

第13回 安全設計分科会 議事録

1. 日時 平成20年2月13日(水) 13:30～18:30

2. 場所 日本電気協会 4階 C, D会議室

3. 出席者(敬称略, 順不同)

出席委員: 吉川分科会長(京都大学名誉教授), 宮田幹事(東京電力), 成田(北海道大学名誉教授), 北原(原子力安全・保安院), 江畑(原子力安全基盤機構), 石黒(電源開発), 押部(関西電力), 河中(中国電力), 小橋(三菱電機), 新藤(電中研), 霧(九州電力), 門谷(日本原電), (12名)

代理委員: 河井(原子力技術協会・笠井代理), 菅間(東北電力・小保内代理), 田沢(富士電機システムズ・岡本代理), 塚本(北陸電力・米田代理), 古川(三菱重工・遠山代理), 西村(四国電力・樫本代理), 湊(日立GEニュークリアエナジー・戸塚代理), 村上(東芝・佐藤代理), 渡辺(北海道電力・小林代理)(9名)

欠席委員: 今泉(日本原子力研究開発機構), 齊藤(東京工業大学), 松本(中部電力), 森(日本原子力研究開発機構), 長谷川(電事連)(5名)

常時参加: 三嶋(東京電力・計測制御検討会主査), 芦田(東京電力・安全設計指針検討会委員), 西(関西電力・耐雷設計検討会委員, 安全系電気・計装品耐環境性能検討会委員), 奈良間(中部電力・火災防護検討会主査)

説明者: 福田・藤田・宇田川(三菱重工業)

事務局: 高須, 石井, 中島(日本電気協会)

4. 配付資料

- 資料 No.13-1 第12回 安全設計分科会 議事録(案)
- 資料 No.13-2-1 原子力規格委員会 安全設計分科会 委員名簿(案)
- 資料 No.13-2-2 原子力規格委員会 安全設計分科会 検討会委員名簿(案)
- 資料 No.13-3 原子力規格委員会 安全設計分科会 平成19年度活動実績及び平成20年度活動計画(案)
- 資料 No.13-4 原子力発電所の火災防護指針(JEAG4607-1999)の改定作業状況について(案)
- 資料 No.13-5 軽水炉原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能に関する指針の制定作業状況について(案)
- 資料 No.13-6-1 JEAC4620 および JEAG4609 へのパブリックコメントに対する回答案
- 資料 No.13-6-2 安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規程 JEAC4620-200X
- 資料 No.13-6-3 デジタル安全保護系の検証及び妥当性確認に関する指針 JEAG4609-200X
- 資料 No.13-7-1 原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規程(仮称)(案)
- 資料 No.13-7-2 原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規程(仮称)(案) JEAC4622-200X
- 資料 No.13-8 (社)日本電気協会 電気技術指針「原子力発電所緊急時対策所の設計指針」の策定および検討会の設置について(案)
- 資料 No.13-9-1 「活動の基本方針」の制定および「規約」, 細則の一部改定について
- 資料 No.13-9-2 活動の基本方針
- 資料 No.13-9-3 各分野の規格策定活動(素案)

参考資料-1 第27回 原子力規格委員会 議事録(案)

参考資料-2 (社)日本電気協会 原子力規格委員会 規程・指針策定状況(安全設計分科会)

5. 議事

(1) 定足数の確認

事務局より、代理出席者9名の報告があり、分科会長により承認された後、定足数の確認が行われ、委員総数26名に対して本日の出席委員数は21名で、「委員総数の2/3以上の出席」という会議開催定足数を満足していることの報告があった。

(2) 議事録確認

事務局より、資料No.13-1に基づき、前回議事録案(事前に配布しコメントを反映済み)の説明があり、特にコメントなく原案どおり了承された。

また、事務局より、第27回原子力規格委員会(平成19年12月5日)における安全分野に関する規格の審議状況、及び制改定が承認された以下の規格について、発刊手続き中であることの報告があった。

