますけれども、さまざまな議論があり得るということで、幾つか、これは私の私見ですけれども、チェルノブイリ、あるいは福島今回の事故のように、実際には放射線影響より非放射線影響のほうが甚大である。

それから、先ほど途中で申しましたけれども、スペクトルでリスクをあらわすわけですが、通常、それを期待値という形でリスク評価を行って示すということ。そうであるというか、そうではなくて、リスク曲線そのものを扱うことがやはり本来は重要だ。特

に、低頻度、高影響の扱いというのをどういうふうにかえたらいいのか。これは、ずっと、多分、「How safe is safe enough？」で始まったWASH以来の難しい問題だと思います。

それから、もう一つは、レベル3PSAの不確実さという問題があるんですが、不確実さに関しては、通常、よくレベル3の不確実さというのは大きいんじゃないかと言われますけれども、私は長い間研究をやってきて、レベル2のソースタームの不確実さに比べると、レベル3のほうがはるかに不確実さは小さいんじゃないかというふうに思っております。

以上です。

○安井座長

ありがとうございました。

次に、事務局から参考資料について、補足的な説明がある予定なのでございますが、時間が実に想定よりも25分遅れておりまして、なるべく簡単をお願いしたいと思います。

○香山原子力戦略企画調整官

お三方のプレゼンテーションの中でほぼカバーいただきましたので、私からご紹介するのは28ページ以降で、日本におけるPRAの活用の実態についてまとめさせていただいた点だけポイントをご説明いたします。

いわゆる旧規制体系のもとでは、アクシデントマネジメントの整備や発電所の安全性について総合的に評価する定期安全レビューの実施というものが求められてきましたけれども、PRAの実施自体は、規制当局との関係では強い推奨がされるというものであって、規制要求にはなっていなかったという実態がございます。それが、29ページにありますとおり、こちらの山口委員のほうからもご説明ありましたけれども、12月に施行されるいわゆる43条の3の29という条項に基づいて公表していく中身としてPRAをきちんと求めていくということが、規制との関係で義務づけられることとなります。これに加えて、自主的安全性向上にかかる取り組みとして、どこまでのことを実践していけるかということがポイントかと思えます。

その上で、36ページに飛んでいただきまして、各国におけるPRAへの取り組み状況の比較をさせていただいております。私ども、不勉強ながら、アメリカを含めて先ほど本間様のほうからご説明のありました環境影響評価の経緯での実施状況についてはフォローできておりませんが、いわゆる規制当局との関係での各国の標準の取りまとめ状況、そ

れから実施状況について、36、37ページでまとめさせていただいております。

基本的にレベルで分けた場合には、いわゆるソースタームを要素としないレベル2、いわゆるレベル1.5のPRAについては、そこそこやられていたという実態はあろうかと思えますけれども、37ページをごらんいただきますと、地震、津波ですら、やはり、事業者側の取り組みとしてきちんとしたPRAの実施がなされていたかという点については、地震については着手されていたかどうか、津波については実施までは至っていなかったといったような実施状況があるのではないかというふうにまとめさせていただいております。

私のほうからは以上です。

○安井座長

ありがとうございました。

それでは、質疑並びに意見交換に入りたいと思えますけれども、例によりまして、ご発言をご希望の方はネームプレートを立てていただきたいと思えます。それから、関連の質問がもしある場合にはネームプレートではなく手でご合図をいただきたいということでございます。

それから、こちらからの希望でございますけれども、PRAをご存じの方が多いわけでございますけれども、やはり、あまりマニアックな議論にならないようにご配慮をいただければと思う次第でございます。

それでは、ご意見をいただきたいと思えますけれども、どなたかございますでしょうか。それでは、横山委員お願いいたします。

○横山委員

横山です。山口先生のご発表についてなんですけれども、スライドの12ページというのがあるんですけれども、今まで、リスク評価のための標準として、原子力学会なり、学会でこういう標準をつくってきたわけですね。それがなぜ使われなかったのかというか、まだ、これからそこに落としていくところだったのかというのを教えていただければと思います。

○山口委員

私は、学会としてその標準を作る立場なので、何で使われなかったのかというのはなか

なかお答えしにくいところではあるんですが、でも、ただ、学会としても反省すべき点はありまして、ここに書いてございますが、このとおりで、津波のPRA標準が2011年で震災の後です。ですから、震災の段階ではどうであったかという、レベル1、2、3、それから地震、ここまでしかできていなかったというのが実態です。

ですから、できていたのになぜ使わなかったというのはなかなかそうも言えないところなんです、今の時点の考え方としては、優先度をきちんと決めて、リスク評価すべき標準は迅速に作る、それを使っていただくように例示も含めて示していくことによって訴えていく、そういうことで考えてございます。

○安井座長

ありがとうございました。それでは続きまして八木委員、お願いします。

○八木委員

すみません。2点あるんですけれども、まず1つは、桐本委員に教えていただきたいのですが、委員会が管理する情報が非公開でやることにそれなりに意味があるというふうなご発言だったのですけれども、それが日本に同じような組織ができた時に成立するのかというところには疑念が残るところだと思います。対象となる組織、ガバナンスの信頼性というものが無いと、非公開では機能しないと思うんですね。前提となる状況が異なる日本で、もし、米国の教訓から何か持ってこれるものがあるのであれば教えていただきたいというのが1点です。

