

BWR（沸騰水型原子炉）の出力発振

—核暴走事故の危険性—

BWR出力発振問題検討グループ

目次

1. はじめに	1
2. BWRの機構	4
2-1 BWRは炉心で直接蒸気を作る	4
2-2 再循環ポンプによる出力調整	6
2-3 炉内の中性子計測	8
2-4 選択制御棒挿入装置	10
2-5 燃料棒はどのように変わってきたか	11
2-6 減幅比	13
3. 出力振動の実例および試験例	14
3-1 出力振動事故の時間的経過と振動形態	14
3-2 出力振動の発生例（試験時）	16
3-3 出力振動の発生例（運転時）	18
4. 出力振動のメカニズム	20
4-1 振動現象	20
4-2 二相流の振動原因 — 熱水学的不安定性 —	22
4-3 原子炉炉心の振動要因	24
4-4 出力振動と燃料破損	28
5. 出力振動の解析手法、解析結果	30
5-1 周波数領域解析、時間領域解析	30
5-2 安全審査	32
6. 対策およびその批判	33
6-1 再循環ポンプ停止にからむ悩ましい事情	33
6-2 ソフト面の対策 — OPRM —	35
6-3 ハード面の対策 — 選択制御棒挿入装置による綱渡り —	37
6-4 経済性のためには安全性は2の次 — 志賀原発事故に見る —	40
7. シビアアクシデント対策	43
7-1 シビアアクシデントの研究 — アメリカと日本 —	43
7-2 格納容器は放射性物質放出を防げるか	47
8. まとめ	49
資料：シビアアクシデントの研究で何が議論されているか	52

表と図一覧

	本文p.
表 2-1 女川1号炉炉心安定性（減幅比）	13
表 3-1 世界のBWR原発における出力振動	16

図		本文 P.
2-1	沸騰水型原子力発電所主要系統概要 (格納容器はMARK II)	4
2-2	運転特性図	7
2-3(a)	炉内中性子束検出器 (LPRMなど) 配置図 (平面)	9
2-3(b)	局部出力領域モニター (LPRM) 配置図 (軸方向)	9
2-4	LPRMのAPRMへの振り分け	9
2-5	原子炉圧力容器内部構造	10
2-6	燃料集合体	11
2-7	燃料棒軸方向ボイドの分布	12
2-8	減幅比の定義	13
2-9(a)	原子炉出力と減幅比 (女川1号炉、新型8 X 8ジルコニウムライナー燃料)	13
2-9(b)	原子炉出力と減幅比 (女川1号炉、高燃焼度8 X 8燃料)	13
3-1	運転特性図上に示したラサール2号炉の不安定領域と事象の推移	15
3-2	アメリカ、ブルックヘブン国立研究所の解析結果(1)	15
3-3	アメリカ、ブルックヘブン国立研究所の解析結果(2)	15
3-4	バーモントヤンキー炉の試験	16
3-5	カオルソ炉の試験結果	17
3-6	原子炉出力振動の移動	19
3-7	リングハルス1号炉の出力振動	20
4-1	制御と振動のモデル	20
4-2	垂直蒸発管内の流動様式	22
4-3	不安定流動の例	23
4-4	炉心出力分布の比較	26
5-1	不安定領域とボイド反応度フィードバックの効果	31
5-2	不安定領域とラサール2号炉事象の推移	31
6-1	1988年2月の浜岡1号炉の事故	34
6-2	LPRMのOPRMトリップチャンネルへの組み込み	36
6-3	運転特性図と不安定領域	39
6-4	運転特性図 (女川1号炉、高燃焼度燃料)	40
7-1	沸騰水型原子力発電所主要系統概要 (格納容器はMARK I)	46
A	アメリカの5つのプラントの炉心熔融に至る事故の確率	53
B	原子炉冷却水量の減少	53
C	原子炉炉心温度の上昇	53
D	格納容器内の圧力上昇 (TB1シナリオ)	54
E	格納容器内の圧力上昇 (TC3シナリオ)	57
F	残留熱除去システム	58
G	原子炉水位の解析結果の差異	63

1. はじめに

1988年3月9日、シカゴにほど近いラサール原発2号炉が出力振動事故を起こしました。原子炉出力が大きくなったり小さくなったり、周期的にゆれ始め、定格出力の118%に達して自動停止がかかったのです。事故当時は日本でもそれなりに報道され話題にもなったこの事故は、いまは原発事故に関心の深い人々の間でも関心が薄れてしまった気味があります。しかし、この事故は決してそのまま忘れてしまっていない種類のものではありません。沸騰水型軽水炉(BWR)の弱点をつかれたかなり深刻な事故なのです。これに他のまずい事態が重なると反応度事故(暴走事故)に発展し、致命的な影響を周辺に及ぼす大事故になる可能性があります。

まずラサール原発事故を簡単に振り返ってみましょう。他の多くの原発事故同様、ことは運転員の誤操作から始まりました。日常的な監視テストとして炉の水位を測定中、誤操作から再循環ポンプ(炉水流量を加減するポンプ)が2台とも同時に停止(トリップという)してしまいました。この結果、原子炉は定格出力運転時に対応する制御棒(制御棒は引き抜けば核反応のアクセル、挿し込むとブレーキの役割をする)位置のまま、炉への給水は自然循環状態(対流のみ)、炉の出力は40%に低下という状況に追い込まれました。このような低出力時の炉は決して安全ではありません。低出力時には炉心の流量、圧力は微妙に変化し、不安定になります。核反応の小さな変動が増幅され、出力が振動し始め、その振幅が増大していきます。ラサール原発の場合、周期2-3秒の振動が数分続き、中性子束(核反応度に対応)が118%になってスクラム(SCRAM、強制的に制御棒を挿入して炉を停止するプロセス)がかかり停止しました。中性子束は局所的には300%に達したといえますから、燃料損傷に結びつく可能性もあったはずです。

もちろん原子炉の設置許可申請時には出力振動など想定されていません。ラサール原発の場合、米原子力規制委員会(NRC)によれば、出力振動に関してはアメリカでも最も信用できる炉の1つであるはずでした。ですから、ラサール原発事故がNRCに与えたショックは大きかったのです。運転管理面での対応を求める通達がNRCから電力会社に出されましたし、同様な通達は日本でも出されたようです。また、NRCの運転データ分析評価室(AEOD)はラサール原発事故に関する特別報告を出しました。学界、産業界の反応はもっと大きなものでした。日本の原子力学会講演会や学会誌ではかなりの量の研究が発表され、アメリカでは国立の研究所が集中的にこの問題に取り組み、出力振動だけをテーマに取り上げた国際会議も開催されました。アメリカでは民間の動きも活発でした。民間の科学者の集まり、憂慮する科学者同盟(UCS)は独自の分析からNRCの対応を批判し、

オハイオの市民グループは運転停止の請願を行いました。また、出力振動はラサール原発でこのとき新しくみつかったものではなく、推進側ではBWRの本質的欠陥として早くから意識され、研究も進められてきた問題であることもわかってきました。すなわち、ラサール原発事故はこの問題が市民レベルまで見えてきたまたとない機会だったのです。

ラサール原発事故以後にも、88年10月にはバーモントヤンキー原発で同様の事故が起きました。89年6月にはブラウズウィック2号炉で再循環ポンプが2台とも停止、振動を恐れて炉を手動停止しています。最近ではアメリカ西海岸のワシントン州で、WNP-2(WPPSS, ワシントン公益電力供給公社)という炉が出力振動を起こしています。それに、出力振動はアメリカの炉に限ったことなく、イタリア、ドイツ、スウェーデン、フィンランド、スペインでも、運転中、テスト中に起きています。日本では1988年2月1日、浜岡1号炉の再循環ポンプがやはり2台とも止まってしまいました。原因は電磁リレーが焼け切れてしまってポンプの電源が落ちてしまったことでした。この事故の際、中部電力は自然循環状態の不安定な炉を4時間半もそのまま放置しました。このとき出力振動のおそれはあったはずですが、そのような発表はありませんでした。そもそも、この事故に関しては中部電力はほとんどデータを公表せず、長時間なにをしていたのか明らかではありません。私達は出力振動のおそれは充分あったと思っています。この事故についてはいろいろ問題があります。まず、ラサール原発事故の1カ月前、日本でも再循環ポンプ2台停止という事故が起きたこと、そしてこの事故は明らかに設計基準事故(設計にあたって想定して対策を考える事故)を越える事故だったことです。設置許可申請書には「2台の再循環ポンプが同時に停止することはない」と明記され、「2台の再循環ポンプ停止は考えられないが、もし停止したときは自動的にスクラムがかかる」となっているのに、実際には2台とも停止してしまい、スクラムもかからず、最終的には運転員が手動で停止しています。それに浜岡1号炉はおなじ事故を88年8月にも起こしており、二回の事故とも中部電力はいまに至るも情報をほとんど公開していません。この点はラサール原発事故については、アメリカでは情報公開法に基づいて曲がりなりにもいろいろな情報が公開され、比較的オープンに議論ができるのとは雲泥の差があります。

出力振動が起きた場合でも、いまのところスクラムがかかって大事故に発展していませんが、最終的な歯止めであるスクラムに万一失敗すれば、チェルノビリ事故同様の反応度事故(暴走事故)に発展するのは必至です。スクラム失敗はありえない事故ではなく、スクラムできなかった事故はいままでに結構ありました。幸いなことに、ただそれが暴走事故や冷却水喪失事故などと結びついて起きていないだ

けのことです。

出力振動という事象は、近頃やかましい議論のあるシビアアクシデント（過酷事故）の範疇に入る事象であることは間違いありません。というのも、過酷事故の定義である「原子炉設計に際して想定される設計基準事象（原子炉の安全設計とその評価に当て考慮すべき事故）を大幅に越える事象であって、安全設計上想定された手段では冷却または反応度の制御ができない状態であり、その結果、炉心の重大な損傷に至る事象」であることは疑いないからです。日本では通産省が各電力会社にシビアアクシデントマネジメント（過酷事故対策）の提出を求め、電力会社は94年3月31日、いっせいにこの報告を提出しました。BWRについてはおおまかにいって4つの対策が提示されていますが、このなかには、出力振動とか、反応度事故とかの言葉はありません。出力振動まで含めたマネジメント案が出されるのかどうかを注視していましたが、結果は「やはり…」という感じです。重要でないからというのが触れていない理由ではないでしょう。有効な対策が見つからないからではないでしょうか。過酷事故のなかでも、日本では安全審査においてもほとんど顧みられてこなかったのが、この出力振動問題です。

ラサール事故後に開かれた国際会議というのは、経済協力開発機構の原子力機関（OECD/NEA）が主催する大規模なものでした。1990年10月17日 - 19日にアメリカのニューヨーク州ホルツビルで「沸騰水型原子炉の安定性に関する国際会議」が開かれ、13ヶ国から約100名が集い、日本からも、原子力研究所、東芝、日立、原子力燃料等からの参加者がありました。発表された論文は34編、事後、大部の報告集が発行されています。私達はこの報告を読み、検討するところから今回の仕事を始め、関連する他の研究論文を参照しながら討論を繰り返してきました。その結果がここにお目にかけるものです。

この小冊子は原子力防災問題への資料として活用されることを目的とし、ややアカデミックな視点を取りながらも、科学者、技術者でない人が読んで理解できるものを目指して、出力振動問題を解説しています。

2 . BWRの機構

2 - 1 BWRは炉心で直接蒸気を作る

はじめにBWR 型の原発プラントの簡単な概念図を見ておきます(図 2 - 1) . 図でわかるように , この型の原発プラントでは , 原子炉の燃料棒の間を流れて燃料棒を冷却している冷却水が , 燃料棒から出る熱によって蒸気になります . ですから BWR 炉心は泡 (ボイド) だらけ . 炉心の下部から上部にかけて , 段々泡が増えて行き , ここから発生した蒸気がタービンへ直接流れて発電に使われます . 炉心を構成する燃料棒からの放射能もれや , 炉水および炉水中の不純物が炉心で中性子を照射されて放射化される効果により , 放射能で汚染された (一次) 冷却水がそのままタービンにまで流れることが , BWR が汚い (放射能で汚染されている) 原因になっています .

あとの議論に関係するので , 炉とタービンを結ぶ経路についても少しみておきましょう .

タービンを回した蒸気は復水器で冷やされて水に戻り , 給水ポンプを經由して炉に帰ります . 復水器から出てくる水は結構温度が高いのですが , それでもそのまま炉に戻すには温度が低すぎるので , 給水は給水加熱器で蒸気を使って少し加熱されます . その蒸気は , 炉で発生しタービンを回すのに使われた蒸気の一部が使われるのです . 給水ポンプで炉に入れられる水をうまく炉心に注入するのが , この本での主役 , 再循環ポンプであり , それと組み合わせさせたジェットポンプです . 炉水の一部をいったん圧力容器外に取りだし , ポンプで加速して再び炉心注入します . そのとき注入される水が炉内のジェットポンプを通り抜けるとき給水ポンプからの水を炉下部に引き込み , 炉心に効率よく冷却水を供給するのです . このジェットポンプによって炉下部に引き込まれた水は , 次々に引き込まれる水に押されて , 炉下部から押し上げられます . そして燃料棒の間を上へ向かって流れて行き , 燃料棒の熱によって一部が蒸気になります . この蒸気の泡がボイドです . このように再循環ポンプが冷却水を強制的に流す役割をして , BWR の安定性が実現されています . 再循環ポンプがなければ炉内の水の流れは自然循環 (対流) にまかされることになり , 今の大型の BWR の安定性 , ひいては安全性を確保することはとてもできません . 自然循環状態では燃料棒から出る熱を運び去るための十分な量の水の流れがないため , 大きな泡が発生して流路を塞ぎやすく , 水は間歇的な不安定な流れになってしまい , スムーズに流れません . 再循環ポンプは BWR に不可欠な機器ですが , また , これほど問題を抱えた機器もないのです .

BWR では一次冷却水 (蒸気) が直接タービンに流れ込むことから , タービンに異常が発生して蒸気を流せないとなると , 炉をどう扱ったらいいかという問題が出

てしまいます。言い替えれば、原子炉の外側で起きるいろいろな乱れが原子炉そのものに重大な影響を与えるということになります。このために、炉に異常がでたとき、またタービンや発電所外に異常が出て、蒸気をタービンに送ることができなくなった状況では、まず、蒸気をタービンへ流さないために主蒸気隔離弁を閉じ、バイパスへつながる弁（タービンバイパス弁）を開けて、蒸気を別の経路へ流してしまいます。このバイパスについては、このあとすぐもう一度触れましょう。タービンを急速な変動から守るためには、蒸気加減弁と蒸気止め弁が用意されています。この主蒸気隔離弁が閉じたら、原子炉の中はどうかという問題もあります。もちろん計画的に原子炉を停止しようという時には、原子炉の出力、すなわち蒸気の発生量を落としていって、主蒸気隔離弁を閉じればいいわけですから、そんなに問題になりません。しかし、全出力で運転中に急にこの弁を閉じたらどうなるでしょうか。もちろん、こんな場合には、主蒸気隔離弁が閉じる方向へ10%ほど動く制御棒が挿入されるようにスクラム信号が出されて、早急に出力を低下させることになっています。これは挿入された制御棒が核分裂反応を起こす中性子を吸収してしまうためです。しかし、原子炉の燃料棒は核分裂反応が停止させられても、その熱発生を急停止できません。燃料棒の中にできている核分裂生成物（放射性物質）の出す放射線による熱（崩壊熱）が出続けるためです。運転中に比べれば量が小さくなくても、蒸気は発生し続けます。主蒸気隔離弁が閉じていますから、蒸気は原子炉の中に溜り、原子炉の圧力が高くなるという事態になります。これは原子炉の安全という観点からは避けたいことです。

このために、また別の弁が必要になります。逃がし安全弁がそのような時に働きます。これは主蒸気管の原子炉に近いところに複数個あって、原子炉の圧力にしたがって順次開くようになっています。さらに、主蒸気隔離弁と蒸気がタービンに流れる配管（主蒸気管）にある蒸気加減弁との間にはタービンバイパス弁があり、ここから蒸気を、タービンを通さずに直接復水器へ流します。最も少々古い型のプラントですと、この弁は全出力運転中の蒸気流量を100%処理できませんので、この弁と逃がし安全弁とのタイミングのよい操作が必要になります。

このように蒸気の流れに沿って設置されている弁だけを見ても、かなりの種類の弁があります。これらが設計通りに働いてくれれば問題はありません。しかし、いくつもの事故例を見ていると、設計通りに働かない場合があることがわかってきます。そのような場合には大変なことになりかねません。

2 - 2 再循環ポンプによる出力調整

BWRには、見逃せない別の特性もあります。それは原子炉出力の調整を再循環

ポンプによって簡単にできるということです。これは先に述べた、BWR炉内は泡だらけということに関係しています。

原子炉運転の基本は、熱中性子（速度の遅い中性子）がウラン - 235に当たって核分裂が起き、その核分裂で発生した中性子の内、はじめに核分裂を起こしたのと同じ数の中性子が次の核分裂を起こす状態、これを臨界といいますが、この臨界を維持することです。たとえば今、はじめに100個のウラン - 235が核分裂したとします。このはじめの核分裂によって、約250個の中性子が出てきます。この内の100個だけが次の核分裂に使われ、そしてその次も同様に100個の中性子が核分裂に使われるという状態が続いて行くというのが臨界です。

もしも核分裂に使われる100個の中性子が99に減ったとしますと、臨界は維持できなくなって、原子炉の出力は低下します。逆に100個が101個に増えたとしますと、出力は上昇します。この状態が続けば、原子炉の出力は、まさに複利計算の場合と同様に急速に上昇してしまい、制御が効かなくなります。このような出力の上昇を反応度が大きくなるとか、正の反応度の投入などといいます。

速い中性子はウラン - 235に捕まえられることなく素通りしてしまって、核分裂を引起こさないのので、核分裂で出てきた速度の速い中性子は減速してやる必要があります。それをおこなっているのが冷却材でもある水です。炉内に水があって始めて燃料棒から熱を運びさることも、核分裂反応を持続させていくこともできるのです。BWRのように泡と水の混在した流れ（二相流）が炉心にある場合、泡（ボイド）は減速材として働きませんから、上で使った言葉でいえば、泡の多い上の方ほど反応度が低く、逆に下部炉心ほど反応度が高いわけです。

再循環ポンプは原子炉の外側にいくつもの吊り手で吊り下げられた大きな電動モーターに取り付けられたポンプで、通常は2台設置されています。ポンプにはこのポンプで送られる冷却水が流れる配管がつながっています。ポンプの回転速度を操作することで炉心流量を変えてやると、泡の量を制御することができ、炉の出力は容易に変わります。ある範囲の出力の制御には、制御棒を使う必要がなく、再循環ポンプだけで対応できます。

図2 - 2は運転管理図と呼ばれていて、横軸は再循環ポンプによる冷却水流量、縦軸は原子炉出力です。おおまかにいえば、流量が30%あたりより多いところでは、原子炉出力はほぼ直線的に流量に比例して増えます。ですから、この範囲では、ポンプの制御で流量を変えて、出力を調整することができると考えられます。運転管理図では、再循環ポンプの回転数を上げることは横軸に沿って流量を増加方向に動かすこと、制御棒を引き抜く操作は垂直に、つまり縦軸に沿って出力を増加方向に動かすことを意味します。

では、順調に運転していたときに、突然再循環ポンプの調子がおかしくなって、流量が急変したといった場合にはどんなことになるのでしょうか。これまで一八的には、流量が小さくなれば出力が減少して、原子炉は安定な状態に向かうと考えていました。事実、異常な事態（ATWS）になった時の対策として、場合によっては再循環ポンプを停止して炉心流量を下げるという対応策も考えられていました。泡を多くして反応度を下げるわけです。

ところが、再循環ポンプを停止すると炉心流量が下がって出力も下がりますが、炉は不安定になるのです。制御棒の位置は運転中とおなじですから、出力が落ちたとはいっても流量が少ないわりにはまだ高いのです。つまり、出力/流量の比は結構高く、自然循環の冷却水は燃料棒の発熱を十分に運び去ってはくれません。このことを見落とした重大な結果が、NRCが肝を冷やしたラサール2号炉の出力発振です。基本的には、図2-2の流量が小さいところ（枠内の部分）に問題があります。この不安定状態を避けようとして、止まってしまった再循環ポンプを再起動するのも怖いこととなります。泡を増やして反応度を下げていた炉心に、ポンプ再起動により冷水が入り込むと、一度に泡が消滅し正の反応度が投入され、暴走に結びつきます。それを避けるため、ポンプ出口の吐出弁が閉じられていなければ再循環ポンプの再起動ができないようなインターロック機構がついていますが、それが働かない場合もあり得ます。事実アメリカの原発で出口弁が半開きのままポンプが再起動され、中性子束高の信号でスクラムがかかった事故も起きているのです。ラサール2号炉の場合も、運転員がマニュアルに従って再循環ポンプを再起動しようとしたのですが、運転員の未熟のため再起動に失敗しました。ともあれ、流量で単純に出力制御ができるなどと楽観的にいえないことを世界中に知らせた事故例が、ラサール2号炉の出力発振事故でした。

