

『原発再稼働！何が問題か』

2015年3月1日 たんぽぽ舎 山崎久隆

再稼働の問題点

航空機事故や列車事故では、事故原因の究明と再発防止対策が出来なければ運行停止が当然だ。福島第一原発事故は依然として原因が解明されていない。東電でも過去に起きた事故、例えば福島第二原発3号機事故では、原因調査がされなければ再稼働が出来なかったが、今の再稼働議論ではすっばりと抜け落ちているのである。

まして、再発防止など検討の段階にすら達していない。せいぜいが目に見える事故のシナリオに沿った対処方法、すなわち福島と同程度の津波が来ても、それをしのげる程度は対策せよとの旧保安院が指示した緊急対策による補強や防潮堤の建設程度のことしか行われていない。それも、緊急対策では既存の津波対策に機械的に9mを足しておおむね15m程度の高さまで対策をすることとしていたが、川内も高浜も、新規基準に基づき改めて評価をし直したとして、5.7mと9.2mになっている。緊急対策時点より想定波高は低く抑えられているのだから、津波に関しては安全対策が「値切られて」いる。

事故の原因がわからないのに対策など立てられない。それだけではない。吉田所長をトップとして実施された事故対応については、一つ一つの対応、例えば海水注入や消防用水ポンプ、消防車を使った注水、ベント、電源復旧作業など、一つ一つの詳細な検証がされていないのも問題である。

それが無いために例えば、事故対応で何が不足しているのか、炉心の水位を見誤ったのはなぜか、パラメータが正確に分からないときに何をすべきで、何をしてはならないか、などが一切明確になっていない。これでは過酷事故対策など誰にも出来ない。

3. 11以降は、原発で過酷事故は必ず起こり得るものとして、電力会社が対策を取ること最低限の条件である。少なくとも老朽炉を中心に廃炉とすべき原発が確実にいくつもある。特に第1世代及び老朽化により問題のある加圧水型軽水炉と沸騰水型軽水炉は全て動かすべきではない。(敦賀、女川1、島根1、東海第二、浜岡3、美浜1～3、高浜1、2、大飯1、2、伊方1、2、玄海1、2、川内1、2)

それさえ守れない現状では、次の原発震災では日本を壊滅させることになる。国や電力及び「原子カムラ」には繰り返し、それを再認識させなければならない。

事故対策や防災体制なし

米国やヨーロッパの原発では原発の安全性対策と防災体制がセットで機能していなければ稼働できないとする考え方が一般的である。(IAEAの深層防護第5層) それでも形骸化や非現実的体制などの問題が多くある。

再稼働の前提条件としては、過酷事故対策が構築され、仮に福島第一原発事故以上が発生しても、被曝する前に住民を避難できるような体制を国が主導して作る必要がある。しかし実際には地方自治体に原子力防災を丸投げした状態である。いうまでもなく財政規模や人員配置や技術的な能力などからも、実際には住民を守ることが出来ないことは誰の目にも明らかだ。

防災計画を策定するのならば、国が責任を負うべきだが「国と自治体は対等の立場」と言いつつ責任だけを自治体に丸投げしている。これで再稼働するのか、というのが実際のところ。各自治体住民こそが「命を守れない」と立ち上がるべきだ。

再稼働の「順番」とは何か、その合理性もなし

川内原発の再稼働を、規制基準適合性審査を行っている中で最も早く行う合理的理由は何もない。基準地震動の策定を規制委員会の要請どおりに620ガルに設定したので、規制委の優先審査対象になったという。これもとんでもないことではないか。

ところが途中から、火山ガイドラインなど川内原発にとって死活的に重要な安全基準を作るようになったのに、火山の専門家も参加させず、火山噴火予知連が噴火を予知(予測)することが困難として明確に反対を表明していたにもかかわらず、事業者(九電)が火山対策ができるという「作文」を出しただけで通してしまった。川内の次も、なぜ高浜なの

かという説明も、合理的なものは何もない。言うまでもないが電力（エネルギー）不足などでは全くない。おそらく六カ所対策として、プルサーマル原発の再稼働の優先を狙ったものであろう。

どうして原発の再稼働が必要なのか、国のみならず自治体の首長や議会も住民に説明しなければならない。特に立地自治体は周辺の自治体に重大な危険をもたらすことについての責任がある。だから、周辺自治体は立地自治体に対して納得できる再稼働容認の説明をさせなければならない。交付金などの利益を享受する自治体は、重大事故が起きる可能性がある以上、損害賠償についても応分の負担（事故の賠償だけでなく保険金の負担なども含めて）をさせるべきだ。それが再稼働を容認した自治体の責任だろう。それでも原発を選びますか？と問われてもなお、原発を選ぶのだから。

川内原発の再稼働 早くて4月以降に 1月23日 14時55分 NHKニュース

川内原発の再稼働 早くて4月以降に

九州電力は再稼働を目指している鹿児島県の川内原子力発電所について、再稼働に必要な書類を今月中に原子力規制委員会に提出できない見通しになりました。

このため、川内原発の再稼働は早くてことし4月以降になる見通しです。

【後略】

この種のニュースは他にもいくつか流れているが、なぜ書類提出が遅れているかが説明不足で、単に作成に手間取って遅れているだけのごとくに伝えられている。そんなはずがないのであって、実際に起きているのは、構造上の問題、耐震等の評価の間違い、根拠のない、または薄弱な評価結果などが、いっぱい書かれているのではないかと思われる。