あと、本間委員に教えていただきたいのですが、レベル3のPRAがリスクコミュニケーションに使えるというのは私自身もそのとおりだと思いますし、今まで日本ではそのような情報が求められてきたにもかかわらず、実際にレベル3のPRAに相当するような情報がなかなか出てこなかったという課題があると思います。

ただ、そういう情報を現実の立地地域におけるコミュニケーションの現場に持ち込むとき、当然、地元の人には個別性のある情報を求められます。一般論としてのレベル3PRAではなく、うちの発電所でそれを評価したときにどういう数字なんでしょうか、もしくは、よその発電所と比較したときにどのぐらい安全なんですかというふうな質問が出得るということは想定できると思います。当然、今、そこにすぐ応えられる状況にはないと思うのですが、もし何かそのあたりについてサジェスションがあればお伺いしたいと思います。

以上2点です。

○安井座長

それでは、桐本委員。

○桐本委員

では、まず、私のほうから。先ほど情報の話なんですが、基本的にINPOと原安進とか原技協のスタンスの違いから、国によっての実情の違いということが実際あって、まずは日本の場合は透明性と公開性というものすごい建前にしてやってきた。それで、実際にNUCIAとかの情報を詳細にご覧になられたことがあるかどうかかわからないですけども、あれを見ると実は図面も含めて相当な量を公開していて、現時点で法律とかに縛られるもの以外、ものすごい自主努力で日本の発電所は出しているんですね。

では、現状、その結果どうかというと、社会的に、事故が起こったのもあるでしょうけれども、だからといって信用されている現状にはなっていないわけです。そこで技術的にきちんと担保するものがどういう仕組みで行われているかというものがむしろ重要で、アメリカの場合はINPOの情報の公開をしないということに関しては裁判が起きていてですね、主に反対派の人が起こした裁判で、公開しないということは非常に問題だということで起きたんですが、そこには核防護上の問題もあり、それからメーカーが複数ありますから、そこでは設計上の技術的な競争上の問題がある。それから、電力間の競争の問題もあって、そこがインセンティブとしてきちんと安全性を向上させるには、この電力会社がこういうチャレンジングなことをしていくと、NRCとしては評価をするわけですね、新しいことをやっているところは。例えば、一番目にやったところは検査料を無料にしてあげるとか、とにかく新しいことをやって、自分たちの中で検討していくんだというところをどんどんよくしていくという仕組み作りをやっていくというところを、実際にそれを進めるための仕組みとして、ある程度情報がクローズされているところで安心感のあるところでやれる。少なくとも、その中で疑義があるとか、安全上の方針に対して責任がある場合には、そこは責任を持ってNRCは開示をさせる。だから、逆に言うと、規制側が公衆に対して信頼感を持たれていて、規制側がきちんとそういう公衆にかかわるところであれば開示をきちんとさせるんだという信頼感があればこそ、その仕組みが成り立っていくということ。日本では、今の状況ではいろいろと難しい面もあるんですが、必ずしも何でも出せばいいとい

う話ではないということだと。

○安井座長

本間先生。

○本間氏

八木先生のご質問ですけど、具体的な地元住民とコンシクエンスについて議論するのは、まず非常に難しい。つまりコンシクエンス自身を議論するというのは、やはりリスクとして議論しなければ、それはこの事故が起こればこんなに甚大な被害があるんですよということをお示しして議論しても何の意味もないと思います。ですから、リスクとしてどう議論するかというのも、原子力の持っている潜在的なそういう危険性というものをリスクとして表して、かつ、ほかのリスクとの比較論、比較リスクで議論する部分と、それから、言われました、何に役立てられるかということ、僕は今までやってきて一番、直に役立つのはリスク・インフォームドな緊急事態の対応ですね、そういうところは非常に役立つ技術だというふうに思います。そういう中で、そのサイト的な依存性まで考慮できるようなところまで今技術が行っているかということ、そこはなかなか難しく、さっき途中でお示したように、米国みたいに、NRCはジェネラルなフローというものを、コンセプト・オブ・オペレーションという言い方をするんですけど、そういうものを示しているんですけども、そのサイト特有なものまでやるには、米国が持っているような、例えば避難時間推定のそういうような情報まで入れて何かやらない限り出てこないんですね。

僕が一番残念だと思っているのは、新しく災害対策指針の中でPAZとかUPZという距離を示したときに、多くの人の、あるいはメディアの反応は、30キロのUPZ避難、30キロ全部やるんですかという話になっちゃうわけですね。ですから、僕はずっとそれを言い続けているんですけども、リスクは当然、距離の関数で遠いところに行けば小さくなるし、そういう防護対策をとるときにはプライオリティもあるし、人々の懸念をどうやって避けながらそういうことをいかしていくんだと。そういう意味で、こういう技術はそういうところには役立ち得るけれども、相対のリスクを公衆と話すということに果たしてどれだけの説得力というか、そういうものがあるというのは、非常に難しいと思います。

