川内原発の運転期間延長に
かかわる経年劣化問題

2023. 8.26

福岡核問題研究会

原発問題オンライン・シンポジウム資料

中西正之

2022 年1 月20 日に「第１回川内原子力発電所の運転期間延長の検証に関する分科会」が開催されています。この分科会は、原子力安全・避難計画等防災専門委員会の下で、川内原子力発電所の運転期間延長問題に特化して、検証を行うために特別に設立された委員会と説明されています。
事務局説明資料には「1 目的・趣旨 県では，川内原発の運転期間延長について，「原則40 年」との認識の下，特例的な取り扱いの可否について，原子力政策に批判的な学識経験者を含む形で，原子力安全・避難計画等防災専門委員会の構成を見直した上で，同委員会において科学的，技術的な検証を徹底的に行い，九州電力が運転期間延長申請を行う場合には，九州電力及び原子力規制委員会に対し，厳正な対応を要請する。・・・
⑵ 分科会の設置 ・運転期間延長に関する検証を集中的かつ効果的に行うため，専門委員会の委員２名及び特別委員４名の計６名で構成する分科会を新たに設置する。・・・」と説明されています。（第２回分科会で佐藤暁専門委員会の委員が新たに参加）

今回行われた鹿児島県の「川内原子力発電所の運転期間延長の検証に関する分科会」では、県知事選挙時の塩田知事の公約により、「原子力政策に批判的な学識経験者を含む形で」が実現したと思われました。

そして、分科会の開催が進んできましたが、分科会が審議を続けている間に、日本政府の国策が原発の積極的推進へとの大転換が起こりました。

それに大きく影響され、塩田知事や鹿児島県庁も、川内原発の稼働の20年間延長について、積極的な賛成の姿勢を明確にし始めたと思われました。

そして、「川内原子力発電所の運転期間延長の検証における設計の経年劣化問題」に特化して調査を行うと、この問題が非常に明確になると思われたので、調査を行いました。

第１回分科会で、後藤委員は、分科会の開催にあたって、この分科会に意義についての「そもそも論」の必要性を提起されています。

後藤委員から「今日，この制度の概要と，それから特別点検の概要という話があると思うんですが，私が大切だと思いますのは，この問題，つまり，高経年化したプラントについて，それ を点検してどう見るかと，その評価ということですので，その考え方といいますか，ど ういうふうに考えて，これやっていくかということは，委員の間で議論した方がいいの ではないかと。つまり，個別の中に入って議論，これはああだこうだというのは当然あ るんですけども，それ以前の問題として，そもそもこれをどういうふうに考えてるんで しょうかという，委員の間でそれぞれ，若干考え方もすり合わせる機会があればいいと 思うのですがいかがでしょうか。」という極めて重要な発言が行われています。

ところが後で分かったことですが、分科会の座長に指名された釜江克宏氏は、この分科会の進め方は「原子力規制委員会の実用発電用原子炉の運転期間延長認可申請に 係る運用ガイド」に対して九州電力の対応に違反がないかどうかを検討することで、運用ガイドに問題がないかどうかなどは全く取り上げないとの強固な方針だったようです。

第3回分科会において、守田委員から「１点ほど設計の経年化という視点で御質問をさせていただきたいのですが，・・・この分科会では，主に物理的な経年劣化について，非常に詳しく議論をしているところでございますけども，安全な長期運転に向けて，非物理的な経年劣化，ここで申し上げておりますのは設計の経年化という視点に立って，ほかのプラントとの比較，新知見などを踏まえて，設計の経年化に基づく対策というものを，九州電力さんとしては，60年の運転を見据えてどのようにお考えなのか，この辺り少し整理をして分科会で御紹をいただければと思います。よろしくお願いいたします。」との極めて重要な発言がありました。

この発言に対して九州電力からは「はい，九州電力の木元です。先生おっしゃられたように，設計の古さというのは規制委員会でも議論になっておりまして，電力会社，あとメーカーの方でATENAというものを設立しまして，その中で設計の古さ，経年化というものを議論しておりまして，その取組について，また改めて御説明をさせていただきます。」との注目すべき答弁が行われています。