- ・ JEAG4608「原子力発電所の耐雷指針」改定案
- ・ JEAG4621「安全保護系計器のドリフト評価指針」制定案

(3) 検討会委員及び分科会委員の変更について

1) 分科会委員の変更

事務局より、資料No.13-2-1に基づき、第27回原子力規格委員会(平成19年12月5日)で承認された安全設計分科会委員の報告があった。

- ・ 東京電力(株) 宮田委員
- ・ 北陸電力(株) 米田委員
- ・ 原子力安全・保安院 北原委員

2) 検討会委員の承認

事務局より、資料No.13-2-2に基づき、分科会の推薦による各検討会の新委員候補の報告があり、挙手による決議の結果、全会一致で承認された。

a. 安全設計指針検討会

- ・ 東京電力(株) 芦田委員
- ・ 中国電力(株) 門田委員
- ・ (独)原子力安全基盤機構 多田委員
- ・ 日立GEニュークリアエナジー(株) 戸塚委員

b. 火災防護検討会

- ・ 電源開発(株) 田口委員
- ・ (独)原子力安全基盤機構 多田委員
- ・ 北海道電力(株) 名畑委員
- ・ 東京電力(株) 菱川委員

c. 計測制御検討会

- ・ 関西電力(株) 西委員
- ・ (株)日立製作所 原田委員
- ・ 四国電力(株) 藤田委員

d. 電気・計装品耐環境性能検討会

- ・ 日本原子力技術協会 穂山委員
- ・ 関西電力(株) 西委員
- ・ 東京電力(株) 菱川委員

e. 耐雷設計検討会

- ・ 四国電力(株) 大江委員
- ・ 電源開発(株) 田口委員
- ・ 関西電力(株) 西委員
- ・ 東京電力(株) 菱川委員

(4) 平成19年度活動実績及び平成20年度活動計画の審議

各検討会委員より、平成19年度活動実績及び平成20年度活動計画(案)について説明があり、コメント箇所を修正の上、第28回原子力規格委員会(3/18)に諮ることについて、挙手による決議の結果、全会一致で可決された。

これに関する意見は以下のとおりであった。

- ・安全設計指針検討会の平成 20 年度活動計画の中で、許認可プロセスにおける審議事項の整理の対象に“顧問会”とあるが何か？
誤記なので削除する。
 - ・安全設計分科会として、書式の統一を図ること。また、安全設計分科会が整備する規格全体としての関連付け（例えば、JEAG4611 と JEAG4612 の整合）を補足すること。
 - ・全般的に（例えば、安全系電気・計装品の耐環境性能に関する指針）制定理由をもう少し具体的に記載すべきである。
 - ・原子力発電所の中央制御室における誤操作防止に関する規程の策定に当たっては、新潟県中越沖地震から得られた知見の反映について検討されているのか？
新潟県中越沖地震発生当時の中央制御室における運転員の操作対応については、原子力安全・保安院が検証を行い、問題なかったことが報告されているが、検討会としても規格への知見反映の観点から、当時の運転員の対応状況を収録されたビデオを確認する予定である。
 - ・JEAC4620(JEAG4609)及び JEAG4617 の英語版発行はどのような理由からか？
JEAG4617 は実機をベースに作成された規格であるため、実績として海外へ発信したいという意図から翻訳を行うものである。一方、JEAC4620(JEAG4609)については、デジタル I&C ということでは世界各国の関心が非常に高く、共通的に議論される性格のものであり、今後、国際的な場（NRC、IAEA 等）で議論していくためにも、翻訳する必要があると考える。また、別記の要求事項に対応する規格ということでは、「原子力発電所の中央制御室における誤操作防止に関する規程（仮称）」についても翻訳の必要性を感じている。
 - ・そうすると、別記の要求事項に対応する規格は英語版を発刊するということか？
別記の要求事項に対応する規格だから英語版を発刊するということではなくて、国際的に共通の場で議論することが必要と考える規格について英訳版を発刊するということである。
 - ・現状、米国（NRC）でも、原子力発電所の安全系システムあるいは中央制御室操作盤にデジタル計算機を導入するに当たって、経験が無いことを大きな課題としている。また、デジタル I&C については、国際的にも米国（NRC）と日本（原子力安全・保安院）の間で活発な議論がされているところである。
 - ・米国（NRC）では、デジタル I&C に関する 6 つ（サイバーセキュリティ、多層防護・深層防護、リスク情報活用問題、コード統合化制御室のヒューマンファクター、燃料サイクル施設、運営委員会）のワーキングが発足しており、活発な議論が行われているので、我々もなるべく早く日本の状況を発信する必要があると考える。
 - ・安全系電気・計装品の耐環境性能に関する指針については、JNES の試験研究関連検討会（ケーブル絶縁劣化検討会）の動きはどのようになっているか？
現在、試験継続中であり、平成 20 年度末に結果報告があると聞いている。
- (5) 公衆審査意見対応案の審議
三嶋計測制御検討会主査より、資料No.13-6-1,2,3に基づき、JEAC4620「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規程」制定案、及びJEAG4609「デジタル安全保護系の検証及び妥当性確認に関する指針」改定案に対する公衆審査意見に対する回答案の説明があった。
本回答案を第28回原子力規格委員会(3/18)に諮ることについて、挙手による決議の結果、全会一致で可決された。
なお、説明の都合上、回答案には公衆審査意見への対応を反映した規格案（資料No.13-6-2,3）との対応が分かるように、新旧の対応を記載する。また、公衆審査意見の回答とそれに付随して修正する内容については、回答趣旨が明確になるように分けて記載するなど工夫する。（JEAC4620回答案No.1他）
- (6) 「原子力発電所緊急時対策所の設計指針」の策定および検討会設置について
宮田幹事より、資料 No.13-8 に基づき、「原子力発電所緊急時対策所の設計指針」の策定および検討会設置について提案があった。
本件について、挙手による決議の結果、全会一致で可決された。なお、本件は第 28

