

## 第 3 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3回会合  
議事次第

1. 日 時：平成21年7月22日（水）13：30～17：00

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3－1号	事務局への要請事項
立小委第3－2－1号	立地指針等検討小委員会第1回会合における意見 のまとめ（案）
立小委第3－2－2号	立地指針等検討小委員会第2回会合における意見 のまとめ（案）
立小委第3－3号	我が国の立地に係る品質保証規程等
立小委第3－4号	立地指針改定・関連事項に関する年表
立小委第3－5号	原子炉立地における環境保全に係る規制について の米国と我が国の比較
立小委第3－6号	立地指針改定に係る課題・意義（立小委第2－7 号改）
立小委第3－7号	立地評価のソースタームに係る検討
立小委第3－8号	立地評価用事故の一本化について
参考資料第3－1号	I A E A安全基準（立地）と安全委員会立地指針 の発行・改訂経緯（参考資料第2－2号改）

出席者

●委員

△石島 清見  
酒井 一夫  
藤城 俊夫  
山内 喜明

梶本 光廣  
竹下 功  
本間 俊充

川上 博人  
◎平野 光將  
山口 彰

注) ◎：主査、△：主査代理

●原子力安全委員会

鈴木 篤之  
小山田 修

早田 邦久  
久木田 豊

久住 静代

●オブザーバー

辻倉 米蔵

宮野 廣

●原子力安全・保安院

小野 祐二

●事務局

岩橋 理彦  
与能本 泰介  
佐藤 博之

角田 英之  
丸山 秀明  
高坂 潔

山田 知穂  
重松 交響  
佐々木 誠

午後 1 時 3 1 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 3 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、ありがとうございます。

この会合は公開となっておりますので、発言内容は速記録として残すことになっております。ご発言が重ならないよう、ご発言は進行役の指名後ということで、ご協力をよろしくお願いいたします。

まず最初に、事務局の幹部の人事異動がありましたので、自己紹介をお願いいたします。

○角田審査指針課長 事務局長は間もなく到着すると思いますが、先週の火曜日に審査指針課長を拝命いたしました角田と申します。どうぞよろしくお願いいたします。

○平野主査 それでは、事務局長は来られてからということで、続いて定足数の確認と配付資料の確認をお願いします。

○重松安全調査副管理官 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。

本小委員会は、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になっております。現在の構成員数は 1 1 名でございますので定足数は 6 名でございます。現時点で、今日は岡本先生がご欠席ということで、岡本先生を除く 1 0 名の専門委員がご出席ということで、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。お手元に配付されております議事次第、その下に資料がございます。立小委第 3 - 1 号、事務局への要請事項、立小委第 3 - 2 - 1 号、立地指針等検討小委員会第 1 回会合における意見のまとめ、立小委第 3 - 2 - 2 号、立地指針等検討小委員会第 2 回会合における意見のまとめ、立小委第 3 - 3 号、我が国の立地に係る品質保証規程等、立小委第 3 - 4 号、立地指針改定・関連事項に関する年表、立小委第 3 - 5 号、原子炉立地における環境保全に係る規制についての米国と我が国の比較、立小委第 3 - 6 号、立地指針改定に係る課題・意義、立小委第 3 - 7 号、立地評価のソースチームに係る検討、立小委第 3 - 8 号、立地評価用事故の一本化について、最後に参考資料第 3 - 1 号、I A E A 安全基準（立地）と安全委員会立地指針の発行・

改訂経緯でございます。それで、最後の参考資料第3-1号についてでございますが、これは前回会合でのご指摘を受けて改定したものでございます。内容といたしましては、評価指針とIAEAのセーフティ・ガイズの発行状況を追記しております。

それから、緑色の紙ファイルで指針の抜粋、それから前回までの配付資料を綴じた常備資料を用意してございます。

本日用意した資料は以上でございます。お手元の資料に不足がございましたらお申しつけください。

○平野主査 よろしいでしょうか。

本日は、主に前回の続きで、検討課題についての議論と、そのうち具体的な課題としてのソースタームについてを中心にご議論いただきたいと思っております。

ただ、その前に、前回までの意見のまとめと事務局への要請事項について幾つか事務局から説明いただきます。お願いします。

○与能本安全調査管理官 それでは、資料3-1号と3-2-1号、3-2-2号を説明させていただきます。

まず3-2-1号でございますが、これは第1回会合における意見のまとめということでもあります。それから、3-2-2号は同様に第2回会合における意見のまとめでございますが、先生方には既にメールで配付して、この内容で良いかということを確認してございますが、先生方でも目を通しておられない方もおられると思いますので、何かご意見があればよろしく願いいたします。

このような意見をまとめる趣旨でございますが、こういった文書がそのままこれからの取りまとめを作る時に非常に役立てることができるということと、先生方にぜひ積極的にご意見を表明していただきたいという趣旨でございます。ですから、会合において発言された正確な内容というよりも、会合において説明されなかった内容を後から振り返ってもらうと、そういった意味でコメントを書き込んでいただければと思います。

その意味で訂正がございまして、タイトルのところに「案」というのを付けてください。これは「案」を付けるのを忘れておりました。「意見のまとめ(案)」ということでございます。

この中で、こういったご意見をいただいた中で、特に事務局に対してこういっ

たことを調査するようという指示が出されたものをまとめたのが資料3-1号でございます。第1回の要請内容、第2回の要請内容をこのように列挙しております。

本日は、このうち対応状況のところを見ていただきますと、第1回の7以降のところでも今回対応させていただきます。まず、第1回の7、諸外国における立地に際しての公益性の検討や代替サイトに関わる規制要求について、これは今回対応するというよりも、第2回の6と併せて資料を作成するという意味でございます。失礼しました。ここで訂正をお願いしたいんですが、これは6ではなくて7でございます。7で第2回のところで同様なご質問として、公益的な事業の出発点としての公益宣言がIAEAの立地基準では含まれているのではないかと、そういったご指摘がございましたので、これに併せて資料を作成したいと思います。

本日は、その下以降のところを、資料番号3-5号、3-7号、参考資料3-1号、3-4号、3-3号を用いて説明したいと思います。

これに関しては以上でございます。

○平野主査 今、事務局のほうから、まとめの案を作ったという趣旨も含めて説明がありましたけれども、メールで既に送ったということではありますが、今、何かお気づきの点がありましたらご発言ください。

よろしいでしょうか。この意見のまとめは、あくまでもそれぞれの第1回、第2回の時の皆様の発言を、その趣旨を生かして、「てにをは」は別としてまとめたものですけれども、これからの議論の中で、あの時にはああいう考えだったけれども議論の中で意見が変わるとか、それは大変結構なことでございますので、このまとめの発言に余り固執せずに議論を積み重ねていきたいと思っております。よろしく申し上げます。

では、その次、資料3-3号、我が国の立地に係る品質保証規程等についてご説明願います。

○佐々木技術参与 技術参与の佐々木です。立小委第3-3号で説明させていただきます。我が国の立地に係る品質保証規程等ということで資料を用意してまいりました。

これまで、IAEAの中で品質保証についての要求があるということから、我が国ではどうなのかという話がありましたので、まず1ページの頭、我が国の立

地規制に係る品質保証規程類ということで、どんなものがあるかというのを簡単に示しました。

1つ目の四角ですが、我が国での立地に特化した品質保証規程については、I A E Aの前回説明がありましたNS-R-3の品質保証、こういうものに対応するような固有の規程というものは確かに定められておりません。

しかしながら、2つ目なんです、次にご説明しますが、以下の指針類、指針等と言ったらよろしいでしょうか、そういうものがありまして、その中で立地に係る品質保証を適切に行うことを求めています。ただ、具体的にどこまで細かくやっているかというところ、安全審査のところなので詳細な審査までは至っていないというところなんです。

具体的な推進等ですが、1つ目のポツにありますように、原子力安全委員会が決定しました「原子力事業者の技術的能力に関する審査指針」、この中に解釈で、「「設計及び工事の範囲」は、当該事業の許可等に係る使用前検査に合格するまでをいう。」ということの規定しておりまして、こういうところで立地評価を含めた全般的な品質保証の要求を行っているというふうに解釈しております。

それから、2番目は原子力安全・保安院殿のものなんです、保安規定に電気協会の現行規程J E A C 4 1 1 1 - 2 0 0 3年版に基づく品質保証の記載を要求しております。この規程は本来、「試運転段階及び運転段階の原子力発電所において組織が実施する保安活動に適用される品質保証」というふうに範囲を規定しておりますが、この中では、3ページ目に示しておりますが、発電所に関する設計・開発に対する要求事項が示されておりまして、つまり発電所を建設するところでの設計とか立地に係る評価だとか、そういうものは全てこの品質保証の中に編みかけされているというふうに考えております。

ついでなんです、近々、2009年版というのが保安院殿の方でエンドースされると思うんですが、この中では範囲として、立地調査段階に関しても当該規程が準用されますというようなことが追加されるようになりました。

続いて、2. 関連する品質保証指針・規定類の抜粋ということで書いてあるんですが、(1)は、先ほど申し上げた原子力安全委員会の技術的能力の審査指針です。この中で、ページの下の方の指針4. 設計及び工事に係る品質保証活動、これについての規定があります。矢印が付いているところです。

続きまして2ページ目ですが、飛ばしまして真ん中辺りの(3)、保安院殿の「原子力発電所の保安規定における品質保証に関する記載について」と、これで保安規定に品質保証が入るのは平成15年12月なんです、保安規定に具体的にどういうふうにかかなくちゃいけないかというところをここで書いておきます。

それから、下の方の(4)で、日本電気協会の「J E A C 4 1 1 1 - 2 0 0 3 原子力発電所における安全のための品質保証規程」で、適用範囲のところの、次の3ページ目の上から3行目の(3)で、こういう準用規定も書いてあります。ただし、立地調査については、先ほど申し上げましたように、2009年版で追加されるであろうと思っております。

あと、具体的に7章に業務の計画及び実施と書いてありまして、その中に設計・開発の要求事項が書いてあります。

簡単ですが、以上です。

○平野主査 これは、先ほどの3-1号の資料でいくと、I A E Aの立地基準の品質保証に関する我が国での実施内容というのに対応する資料ですけれども、何かご意見、コメントはございませんか。

これは表1で見ますと、6.1のところは代表的に書いてありますけれども、J E A Cの規定あるいは6.2のところには原子力安全委員会の技術的能力に関する審査指針というのを対応すると書いてありますけれども、我が国の対応または相違点のところは書いてありますように、この2つで包括的に読めるけれども、I A E Aのところは原子炉の立地評価に関する品質保証として、こういうふうに6項目に分けて書いてあるんですけれども、そういうような立地評価に対して具体的に書いているのはないけれども、立地評価までも品質保証規程や審査指針は対応するものなので、マクロに見れば見れるのではないかと、そういう趣旨ということですか。

○佐々木技術参与 おっしゃるとおりだと思います。結局、ある特定の指針に品質保証の項目、要求を入れると、他の指針類にも同じように横並びで入れていく必要が出てきます。そういううるささも出てきますし、そこら辺はどういうふうに指針類を体系化して作り上げていくかということとも関係するのではないかと考えております。



○平野主査 あとは、実際の事業者の行為として、あるいは審査側の行為として、6. 1から6. 9が最適だと言っているわけではないんですけども、それに相当するような事業者側あるいは審査側のレビューがされているかということですね。

○佐々木技術参与 5ページ目、表の2枚目ですが、ここに6. 7の数値として、一番上のカラムにあるんですが、IAEAが要求しているグループレビューだとかピア・レビューだとか、こういうものなんですが、当然、事業者は社内の中でピア・レビュー等されていると思うんです、これは品質保証上当然要求されていることですから。大きな規制という観点から見ますと、原子力施設の安全審査というのが保安院さん、規制行政庁、当事者である1次審査、それからこちら側の原子力安全委員会の2次審査というところで、大きいところでも第三者によるレビューが、ダブルチェックがなされているという解釈をしております。

ついでに言ってしまうと、次の項目の6. 8の地震関係の話ですが、ここら辺は耐震の審査のところでいろいろ要求がありますので、そういうところでも6. 8、ダイレクトな書き方はもちろんないわけですが、活動としては、6. 8が要求しているような活動は適切に実施されているのではないかと考えております。

○与能本安全調査管理官 少し補足しますと、例えば6. 4とか6. 5のところ、特に6. 5はそうですけれども、「検討と調査の結果は、独立させたレビューが出来る様に十分に詳細に文書化しなければならない。」、こういったところが明示的に書かれていて、これについて相当するようなものが、特に立地調査段階については現在ではないですけども、これから入るようだと。ただ、具体的に詳細なところでこういった形の要求がなされるかはまだよく分からない。つまり、枠としては作っていると。枠としてはIAEAも日本も大体同じなところがありますが、詳細については必ずしもそうではないのではないかと、そういうところでもあります。

○平野主査 ありがとうございます。立地評価に特定したIAEAのような品質保証項目というのはありませんが、他の指針で包括的に要求しているもの、あるいは耐震設計指針のように別な指針で要求しているものから見れば、IAEAで要求しているような品質保証に関しては、実施されているはずである、あるいはそう理解できるという説明ですけども、何かご意見、コメントございますか。

それでは、よろしければ次の資料に移りたいと思います。

3－4号、これも前回の事務局への要請事項ですけれども、立地指針改定・関連事項に関する年表の説明です。お願いします。

○佐藤安全調査官 それでは、3－4号に基づいて説明させていただきます。

立地指針改定・関連事項に関する年表ということで、原子力安全委員会関連、アクシデントマネジメント関連、それと国外動向という形で大きく3つに分けております。

まず原子力安全委員会関連ですけれども、一番最初に原子炉安全基準専門部会というものが立ち上がり、その中の立地指針専門部会の中で立地指針に関する検討が行われております。

そして、1964年に立地指針の策定、その後、省令62号の策定が行われております。

そしてその後、立地指針に関しましては、第1次指針改定の検討という形で、表の真ん中辺りにあります立地評価小委員会というものが立ち上げられまして、その中でドラフト策定WG、立地評価事故条件検討WGを経まして、1989年に立地指針の改定という形で行われております。また、第2次の指針改定という形で、その右側になりますが、安全審査指針等検討小委員会というものが立ち上げられ、指針小委ドラフト作成WG、集団線量検討WGの中で検討が行われております。

また、その後、2003年におきましては、安全目標の中間取りまとめ、リスク情報の活用・導入の基本方針、また体系化報告書というものが出されております。また、2006年におきましては、性能目標報告書、省令62号の改定、耐震審査指針が出されております。

また、アクシデントマネジメント関連におきましては、上の方にありますが、「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策としてのアクシデントマネジメントについて」というのが原子力安全委員会で1992年に決定されております。それに基づきまして、「軽水型原子力発電所におけるアクシデントマネジメントの整備について」、それと「軽水型原子力発電所における「アクシデントマネジメント整備後確率論的安全評価」に関する評価について」というものがそれぞれ出されております。また、学会におきましては、その下にあ

りますけれども、シビアアクシデント熱流動現象評価、それとシビアアクシデント時の格納容器内の現実的ソースターム評価というものが出されております。また、原子力安全委員会におきましては、委託調査という形で、1993年以降、アクシデントマネジメントに関する調査が行われております。

国外動向としましては、そこの表に書いてありますが、黄色い三角につきましては、IAEAが策定しております指針類というような形になります。緑色に関してはそれ以外、NRCとかDOEが策定した指針類というような分類になっております。

以上で説明を終わります。

○平野主査 ありがとうございます。ただいまの説明に対してご意見あるいはご質問がございましたら、どうぞお願いします。

○早田安全委員 周辺情報として2つあった方が良いと思うのは、国外動向のTMI事故とチェルノブイリの間なんですけれども、全てのプラントについてPSAとシビアアクシデントのバイアビリティ評価をやったんですね。それで対応をとるという話があったので、アクシデントマネジメント絡みでも良いと思うんですが、1980年の初めの頃だったと思います。

それからもう一つ、NUREG-1150に関連して、シビアアクシデント研究計画というのが国際的にアメリカを中心に行われたのが1980年ぐらいからずっと続く、NUPECの話と繋がるんですけれども、NUREG-1150の基になる研究とか行われたのが1つ線があると良いかなと思ったんです。

以上です。

○平野主査 ありがとうございます。それを追加していただきたいと思います。

他にどうですか。

藤城委員、どうぞ。

○藤城委員 年表としては、こういう経緯が整理されているというのは非常に有意義なことだと思うんですけれども、もう一つ、このベースになった3-1号の資料の、ここに書いてある従来の検討及び取りまとめ資料についてという趣旨でまとめられたんだと思うんですが、もう一つ大事なまとめの作業は、例えば上の黄色いところの下に、立地審査指針に係るいろいろな検討が行われてきたというところがありますけれども、その検討の中身について、どういう経緯で意見が

集約、発展あるいは変更されてきたかという、その辺の整理も併せて必要なのではないかというふうに思いますので、ぜひその辺も併せて作業をまとめられると良いかなと思うんですが、いかがでしょうか。

○与能本安全調査管理官 今回もそのつもりでまとめつつあったわけですが、ちょっと間に合わなかったのも、次回以降にこの年表に対応する形で、ここその検討ではこういった成果がなされた、こういった報告書がなされた、そういった資料をまとめたいと思います。

○平野主査 ありがとうございます。ぜひそうしていただきたいんですが、ちょっと重複するかもしれませんが、原子力安全委員会関連のところではいろんな小委員会とかワーキング・グループがありますね。前回、過去の検討のまとめみたいなものやっていたんですけれども、例えば集団線量検討ワーキング・グループというのがありますが、集団線量についての結論的なものは、中間報告にしてもなかったと思うんですけれども、これはワーキング・グループができていますから、最終的な、中間報告というところまで終わっているものもあるかもしれませんが、それぞれの報告書が出ているというふうに考えて良いわけですね。そうすると、今、藤城委員が言われたことも大体同じだと思うんですけれども、これらのワーキング・グループ、小委員会での検討内容が、前回説明されたものに包絡されているならばそれは良いんですけれども、そうでないものについては、ご説明いただいた方が良いのではないかなと思います。