○安井座長

ありがとうございました。

それでは守屋先生、お願いします。

○守屋氏

今日のお三方の発表内容に対してほとんど異論はないのですが、山口委員の発表の中で、PRA、ともかくやってみろと。そう言われたこと自体に異論は決してないのですが、私としては、そのPRAをやったことが終わりではなくて、問題はそこから具体的に何をするのか、どうすべきなのか、どうしたらいいのだという展開をしないと、評価をして自己満足しただけで、悪い言い方をすれば終わってしまうということになってしまいかと思うのですね。実際、3.11前はどちらかというとそのきらいが強かった。先ほど、事務局からの事実報告もありましたように、我々産業界も、それから規制側もそうですけど、PRAやったことないわけではなくて、やってはいた。評価もやっているけど、その結果を具体的な展開に持っていくというところが、真剣にそこに橋をかけることをしてこなかったというところが、一つの大きな反省なのかなと思います。

そういう具体的な展開という目から見て、今度は、そのPRAの評価というのを見たときに、いわゆるPRAというものを確率かける影響の評価というのは一つの割り切りの指標でしかありませんから、悪用すれば、確率をどんどん下げていけば見かけ上は改善になっていくわけで、そうすると単に機器を多重化して改善をしましたということが、本質的に安全を向上させたのかというと、必ずしもそうではない。特に今回の福島のことを考えると、発生頻度が低かったから、かけた結果は見かけ上低く見えたので、だから、そこでよかったと逆に思い込んでしまっているというところがあるけれども、今回のようなことで起こってしまうと、ほとんど1の確率で炉心溶融とかそういうところまで発展してしまうと、そういうものがあるのだということを承知の上で、一つのPRAの利用、もしくはそれに付随した他の方法を持つてくるということがあるだろうと思う。そうすると、やはり評価という中に大きく言えば2つの面があって、ともかくやりましょうというのが一つ、重要なことではあると思うのですが、問題はそのやった結果をどう解釈するのか。そこからどういう具合に利用したらいいのと。または、それを使ってみんなでどうやってコミュニケーションしなきゃいけないか。非常に専門性の高い部分というのがやっぱり必要だろうと思うし、逆に言うと、我々としてはその部分の判断をするようなところも含めて、専門性の部分に対して脆弱な部分があったのではないのかなという具合に思っているわけです。

けれども、それに関してどう思われますか。

○山口委員

最初のスライドで、PSAとPRAというスライドを挙げたのですが、認識を、一番原点のところは、PRAというのは安全を確認する手段じゃなくて、不確かさを明らかにする手段だと、そういう認識を持つことが重要なんだと思います。逆の言い方をすれば、こういうリスク評価をしないということは、そういう不確かさに対して目をつぶるということになるわけですし、今のご指摘はごもっともなところで、ではPRAをどうやってやるか。私も同じ認識があって、新しい規制基準でPRAの実施と公表が要求されるわけですがけれども、行って、公表して、さあどうすると、ここが問題なんですね。

それで、今、本間さんのお話にもありましたように、PRAの使い方というのはこれに使えるという一つの答えがあるわけではなくて、それは安全確保を行うものがいろいろな使い方を工夫して使っていけばいいわけです。その原点というのは、PRAによって我々の知識のない部分、不確かな部分が明らかになるんだと。それがアンリゾルブド・セーフティ・イシューと申し上げたんですが、そういうものを明示してあげて、それに対する解決を求めていくというのが継続的安全向上であり、原点なんだと思います。

そういうマインドができれば、おのずと不確かさが明らかになるのがPRAだとわかれば、それをどうやって解決していくか。あるいは、最後のスライドのところで、安全確保をした原子炉から再稼働すると。とはいえ安全確保って一体どうやって確認するんだというところで見れば、やっぱり不確かさがあるという認識、それからそういうものをちゃんと説明していく話。それに対して、それを解決していくための継続的な努力。そういうものがやっぱりおのずとついてくるんだと思います。ですから、今の考え方の発想の転換といえますか、PRAというのは不確かさを知るためにやるんだというふうに考えるのが一番重要なのではないかと思います。

○守屋氏

同時に不確かさをいろいろな関係者含めて共有するというプロセスをしっかりと持たないと、やった人たちが「不確かさは理解しました」と言って終わっているだけでは、やはり実効性がないので、メーカーの立場として実効性あるものにどう展開するのかというのをあわせて考えていく必要があると思います。

○山口委員

全く同感でして、私はそのためのプロセスが安全目標と性能目標であるのではないかと
思っています。

○安井座長

ありがとうございました。

続きまして、井上委員。お願いします。

○井上委員

私は、このPRAの分野とは専門を別にしてはいますのでちょっと的が外れているかもわかり
ませんが、先ほどPRAというのは、本間さんのご発表にあったように、事故シー
ケンスを考えて、それで起こった場合の重大さはどの程度かということ把握するのはよ
くわかるんですけども、例えばこのPRAは、この尾本さんのコメントにありますように、
どこに弱点と、不確かさが、といった発言がありましたけど、どこにその弱点と強みがあ
るかを明確にすることだと思えます。そうしますと、例えばこれを3月11日以前に戻し
て1Fに適用した場合、弱点とか不確かさがどこにあったのか、またそれからどのような
データが足りないのか、ということが、本当にきちんとわかったのでしょうか。これが一つ、
私の大きな疑問です。