特に工事計画認可申請書類の「白抜き黒枠公開」によりデータや解析結果が見えなくされていても、書かれている内容の「厳しさ」には驚かされる。

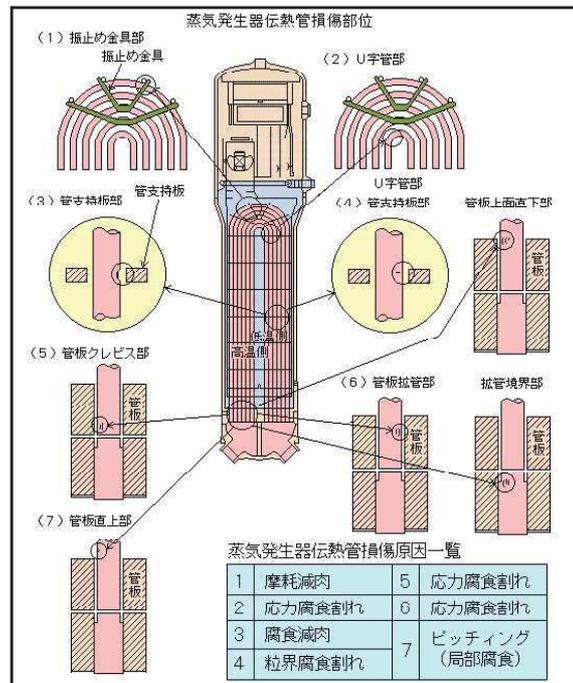
九電が書いているのだから、基準値には十分余裕があるとの内容だと思っていたら、「一次冷却系配管」「加圧器逃がし弁管台」「ECCS配管」「蓄圧注入系統」「余熱除去系配管」そして「蒸気発生器細管」が、基準地震動により生ずる応力値に比べ、軒並み基準値を超えている。一言で言えば「基準地震動でさえ耐えられない恐れが高い」内容になっている。

事業者の解析でさえ、ぎりぎりの強度しか無いことになり、これで安全などと言えるはずもない状態だ。

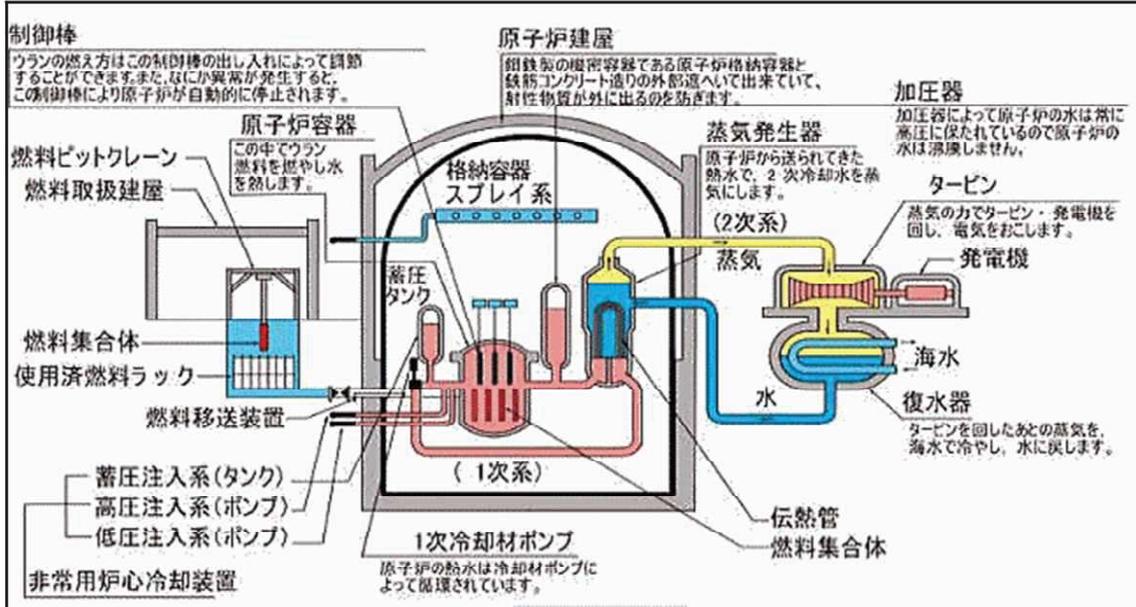
基準地震動の、ほぼ二倍の「1260ガル」程度で、地震と同時にこれら重要配管の多くは亀裂を生じ、破断し、機能を失い、数分で炉心崩壊になると思われる。このくらいの地震は南九州の地震地体構造を考えると、いくらでも起こりえるわけで、これでは合格など出来るはずがない。

特に、蒸気発生器については、川内原発1号機は新しいものに交換したが、2号機は建設当時に取り付けた「F51」型がそのまま付いている。構造上の欠陥と材料の性能不足とで、蒸気発生器細管に減肉やひび割れが多発し、施栓をしてしのいだ代物を、まだ使おうというのだから「論外」というほかない。

実際に、2号機の審査書を見ると、蒸気発生器が最も厳しい応力値になっている。これを「合格」させる「度胸」が、規制委に無いことを真に祈るのみだ。

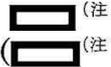
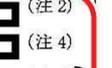


【参考図】 加圧水型軽水炉の仕組み



川内原発工事計画認可申請にみる危険性

1. 制御棒駆動系 挿入時間

荷重条件		Ss 地震時	Sd 地震時	
水平	全引抜き状態	① 2.886	1.285 (1.703)	
	全挿入状態	③  (注2) (注3)	 (注6) (注7)	
	半挿入状態	動的加速度(G)	被覆管: 2.122 接合部: 2.886	1.285 (1.703)
		燃料集合体最大変位(mm)	被覆管:  (注2) 接合部:  ④ (注4) 被覆管:  (注3) 接合部:  (注5)	 (注6) (注8)
鉛直	動的加速度(G)	② 0.746	0.453	

