

第 5 回

原子力安全基準・指針専門部会

立地指針等検討小委員会

速記録

原子力安全委員会

(注：この速記録の発言内容については、発言者のチェックを受けたものではありません)

原子力安全委員会 原子力安全基準・指針専門部会
立地指針等検討小委員会 第5回会合
議事次第

1. 日 時：平成21年9月25日（金）13：31～17：04

2. 場 所：原子力安全委員会 第1・2会議室（虎の門三井ビル2階）

3. 議 題：

- (1) 立地指針等に関する検討について
- (2) その他

4. 配付資料

立小委第5－1号	事務局への要請事項
立小委第5－2号	立地指針等検討小委員会第4回会合における意見 のまとめ（案）
立小委第5－3号	他の原子力施設に対する考慮（現行における立地 条件に関する指針要求の相互比較）
立小委第5－4号	立地評価のソースタームに係る検討（その2）
立小委第5－5号	環境影響評価等についての調査結果とこれまでの 議論のまとめ
立小委第5－6号	岡本委員のご意見について
立小委第5－7号	シビアアクシデント（SA）についての規制要求 の検討について

出席者

●委員

△石島 清見	梶本 光廣	川上 博人
酒井 一夫	竹下 功	◎平野 光將
本間 俊充	山口 彰	山内 喜明

注) ◎：主査、△：主査代理

●原子力安全委員会

鈴木 篤之	早田 邦久	久住 静代
小山田 修	久木田 豊	

●オブザーバー

辻倉 米蔵（電気事業連合会）
宮野 廣（日本原子力学会）
中井 良大（日本原子力研究開発機構）

●原子力安全・保安院

金子 真幸

●事務局

岩橋 理彦	角田 英之	山田 知徳
与能本 泰介	高坂 潔	重松 交響

午後 1時31分 開会

○平野主査 それでは、所定の時間がまいりましたので、第5回の立地指針等検討小委員会を開催したいと思います。

本日はお忙しい中ご出席いただきまして、ありがとうございます。

いつものことですが、この会合は公開となっております、発言内容は速記録として残すこととなっております。ご発言が重なりませんように、ご発言は進行役の指名後ということで、協力をよろしくお願いいたします。

それでは、事務局から定足数の確認と配付資料の確認をお願いいたします。

○事務局（重松） それでは、事務局から定足数の確認をさせていただきます。

本分科会は、専門委員から成る全構成員の2分の1の出席で会合が成立することとなっております。現在の構成員数は11名でして、定足数は6名でございますが、現時点で9名の専門委員がご出席でございますので、定足数に達しております。

続きまして、配付資料の確認をさせていただきます。

お手元に配付しております資料でございますが、まず議事次第、続きまして立小委第5-1号、事務局への要請事項。立小委第5-2号、立地指針等検討小委員会第4回会合における意見のまとめ（案）。それから、横長の資料でございますが、立小委第5-3号、他の原子力施設に対する考慮。立小委第5-4号、立地評価のソースタームに係る検討（その2）。この資料は前回4-7ということでお配りした資料でございます。それから、立小委第5-5号、環境影響評価等についての調査結果とこれまでの議論のまとめ。それから、1枚紙の資料で、立小委第5-6号、立地審査指針改定に関する意見。最後に、立小委第5-7、シビアアクシデントについての規制要求の検討について。

配付資料は以上でございます。

また、その他緑色のファイルとして指針の写し、また前回までの配付資料の写しをとじた常備資料を用意してございます。

用意した資料は以上でございます。お手元の資料をご確認ください。

○平野主査 ありがとうございます。

それでは、いつものことですが、最初の議題として、事務局への要請事項と、前回会合における意見のまとめについて、事務局から説明をいただきます。

○与能本管理官 それでは、資料5-1号と5-2号について説明をさせていただきます。

まず、5-2号であります。これが前回の意見のまとめでございます。まず初めにここで訂正させていただきます。この内容につきましては、先生方に既にメールで配付いたしまして、確認はとっている内容でございますが、これまでもそうでしたが、出来るだけ自由闊達に発言をいただくということで、出来るだけご意見の内容につきましてはそれにこだわらないでどんどん変更しても良いというそういう意味もありましたので、先生方のお名前は入れておりませんでした。今回ちょっと手違いで、お名前を入れたものをメールで送った方がチェックもしやすいということでお名前を入れておりまして、本番の今の段階ではお名前を取るように前回もこれまでもしておりましたが、ちょっと手違いでお名前が入っております。これは失礼いたしました。ホームページで公開する版におきましてはお名前を外すことにしたいと思います。

この内容自体につきましては既に三、四人の先生方からコメントをいただいております。そのとおりに修正しております。

これに基づきまして、事務局への要請事項をまとめたのが5-1号であります。前は3ページにありますように、一つだけございました。第4回の1というところでIDをふっておりますけれども。これ及びそれ以外にも右側が空欄になっているところにつきまして、次回以降に対応したいと考えております。

以上であります。

○平野主査 ありがとうございます。

先ほどの名前については、いずれにしても議事録を取っていますので全部名前が残るわけですが。配付資料として出すには名前を落としておこうかなど。これは当然、今事務局から言いましたように、自由闊達にいろいろな意見を言っただくということと、余り名前が残ってしまって、俺はあの時ああ言ったから、ちょっと意見訂正しにくいなというようなことがないようにですね、どんどん皆さんと一緒に進歩していきましょうという意味で名前は取るということにしたんですけれども。そんなに他意はありませんので、よろしく願います。

その次は、他の原子力施設に対する考慮ということで議論したいと思います。本件は、他の原子力施設に対する立地指針改訂の影響を検討する意味と、もう一

つは、立地に係る公衆防護の要求を施設の種類によらず、原子力施設一般の要求として考えた方が良いのではないかという、そういう意味の2点でまとめでございます。

これも説明は事務局の方からお願いします。

○高坂技術参与 それでは、資料の立小委第5-3号に基づいてご説明いたします。

今主査からご発言ございましたけれども、確か第2回の本小委員会でIAEAの安全基準のNS-R-3の原子炉の立地評価等のご説明をさせていただいた時に、国際基準の方では対象にする施設は原子炉施設に限らないで、原子力施設全般に対して適用しているというお話もございまして。我が国の方は立地指針というのは基本的には原子炉の立地に係るところに特化した指針になっておりますので、その辺のところを今回の見直しの中でどういうふうに取り入れたら良いかということのご参考ということでまとめたものでございます。

最初の1番目の摘要でございますが、今とダブりますが、立地指針の見直しに係り、他の原子力施設に対する考慮について検討するために、現行における立地条件に関する関連指針要求の相互比較を行ったということでございます。

対象といたしました指針は、指針集がありますけれども、その中から立地に係るものということで、下に書いてあるとおりでございます。一つ目が、ベースになっております原子炉に関する指針ということで、原子炉立地指針。それから二つ目が、その他の原子力施設ということで、核燃料施設に関する指針が幾つかございます。ここに書いてございますように、一つ目が、核燃料施設の安全審査基本指針。それから、それを受ける形で、加工の指針が三つございまして、ウランの加工施設、安全審査指針、それから特定ウランの加工施設の安全審査指針。それから、MOXの加工施設の安全審査指針。それから次が、中間貯蔵のということで、現状では使っておりますのは金属製の乾式キャスクということで、その使用済燃料の中間貯蔵施設の安全審査指針。それから次が、再処理の施設の安全審査指針。最後に、放射性廃棄物の埋設施設の安全審査の基本的考え方。ということで、今指針集にまとめられておりますこれら指針についてそれぞれ比較いたしました。

それからなお、川上先生の方からご意見いただきまして、この一番下のなお書

きに書いてございますが、放射性廃棄物埋設施設の安全審査の基本的考え方については、現在廃棄物廃止措置の専門部会の方で見直しをされているということと。それから、高レベルの放射性廃棄物処分については、多分部会報告等のレベルだと思っておりますが、指針化はこれからでございますが、高レベル放射性廃棄物処分の概要調査地区選定の段階における考慮すべき環境条件ということで、必要な事項がまとめられているというご意見いただきましたので、それを書かせていただきました。

それから、3番目が比較結果でございます。原子力施設、今申し上げた施設に対する立地条件に関する関連指針の要求の相互比較を添付の付表－1ということで、7ページ以降、後で簡単にご説明いたしますが、にまとめてございます。

それから、次のページにまいりまして、2ページでございますが。原子炉施設の方について一部立地の評価事故の扱いに差があるかということで、軽水炉とFBR、研究炉についての立地評価事故の比較を添付の付表－2に、14ページ以降になりますが、まとめてございます。

それらの中から、特に立地指針に係る基本的な事項を抜き出して要旨を比較してまとめましたものが、次の3ページ以降に付いてございます。最初に、整理に用いました付表の方から簡単にご説明いたします。

恐縮ですが、A3を縮小しましたのでちょっと小さいですけれども、7ページをご覧ください。7ページが、先ほどの施設の指針の比較のうち一番左側から原子炉立地審査指針、それからその右に核燃料施設の安全審査指針関係が載っておりますが。核燃料関係の施設についてはいろいろな施設があるということで、基本になるものは統一的な観点から、核燃料施設に共通した安全審査の基本的考え方をまとめた指針というのがこの基本指針という形でございます。

それを受ける形で加工の指針が、ウラン加工、それから特定ウラン加工施設、それからMOX加工施設の安全審査指針ということでまとまっております。

その比較表が下の、ページでいきますと、7、8、9ページになります。

それから、10ページ以降が、付表－1（2）と付ってございますが、核燃料施設関係のうち残った、左から二つ目まで同じですけれども、その右側に中間貯蔵、それから再処理、それから廃棄物埋設施設についてまとめてございます。

また恐縮ですが、7ページにもどっていただきまして。記載内容についての比

較を抜き出すために、黄色い色染めをペインティングをしておりますが、それを中心にご覧いただきますと。

まず、一番左側の原子炉立地審査指針につきましては、ベースになりますのは基本的考え方ということで、立地の3原則が書いてございます。一つ目が、1. 1の(1)が、大きな事故の誘因となるような事象が過去になかったことと、将来に渡ってその災害を拡大するような事象が少ないことということで、事象の考慮に対する規定が最初の1項目目になります。

それから、二つ目が、よくご存じのことですけれども、原子炉は十分に公衆から離れていることという離隔要求がございました。

それから、三つ目として、必要に応じて公衆に対して適切な処置を講じる措置、環境であることということで、一般的には防災の処置が行えるような環境であることというような、三つの3原則がございました。

それに対して右の方の核燃料施設関係については、基本指針にまとめてございますが、立地審査指針というものを独立に定めるのではなくて、安全審査指針に相当するところの中で3項目として、立地条件ということで、そこで指針1、2、3と書いてございますが、指針1の基本的条件で、事象に対する考慮、それから指針2で、平常時の条件、特に線量の合理的に達成出来る限り低いものであることという要求。それから、指針3として、事故時の評価に対する要求で、最大想定事故という言い方をしておりますが、公衆に対して過度の放射線被ばくを及ぼさないということとしています。安全審査指針の中に立地条件を取り入れて、その中で指針の三つの内容を規定しているということでございます。

それを受けまして、ウランの加工施設についても同じ内容でございますが、立地条件の中に指針1の基本的条件として事象に対する考慮について、具体的な記載が書いてございます。

それから、指針2が、平常時の条件として、平常時の達成出来る限り線量の影響を低くするものという要求がございました。

それから、次のページに行きまして、ウラン加工の8ページの指針3として、最大想定事故に対する過度の放射線被ばくを及ぼさないことという要求がございました。

基本的にこういう形でまとめてございます。

それでは、7ページに戻っていただきまして、特定ウランも、記載の内容は若干差がございますけれども、同じ構成でそれぞれ規定されているということでございます。それから、一番右がMOX加工の施設の安全審査指針でございます。

次のページにまいりまして、特に事故のところ、右から二つ目が特定ウランの加工施設、一番右がMOXですけれども。これらがウランと違うところは、事故条件の中の、事故の選定の中に、1の(3)として、臨界に対する評価が規定されております。従って、臨界に対する考慮は特定ウランとそれから一番右側のMOXウランについて、事故条件の中に、指針3の1の(3)になりますけれども、臨界に対する評価が規定されてございます。

それから、このページで見ていただきますと、8ページの一番下側に、特定ウランについては3番の線量評価のところの中に離隔要求の規定がございます。過度の放射線被ばくを及ぼさないような離隔が確保されていることとして、離隔要求については特定ウランの施設については離隔の要求が明示されているということでございます。

それから、次のページの9ページにまいりまして、一番右側のMOX加工施設についても、3番の線量の評価のところの下から2行目に書いてございますが、一般公衆に対して過度の放射線被ばくを及ぼさないこととして、離隔の要求が明示されているということでございます。

それから、10ページがその他の中間貯蔵、再処理施設、廃棄物処理施設の安全審査の内容でございますが、これも基本的に同じ内容でございます。III章として、立地条件の中に指針1として基本条件、これで事象に対する考慮。指針2で平常時、それから指針3として事故時の評価。ここでも最大想定事故に対してという言い方をしてございます。それが同じような形で続きます。

それから、次の11ページをご覧くださいまして。一番左側の3番の線量評価のところを見ていただきますと、中間貯蔵施設では離隔要求は特に書いてございませんが、次のページの12ページをご覧くださいまして、再処理施設については立地評価事故に対する評価として、一般公衆との離隔距離の妥当性を立地評価事故を使って評価しなさいという要求がございます。離隔要求があるということでございます。

ということで、以上から主要な項目を拾い出してまとめましたものが、最初の

3 ページにもどっていただきまして、比較結果のまとめとして表－1 になります。それで、表－1 は左側から原子炉、それから次が核燃料施設の加工施設、それから中間貯蔵、再処理施設、それから廃棄物処理施設という形で順にまとめてございまして。縦に主要な項目を書いております。

まず、指針体系については、原子炉については、立地指針を独立に規定していますが、核燃料施設については加工施設から廃棄物埋設施設まで同じですけれども、安全審査指針等に相当する中に取り込んで立地条件を規定しているという違いがございます。

それから二つ目として、原子炉の立地条件ですけれども、原子炉については先ほど申し上げた1 番目の事象に対する考慮と、離隔要求の2 番目と、3 番目の防災措置等の要求の3 条件がございました。

それに対して、加工施設については、さっきの1 番目の事象に対する考慮については表現の違いはございますが、それぞれ加工施設、中間貯蔵施設、再処理施設、それから廃棄物処理施設については事象に対する考慮についての規定はございます。それから、2 番目の離隔要求については、書いてあるものとないものがございます。加工施設のウラン加工については特に離隔要求は明示されてございません。ただ、特定ウラン加工施設とMOX加工施設については、先ほどご確認いただきましたけれども、離隔が確保されていることを規定しております。

それから、中間貯蔵については離隔要求は特に明記されてございません。

それから、再処理については、離隔要求の妥当性を立地評価事故を使って評価するという規定がございます。

それから、一番右の廃棄物処理施設ですが、基本的考え方の中には離隔要求という言葉は明記されてございませんが、実際的には人工バリアとか天然バリアで離隔距離を確保しているということになるのではないかと思います。また、それに加えて、放射線管理とか、あるいは生活環境への放射線の漏洩の移行の管理とか、環境保全としての規定がいろいろございます。

それから、一番最後の3 番目の防災措置については、加工施設、それから中間貯蔵施設、再処理施設については特に防災措置についての考慮についての規定はございません。ただ、一番右側の廃棄物処理施設につきましては、段階管理という考え方がございまして、第3 段階ですから保全段階、操業の終わった後におい

て天然バリアの維持という要求がございまして、そのバリアを損なうような特定の行為の禁止とか、制約のための措置が規定されておりますので、これが広い目で見ますと、この公衆に対して適切な措置を講じる環境ということに該当するという事だと思えます。

それから、次のページにまいりまして、4ページになります。評価対象事象の比較ですけれども、原子炉については基本的には立地指針で扱っておりますのは事故時の評価でございまして、重大事故と仮想事故について公衆の安全の確認をするということになっております。

加工施設から中間貯蔵、それから再処理、廃棄物処理施設については、安全審査指針と兼ねているということもありまして、平常時条件と事故時の条件を立地の条件の中で扱うことにしております。

それで、その事故の表現が、ここに書いてございますように、事故については最大想定事故という言い方をしております、それで評価するという事になっております。

それから、事故の中で特記すべきものは、加工施設については、特定ウランとMOXについては臨界事故についても規定しているということでございます。

それから、中間貯蔵施設については、やはりこれも事故については最大想定事故について評価することになってございまして、特記すべきことは、金属キャスクの衝突とか落下事故による破損等の影響というのが規定されてございます。

それから、再処理施設につきましては、最大想定事故ということがありますが、これについては特に立地評価事故を使って離隔距離の妥当性の評価ということで、立地評価事故という用語が用いられてございます。

一番右側の廃棄物埋設施設ですけれども、これについては具体的な事故の記載はないんですが、操業中の評価について加えまして、先ほど申し上げた操業期間の終了以降における埋設廃棄物に起因して発生すると想定される一般公衆の線量という言い方で、これについての評価をするということの要求がございまして。

それから、次の立地評価事故の内容ですけれども。先ほどとダブりますが、原子炉立地指針については、重大事故と仮想事故。仮想事故につきましては、ここに書いてある軽水炉については重大事故よりもより多くの放射性の物質の放出を仮想する事故を。それから、FBRについては、それに5項事象も加えて考慮し

た上で、より多くの放射性物質の放出を仮想する事故を扱うこととしています。研究炉については、大体板状の燃料を使っているものが多いですけれども、燃料要素1体の破損でその中に含まれる最大量の放射性物質の放出というようなことが規定されております。