第４回分科会」で、九州電力より、2020年9月にATENAから発刊された「設計の経年化評価ガイドライン」が説明されています。

九州電力は、自社のみでは「設計の経年劣化問題」の扱いは無理と考えたようで、ATENAの「設計の経年化評価ガイドライン」に頼るとしています。

しかし、ATENAの「設計の経年化評価ガイドライン」では、扱いは「新規制基準に適合したプラントを対象に、新旧プラント設計の違いに着目した安全性の評価を、事業者の自主的取組みとして導入することとし・・」とし、アメリカのAP－１０００や欧州加圧水型原子炉EPR、ロシアのVVER－１０００等の新型のメルトダウン対策炉は比較の対象とはしないと説明されています。

これでは、ATENAの「設計の経年化評価ガイドライン」はあまり重要な意味は無いと思われます。

ATENAの「設計の経年化評価ガイドライン」

このガイドラインでは、沸騰水型原発については、格納容器の経年化評価については、詳しい説明が行われています。

「形状は，国内導入初期型である Mark-I 及びその後導入された Mark-II 型から，それぞれの改良標準化型を経て，ABWR 型の鉄筋コンクリート製原子炉格納容器（以下，「RCCV」という。）があるが，改良標準化以降は立地条件及び出力規模も考慮して選択 されている。 このような格納容器設計の変遷を踏まえ，設計経年化の着眼点を抽出した。」

と説明されています。

評価の事例（PWR ECCS 系統）については、PWR の非常用炉心冷却設備の設計の変遷について、説明されています。

PWR の非常用炉心冷却設備は、原発の圧力容器内に異常発生時のメルトダウン発生防止設備としては、非常に重要な設備です。

また、日本のPWR原発も、ECCS 系統の設計変更を行ったようです。

しかし、ECCS 系統の設計変更は、深層防護第4層のメルトダウン緩和対策への設計変更のような大規模な設計変更ではありません。

その後守田委員からの「設計の経年化問題の追及はあまり行われなくなった様です。それに代わって、第8回分科会で後藤委員から「設計の経年劣化問題」についての本格的な質問が行われています。

資料3-3：これまでの委員からの質問への回答について（第6回分科会資料　資料2，4に対する質問）（PDF：2,464KB）

［2022年11月7日 後藤委員による質問］

　この資料の１ページに追「６－２（質問2）」

［資料４－１］p14　設計の経年化について、追加質問　［炉心溶融後の原子炉キャビティにおける水蒸気爆発を無視していること］・・・

　この質問について、７、８、９ページに九州電力の回答が説明されています。

この３ページ分の説明資料を調べると、これまでの九州電力の他の報告書に比べて、比較にならないほどのひどい内容であることが分かりました。

第9回分科会では、設計の経年劣化問題の説明も審議も行われていません。
まだまだ、「実用発電用原子炉の運転期間延長認可申請に係る運用ガイド」に示されている、深層防護第1、2、3層関係の検討項目についての、説明と審議が必要な項目が大量にあり、深層防護第4層に大きく関係している「設計の経年劣化問題」までの検討には至らないと考えられたように思われます。
しかし、「設計の経年劣化問題」について後藤委員からの重要な質問と意見、およびそれに対する九州電力の回答の資料は配布されています。
後藤委員提出資料2：第8回分科会資料3-3に対する質問・意見（PDF：2,938KB）
この資料の1ページから3ページに「１．水蒸気爆発について[p.7～9]（追６－２）」の意見が記述されています。
後藤委員の提出された資料では、
①水張冷却について
②外部トリガーについて
③溶融物の違いについて
④実機溶融物について
⑤実機における水蒸気爆発の発生と被害

これらの後藤委員の質問・意見に対して九州電力からは
資料3-3：後藤委員提出資料2への回答（PDF：1,078KB）
の資料が提出されています。
　新規に6ページ、7ページ分の資料が追加されています。
その中に
「○欧州、中国の一部のプラントでは、溶融燃料の冷却手段の一つとしてコアキャッチャーを採用しているが、国内外 の既設プラントの多くは当社と同じ、原子炉下部キャビティに水を張り溶融燃料を受け止める手段を採用しており、新規制基準の適合性審査の中で原子力規制委員会に確認をいただいている。 なお、コアキャッチャーは、一度溶融燃料をドライ環境で受け止めた後に、水を張り、溶融燃料を冷却する手段で あり、溶融燃料を水で冷却するという点は同様である。
　○どちらの対策も原子炉格納容器の下部に落下した溶融燃料の冷却において有効な手段であり、問題となるものでは ないと考えている。」
この見解は、九州電力独自のもののように思われますが、内容は専門的に見ればあまりにもひどいものです。
　内容が分かっていないのか、それとも平気で嘘を説明しているように推定されます。

