

鹿児島県原子力安全対策課 御中  
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  
釜江座長様

【意見書】 川内原発特別点検の意義と限界  
ー原発の仕組みから見た安全性の考え方ー

2023年4月10日

後藤 政志

はじめに

川内原発の特別点検のまとめに入る前に、下記の議論をすべきと考える。ひとつは、そもそもなぜ特別点検が対象になったかということの確認が必要である。なぜなら、当分科会発足時（2022年末）には、少なくとも稼働後40年経った時点での劣化評価やそれによる最大20年の寿命延長が評価の課題であったが、2022年夏場以降政府は、40年寿命問題は、原子力規制の問題ではなく、原子力政策の問題であるとし、原発は科学的な根拠のある寿命は存在しないがごとく公式に主張しつつ、全面的に原発回帰の方向に舵を切ろうとしている。

川内原発が高経年プラント（老朽化プラント）であり、もともと40年（かつては30年としていたこともあったと記憶している。）を設計寿命としてきたことが、大前提である。しかし、40年延長問題は、「特別点検」をやったところで、保全工事をしたとしても、経年劣化は避けられない物理的な現象であり、点検したから大丈夫などといったレベルの問題ではない。非破壊検査の限界や、ましてそもそも、検査する対象が極めて限定されている。そのことさえ明記せずに老朽原発の評価をしている。そのような、安全とは何かという視点を欠いた議論は茶番である。

【1】 原発の仕組みと心溶融事故

1. 原発は核エネルギーの3分の1の利用し、3分の2は環境に捨てている。

原発は、核分裂反応を制御しながら、核エネルギーの約3分の1のエネ

ルギーでタービンを、回し電気を起こしている。しかし、残りの 3 分 2 のエネルギーは原子炉から冷却系で熱を冷やし続け、最終的にすべての熱を海に放出する仕組みになっている。

この圧倒的に大きい熱エネルギーを、原子炉から何段階もの冷却ポンプや熱交換器を介して、海水冷却系（これを最終ヒートシンクと呼ぶ）で海に捨てるが、そのいずれかの仕組みに不具合があると、原子炉から海水までの熱の流れが遮断され、炉心溶融に至る危険性が生じる。

## 2. 原子炉は冷却し続ける必要がある。

原子炉から海水冷却系は、原子炉が停止した後も、何日も場合によっては何週間も冷却を続ける必要がある。「原子炉で核分裂反応が停止した後も冷却を続けないと炉心溶融することになる」ことが原子力発電の最大のリスクのひとつである。

## 3. 冷却するための仕組みは多くの装置類から構成されており、故障すると冷却ができなくなってしまう。

冷却システムが機能するためには、①電源があること、②ポンプが働くこと、③大量の冷却水があること、④流れを制御するバルブ（弁）をはじめ、直流の電源やガスや流体を用いた制御システムが機能を果たすことが必要である。しかも、これらの仕組みはそれぞれの機器や配管、ケーブルなどそれぞれ多くの構成部品からできているため、いずれか 1 箇所で故障あるいは機能喪失を起こせば、その冷却システムは使えなくなる。

## 4. 地震や津波、火山等の自然現象

故障だけでなく、地震や津波、火山の噴火などの自然現象による損傷や運転員の操作ミス（通常は起こりにくい、一旦事故が発生すると、緊張状態になり、人為的なミスが起こりやすくなる）が発生し事故が益々進展することが起こり得る。

#### 5. 事故が進展していくと、潜在的な設計ミスが顕在化することがある。

福島事故でも電源喪失が起こると自動的にバルブが開く（フェイルオープン）あるいは閉じる（フェイルクローズ）安全設計のための仕組みが、状態を把握するセンサーの故障やバルブの駆動機構の機能喪失等が重なって、危険側に働いてしまった。安全設計の仕組みそのものが、事故を最悪の方向へ進ませってしまったことが、いくつもあることが分かっている。

通常の運転状態では、そうした設計上の欠陥は表に出ないことが多いが、原発の安全システムの欠陥は事故が起きてはじめて顕在化しすることがある。非常用電源などは定期的に検査をするが、現実の事故とは同じ条件で確認できていないため、検査では異常がみつからなくても実際の事故では機能喪失することがある。このことは、川内原発でも同様である。

事故とは、事前にわからないから事故なのであって、起きてしまった時にはすでに遅く安全装置が働かないから事故なのである。

#### 6. 福島事故後、沸騰水型（BWR）は1機も再稼働できていない。

福島事故を起こした沸騰水型（BWR）原発は、厳密には事故原因が不明（福島事故の原因は約半分近くの技術的原因が分かっている。）なこともあり、新規制基準の審査が長引いていた。地震動や津波、火山等の自然現象の設計への取り込みに時間がかかっていることも事実ではあるが、そもそも原発で想定している自然現象が最大規模のものであることなど、何も証明されていない。自然現象の規模は、再現期間を長くとればとるだけ大規模になってくること

は、科学的常識の範疇である。

2023年3月の時点でも、沸騰水型原発の審査は無理やり通してしまっているが、実際には、水素爆発対策や格納容器フィルターベントの仕組みおよび炉心溶融後の水蒸気爆発対策など、抜本的な過酷事故対策は全くなされているとは言いがたい。さらに、柏崎刈羽原発では、東京電力のテロ対策の不備や情報隠し、データ改ざんなど、次々と起こる不祥事のため、再稼働の許可がおりていない。福島事故を起こした当事者である、東京電力の社会的信頼は地に落ちたままである。九州電力をはじめ、他の電力会社においても、社会に対して発信している内容を見ると、原発は安全であるとの安全神話の上に「間違った安全幻想」を宣伝しており、信頼されているとは言いがたい。

#### 7. 九州電力は安全性を巡る議論を避けている。

しかし、九州電力においても、玄海原発や川内原発の情報開示や安全性の確認の仕方や説明など、電力事業者としての信頼がおける状況には到底なっていない。安全性の議論を正面から議論する姿勢に欠けており、川内原発の基準地震動も未だに解決できていない。そもそも、震源を特定しない地震動が決められずに、審査が通ることなどあり得ない話である。