2-3 炉内の中性子計測

原子炉の出力の測定は、炉心にある燃料集合体どうしの中に専用の管（インコアモニター・ハウジング）を入れて、その中に配置した中性子測定器（インコアモニター）で中性子の数を測ることで行っています。たとえば、電気出力54万KWの志賀原発では、この測定器用の管が20本、下から上へ向かって（圧力容器底部から炉心内へ）差し込まれています。その1本毎に上下方向に並べられた4個の測定器が入っていますから、全体では80個の測定器があることとなります。ただしこれは定格出力で運転している場合の中性を測るもので、出力領域モニターと呼ばれています。停止していた原子炉を起動する場合には、はじめは中性子の数が少ないので、中性子源領域モニターとか中間領域モニターと呼ばれる、別の少数のモ

モニターで中性子の数が測られるのが通常の方法です。出力が上昇すると、いい換えれば核分裂が多くなり中性子の数が増えると、出力領域モニターに切り替わります。中性子の数の多少に合わせて測定器の使い分けをしているのです。

運転中の出力の監視は出力領域モニターで行いますが、これは炉心各所に分散配置されているので、局所出力領域モニター（LPRM）と呼びます。このLPRMの信号をあるパターンで組み合わせて、原子炉全体の出力がわかるようにした計測システムを平均出力領域モニター（APRM）と呼びます。少しわかりにくいでしょうから、下にまとめてみましょう。

出力範囲での使い分け

場所的に分散しているのをまとめて

中性子源領域モニター

中間領域モニター

出力領域モニター（LPRM）

平均出力モニター（APRM）

（OPRM，6章で説明）

出力によって使い分けしている3種のモニターはもともと計測器自体が違います。一方あとで述べたほうは、いずれも出力領域モニターであって、LPRMは個々のモニターを、APRMは何本かのモニターの集合体を、そう呼んでいるのです。原子炉を水平に輪切りにした面に20箇所の、そして各箇所の上下方向の4つの測定器があります。図2-3(a)に水平方向のLPRM配置の例を示しましょう。この1つについて、上下方向に4つずつの計測器がついているのです。その様子は図2-3(b)に示されています。80コ全部からの信号を平均すれば炉全体の中性子の平均ではありますが、それでは雑にすぎますから、いくつかのLPRMの値を平均し、それを1つのAPRMとします。これをチャンネルと呼びます。志賀原発を例にとれば6チャンネルありますが、このとき、水平方向の場所の違いと上下での位置の違いを組み合わせてチャンネルをつくっています。6チャンネルのAPRMの総合判定で、原子炉全体の出力を見ることができるという考え方です。LPRMをどのように組み合わせてAPRMにしているかを、女川1号炉でみておきます（図2-4）。

このAPRMの信号が定格運転の118%に達すれば、「中性子束高」のスクラム信号になります。炉全体で平均化された信号でみて出力が異常上昇となれば、危機的な状況といえますから、これは当然です。ではどれかのLPRMで異常上昇が示された時にはといたしますと、これは警報を出すことになっているだけでスクラ

ム信号にはなりません。ラサール2号炉の出力発振の場合のスクラムは、APRM信号によるものでした。事故後コンピューターのメモリーから読み取られたデータの解析によって、はじめて300%もの出力を示していたLPRMがあることがわかったのです。ひかえめに考えても、少なくともその部分の燃料棒は危機的な状況にあったか、その状況に近づいていたと想像できます。APRMの信号だけに頼っていていいのかという問題が出されてしまったのです。

ここでLPRM、燃料集合体、制御棒の位置関係を把握するため、志賀原発（電気出力54万KW）に例をとり、数字を少しばかりあげておきます。まず炉心の大きさですが、直径が約3.3m（原子炉压力容器の直径＝内径は約4.7m）で、上下方向は約3.7mです（**図2-5**）。制御棒は89本あり、その1本の制御棒の周りに4つの燃料集合体が置かれています。ですから全体では約360の燃料集合体があることとなります。水平面で考えると、この数の燃料集合体の間の20箇所にLPRMがおかれているのです。そして上下方向は3.7mの高さの間に4つのLPRMがあります。100万KW級になっても炉の高さは変わりません。ただ、水平面での大きさは変わりますし、燃料集合体と制御棒の数は違ってきます。ずっとずんぐりしてくるわけです。

2 - 4 選択制御棒挿入装置

原子炉始動，停止時の出力の制御は，制御棒を出し入れすることで行われます．緊急に出力を低下させて，原子炉停止にもって行きたいという場合にも，制御棒を原子炉炉心の下から押し上げ，燃料集合体（次節で説明）の間に入れてやって，中性子を吸い取らせてしまいます．BWRの炉心では，図2 - 2にあるように，流量が小さいところでは出力が急激に変動する可能性がありますから，この方法が最も安全なものと思われれます．図の上では原子炉が稼働しているポイントを垂直下方に移動させることとなります．つまり，出力振動が起こりそうなときには止めてしまうのです．

ところが，経済性とのからみからでしょうか，最近では選択制御棒挿入という方法で対処するようになってしまいました．これは，たとえば，落雷で送電システムに異常が生じたような場合に，原子炉を止めるのではなく，あらかじめ決めておいた幾本かの制御棒を挿入して原子炉出力を低下させて，発電量を落として急場を切り抜けようというものです．送電できなくなれば炉内の蒸気をなんとかしなくてはなりません．そこで選択制御棒で出力を落とし，再循環ポンプの制御で冷却水の流量を小さくし，それでも発生する蒸気はタービンバイパス弁でタービンを通さずバイパスさせてしまって，炉を持ちこたえさせるのです．原子炉出力の制御方法が複雑になることは明らかです．それよりも問題になるのは，再循環ポンプ停止事故の場合も選択制御棒を使って持ちこたえさせ，その間にポンプの修理をして，あわよくば電力網に復帰させようとする使い方が行われるようになってきたことです．1章で触れた浜岡原発の再循環ポンプ2台停止事故，つい最近起きた志賀原発の再循環ポンプ1台停止事故（94．8．26）がそれですが，ここでは柏崎・刈羽2号炉の事故例（92．5．27）を紹介しておきましょう．これはまさに落雷が原因の事故で，定格110万KWで運転中，落雷による送電網の不安定が起きました．出力は定格の2．7％（3万KW）まで落ちましたから，再循環ポンプは2台とも停止し，選択制御棒も挿入されたはずですが，この炉はタービンバイパス100％なので，発生する蒸気はすべて復水器に流しながら46分持ちこたえ，送電網への復帰をねらいましたが，復水器の真空度低下のため果たせず，手動で停止されました．復水器真空度低下は大量の蒸気が瞬時に流れ込んだため，復水器が損傷を受けたとみられています．タービンバイパス100％が裏目に出た事故ですが，この事故でも，なんとか持ちこたえてスクラムを避けたい電力会社の姿勢が明瞭にみとれます．

選択制御棒を出力振動防止対策に使うことについての批判は6章で改めて行います．

2 - 5 燃料棒はどのように変わってきたか

初期の小型BWRから現在の大出力BWRまで、燃料棒はかなりの変遷を経験してきました。燃料棒の形式は出力振動問題と微妙に関係しており、また、出力暴走時の燃料損傷の有無は大事な論点になるので、ここで説明を加えておきます。

現在日本で使われているBWRの燃料棒は8×8と呼ばれる構成の燃料集合体にまとめられています(図2-6)。この図の中央には燃料棒ではなく、水が入っているウオーターロッドと呼ばれるものが2本ありますから、この集合体に入っている燃料棒は6本ということになります。この燃料集合体が、たとえば電気出力100万KW級の原子炉には約760体入っています。ですから、原子炉炉心には約47000本以上の燃料棒が集まっていることになります。

以前には燃料集合体は7×7(最初期には6×6もあった)と呼ばれる構成になっていて、現在の8×8に比べると、わずかに燃料棒の直径が大きかったのです。これを現在のサイズにして、さらにウオーターロッドを入れるという改良を行って、燃料棒の安定性を高めてきた歴史があります。さらに、燃料棒を覆っている燃料棒被覆管の内側表面をジルコニウムでライニングする(内貼する)という方法で、被覆管の安全性を高めるという改修も行っています。これらの改良は1980年代に行われました。日本でBWRの運転が開始されて10年以上経ってからの改良ですから、運転開始当初から基本的な問題点が解明されていて、技術上の問題がクリアされた上での運転開始ではなかったという事情がここに現れています。運転しながら、試行錯誤的に改良を重ねてきたといえます。燃料棒の変遷は熱的余裕の改善を目指しておこなわれてきたものですが、炉の安定性に関してはむしろ低下させる方向に「改良」されたのです。これについては4章でもう一度触れます。

また別の面での改良もあります。その1つがガドリニウムの使用です。ガドリニウムという元素は中性子をよく吸収する性質がありますから、あらかじめこの元素を燃料棒に混ぜておきますと、この燃料では反応があまり進みません。しかし、このガドリニウムは中性子を吸収すれば、中性子を吸収しにくいものになってしまう。したがって、時間が経てば、この燃料でも反応が進みやすくなります。運転の初期には反応が進みにくく、運転の途中から反応が進みやすくなるという性質をもたせることができるわけです。

BWRでは原子炉炉心で冷却水が蒸気になりますから、冷却水には水の部分と蒸気の部分(泡)ができます。当然の事に、水の方が密度が大きいので、水の中性子減速効果によりこの部分では蒸気の部分よりも熱中性子が多くなり、反応が進みやすくなります。原子炉炉心の水と蒸気の分布は図2-7のように下の方ほど水の

部分が多く、上の方ほど蒸気の部分が多いので、下の方ほど反応が進みやすく、燃料棒の中のウラン - 235 の消費が速く進みます。これをできる限り上下均等に反応を進めるようにしようというのが、ガドリニウム使用の目的です。燃料棒の軸方向に出力を平坦化させることになるわけですが、このことが出力振動のしやすさ、しにくさに関係しているのです。このことは3章で議論しましょう。

この改良には経済効率が大きくからんでいます。たとえば柏崎原発の最初に運転開始した1号炉の燃焼度は、1975年の申請では27500 MWd / t ですが、これに対して1989年に出生されたR, 4号炉の燃焼度は39500 MWd / t となっています。この変化に比例して使用する燃料の中のウラン - 235 の濃度も前者で2.7%であったものが、後者では3.4%になっています。一方で燃えるウラン - 235 の濃度を上げながら、同時にガドリニウムの使用によって、全体的に効率よくウラン - 235 を燃焼させようという改良です。これを電力業界では高燃焼度化と呼んでいます。

電力販売によって利益を得ようとする企業ですから、燃料の効率よい使用を求めのは当然ですが、このような改良が原発の安全性とどのようにかわるかは、やはり重要な問題です。燃料の変遷に伴い、先ほど述べた選択制御棒挿入装置の使われ方も変わってきました。そのことも6章で再び取り上げます。

2 - 6 減幅比

原子炉の安定性を調べるのに用いられてきた方法が、BWRのメーカーであるGE社が開発した減幅比を調べる方法でした。

簡単にいえば、**図2 - 8**のように、はじめに大きく出力が上昇したとします。この出力上昇はやがて下がりはじめ、もとの値よりも低いところまで行き、再度上がり、出力が上下に振れる波ができます。このはじめの波と2番目の波の大きさの比をとって減幅比とします。

この比が1であれば、波の大きさはいつまでたっても小さくなりません。これは出力が大きくなったり小さくなったりする状態が続くわけですから、出力振動の状態です。原子炉は不安定な状態にあるといえます。この比が1よりも小さければ、出力の波はどんどん小さくなって行きますから、出力振動は減衰して行き、原子炉は安定した状態に戻ります。では逆に、1よりも大きくなったらどうなるのでしょうか。出力の波のピークがどんどん大きくなるということですから、原子炉はどんどん不安定になります。これが出力振動の発散、すなわち出力発振の状態です。原子炉が運転管理図(出力 - 流量の関係, 図2 - 2)のどこにあるかで減幅比も変わり、特定の炉がどのような減幅比の特性をもつかはかなり複雑な解析ですが、結果とし

てはこの減幅比が十分小さいことをもって原子炉の安定性の指標としていたのです。例として女川1号炉の減幅比の特性を図2-9に示しました。この図では、1990年7月、新型ジルコニウムライナー燃料から高燃焼度燃料に変更された前後の特性が、併せて掲げてあります。減幅比は定格運転条件で小さくなり、不安定領域で最大値をもつことが図々ら見てとれます。高燃焼度燃料に変えたあとでは、原子炉出力30-80%領域で減幅比がかなり高くなっています。また、(a)では減幅比の山が1つなのに(b)では安定制限曲線という線で切りとられて2つの山が出現していることにも気づくでしょう。これは運転管理上で操作しているからです。そのままだと原子炉出力の中間領域で減幅比が1を越えてしまうため、運転管理上、制御棒をゆっくりと引き抜きながら再循環ポンプの速度を同時に上げていくことによって、減幅比が1を越えないように(不安定領域に入らないように)し、はじめてこの安定制限曲線をたどることができるようにしているのです。参考のために、この炉の燃料棒の更新に伴う減幅比の変遷を、表2-1に掲げておきます。

いずれにしても1を越えることがない解析結果が出ているのに、実際に出力発振を起こした例は3章で述べるように、いくつもあげられます。その極め付けとして、現在の減幅比解析では原子炉の安定性の解析はできれいという結果がラサール2号炉の事故で出てきてしまったのです。このラサール2号炉の減幅比の値がアメリカのBWR炉の中でも最も優秀なものとして高く評価されていたのに、その炉が出力発振を起こしたのですから、NRCがGE社の方法による減幅比を原子炉安定性評価には使えないとしたのも当然です。このラサール2号炉の出力発振が起きたのは1988年ですから、30年ほどの間、このような盲点があることに気づかずに、あるいは無視して、BWRを使っていたことになります。ここにも原子炉の使用がメカニズムの完全な理解のまごになされてきたのではないという事情が鮮明に出ています。

3．出力振動の実例および試験例

3 - 1 出力振動事故の時間的経過と振動形態

まず冒頭にあげたラサール原発2号炉（BWR - 5）の出力振動（中性子束振動）を、時間を追って見てみましょう。

1988年3月29日午後5時32分、定格出力の約84%、定格流量の約76%での出力運転中に、作業員が機能試験中に弁を誤操作したため「原子炉水位低」の信号が発生し、再循環ポンプ2台が自動停止。そのため原子炉は自然循環状態になりました。この時制御棒は定格運転状態の近くまで引き抜かれていたため、出力約43%、流量約30%の「高 - (出力/流量)比」の状態へと移行。同時に、出力低下に伴い蒸気流量が減少したことによる給水加熱機能の低下と、炉内水位変動に伴う給水加熱器の移動隔離（再循環ポンプ停止後約30秒）によって、給水温度が約30℃低下。そのような状態で運転を継続していたところ、再循環ポンプ停止後約190秒後に、周期2～3秒で定格出力の25～50%の中性子束振動が発生。そのため、同ポンプ停止後約370秒後、ラサールの運転員は、炉心流量の増加により不安定領域から脱出するために、それまでの訓練や手順に従って再循環ポンプを再起動させようと試みたものの失敗。さらに手動でスクラムしようとしていたところ、同ポンプ停止後約396秒後にAPRM（平均出力領域モニター）が118%に達し、最終的に原子炉は自動スクラム。この時、LPRM（局所出力領域モニター）は最大約300%にも達していたことが報告されています。この経過については、日本原子力研究所による計算機シミュレーションの詳細な結果が公表されていて、出力 - 流量の時間経過が、[図3 - 1](#)に示すように、一目瞭然でわかります。どこまで振幅が上昇したのかについては、[図3 - 2](#)で見てみましょう。この図は、アメリカのブルックヘブン国立研究所が行った計算結果を示したもので、上の図では、振動発生後7秒でスクラムがかかり、振動は収束しています。下の図はスクラムに失敗したと仮定したときの計算結果で、ピークの値は定格の十数倍に達していることが見て取れます。

この事故はいくつかの重要な問題を提起しました。まず、ATWS（スクラムしない過渡変動）対策として設定されていた再循環ポンプの2台トリップ（炉心流量を減少させ蒸気量を増大させることにより負のボイド効果で出力を低下させるというもの）が、その一方で出力振動を引き起こすような不安定領域「高 - (出力/流量)比」へ原子炉を導いてしまうという危険性を有していることを初めて明らかにしました。しかも、安全解析によれば、事故時のような運転状態では振動は発生しないと解析されていたのです。

さらに、このような出力振動の最中に運転員の誤操作や主蒸気隔離弁（MSIV）の閉止などが重畳して反応度が投入されたり、あるいは炉心サイクルや出力分布、制御棒位置などの原子炉の状態が異なっていたりした場合には、事態はさらに悪化していた可能性もあったものと思われます。というのも、ラサール以降行われた計算機シミュレーションの結果のうちには、そのような危険を示すものもあるからです。アメリカ、ブルックヘブン国立研究所の研究は、炉が振動状態に入っているとき、主蒸気隔離弁閉鎖が起これば振動の振幅は一挙に6倍になるという結果を示しています（図3-3）。図の0秒の時点で出力振動が始まり、5秒の時点で主蒸気隔離弁閉鎖が起きたとたん、圧力は瞬時に上昇、その結果として出力が急増しているのが見てとれます。

出力振動は始めから炉全域で起こるのではなく、炉心の一部の領域が不安定になり、それが炉心全体に波及していくものですが、その態様には2種類あります。1つは、炉心全体に同位相、つまり炉心全体が出力の山を迎え、次に全体が谷に落ちて行くような振動です。それとは別に、炉の半分（半円）の領域が山のときに他の半分は谷になり、半分ずつ位相が 180° ずれながら（逆位相）振動を続けている振動形態もあります。もっと複雑な振動様式も報告されていますが、簡単にするためにここではこの2つに限り、前者を同位相振動（in-phase インフェーズ）、後者を逆位相振動（out-of-phase アウトオブフェーズ）と呼ぶことにしておきます。

ラサール2号炉の場合は同位相振動でした。この事故ではAPRM118%でスクラムがかかったわけです。現在の大半の原子炉では、「中性子束高」のスクラム信号は炉心全体の出力を監視するAPRMによって発せられるようになっていますが、これは炉心内の局所的な出力を監視しているいくつかのLPRMの値を平均したものであるため、炉心の一方が他方との位相が 180° ずれた逆位相で振動している場合にはスクラム信号を発信できず、そのため局所的には燃料棒が破損するようなレベルにまで出力が振動・上昇する可能性があることを示しています。原子炉の出力監視システムの問題・欠陥が明らかになったこととなります。この対策についてはラサール後提案されているものもありますが、それは6章で改めて議論します。

3-2 出力振動の発生例（試験時）

これまでに文献などで報告されている世界各国の原発での出力振動の発生例について、表3-1にまとめて示します。表には、炉心安定性の検討などの目的で行なわれた各種試験の際の発生例と、通常運転中の原発での発生例が示してあります。

試験を行っているということは、出力発振が心配の種だったため、発振要因と思われる事象を人為的に作り出しては試してみる必要があったことを示しています。

表のうち、典型的なものを拾い上げてみましょう。まず、同位相の発振例ですが、米のバーモントヤンキーにおいて、**図3 - 4**のように十数点を選び、再循環ポンプを完全に2台とも停止した自然循環状態と、再循環ポンプを最低速度で動かしている状態で安定性実験が行なわれ、その中の1点では、APRMの振幅が5`6%の同位相のリミットサイクル振動が発生しています。フィンランドのTVO - II原発でも、自然循環状態で制御棒を少し引き抜くと同様な同位相の振動状態が出現しました。