○与能本安全調査管理官 了解しました。それぞれのワーキング・グループでどういったところがまとめられたかということができるだけまとめたいと思いますが、例えば、1回目と2回目の会合で過去の検討ということで紹介させていただいた資料がございますが、あれが第2回の立地指針の改定の検討ということで、安全審査指針等検討小委員会の検討の途中段階で、当時の事務局がまとめたものでありまして、ああいった形で事務局が取りまとめたものはあるわけですが、報告書といった正式なものは作られていなかったというのが過去の現状だと思います。

ちなみに、あの時はJCO事故で作業が急に止まってしまったという面もありますし、その前の第1回の検討におきましては、チェルノブイリ事故によって検討が中断されたという経緯もあると聞いております。

○平野主査 状況は分かりましたので、それでは前回の資料に包絡されているのであればそういう説明で、それに追加するような情報がありましたら説明していただくということをお願いしたいと思います。

では、この資料についてはよろしいでしょうか。

次の資料に移る前に、岩橋事務局長が見えられましたので、一言ご挨拶をお願いします。

○岩橋事務局長 それでは、一言ご挨拶させていただきます。

先週14日付けで青山の後任で事務局長を拝命いたしました岩橋でございます。原子力安全委員会のいろんなご検討が円滑に進むように、事務局としていろいろと準備をさせていただきたいと思っておりますので、ひとつよろしく願いいたします。

○平野主査 どうもありがとうございました。

それでは次の資料に移りたいと思います。これも事務局への検討要請事項の1つですが、環境保全に係る規制についての米国と我が国の比較ということで、3-5号の資料ですか、事務局の方から説明をお願いします。

○高坂技術参与 それでは、3-5号の資料で説明いたします。

この資料の趣旨は、今日の最初に事務局への要請事項の資料3-1号にありました、第1回目に事務局の方に要請いただいた8番目になりますが、環境の保護に関する米国等の規制内容について調査するということと、それから、前回のIAEAの立地に係る安全基準の中で、日本の事情と比べると、IAEAの場合は、特に線量放射線の影響等の評価については、公衆以外にも環境についてのことも考慮されているということもあったので、それも踏まえて、米国の基準と我が国の基準という形で比較したものでございます。

それでは、資料を見ていただきますと、この資料の構成ですが、左側に米国の原子炉立地に係る環境保全に関する規制等が書いてございまして、その隣に我が国の環境保全に関する環境影響評価の内容が書いてありまして、一番右に比較した結果の概要がまとめてございます。

1ページをご覧くださいますと、No. のところに書いてありますが、最初に環境保全に係る規制の比較でございます。それから、次の2ページ以降が環境影響評価のレポート等に含まれている項目の比較をしてございます。最初に1ページからご覧くださいます。

まず、環境保全に関する法律・規則関係ですが、米国の欄を見ていただきますと、米国については、5行目になります。1969年に環境保護庁というのが国家環境政策法ということで、環境保全についての共通的な要求事項をまとめてございまして、それを受ける形で、NRCは、上に書いてありますが、立地における環境保全についてということで、10CFR Part 51というのを定めております。国内の許認可及び関連する規制機能に関する環境保全の規則ということで、これで立地に係る環境保全についての調査、報告することを求めております。

具体的にその内容については、審査にあたりまして、その下に書いてありますが、スタンダード・レビュープランということで、環境影響評価報告書を標準的にレビューする内容、審査の方針が決まっております。NUREG-1555というのが定められております。これで立地に係る環境影響評価はそれぞれ事業者の方から出てくるという形になります。

一方、我が国の方は、環境影響評価につきましては、1999年6月に環境影響評価法というのが施行されまして、これで全ての事業、発電所にかかわらず全ての事業については、一般の原則ということで、環境影響評価をしてそれを報告するというようなことが法律的に定められております。発電所につきましては、併せて電気事業法の方で、商業用の発電設備についての環境影響評価についての規定を電気事業法で定めてございまして、具体的な環境影響評価が行われるということでございます。

特に電気事業法は、具体的な手順がいろいろ書いてありまして、その下の①が環境影響評価をする際の方法書をまず作成して届け出なさい。それから2番目として、その評価の準備書を作成して届け出なさい。それから最後に、評価した結果を報告書としてまとめて作成して届け出なさいと。一番下の3行目に書いてございまして、この評価書等については原子力安全・保安院の方に届け出て、それを審査したり確定したものについては、環境省とか地方自治体の方へ送付するという形になっております。

これで、右の比較結果の方にいきますと、米国においては、国家環境政策法に基づいてありますが、それと、それを受けた形で10CFR Part 51ということで、環境評価についての実施が求められてございまして、NUREG-155

5の中で具体的な環境影響評価の内容が規定されているということでございます。

一方、我が国の方は、先ほどとダブりますが、環境影響評価法が出来ましたけれども、電気事業法の方の環境影響評価に対する規定が定められて、それで環境影響評価が出てくると。

ただ、この時に相違点がございまして、後で内容を見ていただきますが、米国の方は、「環境庁」と書いてあるのは間違いでございます。訂正していただきたいんですが、「環境保護庁」ですけれども、環境保護庁がまとめたものを受けて、NRCが発電所に対する環境影響評価というのを規定しておりますが、これは原子炉立地の時に放射線の影響も含めてまとめて環境影響評価するという形で、整合性がとれた形で一本化してございます。

一方、我が国は、ご存じのとおり、環境影響評価法と電気事業法で環境影響評価を規定しておりますが、放射線の環境への影響については含まれていないということが違ひまして、これは原子炉立地の審査の方で放射線の影響についての評価は別途行われるという形になっているのが相違点でございます。

それから、次のページにまいりまして内容になります。左側の環境影響評価項目のうちの米国の方は、NUREG-1555で細かく規定されておりますので、それを縦に追っていただきますと、2章で環境の記述、ディスクリプションということで、発電所周りの環境に対する記述の調査をする前提の調査の結果がまとめて報告されます。土地とか水理、それから生態系、社会経済、社会環境状況、人口等、それから次のページにまいりまして、それがずっと続きまして、第3章が続きまして、第4章が下の方でございますが、今度は建設時における環境の影響評価というのが4として求められております。第4章になります。それが次の4ページにまいりまして、土地利用の影響とか、文化財とか歴史財産への影響とか、生態系への影響、社会経済への影響、それから建設労働者に対する放射線被ばくの影響評価等々を定めております。

それから、第5章として、発電所が運転された場合での運転の環境影響評価の規定が第5章として定められまして、それが5ページに続きまして、同じように土地利用の影響とか、文化財への影響、水関係の影響、冷却系の影響、それから通常運転時の放射能影響ということで、5ページの一番下の5.4になりますが、通常運転時の放射能影響というのが入っております。

それから、次のページにまいりまして、それがずっと同じ形で、運転上のものが続きまして、ちょっと消えておりますが、7ページが第6章ということで、環境の計測とかモニタリングに対する要求事項が入っております。

それから、第7章として想定事故時の環境への影響ということで、ここで放射線の評価が入っておりまして、その中に7.1として設計基準事故の影響、それから次のページにまいりまして、7.2ということでシビアアクシデントの過酷事故での影響というようなことが記載されております。それから9ページに入っ、て、事故の最後は、7.4として移送時の事故についての規定がございます。

それから、それ以降、第8章が日本で規定されていないんですが、電力需要に対する総合的な評価ということが入ってございまして、電力システムの影響とか電力需要、それから需要・供給の把握というようなことで、公益性についての検討を環境評価の中でやるということになっております。

それから、次の10ページへまいりまして、第9章で発電所を作らない場合の代替方策との比較・検討が入っております。例えば代替エネルギーの検討だとか、そういう環境。それから、一番最後の第10章で提案行為、発電所を作った場合の最終的な環境影響評価の総合的な評価という形で環境レポートをまとめるという形になってございます。

一方、2ページに戻っていただきまして、国内の我が国の状況、真ん中の欄です。これは環境影響評価報告書の記載例ということで、至近のものということで、大間とか東通りとか、共通事項なので同じ内容ですけれども、その報告書と電気事業法を対応させながら、記載例を拾ったものでございます。

第2章として、対象事業の内容、発電所の原動力の種類とか出力とか、その周辺環境、状況、それから工事計画云々が入っております。

それから、次のページにまいりまして、第3章、下から7行目ぐらいのところにあります。対象事業の実施区域とかその周辺状況の概況、それから第4章として環境影響評価の項目、調査、方法等。それから第5章として、最初の環境影響評価の結果をそれぞれまとめております。最初が大気関係、騒音、道路交通騒音、振動関係、次の4ページにいきまして水質、海象、地形、陸生動物とか植生、生態系への影響、自然景観への影響。それから、5.13から5.19までは建設工事の時に出てくる影響ということで、産業廃棄物だとか地盤沈下、骨材の採



取だとか、こういうのが入っております。それから、5. 20としてその他という  
ことで、社会環境への影響ということで、人口から陸上交通、文化財云々まで  
入っております。

それから、その評価結果に基づきまして、必要な措置が第6章で対策等が書か  
れております。それと同じ形で調査項目に対してまとめてございまして、それが  
5ページにあります。

それから、6ページが、先ほど米国の基準にありました下から8行目ぐらいで  
しょうか、第7章ということで、環境計測とかモニタリングに対する要求事項が  
ございます。

それから、最後の7ページのところで第8章として、事故調査ということで、  
途中で環境影響評価の準備書等に対して、地元とか行政庁からの意見が出てきま  
すので、その内容も反映した形での評価書の追加事故調査とか総合的な評価をま  
とめたという形で、最終的に環境報告書がまとまるという形になってございます。

それで、その関係でまとめを見ていただきますと、前後して申しわけございま  
せんが、2ページに戻っていただきまして、今のことから相違点をまとめたもの  
でございます。

右の欄のところに相違点ということで、放射線の環境影響評価についてという  
ことで、これは先ほどとダブりますが、NUREG-1555に基づく立地にお  
ける環境影響評価書の中に、先ほど見ていただいたように、通常運転時の放射線  
の影響とか、想定事故時の放射性物質を含む環境影響評価が規定されているとい  
うことです。

それから、下の7行目にいきまして、一方、我が国では、環境影響評価の中  
には放射線の環境影響評価についての規定はないと。ただ、その後の安全審査の段  
階で、通常時の放射線の影響については、線量評価指針あるいは想定事故、立地  
の事故については立地指針あるいは安全評価指針で評価するという形で、体系は  
違っておりますが、対応する形にしております。

次の3ページにまいりまして、今度は放射線以外の項目の影響評価の内容でござ  
います。大部分のものは同等ですけれども、一部相違しているものがございま  
す。同等のものについては、そこに書いてありますような発電所敷地とか気象、  
大気性状とか、それについては発電所の建設中から運転中に亘って、こういう影

響についての評価、それから自然環境への影響、社会環境への影響、人への影響について評価するということは基本的に同等でございます。放射線は入っていないということでございます。

それから、次のページにまいりまして、4ページ、右の欄ですが、放射線以外の影響評価の中で米国の方と相違しているものがございます。1つ目が、我が国と比べて米国特有のところとして、電力需要とか代替エネルギーの調査・評価ということが環境影響評価の中で求められているということでございます。公益性とかこういう検討が環境影響評価の中でやる形が定められているということでございます。

それから、飛んでいただきまして7ページをご覧くださいますと、これは先ほど放射線の影響の中のうちの想定事故の評価の内容を、Exelonのアーリサイトパーミット、早期サイト許可のレポートが出ておりますので、その中身を、先ほどのNUREG-1555と比較しながら見たものでございます。これはイリノイ州のクリントン発電所1号機ということで、たしか2006年4月に環境レポートが出ておりまして、最終的な報告がNRCから出ているということでございます。それを見ると、第7章の7.1設計基準事故に対しては、ここに書いてありますような事象についての評価をするということで、内容を見ていただきますと、我が国の安全評価指針で扱っている内容と同じです。ですから項目は同等になってございます。ただ、ソースタームは、この後ご説明があるかもしれませんが、新しい更新ソースタームを適用するというような形で、多分内容は違っていると思うんですが、評価する項目については同等の事故評価をするという形になっております。

それから、そこにAP1000とかABWRと書いてございますが、これはアーリサイトパーミットの場合は、DC、設計認証を受けているものであれば、いずれを最終的に設定するか分からないので、並列な形で申請することが出来るようになっております。それについての記述がここにあるということです。

それから、次のページにまいりまして、8ページの下段ですが、過酷事故関係です。過酷事故については、特に相違点で、我が国の場合には、立地の方は立地の評価の事項を使っておりますので違っておりますが、米国では環境影響評価の中に過酷事故、シビアアクシデントにおける放射能の大気放出とか、地下水へ

の流入だとか、経済影響だとか、過酷事故のリスク低減に対する政策も含めて考慮する記載が要求されてございます。

それから、次の9ページにまいりまして、これは放射線の影響以外にあるもう一つのものとして、先ほどありました電力需要に対する評価が要求されておりまして、それがこういう形で記載されております。ただ、これはアーリサイトパーミットの時ではなくて、コンストラクション・パーミットあるいはコンバインドライセンスの時の申請であれば良いということで、最初の早期サイト評価の許可の中では一般的には記載されていない例が多いようです。

次の最後のページになりまして、もう一つの米国の環境影響評価で環境レポートの中で評価することになっております代替エネルギーの提案でございます。ここに書いてありますように、真ん中の黄色い欄になりますが、Energy Alternativesとかそういうことの代替的な、発電所を作らない場合の検討も十分することということになっていまして、省エネの検討だとか、既設炉の寿命延長の検討だとか、他社からの電力購入だとか、自然エネルギーについての評価を求めて、発電所を作る妥当性についての評価を求められているということでございます。

以上が米国と我が国の状況を比較した結果でございます。

○平野主査 どうもありがとうございました。かなりクリアな説明であったかと思うんですけども、ご質問、ご意見ございましたら、どうぞお願いします。

○本間委員 今のご説明の中で、いわゆる環境影響評価書という言い方においては、日本と米国との違いが、放射線影響について、確かに日本の環境影響評価書というのは、放射線を除くいわゆる環境ということだと思っておりますが、日本の場合は、立地に関して放射線の影響は、事業者の提出する設置許可申請書の中で、原子力安全委員会の指針類に基づいてそういうものを記載するというのは分かるんですが、米国の方が国家環境政策法に基づいて環境影響評価報告書の中で放射線影響についても記載するという、その意味合いが私はよく分からないんです。

つまり、この中で一番最初の環境保全に係る規制の中に、10CFR Part 50における建設許可、運転許可のレビュー、そういうものに際してもNUREGの、これは手引きですから、今、手引きの項目をご説明くださったわけですが、1555ということで、10CFR 50というのは、日本の指針で言う

ならば安全評価指針と同等な部分というのがあるわけですね。ですから、この中で設計基準事故についての評価がなされていると。

僕の質問は、日本の設置許可申請書で立地評価なり設計基準事故の評価を設置許可申請書の中に記載しているというものが、米国の場合には環境影響評価書でも記載するのかということをお聞きしたいんですが。

○高坂技術参与 米国のNRCのホームページをのぞくと分かるんですけども、先ほど見ていただいた早期サイト許可レビュー、アーリサイトパーミットというのがあるんですけども、その時に出す、申請者が申請する時に使う申請書は2つあります。1つは、安全解析書というか、セーフティレビューと、もう一つは環境レポートを出しなさいということになっていますので、中を見ますと、セーフティレビューの方は、先ほど申し上げたとおり、アーリサイトパーミットの場合は炉型を決めなくても良いと。良いというか、置きたいブロー、だからAP1000のやつとかABWRだとか、幾つか使うものがそれぞれありまして、それに対するセーフティレビュー、安全解析書も同時に、アーリサイトパーミットの時に出してありまして、それと併せて環境レポートを出しています。

ですから、どちらかという、安全解析書の内容については、我々が設置許可で見るようなものについては、セーフティレビューの方で、レポートの方で全般的に網羅されておりまして、その中から環境に関わるものは多分ダブって書いてあると思うんですけども、要は放射線以外のものも含めて2本立てで、環境レポートと、それから安全解析書というのを出しているということだと思います。その出し方が日本と違っているのではないかと思います。

○本間委員 そうすると、先ほど黄色い枠の中で、Exelonのアーリサイトパーミットの環境影響評価書の記載例ということでご説明していただいたわけですが、アーリサイトパーミットの時に環境影響評価とセーフティレビューの、いわゆる安全解析書ですか、それがあると。

そうすると、主に今のお答えは、セーフティレビューの方で、安全解析書の方でそういう設計基準なりの評価がなされていると、10CFR50に基づいて。ここにある、これは環境影響評価書の記載例ですけども、これも少なくともDesign Basis Accidentsに関しては同じような記載というふうに考えてよろしいんでしょうか。ダブってと今おっしゃられましたけれども。

○高坂技術参与 詳細は確かめないとはいけませんけれども、ここに書いてある、名前はDesign Basis Accidentsなんですけれども、設置許可なり安全解析書でやっている事故評価については、事故時の炉心の影響はどのぐらいかという評価と、それから最終的に環境へ放出する放射線の影響の評価というふうに2本立てになっていると思うんですけれども、それは設計事故、各種事故と、それから立地による重大事故と仮想事故と、それは放射線に対する評価をなさいと。その放射線に対する評価に相当するものが米国の言う環境保全のレポートの中に書かれていて、それ以外のものはセーフティレビュー、安全解析書の方に書かれているということだと思います。

○与能本安全調査管理官 少し補足しますと、我々もよく分かっていないところがありまして、ご質問はどうして重複させているのかということだと思いますけれども、環境影響評価書の方はNUREG-1555のESRPですね、スタンダードレビュープランの環境版、これに基づいて作成するわけですけれども、この放射線影響評価の辺りの章を見ますと、明らかにさきにSRPでの審査が行われたことを前提にしていて、ESRPの方の該当部分を書く審査官は、SRPの方で該当部分を審査した担当官と連絡をとって、以下のことについて評価しまとめることと。だから、順序的には環境影響評価の方が後になっているんですけれども、まだ依然、どうして重複させているのかということはいまありません。

