

BWR臨界事故と日本の原子力安全文化

小林圭二

2007年3月15日、北陸電力は、昨年11月30日の全電力会社に対する保安院の指示による過去のデータ改ざん、手続き違反事例調査の一環として技術系社員にアンケートを実施した結果、一社員の告白により、約8年前の1999年6月18日、志賀原発1号で、予期せぬ制御棒引き抜けが起こり、臨界に到った事故のあったことを公表した。

これを契機に、他の原発でも、同様の制御棒引き抜け事故が過去に発生していながら隠されていた事実が次々表面化し、現在、全国の沸騰水型原発で合計10回の発生例が明らかにされている。

一連の事故は、核分裂連鎖反応の制御という原発安全性の基本にかかわる重大な問題であり、沸騰水型原発に共通の構造的欠陥があることを示した。さらに、これらの事実を長年隠し続け、その結果、同様の事故が電力会社をまたがって広がっていたことは、「原子力安全文化」が空文句であり、最初から崩壊していることを示している。

1、事故の概要^{1) 2)}

(1) 事故のきっかけ

1999年の定期検査中に、苛酷事故時の対応策の一つとして「原子炉停止機能強化工事」が実施された。改造工事により強化された機能を確認するため、制御棒を1本だけ選んでスクラム（原子炉緊急自動停止）させるテストの準備が行われていた。その1本を引き抜く前に、全挿入させておく残り88本の制御棒が、スクラム信号によって「過挿入」にならないよう、制御棒の駆動水を出し入れする弁を次々閉めていった（「隔離」）。その途中で、全挿入されていた89本の制御棒のうち、3本が下記のように引き抜けた（図1）。

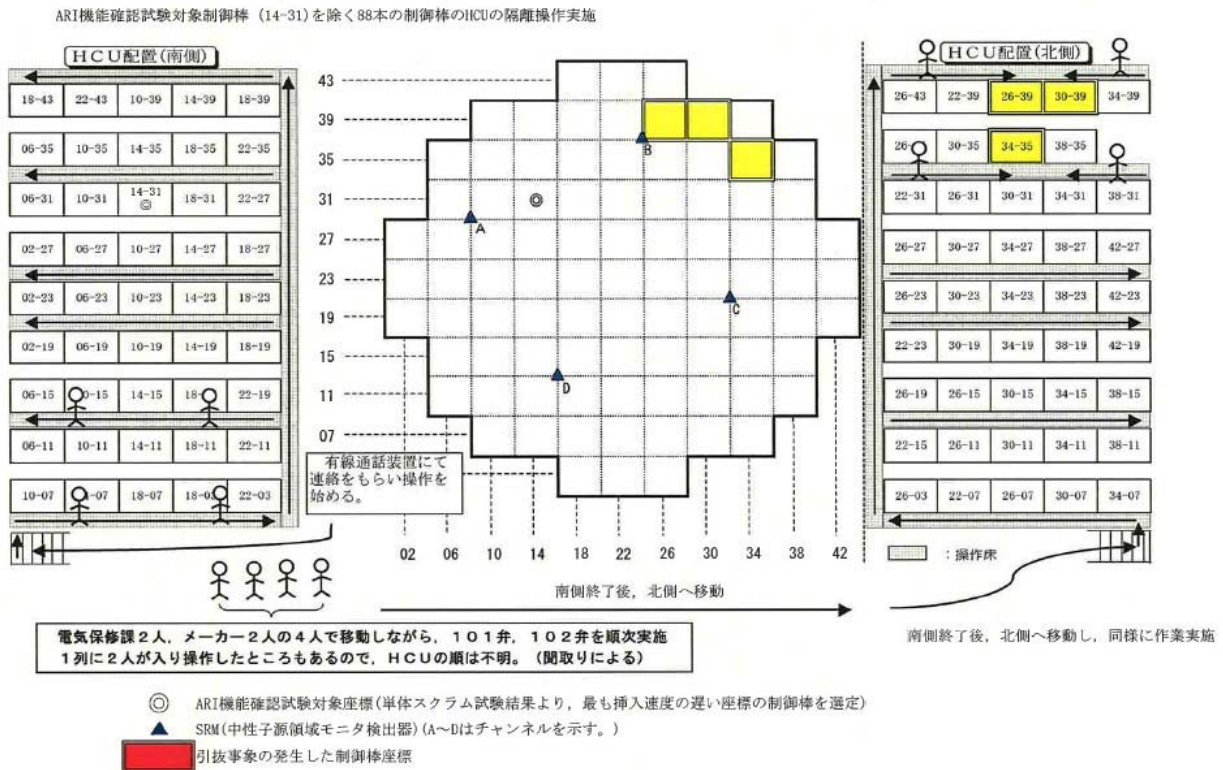
- ① 「26-39」制御棒 引き抜け距離 約120cm（16ポジション、48で全引抜き）
- ② 「30-39」制御棒 同 約150cm（20ポジション）
- ③ 「34-35」制御棒 同 約60cm（8ポジション）

