

## 第10回核燃料施設リスク評価分科会議事録

1. 日 時 2015年8月3日（月） 13:30～15:50
2. 場 所 電力中央研究所 大手町ビル7階 第4会議室
3. 出席者（敬称略）
  - （出席委員）村松主査，吉田副主査，眞部幹事，浅沼，阿部，石田，関根，高橋（美原代理），武部，橋本，原口，平野，藤田，牟田（途中出席），山中（15名）
  - （欠席委員）糸井，美原（2名）
  - （出席常時参加者）内山，岸本，高梨，高橋（委員代理として出席），寺山，松岡，松村，横塚（委員代理出席を除き7名）
  - （欠席常時参加者）成宮（1名）
  - （傍聴者）下條（日本原燃），西村（三菱重工），三浦（日本原燃），森（原子力規制庁），山手（原子力規制庁）（5名）

### 4. 配付資料

- RK5SC10-1 第9回核燃料施設リスク評価分科会議事録（案）
- RK5SC10-2 第10回拡大幹事会での討議メモ
- RK5SC10-3-1 米国ANSのISA標準のドラフト
- RK5SC10-3-2 米国NRCの核燃料施設の自然現象ハザード評価に係る暫定スタッフガイド
- RK5SC10-3-3 米国DOEの自然現象ハザードの設計および評価の基準
- RK5SC10-4 発電炉向け原子力学会標準の核燃料施設への適用整理結果（地震PRA）

### 5. 議事概要及び決定事項

#### (1) 前回議事録（案）の確認（RK5SC10-1）

前回議事録（案）について承認された。

#### (2) 第10回拡大幹事会での討議の概要について（RK5SC10-2）

村松主査より，7月28日に開催した第10回拡大幹事会での討議概要について説明があり，状況について共有した。

#### (3) 米国の核燃料施設のリスク評価に係る標準の調査結果について（RK5SC10-3-1～3-3）

藤田委員より，米国ANSのISA標準のドラフト，米国NRCの核燃料施設の自然現象ハザード評価に係る暫定スタッフガイドについて説明があり，状況について共有した。また，原口委員より，米国DOEの自然現象ハザードの設計および評価の基準の概要について説明があり，今後，解説に盛り込む方向で検討を進めることとなった。

#### (4) 発電炉向け原子力学会標準（地震PRA）の核燃料施設への適用整理結果について（RK5SC10-4）

岸本常時参加者より，発電炉向け地震PRA標準の核燃料施設への適用整理結果について説明があった。審議の結果，重要度評価などに関しコメントがあり，また，追加コメントがあれば別途三役へ連絡することとなった。

#### (5) その他

第11回会合は以下を予定。

日時：8月27日（木） 13:30～17:00

場所：電力中央研究所 大手町ビル7階 第4会議室

## 6. 議事詳細

議事に先立ち、眞部幹事から、開始時点で委員16名中14名の出席があり、分科会成立に必要な2/3以上の定足数を満足している旨、報告された。

### (1) 前回議事録（案）の確認

眞部幹事より、RK5SC10-1に基づき、前回議事録（案）の概要について説明が行われ、承認された。

### (2) 第10回拡大幹事会での討議の概要について

村松主査より、RK5SC10-2に基づき、7月28日に開催した第10回拡大幹事会での討議概要について説明があり、状況について共有した。

### (3) 米国の核燃料施設のリスク評価に係る標準の調査結果について

① 藤田委員より、RK5SC10-3-1に基づき、米国ANSのISA標準のドラフトについて説明があった。主な質疑は以下のとおり。

Q: 6ページに「非常に稀な事象」のスクリーニング基準として $1E-6$ イベント/年とされており、例として流星（隕石の誤訳と思われる）が記載されている。これは、発電炉と比較して事故影響が小さいため一桁大きくしたものと推察するが、どこかに理由が記載されているか。

A: 理由については分からないが、NUREG-1520においても、Non-Credibleという判断があり、その値として $1E-6$ が記載されている。

C: 様々な自然現象に対して超過確率のようなものを評価しておかないと、この基準を適用するのは難しいのではないか。

A: 評価が可能な場合は適用するものと理解。

C: 米国の再処理施設の規制基準に係る最近のSECYペーパーでは、 $1E-6$ /年が示されており、事故による上限的な影響を念頭に置いて検討されているものと考え。

A: 判断基準との関係で考慮すべき誘引事象の発生頻度を評価者が決めて評価を行うことも考えられる。

C: 6ページに、「ほとんどの場合、考慮する境界の大きさは、評価されるサイトの最も厳しい文書化された歴史的な事象でなければならない」とあるが、「文書化された」以外の事象も考慮する必要があると考える。

C:  $1E-6$ の打ち切りの話とも整合していないと思われる。

A: 本文書は、10 CFR part 70 subpart Hに対して規制要求を拡張する観点で検討がなされているようであるが、まだドラフト段階のものであり、2017年予定の発行までに修正される可能性がある。