表は、工事計画認可申請の制御棒挿入時刻解析である。ここには見逃せない重大事があった。制御棒は原子炉を止める装置である。地震に遭遇した際、「止める」「冷やす」「封じ込める」という機能が正常に働かなければ原子炉暴走や炉心溶融に至る恐れがある。その最初が「止める」であるが、肝心のデータが隠されているのだ。③と④の位置には、本来燃料集合体の変形を示すデータが記述されている。それが40mmを超えると制御棒が規定時間内に入らない事態となる。JNESの解析では、地震の揺れが1600ガルほどで挿入できない事態になり得るとされている。①にはそれよりもずっと大きな値が書かれている。これは重力加速度Gに対して2.886倍なので、ガルで表現すれば2828ガルになる。JNESでは挿入できなくなるほどの変位が燃料集合体で生じるとされている値なのではないか。もちろん、Ss水平、動的加速度が2828ガル、またSd1259ガル及び括弧書き1669ガルの意味と根拠は何か問われなければならない。その程度の揺れで済む保証などないし、そもそもの基準地震動Ssが小さすぎる。もっと大きな地震に遭遇すれば、さらに重大な事態になるだろう。

②についても大きな問題が指摘できる。Ss鉛直、動的加速度が731ガルに設定された

根拠と S d 4 4 4 ガルの根拠は何か。また、水平・鉛直比がわずか四分の一程度である根拠は何かである。水平：鉛直を 1：1 で解析すべきである。

③の燃料集合体最大変位が非公開なので、規定時間内に挿入できるという根拠が不明なのに、これで工事計画認可申請を通すなどということは許されない。全面公開は当然のこと、計算経過や J N E S の解析との整合性についても十分な検証が必要である。J N E S は不十分とはいえ、実規模試験を経ての解析である。

④の燃料集合体最大変位は、条件によっては高温になった燃料棒同士が激しく衝突するような事態も考えなければならない。制御棒と燃料棒が激しくぶつかり合うような中で、挿入がうまく出来るわけがない。

2. 制御棒クラスタ挿入時間計算について

制御棒挿入の規定時間 2.5 秒に対して S s 地震時には 2.1 8 秒とぎりぎりになるが、これでも過小評価であろう。例えば地震動解析を既往最大の S s 1 6 9 9 ガルあるいは、1 3 4 0 ガルで行えば、明らかに挿入時間は大幅に遅れ、原子炉停止に失敗することになるのは当然である。

第 3-1 表 制御棒クラスタ挿入時間計算結果 (単位：s)

	制御棒クラスタ挿入時間 (注1)	規定時間
通常運転時	1.87 [1.57+0.30]	2.5 [2.2+0.30]
Ss 地震時	2.18 [1.88+0.30] (2.03 (注2) [1.73+0.30]) (注3)	2.5 [2.2+0.30]

(注1) 挿入時間は、原子炉トリップ信号発信から駆動軸が制御棒クラスタ駆動装置のラッチを離れるまでの時間(t₁)とラッチを離れてから全ストロークの 85%に至るまでの時間(t₂)を加えたものである。ここでは t₁ は 0.30 秒を設計値として使用した。
(注2) 時刻歴手法による結果を示す。
(注3) ()内の数値は照射の影響を考慮した値を示す。

3. 蒸気発生器伝熱管の S s 応力評価解析

第 5-2 表 Ss 地震時の応力評価の概要 (D+P_{SAS}+M_{SAS}+Ss) (2/2) (単位：MPa (疲労評価を除く))

解析箇所	一次一般膜応力強さ		一次膜+一次曲げ応力強さ		一次+二次応力強さ		疲労評価	
	(注1) 評価点	P _m 許容値	(注1) 評価点	P _L +P _b 許容値	(注1) 評価点	P _L +P _v +Q 許容値	(注1) 評価点	UI +U(Ss) 許容値
伝熱管	最上段管支持板部	108 334	最上段管支持板部	317 447	最上段管支持板部	531(注2) 492	最上段管支持板部	0.004 1

(注1) 評価点は、解析箇所での評価のうち最も厳しい位置である(評価点については、第 2-2 図を参照)。
(注2) 一次+二次応力強さが許容値を超えているので、疲労評価では簡易弾塑性解析を行っている。
UI : 供用状態 A 及び B における疲労累積係数
U(Ss) : Ss 地震時における疲労累積係数

おそらく、最も厳しい条件になっているのは蒸気発生器細管である。恐ろしいことに、川内原発 2 号機の蒸気発生器は建設時に取り付けられた F 5 1 という型のもので、腐食や設計ミスで細管の破損が多発した、欠陥蒸気発生器だ。1 号機は既に F 5 4 型に交換している。しかし 2 号機は交換工事の申請は既に終わっていたが、工事予定が 2 0 1 3 年度であったところ、3. 1 1 の後に全原発停止にいたり、そのまま交換が行われなまま新規規制基準適合性審査を出し、再稼働の準備工事に入ってしまった。

蒸気発生器の細管は、九州電力の解析でさえ、許容値 IV As を超えている。明らかに失格である。また、「拘束条件下の二次応力との応力強さ」が許容値を超えているのは、細管が固定される管台付近であると思われる。この場所は普段からさびなどがつまりやすく、つまってしまうと細管が振動疲労を起こして破断する危険性が増す。また、触れ止め金具も旧式のもの支持点が少なく応力集中点において減肉や未貫通欠陥が出来やすい。そのようなものを使っている原発を再稼働の第一号機とするなど、およそ常識外である。