逆位相の振動ではカオルソ（イタリア）が典型的です。自然循環状態で出力を上昇させていったところ、中性子束のリミットサイクル振動が発生しましたが、この場合は**図3 - 5**のように、炉心の一方とその反対側で位相が完全に逆になっている振動になりました。つまり炉のある領域が振動の山を迎えたとき、炉中心に対してその点と反対側にある点では中性子束は谷になっているのです。そのため、LPRMの振幅で最大のものは60%にもなったのに対して、APRMの振幅は10%程度にしかありませんでした。同様の例はドイツのライプシュタット原発です。運転開始後の速い時期（第一炉心サイクル）に安定性試験が行なわれましたが、様々な出力/流量状態でリミットサイクルの逆位相振動が生じています。一例としてあげれば、46%出力/29%流量から、56%出力/31%流量までの4つの状態で振動が発生し、そのうちのLPRMの最大は66%にも達している一方、その時のAPRMは8%しか示していなかったことが報告されています。図3 - 5左側に示されたLPRM4と6の位置は炉の中心に対して点对称の位置にありますが、右のLPRM信号の時間変化は完全に逆位相であることがよくわかります。

もう1つ注目しておかなければならないのは、ABWR（改良型沸騰水炉）も出力振動の例外ではないということです。ABWRはBWR - 5後のエースとして、アメリカと日本が共同開発し、日本や台湾に必死で売り込みを図ってきた炉で、一口でいえば安全性を犠牲にして経済性を追求した炉です。最も顕著な特徴は、再循環ポンプをいままでのように外へぶらさげず、炉内へ取り込んでしまったことです（インターナルポンプ）。これはいままで回転している部品・機器を炉内に配置することはなかった設計思想の大転換であり、ポンプのブレード（水をかき回す羽根）を損傷するような事故があれば、今度はその破片が炉心を直撃します。たしかにいままでの再循環ポンプは振動を起こしやすく、地震にも弱く、ポンプの配管が壊れれば冷却水喪失というスリーマイル島型の事故を起こす危険があり、BWRのアキレスけんといわれてきました。だからといって炉内へ取り込めば問題解決とは

いきません。

インターナルポンプを採用したKRB・グントレミンゲン - BおよびC（ドイツ）においても、カオルソ同様の逆位相のリミットサイクル振動が生じています。KRB・グントレミンゲン - C（ドイツ）では、84年に振動試験を行いました。制御棒位置100%、3～4個のインターナルポンプが最低速度にあるところが安定領域と不安定領域との境界で、制御棒位置110%、2～5個のインターナルポンプ稼働時に不安定領域に移行。炉心の中心に対して点对称の位置で逆位相の振動が発生しています。このときも中性子束は個々のLPRMが大きな変位を示したのに、APRMはほとんど振れず、逆位相振動に対する中性子計装が無力であることを露呈しました。

KRB・グントレミンゲン - C（ドイツ）では、84年に一連の精密な安定性試験が行なわれました。実験では、自然循環状態、制御棒位置100%、減幅比0.55の状態では制御棒を引き抜いて出力を上昇させ、制御棒位置120%に達した時にリミットサイクル振動が発生し、制御棒位置120～124%の間でその振幅が増大し、126%を超えると振動は発散し、再循環ポンプの起動と制御棒の挿入により振動は収束しています。この時の逆位相振動の瞬間LPRM信号は、山と谷の差（ピーク・トゥ・ピーク）で示すと約83%に達しました。

このように試験では最後の例を除いて、出力振動は振幅が一定値に近づくりミットサイクル振動であって、制御棒の挿入により振動は収束していますが、実機での運転時の経験はそうはいきません。次節で実機での運転時の振動例について述べますが、その前にABWRについてはもう一度触れておきたいことがあります。それはこの最大級出力135万KWのABWRがこれからの日本の炉の主流になることです。この危なっかしい炉は米での型式承認が長い間とれず、1994年7月になってやっとNRCが最終設計承認を発給しました。したがってアメリカにはA型の炉はまったくありません。ところが日本では柏崎・刈羽6号炉が建設中で96年には運転を開始する予定であり、芦浜、浜岡5号、志賀2号、東海等、これから建設を予定されているBWRはすべてこのABWRで押し通す勢いです。上に述べたようにABWRは出力振動と縁ではないこと、それにインターナルポンプは直接に炉心に水を送っていますから、その停止、起動は泡を通して炉心の反応度に直接影響を与えることを考えれば、ABWRの出力振動は決して無視できません。ABWRには他にも大きな欠陥があり、それがNRCの承認がなかなか出なかった理由です。日本では特に、これからABWRに批判的な目を向けていかなければならないと思います。

3 - 3 出力振動の発生例（運転時）

実機運転時における発生は、ラサールにおけるように振動はリミットサイクルにとどまらず、出力発振を起こしています。運転時の発振については、試験時の振動よりよりくわしく述べておきましょう。

カオルソ（イタリア）では、82年には原子炉起動時に、83年には再循環ポンプ1台停止および給水加熱喪失により出力振動が発生し、APRM高によりスクラムしています。再循環ポンプ1台停止の場合は量は他のポンプでかなりの量が確保されているはずですが、それでも出力発振は起きています。これはちょっと注目しておく必要があります。というのも、日本では94年8月、志賀1号炉が再循環ポンプ1台停止を起こしたのは記憶に新しいことですから。この原発については運転し止めを求める民事訴訟が起こされていました。94年8月25日に出された判決は、再循環ポンプ停止の際の出力振動は起こらないとはいえないとしながらも、原発の運転そのものは認める不当なものでした。志賀原発再循環ポンプ停止事故はその判決の翌日に起きたのです。

バーモント・ヤンキー（アメリカ）では88年、再循環ポンプ1台停止による流量低下により同位相の振動が発生。流量増加により振動から脱出。これも1台だけ停止の際の事故です。

インターナルポンプをもつ原発でも実機での発振例があります。TVO-1（フィンランド）では87年2月22日、原子炉起動時の出力60%、流量30%の時に、振動の山と谷の差で表すと30%の振幅の振動が逆位相で発生。さらに給水加熱喪失により振動が増大したためスクラムしています。フォルスマルク1（スウェーデン）では87年8月20日の原子炉起動時に、最低炉心冷却材流量のままで制御棒を引き抜いて出力65%にした時に振動発生。周期2秒の振動がAPRMとLPRMの両方で観測され、全体的には同位相で振動していましたが、時々逆位相になるところもありました。減幅比は限界の0.8に接近しましたが、運転は定常状態を維持。また、この振動の特徴的なこととして、**図3-6**の太い線と細い線の矢印で示されるように振動場所が次々と移動したことが、LPqMのシグナル伝達の解析より明らかになっています。このことは出力振動の様式は同位相、逆位相に分類できるような簡単なものではなく、未だ解明されていない複雑な機構が関与していることを示唆しています。

出力振動の際の細かいデータが収集され、発表されている例として、もう一つ、リングハルス1（スウェーデン）をあげておきましょう。89年10月26日に原子炉を起動中、出力80%、炉心流量35%で異常が発生したため再循環ポンプ速度を低下させたところ、突然周期2秒のリミットサイクル振動が発生。この時点

での出力は75%、冷却材流量は32%でした。制御棒を挿入しても振動は減少しなかったため、3分後に運転員が手動で部分スクラム(選択制御棒挿入のことです)。それによって振動は停止し、出力は68%で安定。この振動の原因は、給水温度の低下にあったとされています。いままでの例では、振動の位相については径方向の話をして、同位相か逆位相とかいってきました。LPRMの記録によれば、炉心垂直方向では、底部から頂部へのボイドの移動および中性子動力学による位相遅れが生じていたことがわかります(図3-7)。一方、径方向では、最大位相差約130°の逆位相の振動が生じ、振幅は谷底と山のてっぺんとの差で測ると、全出力の16%に達していました。また、ある炉心部分で生じた振動が他の炉心部分の大半に影響を及ぼしていたこともわかっています。

4．出力振動のメカニズム

4 - 1 振動現象

ある系が定常状態から少しずれたとき，その系に制御系が設けられていて回復する機能があっても，回復に時間がかかったり，振動を始めてしまって落ち着かなかったり，はなはだしいときは振動の振幅が次第に大きくなって振り切れてしまう（発振する）ことがあります．これは制御工学ではよく知られた事象です．この事象をわかりやすく説明するため，電気炉を一定温度に保持することを考えてみましょう．

なんらかの乱れで電気炉の温度が一時低下したとしましょう．センサーはこの低下を読み，設定値との差を増幅して，より多くの電流を電気炉のヒーターに流すよう信号を送ります．この信号を受けとった後，温度が図4 - 1 (a) のように時間遅れを示すことなく回復してくれればいいのですが，現実には必ず時間遅れは存在します．増幅器のゲイン（増幅度）が小さい場合は応答が遅く，なかなかもとに戻りません（ b ）．そのうちに次の乱れが発生し，炉の温度は一定に保持できないことになってしまいます．ゲインが大きいと応答は速くなりますが，大きすぎると行きすぎてしまって，（ c ）のように振動してしまいます．それでも減衰しながら一定値に戻ればいいのですが，条件によっては（ d ）のように発振してしまいます．BWRの不安定性も本質的にはおなじ機構です．

BWRの不安定性はむずかしい問題で，すべてが解明されたとはとてもいえない状況ですが，なんとか基本的なところを説明してみましょう．ただ，その議論に進むには，2章で述べたこと以外にも，BWRのしくみや炉心の形状についておおまかな理解が必要です．

水で減速された中性子がウランに次々にぶつかり，生み出された中性子のうち平均1個の中性子が次の反応に使われて核反応を持続させていく状態を臨界と呼ぶことは2章で述べました．この臨界からのずれを反応度と呼んでいました．反応度0が臨界，正が超過，負が未満に対応します．BWRの場合，反応度が炉心の泡（ボイド）の量により左右されます．水とは違いボイドは中性子を減やしませんから，ボイドが増えると中性子束（中性子の流れ）は減少し，炉の出力も下がります．このことをBWRは負のボイド反応度係数をもつといいます．このため，炉出力が上がればボイドが増え，増えたボイドは核反応を下げる方向にもっていくことになり，このことがBWRの自己制御性と呼ばれています．チェルノビリ事故のあと，日本の原子力安全委員会が日本の炉は炉型が違うから安全と主張したのは，このことを「っていたのです．しかし，負のボイド係数は別の状況では正の反応度投入に結びつきます．炉心に冷たい水が入ったり，炉の圧力が急上昇してボイドが一瞬にし

てつぶれれば、一挙に大きな正の反応度投入に変わるのであります。同時に、負のボイド係数は出力振動の原因となります。前出のヒーターの例でのゲインが大きいことと同じで、外乱に過剰に応答して振動してしまいます。したがって、BWRの自己制御性は両刃の剣のようなものです。このことはあとの議論でもしよっちゅう触れることとなります。

上に述べたのはBWRの本質的なしくみにかかわることです。BWRの振動問題にかかわるのは、このような核的過程（核反応に関する過程）ですが、振動現象はこの過程がない場合（火力発電のボイラーなど）でも起こります。これは細管や狭い隙間を通り抜けて行く水流に起きる不安定に起因するもので、熱水力学的不安定性（チャンネル不安定性）と呼ばれています。BWRではこれに加えて核的過程が決定的な要因となって、総体としての安定性（炉心安定性）を決めているため、複雑な事象になってしまいます。4 - 2で熱水力学的不安定性について見たのち、4 - 3でBWRの総体としての炉心安定性について考えてみることにします。

4 - 2 二相流の振動原因 - 熱水力学的不安定性

BWRの炉心はラサール2号の場合で、高さ3.7m、径4.7mという大きなものですが、そのなかは泡だらけです。定格運転で炉心のボイド率は43%、炉心下部から上部にいくにしたがってボイドの量は増え、燃料棒と燃料棒の狭い隙間（3mm）をボイドと水の二相流が秒速、数mの速さですり抜けて行きます。

これだけのことを頭に入れておいて、振動発生メカニズムに入りましょう。本質的には次の過程が考えられます。

原子炉の炉心下部から、炉水がサブクール状態で入ってきます。その水は燃料棒の間を流れるうちに温度が上昇し、沸騰が始まります。ボイドが大きくなり、合体して気泡の塊となり（この状態をスラグ流という）、蒸気が流路断面の大半を占めるようになると、液体部分は蒸気中のミスト（水滴）以外は燃料棒表面にへばりつきながら流れていくものだけになります。これを環状流といいます（図4 - 2）。通常の定格出力では、炉心出口（燃料棒最上端）付近だけがスラグ流や環状流の状態であり、その下の流路では、冷却水は小さなボイドを伴う気泡流の形で流れています。定常状態では燃料棒間にあるボイドは小さく、燃料棒の管壁で発生してはすぐに離れて上方に流れ、炉心から熱を運び去ります。

ところがこの定常状態はちょっとした原因でこわれやすく、図4 - 2が示すように、スラグ流、環状流が流路の大部分を占めてしまうような事態になることがあります。いったんこの事態になると燃料棒表面から熱を運び去る機能も失われてしまいます。振動は次の過程で起こります。大きなボイドで流路がふさがれるとその圧力

が高まり、この圧力上昇でボイドはいずれ上方に抜けざるを得ません。そのとき流路では急速な圧力損失（低下）が起こり、ボイドは浮力および自然循環（対流）により浮き上がり、水流は再び小さなボイドを伴って流れ始めます。このサイクルは流路内の水の密度振動を引き起こすことになるので密度波不安定と呼ばれ、ボイラーなどでよく知られている現象です。この過程は熱源（燃料棒）側の変動はなくても起こり、熱水力学的安定性と名づけられています。BWRの場合はチャンネル安定性と呼ばれることもあります。BWRの場合ボイラーだけの場合と違って、熱源側の変動も関係するのが複雑なところですが、それは次の節で述べることにして、チャンネル不安定性を起こす原因を説明しておきましょう。

1) 圧力損失 - 流量特性による振動

二相流の圧力損失は図4-3のように負性勾配になるところがあります。ボイドが合体し水の流路断面積が小さくなると、水を加速するために圧力が必要となります。これを加速損失といい、ある流量範囲で現れます。流量が大きくなるとボイドが合体せず、この加速損失がないので、圧力損失はむしろ減りますが、さらに流量が大きくなると、単相流と同様、圧力損失は大きくなります。この中間部分が負性勾配です。ポンプを用いた強制対流では、ポンプ特性がl曲線の場合、交点A、B、CのうちB点は不安定でAかCに移行します。B点で流量が増えると抵抗が減り、ますます流量が増えてC点に至ります。その逆はA点です。ポンプ特性がg曲線の場合だと交点は1つしかなく安定です。

このチャンネルの入口部分にノズルを入れて圧力損失をつけると、この圧力損失はほぼ流量の2乗に比例するので、チャンネル全体の圧力損失はh曲線のように、負性勾配をなくすこともできますが、この場合はポンプ動力をよけいに消費することになります。

自然循環では、ポンプ特性の変わりに浮力特性が用いられます。安定、不安定の判定は上の議論と同様です。

わざわざポンプが稼働している場合としていない場合（自然循環）の双方について述べたのは、BWRにおいては不安定性（振動）発生は再循環ポンプがトリップした場合に起きやすいのですが、そのときは同様な議論が浮力特性を用いて可能であることを示すためです。

2) 伝熱面での突沸現象など

スラグ流のような流路断面積を大きく占めるボイドがあると、伝熱面近傍の液膜が加熱され、蒸気の急速な発生によってスラグ気泡が流路を上下にわたって占めま

す。次に上下のサブクール水との接触による凝縮や伝熱面上の液膜がドライアウトすることによる蒸気発生量の減少により、スラグ気泡が消えたり通過するという繰り返しによる振動が発生する場合があります。

3) フローパターンによる振動

小さな気泡は速く上昇するが、それが合体したスラグ気泡は遅く、下からくる小さな気泡を熱めさらに大きくなります。このスラグ気泡と液相の塊が交互に通過することにより、圧力変動や流量変動が発生します。

4) 系の動的不安定性

伝熱や流動の時間遅れ、圧力伝播の速さによる系のフィードバック効果により振動が起こります。

このように気体と液体の二相からなる二相流は、単相流にくらべ複雑な挙動をします。二相流の不安定さの原因は、いくつもあるのです。

4 - 3 原子炉炉心の振動要因

BWRでは熱水力学安定性（チャンネル安定性）に核的過程（反応度に関する過程）がからんできません．これは熱源側の変動です．典型的な過程としては次の経過をたどります．

再循環ポンプがトリップして炉心流量が減ります．もちろん蒸気発生量も減少し、蒸気を熱源としている給水加熱器も働かなくなるので、炉心への給水温度が下がります（サブクールが大きくなります）．スラグ流が発生し、大きなボイドが流路をふさぐまではおなじですが、そのとき核的過程としては、ボイドは中性子を減速しないので負の反応度を投入したことになりますから、炉心の中性子束は下がります．つまりチャンネル安定性だけの過程と違い、熱源の熱流束が減少するわけです．すると今度はボイドの発生率は少なくなり、徐々に中性子減速効果が回復してきますが、そこで冷水が炉心に引き込まれると正の反応度投入が起きて、中性子束は急速に増え、熱流束は増加の方向に向きます．この過程では核的過程がからまないときに比べて、大きなボイドの発生がすばやく、容易に起こります．これは4 - 2で述べた二相流の不安定性だけでなく、熱源の変動まで含めた流路の振動現象です．このような反応度変化を含む過程の安定性を炉心安定性と呼びます．BWRの安定性については、最終的にはこの炉心安定性が問題になるのです．

3章で述べておいたBWR炉心の出力振動の様式を含めて表示すると

熱水力（不）安定性	局所的振動
炉心（不）安定性	同位相振動，逆位相振動

となります．熱水力（不）安定性はチャンネル1本について考え得る局所的振動に対応しているのに対し、炉心（不）安定性はチャンネルどうしに相関のある振動様式です．

同位相振動が起こりやすい炉は逆位相振動に対しては比較的安定であり、その逆も成り立つことがわかっています．このことは、炉の構造、動特性によって振動形態が決まることを示しています．では、どのような構造、動特性が出力振動にかかわるのでしょうか．言葉を変えれば、どのような炉が振動しやすいのでしょうか．この点については解析結果が互いに矛盾している報告もあるほどで、解明されているとはとてもいえません．しかしとにかく、ことは再循環ポンプのトリップから始まるとしてみましょう．ポンプがとまり炉が比較的に高出力、低流量の自然循環状態に移行するのが出力振動のベースになる事象です．ポンプのトリップによる給水量の低下、給水加熱機能の喪失の結果、サブクールは大きくなり、出力振動が起こりやすくなります．給水加熱機能喪失は必然的に起こります．原子炉への給水は、タービンを回した蒸気を復水器で水に戻し、タービンからの蒸気を給水加熱

器に導き、その蒸気で熱して供給されます。再循環ポンプが止まるとその蒸気の量が落ちるから当然給水を十分加熱することができません（ラサールの場合はそれ以外に給水加熱器自体が働かなくなり、さらに給水温度が下がりました）。サブクールは出力振動に関する直接的、決定的な引金です。サブクールが大きいと、振動は早く始まるし、振幅も大きくなることがわかっています。それでは炉の構造、動特性のどの具体的な要因が出力振動を起こしやすくするのかをみてみましょう。まず

1) ボイド反応度係数が大きいこと

があげられます。ボイド反応度係数とは、BWR内でボイド量が増加したとき、それにともない反応度がどれだけ変化するかを示すものです。BWRではこの係数は負で、ボイドが増えれば反応度が下がるのですが、上に述べたように冷水の注入が起きると正の反応度投入になるわけですから、負のボイド反応度係数が大きい炉では、このときの正の反応度投入も大きくなり振動しやすくなるのは当然です。また

2) 細い燃料棒を用いた新しい型の炉心

は安定性が低いといえます。古い炉は、1つの燃料集合体が7×7本の燃料棒で構成されている径の太い燃料棒を用いていました。この7×7型は熱伝導が悪いので、燃料の熱的余裕度を向上させるため、径の細い8×W型燃料に順次取り替えられました。たとえば女川1号炉は、運転開始時の7×7型から8年後に8×8型になり、その後新型8×8、新型ジルコニウムライナー8×8、高燃焼度8×8と変わっていきました。他の多くのBWRもおなじ変遷の道をたどりました。燃料の改善という意味では必然の過程だったのでしょうが、安定性はいくぶん犠牲になりました。反応度、そして中性子束が変化したとき、太い燃料棒の熱伝導の悪さが熱流束の変化を抑え、出力振動の発生を抑えていたのです。初期のBWRは実験的に出力振動を引き起こすのも困難であったといえます。