後藤委員提出資料２への回答【No. 追８－１】（２／４）

○原子炉格納容器の下部へ落下した溶融燃料については、新規制基準により「炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備を設けなければならない。」ことが要求されており、当社は、溶融炉心を冷却するために原子炉容器破損前に原子炉下部キャビティに水張りを行うこととしている。

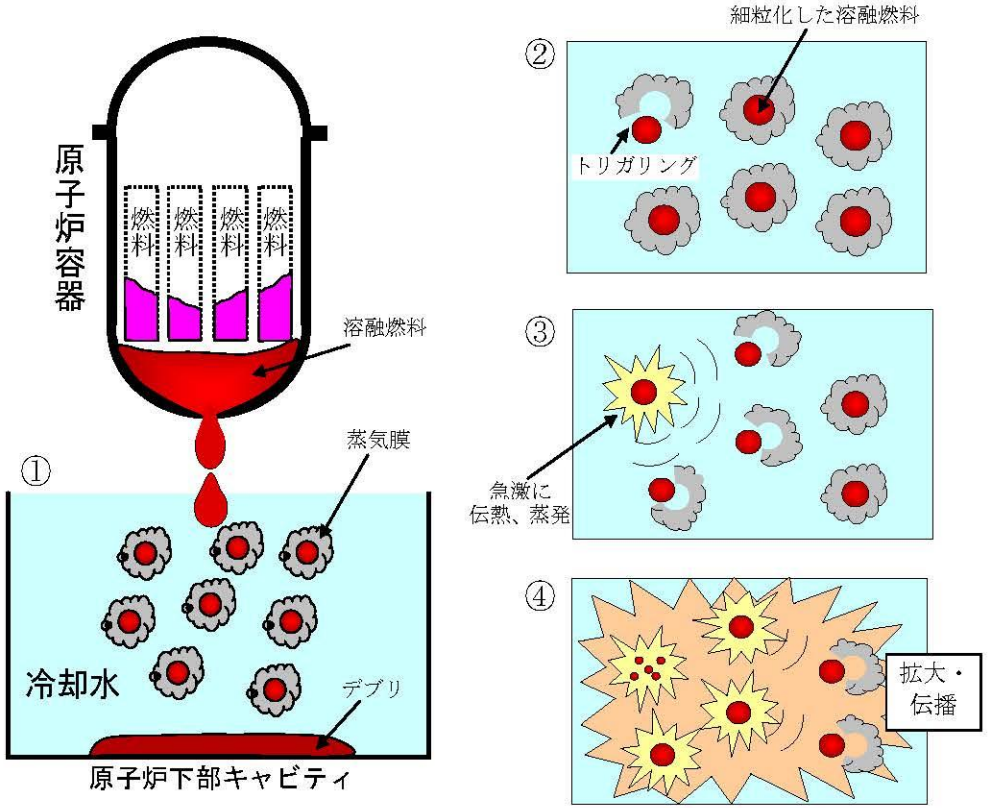
○原子炉下部キャビティでの水蒸気爆発の原理は以下のとおりである。

① 溶融燃料が細粒化し、蒸気膜に覆われた状態となる

② 何らかの強い要因[トリガリング(外乱)]が加わり、それらの１つの蒸気膜が崩壊した場合は、原子炉下部キャビティに溜まった冷却水と接触し、急激に伝熱、蒸発する

③ その衝撃により、近傍の蒸気膜が崩壊する

④ この現象が瞬時に全体に拡大・伝播する（水蒸気爆発）



本頁は第８回分科会資料３－３のＰ８を再掲

後藤委員提出資料２への回答【No.追８－１】（３／４）

【水張冷却について】

○国内では、「炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備を設けなければならない。」ことが要求されているが、欧米における規制要求も「溶融燃料を冷却・安定化させること」であり、コアキャッチャーそのものの設置要求はない。