4. 加圧器

加圧器逃がし安全弁の発生応力値もIV As を超えている。ここも失格である。加圧器逃がし安全弁とは、一次冷却材の圧力と水位を計測・制御するための加圧器にある、蒸気を

第3-1表 基準地震動 Ss による評価結果(2/142)

評価対象設備	評価部位	応力分類	発生値	評価基準値	備考
			MPa	MPa	
原子炉冷却系統施設	サージ用管台	一次一般膜応力	139	309	
		膜応力+曲げ応力	258	405	
		一次+二次応力	994	552	
		疲労評価	0.169	1	単位なし
	安全弁及び逃がし弁用管台(ヒープエンド)	一次一般膜応力	84	271	
		膜応力+曲げ応力	80	376	
		一次+二次応力	434	339	簡易弾塑性解析を実施
		疲労評価	0.095	1	単位なし
	安全弁及び逃がし弁用管台	一次一般膜応力	139	309	
		膜応力+曲げ応力	236	405	
		一次+二次応力	408	552	
		疲労評価	0.330	1	単位なし

抜いて減圧する装置だ。この管台に亀裂が生じれば、一次冷却材喪失事故になる。また、弁の管台だから、それを止める手立てがない。(加圧器接続配管に仕切弁はない) このように逃げ道のない装置類は少なくともIV As を超えないよう設備を強化してしかるべきだ。

5. 蓄圧タンク注入管台

3. 評価結果
原子炉冷却系統施設の配管の重大事故等時の状態を考慮した場合の耐震評価結果を以下に示す。発生値は評価基準値を満足しており、基準地震動 Ss による地震力に対して耐震強度を有することを確認した。

評価結果(1/3)

評価部位	応力分類	発生値	評価基準値	備考
		MPa	MPa	
ホットレグ	一次応力(ねじりによる応力)	33	83	
	膜応力+曲げ応力	138	342	
	一次+二次応力	229	342	
	疲労評価	0.002	1	単位なし
クロスオーバーレグ	一次応力(ねじりによる応力)	47	83	
	膜応力+曲げ応力	152	345	
	一次+二次応力	236	345	
	疲労評価	0.009	1	単位なし
コールドレグ	一次応力(ねじりによる応力)	12	83	
	膜応力+曲げ応力	141	345	
	一次+二次応力	258	345	
	疲労評価	0.162	1	単位なし
加圧器サージ管台	一次一般膜応力	103	273	
	膜応力+曲げ応力	158	377	
	一次+二次応力	240	339	
	疲労評価	0.709	1	単位なし
蓄圧タンク注入管台	一次一般膜応力	116	276	
	膜応力+曲げ応力	138	378	
	一次+二次応力	531	345	簡易弾塑性解析を実施
	疲労評価	0.117	1	単位なし

蓄圧タンクとは ECCS 緊急炉心冷却装置のうち蓄圧注入系を構成する設備である。安全上極めて重要な設備の注入管台が、ここもIV As を超える応力値であり、評価基準値を超えているのは欠陥である。耐震設計をやり直すべきである。

6. 安全注入設備配管

第3-1表 基準地震動 Ss による評価結果(42/42)

評価対象設備	評価部位	応力分類	発生値	評価基準値	備考	
			MPa	MPa		
配管 (系統別)	余熱除去設備配管	一次応力	116	344		
		一次+二次応力	271	344		
		疲労評価	0.004	1	単位なし	
	余熱除去設備配管サポート	サポート部材	組合せ応力	88	123	
	安全注入設備配管	配管	一次応力	125	344	
			一次+二次応力	407	344	簡易弾塑性解析を実施
疲労評価			0.240	1	単位なし	
安全注入設備配管サポート	サポート部材	組合せ応力	94	152		

次は「安全注入設備配管」というのだが、一般にECCS系統である。ところがこれが、どこのことを指しているのか正確には分からない。また、この応力発生値は具体的に系統中の、どのポイントにおいて記録されたものなのかも分からない。極めて異常なことである。そもそも、安全注入設備配管でIV As を上回る応力を生じさせているのは異常であるとしかしいようがない。耐震設計そのものをやり直し設備交換する必要がある。

7. 一次冷却系設備配管等

第3-1表 基準地震動 Ss による評価結果(41/42)

評価対象設備	評価部位	応力分類	発生値	評価基準値	備考	
			MPa	MPa		
配管 (系統別)	一次冷却設備配管	一次応力	111	339		
		一次+二次応力	378	339	簡易弾塑性解析を実施	
		疲労評価	0.516	1	単位なし	
	一次冷却設備配管サポート	サポート部材	組合せ応力	105	152	
	主蒸気設備配管	配管	一次応力	163	315	
			一次+二次応力	256	336	
主蒸気設備配管サポート	サポート部材	組合せ応力	120	152		
主給水設備配管	配管	一次応力	116	380		
		一次+二次応力	493	425	簡易弾塑性解析を実施	
		疲労評価	0.293	1	単位なし	
主給水設備配管サポート	サポート部材	組合せ応力	93	123		

原子炉に直接繋がる配管系で、IV As を超える応力発生値を記録している。この原発はそもそも欠陥路であることが、ここでも明らかである。およそ原子炉に直接繋がる配管系がSsでIV As を超える応力を有すること自体、認められるものではないからだ。

JNESの実験で、一次系の配管は曲がっている部分(エルボ部)が最も脆弱になるが、基準地震動の5倍程度まで持つとされている。しかしその基準地震は設置段階のものだ。川内の場合は半分程度の375ガル。つまり620ガルに上がっている今では、おそらく二倍ほどで破断する。となると、その程度の耐久性しかないことになる。もちろんこれは配管が健全であることが前提だ。亀裂があり、減肉があれば自動的にその分割り引かねばならない。脆弱すぎる原発の再稼働など、推進派こそが拒否すべきことなのではないのか。