#### 8. 福島第一原発事故で発生した水素爆発対策は十分ではない。

##### 8-1 沸騰水型の水素爆発対策は対策になっていない

炉心溶融を起こすと大量の水素が発生する。沸騰水型では、格納容器内には窒素ガスを充てんしてあり、水素が発生しても格納容器内の水素爆発を避けるようになっていた。しかし、格納容器から漏れた水素が原子炉建屋内に充満し1号機、3号機4号機で水素爆発を起こした。2号機は、たまたま1号機の水素爆発で建屋のブローアウトパネルが外れて、建屋から水素が漏れたので水素

爆発を免れた。運転を停止していた4号機は、3号機から逆流した水素が原子炉建屋内で爆発した。つまり、運転中の原発は、系統上つながっている号機を含めて水素爆発を起こし易いことが明らかになった。

そのための沸騰水型では、格納容器内の水素を逃がすため、「格納容器（フィルター）ベント」を水素爆発対策と位置付けている。しかし、福島事故では、格納容器ベントそのものが、建屋内に水素を逆流させてしまい、水素爆発を誘発してしまったことが分かっている。格納容器の隔離弁（事故時に放射性物質の漏えいを抑えるため、隔離弁を自動で閉める機能を持つ）は本来、何があっても安全側に働くフェイルセーフ設計になっているべきだが、福島事故でフェイルセーフが成立しないことが分かり「フェイルセーフの破綻」がはっきりしてしまった。にもかかわらず、隔離弁のフェイルセーフ設計は、抜本的な対策がなされないまま放置され規制基準を通してしまった。原発の安全設計は、技術的に全く信用できるレベルにはなっていない。

## 8-2 加圧水型の水素爆発対策は沸騰水型より危険である

加圧水型の格納容器は直径約40m、高さ70m以上あるが中は空気であり、沸騰水型のように窒素充填していないので、格納容器内での水素爆発は脅威である。にも拘らず、水素の発生量が多くても、格納容器内の水素濃度は、爆轟限界としての約13%を超えないから安全だとしている。そもそも、水素の発生量が正しいか、また水素以外の可燃性ガスの発生を無視しており、水素濃度が均一化する仮定など、確認困難な解析を元に水素爆発は起こらないとしている。水素を処理する静的触媒式水素再結合装置は水素発生量（数百キログラムから千キログラム程度）にくらべて、処理能力（一台、2時間当たり2キログラム程度）が極めて小さく数十台つけても不十分であり、イグナイターという水素燃焼装置などは、故障や操作上の問題が生じた場合には、自爆装置になりかねない。

さらに水素爆発の基準を爆轟基準（約13%）としているが、福島事故の分析

によるとそれよりはるかに低い爆燃基準（約5%から13%の間か）でも爆発事故が起こり得るとされている。

川内原発の水素爆発対策も全く信用できるレベルにない。

#### 9. 原子炉の冷却が不十分であると格納容器の圧力・温度があがり破壊してしまう —格納容器ベントは格納容器の破綻を意味する—

原子炉の冷却が不十分だと、格納容器内の圧力や温度が上昇して、格納容器が破壊してしまう。格納容器は放射性物質を閉じこめるために設置された、言わば原子力安全の最後の砦であるが、高圧高温で破壊してしまう危険性があり、特に水素ガスが過圧の原因になるため、放射能を含んだガスを放出（格納容器ベント）することになる。

そもそも、事故が起きて、放射性物質を格納容器から出さざるを得ないことは、原子力安全の要である格納容器が破綻することを意味している。格納容器ベントは、背に腹は代えられないとした非常用対策だが、「格納容器の自殺」というべきものである。

#### 10. 炉心溶融開始後に原子炉キャビティに水をはる過酷事故対策は水蒸気爆発を誘発する自殺行為である

原発は事故を起こして1時間もすれば、炉心溶融に至り、そうなると福島事故あるいはそれ以上の事故の被害を覚悟せざるを得なくなる。そしてその被害規模には上限がない。つまり、原発は事故を起こすと、その規模はどこまでも広がる性質のもので、それを防ぐ特效薬も存在しない。

特に、川内原発は加圧水型（PWR）であり、原子炉の設計圧力が沸騰水型の約70気圧に対して2倍近い約150気圧であり、また、炉心溶融後に原子炉がキ

キャビティに水を張る行為は、水蒸気爆発を誘発する行為で容認できない自殺行為である。

水蒸気爆発は、高温の溶融物と低温の液体が接触して起こる、物理的な爆発で、化学反応としての水素爆発より規模が大きくなる可能性が高い。電力会社は、過去の水蒸気爆発の基礎的な研究を真摯に調べることなく、「核燃料溶融物は水蒸気爆発が起こりにくい」とか、「水蒸気爆発を起こさせる外部トリガが実機では存在しない」などと、極めて非科学的な言説を繰り返しており、容認できない。

水蒸気爆発の研究結果の解釈において、水蒸気爆発の基礎的研究を実施してきた研究者の意見も聞かずに、実機で原子炉キャビティに水を張り溶融物をその落とすことなど、安全性を全く無視した行為で、労働安全の観点からも違法となる可能性が高い。従来、高温の金属を扱う工場で、よく水蒸気爆発の発生が報告されているが、溶融金属を扱う工場では、高温の溶融金属と水を接触させないことが、唯一の水蒸気爆発防止対策であることは、周知に事実である。

もし、原子炉キャビティに水を張って、水蒸気爆発を起こさずに冷却ができると分かっているなら、ヨーロッパで何十年もかけて開発し、実機に実装しはじめているコアキャッチャー（溶融金属と水の直接接触を避けて、間接的に冷却するしくみ）などなぜ開発したのか、「安全性の観点」から深く考えてみる必要がある。

## 11. 原発はエネルギー規模が桁違いに大きく大量の放射性物質を内包する極めて危険な発電システムである

原発の最も厳しいところは、エネルギー規模が桁違いに大きいことと並んで、大量の放射性物質を内包していることである。仮に、原発が大規模な事故を起こしても、放射性物質を蓄えていなければ、例えば火災が起きてもそのま