なお、このテストは、「単体スクラム試験」と呼ばれ定期検査中に必ず実施する定例の別の試験に続いて行われた。したがって、通常、「単体スクラムテスト」後に行う復帰措置の（原子炉-CRD冷却水ヘッダ間差圧高/低警報の措置の回復）は省かれている。これが事故発生の防止を妨げる一因となった。

(2) 事故の経過

社員の一人が所有していたアラームタイパー記録のコピーによると、最初の制御棒が抜け始めてから76秒後に「起動領域モニター（SRM）」が振り切れ、直後に「中間領域モニター（IRM）」も振り切れてスクラム信号を発した。

図1 ARI機能確認試験時の隔離操作（101，102弁操作）実施順序（推定）



しかし、スクラム弁は開いたが、その先にある制御棒挿入用の弁が閉じられていたため、原子炉は停止できなかった。もっとも、スクラム時に水を高圧で送るアクキュムレーターは空にされていた。運転員がスクラム信号に気がつき、当直長が現場の作業員に弁を開けるよう指示、3本を挿入して事故は終わった。この間、約15分にわたって臨界状態が続いた。

(3) 事故後の対応

① 当直長は発電課長に連絡、発電課長は所長以下関係者に連絡し、所長以下14名が事務棟の緊急時対策所に集まり協議した。

協議のなかで多くが“大変なことが起きた”と認識したが、この事故情報が外に漏れると、2ヶ月後の志賀2号機着工が遅れることと、4日前にわかった非常用ディーゼル発電機クランク軸ひび割れへの対応に追われ、1号機の運転開始にも障害になることを恐れ、所長の判断で隠蔽を決めた。

この席で、原子炉主任技術者（発電所次長）は、チェック役を果たさなかった。

② 発電所と本店原子力部（富山）、東京支社、および石川支店の間でテレビ会議が開かれ、発電所から、“制御棒が過挿入により、位置不明の表示となった”、“何らかのノイズによりIRMに信号が入った”、“実際に出力が上がってないことから、連絡対象でない”と報告、了承された。（本店の関与は認められなかったとされている。）

③ 当直長らは、発電課長から、本事故が誤信号によるとされたことを告げられ、引継日誌に事故に関する記述をしないよう指示された。

中性子束モニター（SRM、IRM）記録計チャートの該当個所に「点検」と記入、アラームタイパー記録を切り取るなどの改ざん・隠蔽工作が行われた。

- ④ 予定していたテストは、事故3日後、手順を改訂し実施された。
- ⑤ 事故原因の詳細な調査を行った形跡はない。

2、制御棒はなぜ抜け、なぜ途中でとどまったのか？

加圧水型軽水炉（関電等が採用）と異なり、沸騰水型軽水炉では、制御棒は原子炉の下方から上へ挿入される。起動するときには、最上段にあって全挿入状態の制御棒を1本ずつ（ABWR以外）下方へ引き抜くことによって臨界にする。事故では制御棒3本が抜け落ち、それが最後までは抜け落ちずに途中で止まった。

沸騰水型の制御棒は、重力に逆らって挿入されることから安全性に問題があると言われているが、抜け落ちても約15cmまでで止まる仕掛けになっている。それがなぜ、15cmのストッパーを越えて抜け落ちたのか。北陸電力および保安院の報告書は、以下のように推定している。