それから、加工施設については、最大想定事故について、ここに書いてありますようにウラン加工施設について、用語は違いますが、ウランの総放出量を与える事故を、特定ウラン加工については最大の放射線被ばくを及ぼす事故で、臨界事故を。MOXについては、同じく臨界事故を含む事故を想定することになっております。

中間貯蔵につきましては、最大想定事故として、キャスクの落下の損傷による影響も考慮することとしております。

それから、再処理については、事故として特記すべきものは、溶解層における臨界とか、セル内での有機溶媒の火災等の影響も考えるということになっております。

一番右の廃棄物埋設施設については、自然現象云々、廃棄物埋設地からの放射性物質の異常な漏出というようなことが書いてございます。

それから一番下ですけれども、防護の対象は、いずれも一般公衆に対して、過度の放射性被ばくを及ぼさないことということの規定してございます。ただ、特記すべきところは、原子炉立地については、ご存じのとおり、非居住区域、低人口地帯及び人口密集地帯からの離隔ということが明示されているということでございますが、原子炉以外で、離隔についての明示がされておりますのは、再処理の5ページの下、右側から二つ目のところに、立地評価事故において、離隔距離が適切であることの評価を。居住区域にいる一般公衆を対象にするというようなことが書いてございます。

以上が主要な項目でございます。最後に、6ページをご覧くださいますと、その他として、指針を体系的に整理をするということであれば、文言の整合性で幾つか整合がとれてないところが見られます。

例えば、特定ウラン加工施設の安全審査指針とかMOXの審査指針を見ると、自然環境のところを見ると、具体的な場所は7ページの立地条件の指針の1の基本条件のところの下に、右から二つ目のところが特定ウランで、一番右がMOX

加工施設ですけれども、その自然環境のところを見ていただくと。①の地震、洪水云々と書いてあるところの書き方が違うとか、それから片方のMOXの方には異常寒波が入っているけれども特定ウランには入っていないとか。それから、特定ウランの方には社会環境の中に航空機落下は入っておりませんが、MOX加工については航空機事故等による飛来物の影響の考慮というようなことが入っていて。横並びで見た場合は、それぞれ施設の特徴はあるとは思いますが、こういう整合性を見直しも必要があるという例を抽出いたしました。

以上でございます。

○平野主査 ありがとうございます。

詳細な比較をしていただきましたけれども。先ほど最初に申し上げた2点でいくと、この陸上に設置された原子炉に対する立地指針を改訂した場合に、直接的に影響を受けるのはどうも原子炉の指針のようだ。それは、加工施設やサイクル施設、それから廃棄物埋設施設については直接原子炉の一次審査指針を引用しているようなところはない。これはどうしても耐震設計指針の時のトラウマとかあれがあるんですけれども。あの場合は、いわゆる原子炉用のとか発電炉用の耐震設計指針が加工施設の方でも幾つかの、全てではないんですけれども、直接引用されているということで、発電用の方が変わればそちらも当然代わらざるを得ないと、あの時点では。そういうことで、引用する指針を新しい指針に変えたわけですので、直接的な影響があったと。

今回の整理を見てみますと、研究炉あるいはFBRの方では原子炉用の立地審査指針を直接引用していますので、それなりに影響はあるかもしれないけれども、加工施設の方、それから廃棄物埋設施設の方は直接引用していませんので、直接的な意味での影響はない。ただ、考え方やなんかは当然影響を受けるかもしれないけれども。ということがまず一つ言えるかと思います。

あとは、最初のまとめで3点に分けて、原則的な立地条件の中で1、2、3と分けていますけれども。①については、基本的に、文言は違うけれども、大体同じだと。あとは、加工施設の指針の方が原子炉の一次審査指針よりもいわば新しく出来ましたのでかなり詳しく書いていたり。それから、先ほどの航空機落下なんかの話もありましたけれども、施設といっても、当時想定されているサイトも考えて少し記述のレベルが違うということかと思えますけれども。その辺につい

では、原子炉の立地審査指針を改訂する時には、より新しい指針に合わせるということではありませんけれども、なるべく統一的に書いた方が良いのではないかとということだと思えます。

あとは、2番と3番については、離隔の要求とか防災についてはそれぞれの指針によって少しずつ違ふと。特に離隔については大分違いますので、それは施設の特徴を踏まえての要求の違いかと思えます。

この辺、記述のレベルを合わせるかどうかという問題、それからそれぞれの離隔要求とか防災要求に対する違いとかについて、今後どうしていったら良いかということについては是非ご意見をいただきたいと思えます。

○竹下委員 ちょっと二つほど意見を申し上げたいと思うんですが。今主査が言われたようにまとめてしまうと、原子炉の立地審査指針を変えても影響ないよというふうに聞こえたんですが。これはこの比較表は全部いわゆるこの指針の本文のところだけで比較をされているんでしょう。解説も含めてやっているわけではないですよ。前も確か一部指摘したと思うんですが。

確か最初の指針の解説のところ、いわゆる判断基準かな、線量の判断基準のところではその原子炉の立地、原子炉でいうところの重大事故の判断基準を使いましょうというようなことを確か明記してあるはずなんですね。だから、これは本文だけではなくて、解説も含めてちょっと串刺しして見てみないと、要するに原子炉だけ変えてもこちらへ影響ないよということには直接は言えないと思えます。

もう主査も言われたように、いろいろな考え方自身が、いわゆるああいうエネルギー発生装置と、この核燃料施設なんかは基本的に違うんだと。いわゆるポテンシャルハザードがもともと違うので、特別なことを言いますので、例の金属キャスクですか、キャスクなんかの想定事故なんて本当に考えられないぐらいの、そういうものも含めてのいわゆる核燃料施設関係の指針の体系になっているんですね。

それとあと、私はこの特定ウランとMOX加工の指針の策定にちょっと携わりましたので覚えているんですけども、特定ウランの方はウラン加工が、確かウランの濃縮度は5%以下ですよ。それを超えてJCOではああいう事故が起きてしまったということで、それを超える中濃縮、高濃縮ウランを扱う施設に対し

て、では、どういう押さえ方をすれば良いかという観点でこの確か特定ウラン加工指針が出来たんですね。

だから、そういう意味でウラン加工をベースにして特定ウランが一応出来ていきますので、先ほど言った自然環境とか社会環境なんか、恐らくウラン加工の方がそのまま引っ張ってきて特定ウランの方になったんです。

あと、MOX加工指針関係は、これは確か指針に明記はしてなかったかもしれませんが、大体想定される立地場所と言いますか、それが青森県にほとんど限定されているような施設ですので、そのために非常に寒いところという意味もあるので、そういうことを入れる必要があるのではないかということで、確かこれを入れたというふうに記憶しております。そういうことと。

それから、もう一つが、これには全然出てきておりませんが、MOX加工施設、その最大想定事故ですね、これはこの指針本文が臨界事故も含むようになっているんですが。実は現在今一次審査、もう二次審査に入っているんですかね、二次審査中なんですけど、これはいわゆる乾式のプロセスで構成するMOX施設だと、そういうものに関しての指針なんですね。従いまして、乾式でMOXを扱いますとほとんど臨界にならない、相当意図的に集めてきてやらないと臨界事故は想定事故になかなかエントリー出来ない状態でございます。かといって、では、本当にそれだけ大量のプルトニウムを扱うのに、臨界事故を入れなくて良いのかという議論があって、それでこの指針の体系にそれを持ってきてしまいますと、いわゆる立地評価事故の中に取り込むことになりますので、それはこういう核燃料関係の指針の考え方にちょっとそぐわない。原子炉の方ともそぐわないというようなこともあって、指針の外に出して一応評価しましょうということにして。確か指針の中にはありませんけれども、安全委員会決定という形で、実際そのMOX施設を申請する人は、プロセス上は臨界事故は起きないんだけど、その指針上は立地評価事故としてしかエントリーされないけれども、ある大きさの臨界事故を想定しなさいというふうに、想定してくださいと、それに対する評価をしてくださいという要求を別途出しております、これはもう拘束力がありますので、当然申請者はそれを出さないといけない。

この考え方は一種の、いわゆるシビアアクシデントとアクシデントマネジメントですかね、原子炉のその考え方にちょっと私は似ているところがあると言いま

すか、そういうアナロジーもあって、そういうような確か扱いをしたというように記憶しております。

だから、規制の中に例えばシビアアクシデントが完全にまだ取り込んでないですよ。取り込まれていない、それと同じような扱いにしておこうというのが確かこの時の考え方だったというふうに思っています。

そういう意味で、文言上は表へ出てこなくても、立地指針が変わると当然これに付随してあちこち考えなきゃいけないところは多分出てくるだろうというふうに私は思います。

それから、この比較表の何ページですかね、6ページですか。文言の整合性のところを取り立てて挙げておりますけれども、これは私は意味がないと思います。これは、先ほど申し上げましたように、特定ウラン加工とMOXで自然環境の比較を見るとこういう違いがあるから整合していないとかおっしゃるんですが。その前提は、やはり想定している立地場所を前提にこの指針が出来たんだから、当然こういう違いが出てきてあるのであって、これを一緒にないからけしからんという話にはならない。だから、こういうことを整合性が取れてないのはやはり全体の見直しの一つだという、こういうアプローチはおかしいと思います。これはむしろ、ここはもう削除した方が誤解がないと思います。

とりあえず、私の気が付いた意見は以上です。

○平野主査 ありがとうございます。

何点か出たかと思うんですけれども、最後の文言は整合性がとれていないというのは、これも事務局の方も別に全部合わせろと言っているわけではなくて、私もさっき言いましたように、サイトの特徴とか施設の特徴によって違っているということですので、別に事務局がそこまで主張しているつもりはないと思います。いろいろ表現が違いますよということを持た。ちょっと整合性という言葉は良くなかったかもしれませんけれども。

それから、MOXで臨界を考えているというようなことは、実は原子炉の立地審査指針が変わったからといって、それぞれの施設についてそれぞれの特徴を考えて決めているんだから、むしろ直接的に影響を受ける必要はないというふうに私は考えて、先ほど言いました。

ただ一つ、一番最初に出た再処理のところは、ちょっと私の発言ミスで。今の

資料の13ページのところの、再処理施設の判断基準のところには、一番最後に原子炉立地審査指針及び何とか何とかを参考とすると書いてありますので、本文マターではありますね。それは失礼しました。

他にいかがでしょうか。

どうぞ。

○早田安全委員 竹下委員、本当にありがとうございました。こういう話をお話していただけたらと思っていたので感謝します。

それで、立地指針の一番最初のところ、確かに指針の中には何も書いてないんですけども、解説のところにも基本的な考え方は、他の原子力施設にも適用出来るという文言が入ってしまっていて。適用の第1号が確か船用炉だったと思います。今、竹下さんがおっしゃったように、基本的な考えを活かしつつ、それぞれの施設の立地場所等を参考にして文言が入ったという経緯があると思います。

以上です。

○平野主査 ありがとうございます。

どうぞ。

○本間委員 二つほど意見を述べさせていただきます。

一つは、これを横並びにしますと、出来た年代が立地指針は39年、それ以後は昭和55年以降ということで。私が思うに、それ以降の立地条件で三つの指針をそれぞれ基本的条件ということで、自然起因の外部事象と人為的な事象に関すること、それから平常時条件、事故時条件ということで。特に外部事象とか人為的な事象については核燃料サイクル施設は、7ページにありますように、個々の自然環境あるいは社会環境について考慮しなければいけないことを明示していて、立地審査指針よりはるかに分かりやすくそういうものをきちっと述べているというところで、こちらの方が非常に分かりやすいという点で良いのではないかとこのように思います。

もう1点は、平常時条件なんですけれども。今事務局は平常時条件というか事故時条件のところでも隔離という言い方をされたんですけれども、原子力立地審査指針に平常時条件がないというのは、この1年前の昭和38年の伏見委員会が出した報告書には、立地では当然平常時条件も事故時条件も当然見るんだと、立地上ですね、ということがちゃんと明記されてしまっていて。ただし、平常時条件につ

いては他の部分で線量限度を満たしているということを別のところでちゃんと見ているから、ここでは特に万一の事故だけを取り上げるんだというふうにしているというところでは、ほとんど考え方としては同じ並びではないか。

それで、離隔という言い方をされたんですが、むしろ放射線影響を見るのは立地上の条件を見るのであって、特に平常時及び事故時の拡散の能力ですね、その立地上放射性物質の放出に係っては拡散能力が効いてくるわけですから、そういうところの不備のない立地条件を選ぶんだと。一つが拡散能力であり、もう一つは人の居住環境であるわけで。そういう点を立地上見るという話であるということに気を付けなければいけないというふうに思います。

以上です。

○平野主査 ありがとうございます。

先ほどの繰り返しになりますけれども、原則的立地条件のうちの基本的条件については、新しいものほどそれぞれのサイト、施設の特徴を踏まえながらも、分かりやすく書いてあるのではないかなというのが大半の意見ではないかと思うんですね。

原子炉立地審査指針は陸上に定置した1万kw以上というものについて適用して、それ未満のものについても参考とするというような文章が確かあったかと思えますけれども。それを踏まえて、その後いろいろな指針が、サイトをもちろん意識しながら、施設の特徴を踏まえて新しく核燃料サイクル施設が出来たわけで。原子炉立地審査指針の方はその根本的な考え方が変われば影響を受けるけれども、それを踏まえながら作っているんだけれども、直接的に判断条件みたいなものは引用しているのがありますけれども、指針そのものを引用することはなく作っているわけなので、影響が耐震設計指針のように直接的な影響を受けるということではないのではないかなというのが最初の私の意見なんですけれども。

その他、平常時の話が今出ましたけれども、平常時についてどういうふうに考えたら良いかということも含めて、どうぞご意見をお願いします。

平常時を入れるかどうかについても含めまして、その後の環境影響に対する事務局として今までの議論のまとめと、今後更にどうしていったら良いかという論点を整理した資料が後からまた説明されますので。

また、もう一つ、離隔の問題はシビアアクシデントの取り方をどういうするか

扱うか含めまして非常に大きな問題ですので、またこの相互比較とは別に基本的なところでまた議論するということにして。

この資料については、事務局からの補足を含めて終わりたいと思います。

○与能本管理官 1点だけ事務局からお願いしたいと思います。今回の改訂にあたっては、当面の改訂であっても長期的な方向を踏まえてやると、そういう方針で主査の方もこれまで言われておりますけれども。今回この横並びを出した一つの理由として、例えば I A E A であるとか英国であるところはもう原子力施設の立地基準というものを一つにしているわけですね。その中でいろいろな施設についての特徴を踏まえたようなことが書かれているのだと思っています。

そういう意味で、我が国のこの指針類、本日紹介させていただきましたように、たくさん立地に係るところがあると。これは長期的な改訂の方向としては一つの方向にもっていくのが良いのかどうか、そういったことについてもご議論をいただきたいと思います。それは別に今でなくても良いですけれども、今後是非よろしくをお願いします。

○平野主査 それではですね、次の議題に移りたいと思います。次の議題は、前回ちょっと時間の関係で今回に回しました立地評価のソースタームに係る検討について、梶本委員の方から説明をいただきます。お願いします。

○梶本委員 それでは、立地評価のソースタームに関わる検討（その2）ということで。今回は、前回のその1の時に米国の N U R E G - 1 4 6 5 のソースターム、それがどのようにして作られたのかという経緯ですね、そういうシビアアクシデントの分析からそういうソースタームが得られたという経緯を紹介しました。

実際、そういうソースタームを日本のプラントに適用した場合に、どの程度の影響があるのかということを具体的に紹介したいと思います。

それでまた、そういうソースタームを使った時に、どういう要因が環境への放出を支配しているのか、その辺も併せて紹介したいと思います。

まず、紹介する内容として、ソースタームの定量的検討、これをどう進めましたかということと。それから、次に、日本の代表的な原子炉施設を対象にして計算しましたので、まず B W R、それから次に P W R。それから、その計算結果から、解析結果から得られた安全評価指針の改訂に係る検討の部分。それから、最後に簡単にまとめたいと思います。

まず、ソースタームの定量的検討についてですが。まず、検討対象とした原子炉施設について紹介しておきます。これは日本の代表的なBWR原子炉施設とPWR原子炉施設で、ここに諸元を書いております。原子炉についてはBWRはBWR-5のタイプ、それからPWRについては4-Loop。格納容器のタイプはBWRについてはMark-II型、PWRはプレストレスコンクリートのタイプ。それから、熱出力はBWRは3,293、PWRは3,441 MWt。格納容器の自由体積がここに書いてあるとおりにになります。

こういう施設を対象にして、米国のNUREG-1465のソースタームを適用してみましたということです。

ここに格納容器の型式を少し書いておきました。左側がBWRのMark-II型格納容器のタイプです。これは改良型の方ではなくて、Mark-IIの古いタイプの型ですね。それから、右側がPWRの今回計算の対象にしている格納容器の図です。大体横の大きさ合わせてあるんですが、大体こんな感じになります。

論点とするところは、NUREG-1465と今度仮想事故、日本の仮想事故、これの計算との比較の視点から分かりやすく説明したいと思います。

まず、NUREG-1465と仮想事故のソースターム、これの比較を示したのがこのスライドですが。左側の方、淡いグリーンの方が日本の仮想事故のソースタームの条件です。ここに書いてありますように、格納容器への放出は、希ガスが100%、これは瞬時放出ということになります。よう素が50%、これも瞬時放出です。こういう形で扱う。

よう素の化学形態については、粒子状よう素は0%、無機よう素90%、有機よう素10%の割合にしてありますと、こういう内訳になっていると。

これが、ちょっと右側小さくて申しわけないんですが。上のブルーの方がNUREG-1465のソースタームの条件です。これ上の方がBWR、下の方がPWRです。

これ細かい話は省略しますが、ポイントはこのように放出の時期が分かれています。まず被覆管が破裂して、格納容器への放出が始まると。これが120秒から0.5時間まで継続しますと。それから、それに引き続いて、炉心の一部が損傷して大量に出始めると。それが0.5時間から2時間であるというのがこのNUREG-1465のソースタームです。