応力-ひずみ曲線などを見れば分かるとおり、3 As とは弾性変形範囲、つまり変形しても応力がなくなれば元に戻る。しかし4 As は塑性域に入っており、変形してしまうと歪

みが残ってしまう。それを超えていくとなれば、あとは破断する点まで何処まで持つかといったことになる。破断点は材料でおおむね決まっているとはいえ、腐食、亀裂、施工不良等で実際にはかなり強度不足を引き起こす場合もある。

高浜原発パブリックコメントへの意見

国は一体いかなる意見を聞きたいのか

パブリックコメント（パブコメ）とは、行政が行う様々な施策に関して広く一般に意見を問うために行われる。その意見聴取に予め条件を付けるなど間違っている。全く関係のないと思われる意見でさえ、主張する人には関連があると思う根拠があるのだから、行政側は真摯に答えねばならない。ところが原発のパブコメは、最近「科学的・技術的な意見に限る」などと制限を加えている。要は大量のコメントが寄せられるのに辟易したということなのだろうが、パブコメの趣旨を逸脱する行為だ。

高浜でも、パブコメの案件名そもものが「関西電力株式会社高浜発電所3号炉及び4号炉の発電用原子炉設置変更許可申請書に関する審査書案に対する科学的・技術的意見の募集について」とされている。技術的な問題点についてのみ意見を聞くという姿勢だ。

言うまでもなく高浜原発の再稼働問題は、立地住民や隣接市町村住民のみならず、遠くは250キロも離れた地域の住民をも危険にさらす。それは福島第一原発事故を見ても明らかである。ところがパブコメのテーマは審査書案に書かれている事柄の「科学と技術」だとされる。

地域住民にとって最も重要な問題は「避難計画の実効性」である。一体逃げる事が出来るのかどうか。

昨年末から今年にかけて福井県地方は大雪に見舞われて市民生活に重大な影響を与えた。このとき同時に原発事故が発生していたらどうだろう。規制委はそれに答える事が出来るのか。

音海半島は唯一の道が原発の真横を通る。田ノ浦トンネルを通過して半島の外に出る唯一の道は、原子炉からわずか300mしか離れていない。原発事故が起きれば直ちに高い放射線の影響で封鎖されるであろう。

どのようにして避難することが出来るのか。規制委は代替避難ルートを示す必要がある。

理想的な条件の下での推定でも『30キロメートル圏内に住む福井県四市町 55,000人の90パーセントが30キロメートル圏外に避難するまで最長11時間10分もかかる。最大20,000台の自家用車が移動し大渋滞を引き起こすと想定されている。放射性物質が拡散する中、被爆せずに避難させる実効性ある計画の策定支援を原子力規制委員会がすべきである。（東京新聞12/18朝刊）』とされている。若狭湾は年間何日も雪が降るし、低気圧の通過や台風などで海が荒れれば、海岸沿いの道は通行不能になる場所が随所に発生する。この対策も無い。

立地住民だけではなく、影響を受ける地域の住民の声を聞くべきである。

また、高浜原発が事故を起こせば、その高線量放射線が大飯、美浜、敦賀原発や「もんじゅ」にも及ぶ。波及的事故の拡大も想定し、対策を取らねばならない。

これらの点についても明確に示されていない。

MOX燃料を使っている4号機の規制基準適合性審査とは

4号機に装荷されているウラン・プルトニウム混合酸化物燃料（MOX燃料体）については、243ページの「臨界ほう素濃度の設定根拠」の項目に出てくるだけである。しかしMOX燃料体にはウラン燃料体とは異なる多くの問題がある。次のような点について、どう考えるのか示さねばならない。

1 溶融点低下と崩壊熱の大きさの問題

MOXの燃料の溶融点はウラン燃料と比べ約80度低い。しかし事業者は運転中の燃料温度がせいぜい1800度あまり。十分余裕があるという。けれども福島第一原発事故を経験した今では、全く異なる問題に直面していると言わなければならない。

運転中に地震や津波などの外部要因で過酷事故が起こり、燃料が冷却できなくなると、炉心溶融の危機に直面する。その時残された対処時間は、MOX燃料が多ければ多いほど

結果的に少なくなる。

福島第一原発3号機もプルサーマル原発だった。3.11のときに32体のMOX燃料を抱えたまま被災した。その結果、炉心が崩壊し大量の放射能を放出したのだ。果たしてMOX燃料の存在がどの程度影響を与えたのかすら分かっていない。

福島第一3号機の燃料は従来の予想よりも早く高温になり崩壊したことが明らかとなってきた。NHKは特集番組で、燃料の高温原因は「ジルコニウム-水蒸気反応」が大きな理由としているが、そのためには高温環境がまず存在しなければならない。崩壊熱はプルトニウムを多く含むMOX燃料の方が大きいから、炉心が冷却水の上に出た状態で十分水蒸気がある環境が作られれば、あとは燃料そのものの温度が高ければ高いほど、時間的に厳しくなる。つまりMOX燃料は炉心崩壊を加速させたとみられる。

福島第一原発はまだ全炉心の6パーセント（548体中32体）だった。三分の一炉心の予定だったから、最大で180体のMOX燃料を入れる計画だった。まだしも少なかったので事故の程度も他号機とそんなに大きな違いはなかったのかもしれない。もし180体（または三分の一炉心）のMOX燃料が入っていたらどうだったか。その分析と議論が、先に必要なのだ。