Q: 本資料では自然現象の重畳について触れられていないか。

A: 触れられていないようである。

C: 自然現象の重畳については、最近発電炉で考えるようになってきており、サイクル施設で考えなくて良いということはないと思う。

Q: 地震と津波の重畳以外に大事なものはあるか。

A: 発電炉側で議論している例としては、地震によって避雷針が損傷し、そこに雷が落ちたら炉心がどうなるのかといったことがある。

C：本分科会での検討範囲としては、外的事象については地震を対象とすることとしており、重畳については、地震の目処がついた時点で考えていくこととしたい。

C：本資料については、定量的なことはあまり記載されていないが、考え方を参考にすることで今後も調査を行っていく。

Q：本資料（ANS-57.11）とNUREG-1520はどういう関係にあるのか。

A：ANS-57.11は2017年に発行予定であり、NUREG-1520のRevision3で引用されることになることと認識している。

C：米国において学会標準をエンドースした例を見ると、内的事象のレベル1 PRAでは、NRCがエンドースするに際してレビュー報告書が出されており、修正などが行われている。

②藤田委員より、RK5SC10-3-2に基づき、米国NRCの核燃料施設の自然現象ハザード評価に係る暫定スタッフガイドについて説明があった。主な質疑は以下のとおり。

Q：本資料は、検討中の案との位置付けか。

A：暫定的に規制に使われていると考えてよさそうである。

C：本ガイドの要求に基づいて、事業者が報告した文書があれば参考になると思う。

③原口委員より、RK5SC10-3-3に基づき、米国DOEの自然現象ハザードの設計および評価の基準の概要について説明があった。主な質疑は以下のとおり。

C：紹介いただいた米国の耐震設計評価手法については、 $F\mu$ （塑性エネルギー吸収係数）の導入など、日本とは異なる部分はあるが、考え方は参考になると思う。

Q：パフォーマンスカテゴリについて、ウラン加工施設は1や2に相当するとの認識で良いか。

A：ウエスティングハウスのコロンビア加工工場では、カテゴリ2とされている。

Q：カテゴリ4に該当する施設はどのようなものがあるか。

A：本資料には具体的なカテゴリの対象施設の記載はないが、発電炉と同様の要求となっているため、少なくとも発電炉は対象になると思う。

Q：本基準はDOEの施設が対象であり、その中で最も影響の大きい施設は何か。

A：具体的な該当施設は分からないが、周辺公衆の影響の場合、カテゴリ2と3の境界は50mSv、カテゴリ3と4の境界は250mSvとなっている。

C：カテゴリ1と2に適用する地震力はサイト周辺の固有データを用いなくても良いことが特徴的である。

C：本資料の内容については、参考情報として利用方法の解説の中に要約して盛り込むことを考えているが、今後、構成を考える中で議論したい。

(4)発電炉向け原子力学会標準（地震PRA）の核燃料施設への適用整理結果について

岸本常時参加者より、RK5SC10-4に基づき、発電炉向け地震PRA標準の核燃料施設への適用整理結果について説明があった。主な質疑は以下のとおり。

C：発電炉の標準で要求している地震動強さの下限範囲を、サイクル施設のPRAでは設定しないことの背景を解説に記載する必要がある。また、これ以外にも、再処理施設固有の例があれば解説に盛り込んでいきたい。

C：発電炉側では、従来保守的に考えていた起因事象については、妥当な対策を採用する観点から、より細かく検討する方向で考えている。サイクル施設についても同様な検討が必要ではないかと思う。

- C: サイクル施設における重要度評価をリスク（頻度に影響を掛けること）を指標として実施することについて、平常時被ばくへの影響（リスクのほうが相対的に大きくなるため、クリプトン除去のような設備要求につながる懸念があること）を念頭に置いて議論する必要がある。
- C: 重要度評価はある事象に関与する機器等の相対的な重要性を比較するものであり、絶対値としての平常時被ばくと比較することは関係がないと思う。
- C: リスクで重要度指標を定義した場合に、頻度が1になるパラメータも考慮すべきとの指摘を受ける可能性もある。
- C: 安全目標について、米国では「原子炉の運転により」と記載されているが、日本の場合は「事故により」と記載されており、平常時と事故時は明確に分けられており、分けて考える必要がある。これは、平常時被ばくは法令で制限されていること、また低線量被ばくでも高線量の影響が直線的につながるとの仮説（直線仮説）を採用すると、平常時被ばくの影響が安全目標とする影響より大きくなること、のためである。
- C: リスクを指標として重要度評価を行うことに関し、発電炉側においても、格納容器バイパス事象のように発生頻度は小さいが影響が大きい事象が問題になっており、炉心損傷のみではなく、ソースタームや被ばく線量を指標にすることができれば良いが、一貫した方法が確立していない。ここでの考え方は、より進んでいるため、議論を進めれば良い。なお、発電所側では、格納容器バイパス事象のように発生頻度は極めて小さいが発生すると極めて影響が大きい事象がリスク（頻度×影響）だけでは取り扱えない問題として論じられている。
- C: 発電炉の標準の引用の仕方について別途検討が必要。
- C: 再処理施設全体の重要度評価は容易にできるのか。システム全体で統合したリスクに基づくバランスがとれた重要度評価は可能なのか。原子炉の場合は、炉心損傷というシステム全体に対する重要度評価の要求であるが、サイクル施設の場合は標準の記載の仕方は異なると思う。
- C: 火災、臨界などの重要度評価について、それぞれの事象の評価技術のレベルが異なると、ウェイトの性質が変わってくる。
- C: 標準の要求事項の記載の仕方は発電炉とは異なると思う。
- A: 別途議論したい。
- C: 物量が多いため、後日でも良いため、コメントがあればメールで三役へ連絡願いたい。

(5) 次回（第11回）会合予定

日時：8月27日(月) 13:30～17:00

場所：電力中央研究所 大手町ビル7階 第4会議室

以 上