希ガスのところ、左側の格納容器、仮想事故の方と比べていただきたいんですけども、これ右側のNUREG-1465の場合は120秒から0.5時間の時に0.05。これ、すみません、ちょっとパーセントと割合と表がごっちゃになっていますが。右側のNUREG-1465の方は割合で書いてあります。

0.05出て、その後続く早期原子炉容器内の放出では0.95であると。要するに1、両方併せると全部1出ます。要するに100%出ますということ。これは仮想事故と同じように100%格納容器には出ますと。ただ、このように時間軸に沿って徐々に出ることが想定されていると。

よう素について見ますと、やはり被覆管が破裂する時の放出については0.05で、早期圧力容器内放出の時には0.25、合計で0.3ということで30%。今の仮想事故の場合は50%ですが、ここで30%と若干少なくなっているけれども、それほど大きな違いがあるわけではありません。

その他アルカリ金属とかテルル、Ba、Sr、貴金属とかセシウム、ランタン類がこのような割合で出ますということ。このような俗に言う固形分についてはアルカリ金属、これセシウムですが、これを除いては、早期圧力容器内放出の時にしか放出されてこない、こういうふうな形になっていると。

下はPWRですが、ちょっと省略いたします。

更にそのブルーの方の右側の下に書いてありますように、これがNUREG-1465の大きな特徴になるわけですが、粒子状のよう素、これはよう化セシウムが想定されています、これが95%を占めていると。残り無機よう素が4.85%で、有機よう素が0.15%であると、こういう内訳になっていると。これがシビアアクシデントの研究の成果を反映してこのように設定されたということは前回紹介したとおりです。

次に、実際にBWR原子炉施設を対象にした解析について紹介しますが、まず、BWR-5のMark-II型で、放射性物質の放出経路を簡単に紹介して、その次に解析条件、それから主な解析結果と大気中への放出を支配する要因について紹介します。

この図はBWR-5、Mark-IIで、放射性物質の放出経路を示したものです。左側がこのMark-IIのマンガの絵ですが、真ん中の部分が炉心であると。この炉心の燃料の部分から放射性物質が放出されて、右側の配管部分に行って、

×印が付いてありますが、これが破断箇所ですが、ここから格納容器に放出されると。一部は、下の方にありますが、圧力抑制プールの方にベント管を通過して、この水の中にくぐっていく。ここにある圧力抑制プールの水はもちろん格納容器スプレイの方に使われて、水が循環するという形になっています。

この格納容器からこういうクローズしたシステムなんですが、一部格納容器に漏洩があるとみなして、ここから漏洩をすると、それで原子炉建屋に出ると。原子炉建屋に出たものは、そこの左の方に行ってフィルタと書いてありますが、これは非常用ガス処理系のフィルタです。ここを通過して、大気中に放出されると。

フィルタがサンドイッチみたいな絵になっていますが、この黒い部分が高性能粒子フィルタですね、真ん中が活性炭フィルタという形になっています。

これをまとめますと、右側の一番下に書いてありますように、格納容器に放出された後、一部は自然沈着をしながら、あるいは圧力抑制プールの、そこにあぶくが書いてありますが、そこで水の中に取りられて、また一部は格納容器スプレイで除去されると。格納容器の漏洩によって原子炉建屋に出て、これが非常用ガス処理系のフィルタで除去されて、最終的に排気筒から大気中へ放出されると、このような経路になると。

次に、これはBWR-5のMark-IIの解析条件を示したものです。これは放射性物質の移送の問題と沈着・除去の問題に分けて分かりやすく書いてありますが。一番のポイントは、右側の方、時間軸が横軸になっていますが。この赤いマークがしてあるところがNUREG-1465を導入した時に特別に扱わなければならない箇所。それから、ブルーで書いてある横バーになっているのは、これは仮想事故と同じ条件でよろしいという形でまとめてあります。この一番上が先ほど紹介しました格納容器のソースタームで、被覆管破裂から始まって、圧力容器内に放出が始まって、2時間で終了すると。

格納容器からの漏洩、これは仮想事故と同じ条件で計算していますが0.5% vol/d。

特に、NUREG-1465を導入する場合には、こういうフィルタ除去、それから格納容器スプレイによる除去、それから格納容器内の自然沈着に対して、現在の立地評価の事故では考えていない固形分ですね、粒子、特によう素、よう化セシウムの粒子も含まれますが、この粒子の固形分の自然沈着とか工学的安全設

備による除去を考えないといけないということ。

まず、フィルタについては、元素上の有機よう素、それから無機よう素、これについては従来と同じ。それから、エアロゾルについては、0.99をやはり想定していると。これは設置許可申請書あるいは指針の中の、指針の中にはエアロゾルはありませんが、設置許可申請書の中に添付8の資料の中に、高性能粒子フィルタの性能が記載されていて、99.99%はカット出来ると、そういうのがありますので。今回の試算ではそういう保守性を入れて0.99にしてあると、そういうことです。

それから、格納容器スプレイによる除去についてですが、これは無機よう素、有機よう素、これについては従来と同じように扱えるんですが。特にエアロゾルについては、今回これまでそういう評価というのは余りありません。これは、ここに沈着率、除去率を書いておきましたが、これは米国のCSE実験、これちょっと古い実験なんですけど、この実験、これを分析して、そこから沈着率を求めたものです。それから、格納容器の自然沈着、これについてもそこにCSE実験と書いてありますが、これから全部求めています。

特に無機よう素のところは従来と同じではないんですかという話はあるんですが、従来は50%格納容器に放出された後に、その半分が直ちに格納容器に構造物に沈着するというのが従来の扱い。今回はその時間変化をもって格納容器の中に放出されてきますので、そのような扱いは出来ません。そこで、無機よう素についても時間依存、こういう沈着率で時間とともに沈着していく。ということで、これもCSE実験。これは米国のハンフォードで実験された実験ですね。

そういう計算条件をこの表にまとめておきました。

繰り返しになりますので省略しますが。ただ、エアロゾルの自然沈着については、そのハンフォードの試験で余りはっきりしないところがあったというのもありましたけれども、こちらで併せて直径1 μ mの粒子の沈降速度をあえて使って計算しています。これもほとんどこの1 μ mを仮定するとハンフォードの実験が再現出来るんですが、そういうこともありまして、ちょっと1 μ m粒子の沈降速度を使いました。これ、直径が1 μ mですから半分にすると0.5 μ mぐらいで、エアロゾルとしては一番沈着・除去がしにくい領域に相当します。このような形で。

あとは、申請書の添付8のデータを使って計算していると。あと、添付10も参考にしていると。そういう形になります。

次に、主な解析結果について紹介したいと思います。BWR-5のMark-II、これを対象にして計算したわけですがけれども、ここにまず大気中への放出割合について比較しています。これを見ていただきますと、この赤い方がNUREG-1465のソースタームを使った場合の大気中への放出量。それから、グリーンの場合は、今の仮想事故の条件で計算した場合の結果を示しています。

こちら一番左が、これ横軸が元素グループが書いてあります。NGと書いてあるのは希ガス、ノーブルガスの略、希ガスです。まず希ガスを見ていただきますと、これはNUREG-1465は時間依存を持ちながら、徐々に格納容器に放出されるわけですが、最終的には大気中に全て出るということで、仮想事故の条件で計算した場合とほぼ同じ、変わらないということが言えます。

次に、よう素のところですが、よう素のうち、ちょっと見にくいんですが、左から2番目の段に書いてあるIというのがトータルですね。この破線の枠で囲ってあるところがよう化セシウムと I_2 、 CH_3I 、これは有機よう素ですが、これの内訳を全部示したものになります。

このようにして見ていただきますと、大気中へ出るものは、まずよう素のトータルで見ますと、仮想事故、グリーンの場合に比べてNUREG-1465の方はずっと小さいと、2桁ぐらい小さくなっていると。要するに、気圧の放出量は変わりませんが、よう素の大気中への放出量は2桁変わる、100分の1を超える程度小さくなるという形になります。

その内訳を見てみますと、まずよう化セシウムの場合、よう化セシウムの場合にはそこに赤で棒が書いてありますが、これでよう化セシウムはそんなにたくさん出ない。要するに後で紹介しますが、全部途中でスプレーとかで除去されているわけですね。よう化セシウムのところにグリーンのバーがないのは、もちろん仮想事故ではよう化セシウムは想定していませんので、その欄はありません。

残りの I_2 と CH_3I のところを見ていただきますと、結論から言いますと、大気中へのよう素の放出量は有機よう素で支配されていると。有機よう素でほぼ決まっているということが分かると思います。

そこの右の方に計算結果の要点だけまとめておきましたけれども、繰り返しに

なりますが、NUREG-1465の希ガス類の大気中への放出割合というのは、仮想事故と変わりませんと。

それから、NUREG-1465のよう素の大気中への放出割合は、仮想事故の1/120程度になりますと。

NUREG-1465、それから仮想事故、このいずれに対しても、大気中へのよう素の放出を支配しているのは有機よう素であるということが計算結果から分かるわけです。

どうしてこのような結果になるのかについて、具体的に紹介したいと思います。この図は格納容器内での放射性物質の振舞いを示したものの、時間変化を示したものです。この左側の方がそれぞれの元素グループの格納容器内の浮遊量、これを炉心内蔵量に対する割合で示しています。ちょっと図が汚くて分かりにくいので申しわけないんですが。この左側のグラフの一番上ですね、この部分ですね、これが希ガス類です。希ガス類は、被覆管破裂の放出に伴って圧力容器内での放出が始まって、徐々に格納容器に放出されてきます。それがずっと蓄積して、ほぼ全量、2時間後ぐらいには全量が出きって、格納容器の中に浮かんでいると。

これ、格納容器の中のリークがありますから徐々に減少しているんですが、この10時間の範囲では目立って見えません。こんな形になると。

よう素は後ほど紹介しますが、固形分については、圧力容器内放出が始まってからでないと格納容器に出てきません。そして、それが放出されて出てくると。そして、その後平らになります。この期間格納容器スプレイが作動しています。ですから、その格納容器スプレイによる除去率、それから自然沈着による沈着率、そういうものと格納容器から放出されてくる放出率、こういうものからバランスする時期というのがあります。それが、このためにここが平らになります。

そして、圧力容器内の放出が終了すると、追加されるものがないから、あとは除去される一方ということで、急速に格納容器スプレイによって除去されると。もちろん自然沈着とかそういうのも入っているんですが、格納容器スプレイによる除去が圧倒的に大きいと、このようになっていると。

よう素についてはこのグラフがよう素の線なんですが、これ途中でこういうふうに余り変化しなくなってきました。これはどういうことかと言いますと、この右側の図を見ていただきますと、これがよう素の内訳を書いています。有機よう素、

それから I_2 、それから CH_3I 、その内訳を示したものです。横軸がやはり事故開始からの経過時間ですね。

これを見ていただきますと分かりますように、よう素は被覆管破裂の放出の時から出ますので、時刻0からどんどん出てくるわけですが。この間、2時間までは先ほど申しましたように、スプレイとかそういうものに除去されるものと放出されてくるものの率が釣り合って大体平らになると。圧力容器内の放出が終わると、実は元素上のよう素、 I_2 とよう化セシウムなどがスプレイ等によって全部取られてしまうと。浮かんでいるのはほとんどは有機よう素が浮かんでいるということになりまして、最終的にこれは30日間評価するわけですが、こういう状態になりますので、最終的には有機よう素が大気中への放出を支配してくるということになります。

これを見ていただきますように、これは放射性物質の存在量、計算終了時点での放射性物質の存在量の分布を示したものです。横軸は先ほどの元素グループと同じです。元素グループ別に横軸がなって。縦軸にそれぞれの場所にどれぐらいの割合でどこにいったかということが書かれています。

これを見ていただきますと分かりますように、希ガスについては大気中へもちろん放出されるんですが、その量というのはこういう状況にあっても仮想事故あるいはNUREG-1465のソースタームを使ったとしてもそれほどたくさん出るわけではないんですね。ここにありますように、大気中にほとんど出ていますということです。これ、黒が大気中への放出量ですね。

それからこちらのよう素のところを見ていただきますと分かりますように、全体の放出割合に対して、格納容器の中の雰囲気には浮かんでいるものは少し少なく、あと沈着するものがこんなもの。それから、このブルーが水の中に溶けている、要するに格納容器スプレイで全部洗い落とされたものということで。要するに、格納容器の中に放出されていたもののほとんどがこのように冷却水中に移行していると、こういうことを示しています。

その他個別のものについては詳細な説明は省略しますが、これを見ていただきますと分かりますように、黒いバーが格納容器の中に放出されてきたもの。それ以降がその内訳ですが。格納容器の中に放出されてきた量とこのブルーの量がほとんど同じになっています。これはどういうことかということ、格納容器の中に放

出されてきたもののうちほとんどが格納容器スプレイで取られて、冷却水中に捕獲されていると。そのために大気中への放出量は非常に小さくなっていると、こういう結果を示しています。

あともう一つ、NUREG-1465の中では、要するにこういう放射性物質の解析については若干の不確かさを伴うということと。あと、それ以上に、米国NRCではこれを全てのプラントに汎用的に適用することが出来るようにするために、いろいろなプラントのタイプ、あとスプレイ流量であるとか自由空間であるとか、そういうものをパラメータにして、そういうプラントの型式に応じたパラメータをモンテカルロシミュレーションでシミュレーションして、中央値、それから10%値、90%値、こういうものを与えるモデルを提供しているわけですが。それによる影響を少し調べてみました。

こうしてみますと、ここに書いてありますように、NRC-10%、50%、90%というのが今申し上げたとおりですが、これは余り変わらないと。どれを使ってもそう大きな差が出るものではないと。

ここに Base case と書いてありますが、これが先ほど言いました、これは我々独自の条件で計算したのですが、日本のプラントに当てはめて計算したのですが、この時に先ほど解析条件のところでも申し上げましたが、自然沈着として 1μ 、格納容器スプレイに対してもそうですが、直径 1μ の粒子を想定したということをやっています。

こうして見ていただきますと分かりますとおり、自然沈着と格納容器スプレイというのは粒子に粒径分布があって、非常に難しいのではないかと昔から言われていたわけですが、実際は $1\mu\text{m}$ で十分代表できるところまでいけるといことがこれで分かります。

ですから、アメリカも相当勢力をあげて10%、50%、90%でやったんですが、大体 $1\mu\text{m}$ 程度を想定すれば十分ではないでしょうかという、そういうことが言えると思います。

ここで大気中への放出を支配する要因について最後にまとめておきたいと思います。まず、NUREG-1465のソースタームを適用して大気中への放出量を解析して、日本の仮想事故の解析結果と比べました。その結果言えることは、3点まとめますと。希ガスの大気中への放出割合はNUREG-1465及び仮

想事故のソースタームのいずれを使っても同程度になります。

それから、NUREG-1465の大気中へのよう素の放出割合というのは、仮想事故と比べて1/120程度になります。

そして、大気中へのよう素の放出割合は、NUREG-1465及び仮想事故のいずれの場合も有機よう素が支配的です。

それから、大気中へのよう素の放出割合がNUREG-1465と仮想事故とで顕著に相違するというのは、これはもともとのソースタームの設定の時に、日本の仮想事故では90%、10%で、10%が有機よう素であると。NUREG-1465では95%がよう化セシウムで、4.85%がI₂で、0.15%が有機よう素であるということですね。これがほとんど結果に大きく影響しているということになります。

それで、更にセシウムとかテルルとかストロンチウム、俗に言う固形分ですが、これの放出量というのは希ガス、よう素に比べて非常に小さいということが言えます。これは、格納容器スプレイによって格納容器雰囲気から効果的に除去されたということによります。

それから、更に、固形分及びよう素の大部分は格納容器スプレイで除去されて、圧力抑制プールを含めた原子炉冷却系の水の中に全部放出されると。ほとんどが放出されると。

それから、NRCが推奨している自然沈着モデル、格納容器スプレイモデルを使って感度解析を試みたところ、大気中への放出割合の解析結果に大きな相違は見られなかったと。ちなみに、先ほども紹介しましたが、直径1μmのエアロゾルサイズを想定した解析で、ほとんどNRCのモデルの中央値は再現出来るということが言えます。

次に、PWRですが、これもまた同じように、4-Loop PWRのプレストレス型の格納容器を想定して解析をしたわけですが。これも放射性物質の放出経路、それから解析条件、主な解析結果、それから大気中への放出を支配する要因について簡単に紹介します。ここではちょっとBWRと重複しますので、少し簡単に説明したいと思います。

結果的に申しますと、この大気中への放出を支配する要因はBWRと全く同じ結論です。

これがPWRの4-Loopの放出経路をあらわしたマンガの絵ですが。こちら少し複雑です。現行の仮想事故の計算でもこれと同じようなことをやるわけですが。まず、炉心から放出された放射性物質は、格納容器に入れて、これが格納容器スプレイ自然沈着、あるいは格納容器スプレイで除去されて、下のサンプルに移ると。

このPWRの場合は初期は注入モードですね。ここに注水系のタンクがあって、初期はフレッシュな水ががごと注水されます。その後、ある程度時間が経つと、この下にたまった水を再循環してスプレイで回すようにします。この間、放射性物質の一部はこの再循環によるこの水、あとこれ再循環スプレイだけではなくて炉心にもいきますが。こちらの補機冷却室、この中で一部漏洩していくと。これが空調系を通過してアニユラスのフィルタを通過して大気中に出ると。あるいはもう一つ経路があって、格納容器から直接このアニユラス部に漏洩して、フィルタを通過して大気中に出ると。それから、PWRは、現行の仮想事故の解析でもそうですが、この格納容器から直接、これ3%ですが、大気中に出ると、こういう放出経路も考えていると。