もう一つ、事務局で重要なところかなと思っているのは、放射線影響評価といえますか、シビアアクシデントの影響評価で、こちらの環境影響評価だけに書いてある部分ですね。重複してなくて環境影響評価書の方だけに書いてある部分がありまして、そういったところが今回の立地指針の改定にあたって、直接それを使う云々はないですけれども、ある程度長期的な方向性についても議論していただくことの参考になるのかなということ、今、調べつつあるところです。

例えば、8ページの7.3のSevere Accident Mitigation Alternativesということで、過酷事故緩和代替策があります。これは要するにシビアアクシデントによるリスクを低減することによる利益とそのために要する費用、そういったものの費用対効果の比較をやっています。これは以前、1990年代のAP600の頃のFSARでは、そちらの方で書かれていたんですけれども、現段階ではそ

れがF S A Rの方ではなくて、環境影響評価書の方に回っていると、そういうこともありまして、この辺り、長期的といいますか、将来的なことを考える上で参考になる可能性もあるので、今調べている段階でございます。ちょっと踏み込んでみますと、結構内容が豊富で、状況について全部把握しているわけではないというのが状況であります。

○平野主査 ありがとうございます。概略は今までのご説明で分かったと思うんですけども、あと要するにすみ分けの問題、重複の問題、それから昔から移行した部分があるとか、そのこのところの考え方については、更に分かりましたら調べて説明していただきたいと思います。

あと、私の方からもう一つ、前にI A E Aの立地評価に関するものを説明していただいた時に、環境というキーワードで、各国とも昔は環境を通して人体にというところだったんですけども、環境そのものに対するというのが着目されるようになったということなんですけれども、アメリカの環境影響法でいきますと、そちらの環境そのものに対するというところまで要求事項があるのかどうかというところをご説明していただければと思うんです。

○高坂技術参与 これもまだ余り調べ切っていないんですけども、2ページの、先ほど説明を飛ばしてしまったんですけども、相違点の欄を見ていただきますと、「放射線の環境影響評価について」というところの上から15行目ぐらいのところ、このうち通常運転時の放射線の影響に関しては、人及び人以外の生物層への影響について評価して報告することが求められているので、そういう意味では公衆以外の、ただ動植物中心になりますけれども、それについての評価をする形になっております。

○平野主査 ありがとうございます。

その他、何か。

どうぞ、石島委員。

○石島主査代理 先ほどのシビアアクシデントのところを見ますと、一般的な書き方しかしていないんですが、こういう範囲というか、シビアアクシデントはいろいろありますけれども、どういう範囲のシビアアクシデントを評価しなさいというような、そういう規定はあるんでしょうか。

○与能本安全調査管理官 その辺りに関しましても、次回以降、調べて報告させ

ていただきます。

○久木田安全委員 今のご質問は8ページのことですか。

○石島主査代理 はい。

○久木田安全委員 各種事故については炉型毎の評価をするのに対して、シビアアクシデントについてはこういったくくった形の評価が求められているということで、先ほど説明がありましたように、更新ソースタームというようなジェネリックなものを使うということが多分前提になっているのではないかと思います、また次回詳しくは回答してもらいたいと思います。

○平野主査 早田委員、どうぞ。

○早田安全委員 今の更新ソースタームの件は、たしか現状では両方許されているというふうに聞いたんですが、それは前に梶本さんが説明してくれたような気がするんですが、オプションとしては両方あるのではないかと私は思うんです。

もう一つ、シビアアクシデントというのは、新しい炉が出てくると、範囲というのはその炉によって違うから、それも併せて提出することになるのではないかと推測します。

○久木田安全委員 ここで示されているのは、クリントンでしたか、特定のプラントについての環境報告書の例ですので、このプラントについては更新ソースタームを使うことを選択して、こういう構成になっているというふうに理解します。

○高坂技術参与 今の安全委員のお話があったんですが、一部、私、内容を見た時、先ほど申し上げた対象にしているプラントがABWRとかAPとかESBWRでありますけれども、今の更新ソースタームを適用しているというのが書いてあったのは、AP1000とESBWR。ABWRは内容的に古いので、その以前のソースタームを使っているということで書いてございました。内容は次回調べさせていただきます。

○平野主査 ありがとうございます。

本間委員。

○本間委員 先ほど主査からあったのは環境への影響の話なんですが、6ページ目にNUREG-1555の項目として、5.4.4に公衆以外の生物相への影響という項目があるわけですが、私の知る範囲では、米国はDOE施設に関しては、生物相への影響として水系とかへの放出に対して、たしか要件という

よりも自主基準的なものがあるというのを、昨年でしたかD O Eの方が日本で講演されたのを聞く機会があったんですが、ちょっと詳しくは覚えていないんですが。

それで、ちょっと調べていただきたいのは、ここは明らかに生物相への影響と書いてありますが、私が知っている範囲では、1つは水質であれば水質の基準的なもの、濃度基準的なものですね。生物相そのものではなくて。そこら辺、クライテリアが現実的に米国、このN R C施設に対して定量的なクライテリアがあるのかなのかというところを調べていただければと思います。

○平野主査 ありがとうございます。なかなか細かいところまで調査は大変ですが、できる限りよろしくお願ひしたいと思います。

それでは、次の議題に移りたいと思いますが、次は、最初に本日の主な議題と申しあげました前回からの積み残しというか、途中まで行った議題でございますが、立地評価指針に関わる今後の検討課題の議論なんですけれども、それに関連しまして、その前に、竹下委員から立地評価事故の一本化についてご意見をいただいておりますので、3-8号の資料に基づいて竹下委員の方から説明をいただきたいと思います。お願いします。

○竹下委員 今日議論するのではないのではないかと考えていまして、将来議論する時に、この件に関して私が疑問に思っている点があるので、こういうものも踏まえてどう考えるかということ議論していただけるとありがたいと思って、全く個人的な見解でございますが、まとめましたので報告させていただきます。

これはもう皆さんご存じのように、現在の立地指針では、とにかく重大事故というのは「技術的見地から見て、最悪の場合には起こるかもしれないと考えられる重大な事故」と、こういうふうに定義されております。従いまして、これも自明なことかと思いますが、技術的な安全防護施設をどんどん追加していけば、当然、距離といいますか、それはどんどん小さくなっていくと、これは自明のことでございます。そういうような関係にあると。重大事故は非居住区域までの距離と、それを決定するのに一つの考える事故であると。ただ、これは仮想事故とは違ってシナリオのある範囲の事故だと、こういうところが大事だと思います。これは現状のいろんな発電炉の指針では、各種事故ということで、その親分的なといいますか、周辺の環境への影響の一番大きいものが重大事故とされると、そ



ういうふうに私は理解しておるんです。

ところが、この小委員会が始まる以前から、一つの課題として重大事故と仮想事故が一本化できるのではないかと、こういう問題提起がございました。それで、重大事故と仮想事故は定義が全然違うものですから、それを一本化というのは一体何だろうと私も非常に疑問に思っていたんですが、よく考えてみてもこの表現は余り適切ではないなど。むしろ立地評価事故に2つあって、その2つを一本化するというなら分かるんです。だから、時々事務局から出てくる資料に重大事故と仮想事故の一本化という表現が随所に出てくるんですが、これはやはりおかしいのではないかと私は思いました。

それで、まず重大事故の方を考えてみますと、これまでのいろんな調査では、発電所の敷地の中に全て非居住区域が入っていると、そういう評価になっておるので、何もわざわざ重大事故として、改めて非居住区域をそのために決めるというようなことをしなくても良いのではないかと、一本化できるのではないかとというのが、これまでの原子力安全委員会の、あるいは事務局の調査の結論だったようなんですが、よく考えてみますと、敷地の中のどこに炉心を置くかというのは非常に大きな問題でして、例えば敷地の境界近くに置くのであれば、幾ら敷地が広くたって一般居住区域との距離が近いわけですから、それは必ずしも、全ての発電炉が、非居住区域が敷地の中に入ると言い切れるかどうかというのは、私はそうは言い切れないのではないかと。

ところが現実には、これまでの事例では、1つの発電炉、研究炉とか臨界装置は別だと思んですが、発電炉の場合、確かに余り境界近くには皆さん設置せずに、十分距離がとれて、非居住区域が敷地の中におさまるといことなんでしょうけれども、今後、敷地の中の地層をよく調べたら余り良いところはなくて、端っこの方に適地があるんだよということになれば、端っこに置きたいということもあるかもしれない。これは一例でございますけれども、非居住区域というのは敷地の外に置くということは、必ずしも事業者が単独に、ここを非居住区域にしますと宣言して決まるものではなくて、当然、地方自治体なり周りといろいろ相談した上で、そこを非居住区域にすると、そういうようなこともしないといけないので、普通、事業者はそういう選択は多分しづらいだろうというふうには思います。

ということで、仮に現在の指針であれば、敷地境界近くにセットしたいと思った時は、そういう問題があったとしても非居住区域を新たに設定して評価すると、それは当然、今の指針で許されていることなわけです。ところが、一本化してそういうことをなくしてしまうと、立地上、逆の制限になる可能性もあるのではないかと、こういうようなことが1つはあります。

それから、原子炉施設の重大事故というのは、私は全ての指針をチェックしたわけではないんですが、再処理施設では指針にはっきり書いてあります。再処理施設の立地評価事故と一般公衆との離隔距離の判断のめやす線量は、立地指針で言うところの非居住区域に係るめやす線量を用いるとはっきり書いてあります。これはなぜかという、これは重大事故の判断基準なんですね。そういうものを援用してきて持ってきてある。

なぜかということは、実はそこに書いておりませんが、推測するに、潜在的なリスクの問題だと思うんです。だから、発電炉で言うところの低人口地帯の定義のめやす線量を持ってくることはない。重大事故レベルのもので良いのではないかという判断があったのではないかと私は推測するんですけれども、だから万一重大事故、仮想事故をやめちゃって立地評価事故1本にしましょうというふうにした場合に、当然のことながら、影響する他の指針ももう一回考え直さなきゃいけないということになると思います。

これは重大事故だけではなくて、仮想事故による低人口地帯の設定、これも恐らく非常に似たような同様な問題が生じる可能性があるというふうに思います。

ということで、重大事故、仮想事故、2つの立地評価事故を一本化するというのは、そう簡単ではないのではないかとというのが私の意見でございます。

ちなみに、これはこの前の資料から引用させていただいているんですが、昭和38年11月の立地審査指針を検討した部会長、伏見先生だったようですが、伏見部会長から原子力委員長あてに出した部会報告に(1)、(2)、(3)ということが書かれているんです。これはほとんど立地指針に書いてあることなんですが、解説が書かれておりまして、重大事故は従来行われた安全審査の先例を踏襲するものであって、考えられる事故の範囲では、公衆に放射線障害を与えないと、これを目標にしますと。

今度は仮想事故の方ですね、b項は、従来、重大事故だけ考えていたんだだけ

ども、ここには書いておりませんが、だんだん出力が大きくなってくるとか、そういうことがあったかもしれませんが、技術的見地から起こるとは考えられない事故の場合でも、公衆に著しい放射線災害を与えない、上は障害なんですけれども、災害を与えないということを目標にしましょうと。これは要するに、a項の後ろ盾であるというようなことを解説の方に書いてございます。これは考えられる事故の範囲でもここまで以下にしましょうと。考えられないけれども、あるレベルのものについても、それはまた別のレベル以下にしますと、だから立地上問題ないのではないかというのがこの部会での結論だったと、今の立地指針の精神だと思うんです。こここのところをひっくり返さなきゃいけない新しい知見というのは、本当にあるんだろうかというのが私の疑問でございます。

だから、(3)は一本化の話とは直接あれしませんが、判断基準そのものが新しい知見で若干変動せざるを得ないというようなことはあり得ると思うんですが、考え方を、いわゆる技術的に考えられる、シナリオの出来る範囲の事故に対してはここまで、そして、考えられないものについてはどのレベルにそれを持ってくるかというのは非常に大きな問題でございます、これは原子力委員会で当時いろいろ検討された議事録などを見ても、皆さん非常に悩んで、格納容器の破損まで想定したらとても成り立たないんだと、ではどこまで考えるのが良いのかということで、非常に苦慮、検討された様子があるんですが、それが昭和38年以降、随分たくさん原子炉をこの立地審査指針ですべて評価してきたわけございまして、その実績を重視するというか、そのことも非常に大事ではないか。改めて仮想事故1本にしましょうといった時には、ではどのレベルの仮想まで許すのかといいますか、設定するか、これはその結論に至るのは非常に難しい問題ではないかというふうに私は考えます。

ということで、指針を改定したいという動きに対しては逆にネガティブな話なんですけれども、こういうこともよく考える必要があるのではないかというのが私の意見でございます。

以上です。

○平野主査 ありがとうございます。昭和38年当時に作った時の考え方をもう一度おさらいさせていただいたという感じなんですけれども、どうでしょうか。何かご意見ございましたら。

○与能本安全調査管理官 事務局から竹下先生にこういった意見を説明してくださいということをお願いしたので、その趣旨を説明しておきますと、初めに先生がご指摘されましたように、再処理施設に関連する立地の問題につきましては、9月以降、10月ぐらいですか、その辺りにまた集中的に議論していただくことを考えております。

今回は、特に一番最後の辺りですね、最後のポツの昭和38年辺りのところ、この立地の委員会で基本的なところから検討してくださいというところと、まさに良い検討課題といいますか、核心といいますか、そういったところがありますので、ぜひこの部分を先生方に議論していただきたいという意味で竹下先生にお願いしました。

○平野主査 ありがとうございます。特に今、何かご質問、コメントございましたら。

どうぞ。

○本間委員 今、事務局の方から、下段の策定当時の考え方にポイントがあるとおっしゃったんですが、私も前に資料を調べたんですけども、当時の考え方、この3つというのは、私が思うに非常によく出来ていて、第1番目のいわゆる放射線障害を与えないと、これは一人の放射線障害も与えないような領域を非居住区域とすると。

2番目は、そういう放射線障害のレベルを複数の人に与えないようなと、ある種の個人リスクのレベルを複数の人々の障害を避けるという意味で、策定当時の議事録を読みますといろいろな言葉のやりとりがあったようですけれども、それを著しい災害という表現をされた。個人レベルに関する一つのレベルと集団のレベル。

そして3番目が、これは当時は遺伝線量だったんですが、今で言うところの集団のインパクトと。今であれば発がんが対象になるわけですけれども、確率的影響の集団のインパクトを抑えるという3重の構造になっていて、非常に見識の高いというふうに私は読んだ時に印象を受けました。

○平野主査 どうもありがとうございます。今、本間委員から、b項について複数のというあれがあったんですけども、もちろん低人口地帯を許すわけですから、複数というか、それなりの人数の人たちにはある程度の放射線障害を与えて

もしようがないねという趣旨で当時は出来ているんだと思うんです。そういう考え方も踏襲していくかどうかということも含めて、これから議論していきたいと思います。

早田委員、どうぞ。

○早田安全委員 1点だけ、ここには書いてないんですが、この指針が出来る頃の、先ほどもありました考えられる事故の範囲、規模というのは、まだよく分からないところもあるという記述があったと思いますし、発生頻度の話もあったと思うんです。

それから、最近ではアクシデントマネジメント、防災というのがあって、1つは、アクシデントマネジメントの場合はこの言葉に合わせて言えば、考えられる事故をより起きにくくしているということでもあるし、技術的見地から起こるとは考えられない事故に至らないようにするというのがアクシデントマネジメントだと思います。

それから、もう一つは防災ですけれども、なおかつ公衆に著しい放射線災害を与えないということで防災というのがあると。そういったものを全部総合的に考えて、今回の議論に参考にしたら良い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。

それでは、次の議題にも関係しますので、この資料そのものについては、こういう過去の経緯あるいは考え方があるということ踏まえて、これから議論していきたいと思いますので、よろしくお願いします。

それでは、10分間休憩したいと思います。

午後2時54分 休憩

午後3時04分 再開

○平野主査 それでは、3時4分になりましたので、次の議題に入りたいと思います。

次は、立地指針改定に係る課題・意義（案）、3-6号の資料ですけれども、これは前回の2-7号の資料の改となっております。前回は、最初のページのA. 基本的考え方に対する最新知見への反映というところで議論しましたけれども、今日はBを中心に議論したいと思います。

Aについても一部改定したところもございますので、まず事務局の方から説明をお願いします。

○与能本安全調査管理官 それでは、資料3－6号について説明させていただきます。

まず、今紹介のありましたA.の改定した部分について簡単に説明します。

2ページで、初めの背景のところの2ポツ、3ポツ、4ポツの辺り、本間先生の方からご指摘もありましたので、変えております。一番大きな変更が4ポツのところ、これを入れたということで、より分かりやすくするために、これはシビアアクシデントのことを指しているんですけども、「立地指針への直接的な記載の必要性は別にして、立地指針の要求内容の見直しに際しては、シビアアクシデントに対する設計上の考慮やシビアアクシデントの防止及び影響緩和のためのAM、さらには防災対策に対しての基本的考え方を確認しておくことも重要な課題である。」ということで、誤解を受けにくいように変えたというものであります。

それから、もう1カ所ございまして、それは16ページでありまして、川上先生の方からコメントいただきましたので、課題のところをより詳細にしたということで、(2)課題のブーメランのところ、例えば時間的要素も入れて離隔の概念をまとめてはどうかと、こういったところも課題として明記するようにいたしました。

本日は、初めの1ページ目のB.のところを中心に説明させていただきますが、その前に、最後のページで簡単に、原則的立地条件と検討課題について図に示しておりますので、これの説明から始めたいと思います。この紙は久木田先生が作られたものでありまして、確かにこうやって書いてみると非常によく分かりやすいということで、説明させていただきます。

まず、原則的立地条件といたしまして、黄色で書かれている1.、2.、3.の辺りであります。1. 重大な外的事象の可能性の低さという、一般的な言い方をすれば、今の原則的立地条件の1つがこういう言い方になると思います。それから、立地条件の2つ目は、安全防護機能を踏まえた上での適切な離隔をとることと。実際、今の立地指針では、この離隔の適切性を判断するために仮想事故等の想定事故を用いて評価するというをやっています。それから、3つ目が公