3) 炉心下部にピークのある出力分布

BWR炉心の出力は軸方向（縦方向）で変わります。これを出力分布といえます。なぜそうなるかといえば、炉心の上部と下部とではボイドの量が違い、反応度が違いますから、図4-4に示した出力分布のように出力は炉の下部でピークをもつこととなります。下部のピークが大きすぎることを出力分布に歪があるとかボトムヘビーであるとかいいます。このような炉は出力振動しやすいという解析結果がいくつかあり、このうち、米ブルックヘブン研のウルフの研究ではベースになる要因と

して再循環ポンプがリップ，サブクールをあげた上で，これを重視しています．おなじボトムヘビーでも最も不安定になるピークが炉ごとに決まり，そのピークも鋭いピークよりむしろ少しなだらかなほうが不安定だという解析結果が出ています．

ともあれ，ボトムヘビーが出力発振の一因になるのなら炉心の出力分布はなるべく平坦でなければなりません．このような安定性にかかわる対策以外にも，ボトムヘビーを解消しなければならぬ理由があります．炉は100万KWならトータルで100万KW出すことを要求されますが，BWRの場合炉心上部ではボイド量が多いため，全体の出力にあまり寄与しませんから，下部の燃料がいわばがんばらなければなりません．したがって下部の燃料は熱的余裕がなく，負Sがかかりすぎるおそれがあります．そのため，負担を均等に割り振るために平坦な出力が望ましいのです．そこで改良の試みとしてガドリニア炉心という新しい炉心が開発されました（たとえば浜岡3号）．中性子を吸収してしまうガドリニア（酸化ガドリニウム）という化合物を燃料にまぜ，その量を炉上部では少なく，下部で多く，最下部でまた少なくします．それが図4-4の左側に描いてあるガドリニア量の意味です．それまで軸方向の出力平坦化は下から制御棒をある程度差し込んだまま運転することで行っていました．燃料の燃焼度が上がるにつれ，制御棒は出力分布を計算しながら引き抜いていく必要があり，どの制御棒をどの程度引き抜くか（制御棒パタンの調整）は複雑な問題でした．こういう改良の結果，浜岡3号炉炉心については，制御棒のみに頼らなくても平坦化することができるようになり，またガドリニアをいれていない先行の同型炉より出力分布を平坦に改良した，と浜岡3号炉の主契約者東力は主張しています．ボトムヘビー以外に

4) 炉心中央部に高出力燃料集合体が多い

ことも要因としてあげられています．これは3)の軸方向歪みと対称的に，炉心の径方向のピーキングが効くという解析です．実は3)，4)については結論が出たとはいえ，先のウルフの解析では軸方向のピーキング係数の大きいことが要因となっていますが，原研の研究者は軸方向ピーキングと径方向ピーキングを両方あげています．それに最近の原子力学会の講演によると，一番効くのは径方向のピーキング係数が大きいこと，すなわち炉心中央に高出力燃料集合体を入れることで，軸方向はむしろ平坦なほうが発振しやすいという解析も出てきました．これではボトムヘビーが振動の主要因という説が否定されたことになってしまいます．ウルフの解析(注24)は炉心については軸方向だけの相関を考えた1次元の解析です．最近日本で行われているのは3次元解析で，常識的には3次元解析のほうが信頼できると考えるのが普通ですが，まだ決定的なことはいえない状況です．

3)、4)について現時点でいえることが2つあります。ラサール原発はボトムへビーだったから振動を起こしたという主張がありますが、ラサールだけが特に異常であったとはいえません。図4-4には、浜岡3号炉、同型先行炉およびラサール2号炉の出力分布を比較するために重ね合わせて描いてあります。ラサールは異常な出力分布かどうかということですが、}に見るように先行同型炉と比較すればラサールはむしろ浜岡3号炉に近い出力分布をもっていることがわかります。

もう1つは、4)に対しては炉心中央に高出力の燃料をいれないようにすればいい話ですが、そういうやりかたを決めたとしても、ミスで高出力燃料集合体(新燃料やプルトニウムを軽水炉で燃やす場合はプルトニウムを混合した高出力燃料集合体)を炉中心部に入れることがありえます。集合体配置を誤れば発振が起こることになります。この種のミスは、いったん犯してしまえば運転管理その他のソフト面の対策ではどうにもならないことです。

4-4 出力振動と燃料破損

さて、ラサール事故では中性子束は局所的には定格の300%まで到達したとも、500%だともといわれています。これは事故後の計算機シミュレーションで得られた値です。おなじ資料には900%までいかなければ燃料破損は起こり得ないという当局者の発言が引用されていますが、別に根拠のある値ではなさそうです。3章で述べた出力振動例のうち、カオルソ、フォルスマルク、TVOそしてラサールも、燃料破損には至らなかったと公式には報告されていますし、その同じ報告のなかでは、不安定性が生じてから最大1分で収まれば燃料破損は防げると述べられています。はたしてそうでしょうか。

ラサール事故の場合とはとにかくスクラムがかかり、原子炉炉は停止しました。スクラムに失敗したらどうなるでしょうか。前に述べたウルフの論文はこの点についても計算機シミュレーションを行っています。論文ではこのとき最小限界出力比MCP Rは1を切り、ドライアウトが起こると述べられています。むずかしい表現ですが、平たくいうと燃料棒破損の可能性があるということです。振動機構の説明のところで、スラグ流の発生する異常状態の沸騰では、大きなボイド(泡)の発生によって燃料棒の熱を効率的に運びさることができなくなっていると述べました。MCP Rというのはこのような熱伝導の良さあるいは悪さ(正確には運び出せる熱流束の限界)を示す指標で、これが1を切ると危険な状態になり、燃料棒表面の温度は上昇して行きます。

したがって、原子炉はMCP Rが1をきることはないように設計されまき。どのBWRの設置許可申請書をもても、「運転時の異常な過渡変化が起きた場合におい

てもM C P Rが過渡時の限界値（炉心内の99.9%以上の燃料棒が沸騰遷移を起こさないという設計基準に基づく値でM C P R = 1.07）を下回らないよう通常運転時における適切なM C P Rが決定される」とされています。M C P Rを落していく要素はいくつかありますが、設計では「M C P R（M C P Rの変化分）の最も厳しい過渡変化は給水加熱喪失であり、M C P Rは0.13である。したがってM C P Rは $1.07 + 0.13 = 1.20$ を設計限界値として設ける」とされているのです。しかし上に述べた解析結果（注24）は、実際に出力振動が起きれば、M C P Rが1を切る可能性があることを示しています。燃料の焼損に結びつく重大な事態です。

それに加え、燃料の温度が上がると、ペレット - 被覆管相互作用による燃料損傷の恐れも出てきます。ペレットと被覆管は材質が違いますから、その熱膨張率の違いによって間にある隙間が閉じ、ペレットが管を押し広げるためケ傷が生じます。また、前に事故により損傷して水の入りこんだ燃料や高燃焼度燃料の場合は、通常の燃料よりずっと壊れやすいのです。

特に浸水燃料と呼ばれる水の入り込んだ燃料については、触れておくべきことがあります。被覆管の溶接部分等に欠陥があったり、燃焼が進むにつれてピンホールができた燃料棒からは、放射能をもった核分裂生成物が洩れ出します。それがBWRの本質的な問題の1つですが、その問題以外に、炉を停止するとこのような燃料棒に逆に水が入り込むことが問題なのです。浸水燃料の存在に気づかず炉の運転を再開し、もし反応度事故を起こしたとすると、通常の燃料では問題にならないような反応度投入であっても、そのままではすみません。燃料棒中の水は瞬時に加熱されて水蒸気爆発を起こし、激しい圧力波の発生をみることになり、燃料棒はこなごなになってしまいます。浸水燃料は健全な燃料の10分の1の熱の流入で破壊されてしまうことがわかっています。日本においては原子力研究所が、原子炉安全性研究炉（NSRR, Nuclear Safety Research Reactor）を用いて、反応度投入事象（暴走事故）の際の燃料の破損条件と破損後の影響についての実験的研究を進めてきました。この研究にあたった当事者が、軽水炉で考えられる反応度事故（DBA, Design Basis Accident 設計基準事故）の範囲でも、欠陥燃料の破壊が容易に起こることを示し、「在来軽水炉に最悪の反応度事故が発生すれば、反応度事故による燃料破壊は必ずしも避け得るとはいいきれない」と結論づけていることに注目する必要があります。NSRRによる研究はかなり古い話ですが、浸水燃料が水蒸気爆発を起こして壊れ、周囲の燃料にも大きな破損を引き起こすこと自体は、物理現象である以上、それ以後もなにも変わってはいません。いまいわれているのは、浸水燃料が生じてしまう確率が低い上に反応度事故が起きる確率も低い、まし

て浸水燃料を炉心にもつ炉で反応度事故が起きる確率は無視し得るほど低いという、相も変わらぬ確率論なのです。

ここまで、振動のメカニズムとそれを引き起こす要因について大づかみに考えてきました。BWR不安定性問題は現在進行中の研究課題であり、決定的なことはなにもわかっていないと断言している状態です。そのような状況の下で、現実にはBWRが日々運転されていることがまさに問題なのです。

5．出力振動の解析手法，解析結果

5 - 1 周波数領域解析，時間領域解析

3章で出力振動の例をあげ，振動時の原子炉のいろいろな物理量（パラメータ）の値とその推移について述べました．そのなかには実際に計測され，記録されていた値もあれば，あとで計算機シミュレーションにより計算されたものもあります．

このような出力振動の定量的議論には，実機で振動を人為的にNこしてみる場合もありますが，相手が原子炉ですからとことんやってみるというわけにはとてもいかず，振動が発生すればほとんど瞬時に抑えられるような状況でしか実施されていません．したがって，現実の振動を再現するためには，どうしても計算機シミュレーションに頼らざるを得ません．また，現実起きた事故の詳細も，計測されていたパラメータを総動員して，計算機により再現してみるという過程から推測されます．ラサール2号事故がまさにその例で，シミュレーション結果が公表されています．

その手法はひとことでいえば，流量，ボイド量，サブクール，中性子動特性などで示される熱水力学特性と核特性に関する連立方程式を，複雑な境界条件のもとで解くことです．このような方程式は解析的にはとても解くことはできないので，必然的に計算機による数値解を求めるしかありません．

計算機シミュレーションの手法には周波数領域解析と時間領域解析があります．周波数領域解析は基礎方程式を定常状態のまわりでパラメータを微小変化させ，線型化した方程式をラプラス変換し，周波数に関する方程式に変え，結果としてたとえば減幅比とかL P R Mによる中性子束計測値を周波数に関する関数として求めます．したがって振動の時間経過を追うことはできません．また，この解析法における炉のモデルは最も簡単な場合，核動特性を1次元として取り扱っています．炉心全体を径方向には一様なものとして1つのチャンネルで模擬し，縦方向の物理量の変化のみを考えますから，径方向/変化のある逆位相の振動を当然取り扱えません．ただ，このような解析のしかたは計算量が少なく，定性的な結果を手っとり早く得るには便利な手法です．最近では径方向への広がりも含めた3次元解析が行われるようになり，周波数領域解析は「どのような要因の組み合わせ，それを示すパラメータの値で不安定領域に入るか」については的確な答えを迅速に与えてくれます．

一方，時間領域解析は各物理量を時間の関数として追っかけていきます．この場合は計算機的能力に高度なものが要求され，またソフトウェアの面でもさまざまな解析コードが競って開発されています．原子炉については上に述べた1次元解析から，平均的な出力の燃料集合体の組をまとめたものと，高出力集合体を1つにまと

めたものの2チャンネルの中間的な解析を経て、完全な3次元解析まで、いろいろな模擬のしかたがとられていますが、3次元時間領域解析となればその計算量は膨大なものになります。大きな組織に属した研究者グループにしかできない種類の仕事であるばかりでなく、他のグループがその確認をとってくれることのほとんどない(つまり他人の目で再現性を確かめもしない)種類の仕事であることが弱いといえるのではないのでしょうか。それにやはりあくまでもシミュレーションであって、実際の事態がそのように進むという保証がないのも決定的な弱みです。

それはともかく、時間領域解析は「どのような時間経過をたどって不安定領域に入るか」についての答を与えてくれます。その例として、原子炉研究所が行った解析結果をみてみましょう。炉心については1次元解析ですが、縦方向に細かく分割して炉心を模擬しているのが特徴ということです。結果の1つを図5-1に示します。この図は炉の安定性が出力/流量比とサブクールにどのように依存するかを示すもので、出力/流量比が増加すると不安定領域に入ることは直ちにわかりますが、炉心入口のサブクールには最も振動しやすい値があることも示しています。同じ論文では、例のラサール事故の再現解析結果も出てきます。図5-2は出力発振までの時間経過が、すぐ上に述べた出力/流量比とサブクールのグラフの上に重ねて表示されています。再循環ポンプ停止の0秒時からいったん安定方向に向い、また不安定方向に移動し、20秒後に不安定領域に入り、60秒後に振動発生、それが拡大していく様子がはっきり見てとれます。このグループの解析では、ラサール2号の発振を決めた要因は炉心入口サブクーリングと出力のゆがみ(ボトムヘビー)となっています。

上の例は1次元解析ですが、先端の研究の大半は3次元中性子動解析であり、アメリカ、スウェーデン等でいろいろな解析コードが開発されています。計算時間が膨大なものになるのをいくぶんかでも防ぐため、炉心をそのなかでは同じ振る舞いをするいくつかの領域に分割する、またその分割のやり方を同位相振動と逆位相振動で変える等の細かい工夫もなされています。それでも複雑な出力振動をすべてシミュレートすることは至難の技で、たとえば3章で触れた振動領域が炉心を移動していくような現象については模擬できていません。

5 - 2 安全審査

4章では出力振動の機構について述べましたが、そこではチャンネル安定性、炉心安定性という言葉が出てきました。チャンネル安定性は核反応と関係のない過程、炉心安定性はチャンネル熱力学特性に核過程もとりにこんでの話でした。原子炉には不安定状態に入り込まないように制御する系が必ずついており、正確には炉心安定

性はこの制御系を考慮しない場合の安定性をいい、制御系をも考慮に入れてプラント全体の安定性を議論するときには、プラント安定性という言葉が使われます。現実の原子炉設置許可審査に際しては、このプラント安定性について評価するのが当然のことです。設置許可申請書では制御系も含めたプラント全体の安定性を扱い、動特性方程式を時間領域で解いています。その際の解析コードは

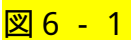
- 1) 制御棒反応度，ボイド反応度，ドプラー反応度 を入れた 1 次元中性子動特性
- 2) 燃料棒は 4 つの部分に分割
- 3) 制御系として再循環流量制御系，給水制御系，圧力制御系，安全保護系を考慮等を組み込んでありますが，3 次元の広がりをもった炉心の挙動はほんの一部の解析にしか取り込まれていません。3 次元解析が研究段階とはいえ，これはやはり手抜きであつた，先に述べたように，現行のやりかたではとりわけ逆位相振動の解析は不可能です。設置許可申請書には，逆位相振動に関する記述はありません。したがって，現状は，振動問題については保証のない申請書に基づいた原発の設置が認可されているとって過言ではありません。

6．対策およびその批判

6 - 1 再循環ポンプ停止にからむ悩ましい事情

ラサール事故以前にも、もちろん暴走事故は最も恐ろしい事故として問題になっていました。暴走の原因はつきつめれば4章で述べたBWRの自己制御性（ボイドが増えると反応度が低下する）が逆に働くことにあります。つまり冷水が入ったり圧力が増加してボイドが潰れれば、自己制御性はそのまま反応度上昇に結び付き、出力は単調に急上昇して暴走に至るのです。ラサール以前はこのようなストレートな暴走事故が想定され、いろいろな解析がなされてきました。そこではラサールのような出力振動から暴走というケースは想定されていませんでした。

このようなストレートな暴走事故、たとえばタービンに蒸気を送る配管を閉鎖する主蒸気隔離弁が閉じてしまい、なおかつスクラムしない事故を、スクラムしない過渡変動（ATWS）とよぶことは先に述べました。このとき炉内は急速に圧力が上昇し、ボイドが潰れ始めますが、もしスクラムに失敗すれば（WS：without Scram）、重大な事態となります。主蒸気隔離弁閉鎖のような暴走事故に結びつくATWSが起きたとき、対策として考えられているのが再循環ポンプをトリップさせることです。つまり、炉心流量を減らし、ボイドをわざと増やして反応度を下げることです。ところが再循環ポンプトリップにともないラサールのように出力が振動するとなると、再循環ポンプを停止するのは危険なことになってしまいます。このデイレンマはまだ完全には解決されていません。

BWRでは反応度事故対策として、ATWS時の再循環ポンプ2台停止が盛り込まれています。実際に事故時には再循環ポンプは止まります。女川1号炉の主蒸気隔離弁閉鎖事故（92.8.31）では、再循環ポンプは自動的に停止しました。このとき、炉は当然不安定状態に入ります。今度は出力振動発生におびえることとなります。したがって不安定領域から脱出するためには、再循環ポンプを再起動したいのですが、ここでも別の問題が発生します。再起動して冷水が入ってしまうと、一挙にボイドがつぶれ暴走してしまいます。痛しかゆしです。だからどのBWRも、再循環ポンプ再起動のときはポンプの出口止め弁を閉じ、ポンプを起動しても水は流入せず、その水を熱して炉水と温度をあわせてから出口弁を開くしかけにしています。ところが出口弁が半開きのままで再起動がかかってしまった事故も発生しています。原発の事故というのは、もう、もぐらたたきのようなものです。あちらをたたけばこちらで顔を出すのです。こうなると、再循環ポンプが止まってしまった場合、再起動するかどうかはむずかしい選択です。1章で触れた浜岡1号炉の再循環ポンプ2台停止事故（88.2）の場合、長時間悩んだあげく、2台とも再起動して炉の制御を可能にしてから、炉本体を停止しています（ 6 - 1）。

ラサールの場合は不安定領域から抜け出そうとして運転員は再循環ポンプを再起動しようとし、それに失敗してしまいました。運転員の技術が未熟で再起動できなかったのですが、それがよかった、もし再起動していれば（冷水が入って）危険になったかもしれないと、NRC自身がほっとしています。なにをかいわんや。再循環ポンプはBWRの最も弱い機器なのです。

ラサール事故は事態をいっそう複雑にしました。出力振動から暴走に至る別の経路の事故の恐れが明らかになっただけでなく、出力振動プラスATWSのケースまで出てきたのです。アメリカのブルックヘブン国立研究所（原子力のための研究所）の研究者の論文は、出力振動時にATWS（具体的には主蒸気隔離弁閉鎖）が起ると、出力振動の振幅6倍程度に増大するという解析結果を報告していることは前に触れておきました（3章の議論、図3-3参照）。このような複合的な事故は安全審査ではもちろん想定されてはいないので、打つ手はありません。

再循環ポンプ停止の問題はBWRの安全性が2重、3重に破綻していることを示しています。ATWSのときは再循環ポンプは停止させるのだということは上で述べました。ところが、原子炉運転中に再循環ポンプが停止することは危険な方向に動くため、再循環ポンプ2台停止はもともと想定されていません。安全審査で想定されるのは再循環ポンプ1台の回転軸がなんらかの原因で固着（ひっかかって停まってしまう）し、炉心入口流量が急減することだけです。

6-2 ソフト面の対策 - OPRM

再循環ポンプの扱い方が矛盾したものであることを前節でみましたが、再循環ポンプよりもよりいっそう重要なものに、中性子束測定からの警報・スクラム信号をどのようにシステム化するかという問題があります。たとえば再循環ポンプの扱い方を間違えて、原子炉出力が異常になったときのことを考えてみますと、どのデータに基づいて原子炉にスクラムがかかるようにしておくか、これが現実的な運転管理の基本問題です。そのときの条件によっては、APRMはスクラム信号を出していません。したがってスクラムかからないまま、事態は破局につき進みます。ラサール2号炉の事故を契機に、ついにはOECD/NEAの国際会議まで開かれることになったのには、このままでは危ないという危機意識があったからです。国際会議におけるこの問題についての結論は、一口にいってしまえば、LRPMを重視するということです。

現在運転されているBWRでは、異常出力に対応して出されるスクラム信号はAPRMからのものです。LRPMは警報を出すだけです。APRMでは逆位相振動をキャッチできない可能性がありますから、きわめて危険な状況を見逃す可能性が