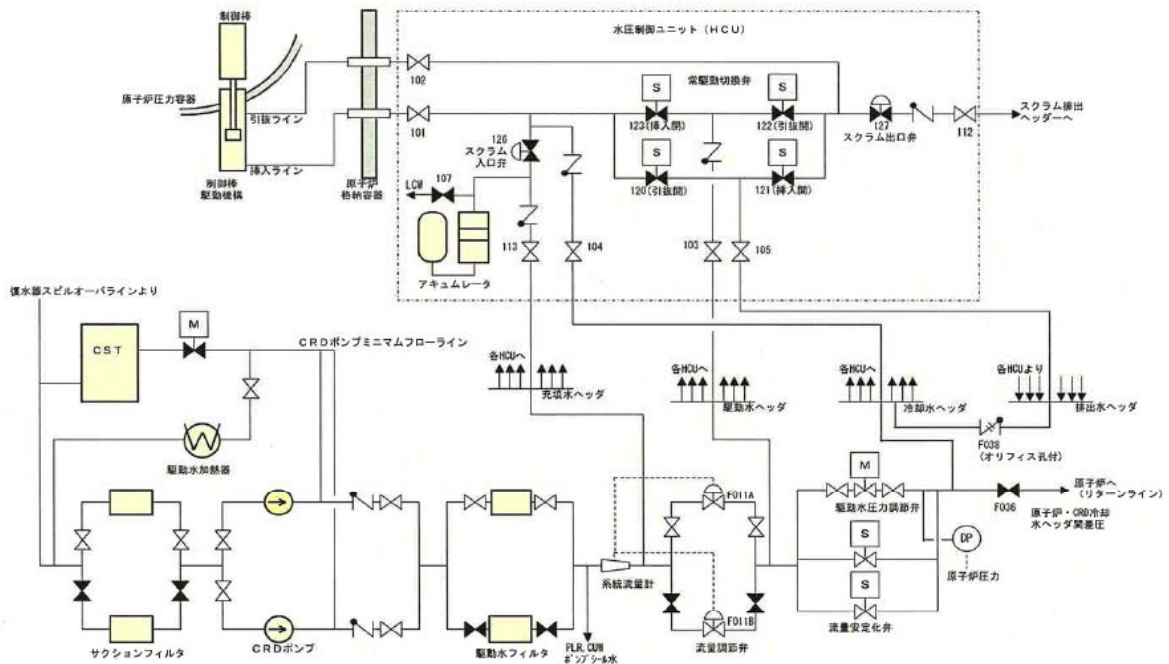
(1) 制御棒駆動機構（図2）

① 制御棒駆動の原理とシステム

制御棒の炉心への出し入れは、ポンプ（制御棒駆動水ポンプ）で加圧された水を、駆動装置のピストンへ送ることにより行われる。抜くか挿入するかは、ピストンの両面にかかる水の圧力差の向きを制御することによって変えられる。この機構は制御棒駆動の他に、駆動装置冷却の役割も持っている。

スクラム（原子炉緊急自動停止）信号が発せられるとスクラム弁（入口弁および出口弁）が開き、アキュムレータ内の高圧水が制御棒駆動機構の挿入側に注水されて、制御棒は急速に全挿入される。