衆への措置の実行可能性が書かれているわけであります。

今回の検討におきまして、シビアアクシデント等も含めた基本的なところから検討していただきたいということでありますが、この図で明確に示されておりますように、公衆の被ばくといえますのは、格納容器から放射性物質が環境に放出されて、それが放射性雲となって周辺の人に影響をもたらすと、そういうことでありまして、根本がシビアアクシデントの発生というのがメインでありますから、これに対してどのような規制をするか、そういったことが立地審査指針の改定の前提条件として極めて重要なのではないかとというような議論でこれまで行われてきたと理解しています。

前回、課題をこの資料を用いて羅列したところ、課題として少し多過ぎると、もう少し絞った方が良いのではないかと。優先順位を付けるような話がございましたが、それについては、本日は特に資料は用意しておりませんが、この資料で説明いたしますと、結局、シビアアクシデントをどう考慮するかと、そういうことが基本的な考え方に関する検討事項になると思います。まず格納容器のソースタームについては、どういったものを考えるのが良いのか、これは決定論的に離隔を考える場合の話であります。そういったことをやる場合にどういった頻度で生じるようなソースタームを考えるのが良いのか。保守的にするには十分低頻度のものまで考慮することが良いということでありますが、そこにもやはり限度はあると思います。

また、格納容器破損が十分に低頻度であることを前提に出来るならば、格納容器の機能を期待できると、これが現在の仮想事故解析の前提条件でありますけれども、それを保証するために、格納容器破損が十分に低頻度であること、こういったことを要求するのはどうかと。

それから、格納容器漏えい率に関しては、十分低頻度であるような格納容器漏えい率、事象として低頻度、すなわち漏えい率としては大きなものを考える。どういったものが十分なのか、どういったものが適切なのか、そういったことを検討する必要がありますが、こういったところが設計や運転時やアクシデントマネージメントに対する要求になるのではないかと。実際これまでの過去の検討を見ましても、格納容器に対する設計要求というのは議論されてきておりましたが、今回も検討課題として、この辺りの格納容器に対する設計要求、こういったもの

についてもう一度最新知見を入れて考えるというのが重要ではないかというふう  
に考えておりました、この辺りについては次回、より詳細に議論していただき  
たいと思います。

本日議論いただくところはB. のところでありまして、10ページ目をご覧ください。  
課題として順番に列挙しております。

まず、仮想事故の検討を進めるにあたって、仮想事故の位置付けというのを  
もう一度認識して議論していただく必要があるだろうと。仮想事故は、燃料棒被覆  
管の閉じ込め機能が大規模に喪失するということでもありますので、ある意味、シ  
ビアアクシデントの中に位置付けられるものであります。これにつきまして基本  
的な評価条件は、シビアアクシデントに対する知見がほとんどなかった指針策定  
時の知見に基づき策定されていると。想定事故評価に基づき離隔の適切性を判断  
することは、米国でも実施されているが、米国においては、設計基準事故解析に  
おける放射線影響評価として行われており、立地評価という呼び方はしていない  
等々の背景を踏まえた上で、課題といたしまして、仮想事故に基づく公衆との離  
隔の適切性に関する現行の要求の意義の確認、最新の知見から見た今後の方向性、  
それから仮想事故の現行の定義「技術的見地から起こるとは考えられない事故」  
というのは適切なものか。また、他にどういう定義の仕方があるのか。それから、  
仮想事故の想定条件は、シビアアクシデント全体の中でどのように位置付けられ  
るのか等々、こういった課題があると考えられます。

次に、11ページにまいりまして、本日はソースタームについてより具体的に  
詳細に議論していただくために、梶本先生にこの後ご説明いただくところであり  
ますが、そこでも説明いただくことになるんですけども、米国では、1990  
年代の立地関連指針の改定の際に、NUREG-1465というものを新たに使  
うようにしたと。それは日本で今使っているものに比べて最新の知見が入ってい  
るわけですが、こういったことを背景として、課題としましては、こういったソ  
ースタームを使うことが良いのか、そのためにこういった条件のシビアアクシデ  
ントを考えて、こういったソースタームを選択するのか、ソースタームの策定条  
件を明確にすること等が明確になると思います。

また、米国の更新ソースタームは当然参考にはなりますが、1990年代にや  
られた検討でありますし、その後の知見等もありますから、そういったものを踏



まえた検討をすることも重要な課題だと考えます。

続きまして12ページにまいりまして、被ばく評価手法に関する検討でございます。ご承知のように、仮想事故時の放射線影響を評価するため直接線、スカイシャイン線、放射性雲の移行等による被ばく評価を行っております。これに関して、最新の技術知見から見て評価手法について、今のやり方が適切であるかどうか、そういったことを検討する必要があるのかどうか、そういったことを明確にする必要があるかと思えます。

こういったところはかなり細かな話になりますので、場合によっては学会等に要請するようなことがあるかもしれませんが、その場合にはこういった形で学会に要請するか。1回目の議論で、学会に技術的事項を要請するとしても丸投げみたいな形にはしないと、規制としての影響や効果を十分認識した上で学会に要請すると、そういうこともありますので、ここで十分な検討をした上で、学会に要請する場合でもそういう検討はする必要があるという先生方のご意見が今のところまとめられております。

次は13ページで、重大事故・仮想事故の一本化で、先ほど竹下先生からもご指摘がありましたように、特にここには書かれておりませんが、他の核燃施設との関連で、単純に一本化するというのは問題ではなかろうかと、そういうこともあるかと思われます。この一本化の検討自体につきまして、従来の改定の検討におきましても検討されておりました。従来の検討では、非居住区域、低人口地帯の両方が敷地内に収まること、また重大事故の影響は仮想事故に包絡されることが示されていると。こういったことから、こういう条件の場合を考えますと、重大事故というものが必要なのかどうか、そういった課題が出てくるわけです。

次に、14ページにまいりまして、めやす線量の問題であります。このめやす線量に関しましては、別に放射線防護専門部会の方で検討いただくことになっているんですが、こちらの小委員会でもある程度の検討はしていただく必要があるかと考えています。

特に最新の知見として、ICRP2007の勧告で、100mSv以上の線量で、確定的影響や有意な発がんリスクの増加の可能性があるとして、そういったことがまとめられております。

また、リスク拘束値の考え方も明示されておりまして、ある線量の潜在被ばくの許容性を判断するには、ここに書かれておりますように、1年間にその線量を受ける確率と、受けた線量による生涯にわたる死亡確率の積がリスク拘束値以下であるということを求めると、そういったことが書かれております。

更に、原子力施設について非常に明確な提言として、段落270番のものがございます。「大規模原子力施設において、事故の防止と影響緩和のための設計基準としての線量基準は、規制機関によって選択された複数の潜在的被ばくシナリオにより規定されえる。潜在被ばくに適用されるこの線量基準は、事故の確率を考慮することによりリスク拘束値から算出されるべきである。」と。すなわち簡単に言いまして、潜在的な影響を考える上では、発生頻度が非常に低いものについては、めやす線量と申しますか、そういったものについては大きくても構わないのではないかと、そういう考え方が最新の知見としてまとめられております。

そういったものを踏まえた上で、現行のめやす線量の設定の考え方が適切であるかどうか、そういったことを検討していただくのが課題になると考えられます。

続きまして15ページでありますけれども、集団線量評価に基づく人口密集地帯との離隔ということでありまして、ご承知のように、現行では2万人Svと比較して判断するというをやっておりますが、これは我が国の特徴的な評価であります、IAEAや米国等ではこういった形での要求はやっておりません。

ICRP勧告でも、集団線量に関して最適化の道具として異なる防護手法や作業手順を評価するために使用することは推奨しておりますが、こういった形での集団線量の使用の仕方というのは、必ずしも要求していないのではないかと、むしろICRPの考え方に反するのではないかとというご意見があったかと思えます。

また、集団線量の考え方に関しましては、安全目標の検討の部会でもかなり議論されておりまして、ここに引用しておりますように、下線部にありますように、「ある範囲の公衆の平均個人リスクに定量的目標を与えることによっても、広範囲に被害をもたらすある規模以上の事故の発生確率を抑制する効果がある。」と申すことで、個人リスクの方でもかなり代替できるのではないかとという意見もこれまで示されております。

ですので、課題といたしましては、こういった背景を踏まえて、集団線量を検討することの意義を再確認する必要があるかと思われます。

その次の16ページは、他の原子力施設についての検討であります。これは先ほど説明させていただきましたように、今後検討いただくということで、本日はこの資料の3ポツにあたるところについてご議論いただきたいと思います。

以上であります。

○平野主査 ありがとうございます。もちろん、前回議論したところで、2章の方ですか、何かありましたらご意見は結構ですが、今日は主として、今ご説明のあった3章、現行離隔要求に対する最新知見の反映ということで、またそれが幾つかに分かれておりますけれども、背景についてこれで問題ないか、それから課題については、これからこういうことを検討していくということとなりますので、追加するような課題があるのかどうか。意義についてももちろん、どこからでも結構でございますので、ご議論願います。

どうでしょうか。私のほうから質問ですけれども、14ページ、15ページに、めやす線量とか集団線量に関して、最後の留意事項というところで「放射線防護専門部会と連携して検討を実施」というのがございますけれども、ここに書いてある課題について、こちらの放射線防護専門部会の方で既に議論が始まっているのでしょうか。あるいはこれらの課題について検討しようとする方向でもなっていて、大体いつごろ出てくるのでしょうかという話と。

それからもう一つは、16ページで、特に(1)の一番最後のポツで、「余裕深度処分施設、地層処分施設等について、安全委員会の専門部会等で検討が進められている。」という留意事項があるんですが、これについても、この立地小委員会で検討している最中に何かまとまったものが出てくるというふうに考えた方がよろしいのでしょうか。その辺をご説明願います。

○与能本安全調査管理官 では、まず私の方から説明いたしまして、その後、関係担当課室の方から説明をお願いしたいと思います。

まず、放射線防護専門部会の方では部会を開催して、こういっためやす線量等を検討するためのワーキング・グループを作ると、そういうことが決まっております。ワーキング・グループの第1回目が明日開催されることになっております。そこで検討していただく内容は、先生方は放射線防護の専門の方々でございますので、例えばリスク拘束値の話でいきますと、受けた線量による生涯にわたる死亡確率であるとか、死亡確率と受けた線量の換算値の関係であるとか、そういつ

たことの議論をしていただくことになるのかなと思っております。

一方、連携という意味で、こちらの方で議論していただきたいのは、こちらの方ではシステムの安全の先生も多くおられますので、例えば確率のところですね、そういった線量を受ける確率、まさにシビアアクシデントの発生頻度的なものでありますけれども、そういったことに対してどういった目安を考えることが出来るかと。そういったところで、もちろんこの辺りの確率は、現在、我が国で正式に確率論の規制を導入していないから、明確には言えないところがあるわけですが、保守的にいってもこのぐらいは大丈夫であろうとか、そういったことは議論していただいて、両方の議論を合わせることによって、めやす線量については現状のものがどうなのかとか、そういったことについての議論がまとまっていけば良いかなというふうに考えています。

それから、もう一つの余裕深度処分施設については、私は情報を把握しておりませんので、他のお分かりの方、お願いしたいと思います。

○平野主査 余裕深度処分施設の方についての専門部会の報告は、タイミングよく出てくるのであれば、ここに書いてある背景ではそれも考慮してくださいよということだと思いますので、報告をしていただくということにしたいと思います。

それから、今の事務局の説明の、別に言葉じりを捉えるわけではないんですが、どのぐらいの被ばくを受ける確率がどのぐらいあるかというのを紹介するという、そういうことも検討するというので、大変結構だと思うんですけども、確率が規制に使われていないから余りどうこうとか、保守的にどうかということは、本来おかしいのであって、確率値でもって基準を決めているようなことはしていないということであって、技術的な検討について確率論的な評価を使うということは、むしろリスク情報の活用という点では、安全委員会の基本方針で大いに奨励されていることなので、確率で今何かの判断をするということにはしていないということだと思いますので、ちょっと余計なことを言いましたけれども。

他に。どうぞ。

○酒井委員 たまたまめやす線量のところが今話題になっておりますので、コメントを幾つか申し上げます。

まず、めやす線量  $250 \text{ mSv}$  とありますけれども、これは恐らく、当時といえますか、数十年前の段階で、人への影響として明らかに観察される、恐らく白

血球、リンパ球の減少というもの、これが当時、一番感度の高い影響だったかと思えます。それが見られるのがおおよそ250 mSv、25ラッドと言われていた時代がございますので、その数字かなという気がいたします。

それから、そのすぐ下に100 mSv以上の線量で、これはここにあるとおりでなんですけれども、この100 mSvという位置付けは、計画被ばく、つまりこれから何らかのアクションを起こして、実際に被ばくをした場合にその影響をどう考えるかというような状況で議論される線量であります。

そうしますと、今、主査がおっしゃったところにすぐ結びつくんですけれども、今現在、潜在被ばく、起こるかもしれない被ばく、起こることを想定はしていないけれども起こるかもしれない被ばくに関しての線量をどう考えるか。それはそこにまさに、式といいますか、1年間に受ける確率、それから線量による死亡確率、それからリスク拘束値、これをもってリスク拘束値。そうしますと、このポイントは、1年間に線量を受ける確率、言い換えますと、重大事故あるいは仮想事故が起こる頻度、見込まれる頻度、これが与えられると、逆に、どっちの言い方をしたらよろしいのでしょうか、与えられないとリスク拘束値という概念は動きませんし、与えられれば、まさに2007年勧告で主張されているような形でのリスク拘束値による運用ということになるかと思えます。

ですから、生物影響の方から見ますと、250 mSvというのが重大事故あるいは仮想事故の段階のめやす線量として与えられているのは、実際に起こるかもしれない計画をした場合の被ばくと、それと潜在被ばくというのが、何か適用が混乱しているのかなという気がいたします。

以上です。

○平野主査 どうもありがとうございます。かなり本質的な議論に入ってきたかと思うんですけれども、どうぞ、他の方。

○本間委員 ICRP自身は、今、酒井委員の方からありましたように、100 mSv、新しいICRPのバウンドは、計画被ばく状況に対しては線量拘束値、それから、それ以外の緊急時被ばく状況あるいは現存被ばく状況では参考レベルという形で、バウンドとして、100だけではなくてある値が示されているわけなんですけれども、潜在被ばくというものの自身のコンセプトは、いわゆる計画段階、計画被ばく状況の中に含まれると、基本的にはそういうふう考えられます。た

だ、それを、計画被ばく状況というふうな通常時の放出である。ただ、今扱っているような立地段階での事故時の評価も計画段階で扱う、それを潜在的な被ばくとして確率的に扱うので、線量拘束値ではなくてリスク拘束で見るということですので、基本的には潜在被ばくを計画被ばく状況で扱うというのは問題はないというふうに私は思います。

○平野主査 ありがとうございます。その辺の詳しい議論は、先ほどの放射線防護専門部会のワーキング・グループの方で深い議論をしていただいて、こちらに報告というか、教えていただければと思っております。

他にいかがでしょうか。

○早田安全委員 今の拘束値の話で、私はこの話を伺った時に、今、酒井先生がおっしゃった最初の1年間にその線量を受ける確率というのは、要するに何か出てくるような事故がどのぐらいの頻度で起きるかというご質問だと思うんです。そうすると、今、発電所は全部、確率論的評価をやっていて、炉心損傷事故の発生頻度というのは、 $10^{-5}$ とか $10^{-6}$ になるんですね。そうすると、その事故というのは炉心損傷までだから、外までいかない可能性も、アクシデントマネジメントその他もあり、ないんです。そうすると、受けた線量による生涯にわたる死亡確率というのが出てこないかもしれないし、その場合の拘束値というのは、 $10^{-5}$ というのは、はるかに下側ということになるんですけれども、そういう考えで線量云々というのを考えて、良いのかどうかと言うのは変なんですけど、どのように受け止められるか。明日、ワーキング・グループでも入り口論のところまでそういう状況があるということをお話を、事務局からでもしてもらった方が良くないかなと思っております。

○平野主査 ありがとうございます。その場合は、今のお話では、シビアアクシデント対策とかAMというのをどう位置付けるかというところが関係しているかと思うんですね。非常に低いということが言えますね。あるいは外的事象をどう考えるかという問題も出てくるかと思うんです。

○早田安全委員 今の外的事象は考えていないので、それからアクシデントマネジメントなしでも、たしか $10^{-5}$ 前後の話ですよ。

○久住安全委員 今ご指摘のように、リスク拘束値で物事を考えるという時に、 $10^{-5}$ 、 $10^{-6}$ のオーダーのものをどう入れるかというのは議論があるところ

かと思えます。基本的にどのように考えていくことが重要かというところから、放射線防護専門部会のワーキング・グループで検討したいと思えます。それには、こちらの方の部会のご意見も反映させる形で一緒に検討させていただきたいと考えております。

○平野主査 ありがとうございます。本小委員会からもメンバーがそちらのワーキング・グループに参加していると認識していますので、十分議論が出来るのではないかと考えております。

他に。どうぞ。

○久木田安全委員 今、壁に映っている絵ですけれども、これは事務局とのディスカッションのために、作業用にごく短時間で作ったものですので、そのことをお断りしておいた方が良くと思えます。

そのために、言葉遣いとかかなり荒っぽい表現になっておりますけれども、1つだけ説明しておきたいのは、左側の格納容器を緑色の四角で囲ったような形になっておりますけれども、これは現在立地評価に使われている重大事故・仮想事故というのは、この緑色の四角の中で何が起こるのかということは詳しくは問わないけれども、最悪の場合には起こり得る事故として重大事故を考え、そして、起こり得るとは考えられない事故として仮想事故というものを考えて、そこから環境に出てくるソースタームというものを与えているという、そういう仕掛けになっているわけですが、ここでの議論というのは、この後の梶本さんのご発表も含めて、この緑色の四角の中で何が起こるかということ、最新といいますか、実験解析的な知見に基づいて評価をしようということをやろうとしているわけです。