ま燃えつくまで放置しておけばよい。しかし、原発は事故を放置すると、とめどもなく放射性物質の拡散が広がり、被害の上限が分からない。国の存続を脅かす（実際に川ソ連は原発事故がベルリンの壁の崩壊につながったと見られる）ような大規模事故も想定される。

福島事故も、使用済燃料プールに事故が拡大しないで済んだため、事故の規模が福島地域に限定されたもので、近藤 駿介（元原子力委員会委員会委員長）氏の最悪のシナリオによれば、東日本が壊滅状態（最悪 250 kmもの範囲に汚染が広がる）になった可能性があった。

## 12. 原発の安全設計思想、「多重防護・多層防護」は原発のような高度に複合的な装置では、大規模事故は防げない

原発の安全対策は、多重防護、多層防護と言われている。多重防護は、ひとつの仕組みが壊れたら、もう一つの同様な仕組みを起動させて事故に備える。それも故障した場合には、さらにもうひとつ同じ機能を持つ仕組みを用意しておく。このように同じ仕組みを何重にも用意することを多重化といい、それを多重防護という。

そして、多重防護において、同一の原理でできている仕組みは、一つの要因で複数の機器が同時に故障し機能を喪失することがありうるので、原理の異なる仕組みを採用する、つまり多様性を持たせることもやっている。

しかし、同じ機能をもつ仕組みを複数用意する多重防護に多様性を持たせたとしても、同一の部品が使われていたり、製造過程で共通の欠陥があったり、系統構成に問題があったり、場所が近かった場合など、ひとつの要因で、同時に複数の仕組みが多重故障を起こしてしまうことがあり得る。地震や津波は、想定以上の過酷な自然や、同じ仕組みであったため、複数ある仕組みが同時に故障したり、ソフトに共通のエラーがあると、共通要因故障（ひとつの要因で、多重故障を起こす）により事故を防げないことがあり得る。実際に起きた



故障等を見ると、一見共通要因などないと思われる2つ以上の故障で、潜在的な共通要因が見つかることもある。

### 13. 多層防護は、事故の発生確率を減らす効果はあるが、大規模事故の発生を防ぐことはできない

多層防護とは、事故の発生から事故の進展、そして避難まで、それぞれ別の防護策を別々に立て、それぞれの対策で事故を緩和・収束するように準備をする。前段で、十分な対策をしても突破されてしまった場合に、次の段の防護策を講じて事故の収束を図る。これは、事故を完全に途中で止めることはできないが、各段階で最善の努力をすることで、言わば「事故の発生確率を下げる」ことを試みているわけで、「大規模な事故を起こさない」ための有効な対策であるかどうかは問うていない。

多層防護も、多重防護も大規模事故の発生確率を下げることを目指しているが、どこまでいっても、最悪の大規模な放射能拡散事故を無くすことはできない。したがって、いつ起こるか分からないが、原発が大規模な事故を起こすことは、覚悟しておかねばならない。

## 【2】原発事故の責任の所在がない

### 1. 福島事故が起き、世界中が原発事故の恐ろしさを身に染みて考えるはずであったが、日本では未だにだれも事故の責任を取っていない

もし、今後いずれかの原発で、大規模事故が起きた時には、だれが責任を負い、だれがその損害を支払うのか？そもそも、突電日常の生活を破壊され、ひとりひとりの直接的、間接的な危険にさらされ、人の一生をその根底から奪う権利がだれにあるのか？政府は、原発の危険性を柵に上げ、地球環境問題やエ

エネルギー自給の観点から原発の積極的な活用を目指しているが、福島事故の廃炉措置など全く先が見えず、環境に出さなくてもよい汚染水（トリチウム水等）を無効 30 年にもわたって垂れ流す計画である。また、環境に流れた放射性物質は今も半減期による減少以外は大量に環境に残っていることを忘れてはならない。

九州電力は、川内原発あるいは玄海原発で大規模事故の発生とその責任の所在をどのように認識しているのか？

福島事故の東電株主代表訴訟では、東電の役員の責任を認め、3 名の元役員に、合計 13 兆円の損害賠償を求めた。各電力会社の役員は、事故を起こした場合に備え、それだけの保険をかけているのか。九州電力は、その覚悟を持って原発を稼働させているのか？稼働 40 年超の運転による事故のリスク増大をどこまで認識し、どこまで覚悟しているのか？

少なくとも、電力事業者は理由の如何を問わず、その責任を真っ先に問われるもので、政府がどのように原発回帰をうたおうが、規制委がどう判断しようが、まず事業者として大規模な事故を起こさないことを確約せねばならない。

この間、九州電力の分科会における説明と安全性に対する姿勢は全く不十分であり、絶対に事故の発生を抑えようとする気概や厳しい姿勢は残念ながら感じられなかった。

## 2. 分科会で、安全性の議論が不十分なわけ

2-1 九州電力はできるだけ客観的に技術的な課題を提示し議論してそれを深めることが求められていたが、技術的な詳細なデータを示すよりは、結論として「問題がないとの主張」をするためにすべての情報を使っているように見える。

九州電力（これは他の電力会社や規制委も同様）は、安全性の確認より、企業機密を優先していることが明らかになった。議論の仕方をみると、九州電力の姿勢は安全性が確認できていないにも関わらず、あたかも「安全であるかのような発言」を繰り返しており、信用できない。別途論じるが、原子炉照射脆化の一連の議論で安全性の議論になっていないことが明らかだ。

2-2 他方で、分科会のあり方をはじめに議論すべきところ、十分に議論をつめずに特別点検の報告に入った。特別点検について九州電力の報告・説明がされ、それに対して分科会委員が質問を繰り返してきたが、議論がかみ合わないまま推移してきた。