そういう意味で、右側にまとめますと、格納容器の放出があって、自然沈着されて、格納容器スプレイで一部除去されますが、格納容器から直接大気中に放出されるというこの右側のルート、それからその残りの部分、アニユラス部への漏洩、それから補機冷却室での漏洩、それからフィルタによる除去で排気筒から放出される、このような経路を通過して出て行くということになります。

これは解析条件を示したものですが。これは先ほどと同じように、現行の仮想事故と同じ条件で計算出来るところ、NUREG-1465を導入すると、特別に扱わなければならないところというのがこの赤字で示してあるところ。これは先ほどとほとんど同じなので、割愛させていただきます。

これも先ほどの計算条件は全くBWRの計算の場合と同じような想定で作っています。これもちょっと割愛いたします。

これ、解析結果を紹介しますが。4-LoopのPWRの場合、希ガスについてはもうBWRとほとんど同じです。よう素の内訳のところを見ていただきますと、これもBWRの場合とほぼ同じような傾向が出ているということが言えます。

この解析の結果では、右側にまとめてありますが、NUREG-1465の希

ガス類の大気中への放出割合は仮想事故と同じですと。それから、NUREG-1465のよう素の大気中への放出割合は仮想事故の1/80程度になっていますと。NUREG-1465及び仮想事故においても、大気中へのほう素の放出というのは有機よう素で支配されていますと、こういうことです。

ここの図は先ほどのBWRの説明と全く繰り返しになりますのでちょっと省略いたします。

これが放射性物質の存在量の分布の最終結果を示すものですが。これも結論は同じです。ここの固形分の方とか見ていただきますと、この格納容器に放出されてきたのが黒いバーですね。これ見ていただきますと、ブルーのところがこの格納容器に放出されてきたものとほとんど同じ、このブルーの部分は冷却水中に溶解したものの。これは格納容器スプレイで取られてほぼ、要するに放出されてきたもののほとんどが格納容器スプレイで取られていると。これは先ほど紹介したBWRの場合とも同じ傾向になっていると。

この図はやはりNRCが推奨するモデルを使って計算した場合の感度解析の結果ですが、ほとんどBWRで紹介した話と同じで、これもそんなに大きな違いは出ないと。

この大気中への放出を支配する要因については、これはPWR固有のシステムによるところが一部あるんですが、結論は別々に書いてありますが、BWRの場合とほぼ同じです。ちょっと省略させていただきます。

安全審査指針の改訂に対するコメントとしては、今回日本の安全評価指針の中にある立地評価、仮想事故の場合と、それからNUREG-1465のソースタームの場合を両方計算して解析して検討してみたわけですが。事故のシナリオとしては、NUREG-1465のシナリオに沿って、今の立地評価の冷却材喪失事故ですね、これに対してNUREG-1465を適用していくというのは技術的には可能であろうと。ただし、やはり放射性物質の沈着・除去に関する要求事項とかこういうものについては、結構、学協会のまとめを含めて議論する必要があるかもしれないというふうに考えます。

それから、今ある米国のモデルをそのまま導入してはどうかと、そういう考え方もあるかもしれませんが、これはここに書いてありますように、NRCは自然沈着、格納容器スプレイに対してそういうスプレイ流量、スプレイのノズルの形

状とかそういうものを全部パラメータにしてモンテカルロシミュレーションやっているわけですね。そうやってパラメトリックな簡易モデルを出してきていると。これで全部のアメリカのプラントに適用しようとしているわけです。AP1000とかこういうものについては別のモデルが提唱されています。

それから、こういう状況ですから適用する場合には日本の原子力施設のパラメータの適用範囲にあるかどうかということをやはり確認しないといけないだろうということです。

そういうことを踏まえると、今回の感度解析でも示したとおり、米国の簡易モデルをあえて導入するよりも、その基になった計算モデルがもう既にあるわけで、かなり詳細なモデルです。それを適用して、モデルのパラメータに適切な保守性を呼び込んで計算する、解析する、評価すると、その方が多分適切だろうというふうに考えます。

あと、ここに自然沈着のモデル、これは付録として、ここに米国のNRCの簡易モデルを示しておきました。これが10%、50%、90%値を与える自然沈着のモデル。

それから、これが格納容器スプレイのモデルという形になります。

これはもう完全に細かいことは省略いたします。

まとめとして、日本の代表的な原子炉施設を対象にして、NUREG-1465及び仮想事故のソースタームを適用して放射性物質の大気中への放出量を検討してみました。

その結果、希ガスの大気中への放出割合というのは、NUREG-1465と仮想事故とで同程度です。

よう素の大気中への放出割合は、NUREG-1465の方が少ないということがはっきり言えます。これは主としてNUREG-1465の有機よう素の割合が仮想事故と比べて小さいと、これが最大の理由です。

更に、NUREG-1465の固形分のソースターム、これを適用した結果、固形分の大気中への放出割合は希ガス、よう素に比べて非常に小さいと。これは格納容器スプレイによって固形分が有効に除去されて、原子炉冷却材中に保持されることによります。

それから、最後に、放射性物質の沈着・除去の評価は、NRCが推奨する簡易

モデルよりも、過去の実験及び解析モデルに対して施設の特徴を反映した保守性を見込むという、そういうアプローチの方が適切ではないかというふうに考えますということです。

以上です。

○平野主査 ありがとうございます。

ただいまのご説明に対して、質問とかご意見とかございましたら、お願いします。

○梶本委員 すみません、最後にちょっと言うのを忘れました。これ実は被ばく評価の方はもう終わっています。被ばく評価の方は本間委員が計算されたので、本間委員から聞くのが一番良いんですが。この被ばく評価の結果、これによると、NUREG-1465のソースタームで被ばく評価を計算すると、固形分まで全部入っているわけですが、95%が希ガス、よう素によるもので、残りの5%がその他によるもの。希ガス、よう素による被ばくが圧倒的に大きいという結果が得られています。

以上です。

○平野主査 ありがとうございます。

どうぞ、お願いします。

○早田安全委員 説明ありがとうございます。全体を考えて、NUREG-1465でここで考えているソースタームの代表性みたいなものが重要になってくると思うんですね。恐らくNUREG-1465以前にもいろいろやって、全体を見た上でソースタームと時間を決めたとするんです。となると、それが全体で考えている事故シナリオのどの辺までをカバーしているのか。例えば80%か90%か。その場合に残りのところはどうかというものが1点。

それから、スプレイの話がずっと出てましてね、スプレイがずっと動いているということはそれなりに何か動かせる状況にある。その辺の考え方がどうなっているのかというのを伺いたい。

あと、アクシデントマネジメントはの場合全部込み込みでやっているんだと思いますが、それを全部集約されてスプレイなのかなという気もしたんですが。

それから、これは余談ですが、CSEの実験、私も解析したことあって、大きい粒径のところは自然に落ちると凝集するのとがあって、結局1 μ mというの

は妥当な数字だと私も思いました。

ありがとうございました。

○梶本委員 まず最初のご質問で、NUREG-1465の代表性とかの話ですが、これは前回第1回の時に、どのようにしてNUREG-1465がこのソースタームを出してきたかということについて紹介しましたが。これは何%ぐらいに相当するののかというのはちょっと答えにくいんですが。ただ、五つのプラント、P、B別ですが、そのPSAの結果からソースタームのドミナントになる事故シナリオを前回紹介したとおり十数ケース出している。その中の圧力の低いケースを対象にして、格納容器の放出量を平均していると。そのシナリオに対して全部平均値を出している。

それから、その放出の時間については、低圧のシナリオに限らず、選んできた事故シナリオの全部を平均して、その平均の時間を出している。ということで、代表性、包絡性という視点からすると、少しその哲学的なアプローチが足りないのではないかという気はしますが。これはアメリカはさすがに実践的ですから、そういうふうに決めるということを出している。

だから、シビアアクシデントの特徴は十分反映していると。だから、放出時間、継続時間については、これはほとんどのプラントで代表的に使えるでしょう。しかも、いろいろな事故でも大体そんなものでしょう。

ただ、格納容器のソースタームの量については、低圧のシナリオの方が格納容器への放出量が多いので、そちらを平均しましたということですから、低圧のシナリオに使っていくということが妥当であろう。

ただ、高圧のシナリオについてはこれより小さいだろうとは言えます。ただそれは、事故のシナリオにかなりよりますので、そこは検討が必要ですが。そういうスタイルで出されてきていると。

そういう背景がありますので、なるべく汎用的な事故シーケンスは網羅出来るようにというか代表出来るようにしてあると。ただし、ソースタームの絶対値については低圧のシナリオがやはり中心になっている。

そういう意味があって、NUREG-1465のソースタームを受けて、アメリカのRG 1.183がこのNUREG-1465の適用の仕方を規定していますが。その中ではNUREG-1465のソースタームはLOCAに対して適用

するようにというふうに推奨されている、そういう状況です。

二つ目のスプレイにつきましては、これはおっしゃるとおりで、実はそういう先ほどNUREG-1465のソースタームで出してきたものは全てシビアアクシデントの条件下で計算された、解析されたものを使っていると。そうした時に、格納容器スプレイについてはどうかと。これはもちろん作動していないケースもたくさん入っている。作動しているケースもあるということです。

最終的にはそういうソースタームを使った上で、それが格納容器のスプレイが作動しているかどうかは問わず、非常にシビアな状態まで考えて、そのソースタームを決めて、そのソースタームに対しては格納容器スプレイが作動することを容認して使ってよろしいという形で。これは工学的安全性との兼ね合いで、これは日本と同じだと思いますが、そういうことが容認出来るというふうな判断になっているということになります。

○平野主査 他にいかがでしょうか。

どうぞ。

○竹下委員 要は、よう素については現在の立地指針あるいは評価指針での値は余りにも保守的すぎるということをはっきりしているわけですね、これ。それとあと、被ばく量への影響なんですけれども、今の指針では考慮していない固形物ですか、その分は今度は逆に日本の指針では入っていないわけですよ。ただ、入ってなくても、トータルとしての被ばく線量上は問題ないのかどうなのか、そこいらはむしろ本間さんに聞いた方が良いでしょう。

○本間委員 ちょっと手持ちの資料はないので、この計算をやったのは随分前の話なので、正確に覚えていませんが。この時は幾つか問題がというか、要するに固形分と称されるいろいろなここでご紹介のあった核種を考慮すると、今の仮想事故で考えてない被ばく経路も考慮することになる。例えばセシウムであれば、地表面に沈着したセシウムからの外部被ばくという経路も考慮すると。粒子状の物質が大気中に出た場合には、降雨の影響によって地表面に沈着すると。ですから、これは気象指針にも降雨の影響というのは、よう素については降雨の影響ってあるんですが、沈着速度の中に折り込んだ形で、よう素には考慮してないわけですね。

ですので、そこら辺の仮定を設けて評価をしたわけですね。結論から言

うと、それから線量としては実効線量、全ての核種を評価するという上で指標として実効線量、当時は当量だったと思いますが、実効線量当量で評価したと。確かに、さっき梶本委員が言われたように、ほとんどが希ガス、よう素で、それ以外の核種が効くということにはなかったと。

ただし、これも一つの仮定があるんですが、例えば地表面に沈着したセシウム137からの外部被ばくというのがある程度寄与するわけですが、ではそれはどの期間考慮したら良いのかという問題もありますので、幾つかのセンシティブィ・アナリシスとしましては、最大、仮にずっとそこに居続けたとしても大きい寄与はしなかったというふうに思います。

以上です。

○平野主査 先ほどの、よう素の件なんかは竹下委員からいわば質問があったと思うんですけども、その辺はどうでしょう。

○梶本委員 このよう素、要するに今ある仮想事故の想定で、特によう素のうち有機よう素、有機よう素の割合が過度に保守的なのではないかということがありまして。これは私もそう考えております。NUREG-1465でもそれが最大の論点になって、結局よう素の内訳の95%がよう化セシウム、元素上のI₂が4.85%、それから有機よう素が0.15%。これは日本の無機よう素が90%、有機よう素が10%と比べて桁が違っていると。

しかも、今回お示ししましたとおり、環境への放出量はほとんど有機よう素で決まるという形になってますので。例えばNUREG-1465を導入するにはかなり時間がかかるとは思いますが、例えば有機よう素の割合が非常に保守的すぎると。これはNUREG-1465の中でも大分議論されていて、最近でも研究がつけられています、NUREG-1465の中では多分1%を超えることはないだろうということが議論されています。

そういうことを踏まえると、こういうNUREG-1465を全面的に導入するのではなくて、もっとその最新知見として有機よう素の割合をきちんと変えると、そういう方向もあるのではないかというふうに考えています。

○平野主査 ありがとうございます。

それでは、ちょっと私の方から幾つか確認と、それから質問をしたいんですけども。

一つは、5 ページのところのこのソースタームの比較は私はちょっと気になるんですけども。NUREG-1465の方でフェーズを四つに区切ったと。そのうち2番目までを仮想事故のソースタームとしていろいろ評価をしていると。ただし、私の理解では、アメリカの方では更新ソースタームとしてはフェーズ2までとるのは、それは設計評価事故に対しての更新ソースタームとしてはフェーズ2までをとる。しかし、シビアアクシデントに対してはそのシビアアクシデントの進展に応じてそのフェーズの3や4まで考えて評価するというということではないかと。

そうしますと、我々の考えている今までの仮想事故は、その設計基準事象を超えるある程度のシビアアクシデントまでを考慮した、見すえた仮定ではないかと思うので。そのままフェーズ2までを黙ってとったというので、それは何か理由があって、その格納容器の健全性を担保する範囲ではフェーズ2までとるのが妥当ではないかという理解ではないかと私は思っているんですけども。その辺については、できれば次回、1枚、なぜこれまでとるのが妥当かというところを補足していただきたいなというのが1点ですね。

それから、もう一つは、放出の時間帯を四つに区切った時の早期原子炉格納容器内放出までですね。いわゆる仮想事故は格納容器の中に放出されるということですので、いわば圧力容器の外に出るということですので、その辺のところの言葉の使い方も含めてですね。

それからもう一つは、26 ページで、これも先ほど議論としては出ているんですけども。ちょっとページがあれしますけれども。要するにLOCAに対してこのNUREG-1465をそのまま適用できるかということ、日本のその後の解析条件なんかで日本の方がむしろ良いのではないかということも含めて、日本との適合性についてはもう少し検討する余地がある、検討しなければならない。

その検討は、梶本委員のあれですと、どのぐらいかかるんですかねと。学会にお願いするとかという話もありますけれども、ちょっと私が心配しているのは、この小委員会を今年度中に中間報告というか何らかの報告書を出すと。その時には長期的な方向性と当面の改訂の出来る、しても良いのではないかという内容と、というのがもともと諮問にあると理解しているんですけども。そう考えると、半年ぐらいのうちにいわばこのLOCAに対してNUREG-1465は基本的

に適用出来るというような形にまで煮詰まるのかどうかというのが2番目ですね。

それから3番目は、仮想事故としては、今格納容器の中と外の放出を考えてますね。それで、確か前のご説明では、格納容器の外でいわゆる主蒸気管破断とかそういうものの仮定が、今の仮想事故の仮定では格納容器内のLOCAよりも厳しい場合があるよということなので、一本化するのなかなか現在のシナリオというんですかね、それでは難しいのではないかというお話だったんですけれども。

もしNUREG-1465をベースとして、LOCAについて改訂した場合、LOCA以外ですね、それに対しては今NUREG-1465その他アメリカの情報を基に、改訂出来るのかどうか。あるいは改訂しなかった場合にLOCAとのバランスというに変ですけれども、整合性ですね、についてはどうお考えになるか。

それから、4番目は先ほど出た、竹下委員の質問に対して答えてましたけれども、よう素については、例えばそれはこういう時間を追っての放出ではなくて、瞬時放出としてもよう素については、特に有機よう素については保守的すぎるので、それを科学的合理性から変更するということが妥当性があるかどうかということですね。それについては先ほどあるのではないかというお答えでよろしいと。

○梶本委員 まず、NUREG-1465のこういうもので少し導入に際してはいろいろ日本の固有の状況を反映して検討する必要があるのではないかということに対してはどれぐらいの期間が必要でしょうかということですが。これ、材料は全てもうあると。全てモデルもあると。モデルもそろっていると。このモデルも検証はされていると。そういう状況で、日本で安全評価指針の中の立地評価の中にそれをどのように組み込んでいけば良いのか、そういうところに対して少し議論を詰める必要がある。これについてはそんなに時間はかからないと。

ただ、もう一つよう素の問題で厄介なのは、例えばPHコントロールをすると。要するにPH7を超えてPHが高ければこういうNUREG-1465のモデルも、あるいはよう素の割合もほぼ今想定している条件で十分でしょうと。ただ、PHが5とかずっと下がってくると、揮発性のよう素がだんだん増えてくる。これはもうはっきり実験でも分かっている。

ただ、ここについてはまだ不確実性が非常に大きいと、そういう適用上の、このモデルが適用出来る範囲について少しそういう技術的な詰めが必要なのではない

いかなというふうに考えます。これは少しどうしても時間が必要になると。

最近試験的な研究が日本でもされています。JAEAの中で格納容器内の事故晩期のような素の挙動の試験が行われていますが。こういうものが非常に有効に利用出来るようであれば、解決は早いと思いますが、それもかなり分析の時間を必要とするだろうと、1年ぐらいは多分かかるのではないかと思います。

それ以外のところの技術的な困難というのは、現在はないと考えています。ですから、非常にそれ以外のものは導入するにしても非常に早いと。学協会で議論していただくにしても、もう素材は全部あると。それが十分かどうかを、日本に適用する際に大丈夫かどうかを確認していただければ良いのではないかと、そういうふうに思います。