○欧州、中国の一部のプラントでは、溶融燃料の冷却手段の一つとしてコアキャッチャーを採用しているが、国内外の既設プラントの多くは当社と同じ、原子炉下部キャビティに水を張り溶融燃料を受け止める手段を採用しており、新規制基準の適合性審査の中で原子力規制委員会に確認をいただいている。
なお、コアキャッチャーは、一度溶融燃料をドライ環境で受け止めた後に、水を張り、溶融燃料を冷却する手段であり、溶融燃料を水で冷却するという点は同様である。

○どちらの対策も原子炉格納容器の下部に落下した溶融燃料の冷却において有効な手段であり、問題となるものではないと考えている。

【外部トリガーについて】

○国内外の実機溶融燃料（UO_2＋ZrO_2）を落下させた実験では、水プール底から圧縮ガスを供給する等により、強制的に外乱を与えた実験の結果、一部のケースにおいて、水蒸気爆発の発生が観測されている。
実際の原子力発電所における原子炉下部キャビティには、圧縮ガスの供給源となるものはなく、また、炉心損傷時は格納容器スプレイによる冷却水の流れ込みがあるのみで、蒸気膜を壊すような外乱となりうる要因が考えにくいことから、水蒸気爆発が発生する可能性は極めて低いと考えている。

○強制的な外乱がない条件で水蒸気爆発が観測されたTROI実験※等の例があるが、当該実験では溶融物の過熱度が実機想定よりも高いことから、溶融物が冷却材中に落下した後も表面が固化しにくくなる（液－液接触し、微細化しやすくなる）ため、強制的な外乱がなくても水蒸気爆発が発生したものと考えている。

※ 韓国原子力研究所（KAERI）でOECD/NEAのプロジェクトとして行われた実験であり、外部トリガリングの有無や様々な混合物量等の様々な条件による実験を実施
溶融物の過熱度は約400K～1200Kで、実機想定の過熱度（約300K）より高い

後藤委員提出資料２への回答【No.追８－１】（４／４）

【溶融物の違いについて】

○KROTOS実験※1では、酸化アルミニウム（Al_2O_3）と実機溶融燃料（UO_2＋ZrO_2）を落下させた実験を行っている。

※1 欧州JRCのイスプラ研究所で行われた実験であり、低圧及びサブクール水を主として実施

○酸化アルミニウム（Al_2O_3）では、サブクール度が高い状態のときに外部トリガなしでも水蒸気爆発が発生しているのに対し、実機溶融燃料（UO_2＋ZrO_2）では外部トリガがあり、かつ、サブクール度が高い状態のときにしか水蒸気爆発は発生していない。

○酸化アルミニウム（Al_2O_3）は熱伝導率が高く、温度が高い中心部の熱が周囲に伝わりやすいことから溶融物が冷却材中に落下した後も表面が固化しにくくなる（液－液接触し、微細化しやすくなる）ため、強制的な外乱がなくても水蒸気爆発が発生したものと考えている。

○これに対し、実機溶融燃料（UO_2＋ZrO_2）は熱伝導率が低く、冷却水中に落下した際に溶融物の表面が瞬時に固化するため、固－液接触となり急激な伝熱への進展は阻害されるとともに、実機においては蒸気膜を壊すような外乱となりうる要因が考えにくいことから、水蒸気爆発が発生する可能性は極めて低いと考えている。