しかしながら、梶本さんのご発表の中でも出てくると思いますが、考え得る事故シナリオというのが非常にたくさんあるわけですし、その中で起こる現象というものも極めてたくさんの複雑な現象が起こる。そういったものをひっくくるといいますか、そういう形でまとめるという作業をしないと、立地評価に現実的に使うことは出来ないだろうと。

右上の四角に書いてありますのは、これはごく粗い試みの案ですけれども、そういったさまざまなシナリオというものを様式化といいますか、まとめるためにどういったことが考えられるかということの一つの案でございます。炉心から格

納容器に出てくる放射性物質の量をソースタームと呼びますけれども、それはシナリオによって違うけれども、十分に確率の低い、頻度の低いシナリオで出てくるようなかなり大きな量のことを考えることが必要であろうと。

ただし、格納容器の破損というものが十分に低い頻度であるということが立証されていることを前提として、格納容器の機能は維持した形で評価することになるだろうと。そして、格納容器から漏えいする割合、つまり格納容器に出てきたもののうち、どれだけが環境に出ていくかという割合を計算する時には、十分に起こりにくいような状況を想定することになるのかなという、そういったことが書かれております。

そういった十分に低頻度ということを確認するためには、必要に応じて格納容器の設計あるいは運転等について、規制からの要求あるいは確認という作業が必要になってくるだろうと、そういったことをごくごく荒っぽくまとめたのがこの絵だというふうにご理解ください。

もちろん、今後の議論によってこういったものをリバイスしていくこと、それからここでは非常にたくさんのごくごく少ない数の項目だけを挙げていると、そういったものであるということをご理解いただきたいと思います。

以上です。

○平野主査 ありがとうございます。

山内委員、どうぞ。

○山内委員 話は元へ戻るかもしれないんですが、さっきの竹下さんのあれが非常に引っかかるものですから、確認しておきたいんですが、いわゆる低人口地帯あるいは非居住区域、これの設定というのは今の法律は全く予定していません。あくまでも設置許可の段階の時に評価をしてみて、低人口地帯である、あるいは非居住区域であるということが確認されるだけです。いわゆる電力さんの敷地とか事業者さんの敷地というものはあるんですけども、低人口地帯とか非居住区域の設定ということはありません。

問題は、そういう状態がいつまで保存できるかということについて、これは品質保証との問題に絡むんですけども、我が国はそういう制度を持っていません。従って、設置許可をとって運転を開始した後に居住区域になる、あるいは低人口



地帯が変わる。これは被ばく線量によって変わっちゃいますから、変わり得るわけですが、その時にどうするかという問題が残っているわけです。

それに対して、私なんかは、あくまでも事業者さんが施設によって、例えば場合によっては二重の格納容器とか、そういうものによって代替していただかなければ運転は出来ないという状態になると、そういういわゆるシビアな問題を抱えているということだけは理解していただきたいと思っております。

○平野主査 ありがとうございます。大変大きな問題を提起されたと思いますが、そのことも含めてこれから議論していきたいと思えます。

よろしければ次の議題に移りたいと思うんですが、前回のA項、基本的考え方に対する最新知見の反映と、それから今日のB項、現行離隔要求に対する最新知見の反映、それからC項の他の原子力施設についての検討、含めまして、今日の議論を踏まえてもう一度、特に課題を整理しまして、これらの課題について、長期的に方向性だけを議論して、我々としては直接的には専門部会からの宿題としては、今年度中に何が出来るかと、今年度中にもし改定するとしたらどんなものが考えられるかという宿題もありますので、その長期的な課題と短期的な対応というのを分けて、多分、議論は必要に応じて並行して議論することになるかと思いますが、事務局の方でまず整理をして、次回に皆さんに提案して、了承を得て、それに沿ってある程度スケジュールを決めて議論していきたいと思えますので、事務局は大変ですけれども、よろしく願います。

それでは次の議題ですが、ただいまの議論でもありましたけれども、ソースタームに関して、米国の更新ソースターム、NUREG-1465の特徴等、それから今後の課題も含まれているかと思えますけれども、梶本委員の方から説明をお願いします。

○梶本委員 それでは、立地評価のソースタームに係る検討ということで、話題を提供したいと思います。

もともと米国の方では、1962年、日本で言う仮想事故に相当するTID-14844というものを立地評価に適用するということを決めたわけです。従って米国は重大事故という考えはない。このTID-14844という仮想事故相当のソースタームで見ると。非居住区域と低人口地帯というのが、そのTID-14844という一つの事故のシナリオの中の評価機関を変えることではかつて

いると。日本のように事故の種類を変える、事故の規模を変えると、そういう発想ではなかったということです。

とはいえ、これも1962年に策定したということもあって、米国でもこれはそろそろ改定の必要があるのではないかと。特にシビアアクシデントの研究、それから確率論的安全評価の研究が著しい進歩を遂げたということもありまして、米国は1995年にシビアアクシデントの知見、それから確率論的安全評価の知見を反映して、NUREG-1465という、TID-14844に代わる、日本の仮想事故相当に代わる更新ソースタームというものを出品してきたということになります。

ここでは、ソースタームを検討する時にどのようなことに着眼して議論しなければならないかと、そういう着眼点。それから、NUREG-1465の策定した時に、米国がどういう検討を重ねてきたのか、その内容、背景ですね。その検討の状況を紹介したいと思います。そして、それら最新知見から見た時の仮想事故のソースタームを検討する上での検討事項ですね、ソースタームの内容を見る上での検討事項についてまとめてみたいと思います。

紹介する内容ですが、まずソースタームとは一体どんなことを考えないといけないのか。ソースタームの構成要素というのは一体何でしょうと、そういうところを紹介したいと思います。それから、随分話題になっています米国の更新ソースタームですね、NUREG-1465が一体どんなもので、どういう技術的な背景から生まれてきたものか、そのバックグラウンドと当時検討された課題について紹介したいと思います。その次に安全評価指針、立地評価、この安全評価指針の中の立地評価の部分に仮想事故のシナリオがみんな書かれているわけですが、そのソースタームを検討する時にどんな課題があるか。最後にまとめということをお報告したいと思います。

まず、ソースタームの構成要素についてですが、ソースタームを検討する時には、下の表に示したような項目について検討する必要があります。まず事故の種類ですね、どんな事故を想定するかというのがあります。それから、大気中へ放出されるまでの放射性物質の放出経路がどんなものかというのがあります。

俗に言うソースタームというのは、この表に書きましたように4つのアイテムを言います。まず放射性物資の種類と性状、性状というのはガスであるとかエア

ロズルであるとか、あとは化学形態とかそういうものを含まれます。それからもう一つ、格納容器等への放出量、どれぐらい格納容器に放出されてくるか。特に立地評価に関しては、ソースタームというのは格納容器へのソースタームという意味で使われています。まずその放出量。それから格納容器等への放出の時期、いつ格納容器に放出されてくるか、そういう時期の問題。それから、その放出がどれぐらい継続するのかという放出継続時間というものがあります。

これが俗に言うソースタームなんですが、NUREG-1465の中でも言っていますように、ソースタームと言えは厳密にはこれなんだけれども、沈着・除去まで含めてNUREG-1465では議論して、ソースタームという言葉でくくりにしていますということが断られています。この沈着・除去、最終的に格納容器に出た後に、格納容器の漏えい箇所から大気中に出ていくわけですが、その間、格納容器の中での放射性物質の自然沈着の問題、それから格納容器スプレイやフィルター等の工学的安全設備による除去というものがあります。こういうものをどう評価していくのかということがあるわけです。これを順番を追って説明したいと思います。

まず想定事故からです。想定する事象とか事故の概要について紹介しておきたいと思います。まず、指針類の中で書かれている想定事象というのがあります。これがどういう段階でどのように書かれているかについて紹介しておきたいと思います。

これは安全評価指針の中に事故の分類が書かれているわけですが、まず最初に運転時の異常な過渡変化というのがあります。これは原子炉の運転中において、原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障もしくは誤動作、そういうものでこれらと同等の頻度で発生すると予想される事故、異常な事態に至る事象というのがあります。これが俗に言う過渡変化、異常状態ですね。

それから、実際に事故というものが定義されています。事故というのは、運転時の異常な過渡変化を超える異常な状態であって、発生する頻度はまれであるが、発生した場合は原子炉施設からの放射性物質の放出の可能性がある事故であるということを事故と定義しています。

次に指針類の中で定義しているのは、立地評価に対する事故が定義されています。まずその中で重大事故ですね。これは先ほどからもありましたが、敷地周辺

の事象、原子炉の特性、安全防護施設等を考慮し、技術的見地から見て、最悪の場合には起こるかもしれないと考えられる事故というものを重大事故としているわけですが。これが先ほどから議論がありますように、非居住区域の距離を測る目安として使われると。

次に仮想事故というのがあります。この仮想事故は、安全評価指針の中の立地評価の中で定義されているんですが、重大事故を超えるような技術的見地からは起こるとは考えられない事故ということが言われています。そこに「例えば」というのがありますが、これも指針集の中の言葉ですが、「重大事故を想定する際には効果を期待した安全防護施設のうちのいくつかが動作しないと仮想し、それに相当する放射性物質の放散を仮想する。」と、これが仮想事故であるということになります。

さて、次にシビアアクシデントです。シビアアクシデントは、指針類といいますが、専門部会の意見ですが、どう記載されているかということ、「設計基準事象を大幅に超える事象であって、安全設計の評価上想定された手段では適切な炉心の冷却又は反応度の抑制ができない状態であり、その結果、炉心の重大な損傷に至る事象」、これがシビアアクシデントであると。この安全委員会の方で出されている指針類には、事故の種類についてこのような記述がされているということになります。

では、こういう分類の仕方は分かりましたと。では一体どんな事故がそれぞれの分類の中でされているんでしょうかというのを具体的に書いたのがこのスライドです。これを全部読んでみると時間がありませんので割愛させていただきますが、まず運転時の異常な過渡変化については、炉心内の反応度または出力分布の異常な変化であると。その中に幾つかの事象が分類されていて、PWR、BWRに対してどれが適用されるということになっています。それから、炉心内の熱発生または熱除去の異常な変化、次に原子炉冷却材圧力または原子炉冷却材保有量の異常な変化、こういうものが異常な過渡変化にあたるということになります。

続いて事故ですが、事故は実際どのようなものが考えられているかということ、原子炉冷却材の喪失または炉心冷却状態の著しい変化というのがあります。この中には原子炉冷却材喪失であるとか、原子炉冷却材流量の喪失であるとか、ポンプの軸固着であるとか、給水管破断、いろいろなものが考えられていると。

もう一つの分類として、反応度の異常な投入または原子炉出力の急激な変化、これは制御棒飛び出しであるとか制御棒落下。

あと、これからの議論のポイントになる、この事故の分類の中で、環境への放射性物質の異常な放出と分類されているものがあります。この中には、放射性気体廃棄物処理施設の破損、それから主蒸気管破断、蒸気発生器伝熱管破損事故、燃料集合体の落下、原子炉冷却材喪失、制御棒飛び出し、制御棒落下と、このようなものが分類されていると。

そして、原子炉格納容器内の圧力、雰囲気等の異常な変化というのがありますが、これもこの立地指針等検討小委の中で議題になるかもしれませんが、原子炉冷却材喪失と可燃性ガスの発生の問題、それから動荷重、こういうものが分類されているわけです。

では立地評価事故はというと、これは重大事故の中では、分類としては格納容器内放出、格納容器外放出、要するに格納容器の雰囲気の中を經由して放射性物質が大気中に出るものとして原子炉冷却材喪失、それから格納容器の雰囲気を経由しない、格納容器をいわばバイパスしてしまう事故、これとして主蒸気管破断と蒸気発生器伝熱管破損事故があると。

仮想事故はといえば、これは重大事故と同じ種類の事故が想定されていますが、事故の想定規模あるいは安全系の性能について厳しい仮定がされていると。

あともう一つ、指針の中には、よく注意して見ないと出てこないんですが、事故の種類の中で決定核種判別のために使われる事故想定というのがあります。これはフルモックス装荷炉心については、指針の中で、フルモックス装荷の炉心の申請があれば、それ毎に個別に評価しなさいということで、よう素、希ガス、要するに決定核種が何になりますかということ判別するもので、この場合には原子炉冷却材喪失が対象になっていると、こんなふうになっていると。

では、シビアアクシデントでは一体どうなっているかというのがあります。さっきの立地評価事故となるべく対比できるようにして書いたんですが、格納容器内の放出、要するに格納容器雰囲気中を經由して放射性物質が大気中に放出される可能性、そちらのルートからすると、LOCA時、これは原子炉冷却材喪失事故のことですが、配管破断ですね、LOCA時注水失敗、それから高圧系、低圧系が全て不作動で炉心への注水が失敗すると。それから、高圧注水に失敗してそ

のまま原子炉を減圧できなかつたと、そのため低圧系が生きているにもかかわらず、低圧系で結果的に注水できないと、そういう事態になるもの。それから、全交流電源喪失の場合であるとか、原子炉未臨界確保失敗の場合であるとか、崩壊熱除去失敗とか、こういうのがあります。これは大体BWRです。

あとPWRは、ちょっと省略しますが、特徴的なものとして、蒸気発生器伝熱管破損、格納容器外放出ですね。漏洩箇所隔離機能喪失と難しいことが書いてありますが、これは実は蒸気発生器伝熱管破損事故のことです。それから、インターフェイスLOCAについては、PWR、BWR、両方あります。

ここの表記なんですけど、これは分かりにくい表記で、シビアアクシデントはいろんなシナリオがあるので、一々全部書いていると非常に長ったらしい名前になってしまうということで、皆さんいろいろ工夫されています。ここで書いている名称は、当時、通産省の資源エネルギー庁で原子力安全委員会の決定文が1992年に出されて、それを受けて通商産業省の資源エネルギー庁が軽水型原子力発電所におけるシビアアクシデントマネジメントの整備についてという検討報告書を出しています。この中で使われている用語を全部使わせていただきました。ちょっと分かりにくいかもしれませんが、これだけあります。ただし注意していただきたいのは、これはグループ化されています。こういう種類のグループで、この中にはもっとたくさんあるわけです。例えば、一番上にLOCA時注水失敗とありますが、これには破断口径がいろいろ違うことを考えると。破断口径が6インチ口径破断以上、それから4インチ口径相当、2インチ口径相当、それから極小破断とか、こういう分類が物すごくたくさんあります。そういうものを総括していますので、これだけ見て、ああ単純だなと思われては困るんですが、物すごくたくさんの事故のシナリオがあります。ただ、機能的に分類するとこんな形でグループ化できますということになります。

あと、シビアアクシデントの問題については、特に格納容器破損に至るシナリオがあるということで、これは立地評価事故とかそういうところで考えているところと少し違うところです。

ここにまとめた表は、シビアアクシデント時に格納容器機能喪失、要するに格納容器がどういう形で壊れていくのかという要因を全部まとめたものです。この表はBWR原子炉施設で、これは日本原子力学会から発行されている「原子力発

電所の確率論的安全評価に関する実施基準（レベル2 P S A）」というのがありますが、学会標準ですね。これは今年4月に出たと思いますが、この中に同種の分類がされております。

このように格納容器がありますと、例えば左から3番目の格納容器の状態を見ていただいて、格納容器が健全である場合、格納容器がバイパスしてしまう場合、格納容器隔離に失敗してしまう場合と、こういうのは格納容器が壊れるわけではないんですが、こういうものも格納機能を喪失するという意味でこうなってしまうと。

それから、格納容器が物理的に壊れるというものがあります。早期に格納容器が壊れてしまうもの、これは水蒸気爆発であるとか、原子炉未臨界確保失敗時の過圧破損であるとか、あと格納容器外での水蒸気爆発であるとか、原子力発電所特有の格納容器雰囲気直接加熱であるとか、水素燃焼であるとか、いろいろあるわけですね。こういうものは格納容器が割と早い時期に壊れると。

それから、格納容器が壊れるまでに1日以上かかるようなものとしては、そこに書いてありますが、格納容器の貫通部の過温破損であるとか、非凝縮性ガスの蓄積による格納容器の過圧であるとか、こういうのが事故のシナリオによってみんな分かれてくるということになります。

次にPWRがありますが、これを全部説明していると大変なのでちょっと省略しますが、PWRの方は特徴的なのは、右の欄、上から2段目に蒸気発生器伝熱管破損事故というのがあります。これが格納容器をバイパスする典型的な例ということになります。こういうものがあると。

こういういろんな種類があるんですが、これを非常にラフに見るとこの図のような分類が出来ます。横軸が、これは炉心内蔵量に対する大気中への放出割合と。これは格納容器への放出割合ではありません。炉心内蔵量に対する大気中への放出割合を模式的にイメージ的に書いたものです。横軸が右に大きくなるほどたくさん出ると。一番右端、 $10^0$ のところは、炉心の中にあつたものが全量大気中へ出てしまいますという場合ですね。縦軸の方に発生頻度をプロットしています。

ただ、この発生頻度をプロットする時に、各種事故であるとか立地評価事故をプロットするのは非常に困難なところがありまして、こういう概念は余りないと。各種事故については、従来から、 $10^{-4}$ ぐらいではないかという議論は昔から

あります。立地評価事故について、特に仮想事故は、仮想事故なので頻度なんかあるわけがないということで、頻度を定義するのはなかなか難しいんですが、放出量の観点からすると、黒い波線で囲ってありますが、大体この範囲に、これはプラントによる違いでこれぐらい幅が出るんですが、こんな範囲に入っていると。

それから、もう一つは緊急時避難ですね。防護対策でとられるところは、希ガスの場合は10kmの地点で10mSvの外部被ばくに達するような放出量というのがこの辺になると。これも四角ではっきり書いてありますが、これも頻度については分からないので、縦に棒一本の波線で書くのが正しいだと思います。それから、アクシデントマネジメントが講じられるような領域というのが、希ガスの放出割合はこの範囲になると。頻度も大体これぐらいですと。格納容器が破損するような事故というのはPSAで完全に分かっていると。10<sup>-8</sup>ぐらい、パー炉年ですが、非常に確率は小さいと。格納容器が壊れない限り、大気中への放出は非常に小さいということが分かります。