それから、とはいえ、NUREG-1465も出来たのが1995年、かなり古いんですね。これが最新知見かと言われるとちょっと、もう少しその後に進歩があったのではないのでしょうかと。ここを反映するとなるともう少し検討した方が良くないかと思いますが。それが一つですね。

次の、格納容器のバイパスのシーケンス、要するに格納容器のバイパスのシーケンスというのはやはり格納容器の中の除去機能が期待出来ないで、大気中への放出量が比較的大きくなりやすいというのはあります。これに対しては、アメリカの例を参考にしても仕方がないんですが、日本固有で考えなければいけないんですが。一応RG 1. 183の中に、このNUREG-1465のソースタームを適用する際に、他の事故に対してどういう扱いをなささいということが全部書かれています。基本的には、その格納容器をバイパスするシーケンスについては、アメリカは従来の評価の仕方を踏襲したということになっています。

ただし、従来の事故の中のうち、大気中への放出経路のうち、格納容器の雰囲気を通っていく、こういう事故に対してはよう素の割合をNUREG-1465と同じになささいよと、そういう扱いになっています。絶対値は変わっていません。そういう扱いでされていると。

特にアメリカの方はLOCAでTIDの14844を使っていますから、日本の仮想事故と同じですが、これに対しては非常に厳しい、余りにも保守的な想定だということで、これをターゲットにまず直したということで。他の事故については特段変える必要はないというふうに判断したんだと思います。

ただし、先ほども申しましたが、格納容器の雰囲気を経由して大気中への放出するその事故シナリオについては、放出量は従来と同じですが、よう素の割合を NUREG-1465 とそろえなさいという要求をしているということになります。

もう一つ、次に、よう素の問題が最後にありましたが、これは先ほどお答えしたとおりで。これは例え瞬時放出で仮定したとしても、有機よう素の割合を 1% とかそれぐらいにして十分ではないのかという検討が、これも 10 年ぐらい前ですが、一度されていると思います。その 1% が実験的に完全に確認出来れば、これはあとある意味では解析評価で十分なのであるということが言えれば、もうそういう、有機よう素の割合を 1% に変更するという事で、こういうやり方も最新知見を十分取り入れたということになるのではないかと思います。この場合は非常に短期に多分解決するという事になります。

以上です。

○平野主査 ありがとうございます。

その他ご質問ご意見ございましたら、どうぞお願いします。

どうぞ。

○山口委員 質問させていただきたいんですが。結論としては NRC のモデルで非常に格納容器スプレイが効いていて、その簡易モデルのパラメータで 10%、50%、90% で評価しても余り結果は変わらないというところのあたりがなかなかすんなり理解出来ないところではあるんですけども。非常にその格納容器スプレイというのが支配的で、最終的なソースタームに効いてくるのに、その簡易モデルの中身がちょっとよく分からないところもあるんですが。簡易モデルで感度解析をしても余り効かないと。エアロゾルの粒径を $1\ \mu\text{m}$ にしておけば合うんだというあたりの理屈が、本当に格納容器スプレイが沈着とか沈降に効いてくるのであれば、その簡易モデルの中でどういう仕組みでその感度を見た時に効かないのかとか。

あと、エアロゾルの除去率というか、最初の方で一定値で CSE 実験で評価されているんですけども。当然それはエアロゾルの粒径にも依存すると思いますし。もう少しこういう結論の導かれた中身のところをご説明いただけたらというふうに思います。

それは、そのNUREGの結果をソースタームとしてここで簡易モデルをそのまま導入するよりも、元の計算モデルでパラメータに適切な保守性を持ち込んで使うのが良いというご提案されているんですが。そのあたりとしても、そもそもそのスプレイがどういうふうに効いてくるのかというのはもうちょっと知りたいなという印象をちょっと受けましたけれども。

○梶本委員 この会合でお話しするのが良いのかどうかちょっと分からないんですが。これ、もともと信頼出来るモデルというのは随分前に出されて、このCSE実験が終わった後に、ポストマがペーパーをまとめて、ニュークリアテクノロジーに出しています。そのモデルでほとんど尽きているわけですが。最近はもう少し精密なモデルとかあります。ですから、単体の一樣粒子径の除去に対してはほぼそれで大丈夫だろうと思います。

ただ、今おっしゃっていたように、格納容器の中でエアロゾルというのは粒子径分布を持つと、さあ、これは一体どうするんだということがあります。ただ、これはシビアアクシデントの解析をやると、一種の平衡粒径が出来るんですが、大体2, 3 μm ぐらいのところで落ち着いています。ですから、本当はもっととれるんだろうとは思いますが。

そういうのがありまして、ここで紹介するのが良いのかどうか分かりませんが、もしそういうことであれば、詳細な計算結果を出すことは出来ます。基本的には、一番効いているのはエアロゾルとの衝突、スプレイ液滴の衝突、これももちろん粒子径依存ありますが。そういうものがインパクション、それから重力沈降の速度差とか、それみんな計算ほとんど合いますけれども、実験で。そういうものを行った時に最小粒径、要するに一番取れにくいところがやはり出てきて、そこで決まると。そのところが、最後にそこで一番支配するのがスプレイ液滴形状への拡散影響によるエアロゾルの捕獲、これが押し上げるということで。これで見事にCSE実験は全部説明出来ると。多分これは他の実験のみんな、原研の実験にも適用しましたが、かなりの精度で合う。CSEの他の、9つ実験やっていますけれども、どのフェーズとも大体合います。

○山口委員 それは要するに現象としては最終的に多少条件が変わっても、同じような沈着率になるように、ちょうど平衡状態にそこに近付いていくようなフィードバックがかかっている、実験のいろいろなシリーズの実験結果を見ても、非

常にその実験による不確定性というかばらつきというかそういうものが少ないというような結果が得られているということによろしいのでしょうか。

○梶本委員 そのとおりです。かなりの精度で、多少ばらついていますけれども、もちろん。だけれども、その範囲はそんなに大きくはない。ですから、今回NRCが提唱しているモデルはそういう物理的な現象によるものではなくて、スプレインノズルによる液滴の大きさの違い、スプレー液滴の方の違い。それから、落下高さ、スプレイの高さが大体どれぐらいになっていると。それによるプラントによる違いをモンテカルロシミュレーションで出しているということになっているんですね。

ですから、非常に不思議な形をした、そこに資料に示しておきましたが、要するに多項式で展開して、応答局面みたいなものを作って相関式を出してきているわけですが。そんなことをやるんだったら元のモデルに戻した方が、そして個別のプラントの設備の違いによって、それを使って放出読み込んだ方がはるかに良いかなと、そういうふうに考えています。

○平野主査 ありがとうございます。

なかなか難しい問題かと思いますが、また詳細な説明をしていただくかどうかは今後の全体の議論の方向を見て、あとタイミングを見てやっていきたいと思えます。

それでは、この資料についてはここまでにしたいと思えます。

どうもありがとうございました。

それでは、5分程度ここで休憩したいと思いますので、今17分ですので、2分ぐらいから始めたいと思えます。

午後3時17分 休憩

午後3時25分 再開

○平野主査 それでは、再開したいと思います。

次の議題は、今まで何回かご議論いただきました環境影響評価についての議論のまとめということで、事務局から説明をいただきます。

○与能本管理官 それでは、資料5-5号を使いまして、これまでの検討と議論のまとめというものを説明したいと思います。

これまでの検討の背景と目的をもう一度2ページ目にまとめておりますが、米

国や日本での環境影響評価を実施している。また、IAEAの立地基準では放射線の影響から環境についても防護することを要求している。こういったことですね。検討範囲・項目の違いはあるものの、環境影響評価においても、周辺公衆の安全を評価し確認することは、立地指針と目的が同じですので、こういった検討を通じて立地指針改訂の検討に役立てるということで、これまでここに並べているような資料をとりまとめて議論していただきました。

以降、IAEAの検討のまとめ、日本についての検討のまとめ、米国についての検討のまとめについて順に説明させていただきます。

まず、IAEAの基準に関してでありますけれども、特徴的な項目につきましてはここに三つほど書いておりますけれども。環境についても放射線の影響からの防護を要求。SA時の放射線影響評価を要求。それから、運転開始後の危険性・周辺状況の変化についての継続的な監視。こういったものが日本の指針類と比べた場合の一つの特徴かと考えられるところであります。

こういったものを除けば、IAEAの要求は定量的な詳細を別にすれば、大体日本での今実際にやられている要求と大体対応するというものであります。

ICRPに関連いたしましては、2007年勧告で初めて、環境に対する放射線防護という概念が持ち出された。人と環境を対にして防護の対象にするものではあるが、具体的な要求・定量的基準等については、まだ設定されていない、というまとめになるかと思えます。

次に、日本であります。環境影響評価法というのが99年に制定された。環境影響評価方法書、準備書、報告書の作成をして届け出る必要があると。保安院はそれを審査し必要な場合には変更を命じると。

特徴的なところは、放射線以外の原因による環境影響評価を実施する、こういった項目について検討する。放射線による影響については、炉基法による規制で評価するという。環法・電事法による規制との重複はないということでもあります。

次に、米国についてのまとめですけれども。米国では環境報告書と安全評価報告書というのを作成することが義務付けられている。特に、それぞれの検討の中で、この5ページの図にありますように、環境条件と公衆環境に対する放射線影響評価についてはほとんど同一の内容について記載をすることが求められてい

るというものであります。これが一つの特徴かと考えられます。

6 ページ目に、その特徴の一つで、通常運転時の放射線影響評価も求めておりますが。これは環境影響評価書の方の関連するところでの結論の記載例というのが示してありまして、こういった内容の検討をするということが分かりますので、6 ページの文章を持ってきました。

そこに書かれていることではありますが、必要に応じてこういうことが言える場合はこういう結論を記載しなさいというふうに書かれているものですが、通常運転時の放射線影響は、放射性廃棄物管理システムに依存する。評価の結果、被ばく線量は、評価基準を満足している。この際の基準は、全身に対して 250 mSv 。これ単位が違っておられますね。 250 mSv だと思います。だから、 0.25 Sv/y ですね。また、 80 km 範囲の公衆の被ばく線量を評価し、その値をリスクに換算した結果、サイトの従事者の被ばく線量を含めた公衆の集団線量は自然バックグラウンドによる集団線量と比較して重大でないことを確認した。こういったリスク評価もやるということが特徴的なところだと思われま。

次、7 ページであります。これは設計基準事故等の SA 時の放射線影響評価に関するところをまとめたものですが。設計基準事故時の放射線影響評価については、想定事故としては LOCA であるとか主蒸気管破断等を考えると。更新ソースタームも使用して構わないと。それから、このような影響評価の解析に基づいて、非居住区域、低人口地帯を設定する。

こういったところは我が国の立地評価事故、これも字が間違っておりまして、事故評価がなく立地評価だけですね。我が国の立地評価と、設計基準事故評価に基づき、更にソースタームとその移行挙動を評価し、被ばく評価するところは同様であると。

ただし、内容的にはまずソースタームが大きく異なるということと、我が国の場合では設計基準事故時の放射線影響評価は、被覆管が溶けていないということ为前提にした影響の評価を行うわけです。それから、重大事故、仮想事故については、被覆管が溶けたことを考慮している、こういった違いはあります。

それから、SA 時の放射線影響評価につきましては、確率論的評価と、前回紹介いたしました SA 影響緩和代替設計、SAMD A というのを求めると。

環境報告書と安全評価報告書の該当箇所の記載内容は、ほぼ内容的に同等であ

ると。ただし、評価の観点が異なるということでもあります。

それから、8 ページ目ではありますが、これはシビアアクシデントのまとめの例として適切な場合は下記のように結論をまとめて良いというところを抜き出したものであります。まず、放射線による事故時リスクに関して検討した項目を列挙しなさい。結論といたしまして、適切な場合には影響は重大なものであるが、生じる可能性は極めて小さいと考えられる。その理由はこういったものに基づく。更に、防護活動を仮定すれば、事故時リスクはおおまかに、通常運転時のリスクと、同等。ただし、事故は早期死亡と経済損失の潜在性を有するが、それらは通常運転では発生しない。早期死亡リスクは、他の人的活動によるものと比べて小さい。

ということで、シビアアクシデントのリスク評価を求めているわけですが、定常運転時のリスクと比較すると、そういったことを要求しているところもおもしろい、特徴的なところかと思われま。

次に、9 ページであります。生物への影響でありまして。環境標準審査計画で書かれておりますように、公衆以外の生物に対しての放射線影響についての要求があります。この要求の重要なポイントであります。生物個々の運命が重要な関心事ではなくて、むしろ固有種の個体群の維持が主要な関心事ということで、生物が絶滅してはならないとかそういったことだと思います。

人間に対する線量限度を他の生物に適用するのは、一般に保守的等々の議論がまとめられており、その根拠として B E I R 報告であるとか I C R P 勧告、I A E A の報告等を参照しております。

実際の規制指針でどうなっているかということをごここに簡単にまとめております。Regulatory Guide で、ヒト以外の生物への線量率の評価を要求しています。地域植物・動物中の放射線核種の最高濃度、及び、それから生じる内部被ばく線量率を評価しなさい。最大の外部被ばくを受ける重要な地域植物・地域、及び、移動性動物に対する線量率も評価しなさいということをお求めしています。

こういったことに対しまして、これまでの議論いただいたところ等々に基づいて論点をここでまとめております。10 ページと 11 ページ目でありますけれども。まず、環境に関して新たに規制要求すべきかということでもあります。ここで

環境への影響という時は、これは人以外の生物への影響と考えて良いのかどうか、こういったことがまず初めにくると思います。また、人以外の生物への影響は人への影響考慮に含み得ると一般的に言えるのかどうか。また、米国の規制要求は具体的にそういったことを要求しておりますが、こういったことは参考になるか。また、緊急性はあるのか。こういったところが論点と考えられます。

それから、二つ目といたしまして、通常運転時の話があります。先ほどの他の原子炉施設の立地評価指針との比較においても、通常運転時のリスク評価をすることを求めている指針もございましたが、そういった比較することの意味合い。立地指針で通常運転時の公衆への影響に係るところを要求すべきかどうか。指針の一般性の観点、特に、可能ならば一般性の高いものが望まれるというのが当然のことですので、そういった観点から、こういった議論をすることも考えられるのかと思います。

次に、11ページであります。論点の3番目といたしまして、危険性の継続的監視、これはIAEAの標準の方で入っておりますが、こういったことについて何か考え方をまとめるべきかと、こういった論点があると思います。

それから、4番目としましては、米国では、環境影響評価書と安全評価書で視点を変えて重複した記載がある。このやり方は参考になるかどうか。これに関連しまして、我が国ではこういった重複はやっておりませんが、こういった重複をしないという書き方で問題にならないとすれば、分割することにあいまいさがあればそれで良いと考えられるわけですが、現在の分割の仕方についてのあいまいさがあるかどうか、そういったところが論点になるかと思われま

次に、12ページ目と13ページ目として、解決案というような案として表示しております。これは12ページ目の下の方の脚注に書いておりますように、これの位置付けですけれども。議論をあくまでも促進するために、事務局にてこれまでの議論や国外事例等を参考に問題提起としてまとめたものであります。ですから、現時点では、当然ですが、小委員会の意見をまとめたものではございません。

そういうことで、とりあえず1、2、3、4ということでまとめたものがこの12ページ目と13ページ目のものであります。

12ページ目の一つ目として、環境について、指針に記載するのはどうかと。

ヒトより放射線感受性の高い生物に関する新知見の確認を要求。そのような生物が存在する新知見があり、それらが影響を受ける領域に存在する場合には評価を要求と。例えばこういった解決案が考えられると思われます。

それから二つ目は、通常運転時の放射線リスクについてであります。これについては指針もしくは報告書等に明確に記載するのはどうか。ただし立地指針で新たな要求をするのではなく、軽水炉においては、現行規制で行われている線量制限、別の指針で要求している線量制限で目的が達成されていることについて記載。もしくは、通常運転時と事故時のリスクの定性的違い等についても記載すると。

こういったことを明確に記載することとして、意義として、将来の体系化に寄与するだろうと。ここで言っています体系化と言いますのは、先ほどの立地指針類の横並びで見た時のことを意識しておりまして、安全の考え方を出来るだけ分かりやすく説明するという観点からは、複数の指針であるよりも一つの指針で原子力施設の安全性の考え方というのをまとめて書いた方が良いのではなかろうかと、そういった意義があると思えます。

13ページ目にまいりまして、3番目の危険性の継続的監視であります。これについては、比較的大きな難易度の高い問題でありますので、継続的に検討することを報告書で提言するのはどうかということを決済案の例として挙げております。

立地段階からの社会環境や自然環境の変化や、新知見に対する考え方をまとめると。こういったことに関しては、ご承知かもしれませんが、安全委員会等ではよく情報の公開や最新知見の把握についていろいろな決定文の形で要請しております。ここでは耐震安全に関するところの決定文と、保安院が最近5月に出しました新知見の継続的な収集と評価への反映というタイトルの内規について参照しております。こういったところが参考になるのではないかとと思われます。

それから、四つ目として、立地評価と環境影響評価の記載内容でありますけれども。放射線の影響を対象とするか、それ以外を対象とするかで明確に分離可能であること。これは最低限こういった議論をしていただいて、こういったことを報告書に記載出来れば良いのではないかと考えます。

14ページ目はその他の論点でありまして、これまで環境影響評価に関してい

ろいろ調査した時から分かったこととして、別に検討することでありませぬけれども、例えば立地評価事故、仮想事故の位置付けについて、論点が生じているのではなからうかと思われませぬ。

例えば一つ目は、我が国で立地評価としている内容が、米国では設計基準事故時の放射線影響評価として位置付けられている。また、これより影響が大きい事象はS Aに対する検討としてまとめられている。こういったことを踏まえて、我が国の立地指針として今後どうやって考えていくか、こういった論点が発生すると思われませぬ。