2 核爆発により近づく原子炉

二点目の問題は、制御棒が効きにくいことだ。

原子炉内を飛び回る中性子の数は、臨界状態では常に一定になるが、ウランだけの燃料とMOX燃料では、プルトニウムを吸収する効率（中性子断面積）が違う。プルトニウムのほうがより多くの中性子を吸収するので、臨界状態で炉心を飛び交う中性子の数が比較的少なくなる。反面、中性子を吸収する制御棒やほう酸の寄与率が小さくなる。そのため、MOX燃料を使う場合はECCSの一つ、蓄圧注入系統のほう酸の濃度を高めている。つまりそれだけ厳しいことが前提になっている。しかしこのポンプは駆動用電力が無くなれば起動しないからステーション・ブラックアウトになった段階で、ほう酸の投入が出来ない。

大規模地震が起きた場合など、ほう酸注入系の配管が破断するなどしたら、さらに危機的状态になる。

原子炉を冷却するために大量の水を投入する場面が福島第一原発でもあったが、その際に海水にほう酸を混ぜて投入した。通常の配管からの注入はできなかった。ほう酸注入用の系統はポンプが駆動しなければ入らない。そのため海水を注入する際にほう酸を混ぜて投入したのだが、高浜などでは冷却用の水を入れれば入れるほど、ほう酸が希釈される問題が起きるが、その解決方法は示されていない。

大規模な地震の際には制御棒も挿入失敗する可能性が高い。その結果、原子炉は暴走する可能性がある。

3 制御困難な原子炉

炉心の中を飛び交う中性子には二つの種類がある。そのうち少ない方、0.6%程度の中性子は核分裂から1秒ほど遅れで出てくる。これを「遅発中性子」と呼ぶ。その他の核分裂の直後に出るものは「即発中性子」である。

緊急時に制御棒を挿入し、中性子を吸収して原子炉を止めることを「スクラム」というが、この時には3秒以内で制御棒が入る。しかし即発中性子は数万分の1秒で生成されるので、これを吸収するには間に合わない。

そこで遅発中性子が意味を持つ。核分裂反応は0.6%の遅発中性子があって初めて臨界状態を保っているのだから、制御棒が挿入されると、この中性子が制御棒に吸収されることで核分裂に寄与する中性子の数が減る。これが原子炉を制御可能にしている。即発中性子だけで臨界状態になった場合を特に「即発臨界」という。この状態では原子炉の制御は出来ない。

問題はMOX燃料の場合は遅発中性子の割合が小さいため、ウラン燃料だけよりも即発臨界に近い状態で運転していることだ。

電力会社などは「運転中にもプルトニウムは生成されているのだから事情は同じ」と言うが、これは全くのうそ。

MOX燃料を入れるということは、最初から核分裂性物質にプルトニウムを多く含む状態で起動される。原発は燃料を入れて一年間ほど交換なしで運転を続けられるが、これは

1年分の核分裂性物質を、あらかじめ燃料に入れているということに他ならない。プルトニウム239とウラン235が主なものだ。

従って初期の頃は燃料の核分裂性物質が「暴走状態」にならないよう、制御棒を一部挿入し、さらにガドリニウムやほう酸など中性子を吸収する物質を入れて運転する。ウランだけの燃料に比べプルトニウム燃料を含むプルサーマル運転では、制限値からも近い位置で動いている。つまり「安全余裕」を食いつぶしているのだ。

それでも問題なしとされてきたのは、炉心崩壊するような過酷事故は起こらないと決めつけてきたからではなかったのか。

高浜原発周辺の危険な地質を見逃している

高浜原発の近くにある青葉山は、若狭富士と呼ばれる風光明媚な山だが、有史以前のある時に山体崩壊を起こし、ふもとが岩屑雪崩（がんせつなだれ）に襲われた。周囲や若狭湾内には岩屑雪崩により崩れた岩石が沢山見られる。

近年、地震や風水害に伴う山体崩壊、あるいは深層崩壊の危険性が指摘され、日本各地で災害が発生している。短期間に大量の雨が降ったり、強力な地震に襲われれば、思いもかけないところが土砂崩れに襲われることが繰り返されている。

2008年6月14日の岩手・宮城内陸地震（マグニチュード7.2）では深層崩壊が発生し、ふもとに岩屑雪崩による大きな災害を引き起こした。このときには防災科学技術研究所、一関西観測点（岩手県一関市巖美町祭時）で4022ガルの揺れを観測している。特徴は、水平動が1433ガルに対して上下動が3866ガルに達したことである。重力加速度の4倍近い揺れが、山体崩壊を引き起こした。また、揺れの衝撃力に相関関係が強い「速度」は316カイン（センチメートル毎秒）というとてつもない大きさであった。このような巨大な揺れにより、山体はトランポリンのように跳ね上げられ、地盤が限界を超えてしまい、粒状化して崩れたものと考えられた。同様の地震が高浜原発を襲った場合、後背地の山体が崩壊し、原発の建屋も破壊される危険性がある。

事業者はこういった危険性について何ら対策を取っていない。規制委員会も、さしたる根拠もなく、そういった危険性を指摘せず、事業者の主張を認めている。

2014年8月豪雨による広島市の土砂災害では、局地的な短時間大雨によって安佐北区可部、安佐南区八木・山本・緑井などの住宅地後背の山が崩れ、同時多発的に大規模な土石流が発生し、死者74名、重軽傷者44人という過去三十年間で最も大きな災害になった。