それから、もう一つ。2つ目としては、事故というのは大体単一事象で起こるわけでは
ないですね。ほとんど複合事象、2つ、3つのことが、インディペンデントなものが一緒
になって起こる。そういうものがどこまで評価に入っているのかという、ちょっとこの2点
を、どなたがいいのかわかりませんが教えていただきたいです。

以上です。

○安井座長

何か。

○山口委員

じゃあ、よろしいですか。

○安井座長

はい。

○山口委員

もしPRAをやっていたら3.11が防げたかというのは、言ってみればある問題をちゃんと勉強していたら試験に合格したでしょうかと後から振り返るようなもので、それは決してある一つの問題を解いたからといって合格できるわけではなくて、やっぱり、そういう問題も含めてさまざまな広いスコープを解決していくということであるので、これをやっていたら3.11が防げたかどうかは、これは神のみぞ知るで、やっぱりわからないと言わざるを得ないのですが。

○井上委員

ちょっと遮ってすみませんが、私、防げたとまでは言っていないけれども。それぞれのプラントのウイークポイントや不確かなところが把握できたかということです。

○山口委員

それは、相当程度の理解はできていたと思います。

○桐本委員

すみません。起こってしまった後で言うのもあれかもしれないんですが、PRAの安全目標の数値を考えると、今回の津波に関しては、東日本大震災の津波は1,000年に一度クラスのものであったという話が言われている。ところが1,000年に一度ってPRAの世界では10のマイナス3乗なんです。10のマイナス3乗というのは、PRAの世界の安全目標の観点からいうと頻度としては必ずしも低くなくて、それなりの値を持っているものなんです。運転年数としては、プラントとしては50年程度を想定しているわけですけども、決してその10のマイナス3乗のハザードというものは低い発生確率ではなかった。ちょっとそこは学会で僕も規格で関わっているところでいくと、ここに早目にかかれなかったのは悔しいところではありますけど、ある程度の知見はやっぱりあり得たのだろうということは言えるのではないのでしょうか。

それから、もう1点、国内の故障率というのを僕のほうでずっとやってきたわけですが、国内の故障率をやるまでは、日本のPRAというのはアメリカの故障率のデータを使っていました。そのときに、機械品と電気品の故障は、当然、機械品のほうが故障率は高いんですけども、ところが、実は日本でこの故障のデータをとって、実際に実績データでやると、日本ってトラブル事例が非常に少ないんですよ。メンテナンスをしっかりとやっているから。そうすると、実は電気品と機械品って、あまり故障率にアメリカほど差が出ない。国内データで日本のPRAモデルを一番最初に出したときに、原安協っていうところで10カ年分のデータを出して当てはめてみたら、機械品が相対的に故障率が下がってしまったので電気計装とかの重要度が逆に上がってしまって、簡単に言うと外電喪失のリスクとかが非常に高くなってしまった。

そのときにまず言われたのは、やっぱり、アメリカのデータで今までやってきたのでバランスがよくないのではないかという話になったんですけども、実際には外部事象、津波事象で今回の事故が起こったので、それと同じ土俵で話す話ではないかもしれないですけども、やっぱり日本の場合は、アメリカのSBOルールとかを見ても非常用DGが3台とか、ヨーロッパを見ると6台とかついているんですけども、日本は基本的にプラントに2台しかないし、同じグラウンドレベルにあったということで、外電喪失のリスクが日本は弱かったんだというのはある意味本当だったんだと、今にして思うとそういうことだと思う。だから、そのときに気付けないのがやっぱり見識のなさであるので、自分的にも威張れる話ではないので恥ずかしい話なんですけど、きっとそういう知見というのは真面目に考えていけば、幾つかは拾えたものはあったと個人的には思っています。

○安井座長

よろしゅうございましょうか。

○井上委員

あと、2点目の複合事象ですね。その辺について、PRAではどういうふうに扱えるのか。

○安井座長

どうぞ。

○山口委員

非常に難しいご指摘で、今、これは世界各国でも共通の問題、課題だと思います。それで、今、何をやっているかというものだけご紹介いたしますと、学会標準の中で、津波というものはもともと地震起因のものというのがドミナントだと考えて、現在のアプローチはそういうさまざまな複合事象の組み合わせの中の最も優先的なものについて、まず手法を整備しましょうということをやっています。具体的には何かというと、津波の標準を作ったんですが、実は地震が起きて津波が来る場合には、津波の対策のために用意した水密扉ですとか、そういうものが果たして地震に耐えられるのか。それから、津波の機器を耐震クラスとかどう考えればよいのかという問題に必然的に突き当たるわけです。ですから、地震と津波の複合をやっています。次に重要と考えておりますのは、地震に起因する火災。それから、地震に起因する内部のタンクや配管が壊れることによる地震起因の内部溢水。それが今、プライオリティが高いと思っていまして、そういう手法の開発を今、進めつつあるところでございます。

ただ、その評価手法がいつできるかということ、これは、世界各国でも複合事象のそういう評価手法というものは確立されておきませんので、今日の私の一つの趣旨は、確立されていなくても何らかの形でそういう複合の、多分、ストレステストなんかはリスク評価の手法がなくてもそこを補える有効な手法だと思うんですが、そういうクリフエッジなりウイークポイントに対して的確な対策を打つための判断の材料を提供する手段だと思います。それでお答えになっていますでしょうか。