また、二つ目は、S Aに対する影響評価を、米国ではこういった5項目について費用に換算し、費用対効果の観点から影響低減のための適切な手法について議論することを求めています、こういったやり方は参考になるか。特に集団線量であるとか人口密集地からの離隔、こういったことの検討について、このあたりのパラメータを使った検討がなされていますので、参考になるのではないかという論点であります。

以上、本日これまでの幾つかの事務局でとりまとめた資料を用いて、こういった論点があり、またこういった解決案があるのではなからうかということでもとめさせていただきます。

以上であります。

○平野主査 ありがとうございます。

今までの議論のまとめと、今後の論点あるいは解決策まで、解決策の例でございますが、提示していただきました。

もちろん、ここに書かれていることで、もう少しこういうところを議論すべきではないかということももちろん結構でございますが、なるべくこの論点あるいは解決策についてご意見をいただきたいと思ひます。

○本間委員 ちょっと事実認識から。まず、6ページの、事務局が、アメリカの評価ですけれども、0.25 m S vは間違いだとおっしゃいますが、これは間違いではありません。0.25 m S v。これはE P Aの40 C F R 190ですか、この基準のことを言っている。平常時の、通常時の基準のことを言っている。ですから、これは0.25 m S v。

それから、ちょっと戻りまして、僕は環境影響という形で、今までの確かに議

論のまとめなんです。これを立地とどう立地の中に考えていくのか、随分幅広だなという印象を受けたんですけれども。

まず、3ページのところで、IAEAの立地基準が一つ環境についても放射線の影響からの防護を要求というふうに書かれているこの書き方。確かに公衆と環境をという対でIAEAは言っているんですけれども。立地基準の中で具体的に何か要件を述べて環境についての放射線影響の防護を要求しているわけではない。ですから、注意深くIAEAの文章を見ていただきたいんですけれども。具体的な一般要件の中で書いてあるのは、人への、住民への放射線影響ということが具体的に一般クライテリアのところに書いてあるんですね。

ただ、細目のところにいくと、若干人と環境についてという部分というのがないことはないんです。ただ、前も発言しましたけれども、IAEAで今BSSの放射線防護の安全要件に相当するものの改訂がなされていますけれども、その中でも環境防護というのは安全原則の中にも書かれているので、環境防護ということは書いてあるんですけれども、いまだクライテリアも手法も成熟していないと、そういう認識であるのが現状だと。

ですから、今私はその環境影響について、特に論点の中で、立地の中でこれを取り上げるというのは、かなり熟されていない話ではないかと。時期尚早ではないかというふうに思います。それが1点。

それから2番目に、3ページの2項目にSA時の放射線影響評価を要求と、IAEAが。これはSA時の評価を要求しているようなくだりは一言もないですね。緊急時対策に至るような事故条件、そういうものの通常運転と緊急時対策に至るような事故条件における放射線影響を評価しなさいと、そういうものが公衆に不当なリスクを与えないようにと、そういう表現であるのであって、シビアアクシデントという言葉はないと思います。

それで、論点の方で、論点の10ページの1番目については今言いましたが。2番目の通常運転の話については、これはさっきちょっと他の指針との並びで、私は基本的には今の設置許可の審査の中でももちろん通常運転時の評価は線量目標指針をベースに見ているわけなんですけれども。さっきも言いましたが、拡散要求という部分というのは、事故時と平常時とは違うわけですね、その期間が違うわけですから。だから、当然立地の要件としてはそういうものというのはやはり

項目として重要なタームであると。ですから、それを見るということを何かどこかに明記することは必要ではないかというふうに思います。

それから、この米国のまとめなんですが。米国の環境影響評価書の位置付けというのをもう少し、立地の話をする時に、環境影響評価書と安全評価書をごっちゃに話してしまうと、何を見ているのかというのが不明確になるので。僕もちょっとちゃんと調べているわけではないんですが、少なくとも環境影響評価書というのは10CFR PART 51をベースだと。それは前事務局がご説明してくれた National Environmental Policy Act という法律に基づいて、環境影響ステートメント、EISをしなければいけない。それを10CFR PART 51で書いてあるわけで。そここのところの位置付けをちゃんとしないと、立地で見るとこれをごっちゃにして議論すると、あたかもアメリカは全部見えていますというような話になるので、ちょっとそこは注意が必要ではないかというふうに思います。

以上です。

○平野主査 ありがとうございます。

○与能本管理官 IAEAのところで、緊急時対策に至る事故ですか、これ確かにこれを解釈してのシビアアクシデントという呼び方に今しました。と言いますのは、IAEAの立地基準は、一般的な原子炉施設に対して書かれているので、シビアアクシデントというのはやはり原子炉にあれですので、原子炉に適用すればそう読まざるを得ないだろうと、そういう意味で書きました。

それから、環境影響評価と立地評価の関係であります。まさにこのあたりをご議論していただきたいところでもあります。確かに広げすぎというものもあるかもしれませんが、今回の検討では長期的なところも考えるということでもありますので、世界の方向が環境についても見ていこうと、こういう観点で動いていますので、確かに成熟度はそれほどかもしれないですが、そういったことも念頭に置いて是非議論していただきたいということでこういった資料を作っております。

○平野主査 はい、ありがとうございます。

本間委員の最後のあれでいくと、11ページの論点の4番目ですか、これは余り参考にしなくても良いと、そういうご意見と捉えてよろしいのですかね。

○本間委員 アメリカの型が参考になるかという観点。ちょっとここは、11ペ

ージの4番目の、ここは日本の環境影響評価というのがサイト選定の時に最初にやられる部分と米国のあれと、そこでは放射線はやってませんし、今立地の話をしている時にはちょっと、これが米国が参考になるかどうかという意味では否定的、私の個人的意見は否定的です。

○平野主査 山内委員、どうぞ。

○山内委員 確かに私なんかからすると、本当に全く奇異な感じはします。というのは、この4ページを見ていただきたいんですけども。環境影響評価法というのは1999年に出来たんですけども。これはいわゆる悪影響とか何とかということではないんですよ。いわゆる何か新しいものを作る、大きなものを作る時に、どのような環境に与えるインパクトがあるかということをはっきりとさせてやるだけでして。それが良いか悪いかという判断は別なんですよ。

従って、いわゆる危険があるかないかという話とは全く関係ないものから、そういうものと今我々が取り上げている立地審査指針みたいなものが引つつくはずがないんですよ。

だから、いわゆる環境影響評価をやる時期も全く違いますし、元々の目的も違いますし。従って、その後のフォローも違いますので。ここに並ぶというのは、僕なんかは非常にえっという感じは持ちますが。

○平野主査 ありがとうございます。

○酒井委員 まず、事実関係からなんですけれども。3ページ目、ICRPの2007年勧告で初めて環境の放射線防護という記載がございますけれども。環境の防護という意味では、確か2003年のPub.91が最初だと思います。ただ、主勧告として明示的に記載したという意味では2007年でよろしいかと思えます。

それから、この資料の中で、環境という言葉が幾つかの意味に使われているような気がいたします。

環境の放射線防護という意味ではまだまだ、ここにもありますように、新しい概念ですので、「環境＝人以外の生物種」というような取扱いを確かにしている部分がございますけれども、恐らく考えなければいけない環境というのはそれに留まらないだろうと思えます。

そういう意味で、10ページ目へ飛びますけれども、「環境への影響＝人以外

の生物への影響」で良いかというのは少々議論が必要かなと思います。特に立地というような前提で考えた場合に。

それから、ページを捲っていただきまして。そういう意味で先ほど本間委員からもございましたけれども、環境の影響をどう評価するのか。人以外の生物種を見れば良いのかということでも今議論が進んでいるところでもありますので、今ここにどういう形で書き込めるかということは議論しなければいけないと思いますが。

12枚目の1のところの指針に記載という、これあくまでも案として提出していただいているところですが、この新たな感受性の高い生物がいた場合だけ評価というのはちょっと違うかなと。

いずれにしても、もしも指針に記載するかどうかは別として、記述するのであれば、周囲の環境に配慮し、放射線によるインパクトというのが周囲の生物種に影響を与えていないことを担保するあるいは確認をする。それが人よりも感受性が高かろうが低かろうが、それは同様に扱うべきなんだろうと思いました。

ですから、最終的にはまだまだ論点、放射線の環境への防護という観点からはまだ詰めなければいけないところが多々あるなど。ただし、世界的な動向の中で、これはもう無視するわけにはいかないことだと思しますので、そのようなことは長期的な課題という形で記録にとどめつつ議論を進めるとというのが妥当なのではないかと思いました。

以上です。

○平野主査 ありがとうございます。

論点でいくと、環境への影響というのは長期的にはやはり考えるべきであると。それは、人間以外の生物だけではなくて、もう少し広く捉えるべきであると。ただし、評価手法の基準等の問題もありますし、当面この10ページのところにある緊急性はあるかというところていくと、緊急性は今のところないというふうに捉えて良いんでしょうかね。

○酒井委員 はい、これまで他の論点に比べて、これを優先的に扱うというそういう意味での緊急性は低いのかなという気がいたします。

○平野主査 はい、ありがとうございます。

その他いかがでしょうか。

○酒井委員 すみません、一言申し添えますと、立地指針という議論の中でという意味であります。念のため。

○平野主査 この小委員会の報告書としては、その重要性についてはきちっと述べておく必要があるということで理解しました。

それから、今何人かの方からご意見が出たんですけれども、もう一つ難しい問題として、例えば論点の2/2、11ページですね、にあります危険性の継続的監視について何か考え方をまとめるべきかということについてはいかがでしょうか。

大変難しい問題だと思いますが、事務局の解決案としては、13ページのところに継続的な検討を報告書で提言と。その例とか、あるいは今までの安全委員会なり保安院からの要請等が参考になるということで例示がされていますけれども。最初の議論でも、現在の安全審査においても周辺の人口分布とかそういうことに関してはある程度継続的な監視を要求しているというか、将来予測はしているということになりますけれども、その辺についてもう少し何らかの書き込みをするかということなんですけれども。いかがでしょうか。

○本間委員 ちょっと私よく分からないんですが。IAEAの文書の中にハザードのモニタリングという項が1項だけあるわけなんですけれども。これを見ると、人口統計的なものと気象及び水利の条件、あるいは自然、人為的ハザードの特性を供用期間中に渡って監視しなければならないという項目で。これが立地上のマスターではあるけれども、立地指針みたいなもので許可段階というんですか、設置許可の指針になるようなものというよりも、供用期間中のフェーズに入る別のところにそういうものがあっても良いのかなという感じがします。

○石島委員 ちょっと私も今のところで、実はこの間体系化小委の方でも少し議論があったと思うんですけれども。いわゆる安全評価書というんですか、この立地評価も含めたもののアップデートみたいな、例えばシステムがあれば当然こういう形で、ある意味安全レベルの継続的な評価が出来るのではないか。それはまたちょっと別の議論かもしれませんが、そういうことも考えられるのかなというのと。

もう1点、ちょっと質問なんですけれども。14ページの、ちょっと私が誤解しているかもしれませんが、その他の論点の一番最初のところで、我が国で立地

評価としている内容がという意味は、仮想事故による評価とか重大事故によるいろいろな評価、これが米国では設計基準事故時の放射線影響評価として位置付けられているという理解ですか。

そうすると、その下の意味というのは、これより影響が大きい事象はS Aに対する検討としてまとめられているというところは、日本の仮想事故だといわゆる設計で考慮しているよりもう少し上のものを外して厳しめになっているわけでしょう。その辺は米国ではシビアアクシデントではないと考えていると、そういうふうに読むんですか。

○与能本管理官 これより影響が多い事象というのは、例えば格納容器が壊れるようなそういった事象のことですけれども、そういったことの影響についてはシビアアクシデントとして確率論的に評価していると、そういったイメージで書いた文章であります。

○平野主査 今の石島委員の疑問は、我が国で仮想事故で想定しているいわば事故の規模というか、仮想事故はシナリオレスとはいうんですけれども、ソースタームやなんか。そういう規模のものが米国では設計基準事象に評価されているんですかという、そういう事故の規模というかな、そういう意味で聞いているんだと思うんですね。

○与能本管理官 そのように理解しています。設計基準事故の評価のセクションにおいて、その時の放射線影響評価をやる時に、先ほどありましたようなNUR E G - 1 4 6 5の更新ソースタームを用いてやっていると。だから、日本の場合では設計基準事故の評価の時は、炉心が全体的に溶けていないことを考慮してソースタームを考えているわけですけれども、米国の場合は設計基準事故の評価の際にああいう形で炉心が溶けてしまっている状況を考えたソースタームを使って評価していると、そのように理解しています。

○平野主査 ただし、そのソースタームの大きさ自身が必ずしも同じではないということですね。位置づけ、立地条件を見る時の位置付けみたいな、それは同じようにやっているのではないかということだと思えます。

○早田安全委員 今の質問と答で、さっきの梶本さんに私が聞いた話にも関連するんですが。NUR E G - 1 4 6 5の話は結局は格納容器内ソースタームですよ。格納容器は活かすと言いますかね、そこの範囲のことをやっている。ここ

で言っているS Aの評価というのはそれを越えるような話を言ってるんですか。

だとすると、それをどう扱うかというのはアメリカの方でもそれなりの考えがあるはずで、例えば以前一斉にやったのは、例えば炉心損傷の発生頻度が 10^{-6} とか 10^{-7} とかで切って、あとはその他の方向で考えると。そういうのが付いているんだと思うんですよね。

日本の場合は確かに立地評価で何もそういう観点での評価は事前にはやっていないかもしれませんが、実質的な評価は定期安全レビューとかアクシデントマネジメントでやっているというその事実はあると思うんですよね。それをどう指針に結び付けるかというところはまた別の問題だと思うんですが。国全体としてはそれぞれの国のやり方は認めるというのがIAEAの立場だったと思います。確かに、それをどこに何をよりどころかというのはあると思うんですよね。

それから、さっきの危険性の継続的監視というのは、ちょっと私も理解足りなくて恐縮なんですけれども。実際にやっているのは危険にならないことの安全度の監視はずっとやっていると思うんですが。さっき言っていたハザードの話のモニターというのは、周辺が変わればその影響は考慮するというのは当然だと思います。

○平野主査 ありがとうございます。

今最後のあれでいくと、立地段階から社会的環境、自然環境が大きく変わるとか、明らかに安全上重要な新知見があれば、それは何らかの対策をとるというのは、それはもうごく当然のことだと思うんですけれども。この立地指針の中で、あるいはどこかの指針という形で危険性の継続的監視というのをいわば義務付けるかどうかということだと思うんですけれども。

○早田安全委員 審査でオーケーを出した後、その後段のところというのは、当初の安全のレベルが維持されているというのが前提ですよね。それは通常の保安院の安全行政の中で当然見ることになると思いますし。それがもし十分でなければ、安全委員会は後段のところで見るということもあるので。少なくとも当初の安全レベルは維持されるということを見続けるというのは今でも生きているんだと思うんですけれども。

ただ、その見る範囲が、例えば足りないところがあるというのならば、それは補強しておく必要があるだろうというふうに思いますけれども。

○平野主査 安全規制全体としてみれば、当然そういうふうに行われているということが分かるんですけども、それがどこにどういうふうに行われているんですかというような多分問題ではないかと思うんですよね。

シビアアクシデント絡みのところはまた次の資料で議論したいと思いますので、そこを除いてということですが、論点あるいは解決案については是非もう少しご意見をいただければと思います。

どうぞ、お願いします。

○久木田安全委員 この事務局資料はかなり頑張った内容になっておりますので、今日のご議論を聞いていて、大体妥当なところに落ち着いてきているかなと。しかしながら、これまでの議論の積み重ねを考えますと、一応こういったものを明示的に提示して議論していただくことにはやはり意義があったかなというふうに考えています。

個別の点についてはもう触れませんが。最後の点について、継続的監視については、以前にも確か本間委員が言われたように、設置変更申請の時には添付10解析が行われて、立地評価のやり直しとかそういうものが行われている。ただし、設置変更申請がないと行われなないということを裏返して言えるわけです。こういった評価に係る要因の変化があった場合には、それに対応した形での再評価がなされるべきであるといったことをメッセージとして出すことが妥当ではないかと思います。下の方に書いてある地震関係のことというのはそれに対応した内容でもあるわけですから。

とりあえず継続的監視については、立地指針との関連で議論するというふうに行えば、そういったところかなというふうに、議論をお聞きしながら考えていました。

以上です。

○平野主査 どうもありがとうございます。

よろしいですか。

よろしければ、解決策について提案いただきましたけれども、今日の議論を踏まえて、必ずしも個別の論点について大勢の方から意見が出たわけではないんですが、意見が出されたものに対して特に大きな反論はなかったというような理解も出来ますので、今日の議論を踏まえて、またもう少し絞った形で事務局の方に

整理していただきたいと思います。

どうぞ。

○日本原子力学会（宮野氏） すみません。継続的監視の精神は当然のことで、内容について反論することは何もないんですけれども。立地評価の要求事項、それに対する評価の判断、そういったようなものに抵触してくる時には、それに対する影響評価を加えていくというのは当然のことですから、判断に迷いはないと思うわけなんですけれども。現行の運用を考えますと、例えば発電所の敷地外の環境というのは当然変わり得るわけで、そういったようなものがここで言われます継続的監視の中に当然我々としては概念として入っているわけなんですけれども。立地評価の具体的な判断基準ですとか、要求事項との関連というと極めて概念的な、概括的なものになりまして。何がどういうふうに変わっていくのかということについての判断にも迷うようなものが出てくると思いますので。