あります。これはNRCなども認めているところです。また、3章で述べたスウェーデンのリングハルス1号炉やドイツのグンドレミンゲン炉（ABWR）などのデータから考えて、APRMではキャッチできない場合も多いはずで、特にリングハルス1号炉のデータでは、出力振動の位相の径方向のずれは 130° になっているという注目すべき報告がありました。この場合も逆位相振動と同様に、APRMは振動を適切に表示しません。同位相、逆位相振動以外に複雑な振動モードがあり得るわけで、これを理論的に理解し、解析することは、5章で見たように炉心をどのように分割するのかということ1つを考えてみても、大変に難しいことで未解決のままに残されています。3章で見たフォルスマルクの例のように出力の振動領域が次々に移動する場合にも、APRMがその現象をキャッチすることは難しいこととなります。APRMがLPRMの信号を平均化しているために、どれかのLPRMが出力振動が始まったというデータを出しても、APRMの信号ではそれが消えてしまいます。炉心のダイナミックな出力の変動がキャッチできないことがはっきりしてきたのです。

そこで解決策として、平均化する前のLPRM信号をそのまま使うことが当然考えられることとなります。グンドレミンゲン炉では、APRMのデータは単に参考値としてLPRMのデータによって警報を出すという安定性モニター（ANNATHと呼ぶ）を使った安定性試験を行い、LPRMによる監視が必要と結論づけています。また、米のWNP-2号炉では同じ装置を、制御棒を浅く入れることと組み合わせで使い、柔軟な運転ができるとしています。もちろんこれにはいくつかのハード面での改良が必要だといわれています。

このようなことがわかったために、OECD/NEAの国際会議ではいくつかのオプションが考えられ、提案されていますが、きわめつけとでもいうものがOPRM（出力領域振動モニター）です。これは新しい中性子の測定器を追加しようというものではなくて、すでにあるLPRMの信号を組み合わせ、炉心の各部分の出力の変動を、全炉心にわたってキャッチしようというものです。言葉が似ていてわかりにくいので、LPRM、APRM、OPRMの意味と相互関係については、もう一度2-3節をみて確認してください。OPRMの概念を図6-2に示しておきます。この図は炉心を水平方向に切ったもので、丸や三角、四角、六角で囲まれた黒丸がLPRMです。2-3節で説明したように、1つのLPRMには上下方向に4つの中性子計測器が配置されています。もとの資料にも具体的な説明がありませんので、推測で説明することになりますが、OPRMの仕組みを説明してみよう。径方向の平面の位置と高さを考慮してLPRMをグループ分けします。それがA、B、C、Dです。このそれぞれのグループには高さの違ったLPRMが振り分

けられています。その各グループのL P R Mの4つをつないで1チャンネルのO P R Mを作ります。これが図中にある2つの大きな正方形です。このO P R Mには高さの違うL P R Mが含まれています。このようにして次々にO P R Mを作って、O P R Mのチャンネルを炉心全体に張りめぐらすという発想です。たしかにいろいろな出力の状況に対応できると期待できます。しかも、既存のL P R Mの信号の組合せだけでできるということも、この発想に期待したくなる点です。

しかし、O P R Mは研究段階での提案にすぎず、どこかの炉で実用になっているものではありません。これを実現させるのもそれほど単純なことではないようです。たとえばどのL P R MとどのL P R Mを組み合わせるかは、炉心の燃焼度の違いによっても変わる可能性があります。そうなれば、運転中に組合せをしばしば変えないといけないこととなります。このO P R Mを実現することについて、米BWRオーナーグループ（BWRを所有する電力各社で作っているグループ）は不安定領域での運転を避けるという、より簡単な方法なら12から18ヶ月でできそうだが、このO P R Mについてはもっと時間がかかると、1990年の時点でいっています。

不安定領域での運転を避けるという方法は、いわば運転方法の上での対応です。原子炉出力のダイナミックな変動を把握しようというものではありません。それが可能になると期待できるものはやはりO P R Mです。日本でシビアアクシデント対策が必要と原子力安全委員会や通産省からいい出された時には、やっと原子炉出力のダイナミックな把握を具体化するのかと期待したのですが、1994年3月31日に電力各社から通産省資源エネルギー庁に出された「シビアアクシデント対策」には、このようなものはその影も見つかりませんでした。つけ加えておきますと、O P R Mが提案されたO E C D / N E Aの国際会議には日本の研究者も参加していて、研究成果の発表も行っています。このような問題があることは十分にわかっているのですが、多分実現に多大な努力がいるために見送られたのではないのでしょうか。見送ってもよいという問題ではなくて、本来はこのような問題を十分に検討し、その結果を原子炉設計に取り込むことが必要なはずです。ここでも、問題未解決のまま実用化に走るという原子力利用の最も悪い性格が表れています。

結局は、とにかく不安定領域での運転を避ける努力はしていますよ、ということで運転が継続されているのが現状です。これは米N R Cがラサール2号炉の事故後に出した、当座の運転方法の規制と本質的に同じレベルだといえます。より根本的な対応にはかなり金がかかるという事情もあるのだろうと想像できます。経済性と安全性の相克がここにも現れているのでしよう。

6 - 3 ハード面の対策 - 選択制御棒挿入装置による綱渡り

再循環ポンプが停止したときには、制御棒の一部をある程度の位置まで挿入して出力を下げ、なんとかもちこたえようという発想が出てきました。これは選択制御棒挿入装置と呼ばれるもので、あらかじめ計算して決めておいた制御棒配置で一部の制御棒を挿入し、出力を下げます。挿入される制御棒は5 - 10本、それぞれの制御棒は下から少し挿入されるのではなく、最後まで挿入され、再循環ポンプ停止とこの装置で出力は30%程度まで落とされます。

たとえば送電線への落雷事故を考えてみましょう。たとえ原子炉は正常であっても送電を続けることはできません。このような事態を負荷の喪失と呼びますが、そのときはどういう処置を行うのかを浜岡3号炉を例にみてみます。

「タービン出力が40%以上で発電機負荷遮断が生じると、蒸気加減弁を急速閉鎖すると同時に、次のことを行う。

- (a) 選択制御棒挿入を行い、原子炉出力を下げる
- (b) 再循環ポンプ2台トリップ、出力を下げる。
- (c) タービンバイパス弁が急開しない場合、スクラム」

電気が送り出せない事態になれば原子炉からタービンへの蒸気を止めなければなりません。原子炉でできる蒸気を止めるためには炉を停止するしかないわけですが、いったん停止してしまうと復帰するまで時間がかかり、経済的にも大変です。そこで炉は止めず制御棒挿入と再循環ポンプ停止で出力を落とし、タービンへの蒸気はバイパスを通して逃してもちこたえようというのがこの装置です。出力を下げても蒸気は発生しますから、バイパスへ逃してタービンは隔離する必要があります。そのためのタービンバイパス弁が開かないときはどうしようもないから、あきらめて炉を停める、というのが上の(c)の措置の意味です。当然炉は不安定領域に近づいていきます。

この装置は日本のBWRでも当初からあったものではありません。上の浜岡3号の申請書では「電力系統事故等により、発電機負荷喪失が生じ、蒸気加減弁が急速に閉鎖したとき」の対策となっていて、再循環ポンプトリップはそのあとに来る事象になっています。つまり、不安定領域に入り出力振動の可能性がでてくるときの対策を明確に意識したものではなかったのです。ところが、ラサール事故で様相が変わりました。再循環ポンプ停止が先に起きた場合、出力振動対策として制御棒挿入をしなければならなくなったのです。新しいBWR、たとえば志賀原発の該当する記述をみるとそれが明かです。

「発電機負荷が喪失した場合、給水加熱器の加熱源がなくなるため低温の給水が炉心に流入し、これによって生ずる反応度により炉心内中性子束が増加し、スクラム

を引き起こすおそれがある。このような事態を防ぐため、あらかじめ出力(約10%～45%)及び出力分布を考慮し、発電機負荷遮断時に選択された制御棒をそう入する機構として選択制御棒そう入装置を設ける」

ここでは出力振動の語を用心深く避けていますが、冷水が入ることによって生ずる反応度による中性子束増加という言葉で暴走の危険性をいい、暴走してしまうよという信号(中性子束高)で停止してしまうとあとが大変だから、炉の停止を避けるために出力を落とすといっています。言葉の裏には出力振動は起きるといっているのです。

この間の事情は女川1,2号の変遷をみるともっと明かになります。1号の設置許可申請書及びその後の変更申請をみていきますと、燃料棒の形式が8×8高燃焼度燃料棒に変更される前後で選択制御棒の導入がなされています。1990年の燃料棒変更の際の許可申請では

「本原子炉では、低炉心流量/高出力領域では選択制御棒そう入により出力を低下させる設計としている」

と明記されているのに、それ以前の設置許可申請および変更許可申請には、選択制御棒挿入装置の記述は見あたりません。つまり88年のラサール事故で不安定領域への移行、出力振動の可能性が強く意識されるようになり、もともと電力(送電)系統事故の際の対策をこちらにも使おうということになったのです。

ラサール事故の後、1988年7月、AEOD(NRCの内部委員会、運転データ分析評価室)は各電力会社に向けて以下の指示を行いました。

- 1) 再循環ポンプが止まったり、その他の理由で発振の領域に入りそうなときは、すぐに制御棒を出力80%制御棒位置まで入れよ
- 2) 始動あるいは停止のときは再循環ポンプの流れを50%にする前に制御棒を入れよ
- 3) 手順1)、2)がうまくいかなかったときは、すぐスクラムせよ

この手順は少し説明が必要です。前に出した運転管理図と同じ図ですが、**図6-3**はAEODの指示を具体的に示すものです。出力80%制御棒位置というのは図の80%制御棒線上のことをいい、流量が定格であれば出力80%となる制御棒位置を意味しています。ハッチをつけた不安定領域はこの線より上の領域にありますか

ら、この位置まで制御棒を挿入しておけば、再循環ポンプが停止しても不安定領域に入る恐れはなくなるという考えです。ただ、この不安定領域そのものが正しいのか、したがってA E O Dの指示が適切なのかという疑問もあります。たとえば、給水サブクール度が変われば不安定領域が図示した部分に限定されるかどうか、はっきりしたことはいえないはずですが、それを考えれば、不安定領域に入る恐れが少しでもあればすぐスクラムする措置のほうが安全であることは間違いがありません。

日本の場合、出力80%制御棒位置を基にして不安定領域を設定しているかどうかは、例のごとく明かではありません。少なくとも、不安定領域をどのように設定しているかを明かにすべきであることはいうまでもありません。

不安定領域を慎重に避けようという考えは通常の起動、停止の際の手順まで変更させています。起動を例にとれば従来の制御棒引き抜きだけでの手順(図のC点を通させる手順)をやめ、不安定領域に入る前に再循環ポンプ速度を上げてから制御棒引き抜きを開始する手順(図中の に沿う手順)に変更しています。

N R Cが出した通達のうち、不安定領域を通らないような起動手順について、日本ではN R Cとは違った形で部分的に取り入れたことがわかりました。女川1号では1990年の高燃焼度燃料へ変更申請の際、選択制御棒が導入されたことは前に述べました。この措置と同時に、運転管理(特性)図には安定性制限曲線と呼ぶ部分が初めて登場しました。図6-4にみるように、再循環ポンプ最低速度曲線の上部を斜めに切り取り(図2-2と比較)、不安定領域を避ける工夫をしています。図6-3と比較するとわかりますが、これは少し形を変えてN R Cの起動時の指示を取り込んだものです。また、炉心安定性と出力の関係の解析にも、この安定性制限曲線に対応する部分が出現し、減幅比が限界基準を超えてしまわないような措置が採られているのがみてとれるでしょう(図2-7(a),(b))。

女川2号でも同様の変更が行われていますが、私達の目に触れるのはここまでで、くわしい手順を記載した運転手順書は、やはり未公開のままです。また、他のBWRでもこのような措置を行ったのかどうかは、明かになっていません。

6-4 経済性のためには安全性は2の次 - 志賀原発事故に見る

この章の締めくくりとして、最近起きた志賀原発(54万KW)の再循環ポンプ停止事故をみてみましょう。94年8月26日に志賀原発で再循環ポンプ1台停止事故が起きました。原因は再循環ポンプの速度を制御する静止型制御機器の故障、その中のインバータ回路の絶縁不良です。この事故は2つの点で注目されました。1つはインバータを使ったポンプ制御方式が初めて起こした事故であることです。それまでのポンプ速度制御は詳しくは述べませんが、MG方式といわれるものでし

た。二度にわたる浜岡1号の再循環ポンプ停止事故は、いずれもこの方式の失敗でしたから、新設のBWRはいずれもインバータ方式に変更されています（既設のBWRをインバータ方式に変える予定はありません）。もう1つの注目点は、この事故の前日に「具体的な事故の危険性は認められない」ということで、この原発の差し止め訴訟に原告敗訴の判決が出たばかりだったことです。

再循環ポンプ停止で再循環流量が下がり、停止直後に選択制御棒（全引き抜き位置にあったもののうちの8本）が自動的に挿入されて、電気出力は37万KWに落ちました。ついで、動いているもう1台のポンプの回転数を下げて、電気出力を20万KWにし、そのまま低出力で12時間運転された後、手動停止されています。

1ヶ月後、北陸電力は曲がりなりにも事故時のデータを公開しましたが、それは結果とし安全であったとするためのものでした。注目したい原子炉出力については、炉心全体の平均値を示すAPRMのデータが出されただけで、炉心各部分の値を示すLPRMの値はまったく出されず、加えて、これ以上のデータは公開しないと宣言しました。

ポンプが1台止まれば、炉心の冷却水の流れが各部分、部分でどうなるか、かなり気になります。この冷却水の流れの場所による違いを測っているものはありませんが、炉心全体が均一な流れになっているとは考えにくいのです。均一でないとなれば、出力は炉心の各部分で違ってくと推測できます。20万KW運転時には、炉心の全流量が定格運転時の約1/4になっていたことが、公開されたデータから読み取れます。当然、給水加熱に使用される蒸気も少なくなっていますから、給水のサブクールが変わっています。市民グループが北陸電力に質問したところ、給水温度は通常は220°Cより少し低い温度だが、それより20°C以上も下がっていたという答が返ってきました。サブクールが全体として大きくなっていただけですが、流れの不均一を考えれば、サブクールも炉心の各部分で異なっていたと推測できます。冷却水の流量についても、サブクールについても、非公開のLPRMのデータの検討が必要なことがわかります。

再循環ポンプ1台停止は想定されている事故ですから、志賀原発の設置許可申請書でも、再循環ポンプ1台停止の場合の事故解析を行っています。実際に起きた事故の経過が事故解析と比較してどうだったのか、北陸電力はなにもいっていません。

たいした事故でもないのに、なにを恐れて大騒ぎしているのかともいえるのでしょうか。恐れなければならない事態があったのかなかったのかをはっきりさせるためにこそ、LPRMのデータ検証が必要です。私達の恐れを端的に言えば、部分的な暴走の可能性、そして出力振動の可能性です。どちらも条件によっては、炉全体の暴走につながる可能性があります。公開されたデータは、電気出力以外は、手動

で炉を停止するまでの事故前後数時間しかありません。APRMのデータも同様ですが、よく見ると、ポンプ停止で値が急降下した直後に、小さいながらピークが見えます。このとき、LPRMの値がどのようになっていたかがかりです。平均してもピークが見えるということは、ある位置では大きな値になっていた可能性もあり、部分的な暴走の可能性も検討しなければなりません。北陸電力の姿勢は、浜岡事故についての中部電力の姿勢よりはまだしもというところですが、決して住民のおそれを払拭するようなものではありません。要するに私達は、データを一部だけ出し追及をかわそうとする姿勢は、逆に疑惑を招くということを考えるべきだといっているのです。

さて、前節でラサール事故後NRCが各電力会社に出した通達について述べました。つまり不安定領域に入りそうになれば制御棒を80%制御棒位置にまで入れ、危なくなれば炉を停止せよという指示です。日本はどのように対処したのでしょうか。日本の場合も、ラサール事故のあと、これに類する指示は出たようです。志賀原発の運転差し止め訴訟では、北陸電力の証人がそう証言しています。6-3で述べた女川の措置も、日本でも順次対応し始めたことを示唆するものです。ところが、日本の行政や電力会社の通弊で、どのような指示が出たか、それが運転マニュアル等にどのように取り込まれているかは、市民に公開されるような形で確認はされていません。女川の措置は、設置許可変更の申請で始めてわかったものです。志賀事故に際して、市民グループが行った公開要求は、北電によって拒否されています。情報公開請求で表に出ている保安規定のなかにはこれに関する記述はありませんが、電力会社の口ぶりでは、どうも運転手順書(いわゆる運転マニュアル)の中には書いてあるようです。それがどのような内容のものか、彼らは明かにしようとはしません。よらしむべし、知らしむべからずというのはお役所だけではないようです。

志賀原発の差し止め訴訟で、上に述べた北陸電力の社員は、再循環ポンプ1台停止の場合、原発をとめて対処することになると証言しています。実際の事故ではそうなっていませんが、運転マニュアルはどうなっているのでしょうか。88年の浜岡1号炉再循環ポンプ2台停止事故でも、炉は自然循環の状態でも長時間運転されました。

選択制御棒挿入装置で持ちこたえることは、無条件に炉を止めることをなるべく避け、なんとか定格運転への復帰を狙うことを意味します。これは安全性より経済性を優先することです。経済性優先には次のような事情があります。たとえば原子炉を一時停止すると、再起動するのに数日かかります。この間会社は原発の電気を売ることができませんし、代りの発電所を動かさないといけません。このための損

失は日に1億円とも2億円とも、それ以上になるとも考えられます。ですから、電力会社はできるだけ原子炉を止めないで故障や事故に対処しようとするのでしよう。志賀の場合も、事故発生日（8月26日、金曜日）はまだ電力需要が大きいのでなんとか持ちこたえ、需要の少なくなる土、日につなごうという目論みが、踏ん切りがつかないまま長時間運転を続けた理由かもしれません。志賀原発運転停止により、北陸電力は結局、関西、中部、中国、四国の4電力会社から、合わせて1日50万KWの電力を融通してもらはめになりました。

原発の事故をみていると、この安全性と経済性の相克が鮮やかに浮かび上がってきます。このように、安全性を犠牲にしても運転を継続したいという電力会社の都合で使われているのが、選択制御棒挿入装置なのです。ことが利益にからむことですから、運転停止はよくよくの場合です。緊急の場合、炉停止の判断は現場の当直長（運転チームの長）にあることは保安規定で決められているのですが、浜岡でも志賀でも、最終の判断は本社が下しています。現場の安全性の判断より本社の経済性の判断が優先し、手遅れの事態を招かなければいいのですが。

7. シビアアクシデント対策

7-1 シビアアクシデントの研究 - アメリカと日本 -

原子炉設計に関しては設計基準事故（DBA）が設定されます。この程度までの事故を想定し、その対策を考えておけば原発を運転してもよさそうだという意味で名づけられたものです。このDBAを越える、より深刻なものとして、重大事故、仮想事故があり、その上に想定不適当事故という分類がありましたが、この分類は曖昧で、確立したものではありませんでした。しばらく前から、アメリカでシビアアクシデントということがいい出され、はじめ無視していた日本もシビアアクシデント対策にのりださざるを得なくなった状況は、本書の冒頭で触れた通りです。シビアアクシデントはいわば想定不適当事故ですが、考慮に入れる必要はないとしていたこの種の事故が、たとえ確率は低くても起きるかもしれない事故として、想定せざるを得ない状況になってきたのです。

その原因はDBAを越える事故が現実に発生したという事実でした。ラサール2号事故がDBAを越えるシビアアクシデントであったことは前にも触れました。スリーマイル島事故はもちろん、日本では福島第2原発3号炉のあの再循環ポンプの大破損事故（89.1.6）も、DBAなどではなく、まったく想定されていなかったシビアアクシデントだったのです。もちろん、現在の原子炉設置許可申請書にはシビアアクシデントに関する記述はなく、したがって安全審査も行われていません。

原発の運転にあたって、住民側の最も重大な関心は、放射性物質が放出されて環境が汚染され、人々の健康に障害を与えることはないかというところにあります。安全性の問題です。運転に伴い、原子炉の中には膨大な量の放射性物質が蓄積されます。よくいわれる比較ですが、原子炉が300日ほども運転されれば、100万KW級の原子炉で広島原爆の1000発分に近いものができることとされていますから、これが放出されればという心配は当然といえます。シビアアクシデントはこの心配を現実にしてしまいます。

日本でも原子力研究所などでこの問題の研究が行われていますが、国や電力会社の従来の姿勢はこのような事故はありえない、というものでした。そのために、どのような事故が、どのような展開のしかたをするか、それに対する方策にはどんなことが考えられるか、といった問題は社会的に広く議論されているとはいえないのが現状です。