図2 制御棒駆動機構系統構成概要



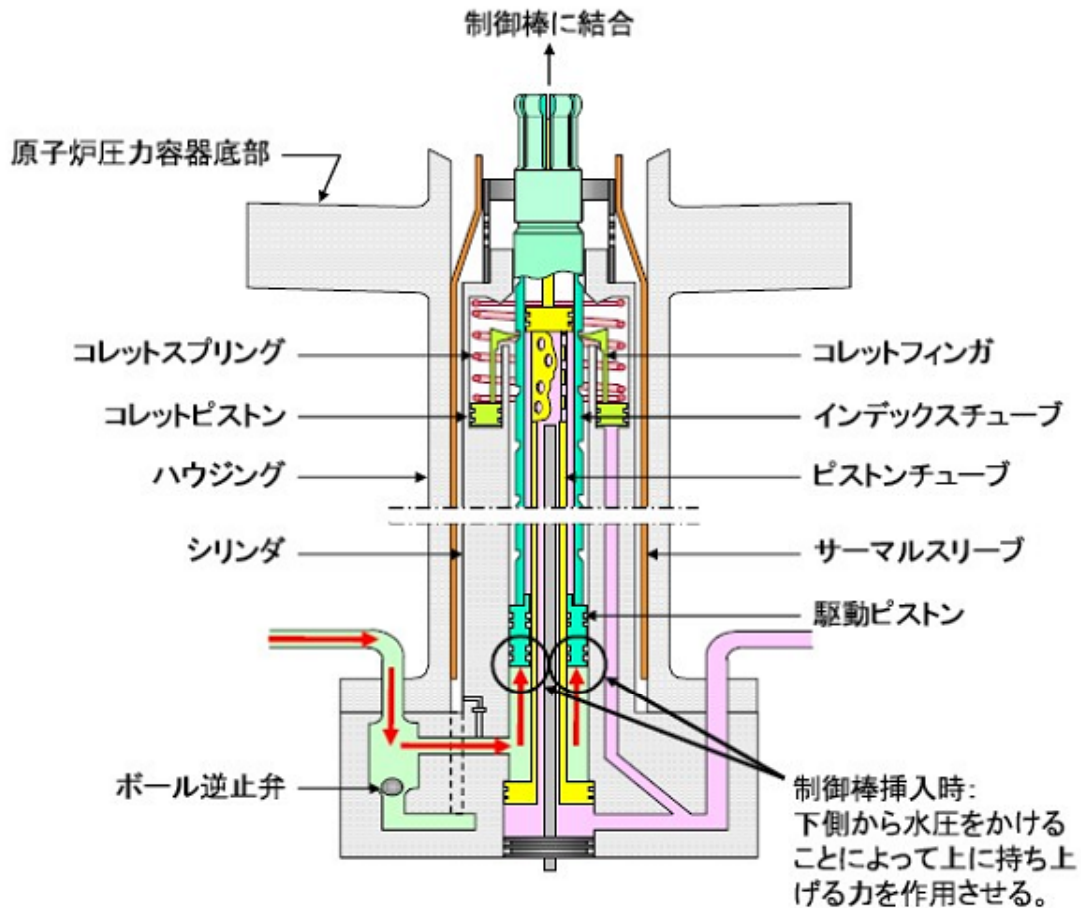


図3 制御棒駆動機構

以上で構成されるの水圧制御ユニットは、全89本それぞれに備えられている。

戻り水は原子炉圧力容器に戻される仕組みになっているが（「リターン運転」）、1970年代に、原子炉圧力容器の戻り口ノズルで、高温の炉水と低温の制御棒駆動水戻り水とによる繰り返し熱疲労が原因でひび割れが多発した後、ほとんどの沸騰水型で配管を撤去するなどして殺されている。

今回の事故では、特に挿入、引抜き両隔離弁の操作がポイントになった。

② 制御棒脱落防止機構（図3）

制御棒は、図3のコレットフィンガーが、制御棒のガイド筒（インデックスチューブ）外面に約15cmごとに刻まれた溝にはまることによって落下（抜ける）ない仕組みになっており、たとえば落下が始まっても、約15cm下の次の溝にはまり、それ以上落下しない仕組みになっている。一方、溝の形状は、挿入方向には自由に溝を飛び越えられるラッチェット方式になっている。

（2）制御棒脱落経過とその原因の推定

制御棒は、以下の流れで脱落したと推定されている。

ラッチが外れる→外れたまま保持される→制御棒脱落→落下が1ノッチ分を越えて続く→落下が途中で止まる→挿入

① ラッチが外れる

制御棒が抜け落ちるには、まず、ラッチが外れなければならない。溝にはまりこんだコレットフィンガーのツメには、上から水圧と制御棒の重量がかかっている。通常引抜き時には、はまり込んだツメをはずすために、いったん駆動ピストンの挿入側に水圧をかけて少し動かし浮かせる。

今回の事故では、原子炉へのリターンが閉じられた状態で88体の制御棒駆動機構出入隔離弁が次々閉じられていったため、駆動水の行き先の無くなり、通常、低圧の冷却水ヘッダが高圧となったことから始まった。この圧力と原子炉圧力との差圧が高くなると警報を発するが、前記のように、「単体スクラム試験」で切ったままとなっていたため発しなかった。冷却水は挿入側配管を流れるため、まだ開いている挿入側隔離弁を通じ挿入側に圧力が加わって、制御棒が挿入側へ動き、コレットフィンガーのツメが溝からはずされた。（このとき、「過挿入」の警報を発するが、これも全試験ではずされたまま）

② ラッチが外れたままに保持する。

コレットフィンガーのツメは、板バネになっている。したがって、上記のまま制御棒を引き抜いても、もとの溝に再びはまり込み、それ以上は引き抜けない。ツメが抜けたままの状態を保持し制御棒を引き抜くためには、駆動装置ピストンの挿入側を高圧（原子炉圧力より1MPa以上高く）に保持し、コレットフィンガーを上へ押し上げ、先端をシリンダ内壁上面の傾斜部へ押し付けることによって、ツメを外側へそらせ続ける。

今度の事故では、①の説明で高圧になった冷却水ヘッダの高圧が、オリフィスを通じて「常駆動切替弁」挿入側の121弁のシール圧を越え、まだ開いている引抜き側隔離弁102を通じて制御棒引抜き側へも加わった。その圧力がコレットフィンガーのピストンにも加わってこれを押し上げ、外れたツメを外れたままの状態に保持し続けた。

③ 制御棒脱落

②の状態では挿入側隔離弁101が先に閉められたため、引抜き側圧力が挿入側の圧力を上回り制御棒が脱落した。

④ 落下が1ノッチを越えて進む

通常操作で制御棒を引き抜くときは、次の溝位置（1ノッチ）に達する前に水圧を下げて次の溝にコレットフィンガーのツメがはまるようにしている。制御棒をさらに抜くときには、同様の操作を繰り返す。

今回の事故では、コレットフィンガーの外れた状態が続き、落下が1ノッチで止まらず、それを越えて進んだ。

⑤ 落下が途中で止まる

原子炉スクラム信号が出たためスクラム弁（出口側）が開き、引抜き側圧力が低下したか、8本の隔離作業の続きとして隔離弁102が閉ざされたために落下は止まった。

⑥ 制御棒の挿入

運転当直長の指示により、隔離弁を開けた結果、3本の制御棒は全挿入された。

3、制御棒駆動システムとその安全対策上の問題点

(1) 制御棒駆動システムの安全上の本質的ハンディキャップ

- ① 制御棒を重力に逆らって下から挿入する仕組みである。
- ② しかも、反応度事故に対する迅速な抑制手段が制御棒挿入しかない（加圧水型は、冷却水中に溶かしたのホウ素によって停止状態を維持）
- ③ 以上のハンディキャップを考えると、安全対策では、手順の遵守などソフト面だけでは不十分で、ハード面で、「フェイルセーフ」、「フルプルーフ」設計を最大限に取り入れるなど、特段の配慮が必要なはず。それが、ハードはもとより、ソフト面できえもなされていない。