3. 事故が起きた時に、原子力規制委員会や国はどのような責任を取るのか？責任の所在も明らかでない中で、「特別点検等の寿命延長を前提にした」ルールを決め、それに沿った検討をするよう県に押し付けているだけで、安全性の基本的な議論をしようとししない。そもそも、「特別点検など」のルールは、規制側が一方的につくったもので、まだ運用を始めて間もない段階で、歴史的にその有効性は証明されていない。あくまで、机上の理屈を積み重ねて「有効性の議論」をしている。中性子脆化による原子炉の劣化や事故時の評価（加圧熱衝撃：PTS など）など、その評価の仕組みも、評価結果も技術的に正しいと言えるレベルにない。そのような中で、特別点検の個別課題を取り出して総合的に評価することなどできるはずがない。

4. 特に、最近政府が進めている再稼働の推進、寿命延長、停止期間を稼働時間から除外することなど、さらに新型炉の開発、革新型軽水炉の開発など、大規模な事故が起こらないとは言えない中で、事故のリスクを飛躍的に大きくしてしまう方針を採用しようとしている。そうした、原発への依存度を

増大させる原子力政策を進めることは、福島事故に対する政府の責任を無視した姿勢で、とても容認できないし、だれも納得しない。

5. 原子力規制の在り方は、原子力規制委員会が決めるとしてきたが、それが怪しい状況になってきている。

政府が一方で原子力推進を基本に、経年劣化による事故のリスク増大を押し付けてきている。それならば、原子力規制委員会が大規模事故を起こさないことを保証しているのか？本来原子力推進とは独立に安全性確保を使命とするべき規制委員会で、一部の委員が、安全性の確保が困難なルール改正には応じられないとして、提起した安全性に関する議論を多数決で押し切った。規制委員会が安全性に関して、そのレベルでしかないなら、再び福島事故のような大規模な原子力事故の再発はとても防げない。

もはや、日本の原子力政策も、規制の在り方も全く信用ができないレベルまで落ちてきてしまった。

6. 九州電力は、当分科会で技術的な議論をしている最中に、分科会を無視して特別点検の申請を出した。あきらかに、分科会の存在を無視した背信行為である。そうした姿勢である以上、分科会の委員の立場として、態度を硬化させざるを得ない。

### 【Ⅲ】 老朽原発の寿命延長と特別点検

1. 稼働から40年経った原発は、プラントのあらゆるところで、劣化や機能障害が起こっていてもおかしくないこと

どのように検査をしようと、特別点検のルールを決めて、検査項目を限定して劣化の状況を把握して、40年時点からさらに20年間運転を継続することが

できるか検査をすとしてしている。「40年超の古い原発」は、様々な部分で劣化や欠陥が発生（顕在化）するだけでなく、潜在的に劣化や欠陥が発生している可能性が否定できない。

したがって、特別点検は、40年経過した老朽プラントの検査をしているのであって新規プラントを検査することとは、全く異なるレベルの検査であるべきことだ。長年使い続けた老朽車は、新車に比べてはるかに欠陥や劣化が発生している危険性が高いことは自明であって、安全性の基本から考えれば「劣化や欠陥があるもの」として扱うのが大原則である。見落としはもちろん、検査していないところは、劣化や欠陥があるものとして評価すべきであり、安易に「非破壊検査の結果欠陥は見つかりませんでした。したがって、この機器の健全性が確認できました」などということは、決して許されない。対象部位にもよるが、原発の主要部位（原子炉、炉内構造物、核燃料関係、一次冷却系ほか主要配管、格納容器、ケーブル、主要建屋ほか）においては、徹底した健全性の確認が必要であり、それが確認できない老朽プラントは、廃炉にもっていくべきである。

2. 原発の寿命40年というのは、科学的技術的な問題ではなく、政策の問題であるとの議論が一部でなされているが、全く間違った議論である。前述のように、ものは古くなると大なり小なり劣化が進む。福島事故を起こしてしまったことを真摯に反省するならば、老朽プラントが事故を起こすリスクは極めて高いものであることを再度認識した上で総合的に評価するべきである。

3. 原発を動かす仕組みは非常に広く特別点検はその中のごく一部である

たとえば、金属製あるいはコンクリート製の部分の劣化だけではなく、ケーブルだけでなく、樹脂など他の部分で使用されている様々な材料があること。特に、電気系統の接点など、膨大な数に上るが、低電圧パワー回路の何

千個も使われているリレースイッチの接点の接触不良による誤作動の検査が項目にすら載っていない。安全系システムの機能がスイッチの確実な動作にかかっているのに。しかも、ものの単なる劣化ではなく、劣化等により故障した場合には、仕組みの機能健全性が失われることになる。

つまり、特別点検は極めて限定して容易に見える範囲の点検しかしていないもので、プラント全体の健全性、機能維持を証明できるものではないことを明記すべきである。

#### 4. 特別点検における目視検査や非破壊検査の限界

老朽原発は、特別点検で想定した部位を、想定した劣化モードが起きているかを、それぞれ、目視点検からはじまって、浸透探傷試験（PT）、超音波探傷試験（UT）、渦流探傷試験（ET）、磁粉探傷試験（MT）、放射線透過試験（RT）などの非破壊検査を用いて欠陥の有無を調べる。この時に、重要な点は

- ① 何をどの範囲まで検査・確認ができるか、やっているか
- ② 非破壊検査の適用限界と精度
- ③ 検査できた範囲、逆に言うと検査できない範囲やできなかった範囲が重要
- ④ 検査結果の記録とその確認方法
- ⑤ 非破壊検査方法によっては検査する人の力量が問われる。
- ⑥ 具体的な事例として、東京電力が 2000 年代はじめに発覚したデータ改ざん問題で

実施していた UT で、欠陥があるのに検出できない事例が発覚した。

以上より、非破壊検査が万全であると考えるのは危険であり、検査できないことがあることも念頭に評価すべきである。

## 5. 材質の劣化、物性の変化は簡単には分からないこと

欠陥の検出ばかりでなく、中性子照射脆化のように、材質の変化を適切に把握することは、簡単ではない。調べたデータと劣化との関係が、技術的な解釈を経て評価されるため、多くの課題がある。例えば、データの信頼性として、試験体の数は十分か？理論的な劣化事象と実際の検査結果はどこまで合っていると言えるか。データのばらつきをどこまで確認できているか、それを評価にどのように取り込んでいるか等々十分な検討、議論が必要である。特に、照射量と脆性遷移温度の上昇の関係など、原子炉から取り出したデータから説明できない値が出されている。この件は、別途詳しく検討するものとする。