○安井座長

ありがとうございました。

それでは、次にまいりたいと思いますが、尾本委員、お願いします。

○尾本委員

口頭だけでよかったかもしれませんが、誤解のないように書き物でお配りしてあります。簡単に私の意見を説明したいと思います。

まず、PSAあるいはPRAについては、これは意思決定のための情報をもたらす非常に重要なツールであるという点においては全く異論がありません。ですが、この定義、PSAという言葉が本日も使われたり、PRAというものが使われていますが、これについてはいろ

いろいろな意見があつて、リスクすなわち確率かける結果だから、PRAは確率という言葉を二重に使っておかしいという意見があつたり、あるいはPSAという表現は安全であるとの証明に使うという意図が見えていてよくないと、こういう意見もある。それで、本ワーキンググループでは一体どちらを使うかを明確にしていく必要があるんじゃないか。なぜそれを使うのかということも含めてですが。山口さんから、目的に応じて使い分けるんだという話なんですけど、お三方のプレゼンテーションを見るとそれが必ずしもそういうルールでされているとは見えません。それから、本日の場合は自主的な安全確保を議論する場ですから、事業者がリスク低減のためにPSAあるいはPRA情報をどのように作り出して、どんなふうにするのか。それからどういうことが望まれるのか。これが論点だと思います。そういう観点から、福島事故の反省を踏まえて、私は6つの見方を出しております。一つは、設置者が実施して適切にレビューを受けることが必要だろうという点。これは既に規制法の43条という12月に施行されるもので、ちゃんと自主的にやりなさいよとこうなっていますから、そういう方向に動いていると思います。それと、専門家によるレビューも客観性を確保して、バイアス除去のために必要だと思います。

それから、2番目の点ですが、特に外因事象においては、PSA/PRAの不確かさをよく考える必要があつて、起因事象、確率、イベントツリーいずれにも認識論的な不確かさ、それから、データが不十分であるところによる不確かさがあつて、その中で不測の事態の備えをどうするかを考える必要がある。桐本さんのご説明では、プラント運用のためにPSAを使うんだと。もちろんそれもいいんですが、私は、ここでは主としてシビアアクシデントを中心に考えていまして、その不測事態の備えをどうするかという点から見ると、PSA/PRAのデータを参考にしつつも、決定論的にどこにクリフエッジがあつて、どういう対策をすればいいかということが重要で、これはすなわち、とりもなおさずストレステストの重要性ということの意味していると思います。

3番目、これは既に山口さんの資料の中で、近藤コメント、アポストラキスコメントという格好で言われていることですが、私も全く同感で、ディフェンス・イン・デプスとのリンクを意識して見るということが非常に重要だと思います。これは具体的にはそれぞれのシナリオで深層防護のどこが弱いのかという観点で見ることができます。例えば、福島事故についていえば、深層防護の第3層と第4層が電気品室の冠水でともにだめになったわけです。すなわち、各層の独立性が確保されていなかった。これは必ずしもPSAをやらなくたってわかることではあるのですが、せつかくPSAをやるんだったら、それぞれのシナリオにつ

いて、深層防護という見方で並べることができるのではないか。それに、もともと、福島事故は、PSA以前に外因事象に対する深層効果はどうあるべきかという議論が不足していたということを示していると思います。

それから、4番目に、特に外因事象について継続的なデータ拡充が必要ではないかということですが、日本では地震が多数あって、原子力発電所だけじゃなくて、産業施設の被害データがたくさんあります。しかし、地震PSAのフラジリティデータは海外のものに依存していると私は推定しております。この点、ピーター・ヤネフというEQEの創設者ですが、彼はPSA2013その他でJ-SQUG、すなわちSeismic Qualification Groupを作って、機器フラジリティのデータを収集することを提言しています。これは産業界の自主的安全確保のための努力の一部として、例えば電中研あたりが行っていいことではないかと私は思います。

それから、5番目は、PSA/PRAの限界の認識と改善が必要じゃないかということです。意思決定に関する組織要因とか、安全を確保するための社会システム、あるいは環境条件の変化による機器の信頼性の変化、こういったものは従来のPSA/PRAでは適切に扱うことができないのではないかという疑問を私は持っています。例として、機器の信頼性のところで受動安全システムとしてアイソレーション・コンデンサ、福島1号機にありましたが、その実際の凝縮性能は、非凝縮性ガスがどの程度存在するかによって大きく違います。こういうものをフェーズドPSAもあると思うんですが、静的な論理モデルを主体にしたPSAではどう扱うことができるかは大きなチャレンジだと思います。こういう観点から、すなわちこのパッシブシステムの件だけではなくて、組織要因とか社会的なコントロールシステムということを含めて、どんな手法がほかに提案されているかというところ、STAMPとかダイナミックPSA、あるいはIDPSAという方法が提案されています。そのSTAMPというのは何で、IDPSAというのは何かというのは下に注として書いておきましたが、非常に抽象的でこれではわからんという方には、例えばSTAMPはMITのナンシー・レベソンが非常にいい具体例を挙げた論文を書いています。確かカナダで2000年ぐらいでしたか、水道水に含まれた細菌によるO-157中毒がなぜ起きたかということ、リスク管理システムの問題として、STAMP手法でどんなふうに解析できるかを論じた非常にわかりやすいペーパーがあります。