回原子力規格委員会(3/18)に報告することとした。

これに関する意見は以下のとおりであった。

- 本指針策定の主旨が中越沖地震の対応ということであれば、検討の対象に高速増殖原型炉もんじゅや大学の研究炉施設は含まれないのか？
高速増殖原型炉もんじゅについては、検討の対象としており、検討会委員として(独)日本原子力研究開発機構に参加頂く。一方、大学やメーカーが所有する研究炉施設については、現時点では検討の対象としていないが、対象とするか否かについては今後議論したい。
- 米国の緊急時対策施設の機能基準(NUREG-0696)では、TSC 建屋についてトルネードを除くとしているのは何故か、また原子力発電所については考慮しているのか？
米国では、強風(トルネードを除く)については緊急時対策施設の設計期間を 100 年確率としていること、またトルネードが非常に局所的に発生・移動するため、原子力発電所と技術支援センター(TSC)が同時に被害を受ける確率が低い(原子力発電所はトルネードを考慮し、TSC を代替する)ことから、TSC 建屋についてはトルネードを除いているのではないかと想像するが、何故米国の NUREG では TSC 建屋についてトルネードを除くとしているのか、また原子力発電所についてはトルネードを考慮しているのか、は別途確認したい。
- 本指針で規定する内容は、各原子力発電所に適用されることになるのか？
国の報告書(中越沖地震における原子力施設に関する自衛消防及び情報連絡・提供に関するWG案)に対して、本指針を拠り所に事業者が自主的に対応することになると考える。

(7) 規格案の審議

芦田安全設計指針検討会委員、並びに福田氏、藤田氏、宇田川氏より、資料 No.13-7-1,2 に基づき、JEAC4622「原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規程(仮称)」について、制定の経緯、背景並びに規格案の説明があった。