(2) 複雑な水圧制御システムと手順ミスが容易に臨界事故を起こす設計の根本的欠陥

水圧差を操作しながら制御するかなり複雑なシステム。特に、定期検査時には「隔離」という手動操作が必ず必要となり（原子炉格納容器耐圧試験、燃料交換作業等）、その操作ミスが容易に臨界事故につながる。また、本来、臨界を監視し制御する中央制御室とはまったく無関係なところで臨界を引き起こし、また、監視も状況把握もできない現場でしか臨界を止められない事態を招きうる仕組みは、基本設計上の根本的欠陥である。

(3) 停止中の安全が野放し

- ① 安全面への配慮が運転中のみに向けられ、停止中は野放し状態
運転中の安全対策も、はたして万全か？
- ② 停止中こそ事故の温床（効率優先の実態）
定例の検査・試験、補修、改造、その他工事では、しばしば安全装置を外す必要に迫られる。つまり、ミスや予期せぬ事態の発生が生じやすい作業にもかかわらず、ハード面の安全対策が最も手薄になっており、最も事故を起こしやすい状況にある。

③ 皆無に近い停止中の安全対策

それにもかかわらず、停止作業中の事故発生防止に対する対策が全くない。たとえば、少なくとも、今回の事故の操作面で最大のポイントであった、隔離弁を閉める順序を間違えたときは、弁の閉止ができなくなるようなインターロックを設けていなければならない（「フルプルーフ」、引抜き側を先に閉めなければ、ハード的に挿入側を閉められなくする）。

④ 試験手順書作成のずさんさ

停止中の作業については、往々にして今回のように、臨時の緊急は手順書の作成が必要となる。制御棒が関係する作業の場合、安全上のチェックが非常に重要だが、今回は作成過程がずさんで安全チェックも行われていない。原子炉主任技術者は何をしていたのか。

(4) 安全監視ができてない

反応度変化が起こりうる事態に、制御室の発電課員は作業の内容を知らず、監視体制にもない。

(5) 試験は未臨界体系にして実施すべき

反応度添加の可能性のある試験は、加圧水型のようにホウ素濃度で未臨界確保するなど他の手段を持たない沸騰水型では、燃料を一部取り除いた未臨界状態で実施すべき。

4、反応度の評価と燃料の健全性

(1) 反応度と反応度添加率の評価 (計算による)

① 使用できる入力用実データ

燃料配置、冷却材温度、次の定期検査 (第6回) における冷温臨界実験など限られている。

② 制御棒引き抜け開始順番の推定

落下が止まった位置等から推定しているが、明確な根拠はない。“厳しくなる方向に仮定した”とされている。

③ 制御棒引き抜き速度

原子炉・冷却水ヘッダ間の想定される最大差圧 (1.3 MPa) 等をもとに算出 (4.7 mm/秒)

④ 解析コード

三次元沸騰水型原子炉模擬計算コード (コード名記述無し、三次元拡散) で出力分布、実効増倍率を求め、燃焼計算等を行う。

⑤ 超過反応度 (臨界状態をどれだけ越えたか) と炉心平均中性子束 (図4)

二つの手法で求めている。

計算による事故時実効増倍率と第6回定検時の冷温臨界実験時の実効増倍率との差

超過反応度 0.789% Δk これは即発臨界=約0.6% Δk を越えている。

炉心平均中性子束 約2秒で定格時の約1.5%まで上昇

事故整定時の暫定的反応度評価 (具体的説明無し)