【実験条件及び結果一覧】

実験ID	溶融物タイプ	UO_2割合	溶融物質量kg	溶融物温度K	圧力MPa	水深m	サブクール度K	外部トリガ	水蒸気爆発	機械的エネルギへの変換効率※2
26	Al_2O_3	0	1.00	2,573	0.1	1.08	40	●	●	0.53 %
27	Al_2O_3	0	1.43	2,573	0.1	1.08	10	－	－	－
28	Al_2O_3	0	1.43	2,573	0.1	1.08	13	●	●	0.85 %
29	Al_2O_3	0	1.45	2,573	0.1	1.08	80	－	●	0.72 %
30	Al_2O_3	0	1.52	2,573	0.1	1.08	80	－	●	1.1 %
38	Al_2O_3	0	1.53	2,665	0.10	1.11	79	－	●	1.45 %
40	Al_2O_3	0	1.47	3,073	0.10	1.11	83	－	●	0.9 %
41	Al_2O_3	0	1.43	3,073	0.10	1.11	5	－	－	－
42	Al_2O_3	0	1.54	2,465	0.10	1.11	80	－	●	1.9 %
43	Al_2O_3	0	1.50	2,625	0.21	1.11	100	－	●	1.3 %
44	Al_2O_3	0	1.50	2,673	0.10	1.11	10	●	●	2.6 %
49	Al_2O_3	0	1.74	2,415	0.37	1.11	120	－	●	2.2 %
50	Al_2O_3	0	1.57	2,200	0.10	1.11	13	－	－	－
51	Al_2O_3	0	1.80	2,475	0.10	1.11	5	－	－	－

実験ID	溶融物タイプ	UO_2割合	溶融物質量kg	溶融物温度K	圧力MPa	水深m	サブクール度K	外部トリガ	水蒸気爆発	機械的エネルギへの変換効率※2
32	81wt%UO_2+19wt%ZrO_2	0.81	3.03	3,063	0.10	1.08	22	－	－	－
33	81wt%UO_2+19wt%ZrO_2	0.81	3.20	3,063	0.10	1.08	75	－	－	－
35	79wt%UO_2+21wt%ZrO_2	0.79	3.10	3,023	0.10	1.08	10	●	－	－
36	79wt%UO_2+21wt%ZrO_2	0.79	3.03	3,025	0.10	1.08	79	●	－	－
37	79wt%UO_2+21wt%ZrO_2	0.79	3.22	3,018	0.10	1.1	77	●	－	－
45	80wt%UO_2+20wt%ZrO_2	0.8	3.09	3,105	0.10	1.14	4	●	－	－
46	79wt%UO_2+21wt%ZrO_2	0.79	5.05	3,088	0.10	1.1	83	●	●	0.04 %
47	80wt%UO_2+20wt%ZrO_2	0.8	5.15	3,023	0.10	1.1	82	●	－	0.01 %
52	80wt%UO_2+20wt%ZrO_2	0.8	2.62	3,023	0.20	1.1	102	●	●	0.02 %
53	80wt%UO_2+20wt%ZrO_2	0.8	2.62	3,023	0.36	1.1	123	●	●	0.05 %

・"●" あり、"－" なし

※2 溶融物が保有している熱エネルギから
水蒸気爆発による流体の運動エネルギへの変換割合

２０２３年２月２２日に第１０回分科会が開催されています。この第１０回分科会の議事録が、公開されています。1ページから29ページまでは、(1) これまでの委員からの質問への回答に付いての審議が記録されています。九州電力の説明資料は、第９回分科会提出資料と同じものが使用されています。

ただ、第１０回分科会で、初めて水蒸気爆発の九州電力の説明が議事録に記録されています。２７ページから２８ページにかけて、九州電力から見解の説明が記録されています。九州電力のＭＣＣＩ（コアコンクリート反応）対策は、新規制基準に適合できる方法を採用したとの説明のようです。

実質は、新規制基準はMCCI対策を要求しているが、水蒸気爆発対策には何も規制が無いので、法律違反の無い範囲で安価な方法を採用したとの説明と推定されます。

それから、後藤委員が指摘されている「溶融金属を扱う工場で水蒸気爆発事故はたびたび発生しており、水蒸気爆発は非常に危険な事故」との発言については、アルミニウムは非常に熱伝導率が大きいので、水蒸気爆発が起こりやすいが、実機の溶融物はＵＯ２（酸化ウラン）等なので、熱伝導率が非常に小さいので、実験でも水蒸気爆発は簡単には起こらないことが確認されている、多くの水蒸気爆発実験はトリガーを与えて、水蒸気爆発が起きているが、トリガーを与えないと水蒸気爆発は起こらない。そして、実機にはトリガーが無いので水蒸気爆発は起こらないと説明されています。