組織要因については、コロンビア事故に関するCAIB Report Chapter 7で、組織要因についてcausal relationshipを明らかにしながら分析がされていますが、福島事故におい

ではこういう分析がまだ十分されていないというのが私の見方です。これは、JANSIにおける今後の活動の一つの出発点になるのではないかと思います。

それから、最後に6番目ですが、意思決定に当たってはPSAのようなツールの活用だけではなくて安全確保の考え方そのものに再考が必要ではないかというのが私の見方です。具体例を申しますと、なぜB5bが日本では生まれなかったのか。これはもちろん、アメリカでは9.11があったから、まともにこれに取り組まざるを得なかったという問題がありますが、なぜB5bが日本では生まれなかったかを考える必要があると思います。いろいろな要因がもちろんあると思うんですが、機器信頼度を高めることが安全につながるんだと、例えば、格納容器の堅牢性で防ぐという機器尊重に走り過ぎで、しかしながら機器信頼度には想定上の限界というものがあるわけで、限界を超える事態になったときにどう安全機能を確保するかというシステムのレジリアンス確保の発想が欠けていたという日本の工学的なものの考え方がここで問題があったんじゃないかというのが私の見方です。以上、6点にわたってPSAの活用について、どんなふうにして作り上げ、データを作り、どんなふうに使うことが望まれるかという点について、私見を述べました。決してPSAに対して批判的であって、これはだめだと言っているわけではありません。

以上です。

○安井座長

ありがとうございました。何かコメントがあれば。はい。

○桐本委員

これについて、2つぐらいのところで状況をお話ししたいと思います。

例えば、5番目のところで、受動的安全系の信頼性と性能はという部分で、要は物理条件の変化によって性能が変わる場合というものの対応としてダイナミックPSAを挙げていただいておりますが、実は先ほど、日本のパラメータとか手法を挙げている中で、デジタル計装系と僕が出したのは、まさにこの辺のこういう話で、入力されて設定されて、環境の条件であるとか、そういうものによって反応が変わっていく。それとか、自己修復性があるって、それによって状況が変わっていくというものがあるので、ダイナミックPSAをそういうところで入れていかなくはないかという手法を検討しているのはその部分です、今のところは。ICまでという話はまだ、議題で上がっているのかどう

か私はわからないですけども、国際的には少なくともデジタルのところをどうやって組み込んでいこうかというのが今議論されていて、これについてはまだかかったばかりですけども、どうやっていこうかという議論しているところです。

6番目のツール活用のところなんですけど、私も個人的にはB5bが日本でという話でいくと、アメリカの場合は、むしろこれ、まず逆だと思っていて、9.11があったときに、アメリカでリスクを考えて安全を確保するというのを考えていくので、テロに対しての対応を考えなさいと、リスクで考えなさいといったときに、PSAで考えようとしたら、テロに関してはコンフィギュレーションがものすごい量になってしまって、PSAでそのまま、まあ、PRAでもいいですが、きれいに書くことは多分できない。あらゆるシナリオの想定はできるけれども、その想定量がものすごい量になってしまうので、であればB5bという形で、結局起きた後の防火であるとか、防災であるとか、起きてしまった後の対応というのに焦点を絞っていったというのが実際だと個人的には見ているところがあるので、実際PRAの活用だけであつたというのか、やっぱりPRAで、先ほどリスクの規制変更のところでも申し上げましたように、実際の規制の変更の資料を見ても、PRAで評価している部分以外に、じゃあ、実際にこれができなかつたらどうなの、電源がなくなったらどうするんだというところは、実はリスクの数字で評価しているのではなくて、例えば担保する電源はどこにあるかとか、具体的に言うとDGとか非常用のやつが全部消えたら、今度は事務棟の建屋の地下にある電源をどうやって持ってくるかとか、そういう話が申請文書の中に書いてあつたりする。

必ずしもリスクを使ったとしても足りない部分というのは、そういうふうにアメリカの場合にはきちんと担保するのはどうすればいいのかという議論をしているので、要はB5bはPRAで議論し切れないものがあまりにも多いというところでもできたものだと思います。

以上です。

○安井座長

はい。

○山口委員

簡単に3点ほど。1番目のリスク＝確率×結果だからというこの点は、恐らく理解は既に

あると思っけていまして、PRAの最初のPは故障率など、それを持ち込んでいるPである。つまり発生頻度、確率として出てくる。2番目のリスクのほうの確率というのは実は何かというと、不確かさの部分のことを言っていると、そういう理解であると思っけています。

それから、1ページ目の一番下のJ-SQUGの話は、これは私も全く同感なんですけど、1つキーワード、「U」が抜けていまして、Seismic Qualification Utility Groupで、まさにピーター・ヤネフが言っけているのもユーティリティの自主的な活動としてこういうものが重要であるんだという指摘を思っけています。

それから裏のページの(5)で、PRAの限界、これもご指摘のとおりでございまして、PRAはスタンドアローンでパワフルであり続けるわけではありませんで、結局はシビアアクシデント研究が非常に、PRAを効率的に進めていくためには、実効的に進めていく上ではキーとなる技術である。ただ、このワーキンググループの話としては、シビアアクシデント研究そのものは枠外だという認識で、決してただそれは重要でないということではないと認識してあります。