超過反応度 0.4% Δk 前後

炉心平均中性子束 約6秒で定格時の約2% (事故前は10-6%) まで上昇

事故時の中性子モニターの記録は振り切れた表示不能状態になっており、その間、約8分間の記録が無く、推定の域を出ないものである。

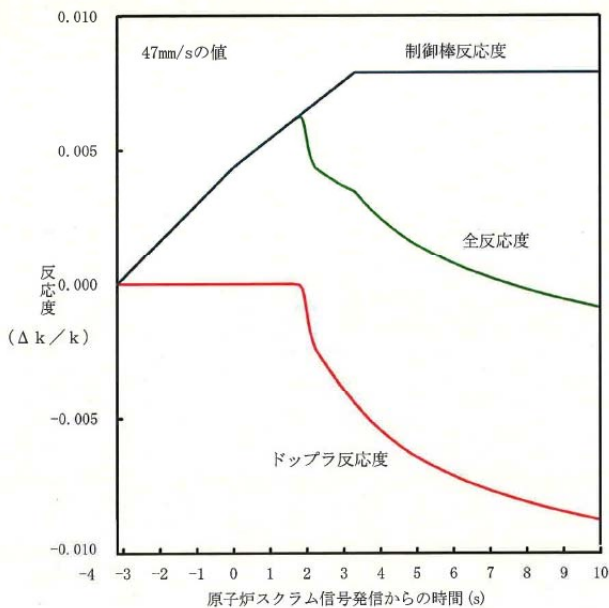


図4 反応度の推移 (0.789% Δk の場合)

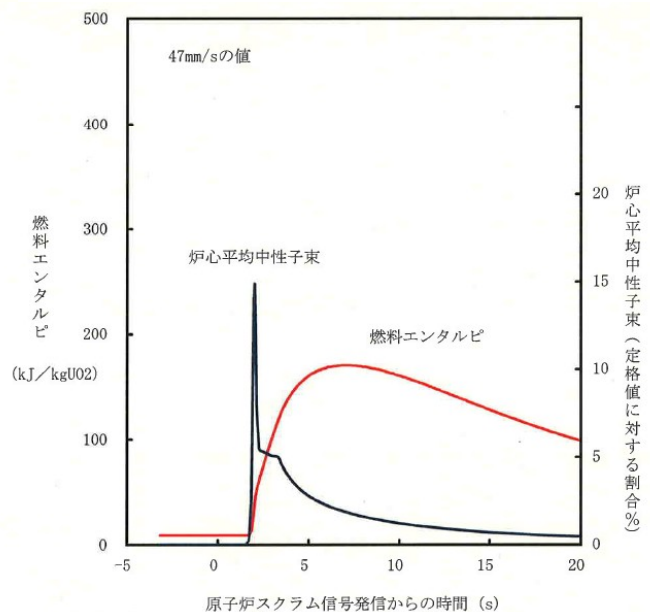


図5 燃料エンタルピー及び炉心平均中性子束の推移 (0.789% Δk の場合)

⑥ 「即発臨界」

核分裂連鎖反応に寄与する中性子には、核分裂と同時に発生する「即発中性子」と、核分裂生成物（死の灰）の崩壊によって発生する「遅発中性子」とがある。原子炉通常運転時の臨界状態は、両中性子の合計によって維持されている。その結果、臨界近傍の原子炉の時間的挙動は、時間をおいてゆっくり発生する遅発中性子によって決められている。しかし、遅発中性子の割合を超えた大きな反応度が添加されると、もはや、連鎖反応において遅発中性子の存在意義は失せ、臨界が、平均寿命の極めて短い即発中性子のみによって成立する「即発臨界」となる。したがって、即発臨界を越えると、核分裂連鎖反応、あるいは、原子炉出力の増加速度は極めて速くなる（図5）。その速さは、スクラムなどいかなる人為的制御も到底間に合わないものである。

⑦ 反応度のフィードバック効果

即発臨界を越えたからといって、原子炉の出力増大が天井知らずになるわけではない。出力増大がもたらす炉心の物理的变化、たとえば、燃料温度の上昇、冷却材温度の上昇、ボイドの増加等が核分裂連鎖反応にブレーキをかける。即発臨界のような急激な増加の場合は、即効性のある燃料温度の上昇（ドップラー効果）のみが有効である。その結果、出力はいずれ頭打ちになり、ドップラー効果で補償されたところまで急激に低下する。

即効性があるといえどもドップラー効果が現れるには若干時間的遅れがある（図4）。そのため、到達最大出力や発生エネルギー量にとって、反応度量の大きさだけでなく添加速度が重要になる。

(2) 燃料の健全性

① 解析コード

APEX（一点炉近似動特性方程式+二次元拡散方程式）コードで中性子束分布、エンタルピ分布、炉心平均出力の時間変化を求める。

SCATコードで冷却材の熱水学的挙動の計算、燃料エンタルピ等の時間変化を求める。

② 燃料エンタルピ（燃料が持つ熱量で破壊力をもたらす源）計算結果

下表のように、安全審査指針の判断基準^{3) 4)}を下回っているとされているが、志賀原発1号設置申請書5)の「運転中の異常な過渡変化」で取り上げられている「起動時の制御棒の異常な引き抜き」の安全解析結果を上回っている。

	投入反応度 (% Δk)	制御棒引抜き速度 (mm/秒)	燃料エンタルピ (最大値 kJ/gU02)	判断基準 (最大値 kJ/gU02)	
今回事故	約0.5	47	約93		
同	約0.789	47	約171		
同	約1.077	47	約219		誤差の最大値で
同			約221		残2本も1ノッチ引抜き
安全審査	約0.5	91	126	385	起動時の異常な引抜き
同	1.5	950	830	963	落下事故