この九州電力の説明に対し、後藤委員は厳しい批判を行っています。

九州電力は、設計の経年劣化問題をたびたび追及されてきても、逃げ続けてきて、第１０回分科会になって、やっと直接に僅かの説明を行ったようです。

しかし、この僅かの説明でも、九州電力の安全に対する大きな欠陥が明瞭になりました。

2023年3月24日に第11回分科会が開催されています。この第１１回分科会の議事録が、公開されています。
議事録の３７ページから３８ページに、後藤委員からの九州電力のＭＣＣＩ（コアコンクリート反応）対策における水蒸気爆発の発生する可能性がある大変危険なキャビティ大量貯水による方法の採用について、多くの実証例からの批判が記録されています。
この後藤委員の批判に対して、九州電力は「新規制基準の審査の中で、原子力規制委員会に水蒸気爆発が起こりにくいことを説明し、許可をいただいているので問題ないと思っていると説明しています。
この問題について、４０ページに守田委員より初めて見解が説明されたことが記録されています。そして、守田委員は「原子力学会のワーキンググループが発行した「次期軽水炉の技術要件」を引用し、EPRやVVER-1000についても論じています。
「次期軽水炉の技術要件」
jikiroWG_report_20200716.pdf (aesj.or.jp)
この報告書は１１４ページ分の報告書ですが、詳しく調べてみると大変な問題が大量に存在することが分かりました。３ページに検討対象プラントは炉形式については、国内PWR（加圧水型原発）としたと説明されています。そして、この報告書には、水蒸気爆発やMCCI等についての国内外の論文の引用がほとんどありません。

しかし、43ページ、44ページに示されている「※(出典)原子力規制委員会 設置変更許可書(原規規発第1705242号) 添付 関西電力株 式会社大飯発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書(3 号及び4 号発電用原子 炉施設の変更)に関する審査書」のように、電力会社の作成した報告書は、(たとえ意図的に作成されたものであっても)報告書の根拠としています。

ところが、52ページで「VVER1000(ロシア等)等」と引用されていますが、VVER1000(ロシア等)の説明は全くありません。

また、VVER1000(ロシア等)の説明が詳しく報告されている、「SEVERE ACCIDENT MANAGEMENT CONCEPT OF THE VVER-1000 AND THE JUSTIFICATION OF CORIUM RETENTION IN A CRUCIBLE-TYPE CORE CATCHER」等の論文は全く無視されています。

既に、三菱重工業社から2009年に海外向けにコアキャッチャーでMCCI対策を行う、ATMEA1TMの基本設計が発表されています。

1100MWe級最新3ループPWRプラントATMEA1(TM)の概念と特徴,三菱重工技報 Vol.46 No.4(2009) (mhi.co.jp)

「次期軽水炉の技術要件」はそれらの後追い報告と推定されます。

守田委員の論考は、「次期軽水炉の技術要件」などから行われていると思われ、根拠が極めて疑わしいと思われます。

次期軽水炉の技術要件について

「次期軽水炉の技術要件検討」
ワーキンググループ報告書

2020 年 6 月

一般社団法人 日本原子力学会
原子力発電部会
「次期軽水炉の技術要件検討」ワーキンググループ

［報告書中より引用］

なお、既設炉の許認可※において、MCCIの進展防止の目的で原子炉圧力容器下部のCV床面に予め注水しておく場合には、水張することでMCCIのリスクは十分に低減されており、さらにPRA評価を行った結果、水蒸気爆発の発生確率も低いことが確認されている。このことから、図4.3-1に示すいずれの破損モードについてもCV破損に至る確率は極めて低いと認識されている。

※(出典)原子力規制委員会 設置変更許可書(原規規発第1705242号) 添付 関西電力株式会社大飯発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書(3 号及び4 号発電用原子炉施設の変更)に関する審査書(核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第43条の3の6第1項第2号(技術的能力に係るもの)、第3号及び第4号関連)(令和元年.5.15修正版)

しかしながら、次期軽水炉においてはこのような発生確率は低いが不確かさが大きい現象(MCCI及び水蒸気爆発によるCV破損)に対しても、設計上考慮することがCV破損防止の観点で重要であるとの考えから、これらのCV破損モードに共通する「溶融炉心冷却」について論点を抽出したうえで、次期軽水炉における溶融炉心冷却対策方針について検討した。