本件について、安全設計分科会として書面投票に付すことについて挙手による決議を行った結果、全会一致で可決された。

なお、本件については、分科会の書面投票の結果、3月の第28回原子力規格委員会に上程できない場合も中間報告を行うこととした。

これに関する意見は以下のとおりであった。

- 資料 No.13-7-1 で米国 TMI 原子力発電所において多量の放射性物質が環境に放出されたと記載があるが、誤解を招くので、格納容器内に放出されたということに記載したほうが良い。
- 本指針策定の経緯に米国の TMI 事故を上げているが、TMI 事故から具体的にどのような教訓が得られたのか、例えば TMI 事故時の中央制御室の環境(居住性)はどうだったのか、放射性物質(希ガス)が流入したのか、換気空調系に問題があったのか？
TMI 事故時の中央制御室の環境(居住性)は放射性物質(希ガス)が流入することはなかったが、マスクを着用したことでコミュニケーションがうまく取れなかったという報告は聞いている。
TMI 事故当時は、放射線被ばくに対する中央制御室の居住性(気密性など)が考慮されていなかったことから、事故の教訓として原子力安全委員会より、「我が国の安全確保対策に反映させるべき事項」の 52 項目の一つとして制御室への接近可能性及び居住性の確保上重要な制御室の遮へい、換気等について慎重な審査の必要性が示されたと認識している。
- 日本で原子力安全・保安院が発電用原子力設備に関する技術基準(省令 62 号)を改正したのは、TMI 事故に鑑みて日本の現状(中央制御室のリークイン量など)に問題があったということか？
米国が TMI 事故後に、中央制御室のリークイン量を確認したところチャコールフィルターを介さないリークイン量が想定を超えていたことから、日本でも安全審査において実機で確認する必要があるということで、Regulatory Guide や Generic Letter を参考に、技術基準が改正されたということである。

- 本指針策定の主旨として、米国の TMI 事故から具体的にどのような教訓が得られたのか、それに対して日本の現状がどうなのか、明確にしておく必要がある。
- 中央制御室の運転員の被ばく評価については、これまで安全設計審査指針に基づいて安全審査が実施されてきているが、本規程は技術基準（省令 62 号）が改正されて、保安院文書別記-9 に中央制御室の居住性に関する要求事項が明確にされたことから、別記の要求事項の具体的対応として制定することとした、という理解でよいのか、また従来の安全審査の評価内容からの変更点は、事故時ソースタームを仮想事故相当に BWR, PWR で統一した、放射性物質の大気拡散において建屋影響の有無を評価に取り入れた、被ばく評価に用いる空気流入率（リークイン量）に、実機での試験結果に基づいた値を目標値として設定するとし、更にその具体的試験方法を示した、ということか？
その理解でよい。
- 原子力規格委員会における説明性の観点からも、規程制定の経緯、背景、要点については整理しておくことが重要である。
- 本規程に基づいて評価した場合、判定基準の実効線量 100mSv に対して実際の値はどの程度なのか、またその値に対して事故時の中央制御室内滞在時の被ばく経路は、建屋内放射性物質からのガンマ線による被ばく、大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく、大気中に放出され中央制御室に取り込まれた放射性物質による被ばく、のどれが支配的なのか？
実効線量 100mSv に対して数 10mSv であり、経路としては事象の程度や PWR, BWR にもよるが、中央制御室に取り込まれるの経路が支配的となる。
- が支配的というのは、又はに対してどの程度なのか、がかなりのオーダーで支配的ということであれば及びは実質的な影響は小さいが、念のため算出しておくということか？
の経路に対して及びは比較的低いということである。
の経路は、空気流入率に大きく依存するため、プラントによってはかなり支配的になる。
実際の運用では、被ばく評価の結果空気流入率が大きいということになれば、気密性を高めること（隙間の補修）によって流入量を低く抑えることが可能と考えており、補修後は新たに設けた空気流入率（目標値）を用いて被ばく評価値が判定基準に対して下回ることを定期事業者検査等で確認することになる。
- トレーサガスに六フッ化硫黄（SF₆）を使用する理由は何か、希ガスを使用しても良いのではないか？
米国においては検出性の観点から、試験時の使用量が少量（低濃度で検出可能）であることと、大気中に存在しないという理由から使用実績があり、国内でもそれを踏襲している。
- 資料 No.13-7-1 の「まとめ」に、“中央制御室の設計の妥当性”が確認されるとあるが、本規程の目的にある“放射線防護措置の妥当性”が適切なので訂正すること。
- 用語の定義に「設計空気流入率」とあるが、設計時の値ではなく、実機の試験の結果設定した値（目標値）ということでは、「設計」という言葉は違和感がある。
- 空気流入率については、これまで 0.06 回/時を下限（設計値）としていたが、実機で空気流入率を測定したところ設計値を満足できないプラントが存在した。過去の安全審査上の取り扱いについて明確に把握していないが、いわゆる設計時の空気流入率が明確でないことから、通常のエンジニアリングの流れとは異なるが、実測値に基づいた管理目標値を設計値として設定することになる。
- 設計空気流入率という言葉を使わなければならない理由があるのか。
- 妥当性を判断するためには、目的（実施の意義）に応じた基準がある。手順だけを羅列しても理屈が分からないと妥当性を判断できない。規格の内容を議論する前に、これまでのプラクティスを含めて何故そうするのか、という経緯を明確にすることが重要である。例えば、何故 PWR, BWR の事故時ソースタームを統一したのか、それによって評価がどう変わるのか、何故実測値を設計値（目標値）として用いる必要があるのか