希ガスの場合は、プラントの中で除去されにくいので、かなりの量が出るんですが、そこに書いてありますように、TMI-2事故というのがちょうどその辺りで、炉心の1%ぐらいは出ると。これはTMI-2事故の事故の頻度は幾らだというのはなかなか難しい問題があるんですが、これについては1975年にWASH-1400がTMI-2事故相当の事故を予測しておりました。それが大体10<sup>-4</sup>ぐらいというのが言われていました。

次のページがよう素です。同じような図ですが、これを全部説明していると大変なので、ここで1つだけ言いたいことは、格納容器破損事故が起きたとしても、右下の欄ですね、よう素は全量出るといようなことは余りないと。この範囲で出ていくと。これは事故のシナリオによってこれぐらいばらつきが出ますと。

それから、特徴的なことは、スリーマイル島の事故のところを見ていただきたいんですが、これは炉心の内蔵量に対して10<sup>-7</sup>、要するにほとんど出なかったと。よう素の131の放出量が15キュリーということで、実際は避難命令が出されましたが、NRCの専門家は避難する必要はないと言ったわけですが、州知事が決定して実際は避難したわけですが、非常に小さいレベルであったということが言えます。こういうこともあって、実はシビアアクシデントと言っても、そんなめっちゃくちゃに出ていくというわけではないわけです。



放射性物質の経路、これは2番目のアイテムですが、これについて紹介しますと、先ほどから言っていますように、格納容器の雰囲気を経由して出ていくガス、これは格納容器がありますので、放射性物質が非常に出にくい状況なんですね。格納容器からのリークによってちょろちょろと出ていくと。ですから、格納容器内の放出が生じる場合は、放出量は概して非常に小さくなります。格納容器外放出というのは、格納容器は健全であったとしても、格納容器をバイパスして外に出ていってしまうもの、PWRですと蒸気発生器伝熱管破損事故、これは格納容器を経由しないで、蒸気発生器伝熱管の破損箇所から二次系統へ出て、そのまま安全弁から出ていくと、こういう経路を歩いていくわけです。

大体これで、放出経路で分類してみますと、一番左の欄で、格納容器の中を経由するもの、格納容器をバイパスするものに分けてありますが、事象として、原子炉冷却材喪失、制御棒、これは各種事故の中に入っていますが、格納容器外放出としては蒸気発生器伝熱管破損、主蒸気管破断、それから気体廃棄物処理施設破損、燃料集合体落下とか、こういう各種事故のうち分類するとこんなものがあります。

ただ、各種事故に含まれないような過渡事象、多重故障を引き起こすようなもの、それからインターフェイスLOCAみたいなシビアアクシデントにならないとあらわれないような事象というものがあって、立地評価事故というのが、ちょうど格納容器内放出に対しては、重大事故、仮想事故も冷却材喪失を対象にした格納容器内放出ですね。

それから、格納容器外放出に対しては、蒸気発生器伝熱管破損事故と主蒸気管破断事故を対象にしていますと。シビアアクシデントは、もちろん、放出量が微量なものは除いて全てのシナリオを対象にするという分け方になります。

次に、放射性物質の種類と性状ですが、ちょっと時間がかかり過ぎていますね。少しスピードアップしますと、放射性物質の種類及び性状については、大体考えられる範囲のシビアアクシデントまで含めて、放射性物質の種類、一番左の欄ですね。希ガス、それからよう素、よう素は無機よう素と有機よう素、それから粒子状のよう素ということに大体分類できます。その他セシウムとかテルルでありますとか、ストロンチウム、ルテニウム、セリウム、ランタン類があると。これはWASH-1400の時に健康への影響が分類されて、放射性物質の健康影響

への度合いが分類されたと。それを受けて最近では、シビアアクシデントの研究は、更にそれを少し進化させていますが、大体このグループに分けて計算していますと。あと評価もしていると。

特に、実際のシビアアクシデントの状況ではどうなるかということ仮想事故と比較して書きますと、希ガスは気体で、いずれの場合も蒸気圧が非常に低いので、すぐ気体になってしまいます。

よう素については、無機よう素辺りは、ちょうど凝縮点の近くにありまして、気体になったり粒子になったりと、そういう変化を繰り返す。有機よう素は普通気体ですね。それから粒子状よう素は、高温になると一部蒸発したりするものもありますが、基本的には粒子。

あと、セシウムも一部、単独では気圧が少し高いので、気体になったり粒子になったりします。それから、テルルというのはほとんど間違いなく粒子。それから、ストロンチウム、ルテニウム、セリウム、ランタン類は、間違いなく、シビアアクシデントの事故時の条件とはいえ全て粒子としてほとんど振る舞うと。炉心のごく近くは別ですが、すぐ粒子に変わってしまいます。

それから、次に放射性物質の格納容器への放出量、これはLOCAの場合ですが、仮想事故、今の放射性物質の種類毎に見ますと、仮想事故だと100%格納容器に放出されると。炉心の内蔵量に対して100%が格納容器に放出されるというふうにしてあります。シビアアクシデントで、これは実際計算してみますと、やはり100%出てしまいます。

それから、無機よう素については、仮想事故では50%というふうにしてあります。これは炉心の中の50%が格納容器の中に出ていきますと、残りの50%は直接格納容器の雰囲気中には出ませんという形になっています。これは実際シビアアクシデントの研究ではどうなっているかと。ほとんど数%で、非常に微量であると。

それから、有機よう素については、ここはちょっと表現がまずいんですが、これは格納容器の雰囲気中に放出されたよう素の10%が有機よう素であるとみなさないというのがここに書いてある意味です。シビアアクシデント研究の方からどうかというと、非常に微量で、ほとんど対象にならないというのがありますが、最近では一部揮発するものがあるのではないかという研究もあります。粒子状

よう素については、50%以上と言いますが、ほとんど90%以上超えています。

それから、セシウムについては数%、テルルは数%、それからストロンチウム、ルテニウム、セリウム、ランタンはほとんど燃料から出ないので、格納容器にもほとんど行かないというのがあります。

ただ、圧力容器が壊れて燃料そのものが格納容器に出たら、その時には何%とカウントするんだというのがありますが、これはそういう意味ではなくて、雰囲気中にどれぐらい出ているかと、そういう意味です。

それから、格納容器への放出時期、期間、これはLOCAの場合ですが、仮想事故は希ガス、それから無機よう素、有機よう素に対しても、事故後、瞬時に格納容器の雰囲気中に出るとします。ところが、実際シビアアクシデントの知見からは、希ガスは炉心損傷から圧力容器破損までの時に大量に出ると。それから、よう素類についてもそうです。それからセシウム類についてもそうです。それから、特徴的に違うのはストロンチウム、ルテニウム、セリウム、ランタン類は、圧力容器が溶けて貫通して溶融物が格納容器に出て、その時に格納容器雰囲気中に出ていくというのが主体になります。

次に、自然沈着、それから工学的安全設備による除去の問題ですが、これについては、仮想事故は、希ガスは沈着・除去なしというか、物理的にこんなものは起きないと。それから、シビアアクシデントの状況でも、シビアアクシデントの温度、圧力を考えると、これは全て気体で、ほとんど沈着するようなことも考えられないということがあります。非常に圧力が高い場合には、希ガスは水の中に閉じ込められますが、そういうことは起きにくいと。

それから、よう素は、無機よう素については、仮想事故では格納容器に放出されるよう素の50%が瞬時に沈着するとしなさいと。それから、格納容器スプレイ、フィルターによる除去は考えてもよろしいと。シビアアクシデントでは、これは完全に物理的なメカニズムがどんどん働きますので、エアロゾルは自然の沈着、拡散とか重力沈降とか、そういうものでどんどん沈着するし、あとはアクシデントマネジメントの操作によってどんどん除去されるということがあります。

それから、有機よう素は仮想事故では沈着・除去を考えません。ただ、ここで書いてあるのは、有機よう素はフィルターでは除去されることは考えます。これは自然沈着は考えない、それから格納容器スプレイによる除去は考えないという

意味です。それから、シビアアクシデントのところはバーになっていますが、ほとんど微量なので、余り計算の対象にしていなくて、評価の対象にしています。それから粒子状よう素、これも同じで、物理的なメカニズムでどんどん沈着することが自然現象でどんどん起きていきます。

それから、セシウム、テルル、それからその他の固形分ですが、これはみんな、仮想事故の中では雰囲気中には出ないというふうにしています。シビアアクシデントの方では、これはコア・コンクリート反応の時に出来ますので、それが物理的なメカニズムでどんどん沈着していくということになっていきます。

この絵は、実際のシビアアクシデントの研究の知見によれば、こんなことが起きるでしょう、シビアアクシデントの時に放射性物質はこんな振る舞いをするというのが書いてありますが、これは省略させていただきますが、要するにエアロゾルとか気体によって除去のメカニズムが違いますということと、工学的安全設備、例えばスプレーによる除去も、ガスと気体とエアロゾルのような粒子ではとられ方が違います。とられるメカニズムが違いますということを示しています。

次に、NUREG-1465の更新ソースタームについて詳細を説明したいと思います。

これは1995年、米国のNRCがTID-14844、これは先ほどから何度も申し上げているように、日本の仮想事故に代わる更新ソースタームを取りまとめたというのがあります。これがNUREG-1465です。

更に、米国NRCは、NUREG-1465を適用する場合の規定、これはレギュラタリーガイド1.183、これは2000年に出されています。それと平行に、TID-14844を適用する場合の規定も併せてレギュラタリーガイド1.195として出します。こちらの方が遅いのがちょっとおもしろいんですが、こういう形になって出されています。

そのNUREG-1465策定にあたっての検討をどんなことをやったかというのがあります。ここでは順次紹介していきたいと思います。事故シーケンス、どんなものを考えたか。それから、先ほど紹介しましたソースタームのアイテムに沿って全部紹介したいと思いますが、放出される放射性物質の種類及び性状、それから格納容器への放射性物質の放出量、それから放出開始時期、放出継続時間、こういうものをどう考えていったかというのを紹介したいと思います。

まず事故シーケンスについてですが、これは米国の5つの原子力発電所の確率論的安全評価をやった報告書があります。俗に言うNUREG-1150という、これはリスク評価をアメリカの商用発電炉を対象にして実施したものです。これをまず分析したと。要するにNUREG-1150というのは確率論的安全評価の報告書ですから、中にはシビアアクシデントの研究成果、それから確率論的安全評価の手法の全てが集大成、この時に1度されたわけです。その中の事故シーケンスとして、NUREG-1150に報告された炉心損傷に至る事故シーケンスの全てを分析の対象にしたと。物すごい数ですが、これを全部分析の対象にしたと。更に、シビアアクシデント時のソースターム総合評価コードSTCPあるいはMELCORという、これは米国NRCが開発した解析コードですが、これを適用して追加解析をやっています。更には専門家のコメントも入れて、最終的に格納容器へのソースタームを支配する事故シーケンスを抽出して、それを対象に分析していったと。

一体どんな事故シーケンスを分析したんでしょうかというのが、BWRについてまとめたものです。ピーチボトムについては、事故シーケンスとしては、原子炉未臨界確保失敗、要するにスクラムに失敗したケース。それから、全交流電源喪失、小口径破断LOCA、格納容器バイパスのケース、こういうものは放射性物質の放出が非常に多いんですね。そういう放射性物質の放出が非常に多いケースを全部選んできているわけです。

そこに識別子と書いてありますが、これは皆さん、NUREG-1465をお読みになる時に、こういう識別子がやたらと出てきますので、参考までに挙げておきました。

それから、ラサールの炉については全交流電源喪失を分析したと。

あと、グランドガルフについては、原子炉未臨界確保失敗、それから全交流電源喪失、このようなものをシナリオで分類したと。ここにも書いてありますが、先ほども申しましたように、この中に分類されるシナリオというのは物すごくたくさんあります。それを代表的にまとめるとこういうものが典型的であるということです。

それからPWRについては、サリー炉は大口径破断LOCA、全交流電源喪失、格納容器バイパス、小口径破断LOCA。

それから、ザイオンプラントについては、小口径破断LOCA、それから過渡事象として、給水喪失、補助給水全喪失とか、そういうものを考えています。実はこの給水喪失、補助給水喪失、格納容器の加圧器逃し弁のスタックオープンというのがTMI-2事故です。

それから、オコニー3、全交流電源喪失、それから中口径破断LOCA、こういうところで、一次セイソウの作動の組み合わせとかというのが一部入りますが、こんな形で全部分析しましたということがあります。

さらに、PWRについては、セコイアのプラントでは、極小口径破断LOCA、これはたくさんありますが、この中で電源喪失を伴うものとか、そういうものがたくさんあります。あと大口径破断LOCA、全交流電源喪失、ここに挙げたシナリオを全部詳細に分析していったということになります。

そうしたところで、放射性物質の種類及び性状ですが、これに注目しているのは、NUREG-1150は、放射性物質のグループをやはり作っています。ここに書いてあります希ガスから始まってランタンまで、先ほど紹介したグループと同じですが、NUREG-1150では、結論から言いますと、最終的にはバリウムとストロンチウム、分析した結果、放出のタイミング、放出量、ほとんど変わらないということで、NUREG-1150ではバリウム、ストロンチウムを1つのグループにまとめました。

この時の放射性物質のとり性状を右側に書いてあります。Gと書いてあるのがガス、気体ですね。Aと書いてあるのがエアロゾル、粒子の形態をとると、こういう形になっています。

特にNUREG-1465では、よう素の化学形態についてはかなり議論しています。これはシビアアクシデント研究の結果、よう素の化学形態として、よう化セシウムという化合物が95%占めるだろうと。残りの5%が化学的に活性なHIであるとかIみたいなものが元素状のよう素みたいなものになるだろうと。

ここに対して、有機よう素をどう考えるかという問題があったわけですが、WASH-1233の研究によると、活性よう素の3.2%が有機よう素に転換するという研究結果があります。これは随分古いんですね。だけどこれを超えるものが出ていないので、いまだにこれを参考にしてというところがあるんですが、これによって、先ほどあった残り5%の活性的なよう素、これの3%、3.2%

の2を丸めてしまって0.03として、0.15%が有機よう素になるということで、95%がよう化セシウム、0.15%が有機よう素、残りの4.85%が元素状のよう素、I<sub>2</sub>みたいなものにみなせばよろしいという形になっています。

ただ、NUREG-1465の報告の中でも強く指摘しているんですが、有機よう素の3.2%、これはWASH-1233、これは余りにも保守的だと。最新知見を入れるとこんなものではないということで、1%未満であるという研究結果も併せて紹介はしております。

結果的に、このスライドに示したように、NUREG-1465ではよう素の割合をこのように決めたということになります。

続いて、格納容器内への放射性物質の放出量、これについてはNUREG-1150の結果を分析して、更に解析コードを使って追加計算をやっています。特に難揮発性の粒子状の物質、これについての放出量がかかなり不確かさが大きいということで、これについては計算をやっているんですが、それでも不確かさが大きいという結論になっています。これについては後で経緯を紹介します。

まず、格納容器内への放射性物質の放出量を評価する時に、NUREG-1150で着目したのは、炉心損傷から原子炉圧力容器破損に至るまでの原子炉冷却系の圧力に着目しました。そうすると、大多数のものが圧力が低い状態で事故が進むということです。これがNUREG-1150の中に紹介されているもので、ラサール、それからグランドガルフ、外的事象まで見ているんですが、ラサール、グランドガルフ、ピーチボトム、それからサリー、セコイア、ザイオン、これらについて見ますと、低圧のシーケンス、色を変えてありますが、右から2番目の欄のところですね。こういうのが割と多いシナリオになっていると。だから、とりあえず原子炉冷却系の圧力が低圧で進むシナリオに着目しようというふうにしたわけなんです。

そして次に、そういうことに着目して、そういうシナリオ、先ほど紹介した事故シーケンスの中から、低圧で事故が推移するものを集めて平均したのがこの結果です。これが希ガス、特に炉心損傷開始から圧力容器破損までにどれぐらい格納容器に出るかという量を決めたわけなんですけれども、低圧のシーケンスを平均してまとめたものがこれであると。

BWRとPWRで、特に固形分、ストロンチウム以下の固形分について、ちょ

とばらつきがあるんですが、これについてMELCORの追加計算、それから専門家のコメントを入れて、それから被覆管が破裂する時の放出というのは、これは割と分かっているんですが、それを5%、被覆管が破裂する時に放出の対象になる希ガス、ハロゲン、アルカリ金属については、5%を被覆管が破裂する時の放出とみなして、残りを割り振ったと。そして、特に固形分のところについては、専門家のコメントを求めて最終的に修正して、このように決めたということになっています。

次に、放出開始時期、それから継続時間の議論、これについてNUREG-1465はどのように議論したかということ、NUREG-1150に報告された炉心損傷に至る事故シーケンスの全てを対象にしたと。一応見ましたと。それから、格納容器破損に至る事故シーケンスも全部見て、全部の時期を網羅してみました。放出時期を次のように分けましょうと、その結果、放出時期をこれだけに分けると。まずは冷却材中に溶存した放射性物質が事故後放出される時期と、結果的にはこれは放出量が非常に小さいので、これは考えなくてよろしいということになっています。それから、被覆管が破裂する時の放出、それから早期の原子炉容器内の放出、これは燃料が溶融し始めてから圧力容器が破損するまでの期間のことを言っています。

あと晩期の放出、これは今日は、立地評価とは関係ないので省略させていただきます。

その放出時期・継続の決定の考え方ですが、まずどうやって決めていったかということ、冷却材中に溶存した放射性物質の放出、この時期については、米国で出されている設置許可申請、日本の設置許可申請にあたるFSAR、これを全てレビューしたという形から決めてきています。それから、被覆管が破裂する時の放出については、設計基準事象のLOCAを対象にして、RELAP5/SCDAPによる解析をやって決めた。それから、早期原子炉容器内の放出については、先ほど言いましたNUREG-1150のレビューと、STCP、MELCORによる追加解析、それから専門家の判断を入れてやった。

晩期の放出については省略します。

それから、では放出開始時期は一体どう決めたかということ、ここに書いてありますように、被覆管の破損時期が最も早い設計想定事象のLOCAを考えました



と。LOCAで代用できることを、NUREG-1150の事故シーケンスの分析からバックアップしています。これは次に示しますが、そういうLOCAを対象にして、燃料被覆管の破損コード、FRAPCONというのがありますが、それからSCDAP/RELAP5、MOD3を使って実際計算をやったというのがあります。これは報告書がみんな出されています。