③ 起動時の制御棒の異常な引き抜き

設置許可申請時に指針6)で、安全設計の基本方針の妥当性を確認するため解析を義務付けられ、安全審査をうける想定「事象」の一つ。低出力臨界状態にある原子炉で、許容される最大価値を持つ制御棒1本が、最大引き抜き速度で連続して引き抜かれる事態を想定する。燃料エンタルピーの最大値を計算し、指針が定めた基準値以下であることを示す。

④ 制御棒落下事故

設置許可申請時に、上記と同じ目的で解析が求められる、「異常な過渡変化」を越え放射性物質を放出する可能性のある想定「事故」の一つ。最大価値を持つ制御棒1本が、臨界状態（出力は定格の100万分の1）で駆動軸からはずれ落下する事故。

5、他社の沸騰水型原発における同類の事故

志賀原発1号の公表をきっかけに、沸騰水型原発を持つ他社でも同様な制御棒脱落事故が10件起こっていたことが、次々明らかになった(表1)。そのうち東京電力が7件を占め、中部電力と東北電力がそれぞれ1件づつとなっている。そのうち、重要なものを挙げる。

(1) 東電福島第一3号機の臨界事故(1978年11月)

志賀原発と同じ「隔離」作業中(原子炉圧力容器耐圧試験準備のため)、“作業上の問題で”5本の制御棒が抜けた。抜けた距離は、それぞれ約40cm、約45cm、約90cm、約75cm、約60cmである(図6)。運転員は臨界に気づかず、約7時間半にわたり臨界状態が続いたという。

志賀原発同様、記録の改ざん、隠蔽が行われ、わずかに協力会社(東芝)の一社員が残した手書きの記録1枚だけ。原因も抽象的で判然としないまま。東電は再現解析をやり、臨界到達と結論したと言うが、その解析の説明や資料の公開を一切公表を拒否している。

抜けた本数といい、臨界状態の続いた長さといい、志賀原発を上回る危険、悪質な事態であった

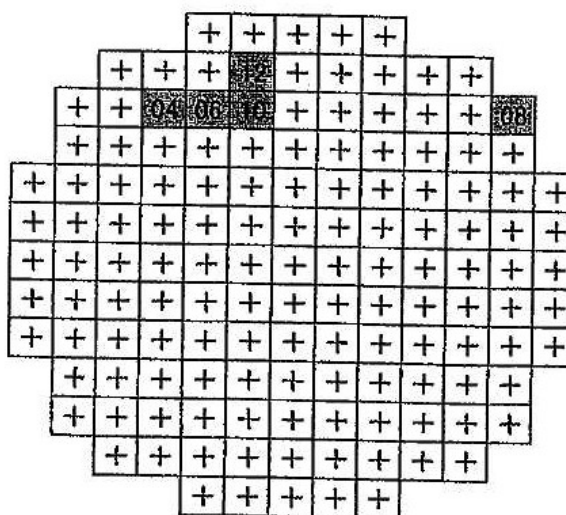


図6. 東京電力福島第一3号機事故
(1978年)
抜けた制御棒の位置

■は引き抜けた制御棒(CR)を示す。
+はCR全挿入であることを示す。
数値はCRポジションを示す。
(CR全引き抜きが48ポジション)
制御棒位置

にもかかわらず、証拠がない等の理由で、志賀原発が受けた運転停止命令もなかった。

(2) 中部電力浜岡3号機の制御棒脱落事故(1991年5月31日)

志賀原発とは逆に、「隔離」から復旧する作業中に発生。先に引抜き側弁(102弁)を開けたため、原子炉・冷却水ヘッド差圧が高くなったと考えられる。

3本の制御棒が脱落したが、臨界には鳴らなかったとされている。脱落距離はそれぞれ約45cm、約360cm、約120cmで、そのうち1本は途中で止まることなく完全に脱落した。この操作で完全に脱落することがあることは、極めて重大である。