是非ジェネラルな要求事項と、それから具体的な運用で判断に困らないようなそういうところまで是非配慮いただいて、文章化していただければと思います。

○平野主査 大事なポイントですので、そこは考慮しながら進めたいと思います。

○本間委員 すみません、一つ忘れたんですが。通常運転時のリスクのところ、平常時条件、さっき最初の資料で横並びで核燃料サイクルの平常時条件が書いてあったんですが。あれはあくまでも原子炉の立地指針と違って、安全審査指針という中で書いてあるので、あそこの表現はいわゆる平常時についてはALARAを求めるというところまで言及していると。果たしてそれが立地条件の中にALARA、設計が主たるものである部分まで記載するかどうかについては一つちょっと論点があるのではないかということコメントして。

○平野主査 どうもありがとうございました。

それでは、少し時間が押していますので、次の議題に移りたいと思います。次は、5-7がシビアアクシデントに対する規制要求の検討ですが、その前に関連して、今日欠席されましたけれども、岡本委員からご意見をいただいていますので、それも紹介していただきます。

○事務局（重松） それでは、資料第5-6号の内容を朗読させていただきます。

（議論の方法）

- ・今の指針をベースとして、どのように改善するのかを考えていくことは、古い議論のやり方ではないかと危惧します。個人的には「新耐震指針」の様に、あるべき姿を議論したうえで、旧指針との繋がりをどのように担保するのかを議論するというやり方が望ましいと思っています。極端な事を申し上げますと、現在の立地指針をゼロクリアして、本来の立地指針として必要十分なものをまず議論し、そのうえで、現在の指針との連続性を評価する必要があるようにも思います。
- ・旧来の実績の上に考えると、屋上屋を重ねるだけで、本質の歪はとれません。本当のあるべき姿（最終目標）を明確にした上で、その将来像につなげるためのロードマップを作り上げるのが、本委員会の目的と認識しています。

（指針の位置付け）

- ・立地指針は、ポリシーを明確化した上で、その基本的な考え方を示すべきと考えます。新知見の反映をスムーズに行う事や、規制の機能性化などの観点から、具体的要求内容、判断水準、容認される評価手法などは、立地指針ではなく、他の公開性・中立性を担保された規格基準類で、記載すべきものと考えます。
- ・日本は原子力立国を掲げ、アジア地域などをはじめとして、国際的にもイニシアチブを取ろうとしています。立地指針は、この後長期にわたり、国際的にも通用すべき指針とする事が原子力立国を掲げる日本本来の方針と強く思います。

（離隔）

- ・離隔についての要求は、指針で明示する必要はないと考えます。旧指針との連携を考える上では、離隔の思想が新指針（最終目標）の中に含まれていれば十分と思います。
- ・仮想事故と重大事故の一本化という課題も、一本化が重要なのではなく、本来あるべき例えばシビアアクシデントに対して、発生頻度・影響を考慮して許容値を決めるという方針を明確化し、その上で、旧指針との連携を考えるための方策を検討するのが重要と考えます。

（リスク情報活用）

- ・最終的な形態として、リスク情報活用の考え方を全面的に導入する事が、合理的であり、国民の利益や国民の福祉にも繋がると思います。なお、決定論的なアプローチも、従来の知見を活かす事や、多様性を確保する観点から必須と考えています。（デジタル化された制御室に、スクラムスイッチを設置してあるのと類似のイメージです。）
- ・シビアアクシデントについては、そのシナリオの発生頻度・影響に応じて、リスクや被ばく線量について、許容水準や目標水準を設定することが重要と考えます。委員会で紹介いただいたイギリスの考え方が、大変わかりやすいと感じました。

以上です。

○平野主査 ありがとうございます。なかなか本質的なのか斬新なのか、ご意見なんですけれども。今の議論と必ずしも合わないところはあるんですけれども。

何かご意見ございますか。

どうぞ。

○竹下委員 本人がいないところで言うのはいかがかと思うので。私もちょっとこの議論の方法なんかについては異論があるんですけれども。ちょっとご本人がいないところで言うわけにはいかないと思います。

○与能本管理官 事務局の方からお伝えいたしますので。

○竹下委員 議論しなければいけないので。

○平野主査 では、そういうことで、改めてということにしたいと思います。

事務局から何かこの資料についての取扱い、特に何かありますか。こういうご意見があるということを念頭に。もちろん、次回また岡本委員が出て来られたらまた議論があるかもしれませんが、こういう意見の方がおられるということ踏まえて今日も議論をするということにしたいと思います。

○与能本管理官 それと、こういったご意見を明確に文章にさせていただくのは事務局的にも非常に助かりますので、他の先生方にも是非こういうのをやっていただければなと思います。お忙しいところ申しわけございませんが、そういうことも事務局としては希望しております。

○平野主査 では、ありがとうございました。

それでは、5－7の資料の説明をお願いします。

○与能本管理官 それでは、資料5－7を用いまして、シビアアクシデントについての規制要求の検討についてということの説明させていただきます。

まず、このペーパーの趣旨であります。前回資料4－6号の一部ということで、2ページ目のところにありますように、報告書案のイメージというものを提案させていただきました。それについてのご意見いろいろいただきましたが、その中で特に余りシビアアクシデントについて非常に重点を置くと、なかなか報告書としてまとまりにくいのではないか。時間的な制約等がありますから、大変なのではないかということをご指摘を受けました。

それで、このあたりのことについて、特にシビアアクシデントについてこれまでどのような先生方の意見があったかということはこの資料でまとめておりました。またご議論いただきたいということでまとめております。

では、3ページ目にまいりまして、3ページ目から4枚に渡りまして、これまでの議論というのをごくごく簡単にまとめさせていただいております。

まず、3ページ目であります。立地評価の位置付けや改訂の長期的方向性に関するご意見ということで代表的なものをこのようにまとめさせていただいております。公衆のリスクに対しては、立地要因より設計要因がはるかに大きいことを踏まえ、第1段階としては、立地で担保するのはどの部分か、離隔の要件の必要性、見直し内容について検討するのが良い。

運転時の異常な過渡変化、設計基準事故、重大事故、仮想事故、これらの想定事象について、例えば、確率等を用いて、体系的に整理し、その中で立地評価や防災等を位置付けることが重要。

離隔に重点を置いた現行の指針が将来的な方向として良いかどうか、議論する必要がある。

それから、4ページ目にまいりまして、仮想事故解析との関係であります。仮想事故について、SAとの関係を明確にすることが必要。評価方法の見直しの際には、1、十分に低い確率のシナリオで生じる大きなソースタームの考慮。2、格納容器は損傷度が十分低いこと。3、格納容器からの漏洩する量については、十分低頻度の事象も踏まえ大きく想定することが重要。

S Aに対して、ある条件下では、格納容器の健全性を前提として良いというのが、米国を含めて国際的な動向。

格納容器の健全性については、格納容器のS A対応設計や、事故時対応等について、規制での確認が必要になるであろう。

それから、5 ページ目にまいりまして、T M I 事故やS A 研究、リスク情報活用等に係る知見の反映ということに関するご意見です。

今年30周年になるT M I 事故において、実際にS Aが生じていることを踏まえると、S Aについての考え方や、現在、仮想事故として評価しているものの意味合いを明確にすることが必要。

T M I 事故をきっかけとして、S A 事象をより現実的に取り扱うべきであるというふうに、世界的に考えられるようになった。その一つの表現がリスク情報の活用であり、例えば、設計における安全確保の最適化の指標として炉心損傷頻度が米国規制では使われている。

現行の仮想事故も設計基準事故を超えるS Aを想定して設定されており、これをその後のS A 研究、P S A 技術の進展を取り入れて立地審査指針をより科学的合理性の高い、説明性の高いものにしていくためにリスク情報を活用することが適切。結果として、必然的にリスク情報活用の更なる進展に繋がり、安全委員会の基本の方針にも合致していると。

それから、6 ページ目が留意事項に関するようなご意見であります。S A等についての安全規制は、今、余り明確でない。これを前提にして立地を考えるとというようなスタンスをとると、議論が収束しないのではないかと。

S Aに対する公衆の安全確保は、立地だけではなく、設計、運転にも関連することから、全体を考えると非常に大きな課題になる。S Aに対する考え方を踏まえた改訂といった言い方をすると、余りにS Aをベースに全ての基本的な考え方を考えようではないかという提案に聞こえてしまう。S Aに関する課題は長期的な課題として考え、S Aに係る知見をベースに、原則的立地条件や現行の離隔要求に対しての考え方をどうしていくかということを考える上でのS Aの考慮ではないかと。

S Aの問題を、ここで全面的に解決することを目指すものではない。

7 ページ目に、このようなご意見を簡単にまとめております。S Aを検討する

理由としては、立地評価の位置付け、改訂の長期的方向性を考える上でこういった検討が必要である。現在の仮想事故解析に係る要求の見直し、TMI事故、及び、その後蓄積したSAに係る知見の活用。リスク情報の活用。こういった観点から、SA検討する理由があるのではないかと、そういうご意見でございます。

それから、ただ、留意事項としては、小委員会の目的・時間的制約等から、SAの全面的な解決は目指さない。

次ですが、立地指針の改訂を議論する時にはSAのことについては避けて通れないというのが大方の委員の意見と理解。これは主査のお言葉なんですけれども、このあたりをもう一度本日は再確認したいと思います。

それから、8ページ目で、こういった先生方のご意見をいただいた背景としまして、先生方にとっては当たり前ということもあってご発言されていないんだらうなということで、事務局として背景的なことをまとめたのが8ページ目のところでありまして。AMの整備と奨励と整備計画、結果の報告要請が平成4年になされ、それに対して報告が例えば16年に保安院になされたりしております。

それから、SA研究がベースの一つであるPSA研究の成果の活用ということで、安全目標案であるとかリスク情報活用の方針に関する報告書等が作成されております。

それから、新耐震審査指針においては、残余のリスクを言及し、また超過確率等の要求がなされています。

国外での審査実績が蓄積されており、例えば米国では実際に安全審査の知見がどんどん蓄積されておりますと。

こういったことが背景になって、これが全てではないと思いますが、こういったご意見が出てきたのかと思われまます。

9ページ目のところで、意見と背景を踏まえた検討方針というのを、再度確認という意味で書かさせていただいております。

立地指針の改訂内容や長期的な改訂の方向性を明確にするために、SA問題について重点項目を絞って検討。

他の課題、基本的立地条件とかそういったものですが、とのバランスに配慮する。

長期的課題を段階的課題と捉え、SA問題解決を目指した段階的アプローチを

提言することを目指す。

議論の方法としましては、バランスに配慮ということと関連いたしまして、仮想事故の検討と、こういったところと並行して行う。

実際このような形で今まで検討していただいていると思うんですけれども、それを方針としてもう一度確認のために9ページ目に書かれております。

それから、10ページ目が、同じく前回の資料の一部で、「SAの考慮」に係る検討項目として、こういったことをまとめていただければよろしいのではないのでしょうかということを書いたものをもう一度ここに書いております。

要求内容と要求理由、要求の技術的補足、そういったことを書いていただいたらどうかということ。

11ページ目のところで、ほとんど同じことではありますが、こういった内容の提言をこれからまとめていただくのはどうかということと案を示しております。

SAについて規制要求を行うことの理由の明確化。その中では、立地指針改定との関係や、SAに係る技術の成熟度についての認識。安全規制の実効性の向上に係る重要性、こういったことの理由を明確にしていくというのが良いのではないかと考えております。

それから、要求内容の考え方として、新設炉と現行炉の違いを考慮したもの。これは規制を実際に行う上で、現行炉をどうするのか、新設炉に対する設計は、これは最新知見を踏まえるとしても、現行炉との違いをどのように考えるかということとある程度明確にすることは非常に重要ですので、こういった議論をしていただくのはどうかと考えています。

新設炉に対する最新知見を踏まえたSA考慮の要求。現状のAM整備内容を踏まえた現行炉の安全性に関する認識。バックチェックについての考え方。

それから、段階的な指針類の整備と、それに対応した規制要求ということ。実行可能性と規制効果を踏まえた指針の策定・改訂の方向性のある程度明確にする。それから、SA評価の特徴に関する考え方を整理するというものであります。

11ページのあたりのところを今後議論していただきたいと思うんですが、12ページのところで、これまでもなされたようなSAに関する議論の例というのを挙げています。SAに対する考慮なしに、仮想事故の位置付けの明確化は可能か。こういった議論がまず考えられると思います。仮想事故は、現行の指針では、

技術的見地から起こるとは考えられない事故としておりますが、TMI事故で実際に生じていると。そういったことを踏まえると、仮想事故の位置付けというのは、現在の指針の定義というのはいかがでしょうかという議論がまず出てくると思います。

それから、ソースタームの検討では、SAのシーケンスについて検討が必要ということで、本日もそういった検討をしていただきましたが。そういったことを考えますと、SAのシーケンスを考えて、ある範囲で立地評価事故のソースタームとするならば、それより外はどうするかといったそういった位置付けを明確にすることが必然的に必要になってくると考えられます。

それから三つ目として、SAに関する知見の蓄積、国外での規制実績の蓄積。こういったことを踏まえると、繰り返しになりますが、安全審査で確認する多重防護の事実上一番外側が仮想事故ということが適切か。米国では、非居住区域・低人口地帯設定のための評価条件を、設計基準事故時の放射線影響評価として規定している。これは先ほど議論になったところでありますけれども。我が国の仮想事故に対しても同様な取扱いは可能か。それから、IAEAの基準や英国等で、SAに対して規制する一方、想定事故解析に基づく離隔の適切性の確認は求めておりません。我が国との規制方法の違い、特にIAEAの基準との違いについては、これまでも説明を求められる場合がありますが、こういったことについては今後も十分な説明は可能だと。こういった論点が考えられると思います。

以上、シビアアクシデントについての規制要求の検討を更に議論していただくための資料として、これを作成いたしました。

以上です。

○平野主査 どうもありがとうございました。これまでの議論というの、割と網羅的に留意事項も含めてまとめていただいているかと思うんですけども、特に今後、シビアアクシデントは全体に関していえば、長期的な方向性というところで取り扱うという点と、それから仮想事故という名前のままいくかどうか分かりませんが、立地評価事故を見直す時に、ある程度シビアアクシデントをどう念頭に考えながらやるかという、そういう2点からご議論をいただきたいと思います。

今事務局の説明では、特に10ページ、11ページ、12ページ、この辺のところでは是非ということはありませんけれども、よろしくお願いします。

○早田安全委員 お願いなんですけれども。11ページの真ん中辺に、要求内容のうちの新設炉、現行炉の違いの二つ目に、現状のAM整備内容を踏まえた現行炉の安全性に関する認識とあるんですが。少し前の方に、8ページでしたか、PSAに基づくAM整備計画の立案と、それから定期安全レビューのPSAの評価。

それと、その下に書いてある安全委員会の安全目標案、それから性能目標の報告書でおよその数字が全部あるので。現在のプラントが例えば性能目標とか安全目標に比べるとどの辺のレベルにあるかというのを資料として出していただけると議論がしやすいかと思ったので、お願いしておきます。

○与能本管理官 了解いたしました。これまでのこういった報告に対してのまとめたものを用意しつつありますので、次回にでも説明したいと思います。

○竹下委員 私自身は重大事故、仮想事故に関してはこの前意見を申し上げましたけれども。まず、このシビアアクシデントが現在の全体の枠の中でいえば、日本もちゃんと取り入れてやっているということは言えると思うんですね。ただ、指針の中にきちっとそれを入れているかどうかというような多分議論ではないかと思います。

そこで、我々ちょっと注意しないといけないのは、確かに10年前ですか、いわゆるJCOの臨界事故が起きて、それでやはり我が国では類似のあれが起きちゃいけないということで、特定ウラン、最初に議論したようなああいうウラン加工指針を作りましたよね。だから、当然そういう起きた当事者の国ではそういう対応をしないととにかく先へ進めないんだというようなこともあって多分対応してきたと思います。

これ、確かにTMIが実際起こったんだと言いますが、では、その炉のタイプはどうだったんですかというふうに少しずつ聞いていくと、必ずしも日本のあれとは違いますよと。アメリカは確かにもうここどのぐらいですか、20年ぐらいですかね、30年ですかね、要するにもう新設炉は建たない状況だったんですね。ということは、結局ああいうものを踏まえてそういう受け入れられるようにするためにNRCは一所懸命いろいろな基準類を作ったりなんかして対応してきたんだというふうに私は思います。

そういうことを言いますと、例えば8ページのところで、国外の審査実績の蓄積と書いていますけれども、米国で本当に審査実績があるんですか。指針は作り

ました。考え方は作りました。法律は作りました。実際のそれで何基も新設炉を
実際やってみて、それでいろいろやってみて、アメリカですから多分具合悪けれ
ばどんどんその基準の方を変えたりなんかすると思うんですけれども。こういう
審査実績が蓄積されているというのはちょっと誤解を招く表現だと思うんですね。
審査実績がそんなに私はあるとは思いません。いろいろ形式承認だとかそういう
段階では一部あるかもしれませんが、そんなにたくさんあるとは思いません
ん。

それから、IAEAの基準なんかも、これも先ほどちょっと議論があったよう
に、IAEAというのはいろいろな国からのあれをやっていますから、そういう
IAEAの基準だし。IAEA自身が原子炉の審査をするわけではないんですよ
ね。そういう考え方を示しているということであって。

ということもありますので、海外でシビアアクシデント関係がどんどんやられ
ているのを日本でやられていないというような印象を与えるのは非常にまずい
のではないかなというような気がします。

日本でそれなりに対応とってきたし、いわゆる指針の中に入れるというところ
は、まだそこまではもちろん行ってない。いわゆる米国流にバサッと考え方を
変えて、根底から、まさにPSAなんかを大々的に取り入れて米国式にやるとい
うもちろんチョイスもあろうかと思えますけれども、これまでのいろいろな蓄積
から考えて、今のシビアアクシデントあるいはアクシデントマネジメントの規制
の中での取り扱いというのは、それなりに日本的に良いところに落ち着いてい
るのではないかというふうに思います。