最終的にPWRが事故開始後30秒、それからBWRが120秒と、こういう値を出してきています。シビアアクシデントをやる時ここまでやるかというのはあるんですが、このように決めたと。

それから次に、LOCAで良い理由はこれですというのがこの表なんです、NUREG-1150をレビューした結果、LOCAを対象にすれば良いのではないのでしょうか。LOCAを対象に決めたとということについて説得性はありませんということで、炉心損傷に至るうちのLOCAの割合はこんなものであると。そのうち大口径破断はこんなものであるということで、LOCAを対象にしておいて良いのではないのでしょうか。

ただ、これを見ていただきますと分かりますように、PWRはLOCAがドミナントなんです、BWRはLOCAはちっとも効かないということになっています。ただ、この件についてはNUREG-1465の中では、BWR原子炉施設はLOCAは代表ではないように見えるんだけど、事象の進展が早いということからすれば、それは間違いのない話であるから、PWRと同じようにLOCAにしましたと、そういう考え方をしている。

それから放出継続時間、これについては燃料被覆管が破裂する時期の放出フェーズの継続時間、この継続時間を出さないといけない。先ほどで破損の時期は分かったと。今度は放出の継続時間を決めないといけないということで、これに対しては、STCP、先ほどのシビアアクシデント総合評価コードを使って、6種類の原子炉施設の解析を実際に行っています。あとMELCORによる追加解析もやっています。これによって、BWR、PWRで、この放出継続時間が被覆管が破裂してから1時間続くだろうと。PWRについては0.5時間と。ただ、MELCORで追加解析をやった結果、最新版ですから、0.5時間というのが出てきたと。これは専門家で議論して、最終的にはBWRもPWRも0.5時間と決めたとということになっています。

それから、早期の原子炉容器内の放出、この時の放出継続時間はどのように決めたかといいますと、NUREG-1150のレビューをしています。先ほど紹介したNUREG-1150の中で、これだけの事故シナリオをとりあえず考えましたということを紹介しましたが、そのシナリオが全部ここに書いてあります。この時に、放出継続時間というのが計算結果だとなっています。これを全部一律に平均しています。圧力の低いケース、高いケース、いろんなシナリオがあるんですが、対象にした事故シナリオを単純に平均化したというのがこれです。

先ほど、放出量を出す時に原子炉冷却系の圧力が低い部分を平均していますと言いましたが、ここに圧力の低い部分が書いてありますが、このシナリオに対して、放出量に対しては、圧力の低いシナリオに対して平均化しています。

こちらがPWRです。PWRの計算結果は、私が集計すると、1.3にならなくて1.23になったんですが、私は計算をチェックしていませんから、誰かやってみてください。それで、これを丸めて1.3にしたんだと思います。最終的にこれを平均すると、BWRだと1.5、PWRだと1.3という形で、こういう全て調べたシナリオの平均値をもってこのフェーズの継続時間を決めたというふうになっています。

それで決められたNUREG-1465のソースタームをまとめたのがこれです。これは繰り返しになりますので省略しますが、立地評価といいますか、NUREG-1465はアメリカは設計基準事象の方に割り振られましたが、その中で設置許可の申請の評価に使うものは、左から3つ目までありますが、早期圧力容器内放出まで、ここまでを対象にしますと。右側は参考値として、シビアアクシデントの放出という形で参考値で出されています。

下に放出継続時間、先ほどから説明してきた時間が全部まとめて書かれています。こちらがPWRの原子炉施設、このようにして決められたと。これがNUREG-1465がどういう手順でどのようなことを仮定して、どんなふうにして出されてきたかということを紹介したと、これだけの努力を払ってきたわけです。要するに確率論的安全評価手法をまとめたNUREG-1150の総レビューをやって、更に専門家の判断を加えて出してきたという形になります。

NUREG-1465のソースタームをまとめると、結果的に、これは設計基準事象として、認可の対象にするような範囲でまとめましたが、左側が日本の現

行の仮想事故、希ガス、よう素は瞬時放出で、それぞれ100%、50%が格納容器雰囲気中に出ると。よう素の化学形態は、無機よう素90%、有機よう素10%、内訳としてはこう見ると。NUREG-1465は、繰り返しになります。右上の方が先ほど紹介したNUREG-1465のソースターム全貌です。そして、よう素の化学形態については、95%が粒子状のよう素、CSIですね。無機よう素4.85%、有機よう素0.15%にしますというのがあります。

NUREG-1465のソースタームのまとめの続きですが、ここでポイントになるのは、NUREG-1465の報告書自身には、格納容器内の放射性物質の自然沈着及び工学的安全設備の除去による具体的な評価方法は述べていません。これについては、NUREG-1465の適用を規定したレギュラリーガイド1.183の中で文献等を引用して推奨しているという形になっています。

ということが言われているかということ、米国NRCが開発したRADTRADコードというのがあります。これはNUREG/CR-6604なんですが、この中にモデルの詳細な記述が全部されていて、アメリカはNUREG-1465のソースタームを適用する時には、この手法を推奨しているということになります。

ただ、この解析コードを使えとは言っていないで、この中で引用されている文献、そこに書いてある文献、これに書かれているモデルは適用してよろしいということになっています。ただし、このモデルは、本日時間がありませんので紹介はしません。ただしこれは、下に書いておきましたが、かなり詳細なシビアアクシデントの知見を反映したかなり詳細なモデルを使っています。

ただ、詳細なモデルは使っているんですが、これを認可の一種の規定にするために、アメリカの全プラントに適用できるように細工をしたんですね。その時にアメリカのプラントの格納容器のサイズ、自由空間、ボリューム、それからスプレイのスプレイ流量、スプレイ散布高さ、こういうものを全部パラメータにして、この詳細モデルからモンテカルロシミュレーションをやって作ったと。そういうモデルになっているという形なんですね。これは日本にすぐ適用できるかについては、分かりません。これはチェックが必要だと思います。

それから、こういう背景の中で安全評価指針、立地評価の中に書かれている仮想事故を対象にして、シビアアクシデントの最新知見、あるいはNUREG-1

465の検討結果、そういうものを踏まえると、どういうことを考えていく必要があるかというのを取りまとめたものがこれ以降です。

まず、格納容器へのソースタームについて、放射性物質の種類については、粒子状放射性物質の大気中への放出量を評価することになるわけですが、シビアアクシデントとかNUREG-1465の考えを入れると、こういうことを考えていけないといけなくなりますよと。それから、平成10年度に原子力安全委員会で検討した中では、この時に計算をやったわけですが、被ばくの線量は希ガス及びよう素が支配的であったと。たとえ粒子状物質を考えたとしても、大気中に放出された放射性物質による被ばくは、希ガス及びよう素が支配的だったということが分かっています。

それから、性状については、粒子状の物質、エアロゾルですね、こういうものを考えていけないといけないと。だから、そういうことを考えると、今度は、今まで考えていなかった粒子状の物質の沈着・除去について検討していく必要がありますということがあります。この時も、平成10年度の計算では大体1 $\mu$ mぐらいの粒子を想定していれば、アメリカの言っている話はみんな説明が出来るかなということを押さえてあります。

あと、放出量については、NUREG-1465のソースタームを先ほど紹介しましたが、絶対値で見ると、希ガスよう素の格納容器への放出量は、今の仮想事故とそう大きく変わるものではありません。ただ時間がかかると。次にあるように放出時期が分離されているということがあります。そういうものを今の立地評価のシナリオで考えてみると、ある一種の瞬時放出ではなくてシナリオベースというものを導入していく必要があるだろうと。放出継続時間についても、今、瞬時になっていますが、そうではないだろうということがあります。

それから、自然沈着・工学的安全設備による除去については、繰り返しになりますが、自然沈着については、粒子状の物質による自然沈着の評価方法を検討する必要があります。それから、無機よう素の自然沈着の評価方法、今、瞬時に50%、格納容器の雰囲気中に出たうちの50%は瞬時に格納容器に沈着すると。以後、放出に寄与しないという形になっていますが、こういう考えは適用できないということになります。これに対する米国のハンフォード、それから日本の昔の原研ですね、あるいは産業界、この辺りにかなりたくさん知見研究と理論的

な研究もあります。こういうものが活用できます。あと、最近のシビアアクシデント研究の成果というのは全部活用できるだろうと。

それから、格納容器スプレーによる除去については、よう素も含めてですが、粒子状のスプレー除去の評価方法を検討する必要があります。これについても、米国のCSE、コンテインメント・スプレー・エクスペリメントのシリーズですね。それから旧原研のスプレー実験、それから産業界の実験、こういうものが活用できますし、最近のシビアアクシデント研究の結果で多くの解析モデルが開発され、検証されています。これらは適用できるだろうと。

それから、現行の安全評価指針の中にある立地評価の中のシナリオで書いてある、特にPWRの無機よう素の等価半減期モデルというのは適用できません。ですから、これは新たなモデルを検討する必要があります。

それから、次の圧力抑制プールでのスクラビングによる除染、これについては、今、実質上、BWRについてはサプレッションプールでの気液分配係数100を用いて、スプレーと等価に同時に考えることによって、実効的には考えているということなのですが、明記して考えているわけではありませんが、こういうものについては、粒子状の放射性物質のプールスクラビングの除去を検討する必要があると。評価方法を考えないといけないと。これについては、日本の産業界が精力的にシビアアクシデント研究の一環の中で、プールスクラビングのモデル、これは粒子状物質に対して出しています。これはNUREG-1465の中でも引用されています。これはかなり精力的な研究なので、これらは十分活用できるだろうと思います。

それから、フィルターによる除去については、これは設置許可申請書の添付8の段階で、高性能粒子フィルター、ヘッパフィルターの効率も記載されていて、もう既に今のプラントでも設置されているという状況ですので、これについては特に大きな問題はなくて、除去効率について、どの程度の放出性を見込んで評価すれば良いかということを決めればいだけになります。

あとスカイシャイン、これについては、これまで相当過渡的な保守的な過程で計算していましたので、これを機会に見直したらいかがでしょうかというのがあります。

ここに、もしNUREG-1465を導入した場合に、現在の安全評価指針の

中の立地評価の部分、仮想事故がどの程度変更を要求されるかということについてまとめています。

これは14項目書いてあるんですが、その中で変更になるものは赤印で書いてあります。例えば(3)のところ、事故発生後、格納容器内に放出される核分裂生成物の量は、炉心内蓄積量に対して、希ガス100%、よう素50%の割合とすると、こういうことが書かれているわけです。これは先ほどから紹介しているように、シビアアクシデントの結果、あるいはNUREG-1465の法則を見ると、大幅に変えるということになります。

(4)のよう素の化学形態についてもそうです。原子炉格納容器内に放出された要素のうち、有機よう素は10%とし、残りの90%は無機よう素とすると。これはNUREG-1465もそうですし、現在のシビアアクシデントの研究結果もそうですが、ほとんどがよう化セシウムであるという結果が得られているわけですが、そういうものを反映するとすると、検討しなければならない。

あと自然沈着、これは繰り返しになりますから省略します。

(6)のスプレイによる除去もそうです。現在は安全評価指針の立地評価の部分にこのような記述がされているわけですが、これはもし時間依存を入れたソースタームを考えると、これは適用できないということになります。

その他、(8)フィルターによる除去の問題、それから再循環モード運転の問題、それからスカイシャインの問題、最後に(14)判断基準、判断基準については今日は言及していませんが、この辺も改定の問題があるということになって、最後にまとめますと、NUREG-1465の更新ソースタームというのは、基本的な部分というのは、米国の5つの商用軽水型原子炉施設のリスク評価の結果をレビューした結果得られたものだという事です。もちろん、シビアアクシデントの当時の最新知見は反映されているわけです。

それから、放射性物質の自然沈着、工学的安全設備による除去モデルというのは、米国の発電所のパラメータを組み合わせて作成されたのが現状です。オリジナルの詳細モデルというのは、シビアアクシデント研究の成果を反映しているんですが、こういう現状であると。これをそのまま日本で採用というのはちょっと難しいだろうというのが私の感触です。

それから、日本の安全評価指針、これらの背景とか技術的知見を踏まえて、先

ほども、もし改定するのであればという候補を示しましたが、こういう背景を踏まえて十分に適切に検討していく必要があると思います。

以上です。

○平野主査 どうもありがとうございました。これはこの小委員会になってからだけではなくて、前の原子力安全委員会の検討委員会でも、NUREG-1465の知見を使えるのではないかということが大分議論されてきましたので、今日は少し詳しく説明していただきました。

何かご質問ないしご意見がございましたらどうぞ、お願いします。

○早田安全委員 今のスライドの一番上の、要するにNUREG-1150のレビューに基づいたというお話でしたね。

○梶本委員 はい。基本的にはですね。

○早田安全委員 ですね。NUREG-1150そのものは、およそ20年ぐらい前になると思うんですけども、そうすると現在の日本のプラントを対象に同じようなことをリスク評価してみたら、出発点が違ってくるということはないですか。

○梶本委員 出発点が大きく違うことはないと思いますが、ご存じのとおり、PSAというのは、原子炉施設の安全系の組み合わせとか、そういうプラントの情報は十分入ってきますので、やはりアメリカのプラントと日本のプラントでは若干相違が出ると思います。

あと、MELCORコードも、当時はSCCPという、早田先生よくご存じの解析コードを使っています。そのMELCORによる追加解析を急いでやったわけですけども、現在はMELCORのバージョンも2.1まできて、かなり最新知見が反映されていると。ですから、NUREG-1150は1990年に出ていますから、今から比べると、今の方が相当最新知見は入っているということと言えらると思います。

ですから、もし変えるとしたら、せっかくだったらみんな変えた方が良いんじゃないのというのが、そういう評価はもちろんあるとは思いますが。

○平野主査 ありがとうございます。

他にどうでしょうか。どうぞ。

○久木田安全委員 確認みたいな質問ですけども、BWR、PWR、数多くの

シナリオについての解析がベースになっているわけですが、これらのシナリオでは、格納容器の健全性が維持されるという結果になるのでしょうか。

○梶本委員 この件については、基本的には許認可に使うシナリオでは格納容器の健全性は維持されています。維持されるシナリオを使うということになります。

○久木田安全委員 そういうことでなくて、NUREG-1465のベースになっているシビアアクシデントシナリオです。

○梶本委員 シビアアクシデントのシナリオは、全て格納容器破損まで考えています。

○久木田安全委員 ということなので、考え方としては、格納容器内のソースタームについてはこういった形で計算をする。ただし、事故がそのまま進展すれば格納容器の破損に至るかもしれないけれども、立地評価に適用する時には格納容器の機能を期待する、そういう考え方でよろしいですか。

○梶本委員 こう考えていただければ良いと思います。格納容器へのソースタームをまず分析するというのがポイントだったんですね。ですから、NUREG-1150のシナリオで復帰するシナリオはいっぱいあるんですが、一番単純なのは、考え方としては、まず全くECCSが作動しないケースを考えたら、そのまま炉心損傷にいて圧力容器が壊れて、格納容器が壊れるということまで1スルーでやれば、圧力容器が貫通するまでに格納容器にどれだけ出たかは、その計算から全て出てくると。

それで、NUREG-1150は、せっかくそこまでやるんだったら、最後の格納容器破損まで全部見て、残りのソースタームもどの程度になるかを一応示したというのがNUREG-1465の世界で、シナリオとしてはそういうシナリオを考えているけれども、許認可に使う格納容器へのソースタームを調べるためには、格納容器が壊れていようが壊れていまいが、とにかく圧力容器が貫通するまでのソースタームが分かれば良いと、そういう視点です。

○久木田安全委員 そういうことですね。ですから、格納容器破損に至るまでの一貫した解析ということをしているわけではなくて、考え方としては、格納容器のソースタームは今おっしゃったような形で評価し、そしてその一方で、格納容器の破損の頻度というものが十分低いということが確認されれば、格納容器の健



全性を期待した形で環境放出を計算する、そういうふうな考え方だと理解して良いでしょうか。

○梶本委員 とにかくNUREG-1465は、NUREG-1150のレビューをやって、圧力容器貫通までの格納容器への放出量を全部分析しましたと、そういうスタンスであって、そこから先はNUREG-1150に基づくわけですが、格納容器が壊れるまでの破損頻度は非常に小さいというのは、併せてNUREG-1150の中では示されています。

○本間委員 2つ質問があるんですが、格納容器内のソースタームの結果は、結局、40ページと41ページですか、BWRとPWRのまとめになると思うんですが、先ほど梶本さんのご説明で、米国はDBAに対しては、早期圧力容器内放出までで、それ以後、圧力容器外放出と晚期圧力容器内放出はシビアアクシデントの領域であるというご説明があったんですが、これを見ますと、圧力容器外放出まで入れると、ハロゲンとかアルカリ金属とか、そこで大きい量的な違いが出るんですが、その理由を教えてくださいたいのと、どうしてそこまで考えるのかと。

それから、圧力容器貫通と言っておられるところがこの中ではどこに位置するのかということと、もう一つは、早期圧力容器内放出までを考えた時に、放出継続時間と言っている1.5時間というのは、要するに格納容器内への放出の継続時間、その時間というのは評価上はどういう影響を持つものなのかということを教えてくださいたい。

その2点、お願いします。

○梶本委員 まず最初の質問ですが、圧力容器内の放出というのはいつを示しているのかと、これは炉心溶融開始から圧力容器貫通まで、圧力容器破損までの期間のことです。被覆管破損放出というのは、ギャップが、被覆管が破裂してから炉心溶融まで、これは連続しています。圧力容器内放出が終了した後は、圧力容器が貫通しますので、炉心の中の溶融物はほとんど多くが格納容器の中に移ると。格納容器の中でその溶融物とコンクリートが反応して、俗に言うコア・コンクリート反応が起こると。その間に放出されるものがこれだけということで、この中でハロゲンがこれだけ残れば、残ったものがそこで出ると。温度が高くなるとハロゲンはかなり出てきますので、ここで出てくると。