8月19日11時から20日6時までの総雨量が243.0mmを記録するなど、24時間雨量としては過去に例が無いほどの短期間記録的大雨が原因であるが、山崩れの現場から住宅地までが非常に近かったこと、長期間の長雨で地盤がゆるんでいたことも要因としてあげられる。

高浜原発も、周囲を山に囲まれ、近くの青葉山や山裾に広がる区域も加えて土砂崩れ危険地帯である。

岩手・宮城内陸地震や広島市の土砂災害のような規模の土石流災害に見舞われて、炉心の冷却が継続できるとは到底思えない。土石流に襲われれば原子炉建屋やタービン建屋等が崩壊するであろう。その結果、原子炉格納容器、原子炉圧力容器、加圧器あるいは蒸気発生器等が破壊される。

原子炉容器が倒壊し、又は傾いたりすれば原子炉容器内の燃料集合体や制御棒及び安全保護装置類は衝撃によって変形又は損傷することは避けられない。そうなれば制御棒の挿入は不可能である。同時に主蒸気管、主給水管などの一次系及び二次系の配管も同時に破壊されるため、一次系、二次系冷却水が全て失われる。制御棒の挿入も出来ず、冷却水を喪失した原子炉は暴走する。

燃料棒は短時間のうちにメルトダウンし、圧力容器を突き破って大気中に放出される。同時に水素爆発や水蒸気爆発あるいは即発臨海による核爆発等が生じ、大量の放射性物質を環境中にまき散らし、発生した原子雲が広範囲に拡散していく。

重大事故の防止技術

過酷事故対策については、その対策要員の確保を含む、事故を収束させるための体制が整っているとは到底言えない。

福島第一原発事故の教訓の一つに、高線量環境下で事故対応に当たる人員の安全確保並びに十分なパフォーマンスを発揮することの困難さが指摘できる。

戦時中の軍隊ではあるまいし、人命を軽視して作業をさせるなどあってはならないのだが現実に福島第一原発事故においては、そういった現実に直面せざるを得ない事態となった。

空間線量が400ミリシーベルト毎時を超えるなどといった観測データが存在するところで作業などできるはずがない。そのような過酷な状況に陥った場合の対応はいかなるものとなるのか、残念ながら規制委は回答をしめさない。事業者に対して、そのような事態になったらどうするかを検討させもしない。結局起こらないことにしてしまう安全神話がまたしても頭をもたげてきている。

一度起きたことは、繰り返すとみて対策するのは、安全対策の基本である。起こらないようにするだけではなく、起きてしまった場合でも十分対処できる対策を準備すべきである。

福島第一原発所長だった吉田昌郎氏の政府事故調に対する陳述書(吉田調書)を読めば、いかなる事態になるかが想像できる。

吉田氏は2号機の原子炉水位が急激に低下して危機的状況となった、事故発生4日目の2011年3月14日夜から3月15日朝にかけての印象を「完全に燃料露出しているにもかかわらず、減圧もできない、水も入らないという状態で、私は本当にここだけは一番思い出したくないところです。ここで何回目かに死んだと、ここで本当に死んだと思ったんです。」と述べている。そして「放射性物質が全部出て、まき散らしてしまうわけですから、我々のイメージは東日本壊滅ですよ。」とまで危機的状況であったことを明らかにしている。

事故発生当時、福島第一原発では、東電社員755人、協力会社5660人ほどの作業員がいたとされる。15日早朝の時点でも、この中の720名程度の人員が残り、事故対策に当たっていた。そして15日の朝、4号機で爆発が起きた。東電と政府関係者は2号機が爆発したと考えたようだ。放射線量が時間あたり1万マイクロシーベルトを超えて急上昇し作業員650名の、福島第二原発への退避が始まった。この時点で退避したものには現場の責任者であるグループマネージャーや運転員も含まれていた。そのため残された70人では、この日の午前11時すぎまで原子炉の圧力や水位の計測すら不可能となっていた。過酷事故対策どころか、原子炉の状態をつかむことさえ不可能になっていた。現場は一時管理不可能な状態に陥ったのである。その後、原発周辺の線量が下がりはじめ、少しずつ幹部職員や運転員を戻して、事故対応を続けることができたが、それは僥倖でしかない。

これが福島第一原発事故の教訓である。これを踏まえて高浜ではどのような検討をし、どのような対応を準備しているのか。審査書案では何ら読み取ることが出来ないのである。

具体的な記述の全く存在しない案を公表されても判断できるはずがないのである。どのように読めば福島第一原発事故を教訓として、「繰り返さない準備」をしていると読めるのだろうか。

高浜では危機的状況になっても7日間は補給無しで対処可能と書かれているが、人員の交代もなく7日間も対応することなど実態としては不可能である。原発に通常勤務する従業員は日勤にしる夜勤にしる交代要員はいない。連続して16時間程度しか働けない。7日間もぶっ通しで対処せよと本気で考えているのならば、それだけで違法だ。

基準地震動

高浜原発の基準地震動は、700ガルとされている。しかしこれは日本で原発が過去に遭遇した地震動の中でも小さい部類になる。最も大きな揺れを観測したのは、2007年7月の柏崎刈羽原発で、解放基盤表面の地震動記録1699ガルと、とてつもないものだった。

高浜の基準地震動は700ガルとされているが、これは全く信用できるものではない。

高浜原発は、ストレステストにおいてクリフエッジ(これ以上の応力が掛かると安全上重要な設備が損傷する)を1260ガルと設定した。事業者自ら「冷却機能が喪失し、炉心損傷を経てメルトダウンが発生する危険性が極めて高く、メルトダウンに至った後は圧力上昇による原子炉格納容器の破損、水素爆発あるいは最悪の場合には原子炉容器を破壊するほどの水蒸気爆発の危険が高まり、これらの場合には大量の放射性物質が施設外に拡