か、それが試験頻度とどう関係するのか、TMI 事故の教訓から日本の実態と照らし合わせて、どのような経緯、背景から今回の規程策定に至るのか、等。

空気流入率を 0.06 回/時としたプラントでは、その数値に基づいて事故時被ばく評価を実施するという考え方は、過去の PWR, BWR における被ばく評価の議論から今も変わっていない。ただし、過去の被ばく評価に関する規制側との調整の中で、空気流入率が実測されるまでは保守的な流入率として 1 回/時を設定し、それに基づき全プラントに対して再評価を実施した。その再評価を受けて、評価条件として空気流入率が 1 回/時を満足することを試験で確認する必要があること、また空気流入率の試験方法を確立すること、更にはソースターム（PWR が重大事故相当, BWR が仮想事故相当）を、米国の仮想事故相当の評価に倣って統一できないか、という国の指摘があった。

- 事故時ソースタームを米国に倣って仮想事故相当に統一するにしても、被ばく評価に係る日米比較において条件が相違するのが気になる。例えば、経路・評価期間が日本は移動時を考慮しているのに対して米国は考慮していない、また運転員の勤務形態が相違する、ひいては判定基準が日本は 100mSv であるのに対して米国は 50mSv である。
- 経路・評価期間については、米国においても移動時を考慮しているが、文書として残っていない。勤務形態については、米国は一律に仮定しているが、日本の場合は各プラントで決めていく事故時の勤務形態を反映して評価するとしている。
- 米国では中央制御室の被ばく評価をどのように実施しているのか？
国内と同様、新設時の安全審査で実施している。既設プラントについては、NRC の Generic Letter の指示に従って民間が実施している。
- 日本国内では国（規制）は評価をどのように確認するのか？
まずは各プラントの被ばく評価において実効線量 100mSv を超えないこと（空気流入率）を確認するが、その結果に応じて、どのような頻度で確認していくかは国との調整になる。
- 米国のリークイン試験の実施頻度はどうなのか？
米国の民間規格では 6 年毎に試験を実施し、3 年毎にバウンダリの健全性を目視等により確認することとしている。ただし、被ばく評価の結果、空気流入率が大きい場合は補修を行い、それ以降は 3 年毎に試験を実施することとしている。したがって、NRC（規制）はその試験期間に基づいて確認をしている。
- 本規程では、試験方法については規定しているが、試験頻度については規定していない。
- 設計空気流入率の計算式は規定しているのか？
規定していない。
- 設計空気流入率の計算式は規定しなくて良いのか？
設計空気流入率は実測値を用いることになる。
- 既設プラントは実測値でよいが、新設プラントはどうなのか？
新設プラントについては、過去の実績や文献等により、リークイン量を実プラント設計条件により見積もった値となる。一方、既設プラントについては、今後試験を実施して、シール部の経年劣化等を考慮しながら設計空気流入率を決めていくことになる。
- かならずしも設計値ということではなくて、管理目標値ということになるだろうが、その考え方（計算方法）を規定しておかないと使う側は困るのではないか。
- 実効線量 100mSv の時の設計空気流入率を算出する計算式は、中央制御室運転員の事故時被ばく経路（～）の加算で求められるのではないか。用語の定義に設計空気流入率の考え方は書かれているが、具体的な算出方法や考慮すべき条件の記載が不足しているのではないか。
- “設計”という言葉を使うと、設計のベースとなるものが何なのか、という議論になってしまうので、別の言葉に置き換えれば誤解が無いのではないか。
- これまでは判定基準 100mSv が明確でなかったが、技術基準省令 62 号改正（別記-9）で明確になり、目指すべき目標値が明確になった。設計値というよりは、管理目標値の方が値の性格としては適切かと思うが、値の考え方が理解できるような表現を検討