ただ、いわゆるPSAのいろいろな、PSA、それからシビアアクシデントの
これまで蓄積された知見の活用、これは今回の小委員会の大きな目的でもあり
ますので、それについては先ほどもありました、ソースタームなんかはこれは当然
取り入れていくべきだと思いますし。いわゆるPSA、これは原子炉関係はかな
り進んでいるということなので、それを例えば評価指針なんかのところでは
決定論的な事故評価に加えて、そういうものも一応セレクション出来るように
するとか、そういうようなチョイスもあろうかと思えますので。PSAのいわゆる
活用というのももちろん、これはこれまでの知見を活用するという意味で重要だ
と思います。

以上です。

○平野主査 アメリカの審査実績については事務局の方から何か説明ありますか。

○与能本管理官 正確には数を覚えていないんですが、今先生おっしゃられたような、型式認定に関するものが数件以上はあると思います。実際に発給されたのがA P 6 0 0であるとかA B W Rとか三つか四つぐらいだと思いますけれども。途中段階であるもの、例えばU S A P W Rですか、ああいったものも含めれば更にその倍以上はあるかと思われま。それから、Early Site Permit に関しても二つ三つは発給されていると思います。

その審査の実績という意味で参照しているわけですが、そこでまさにシビアアクシデントのことについて議論され、それについての決定論的な評価であるとか、確率論的な評価がなされており、かなり詳細な議論も含まれておりますので、そういった意味での審査の実績はどんどん蓄積されていると、そのように理解しています。

○早田安全委員 アメリカのA B W Rは随分以前のままだと思うんですが、今型式認定いろいろ出している中でシビアアクシデントが項目に入っているというのがありますけれども。どういう意味合いで入っているかということも含めて、紹介してもらった方が良いでしょう。

ヨーロッパはE P Rをフィンランドとフランスで作っていますけれども、多分二つの国は同じようにやっているとは思わないんですが、設計はご存じのようにシビアアクシデント対応がとられていると思います。

それ以外は、ロシアとか中国とかその後作っていると思いますけれども、中身がどうかは知りません。

イギリスは今どれにしようかということで、その議論の中でシビアアクシデント対応がどうされるかは今後の情報次第だと思います。

○平野主査 日本とアメリカと審査のやり方が違いますから、型式認定とかいろいろありますけれども。実際に今アメリカでE P Rもそうですし、それからU S P W RとかA P W Rとかいろいろなものが実際に審査されていて、何件許可が出たかについてはちょっと覚えていませんが、実際にサイト依存の審査も実際にやられています。

今まで決めたことがまずいから変えようというそういう話というのは少なくとも

も伝わってきていませんね。

○山内委員 シビアアクシデントは問題になった時からよく私分らないんですけどもね。いわゆるシビアアクシデントというのをどういうふうに考えるかということについて、いわゆる今までの設計基準事象の延長線で考えてはいけないんですか。だから、私なんかは別にいわゆるシビアアクシデントなんて難しい言葉を使わなくたって、ある事象を設計の対象にしなさいよという形で取り入れさえすれば良い問題なのではないですかと。そんな難しい話ではないように僕は思っていたんですけどもね。

いわゆる例えば設計対応はしませんねと、いわゆる設備対応はしませんと。いわゆる運転管理とか云々でやりますという考え方も一つあるわけですよ。だから、それを今度は一つ標準化した場合に、もうそれは設計対応にしましょう、設計対象させましょうということさえ考えれば、それで僕は済む話ではないのかなと。何でこんなややこしい話をするのかというのが私よく分からないんですが。

○平野主査 シビアアクシデントの対応というのはどうするかというのはなかなか私は難しい問題だと思いますけれども。規制要求に入れるとしても、まずどこまでのシビアアクシデントを入れるんですかというのがあると思いますね。一番厳しいシビアアクシデントというのは、立地指針でも言っている安全防護施設との関係においてと書いてありますけれども、それを全部取っ払ったのが一番厳しいシビアアクシデントですよ。それがもしかしたら 10^{-30} かもしれませんけれども。

だから、どこまで考えるんですかというのがまず厳しくて。非常に発生頻度の低いところまで考えたら、基本的に成立しないと。全部取っ払ったらですね。だから、どこかで切らなければいけない。どこかで切って、決定論的にここまで考えましょうという考え方もあるし。それから、最近アメリカ等でやられているように、発生頻度と影響とを掛けたリスクでもってトータル幾つにしましょうという、その両方があると思うんですね。それを規制の中に入れるのか、あるいは規制の中に入れなくても、現行のようなやり方でも実質的に小さなリスクであれば良いのではないかという、そこはいろいろ議論が多分あるんだと思うんですけども。

少なくとも今のような決定論的な考え方でここまでシビアアクシデントを入れ

ましようというのはなかなか難しい。判断条件とか評価方法を変えないとなかなか難しいのではないかなと思っております。

○山内委員 僕なんかは原発やり始めた頃の議論と同じなんですよ、ちっとも変わってない。いや、まだそんな領域なんですか。そこは僕不思議なんですよ。もうある程度、恐らく、専門家が集まればある程度そんな、だって、 10^{-30} のものなんかというのは考えるようなもう時代ではないと思っているんですよね。せいぜい5乗か6乗。ある程度、例えばTMIとか云々経験してきた、そういう中でどういうものを考えれば良いのではないかという大枠の範囲というのはもう決まっているのではないかという気がするんですよ。

ちょっと立地事故とは別としてね。シビアアクシデントという問題を考えた時に、もう私はこういう議論、何か生産性ないなど。もう決めの問題に来ているのではないかなというのは、もうこれ10年ぐらいずっと考えているし。また、我々みたいな訴訟やってますと、結局何の議論やってるのかよく分からない。裁判所からも言われるんですよ、それはね。だから、その辺はもう決まってるんだと思っていたんですけどもね。

だから、例えばコアキャッチャーをつけるとか云々なんかの話アメリカで出るとするのは我々も聞くんですけども、少なくともあの辺が決めの段階になつてのではないのかなというのが僕なんかの感覚です。

○平野主査 どうぞ。

○早田安全委員 山内先生のおっしゃること、非常によく分かります。多分昔の設計基準事故というのは炉心が比較的健全なところまで設計しようと、その先はBeyond Design Basis といったと思うんですね。ところが、TMIとかチェルノブイリが起きて、あの事故を何と呼ぼうかと。Beyond Design Basis にしてはちょっと遠いからシビアアクシデントという言葉がその後出てきたと思います。

今考えているのは、恐らくその Design Basis をどの辺まで考えようか。それが今で言えばシビアアクシデントをある領域までもって行って良いのではないかというのが相場だとすれば、それが新しい Design Basis で、その向こうはBeyond Design Basis で、実質的にはそれはシビアアクシデントかもしれない。

要するに境界線が向こうにあって、そこまで対応しましょうというのが、ハードで対応しようとしているのがEPRだし、その他もろもろ併せて、併せ技で対

応しているのがアクシデントマネジメントになるのではないかと思いますけれども。だから、その辺の考え方を明確にすれば良いのかなという感じがします。

○山内委員 お聞きしたいんですけどもね。アメリカでいわゆる A P W R とか云々とか一つの標準化していますよね、型式認定というのかな、日本でいう。ということは、それが出来たということはもうシビアアクシデントというのは越えているはずなんですよ。でなければ出来ませんから。

だから、僕そこら辺もね、この頃勉強不足であれなんですけど、アメリカで型式認定云々やりました云々だという情報だけはもらうんですけども、それならばもうアメリカは少なくとも決まっているのではないですか、シビアアクシデントというのがどういう領域だということまでは。

○平野主査 アメリカではもう決まっていると、日本では決まってないと。いやいや、設計基準事象を越したものが Beyond D B A だと、だけれども、I A E A の定義でいけば、シビアアクシデントまでには少し間があるという定義をしていますから。ただ、広く言って、D B A の外はみんなシビアアクシデントだとも考えても、一般的には言っても良いですけども。本当はその間に少し、要するに大幅な炉心損傷しないやつをシビアアクシデントと一応国際的には定義していませんので、その間はあるんですけども。

いずれにしても、D B A を越えたものをどう扱うかということについて、アメリカは当然もちろん決まっています、それで今盛んに審査をやっていると。その考え方というのは、詳細ではないですけども、前にここでも説明されたと思うんですけども、その考え方を日本がそのまま受け入れて良いのかどうかについては非常に広い議論があるところで。もう決めの問題といえば決めの問題かもしれませんが、多分ここにいる人たちの中でも、お前が決めろといったら、では、私はこう決めますという意見はあるかなと思うんですけども、なかなか皆さんの合意を得るようなものというのは今のところ難しいかなということで、盛んに議論をしていると。

特に、この事務局の 1 1 ページのところ、新設炉と現行炉の違いについて考慮とかという話になると、私は基本設計の指針は本来新設炉に対する要求で、現行炉に対してバックチェックはするけれども、バックフィットというのは規制上の要求にはならないと思っているんですけども。この辺も整理しないと、更に

議論がなかなかまとまらないというところではないかなと思います。

事務局から、どうぞ、補足があれば。

○与能本管理官 まさに今平野主査が指摘されたところが実際に適用するところの問題というか、規制のシステムとしてのややこしいところではないかなと考えられているところでは。

今のメーカーが型式認定を米国で申請しているので分かりますように、技術的に新設炉に対してシビアアクシデントのある程度の考慮というのはもう出来る水準ではあるわけでありましてけれども、それに対して新設炉に対する要求がある一方で、既設炉はどうするのかと。安全性の確保というものについて、新しいものは高く、古いものは悪くて良いのかと、そういう議論があると思うんです。

これについても是非議論していただきたいと思うんですけれども、例えばイギリスなんかでは、最低限絶対守らなければならない基本的な安全に関する制限と、技術の進歩に従って、だんだんと安全が向上していくのは当たり前ですから、そういったところを目指すような基本的な安全目標、この制限と目標というのを2種類用意していて。そういう考え方をしますと、ごくごく自然に新しいものに対して新しい要求をしていくというのが入ってはくるんですが。まさに規制の制度としてそういったことで国民の方にご理解十分にさせていただけるのかとか、実際に実効的な規制が出来るのかとか、そういったところも大きな論点かと思っております。

それから、一番初めに山内先生が言われた設計基準事象の中に全て入れてしまえば良いかというのは、あれはまさに原子力屋が使う用語としての設計基準事故でありまして、一般の方から見れば理解しにくいところで。特にシビアアクシデント対応の設計をするという言い方をしますと、設計基準事故を超えるものに対して設計基準を設計するわけですから、明らかに言葉としておかしくなるんですが。従来までの慣習と言いますかそういうこともあって、設計基準事故というのは炉心溶融までのところを指している、そういう言い方をしているわけです。

○山内委員 一つついでに。そういうシビアアクシデントの問題と、それから今問題としている立地指針の問題と僕ちょっと違うと思うんですよ。いわゆる、例えばこの前耐震指針やっている時にある先生から、これは僕じかに言われたんです、そのとおりでありますけれども。例えば浜岡に原子力発電所を作ること

は立地指針上許されないのではないかという質問をされたことがあるんですよ。現実には専門部会の時に。で、私自身は実際そうは思っていないんですよ。

では、山内さんが立地審査指針適用あるのはどういう場合だという話、私はある意味ではいわゆる大きな原子力政策の一つだと思っていますので。例えばいわゆるあなたは東京湾に原子力発電所を作るということ、これがいわゆる政策的に許されるのか許されないのか、オーケーなのかノーなのかという問題で、私なんかだったらやはりノーだと、そういうものが立地指針なのではないですかと。

だから、例えば浜岡に原子力発電所を作るということは、確かに地震の巣といわれている、東海地震がある云々と言われているけれども、設備的に十分対応出来ると。従って別にあそこで一律に立地指針上ノーという必要はないと。

ただ、やはり東京湾に大きな原子力発電所を作らせるということ自身は安全が保てるかどうかという問題以前にもうだめなんだというのが立地指針なのではないのというふうに私は答えたんですけれども。だから、そういう要素というのは僕は立地指針が持っていると思うんですよ。

従って、私なんかはもうそういうことが考えられないなら立地審査指針はやめて欲しい。だから、皆さん方が果たして東京湾とか云々に原子力発電所を作る。これに対していわゆるノーとは言えないんだというのであれば、何かあるはずなんです。だから、それをそういうのを好ましくない、だからノーなんだという理屈ではないかというふうに僕は思っています。

○平野主査 ありがとうございます。なかなか難しい問題を提起されたんですけれども。浜岡にどうかということについては疑問を呈する人も、気持ちも分かるし、もちろん山内先生の答えが違っているというのではなくて、一般の人が立地評価指針の精神に反しているのではないのという質問をするのもよく分かるし。それに対して今の指針では安全防護対策をきちっとやっていればその関係で許されるということも確かだと思いますし。それが政策的な問題として本来決まるのではないかと言われれば、そんな感じもするし。

○山内委員 私、平野さんに聞きたいんですけれども、平野さん、東京湾に作るの良いの。

○平野主査 東京湾にですか。

○山内委員 うん、平野さん、110万とか150万とかという原子力発電所を

東京湾に作りたいと、山内電力が言ってきたと。認めますか、設備さえよければ。
○平野主査 それは答えなきやいけないとすれば、個人的には私は嫌ですし反対
しますけれども、ただ、今の立地指針に合わせて計算をしてみたら合っている
ということになれば、それはもう安全規制上の問題を越えた問題になるのではない
かと私は思います。

○山内委員 だから、もし平野さんがだめだとするんだったら、やはり立地審査
指針なり何なりでだめだというようなハードルを作ってあげないと困るのでは
ないですか。

○与能本管理官 まさにそのあたりも今回の議論していただきたいことがあるん
です。こういう直接的なやり方ではないかもしれないですけれども、明らかに現
在の指針で集団線量というので規制しようとするのはそういう考え方が根底にあ
ったと、そういうことを以前お聞きしたことがあるんですけれども。

そういった集団線量で守ろうとしたものがそういう社会的リスクでありますけ
れども、そういったことについて最新知見を入れると、ああいうやり方が適切な
のかどうか、もっと他にそういったことを社会的リスクというものをうまく判断
する手法があるのかなのか、そういったことも今回是非議論していただきたい
と思っております。

少なくとも今やっております集団線量の評価の仕方は、どこに建てても、相当
遠いところに建てても東京で決まってしまうというやり方になっておりまして、
非常に低い被ばく量の線量を積算するというやり方をやっていて、それが最新知
見で見た時に適切なのかどうか、そういった問題は非常にあると思っております。
○久木田安全委員 すみません、余り話が広がりすぎるとちょっと議論が収束し
なくなる危惧がありますので。もちろん、今事務局が申しました社会的リスクと
いうものを今後どういう形で測るか、そういうことは当然の宿題だと思っていま
す。

最前のシビアアクシデントの話にもどりますけれども、このシビアアクシデン
トの規制対象化というのは、実務としては極めて大きな重たい仕事だというふう
に思っております。現在の安全委員会の指針類に対する影響もですし、例えば
実際の原子炉での検査とか品質管理とか、そういったものまで影響が及び得る。
逆に言えば、こういった範囲でその影響を与えるのが妥当かということについて

は判断が必要な問題だと思っています。

もちろん、この小委員会でそういったところまでカバーすることは出来ないの
で、今回事務局から出ております資料は若干挑発的な内容を含めて、議論を広く
深くしていただくための材料として提供しているものですが、どうやって
我々としての議論をとりあえずの段階にせよ、収束させるかということ、次回以
後は考えていただきたいと思っています。

やはりお聞きしておりますといろいろな概念がどうしても、まだ混乱が残って
いて、立地という切り口から考える時に、新規立地といわゆるその立地評価とい
うもの、添十で行われるような評価というもの。あるいはその立地条件に関する
モニタリングの話とか、そういったものが、本日もちょっと混然とした形で行わ
れていたような気がします。

それから、米国の例で見られますように、立地ということを表に出さずに、原
子炉施設の性能を評価する一つの切り口として、決定論的なソースタームとその
線量評価というような形の手立てをとっている。このことについては必ずしもこ
れが必須ではなくて、安全目標に対してレベル3 P S Aまでやればこういったも
のは必要ないという考え方も可能性としてはあり得る。

しかしながら、立地の問題に限らず、安全を確認する手立てとして、単一の手
立てではなくて、幾つかの方法を組み合わせることによって確認をするというこ
とを我々はいろいろな場合にやっているわけで。

ですから、現在行われている立地評価というものはそういったものの一つだろ
うというふうに私は理解しております。

その一つのカルチャーというものを維持する形で、米国のNUREG-146
5というものがありますし、我々もそれを一つの手がかりにして議論することは
妥当ではないか。

その一方では、P S Aというものが将来的にはもっと強力なツールとしてより
大きな市民権を得ることになるということは期待されると思います。

ということで、出来れば次回以後、本年のプロダクトとしてどういうことを考
えるかということ、議論していただくような方向にもっていければというふうに
考えています。

以上です。

○平野主査 ありがとうございます。

包括的にまとめていただきました。非常に重要な問題でありますので、この事務局の資料に書いてありますように、ここでシビアアクシデント問題を全面的に論ずるということではありませんが、立地評価事故あるいは仮想事故という観点からシビアアクシデントをどう考えるかという議論はもう少し続けて、長期的な課題の中で位置付けていきたいと思っておりますので、よろしく申し上げます。

時間になりましたので、今日の議論はこれでやめたいと思っておりますけれども、よろしいでしょうか。何か特にございましたら。

それでは、事務局からご報告がありますか。

○事務局（重松） 次回の会合でございますが、次回の第6回会合は10月8日木曜日、午前10時からこの同じ本会議室での開催を予定しております。詳細についてはまた後ほどご連絡いたします。よろしくお願いいたします。

○平野主査 どうもありがとうございます。

それでは、今日の会合はこれで終わりにします。

どうもありがとうございました。

午後5時04分 閉会