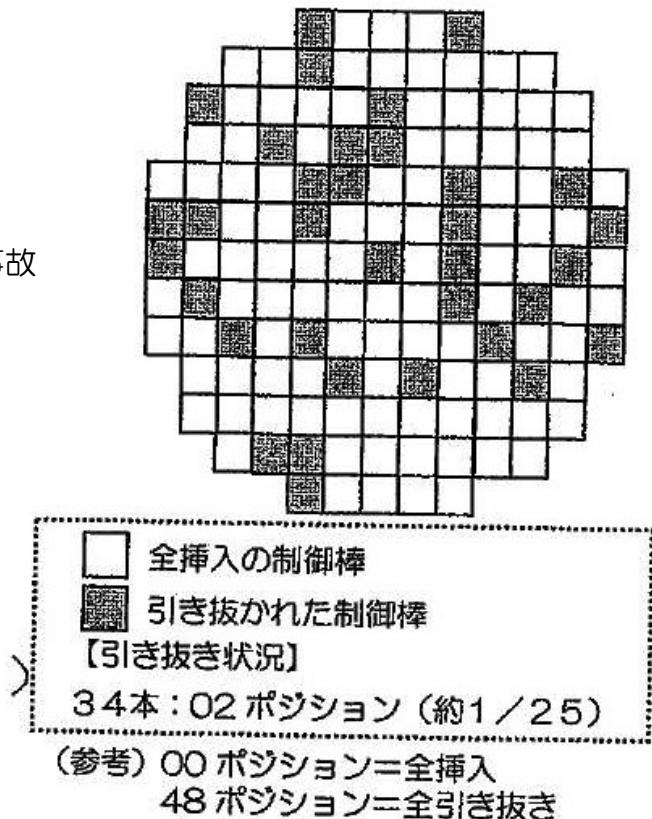
(3) 東京電力福島第一4号機制御棒脱落事故(1998年2月22日)

定期検査項目で原子炉圧力容器耐圧検査中、アキュムレータからのリークがあり、それを止めるため、検査中の安全面から切ってあった直流制御電源を復旧したところ、逃し安全弁が開き原子炉圧力が急減した。その結果、原子炉・冷却水ヘッド間差圧が高くなり、制御棒が挿入方向へ動いてコレットフィンガーが外れた。さらに、常駆動切替弁にシートパスができ、引き抜き側にも水圧が加わった。その後、引き抜き側の圧力降下が挿入側に比べて遅れ、コレットフィンガーが外れたまま保持され、制御棒が落下した。引き抜き側圧力の降下によって、制御棒は途中で止まった。

落下した制御棒本数は、全137本中、34本という多さであった(図7)。それでも、落下位置がすべて約15cmだったため臨界に到らなかったという。

この事故は、一度に大量の制御棒が一斉に落下すること、および、原子炉圧力の急減があると多数本同時の落下があることを示しており、極めて重大である。

図7. 東京電力福島第一4号機事故
(1998年)
抜けた制御棒の位置



(4) 東京電力柏崎刈羽6号制御棒脱落事故(1996年6月10日)

自動出力制御装置の試験中、205本中4本の制御棒が、約230cm抜けていることがわかった。しかし、未臨界であったとされている。

試験中の制御棒グループ26本中、4本は電源が入っていたままだったため、試験信号によって予期せず引き抜かれたという。具体的原因の説明はない。

この原発はABWRであり、制御棒の構造が異なる(電動駆動方式、水圧はスクラム時のみ)ため、志賀1号などと同様な脱落事故は起こらないとされてきた。しかし、原因は異なっても複数の制御棒が同時に、かなりの距離抜けたことは重大である。

6、まとめ

(1) 極めて重大な事故の頻発

原発安全対策の3大要素、“止める、冷やす、閉じ込める”のうちでも、最も重要な“止める”に直接かかわる、極めて重大な事故が、沸騰水型原発で頻発していた。

(2) 構造上の基本的欠陥

同じ事故が同じ装置で、会社を越えて繰り返し起こっていたことは、構造上の欠陥であることは明らかである。

(3) 不可解な甘すぎる保安院の対応

それにもかかわらず、保安院は、構造上の問題ではなく、手順の遵守だけで防ぐとしている。これは、推進側自身も言い出した安全対策の前提、“機械は故障する、人は誤る”を無視するもの。

(4) 相も変わらぬ現場任せ、下請まかせの無責任で安全軽視の実態

JCO事故と同様、危険な現場作業を下請等の現場作業者にまかせ放置している現状。

(5) 効率優先の作業実態(極端な分業による作業形態、)

(6) 有名無実の「原子炉主任技術者」制度、皆無の安全チェック、

(7) 原子力安全文化なんて、始めから無かったのだ。

参考文献

- 1) 北陸電力株式会社、「志賀原子力発電所1号機の臨界に係わる事故についての報告」、平成19年3月30日
- 2) 原子力安全・保安院、「北陸電力株式会社志賀原子力発電所1号機における平成11年の臨界事故及び他の原子炉停止中の想定外のせいぎょぼうの引き抜け事象に関する報告書」、平成19年4月20日
- 3) 原子力安全委員会、「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」、昭和59年1月19日決定、平成2年8月30日改訂
- 4) 原子力安全委員会、「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱について」、平成10年4月13日
- 5) 北陸電力株式会社、「志賀原子力発電所原子炉設置許可申請書」
- 6) 原子力安全委員会、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」、平成2年8月30日