ヨーロッパやアメリカなどの諸外国ではかなり多くのレポートが公表されています。特にアメリカのNRCは、次々にこの種のレポートを出しています。たとえばピーチボトム原発（BWR）のシビアアクシデントの研究では、1000例に

もおよぶ事故シーケンスを考え詳細な解析をしています。もちろん、この事故例すべてがシビアアクシデントになるわけではありませんが、この中のどれが炉心熔融になるかを、事故シーケンスをイベントツリーで追いかけて検討しています。同様なことはラサール原発でも行われていて、大部のレポートが出されています。

シビアアクシデントの研究が個別の原発ごとになされるようになったきっかけのレポートが、脚注に掲げたNUREG - 1150です。このレポートが注目される理由は、5つのプラント（PWR 3基、BWR 2基）を取り上げ、最も大きな影響を受ける事故の種類がそれぞれの原発で異なるという解析結果を出したことです。原発にはそれぞれに個性があるので、具体的な事故対策を考えるには、そのプラントごとに詳細な設計にも立ち入って検討する必要があるということ、このレポートははっきりと示したのです。この研究はもともとは、原発事故の確率的評価を行い、多くの批判を浴びたラスムセン報告（WASH - 1400）を補強するためになされたもののようですが、この種の研究の決定版にはならず、各プラントごとの検討が必要という、考えてみれば皮肉な結論を出してしまいました。もちろん、このレポートにも限界があります。ラスムセン報告同様、手法は確率論的リスク解析ですし、対象になっている最も重要なシビアアクシデントは、スリーマイル島事故を考えた炉心溶融事故にとどまっています。このあたりに、原発推進側のレポートに自ずと出てきてしまう限界があります。

まず事故シーケンスを追いかける時の問題をみてみましょう。これらのレポートを見てみると、その扱う事故シーケンスの多さに感心しますが、それとともにシビアアクシデントの研究は大変だと思わされます。何が大変かという、あまりにも分からないことが多いのです。たとえば、主蒸気隔離弁閉鎖事故にスクラム失敗が重なった場合（これはATWSの1つのケース）を考えてみますと、まず最初に原子炉出力がどの時点で何%出力になっているか、つまり原子炉出力の経時変化が事故シーケンスに大きく影響してきます。出力が大きければ、主蒸気隔離弁閉鎖で圧力が上昇した炉内から、それだけ多くの蒸気が圧力逃し弁を通過して圧力容器の下にあるサプレッションプール（図2 - 1参照）へ流れ込み、プールの水の温度上昇は速くなります。このために沸騰が始まれば、この水を水源にしている緊急炉心冷却装置（ECCS）の機能が停止する可能性があります。そのときは別の水源に切り替える必要が出ますが、その切り替えのタイミングの判断が運転員に要請されます。原子炉出力の推移によって適切な判断をするのは難しいことですし、判断というヒューマンファクターが入りますからエラーがあることも考えないといけません。

また、停電事故などの場合には、通常はコントロールルームで制御している弁を

現場で操作することも必要になります。そのような時に、その現場の作業条件、特に放射線量がどうなっているかということが問題になります。線量が高すぎれば現場の作業はできません。

これだけでも正確な予測が難しいことがよくわかります。いくつもの事故シーケンスを扱えば扱うだけ、わからないことが出てくると思えます。それらをできる限り整理して運転手順書を作っておかないといけません。しかも、その手順書の通りに事故シーケンスが展開するということもいい切れませんし、検討したシーケンスだけで十分かという問題もあります。見落とした重大なシーケンスがあれば、それだけでこの解析はきわめて不十分なものになってしまうことは否定できません。この可能性は大いにあると思えます。事実、スリーマイル島事故のときには、あるバルブが水洩れの状態であったことを見落としていたことが、炉心溶融にまで事態を進展させた大きな原因になっています。

さらに、この種の研究で未だに手がつけられていない大問題は、いうまでもなく暴走事故です。前章まででテーマにしてきた出力発振の問題も、このことに関わっています。暴走事故に目をつぶるのは、暴走事故になればなにもできない、事故の後始末、被害救済が問題になるだけとでもいうのでしょうか。それなら、このような原発をつくること自体の可否が論議されるべきでしょう。

日本では、94年3月に各電力会社が通産省にシビアアクシデント対策を提出したことはいままでに述べました。その内容を紹介する前に、格納容器についての説明を付け加えておかねばなりません。格納容器は圧力容器を取り巻く巨大な鉄筋コンクリートに覆われた鋼鉄のドームで、放射能閉じ込めの最後の砦です。ところが、BWRの格納容器の弱さは開発当初から問題にされ、マークI、マークII、マークIIIまで、型式が変更されてきました(図7-1)。マークIIIの炉は現在、日本にはありません。マークIはドーナツ型の特徴のある金属製プールをもち、マークIIはコンクリート製の単純な形状のプールをもち、格納容器の問題点は7-2でみることにして、日本で出されたシビアアクシデント対策をみると

- 1) 制御棒挿入のバックアップ信号回路の設置(スクラム信号の多重化)
- 2) 消火系などの代替注水設備による圧力容器と格納容器への注水機能強化(ECSの水源に防火用水を使用)
- 3) 格納容器の耐圧強化ベントの設置(格納容器に孔を開け、なかの気体を排気筒へ逃し、緊急時に格納容器の内圧が上がり破壊されるのを防ぐ)
- 4) 非常用ディーゼル発電機故障復旧手順の整備と電源融通の手順の整備(発電所内で使う電源が喪失しないための手当て)

というものです。これらはなにを今更といいたいくなる対策であって、安全性を真剣に考えているのなら、当然今までになされているはずのことばかりです。3)のベントについては、すでに数年前にNRCはマークIの格納容器につけることを勧告し、実行に移されています。対策のなかでも、格納容器ベントは対策の目玉として出てきているのですが、放射能を外に出さないために作られた格納容器に孔を開けて容器が壊れるのを防ぐというのは、設計思想そのものの破産を意味します。それにこの系にはフィルターがつけられていないので、放射能を含む気体が排気筒(煙突)からそのまま出てしまいます。

さらに問題になる点は、確率論的リスク解析によって国際原子力機関(IAEA)の安全原則の目標を十分に達成しているとしていますが、どのような事故シーケンスを検討した結果なのかを、具体的に何も示していないことです。このような解析は取り上げる事故シーケンスを変えれば、当然結果が異なってきます。ですから、まず検討した事故シーケンスを具体的に示すことが必要です。この基本的なことがまったくなされていません。それなしには、ただ単に信じなさいといっているだけなのです。完璧な解析がなされたかどうかも重大な問題ですが、それ以前の問題、データに基づいた公開された議論ができない状態、情報公開がまったくなされない状態が続いていることがまず問題なのです。ここに日本の原子力の重大な問題点があります。

7 - 2 格納容器は放射性物質放出を防げるか

圧力容器が壊れるかどうかシビアアクシデントの第1のステップだとしますと、原子炉から出てしまった放射性物質を格納容器の中に閉じ込めておけるかどうか第2のステップになります。この閉じ込めができることを格納容器の健全性といっていますが、この問題になりますとさらにわからないことが多くなり、まったく手探り状態です。格納容器の考えられる問題点を列挙してみましょう。

スリーマイル島事故のように炉心熔融が起きて圧力容器が壊れますと、熔融した炉心は格納容器の中へ落ちます。当然格納容器の中の温度は急激に上がりますし、飛び出してくる蒸気などで圧力も急激に上がります。これに耐えて格納容器が壊れずにもつかどうか問題になります。格納容器には設計で想定された耐圧の限界があります。いちばん弱いところは格納容器の頂部のボルト締めされたドーム部だとされていますが、もちろん配管の貫通部や各種の弁が壊れる可能性もあり得ます。

では事故時に格納容器の圧力はどれほど上がるのかということが問題ですが、これがまたわからないことが多いのです。圧力を上げるいちばんの原因は熔融した炉

心が圧力容器を突き抜け、どろどろの塊が床のコンクリートとの反応して、二酸化炭素などの多くのガスが発生をすることと考えられています。どれほどの塊の熔融炉心が落ちれば、どれほどのガスを発生させるか、というデータが必要になります。しかも、このガス発生量はコンクリートの種類によって違います。

格納容器の圧力と温度の上昇に対して考えられている基本的な対策は注水です。特に重視されているのが、格納容器スプレーの使用です。格納容器の上の方から水をスプレーして、水蒸気を凝縮させるとともに、格納容器内の温度も下げようというものです。しかし、このスプレーの水源はサプレッションプールですから、このプール水温度が上がってしまえば使えません。幸い注水スプレーが使えたとしても、新たな問題が出てきます。圧力容器の底が抜けた場合に出てくる熔融炉心の塊を冷やすためには、格納容器の底に水があったほうがよいのですが、水があれば熔融炉心が飛び散って、場合によっては、それがミサイルのように格納容器を直撃して壊すかもしれません。水があれば塊は冷えますが、瞬時に大量の蒸気を作る水蒸気爆発の可能性があります。あちらを立てれば、こちらが立たないということです。この種の矛盾は格納容器の型の違いによっても表れます。マークⅠでは格納容器の床より上の空間部分（ドライウエル）とサプレッションチェンバーをつなぐベント管は斜めに走っていますが、マークⅡでは垂直に下に向かって走っています。ですからマークⅡでは、熔融炉心が落ちればこの管を壊してサプレッションプールの水の中へ落ち込み、水蒸気爆発を起こす可能性があります。一方マークⅠでは、熔融炉心の落ち込みはない代わりに、ドーナツ型のサプレッションチェンバーがベント管で格納容器ドライウエルとつながっている構造のために、大量の蒸気がサプレッションプールへ流れ込む時に発生する衝撃で、サプレッションチェンバーが壊れる可能性が心配されています。

さらに別の問題として水素の爆発の心配まであります。熔融炉心には金属が含まれていますから、金属と水との反応で水素が発生します。この水素爆発を避ける対策も炉心溶融事故の際の大きな課題なのです。

圧力容器は格納容器の中にあるコンクリート製の台座（ペDESTAL）の上のっています。原子炉容器の底がぬければ、熔融炉心はここへ落ちます。このペDESTALが壊れれば原子炉容器は倒れてしまい、被害はさらに大きくなります。

このように事故時に格納容器がもつかどうかは怪しいものですが、格納容器の温度と圧力が上がった時に、それを逃がして格納容器の健全性を維持しようとして考えられたのが、7 - 1の終りに述べた格納容器ベントです。このベントにも問題があります。フィルターを通さず、放射能を含む気体を捨てるのですから、ベントを速く使えば放射性物質の放出を増やすことになりかねませんし、遅すぎれば格納容

器の破壊を防げないことになります。しかも、ベントの使用は格納容器の圧力を急激に変えますから、そのこと自身が各種のバルブの不作動や、格納容器の弱い部分の破壊を招き、事故への対応ができなくなることに繋がりがねません。事故という緊急時に運転員はベント使用の時期という難しい判断を迫られます。この場合もヒューマンエラーの発生を危惧せざるをえません。

ここまでみてきたように、格納容器の健全性については問題だらけです。この容器が放射能閉じ込めの最後の砦ですから、これが破壊されれば、暴走事故や炉心溶融事故で炉が危機に陥ったとき、環境への放射能放出は避けられず、大事故になってしまいます。

この章では、おおいそぎでシビアアクシデントについてみたあと、いったん発生したその事故の影響を格納容器が防げるかどうかを論じてきました。問題は深刻です。加えて、特に日本では地震の問題があります。大地震のときにどのようなことが起きるのか、大地震が原因でシビアアクシデントが起きたらと考えると寒気がしますが、どれほどの検討がなされているのでしょうか。

8. まとめ

ここまで出力振動というBWR特有の深刻な問題を見てきました。この問題はBWR特有の深刻な問題ですし、過酷事故に直接つながる事象として、注目し続けなければならない問題です。BWRの歴史は結構長いのに、このことがラサール事故によってようやくわかってきたのは驚くべきことです。さらにいえば、出力振動のうち、逆位相振動という振動形式については安全審査の対象にもなっていない現状には開いた口がふさがりません。そこで、私達は最小限すべきこととして次のことを勧告したいと考えます。

- 1) 逆位相振動に関する安全解析をすべてのBWRについて行う。
- 2) LPRM/OPRMによる逆位相振動検知システムをすべてのBWRに設置する。
- 3) 供用期間前(運転開始前)の試験結果と解析内容を公表する。

以上のことは早急になされるべきです。

この問題を調査していく過程で、私達は日本の原発事故についての情報の少なさに、改めて驚きました。アメリカの原発事故については、アメリカの情報公開法(Freedom of Information Act, FOIA)に基いてある程度の情報は入手できます。NRCの出す書簡や通達は公開されています。しかも、この情報公開法による資料請求はアメリカ人ではなくても、日本からでも請求できます。ときにはNRCは公開を拒否してきますが、そのときは異議申し立てができます。それも却下されてしまえばあとは訴訟しかないし、それにはアメリカ国籍か、アメリカで働いていることが必要になり、もうお手上げですが、異議申し立てが認められ、資料が出てくることも結構多いのです。日本でも、各地の自治体には情報公開条例があります。しかし、こと原子力に関係すると、科学技術庁がPu輸送に関する情報をいっさいもらさないよう、1992年4月18日付けで通達したように、また、一部を黒く塗って隠した資料をいやいや公開したりするように、日本の情報公開制度は、基本的に知らしむべからずの方針だといわざるを得ません。情報公開の程度は、その社会の民主主義の度合いを示すものです。

本書で述べたのはかなり技術的な問題です。原発に反対するのにそこまで勉強する必要があるのかという疑問もありそうです。技術的な問題はよくわからないが、原発は事故を起こすらしいし、放射能で被曝するのはいやだし、子供のことを考えると原発なんかいやだ、ということで十分原発に反対する理由になるはずです。しかし、推進側の繰り出してくる「安全性」の論理に対し有効な反撃がなければ、原

発を止めることができないのも事実です。むずかしいことは科学者，技術者にまかしてしまうというのも手かもしれませんが，それでは自分で原発と闘うことにはなりませんし，科学者，技術者に運動を代行してもらうことを期待するようにならば，運動は空洞化してしまうでしょう。もちろん原発の技術的問題で専門家になるのは大変ですし，原発に反対するのに，専門家になる必要もありません。少し面倒でも必要なところだけは理解して，より有効な反撃をしたい，それだけで十分でないでしょうか。そのために本書は少しでも役に立ちましたか。そうだったら嬉しいのですが。

本書をまとめるにあたり，著者達は自治労原子力防災対策推進委員会の専門委員会を組織し，自治労全国本部の支援のもとに，BWRの出力振動問題について，約2年半の間，検討を続けてきました。この間の支援，出版に際しての自治労の協力を改めて感謝の意を表します。以後，BWR発振問題検討グループが作業を引き続き行い，この形にまとめてみました。

BWR出力発振検討グループ

石川徳春，片平一郎，河田昌東，小村浩夫，山崎久隆，山本定明

女川1号炉炉心安定性（減幅比）

<u>1970.5 設置許可申請</u> 炉心タイプ 7×7		
定格運転条件		<0.01
<u>1978.7 変更</u> 炉心タイプ 8×8		
自然循環最大出力時（55%出力/31%流量*）		0.55
流量制御下限出力時（68%出力/46%流量*）		0.14 (0.17)*
最大出力運転時（105%出力/100%流量*）		≤ 0.01 (<0.01)*
* 1982.7の新型 8×8 燃料への切り替えの際、旧型 8×8 燃料の場合の値の変更を届出（括弧内に記載の値）、また当初なかった自然循環最大出力時などの具体的な出力、流量の値を記載している。		
<u>1982.7 変更</u> 炉心タイプ 新型 8×8		
自然循環最大出力時（55%出力/31%流量）		0.47
流量制御下限出力時（68%出力/46%流量）		0.14
最大出力運転時（105%出力/100%流量）		<0.01
<u>1985.11 変更</u> 炉心タイプ 新型 8×8 ジルコニウムライナー		
自然循環最大出力時（55%出力/31%流量）		0.47
流量制御下限出力時（68%出力/46%流量）		0.14
最大出力運転時（105%出力/100%流量）		<0.01
<u>1990.7 変更</u> 炉心タイプ 高燃焼度 8×8		
自然循環最大出力時（52%出力/37%流量）		0.75
流量制御下限出力時（86%出力/60%流量）		0.23
最大出力運転時（105%出力/85%流量）		0.02

世界のBWR原発における出力振動

安定性試験における振動

原発名 国名	電気出力 型式	運転開始	試験年度 (報告年度)	摘要
Barsebeck 2・ハースベック 2 ドイツ	61.5KWe	1977.9	1977	再循環ポンプをトリップ、リミットサイクル振動発生
Peach Bottom 2・ピーチボトム 2 アメリカ	110.0 KWe BWR-4	1974.7	1977 (1978)	圧力ランダム変動から中性子束振動、安定性余裕(減幅比)チェック、0.5以下、
Vermont Yankee・バーモントヤンキー アメリカ	54.0KWe BWR-4	1972.11	1981 (1983)	出力/流量図の左肩部分で安定性測定、中性子束のリミットサイクル振動発生、同位相、
TVO-2・トゥルクボロ2 フィンランド	73.5KWe ASEA-ATOM	1982.7	(1981)	自然循環で出力上昇させ振動発生、中性子束のリミットサイクル振動発生、同位相、インターロック、
Caorso・カオルソ イタリア	88.2 KWe BWR-4/MKII	1981.12	1982 (1984)	自然循環で出力上昇させ振動発生、中性子束のリミットサイクル振動発生、逆位相
KRB-B・ケントレミンゲン B ドイツ	131.0KWe	1984.7	(1987)	自然循環で出力上昇させ振動発生、中性子束のリミットサイクル振動発生、逆位相、インターロック、
KRB-C・ケントレミンゲン C ドイツ	131.0KWe	1985.1	(1987)	自然循環で出力上昇させ振動発生、中性子束のリミットサイクル振動発生、逆位相、インターロック、

世界のBWR原発における出力振動

運転中の振動

原発名 国名	電気出力 型式	運転開始	発生年度	摘要
Caorso・カオルソ イタリア	88.2KWe BWR-4/MKII	1981.12	1982	制御棒引き抜き時（起動時），出力約54%，流量約38%，APRM高によりスクラム。
Caorso・カオルソ イタリア	88.2KWe BWR-4/MKII	1981.12	1983	通常運転時にポンプ停止1台停止．給水加熱器停止．APRM高によりスクラム。
Santa Maria du Garona サンタマリアドガロナ スペイン	46.0KWe BWR-3/MKI	1971.3	1984	制御棒引き抜き時（起動時）出力約55%，流量約36%。
TYO-1・オヒキルト1 フィンランド	73.5KWe	1979.10	1987	インターロック．起動時（出力60%、流量30%）に逆位相振動．さらに給水温度低下で発振．スクラム。
Forsmark-1・フォルスマルク1 スウェーデン	100.5KWe	1980.12	1987	インターロック．定検後の起動時の65%出力時に発振．全体的には同位相．一部逆位相も。
LaSalle-2・ラサル2 アメリカ	113.0KWe BWR-5	1984.10	1988	自然循環で給水温度低下により振動発生．同位相．APRM高によりスクラム。
Vermont Yankee・バーモントヤンキー アメリカ	54.0KWe BWR-4	1972.11	1988	再循環ポンプ1台停止による流量低下中に発振．同位相。

KRB-B・ゲントレシゲン B ドイツ	131.0KWe	1984.7	運転開始後 6 サイクル目	出力63%, ポンプ回転数定格の50%程度で不安定, 逆位相, インターポンプ, ポンプ最低速度や自然循環では安定
KRB-C・ゲントレシゲン C ドイツ	131.0KWe	1985.1	1984	自然循環で制御棒引き抜くとリミットサイクル振動発生, さらに出力を増すと発振, インターポンプ.
KKK・クエンメル ドイツ	131.6 KWe	1984.3	1985-1988	流量減少・出力増加させると自然循環では安定, ポンプ回転数定格の50%程度で不安定・発振, インターポンプ.
KKB・ブルンズビュッテル ドイツ	80.6KWe	1977.2	1985-1988	流量減少・出力増加させると自然循環では安定 ポンプ回転数定格の50%程度で不安定・発振, インターポンプ.
ライプシヒクト スイス	104.5KWe	1984.12	?	逆位相.
Oskarshamn 3・オスカーシャム 3 スウェーデン	110.0KWe	1985.8	1985 (1989)	起動時安定性試験で自然循環時にリミットサイクル振動, 逆位相, インターポンプ.
Dodewaard・ドゥーデバルト オランダ	5.6KWe	1969.1	(1989)	制御棒引抜きにより局所安定性低下, 発振なし.
WNP-2 アメリカ, 115.0 kWe	115.0KWe	1984.12	1989	再循環ポンプ速度変更時と制御棒操作時に中性子束振動