晩期の圧力内放出、これは余談ですが、これは圧力容器内放出が継続している時に原子炉冷却系内に沈着します。その沈着したものが加熱して蒸発して、圧力容器の破損孔から格納容器の中に再蒸発して出てくると、そういうフェーズになっています。

2番目の質問は何でしたっけ。

○本間委員 今分かったんですが、そうすると、そこまでを考えると、早期圧力容器内放出と貫通があって、そこでSA解析と分けるというのは、ある種のNRCの判断であるというふうに考えると。

2番目の質問は、その放出継続時間1.5時間というのが評価上どういう意味合いを持つものなのか。

○梶本委員 評価上意味合いをどのように持つかというところ、この間、NUREG-1465では、燃料はどんどん溶融しているわけですが、一定の放出率で格納容器にじわじわ出てくると。例えばLOCAであれば破断孔から出てくると。そうすると、その放出率、ある一定の放出率で格納容器に出てくる時に、DBAの範囲では格納容器スプレイの効果을期待して良いことになっていますから、格納容器スプレイによる除去が非常に効果的に効くと。それから、要するに放出率と除去率のバランスで雰囲気中への浮遊量が決まりますので、ゆっくり出てくることでその平衡点が非常に小さい、浮遊量が小さいところでバランスすると、そういう意味合いがあります。

○平野主査 関連して1つ説明していただきたいんですけども、早期圧力容器放出と圧力容器外放出のところは、圧力容器の貫通のところでは分けるということなんですけれども、42ページのソースタームのまとめというところで現行の仮想事故との比較をしていますね。その時に、圧力容器外放出という意味では格納容器の中に放出されると思うんですけども、早期圧力容器内放出までの2時間で止めている理由ですね。それと現行の仮想事故と比較している理由ですね。格納容器の健全性との関係があると思うんですけども、そこを説明していただきたい。

○梶本委員 まず、圧力容器の中までで止めたというのは、先ほど本間さんの方からもありましたけれども、これはNRCが、そこで放出のフェーズが、原子炉の中から圧力容器に貫通して外に移るので、そこで分けたと。これをシビアアク

シデントの一つの目安にしたという、そういう切り分けだと思います。ですからこれは判断だと思います。

この2時間にした理由は、先ほど申しましたように、NUREG-1150のシナリオを全て分析して、この期間を全部求めて、全てのシナリオに対して平均値で出したという形の決め方をしています。

○平野主査 私の質問は、なぜ現行の仮想事故との比較をする時に2時間までの放出量で比較をするんですかという質問です。

○梶本委員 これは私の判断が少し入っているかもしれませんが、現行の仮想事故について、安全評価指針の中の立地評価のシナリオの中で、大口径破断LOCAが起きた後、放出量はこれだけ仮定するんですが、格納容器スプレイが作動した後に、再循環モードで炉心を冷やす冷却モードに入ります。そのシナリオを仮定します。つまりこれは何を意味しているかということ、圧力容器が貫通しない、圧力容器が守られると、そういうフェーズを仮定しているんですね。

そこで、NUREG-1465は、そこを考えたかどうかはちょっと不明ですが、圧力容器がぎりぎりまで持つところの判断という意味で、圧力容器の健全性が守られている範囲ということで、両者を比較したと。

○平野主査 ありがとうございます。

他に。どうぞ。

○山口委員 質問で、考え方で、NUREG-1150に基づいてということなんですが、例えば35ページとかを見ますと、結局、炉心損傷に至る事故の寄与割合ということで、代表事象を決めるという考え方をしている、一方、継続時間は全てのシナリオで平均をとるという考え方をしている、例えばどういう事故が効いてくるかという意味では、格納容器バイパスとかの方が、ある意味では非常に効く、ソースタームという意味から効くのではないかというふうに考えるわけです。

それで、代表事象を決めるという考え方と、代表事象というのは炉心損傷に至る寄与割合という観点で代表事象を決めても良いのだという考え方と、もともとPSAというのは、全てのシナリオを平均的に見るという考え方とか、相異なっているなという印象を受けて、そういう考え方で代表事象を選べた理由を分かれば教えていただきたいのが1点。

あともう1点は、自然沈着とかエアロゾルの除去を考慮していて、立地評価と

いう観点で見る時に、こういう自然沈着のようなものを入れるというのは、非常に違和感といたしますか、アサーティブが大きいような話で、シナリオにも依存するような話で、少し疑問に感じるところがあるんですけども、現象に依存するようなものは、例えば感度解析をいろいろやった上で包絡するように決めたのか、あるいはもうちょっと、評価手法が書いてないというお話だったんですが、ベストエスティメートの考え方で考慮したのか、その辺りの2点を教えていただけますか。

○梶本委員 分かりました。ちょっと私の説明不足があったかと思います。

まず、ここで注意していただきたいのは、ここで放出開始時刻、被覆管の破裂、ギャップ放出が生じる時の被覆管の放出開始時期ですね、これについては設計事象のLOCAで解析しています。要するにこれはなぜかというと、設計事象でいっぱい解析していて、かなり精度が高い計算ができますから、これでギャップの放出時期、この放出時期を決めるのにLOCAを想定した。これはまずよろしいですね。

そして、ではギャップ放出の時の放出継続時間はといたら、これは許認可の解析コードで、燃料は被覆管が破裂して炉心が溶けるところまでは計算できません。だからMELCORとかSTCPで、NUREG-1150はそれをやったわけですけども、シビアアクシデントの解析コードを使って炉心溶融開始までの時間を出して、その間がギャップ放出の時間であるというふうに決めたと。それがまずLOCAの話ですね。

それからもう一つ、代表シーケンスの選び方に一貫性がないのではないかと。それについては私のはしょったのが申しわけなかったんですが、このテーブルを見ていただければと思います。これはBWRの例ですか。ここに書かれているシナリオ、ピーチボトムが一番下の欄、格納容器バイパスのシナリオ、これはLと書いてありますのは低圧のシーケンスです。ですから、低圧のシーケンスも含めて、格納容器へ、炉心溶融から圧力容器破損までの早期圧力容器内の放出は、こういうシナリオを全部入れて平均しているんですね。ただし、放出量を出す時は、低圧のシーケンスだけ取り出して平均しているんです。それは低圧のシーケンスの割合が多いからと、PSA全体で見た時に。ここはそれは何か変ではありませんかと言われれば、もちろんそうだと思いますが、代表性を持たせるために、と

にかくそういう処理をしたんですね。

それから、放出量はそういうふうにして、低圧のシーケンスでバイパスのシナリオまで含めて全部入れていますが、これはバイパスが起きるのに何で格納容器への放出量がわかるんですかという疑問もあるんですが、これはバイパスのケースでも一部、シールLOCAとかそういうものが入ったりして、中に出るものもあるとか、いろいろシナリオはあります。そういうのがあって、全てをここに書いてあるのを単純にやったのではなくて、この中のシナリオを全部分析して、そういう形をとっていると。

あともう一つ、放出の継続時間。今のは放出量の話ですが、放出量は低圧のシーケンスだけシナリオをとりましたと。放出の継続時間については、高圧、低圧にかかわらず全てのシナリオについて平均値を出しました。こういうシナリオになっていると。これは、プラント全体を見て、しかも他のプラントまで全部含めてこれを出しているわけです。ですから、平均値をとって、とにかく代表性をそれぞれ持たせようという趣旨が働いていると、そういう形です。

格納容器バイパスはどうするんですかという問題はあります。アメリカの方もこれについて、NUREG-1465はこういうレビューをしてきましたが、最終的にその使い方を規定したレギュラリーガイドの1.183の中では、このシナリオ、これだけ分析したけれども、冷却材喪失事故に適用しなさいという形になっていて、格納容器バイパスの典型であるようなSDTRとか、BWRですと主蒸気管破断、これについては別のやり方をしなさいというのがはっきり、レギュラリーガイド1.183の中で使い分けられています。

○山口委員 今のご説明だと、包絡性を見たというのではなくて、やはり代表性を見たということ。

○梶本委員 代表性を見たというのが正しい。

○山口委員 代表性を見たというのであれば、代表的なシナリオが複数上がって、それを比較して選ぶということかなと思ったんですが、そういうプロセスはあるんですか。

○梶本委員 そのプロセスが全て、例えば放出継続時間を出す時には全部横並びにして、平均値で代表させました。そういうやり方なんですね。ただ、放出量は低圧のシナリオだけ見ましたと、こういうやり方になっているわけです。大分苦

劣しているなどというのはよく分かりますが。

○早田安全委員 さっきPWRとBWRの放出継続時間の話で、現時点と十数年前と違うのは、それぞれの原子炉について、おおよそのつかみだけでも、どのぐらい続くというのは分かっていたと思うんです。一番大きいのがTMI-2なんですけれども、その後、実際に燃料体を使って溶かしたり、ここに書いてある放出継続時間というのは、さっきから専門家の意見も聞いたとか何かありましたね。割合いい線いっているとは思いますが、数字だけね。例えば被覆管の破損というのは、最初に燃料が溶けて、意外と早いんですけども、選べば30分かな、前後を含めて。それから、圧力容器内で全部溶けるのに、やはりTMI-2、あれは6,000秒か9,000秒ですよ。LOCAだということだから水がないとすれば、つかみで2時間前後。その次に圧力容器から全部出た後の先は、量は少ないけれども、溶けるだけの時間だからこのぐらいと、多分そんなつかみの話をここではしたんだと思うんです。だから、そういう条件であるということ的前提に、その後のソースターム等々を見た方が良くないかなという気がいたします。

ただそんなに、1桁違うとか2桁違うというわけではないけれども、これはあくまでも全体を代表するものであって、幅というのはよく分からないのがまだたくさんあるんじゃないかというのが私の印象です。

○梶本委員 その件についてはそのとおりでと思います。大体大きく外していないと。大体この辺は実験あるいは解析、両方併せてもこれぐらいいけるのではないかという意見は、専門家の意見というのは小さく書いてありますけれども、かなり大きいウエートを占めたのではないかという気がします。

○山口委員 ソースタームの評価に自然沈着とかそういう自然現象を考慮する時の考え方といいますか、それを。

○梶本委員 すみません。それは2つ目の質問でまだ答えていませんでした。自然沈着についての考え方ですが、これについても、ここにありますように、現行の仮想事故についても、ここに書かれていますように、自然沈着について評価するようにはなっているんですね。

どういう形で評価するようになっているかといいますと、この5番目、原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素については50%が原子炉格納容器内や同容器内の機器等に沈着し、原子炉格納容器からの漏えいに寄与し

ないものとする、要するに半分、直ちに沈着すると、そういう評価にしますと。これは安全評価指針の立地評価の部分に書かれているところです。この50%が本当に良いんですかと、これは誰も判断できない。

ただ、当時、かなり実験が出ていましたので、これは全く根拠のない話ではなくて、これだけやっていれば良いだろうと。これは実際に計算すると、もっともとれます。非常にたくさんとれるというのが分かっています。

あと、こういう不確かさが大きい、あるいはシナリオに依存する、雰囲気条件に依存するものについて、どう評価すれば良いのかというのはありますが、この解析モデルについては歴史が長くて、格納容器のスプレーによる除去のモデルは1970年代から、そして自然沈着についても同じ頃から、特にシビアアクシデント条件になってからは、OECD/NEAの国際協力プロジェクトあるいは原研とかで、膨大な実験をやっています。かなりのところが分かって、あと解析モデルもかなり精緻化されていると。かなりのところは解決されていると。

ですから、ある程度条件が決まれば、あとはぴったり決まると。特にエアロゾルの凝集による粒子系の変化等には非常に精密に計算できるというのがあります。

その時に、しかしながらアメリカはそれをどうしたかという、アメリカはそれは十分把握した上で、そのモデルを使って、アメリカにあるパラメータですね、要するに格納容器の高さ、フリーボリューム、そういうものをパラメータにして、そのモデルを使ってモンテカルロシミュレーションをやって、代表的な沈着率という相関式というんですか、要するにパラメータフィッティング式を出してきていると。その中で50%値、90%値、10%値を出せるようにしてあると。90%値を使いなさいというふうになっています。

○早田安全委員 さっき言おうと思ったのは、原研で昔やった例の格納容器スプレー実験は、よう素はガスだったと思うんです。スプレーがエアロゾルになっていて、それにくっついていくというデータがあって、おおよそその辺のつかみだったと思うんだけど、たしかアメリカのCSEでしたか、あそこでやったのはエアロゾルをやって、いろんな計算コードで比較して、粒子系がどうのこうのというのはお話のとおりで、クレジットがとれればとれると思いました。

○平野主査 大分時間がたったんですけれども、どうぞ。

○与能本安全調査管理官 私も、ソースタームとして圧力容器外放出までのとこ

ろだけを選択するというのがよく分からなくて、仮に極端な話として、炉容器の貫通が非常に早いような炉容器があるならば、それは非安全側なんですけれども、ソースターム自体は小さくなってしまうと。そういうことになってしまわないんですか、この考え方だと。

○梶本委員 原子炉冷却系の中でほとんど放出されないで、格納容器で、あと圧力容器貫通後に放出されるのがメインになるというのは非常に考えにくい。そういうシナリオはほとんどないと思います。軽水炉の原理からいって、崩壊熱、それから金属ミト反応による発熱で、原子炉冷却系の中での温度が、炉心の温度が2000近くなります。揮発性のよう素はほとんどここで出ます。

だから私も、NUREG-1465で気になっているのは、ハロゲンの放出率が圧力容器貫通後の放出、これは先ほど本間さんが少し言われていましたけれども、あそこがちょっと多いんですね。実際は、今のシビアアクシデントの最新の知見を使って計算すると、ほとんど原子炉冷却系の中で出てしまうというのがあります。ですからそういう面はあります。

だけれども、その逆になることはほとんどありません。逆になるケースは、難揮発性の放射性物質です。炉心の中でかなりヒートアップしてもなかなか出てこない。圧力容器が貫通した後もなかなか出てこない。だけど時間が長いので、格納容器の中でそういう難揮発性のものは少し余分に出ると、そういう形になります。

○平野主査 41ページのところで、圧力容器外放出でもってアルカリ金属とかテルルとか、結構多いわけですね。それで、42ページの方では、2時間で切ると、その部分というのは入ってこないわけですね。だけど、現行の仮想事故と比べると、先ほどの説明では、現行の仮想事故では、スプレーは健全で再循環モードに入るとか、そういうことを仮定して良いという評価条件になっていると。その評価条件の前提に立つと、早期圧力容器内放出までとるのが、現行のソースタームとの比較ではそういう条件で比較するのが一つの方法ではないかということで受け取ったんですけれども、そういうどこまでのシビアアクシデントを考えるべきですかというようなことになれば、このところで切るのはおかしくて、その先まで考えるということになるのではないですか。

○梶本委員 原子炉圧力容器貫通前までを一つの目安としてとるかどうかという



ところだと思っんですが、原子炉圧力容器が破損するまでを一つの目安にしてとっているのは、最大の放出量を評価することになるので、NUREG-1150ではこうしていると。例えば途中でECCSが復帰するとか、そういうものを考えて圧力容器を健全に守るような、これはスリーマイル島がそのとおりなんですが、これは地途中でECCSが復帰して、最終的には冷えてしまったわけですが、このような場合になると格納容器の中には余り出ないと。ただ、希ガスはあの時点で相当出ていますが、そういうこともあります。

だから、こういう評価をすると圧力容器内放出、圧力容器が貫通するまでをとると、一番見てたくさん出るらしいところというのが出ると。ただ、全体の平均値ではありますが、格納容器の中に放出する最大限として考えるのであれば、圧力容器貫通直前までをとれば大きい量がとれると。

○平野主査 もう一回申しわけないですが、41ページの時間軸でもって書いてありますね。例えばハロゲンでも良いんですけども、これはハロゲンはほとんど増えていないのか。トータル量が、0.05と0.25で……。これはどう見るんですか。

○梶本委員 これは、炉心の内蔵量に対して何割出るかということが書いてあります。

○平野主査 一番最初の希ガスだと0.05プラス0.95、時間によってトータルが積算されるわけですね。

○梶本委員 はい。

○平野主査 その次の圧力容器外放出はゼロになっているということは、それぞれの時間における放出量というふうに私は思ったんですけども。

○梶本委員 例えば希ガスを見ていただきますと、希ガスは被覆管が破裂する時の放出、0.5時間の中で5%が出ますと。早期圧力容器内放出で95%が出ますと。この時点で全て炉心から出切って、格納容器の中にみんな出てしましますと。ですから、その後は放出はありませんと。

○平野主査 ハロゲンの関係は。

○梶本委員 ハロゲンの場合は、5%出て、25%圧力容器内の放出があって、そしてその時点でまだ炉心の中に残っていると。その溶けた炉心が圧力容器を貫通して格納容器の外に出ましたと。その時点で30%近く出ますということ

す。

○平野主査 ということは、どこまでのシビアアクシデントを考えるかによって、時間軸で足していくとすれば、核種によってはどんどん増えるわけですね。

○梶本委員 そうです。それはそのとおりです。

○平野主査 それで、現行の仮想事故とあえて比べる時に、どうして2時間で切ったんですかという質問をしたんですけれども、それは先ほどの話では、私の理解が正しければ、格納容器スプレイが健全で再循環モードに入るといようなことは、今、安全評価指針では仮定されていると、評価条件で。そういう評価条件を守る条件としては、早期圧力容器内放出までをとるのが適切ではないかということと比較したというふうに思ったんです。

○梶本委員 はい、そのとおりです。ちょっと言葉足らずで申しわけありません。今、平野主査がおっしゃられたとおりです。

○平野主査 時間が大分オーバーして申しわけありません。

それでは、この資料についてはここで止めたいと思います。

それでは、これで本日の会合は終わりたいと思いますが、その前に連絡事項がございましたらどうぞ。

○重松安全調査副管理官 それでは、事務局から事務的なご連絡をさせていただきます。

次回の第4回会合でございますが、8月20日午前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。

以上でございます。

○平野主査 どうもありがとうございました。

また定刻を過ぎてしまって申しわけありません。今日の会合はこれで終わりたいと思います。

どうもありがとうございました。

午後5時14分 閉会