○安井座長

それでは、次の質問、ご意見をいただきたいと思っけています。前川さんからお願いします。

○前川氏

どうもありがとうございます。PRAの活用なり、あるいは実施ということにつきまして、今日、3先生のご説明あったとおりで、全くそのとおりだと思っけておっけていますが、少し視点を変えたところでの意見ですが、まさにPRAそのものを評価するには、当然のことながら、確率分布がたくさんございまして。そういう中で、PRAの評価結果として出した解に対してどういう評価をするか。そのときに多分、プロセス論が議論になってくる。特に、例えば炉規制法がこの暮れに変わってとなってくると、それをオーソライズするというプロセスにつながっていくわけで、例えば確率分布1つを捉えても、どういうものをベースにしたものを使うかによって、その答え、評価結果というのは大いに変わるというところがあるんですね。山口先生の資料のように、原子力学会のほうでもいろいろと標準を策定している。これはこれでいいことなんですけど、じゃあ、これをスタンダードプロセスとしてやる、プロシージャとして使っけていいですよというところに、それはちょっとこの委員会のスコープの外側なのかもしれないんですけど、そこも一緒に視野に入れておかないと、さ

て、出てきた評価結果を、じゃあ、何をもって妥当としていくんですかというのは必ず議論として出てくるとお思いますので、ちょっと具体的な話というよりも、こういうプロセスを経て出される例えば評価結果は是とするとか、そういうところもぜひ解をいただけたら。特に何をお願いしているということではないんですが、事務局も含めて、今後の一つの課題として提起させていただきたいとお思います。

○安井座長

わかりました。何かコメント、はい、山口委員。

○山口委員

今のご指摘は、最初の横山委員のご質問、なぜ使われなかったのかというご質問と共通するところであるとお思います。現実には、やはりプロセス論といいますか、そういうところがきちんと議論されていなかったというのが実態だとお思います。ただ、私の理解では、現在、もともとは民間規格なり、そういうものを使っていくということは非常に効率的に規制をやり、安全を向上する上では有効であるという認識までは共有されているとお思います。ただ、その手順として、独立性を担保しながらどういうジャッジメントをするかという問題で、これについては今一步踏み出しつつあるという理解をしています。

それから、標準を作っております学協会、あるいは日本原子力学会としても、そういうものを使ってもらって初めて意義があるわけですので、そういう方針で規制当局と、きちんと活用していただくという方向で審議、議論が進められているというふうに認識してございます。

○前川氏

今こういうお話を申し上げたのは、先行類似例として、例えば機械学会が構造規格というようなものをずっと長くやっけてきているんですけど、やはり機械学会の中の委員会というものの中で出しているものだけでは使えない。それがどういう形でエンドースされていくかというのは非常に重要なところになっているので、そこに現実には少しギャップが常々あるということです。そのギャップも、我々も含めて努力をしていかないといけない、そういう趣旨です。

○安井座長

ありがとうございました。

次に行きたいと思いますが、あと残り3名の方が名札を立てておられますが、予定の時間が大体もう終わっておりまして、できましたらば短くのご意見を頂戴ないしはご質問していただきたい、そのように思います。

では、関村委員、お願いします。

○関村委員

では、手短かに申し上げます。先ほどからあるように、リスク情報がどういうふうになられ、評価されていくかということと、それからそれに基づいたアクションをどのようにセットで考えていくべきか、ここが非常に重要な論点だと考えております。そういう意味で、例えば今まで原子力学会でも規格をつくってきた、標準をつくってきた定期安全レビュー、この中でリスクを評価し、それ以外の項目とバランスよく10年ごとにアクションをとっていくことを考えていくべきだ。これはIAEAの場合でも、昨年新しい規格が定期安全レビューとして発行していますので、こういうまとまり感というものをどのように、特に産業界に提示をしていただけるか、これが非常に重要なことかなと思います。

例えば、NEIがROP、原子炉監視プロセスをきちっと提示し、それが規制に取り入れられてきた。このようなことが、リスクの評価とリスクに基づいたさまざまなアクションのセット、このようなものをどうやって産業界がみずから提示をしていけるか。これが非常に大きな課題だと思います。

ROPの課題を申しあげましたけど、情報の開示の話もいろいろございました。そういう意味では非常に広い意味になるんですが、トピカルレポートみたいなものできちんとした形で全体像を提示していくような、そういうことをぜひ産業界の中でお考えいただく、そういうことをリードしていただくような組織というものが今後必要になるのかなというふうに、意見として思っています。

以上です。

○安井座長

ありがとうございました。何かご質問等はございますか。レスポンスでしょうか。次、クロフツさんの番ですけど。

○クロフツ氏

すみません。こちらの資料を翻訳の関係で午後、見させていただいて目を通したわけなんですけれども、あとまた、日本の状況というのにはそれほど詳しくはありませんので、もしかしたら的外れなコメント、質問になるかもしれません。ご了承いただければと思います。