したい。

- ・相場観として判定基準 100mSv に対して実際は数 10mSv という説明をしたが、この時の条件は空気流入率を 1 回/時としている。プラント毎に異なるが、同一プラントでも条件（換気率、大気拡散における建屋影響の有無等）によって、判定基準 100mSv に対して設計空気流入率がかなり違ってくるので、一律に設計という言葉を使ってしまうと誤解を招く可能性がある。また、設計空気流入率を議論する場合は、設計空気流入率に 0.06 回/時を用いることが、今となっては判定基準 100mSv と空気流入率 0.06 回/時の関係を理解することが難しいことと、今後、有毒ガスを考慮した空気流入率を規定する場合に 0.06 回/時が現実的なのか、という議論もあるので、空気流入率 0.06 回/時については切り離して考える必要がある。
 - ・ E_N （信頼度 95%における空気流入率に対する標準誤差）は、標本を採るために 1 つのプラントに対して数回の試験を実施するのか？
1 プラント当たり 1 回の試験において、トレーサガス濃度と時間の関係で標本の誤差（バラツキ）を算出する（解説 3.13）。標本が少ない場合は、信頼度が低下するので、信頼限界 F_N をファクターとして考慮する。
 - ・信頼度 95%というのは、残り 5%のリスクがある（5%の人が 100mSv 以上の線量で被爆する）ということか？
中央制御室内だけを見ると信頼度 95%ということになるが、大気拡散において、気象条件（風向、風速、大気安定度）の変動を考慮しており、建屋影響が無い場合でも中央制御室周囲の放射性物質を含んだ気中濃度が高くなるように保守的な評価を行っている。この気象条件の変動も確率（累積出現頻度）97%としているので、一概に 95%の信頼度ということではない。
 - ・そういうことであれば、結果的に中央制御室内の運転員がどの程度のリスクがあるのか定量的に示す必要がある。
 - ・現実に想定事故が起こった場合にこの規程で評価するのかという問題もあるが、信頼度 95%が是か非かということよりも、トレーサガス濃度と時間の関係で標本の誤差（バラツキ）を算出して評価を行っているということが重要ではないか。
 - ・95%信頼区間の考え方は工学的には熱水力評価等で良く使われる。
 - ・数値については、米国を参考にするというだけでなく、根拠（考え方）を明確にしておく必要がある。
 - ・今後、本規程に基づいて評価する場合に、設置許可申請や工事計画許可申請に用いる設計空気流入率の記載については、別途議論するということになるのか？
 - ・設計空気流入率を数値として明確にする（0.06 回/時）よりは目標値という考えの方が良いのではないかと思う。
 - ・工事計画認可申請や設置許可申請における記載方法については、別途議論することになる。
- (8) 活動の基本方針「5.3 個々の分野に関連した規格の策定活動」及び「各分野の規格策定活動」の審議

事務局より、資料 No.13-9-1,2 に基づき、第 27 回原子力規格委員会（平成 19 年 12 月 5 日）で提案され、審議及び承認された活動の基本方針（旧規格策定基本方針）の改定概要、及び本日審議事項の「5.3 個々の分野に関連した規格の策定活動」及び「各分野の規格策定活動」について説明があった。

本件については、コメントを反映し、第 28 回原子力規格委員会（平成 20 年 3 月 18 日予定）に平成 20 年度活動計画と併せて上程することについて、挙手による決議を行った結果、全会一致で可決された。

これに関する意見は以下のとおりであった。

- ・「原子炉施設」と「原子力施設」が混在するので、統一すること。
- ・軽水型原子力発電所の安全設計に関わる規格を制定・改定するとあるが、原子力発電所緊急時対策所の設計指針なども考慮すると、軽水型原子力発電所に限定されるものではないのではないか？
「原子力施設」で統一する。

- ・ 国の要求事項を踏まえて規程・指針の制定，改定を行うとあるが，民間規格を策定する趣旨から「国の要求事項も」踏まえると記載したほうが適切ではないか。
「国の要求事項も」と記載する。

6. その他

次回分科会の開催については，別途調整することとした。

以 上