散し、周辺住民が被ばくし、又は被ばくを避けるために長期間の避難を要することは確実である」と認定している。

日本の地盤、地質構造は、地下の震源断層面から生ずる力が伝播する際、増幅、減衰、周波数変換など複雑な変化を起こす。同じマグニチュードであっても二つと同じ地震はない。震源断層の面積が仮に正確に予測できたとしても、そこから生ずる地震動を、特定の地点において正確に予測することは到底不可能である。

まして震源断層の大きさや移動距離さえ予測困難なのに、断層の長さから確定的にマグニチュードを割り出し、そのエネルギーをもとにして特定地点の地震動を「予測」することなど極めて困難だ。せいぜい、ある幅を持って想定することしか出来ない。ならば想定幅が存在するはずであり、その幅は例えば700ガルを中心に+2倍程度(1400ガル)を見る必要があるのだ。

マグニチュード6.8という中程度の地震にもかかわらず柏崎刈羽原発では基準地震動を遙かに超える1699ガルもの揺れを観測した。それならば高浜原発もFO-A～FO-B、熊川断層系が連動して動く場合、1600ガル程度の揺れに襲われると考えるべきなのではないか。

これだけの揺れに襲われれば、まず電源系統は送電線はもとより所内変圧器、メタクラ、配電盤などが全て破壊される。また、制御棒も正常には挿入できない。燃料の変位も大きく、ATWSを避けることは出来ないであろう。また、配管の一部、特に残留熱除去系など比較的ノズルの耐久性が少ない配管は破断してしまう。その結果、LOCAが発生する。暴走状態での冷却材の喪失は、福島第一原発事故をも超える大惨事になる。

700ガルを2倍以上超える地震動でも健全性を維持できるように、規制委は事業者を指導するべきである。

炉心損傷防止対策

炉心損傷を防ぐ手段として、加圧器逃がし弁を使った一次系減圧と炉心注水を行うとしているが、減圧を行っても注水に失敗すれば福島第一原発事故を再現する結果となる。

炉心水位などのパラメータが読めない中、炉心に水を入れるのが先か、減圧が先かで争ったのは現場と斑目安全委委員長だった。圧が高ければ入らないから、まず逃がし弁を開いて圧を下げるよう主張をしたのは斑目氏、それに対して水が入らなければ炉心溶融を起こすと危機感を持ったのは現場だった。

実際には圧力が高く水は入らず、しかも減圧もスムーズに出来ない事態になり、意図せず圧力容器から蒸気が抜けて減圧してしまう。

減圧したとき、消防車からの注水が十分行われてはならず、結局LOCA、冷却材喪失状態となった。

ところが規制委は高浜の過酷事故対策でも加圧器逃がし弁を開き減圧し、注水するとしている。これは福島第一と同じ手法であり、事故対策としては最悪の事態を招きかねず危険である。

一次系を減圧をせずに炉心に注水できる設備を追加するべきだ。そのためには、沸騰水型軽水炉にある原子炉隔離時冷却系と同様に、炉心から出る熱を元に二次系の蒸気で駆動し一次系に注水できるタービンポンプを追加で設置すべきである。

全交流動力電源喪失対策

一次系の冷却については、一次系の冷却ポンプが停止後は、自然循環による冷却に移行するとされている。循環が成立するためには冷却材に気体が存在してはならない。気体があると蒸気発生器の細管に入り込み、循環を止めるからだ。しかし原子炉損傷後には大量の水素ガスや不活性ガスが発生するため、自然循環は成立しない。従って、炉心冷却のためには一次系の配管から水素などのガスを取り除く設備が必要である。

また、電源を喪失するとポンプは使えないためECCSの高圧注入系も動かない。これでは冷却水の水位を維持できないので、過酷事故においても発電できる設備を追加で設置するべきである。あらゆる段階で電力を維持できる設備が設置されない限り、事故を回避することは不可能である。実際に福島第二原発、東海第二原発、女川原発は全て外部電源ないし非常用ディーゼル発電機が駆動したので危機を回避できたのである。

高浜原発と防災

「福井県高浜町」というのが高浜原発の立地点の地名だ。しかし高浜原発に近いのは福井市でも敦賀市でもない。たった3 kmで県境の京都府や、40 kmほどの兵庫県のほうがはるかに近い。(福井市まで約90 km)「県の同意」を「福井県に限る」とした関電の主張は、県境で放射能が止まるならば妥当かも知れないが、福島第一原発事故を見れば明らかなおろ、あまりにむなしい主張である。

京都府舞鶴市は、重大事故が起きれば直ちに避難する5キロ圏内だ。

実効性のある避難計画を作るためにも、原発からの影響を受けやすい地域を行政区域や距離に関わりなく組み込んでいくことが、原子力防災の基本である。ところがこの国では、常識が通用しないのだ。

原子力防災とは如何に被曝を避け、危険を回避することが出来るかに係っているのだが、真逆のことをしてきたのが実態だ。

政府事故調のヒアリング結果が一部公開されているが、驚くべきやりとりが証言にあった。

事故の翌日に当たる12日、福島県は突然、三春町の担当者に電話を掛けてきてヨウ素剤について「配布済の安定ヨウ素剤を回収する」ように強硬に主張した。医師が立ち会って服用することができる体制が取られていないことを問題にしたようだが、最後まで県はヨウ素剤の服用を指示しなかった。

原発から離れた県庁には、そういう危機感が何もなく、県の指示に従わない自治体に対する締め付けだけがあったことを意味している。