この資料を読みながら、もともとの目的が何なのかということを改めて考えながら読ませていただきました。例えば、記載されています継続的な自主的な安全性向上の活動をすることによって、世界でも最高水準の安全性を目指す、高みを目指すということですか、そういった業界の取り組みというのがどういうものであるのかを見据えるというようなところも含まれていると思いますが、そういった高み、そういった目標等、今現在の状況からどうやってその目標にたどり着くのかということが、この資料の中のどこかに書かれているかなというところを見ながら読ませていただきました。

簡潔に申し上げますと、桐本先生の18スライド目になるかと思いますが、そこが一番近く、そのあたりが書かれているのかなと思います。このワーキンググループでも、そこをぜひ議論するべきかと思いました。

○安井座長

わかりました。ありがとうございます。それでは、特にコメントがなければ、勝野様、お願いします。

○勝野氏

ありがとうございます。中部電力の勝野でございます。事業者の立場から一言、リスク評価に関して意見を述べさせていただきます。

まず、お三方の先生方、プレゼンテーションありがとうございました。その後、横山委員から、なぜPRAを活用しなかったのかのお尋ねもございました。やはりそれは事業者側の問題だと思いますけれども、これまで原子力発電所の安全設計と、あるいは評価は主に決定論に基づいて行われてまいりました。確率論的安全評価は、内的事象、偶発事象について、PRAの一部のものについて使ってまいりましたが、やはりリスクがゼロでないということを示すことになることから、重大事故が起こるのだと言われることを恐れ

て、積極的には活用に至らなかったと。また、社会とのリスクコミュニケーションも避けてきてしまったのではないかと考えております。

リスク評価についてでありますけれども、PRAは全てのリスク要因に対して手法が確立しているわけではありませんけれども、設計の想定を超える事象に対するプラントの安全性を網羅的に評価することにより、プラントの脆弱点を抽出し、対策の効果を定量化することができ、プラントの安全レベル向上に有効なツールと認識しております。

しかし頻度が稀で不確実さの大きな事象にPRAを活用した場合には、定量化したその結果にも大きな不確実さを含んでしまいます。そのため、特に不確実さの大きい外的事象のPRAを中心に研究開発を進めていくとともに、その評価手法が成熟するのを待つことなく、活用できる外的事象PRAは積極的に活用し、対象の事象の性質などにより、従来の決定論的な安全評価やストレステストのような安全裕度評価なども活用して、プラントの安全レベルの継続的な向上を図っていきたいと考えておまして、現在、内的あるいは停止時、地震、津波のPRAを実施しております。

それから、安全目標についてですけれども、安全の確保に第一義的責任を有する事業者といたしましては、新しい知見を踏まえて安全性向上に努めていくことに終わりはありませんが、リスクは十分低減させたとしても、当然ゼロレベルにはなりません。PRAなどを用いていく場合、そのレベルに達したからといって安全向上の努力を緩めることは絶対あってはならないことではありますが、目標となる標準的なレベルがあることはさまざまな判断にとって有用であり、それは安全目標であると思っております。

また、安全目標は、関係する者だけが使用するのではなく、その安全レベルは国民の広い議論を踏まえて、国民の皆様を受け入れていただけるものであることが大切であると考えております。福島の事故を受けまして、定量的なリスク指標と安全目標を用いてリスクは十分に小さくなるよう努めていくものの、ゼロではないということをお示した上で、事中、事後などの対応を含めて受けていれていただくよう努力していく必要があると考えております。

このようなリスクコミュニケーションに正面から取り組み、積極的に展開していくためには、PRAの積極的な活用と安全目標が重要な支えになるものと考えております。

以上、ありがとうございました。

○安井座長

ありがとうございました。大分時間がオーバーしてしまいましたので、そろそろ終わりにしたいと思います。

本日、PRA等につきましてプレゼンをいただきました3名の先生方、大変ありがとうございました。これを最終的にリスクコミュニケーション等に活用していこうと思いますと、やはり日本という国は、どうしてもゼロリスク志向が強い国でございますので、大変な問題になる可能性があるかなと思っております。要するに、リスクマネジメントというのは非常に中心的な課題であり、コミュニケーションも大変重要だということでございます。

これまでいただきました議論を踏まえた上で、次回に何をやるかでございますが、一応、「原子力事業のリスクマネジメントと組織のあり方」ということを提案させていただきたいと思っております。具体的には、関電、中部電力のオブザーバーの方々からいろいろとお考えをいただき、あるいは谷口委員からリスクマネジメントの考え方をいただく等々を考えておるわけでございます。

あわせまして、他産業のリスクマネジメント、特に航空産業におけます日本航空の安全に関しまして、責任者の方にご紹介をいただくということを考えておる次第でございます。実を申しますと、10月7日が開催の予定日でございますが、日本航空の方から、かなり長い、長時間のプレゼンをやりたいというご希望をいただいております、今日でも時間が足りなかったわけでございますが、最悪、3時間を覚悟していただきたいと思っております。5時半スタートだと、何と8時半ということになります、何か多分おなかが空く対応は、そっちのリスクは何かで解消したいと思っておりますが、いずれにいたしましてもということでございまして、次回の予告とさせていただきます。

ということで、何か事務局、ございますでしょうか。よろしいですか。

それでは、本日、本当に長時間にわたりましてありがとうございました。それでは、これを持ちまして、第3回目となります原子力の自主的安全性向上に関するワーキンググループ、閉会とさせていただきます。ありがとうございました。

— 了 —