Ringhals 1・リングハルス 1 スウェーデン	78.0KWe	1976.1	1989	出力80%・流量35%で再循環ポンプ速度低下させ たらリミットサイクル発振、逆位相、部分スクラム、 (選択制御棒挿入)で中断
WNP-2 アメリカ	115.0KWe	1984.12	1992	出力35%・流量32%で発振。

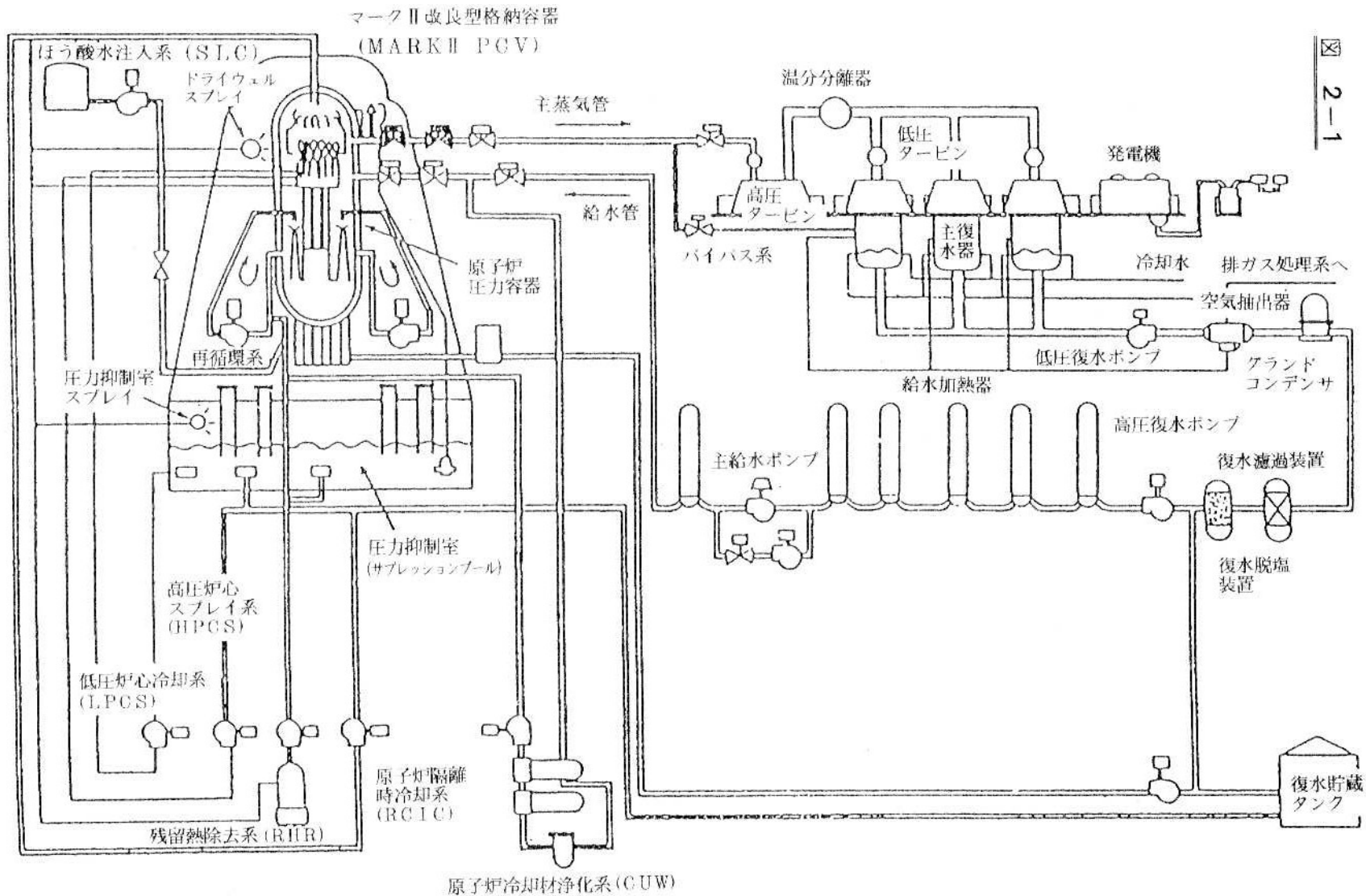
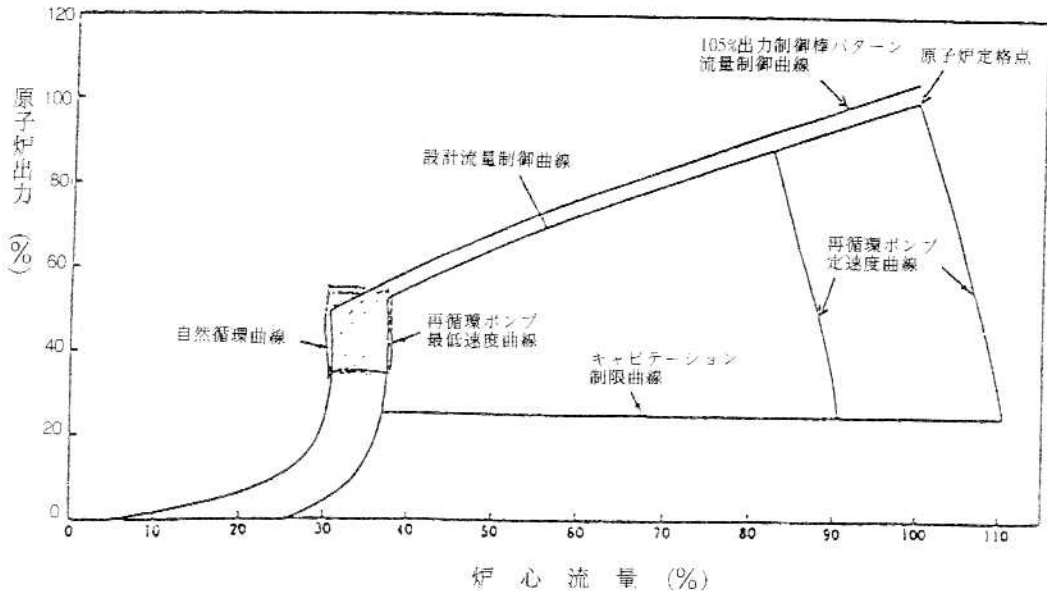
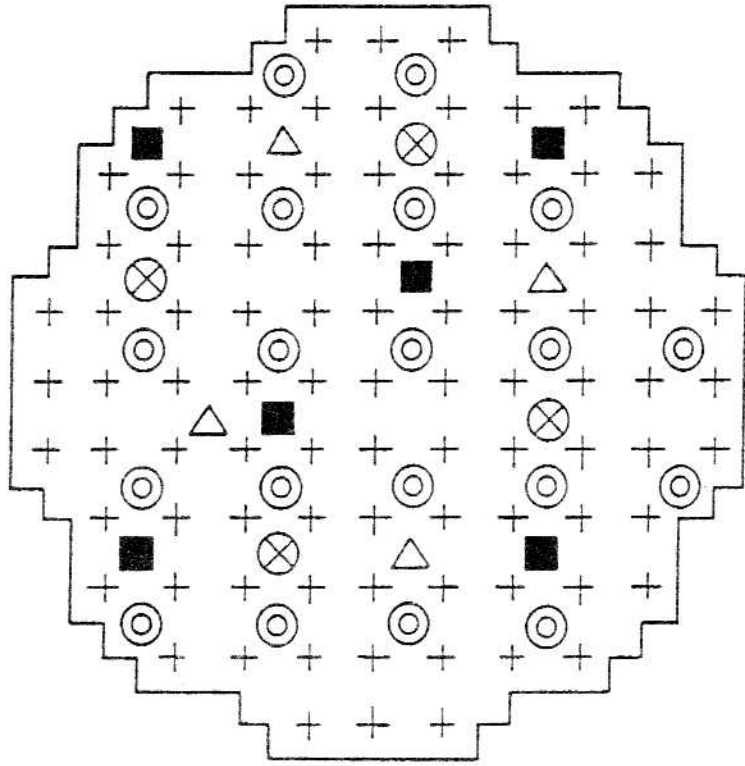


図 2-1 沸騰水型原子力発電所主要系統概要
(格納容器はMARK II) (原子力発電所便覧より)



☒ 2-2 運転特性図



- | | | |
|---|---------------------|-------|
| ◎ | 出力領域モニタ (PRM) 検出器 | 20×4個 |
| ■ | 中間領域モニタ (IRM) 検出器 | 6個 |
| ⊗ | 中性子源領域モニタ (SRM) 検出器 | 4個 |
| △ | 中性子源 | 4個 |
| + | 制御棒 | 89本 |

図 2-3(a) 炉内中性子束検出器 (LPRMなど) 配置図 (平面)

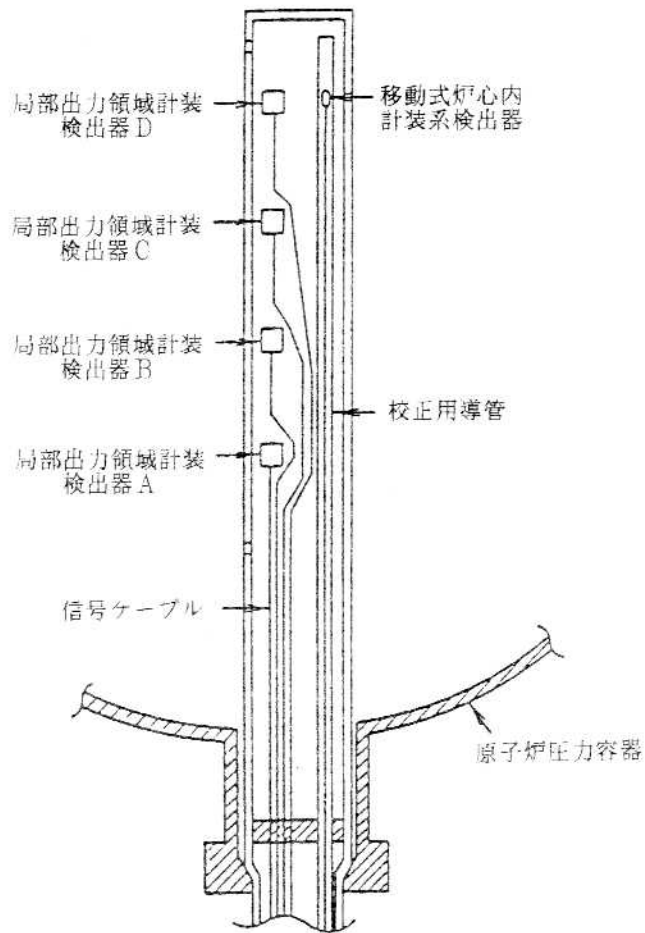
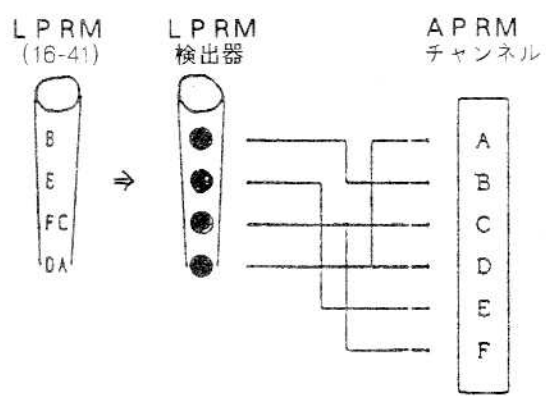
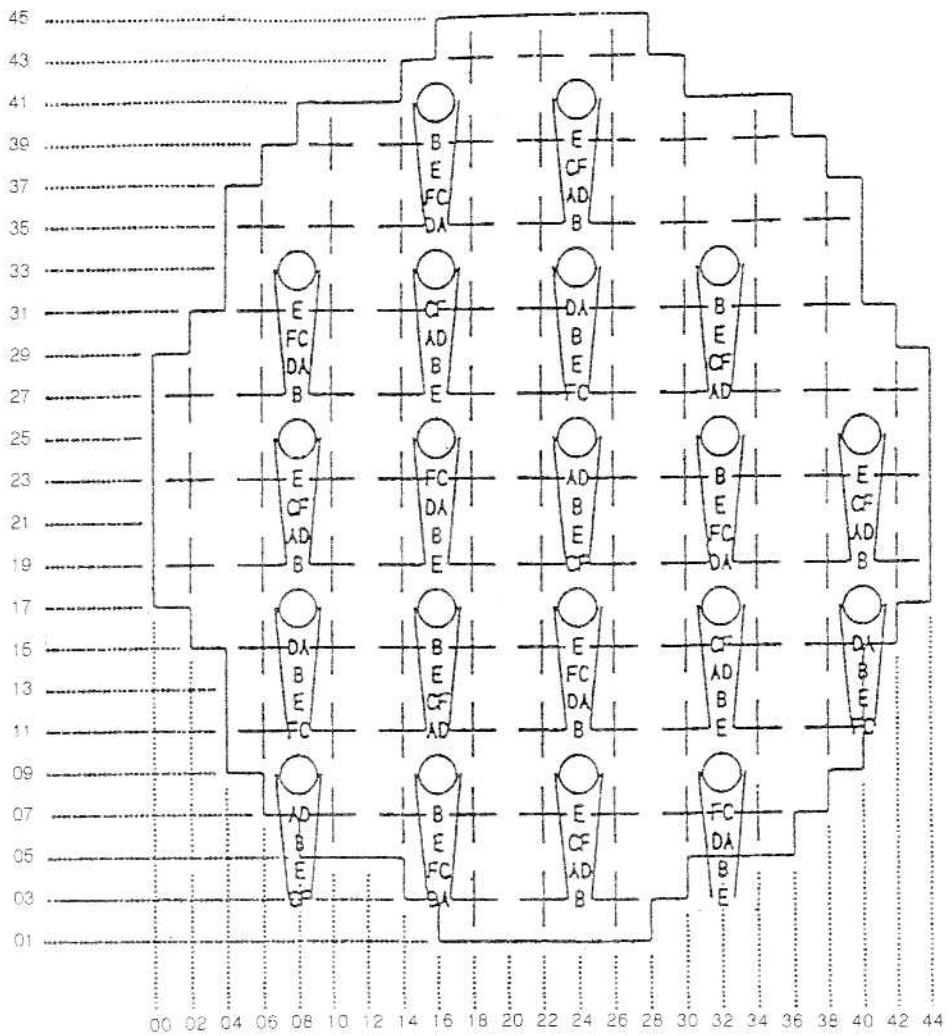
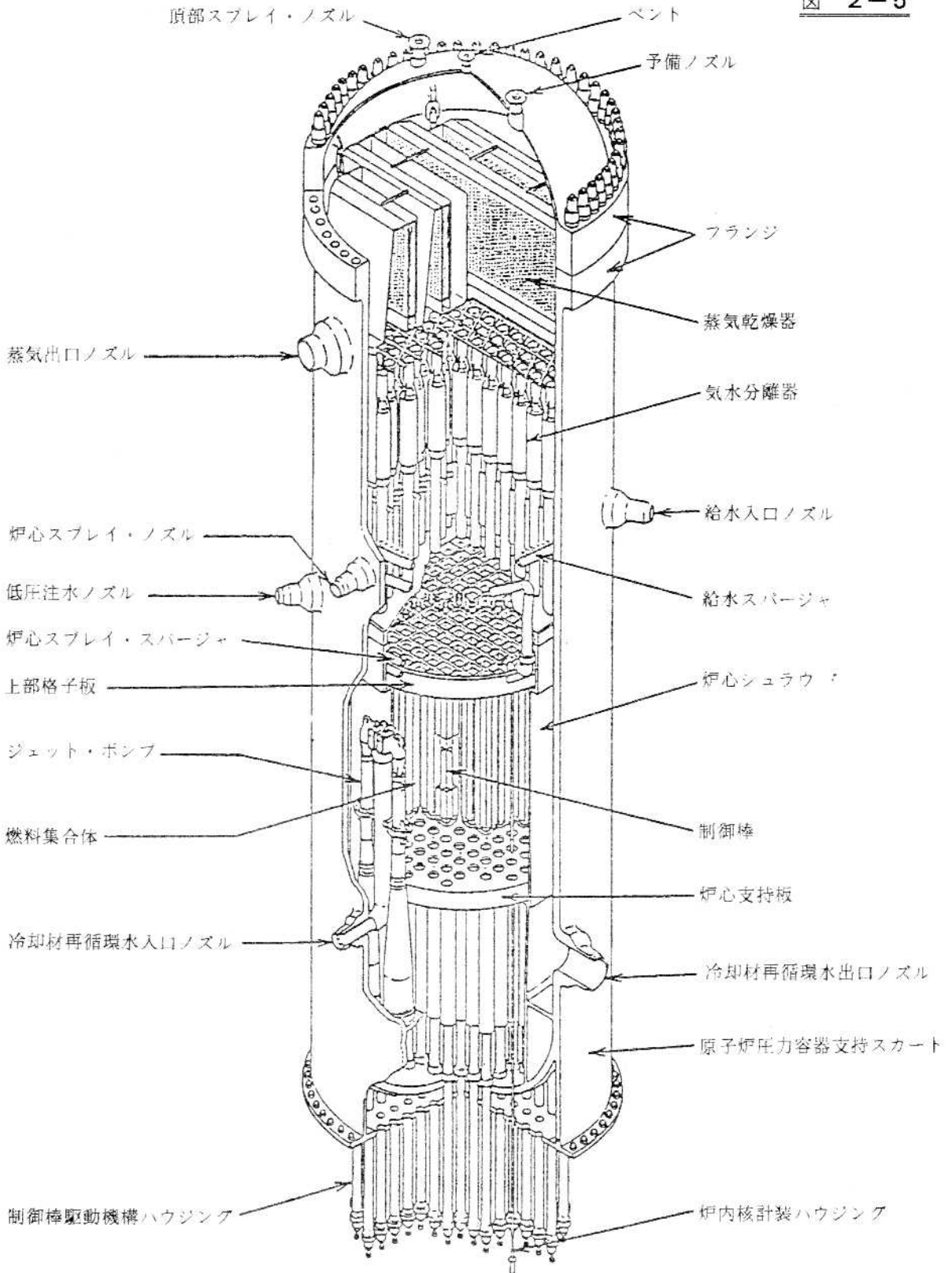


図 2-3(b) 局部出力領域モニター (LPRM) 配置図 (軸方向)