2023年4月12日に第12回分科会が開催されています。この第１２回分科会の議事録が、公開されています。

この第１２回分科会では、釜江座長より、最後の分科会と説明され、「川内原子力発電所の運転期間延長の検証に関する分科会報告書（案）」が配布されています。

この「分科会報告書（案）」について、橘高委員、大畑委員、守田委員は、全面的に賛成の意見を表明されています。

しかし、後藤委員からは、この「分科会報告書（案）」は、後藤委員がたびたび提起したような、運転期間延長に関する問題点は、殆ど切り捨てて、九州電力の説明のみを詳しくまとめてあり、一方的な報告書になっており、とても承認できるものではないとの意見が表明されています。

また、後藤委員は、第１回の分科会の初めに、分科会はそもそもどのような「考え方」で審議を行うのかの委員の意見を「すり合わせておく」必要が有ると主張されています。

しかし、このそもそも論は、釜江座長により、一貫して否定され、分科会は原子力規制委員会が策定している「実用発電用原子炉の運転期間延長認可申請に係る運用ガイド」の法律に制定されている6個の重点項目について、原子力規制委員会の「運転期間延長認可申請等に係る審査」が始まるより前に、分科会が九州電力から事前説明を受け、九州電力の報告結果が、法律的に問題が無いかどうかを事前に検討し、万全を期することを基本的な方針としたようです。

しかし、現在は今の新規制基準の改善が必要な多くの問題が有ることが分かってきています。所が、それらの事は一切不問とし、現在の新規制基準のみを遵守し、九州電力の対応に新規制基準違反が無いかどうかを最重点にするような、釜江座長の強硬な方針は大問題と思われます。

議事録の１４ページから、後藤委員の3件の重要問題の指摘が記録されています。
　一番目の問題は格納容器についてです。
「格納容器は通常時には使わない。しかし事故になって初めて圧力容器の圧力温度がかかる。そして、格納容器は原発の安全の最後のとりでと言われている。ところが、格納容器の点検はおろそかになっている。」
二番目の問題は、「最近の話で、高浜4号機が運転中に急に止まっている。そして、高浜4号機と川内原発１、２号機は全く同じ設計で製造据え付けされている。
ところが、高浜4号機は原因究明に1ケ月以上かかっていたのに、九州電力は高浜4号機の運転停止の原因が分からないまま、川内原発の運転を続けた。
　九州電力は原発の安全に対する姿勢が希薄である。
三番目の問題は、今福島第一原発の１号機の圧力容器下部のペデスタルのコンクリートが、下部に大量のデブリが溜っていて、大半のコンクリートが吹き飛んで鉄筋が露出していることが分かってきた。
　今回、初めて分かってきたが、加圧水型原発を所有する電力会社は、自社の原発の安全対策において、コアコンクリート反応や水蒸気爆発等ものすごく楽観的な憶測で、安全対策を行ってきた。
　しかし、今回判明した事実から、加圧水型原発を所有する電力会社の過酷事故対策に大問題が有ることが明確になった。
　これらの後藤委員の厳しい指摘に対して、九州電力は一番目の問題については、いくらか言い訳を表明しています。
　しかし、二番目の問題、三番目の問題はそれらについての回答が全くできずに、無言でやり過ごしています。

そのことについては、釜江座長は、これはこれで良しとしています。
何のために、分科会の開催を行っているのか理解に苦しみます。
　福島第一原発の１号機の圧力容器下部のペデスタルのコンクリートの予想外の大量喪失は、ペデスタルのコンクリートの爆裂のメカニズムの検討としては、第３１回東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会で「大成建設」から、一定の検討結果が報告されています。
　日本のゼネコンは、鉄筋コンクリート構造のビルなどの建設を大量に行っていますが、ビル火災が時々発生しており、その時鉄筋コンクリート構造のコンクリートに爆裂が発生しているので、コンクリートの爆裂のメカニズムの研究を行っているようです。
　しかし、ゼネコンの経験よりも、1200℃以上の高温度溶融金属を取り扱う精錬業界や耐火物業界においては、耐火コンクリートの爆裂事故などをたびたび経験しているので、コンクリートの爆裂のメカニズムの研究は非常に熱心に行われています。
　所が、日本の原子力業界や日本の原子力学会は、高温度領域の知識があまりにも欠落しているようです。
　１７ページから、後藤委員からの三つの提出資料についての詳しい説明が記録されています。
　後藤委員は第一回の分科会から、この分科会が検討すべき課題は、原子力規制委員会の「実用発電用原子炉の運転期間延長認可申請に係る運用ガイド」を基本として、川内原発の1号機、２号機の原子炉容器の特別点検（個別確認・評価）結果が、これらに対して十分かどうか検討するようなことでは無く、福島第一原発のメルトダウン事故を経験し、まだ福島第一原発のメルトダウン事故の現場調査や事故原因の解明もあまりできていない条件下で策定されてきた新規制基準に問題が無いかどうかなどを検討する事こそが重要だとたびたび主張されてきました。