## 6. 安全率がない技術基準は有効か

### ① 強度に関する安全率

通常、構造強度評価においては、外力等による発生応力  $\sigma_c$  (机上で計算上求められる値) が、材料の強度限界  $\sigma_s$  (例えば降伏点や引張強度) を超えないことが求められる。設計評価上は、下記を満足すれば理論上はいいはずである。

$$\sigma_c < \sigma_s$$

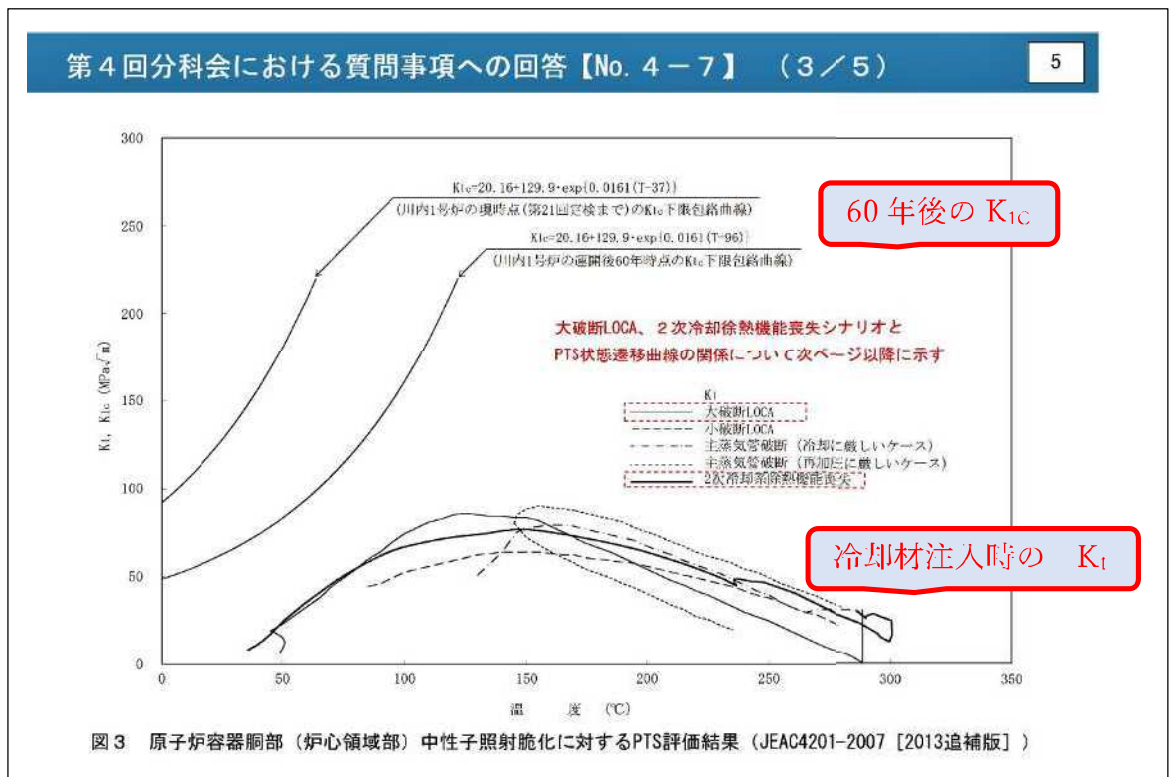
しかし、もし構造物をこの基準で作ったら、かなりの数の構造物で破壊事故が起こることになる。なぜなら、発生応力の計算は、外力がその値を上回ることはないか、計算方法は正しいか、他に考慮すべき外力が発生することはないか、使用したソフトの検証はできているのかなど、多くの不確かな要因が存在する。つまり、できるだけ慎重に、より厳しい条件下で発生応力を求めても、不確定要因が排除しきれないことを考えると、強度限界を一定の 1.0 より大きい係数  $a$  で割って、使用する材料の強度限界を小さく仮定して発生応力と比較する方法が一般的な強度評価方法である。

この時、現実には物を製造する時の欠陥や劣化など、材料側の強度限界の低下も考えられる。したがって、理論的な部分は不十分であっても、その不確かさを十分吸収できるように安全率  $a$  の値を定めて評価している。

$$\sigma_c < (\sigma_s / a) \quad \text{ただし、} a \geq 1.0$$

ここで、安全率  $a$  はどのようにして定めているかということ、当該産業分野で経験上この程度の安全率を考慮しておけば、物が壊れることはないと推測して定めている。

この安全率には、様々な技術的な要因も含まれるが、最も重要なことは、事故を起こさないことであり、歴史的にも事故が起きると安全率は大きい値に修正され、長年事故が起きないと、(十分検証した上で) 安全率を小さくすることもあり得る。さて、原子炉容器の鋼材の照射脆化による破壊靱性値  $K_{Ic}$  に対して、熱応力等の外力である応力拡大係数  $K_I$  が上回らないこととされているが、この基準には安全率がない。いわば安全率  $a=1.0$  でこの複雑な現象を評価している。このパラメータで保守的な評価になっていると言うなら、このパラメータのばらつきがすべて保守的(厳しい側の評価)な評価になっていることが示されていなければ、安全性の証明にはなっていない。現実の照射脆化は、日々刻々と進んでおり、今までのように、「余裕がある」などと安易にいう話ではない。図3参照。