ところが、新規制基準は最近は改善されるどころか、電気事業法等の一部を改正する束ね法案で、福島第一原発のメルトダウン事故の前に戻る改悪にまで悪法化してきています。

それらの問題も含め、これらの課題を検討する事こそ、この分科会の使命であることを強調されています。

ところが後藤委員の主張に対し、19ページから20ペーシにかけて、釜江座長の驚くべき見解が記録されています。

釜江座長は

「それは少なくとも今はガイドというものがあって，それがいい悪いはおいておいて，そういうことで審査をされるわけですから，そこに特化した議論をするということで，佐藤委員が言われたその先劣化が大丈夫だといった設備がもし壊れたら，次どうなるのだという，それはまた次のステップだと思います。この場で議論する話では私はないと思っていて，そういう議論をするためにはやはりシビアアクシデントの専門の先生も入ってもらわないといけないと思います。この場は少なくとも，この分科会運営要領をもう1回見ていただけると，規制委員会に延長申請されたときには，必要な特別点検であったり，劣化状況評価がそのガイドに従ってちゃんとやられているのかどうかということを検証するのが我々の役割だったと思います。」との個人見解を表明しておられます。

釜江座長は、このような個人見解を強行に推し進め、第12回分科会を最後の会議とし、川内原子力発電所の運転期間延長の検証に関する分科会報告書（案）をむりやり押し通したようです。

１０．まとめ

原発の稼働に非常に積極的な伊藤祐一郎知事の積極的な原発再稼働推進策の中で、川内原発１、２号機の適合性審査が最優先されました。

そして、適合性審査が丸一年たった時、審査途中の適合性審査を打ち切って、適合性審査合格とされ、川内原発１、２号機は一番早く再稼働が行われました。

そして、この時期には川内原発１、２号機の再稼働の問題もまだ明確には成っていないこともたくさんあったと思われます。

しかし、その後鹿児島県知事は、県知事選挙の結果三反園知事、塩田知事と変わってきて、原発の稼働についての考えも少しずつは変わってきたようです。

そして、今回川内原子力発電所の運転期間延長の検証の問題が取り上げられてきましたが、この問題は２０１４年７月に川内原発の適合性審査のパブリックコメントが行われた時期には、まだ未解明の問題も多く積み残した川内原発の再稼働における安全問題を、今一度見直す大きな意味があると思われます。

１２回開催された分科会は、釜江座長が最後の１２回分科会で明快に説明されたように「今はガイドというものがあって，それがいい悪いはおいておいて，そういうことで審査をされるわけですから，そこに特化した議論をするということで」と説明されているように、主な議論は原子力規制委員会のガイドに沿った6ケの重点項目の審査に大半の時間が割かれており、川内原子力発電所の運転期間延長の検証において、問題の検討はあまり行われていないと推定されます。

ところが、分科会の審議の中で、「設計の経年劣化問題」に特化すると、川内原子力発電所の運転期間延長の検証の内容が明確になったと思われます。

実際には、特に後藤委員がたびたび指摘されているように、川内原発１、２号機の４０年運転後の２０年間延長には大きな問題が幾つも有ることが分かります。

しかし、釜江座長が強引に誘導して作成された「川内原子力発電所の運転期間延長の 検証に関する分科会報告書（案）」においては、殆ど問題が無いとの結論にされています。

当初の分科会の目標からは、全くかけ離れた検証結果が策定されており、極めて不適切なまとめとされてしまったと思われます。