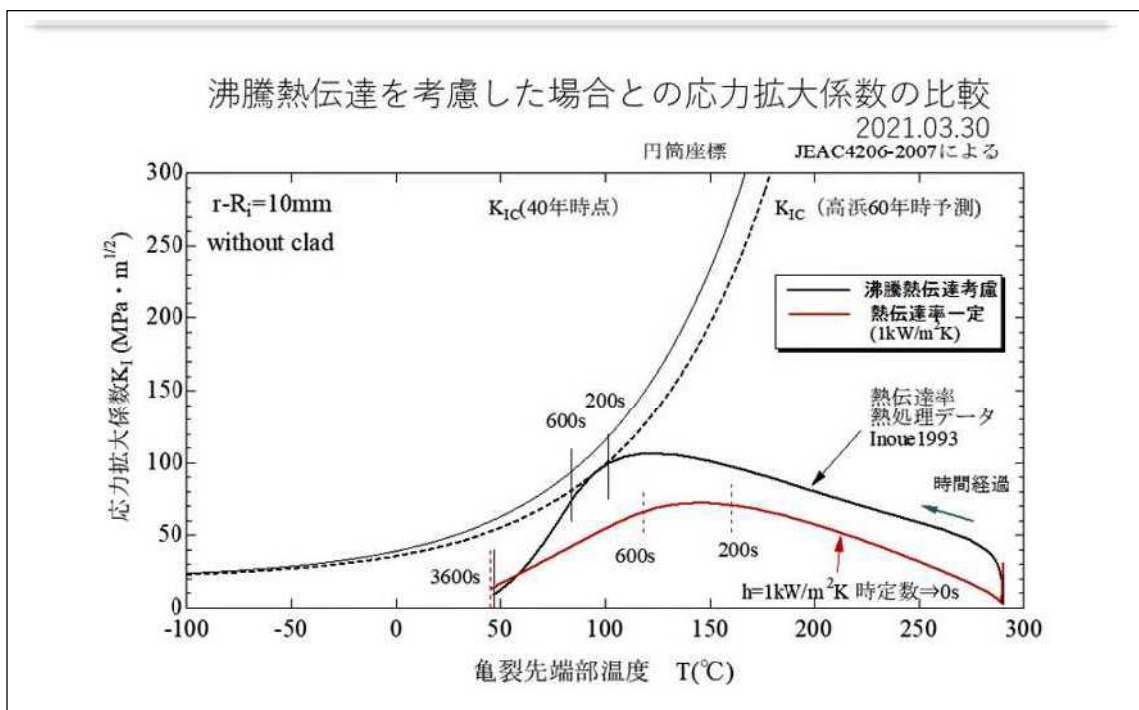




本件の技術評価においては、①中性子照射量と脆化（破壊靱性値の低下や脆性遷移温度の上昇）の不確かさ、②事故時の冷却水の注入による原子炉容器内面の熱引張応力の求め方、③熱応力の算定時に、溶接残留応力を考慮すべきこと。④荷重としてかかる原子炉の加圧と温度条件、⑤流体の流動と熱の伝わり方、⑥鋼材表面の熱伝達率の数値、特に沸騰時の熱伝達率の増加、⑦が容器内面にあるクラッド（厚さ約 5 mm のステンレス製内張）の意味など多くの不確かさがあるが、基準は  $K_{Ic}$  が  $K_I$  に接しなければ亀裂は動かないと評価することになっている。

上記の議論は、継続して次会以降も議論すべきだが、少なくとも技術的な解釈を巡って九州電力はきちんとした議論をしていない。沸騰熱伝達を考慮した場合、応力拡大係数は大幅に大きくなる可能性があるにも関わらず。

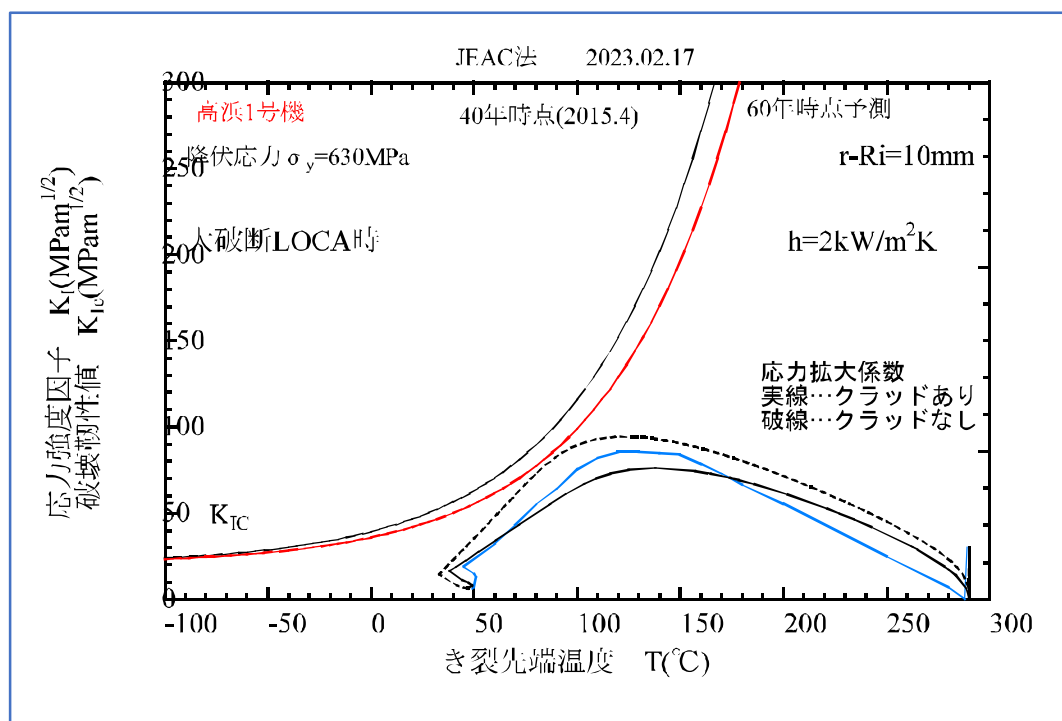
下図は、高浜原発の例であるが、熱伝達率を一定にした  $K_I$  の PTS カーブ（赤線）で、沸騰現象を考慮した計算をすると、図の黒い実線のように、 $K_I$  の PTS カーブが上方に膨らみ、 $K_{Ic}$  のカーブに接してしまうことが示されている。



つまり、様々なパラメータを考慮するか、考慮しないか、クラッドの存在を考慮するかしないかを含めて、純粋に科学技術的な評価の話と、規制基準の話が錯綜している。

そもそも、照射脆化も加圧熱衝撃の技術的評価も何十年も前から課題として議論されてきた問題である。未だに不確定要因を抱えている事実からみると、様々なばらつきをきちんと評価もせずに、ただ「 $K_{Ic}$ のカーブが $K_I$ のカーブに接しなければ安全である」などと言う曖昧な規定が、原子炉容器の安全性を担保しているなどとは決して言えない。

なぜなら、原発の心臓部の脆性破壊発生危険性が問われている問題であるから。



(参考：上図は、川内2号機と同型の3ループ型PWR原発である高浜1号機の場合であるが、熱伝達率を2kW/m<sup>2</sup>K一定として、応力拡大係数 $K_I$ を計算した結果である。

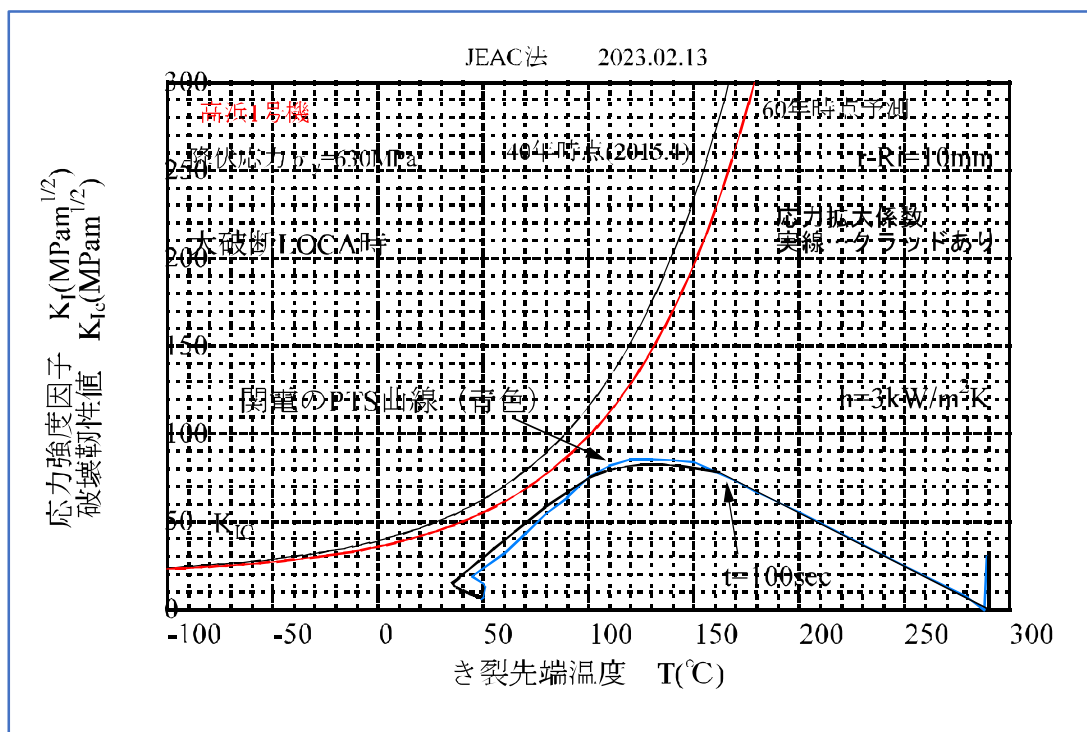
青線は関西電力（電事連が計算か）が、示している  $K_I$  曲線である。

①クラッドを考慮しない場合の  $K_I$  は  $K_{Ic}$  にきわめて近づく。

②クラッドを含めた閃電の  $K_I$  曲線（青）はクラッドを考慮した計算値より大きくなる。これは、熱伝達率を  $2.6\sim 1.9\text{kW/m}^2\text{K}$  としたとする説明と符合している。

③閃電の  $K_I$  曲線の直線部分は、冷却から 100 秒間の数値をプロットしていないためと思われる。

次の図を参照願います。クラッドを考慮した場合の黒い実線は、熱伝達率を  $3\text{kW/m}^2\text{K}$  一定として、計算した 100 秒以降の結果をプロットしたものです。青線と黒線は、ほぼ一致していると思われます。熱物性値などが、電事連の場合とは異なるもの可能性も考慮に入れてよいかと思えます。



【IV】 その他、特別点検で議論されていることおよび議論されていないが議論すべきことの抜粋

1. 特別点検は、劣化項目と対象を限定しているが、実際の原子力プラントはもっとはるかに広い範囲の技術によって支えられている。特に、電気計装系の故障など予測困難な故障を起こす。(参考：2023年1月30日の高浜4号機の制御棒駆動装置の故障が象徴的である。BWRであれば反応度事故への進展の危険もある。)

1. 原発の全物量の内、点検対象になっているものはごく一部である。実際に点検できたものは一部に過ぎない。全体を点検できたとはとても言えない。したがって、例え、有意な欠陥が見つからなかったとしても、健全性が確認できたとは決して言えない。あくまで部分的な点検であり、電氣的な故障などは、予期せずに突電発生し、しかその物的証拠さえ現れないことが多々ある。

1. 検査対象範囲について下記を明確にしたうえで、見えない部分をどのようにして、健全と言えるのか。

a) 接近できない場所

b) 目視できない部分

c) 検査方法の違いとそれぞれの非破壊検査技術の性能と限界。検査担当者の能力

格納容器でそうした説明があったが、限定された塗膜の日視検査で、極めて広い範囲の鋼材の健全性が確認されたということには、ならないと考える。検査の見落としや、見えない部分のデータも部分的であり、実証できていない。特に本来問題にされるべき、溶接継ぎ手部の韌性低下など、示されていない。溶接部は、高熱にさらされその後急冷されることから、脆化が懸念されるものであるが、「欠陥がなかった」というだけで溶接部を含めた健全性が示されているわけではない。

4. 中でも重要なことは、鉄筋コンクリートに埋め込まれた鋼板や鋼棒の健

全性は確認できてないことは、非常に重要である。

5. 予防保全として取り換えた部分について

なぜ、取り換えたのか？過去に何があって、それを予め予防するためにしたなら、その不具合事象をきちんと報告した上で、取替えをすべきである。理由も分からずに取り換えると、同じ原因でまた同じ劣化によるトラブルが起こり得る。劣化要因も分析せずに取り換えたのでは、劣化対策として他への影響を考えると全く不十分なだけでなく、危険ですらある。

6. 劣化モードの重なり合いは考慮しているか？

例えば、同じ部材が、腐食による劣化と疲労による亀裂が同時に起こることはないのか。十分慎重な調査をすべきである。劣化モードを特定して点検することは、対象劣化モードに関してはいいが、他の劣化モードを見落とす可能性がある。特に複合的な劣化は分かっていないことが多い。そうした科学的にも分かっていない現象を、あたかも分かったごとく説明するのは、科学の名を借りた詭弁である。

7. ハードばかりでなく、ソフトも劣化要因として考えるべきである。

特に、40年も前の設計では、現在とかなり違う面もあるはずで、設計の古さといった視点で点検をすべきである。特に、ソフトのエラーが発生した時に安全システムにどのような影響があるかは、検証されていない。

8. すべての点検に言えることだが、点検結果は直接生データを示すことが基本である。特に、目視点検、溶接部の非破壊検査結果、照射脆化の監視試験片の全データなどは極めて重要。亀裂や溶接部の非破壊検査も、極力データを確認するのが、本来の検査であるが、一部データ開示がなされたが、全体としてはそのような報告にはなっていない。

9. 分科会への提出資料で、審査上重要なデータが、企業機密を理由に隠されている。

すべての非開示データ（分科会委員には開示されている）について、一部公表をしたが不十分である。出せないデータはその理由をつけて説明することにしたが、「企業機密」として伏せられているデータで、安全性を確認する上で、重要な解析方法や解析結果などが、企業機密であるとして伏せられたままである。

企業機密があることまでは否定しないが、原発の安全性に関して、その評価手法や結果を示さないことは、安全性に関して証明していないことになる。これは、日本の原子力規制の重大な欠陥であり、規制委員会として、直ちに改善すべきことである。

10. 分科会の場で、企業機密については、一定の理解が得られたといったまとめにしているが、少なくとも私は納得していない。

当分科会が説明すべき相手は、最終的に県民であり特別点検の結果を受け入れるかどうかの判断の主体は、知事であり、最終的は主体は県民である。したがって、開示されなかったデータに関しては、分科会委員としては、自分が納得できるかどうかだけでなく、その内容をデータをもって県民に説明できているかどうかを基本に判断すべきと考える。

データが公表されないことが許されるのは、核物質防護とテロ対策に関する部分だけ（現在の機密事項の範囲は、必要以上に広く、これではテロ等を防ぐことより、安全性を阻害する面の方が大きい）である。企業機密を盾にデータの公表を拒むものは、その部分は技術的な判断はできないことになる。核物質防護の範囲は、核燃料の存在等に限定されおり、原子力発電所では他の安全性

の議論とはほとんど関係しない。むしろ、テロ対策として、例えば建物の入り口の場所など、機密扱いにしているが、そうしたレベルの事項は、調べればすぐ分かるもので、機密にすることにほとんど意味がない。むしろ、非正規の従業員等に建物の入り口の情報を出していないことが、事故の時の安全対策のネックになることを忘れてはいけない。これは、原子力の安全性に関する根幹の問題である。

プラントの健全性、安全性を審査する分科会委員の立場としては、非開示データがある場合には、当該関連項目の評価はできないとすべきである。そうできないと、非開示の情報で安全性が立証されたとした時に、その説明を県民にできなくなるし、そうした企業機密と情報公開の関係の曖昧さが、日本の原子力規制の闇の部分であり、情報のブラックボックス化の温床になっている。基本的な情報の開示なしに、原子力の安全性は担保できないことを知るべきである。

11. 当分科会の場合には、委員からの質問意見そのものをまず示した上で、電力の回答を示すべきである。なぜなら、九州電力が回答を示す時に、質問の主旨を「解釈」した上で回答をしておき、そのために議論がかみ合わないことが多々ある。

本来は質問の生データは、ホームページに開示されるべきである。電力会社の作文だけが公表され、元の質問とその解説が公表されないことが審議の遅れに大きく影響しており、一方的な電力会社の意見だけが、ホームページで公表され、分科会委員の書いた文章が公表されないことは不公平であるだけでなく、なぜそのような質問をしたかという重要な背景情報が分科会を見ている人にも分からないことになる。これでは、きちんとした議論ができないし、重要な課題が骨抜きになる。

## 【V】結 論

特別点検とその健全性評価は、部分的な項目で、限定された範囲と限定された評価項目によっており、原発の劣化に関して十分な情報がえられるとは言えない。また、その健全性を評価する上でも、限られた範囲のデータしかなく、故障や劣化が、事故に進展する可能性を否定できない。とりわけ、過酷事故（重大事故）時の評価条件は、福島事故の反省に立った評価になっていないため、健全性など評価することなどできない。

したがって、川内1，2号機の九州電力の特別点検結果を分科会の場で精査した結果、運転期間を40年超にすることは、事故のリスクを高めるばかりで、安全上容認できないと判断する。

4月10日現在、報告書ドラフトに対してコメントを求められているが、分科会で議論してきた内容が、反映できていない状態では、同報告書ドラフトには反対である。4月6日付の「第11回分科会への追記コメントと第12回分科会に対する事前質問および分科会のまとめについての意見と要望」（4月10日一部修正版）および4月10日付の本「意見書 川内原発特別点検の意義と限界」で詳細を公表した。4月12日第12回分科会にて、分科会の特別点検に関するまとめについて委員の間で、真摯な議論をすることを強く望む。

以上