☒ 2-4 LPRMのAPRMへの振り分け



☒ 2-5 原子炉圧力容器内部構造

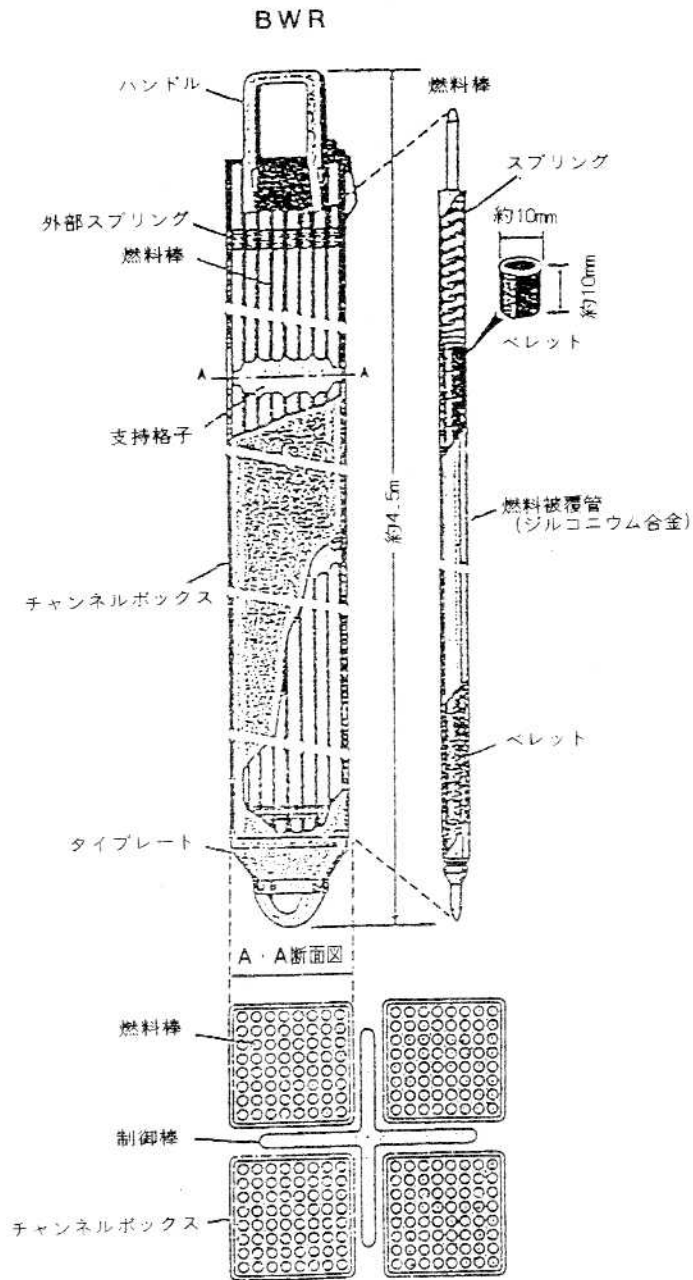


図 2-6 燃料集合体

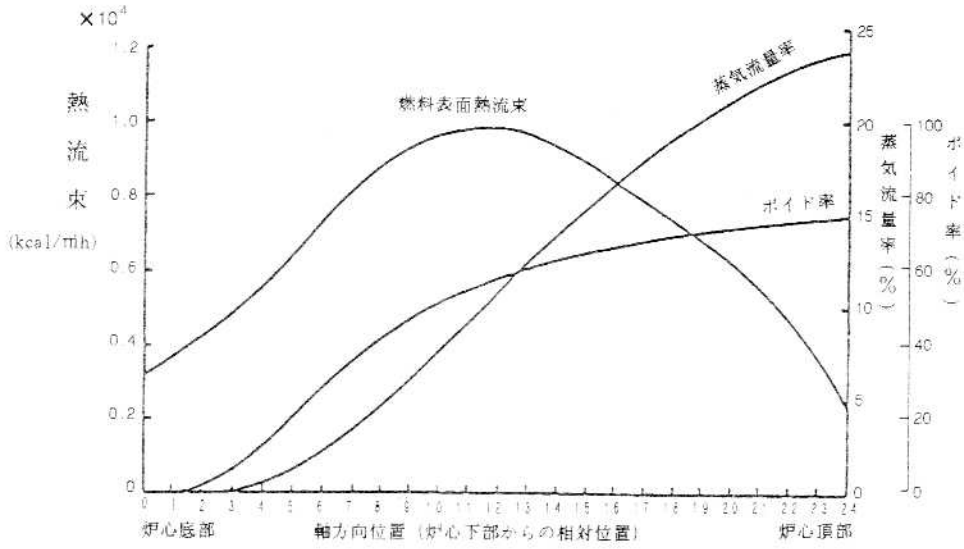
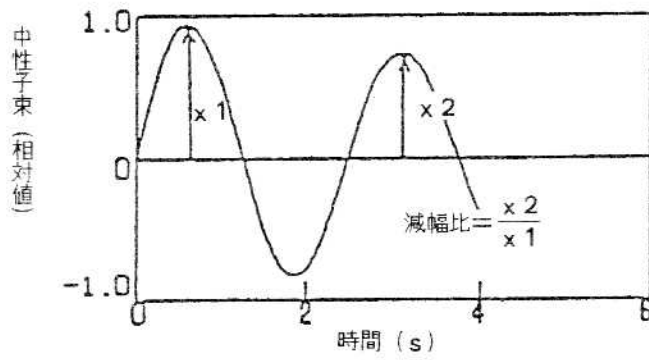


図 2-7 燃料棒軸方向ボイドの分布 (最高出力チャンネル=燃料集合体)



☒ 2-8 減幅比の定義

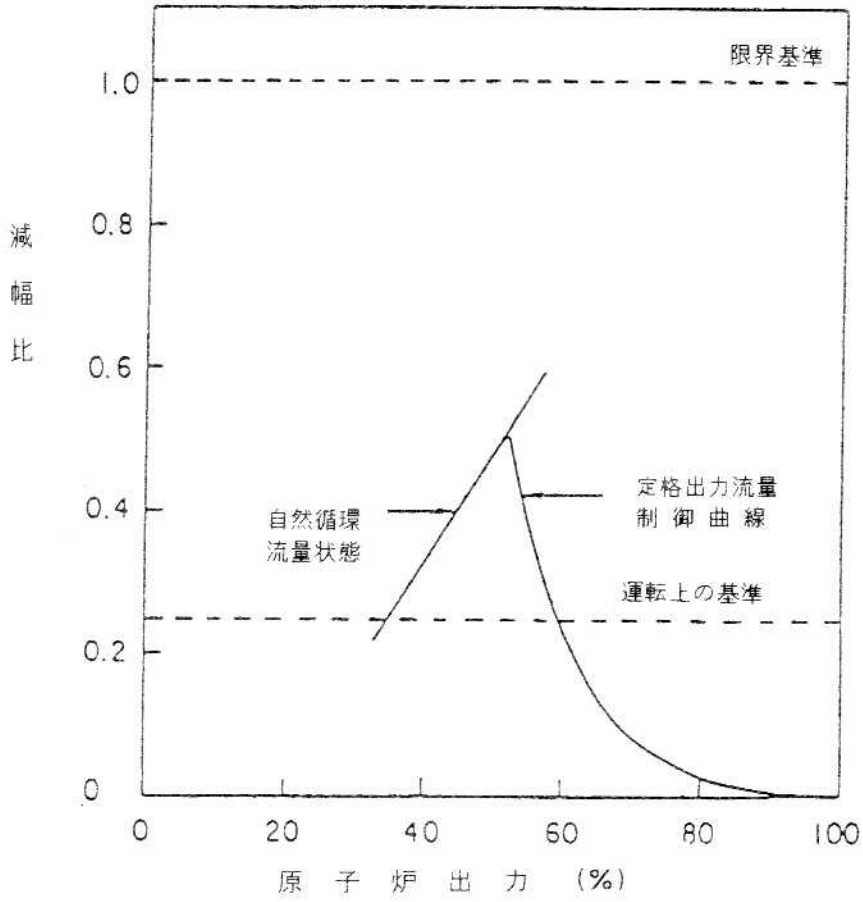


図 2-9(a) 原子炉出力と減幅比
 (女川1号炉、新型8 X 8ジルコニウムライナー燃料)

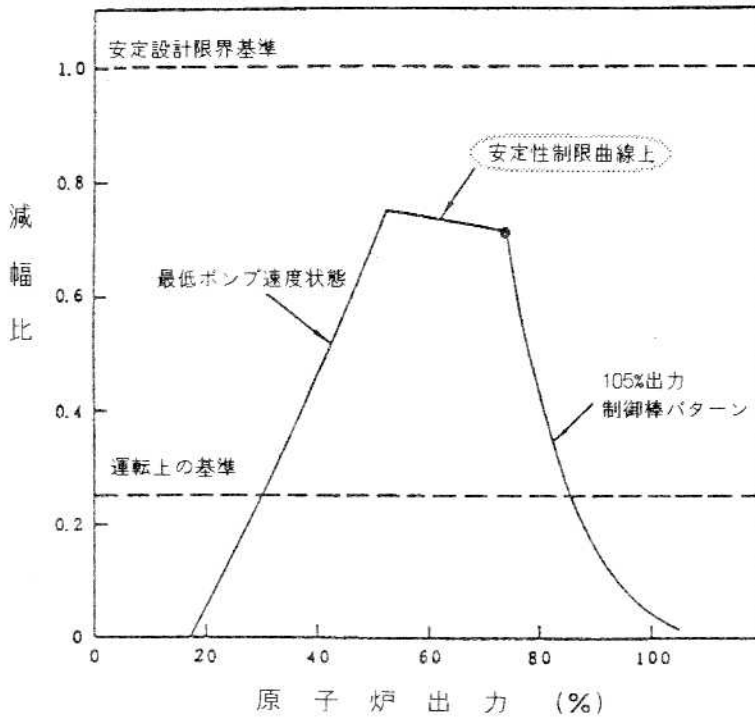


図 2-9(b) 原子炉出力と減幅比
(女川1号炉、高燃焼度8 X 8燃料)

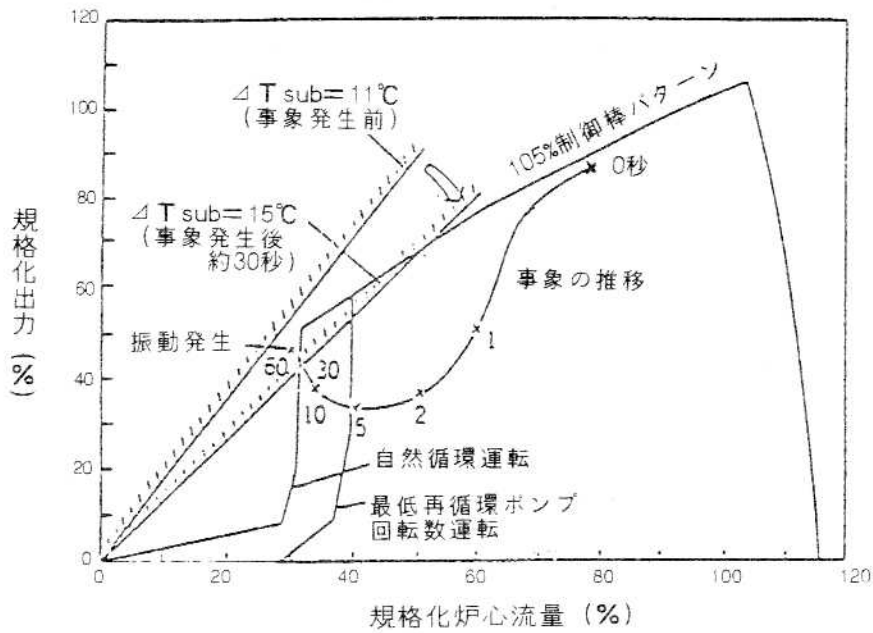
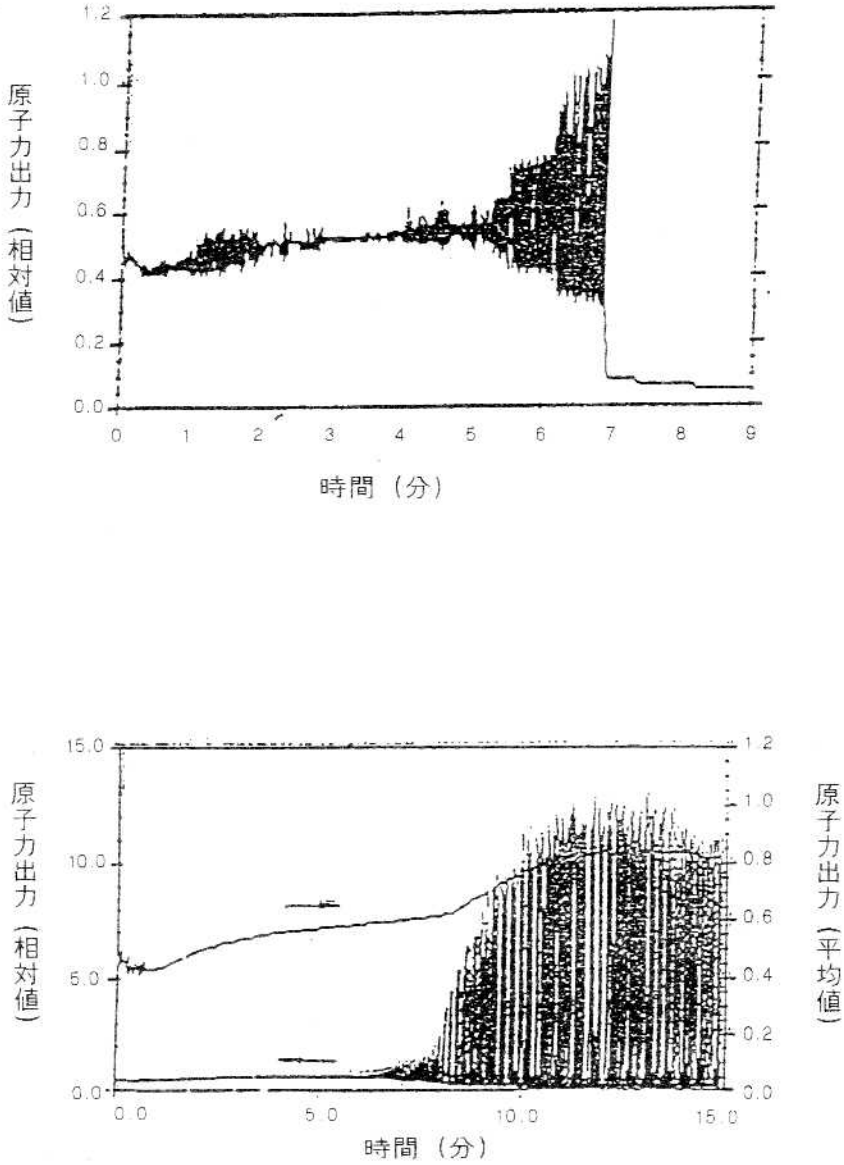
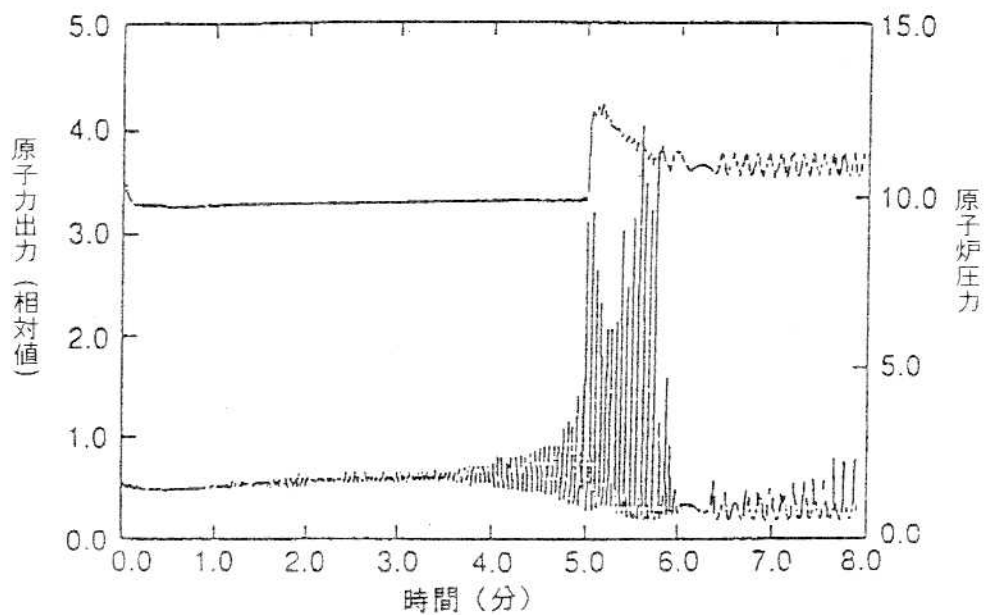


図 3-1 運転特性図上に示したラサール2号炉の不安定領域と事象の推移



☒ 3-2 アメリカ、ブルックヘブン国立研究所の解析結果(1)



☒ 3-3 アメリカ、ブルックヘブン国立研究所の解析結果(2)

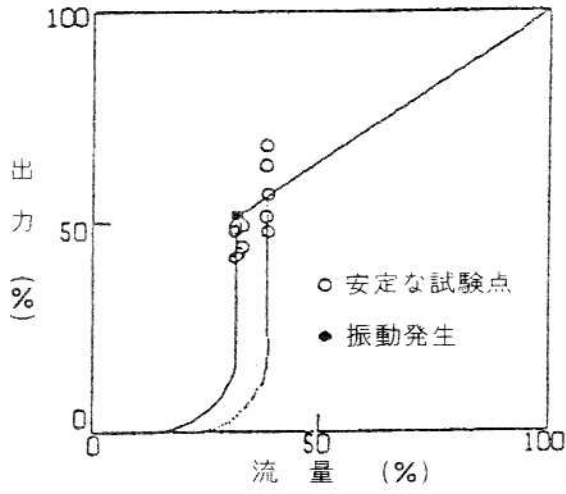


図 3-4 パーモントヤンキー炉の試験

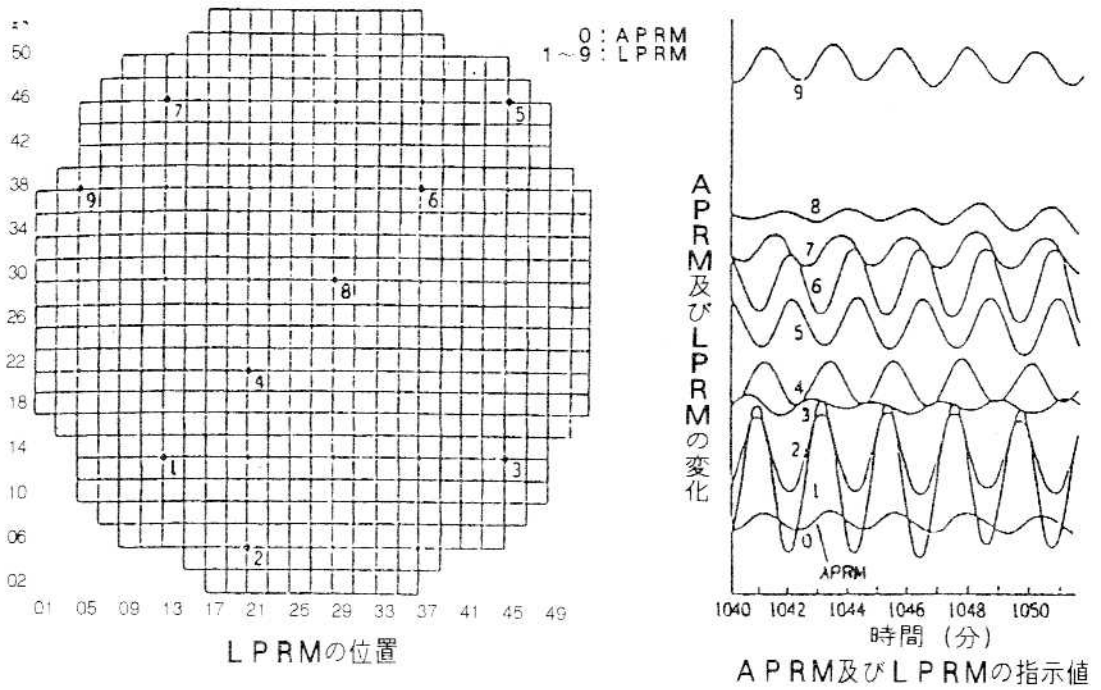
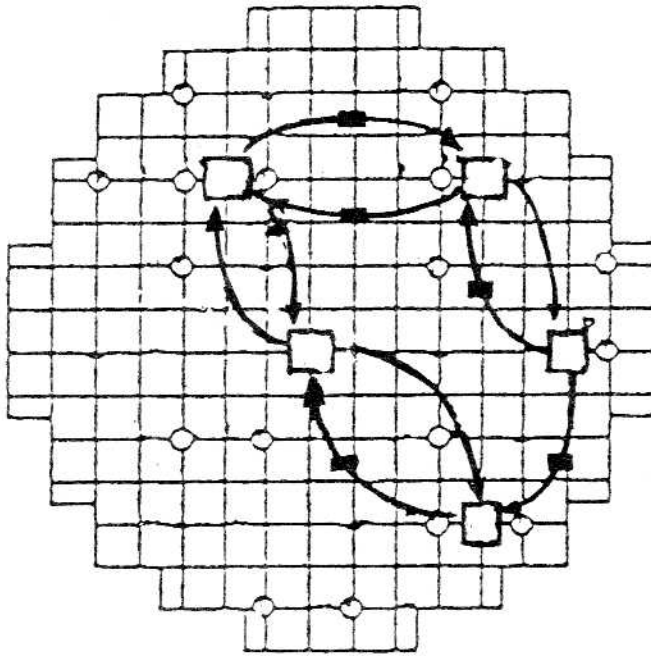


図 3-5 カオルソ炉の試験結果 (原子力工業第36巻第7号、1990年)



☒ 3-6 原子炉出力振動の移動

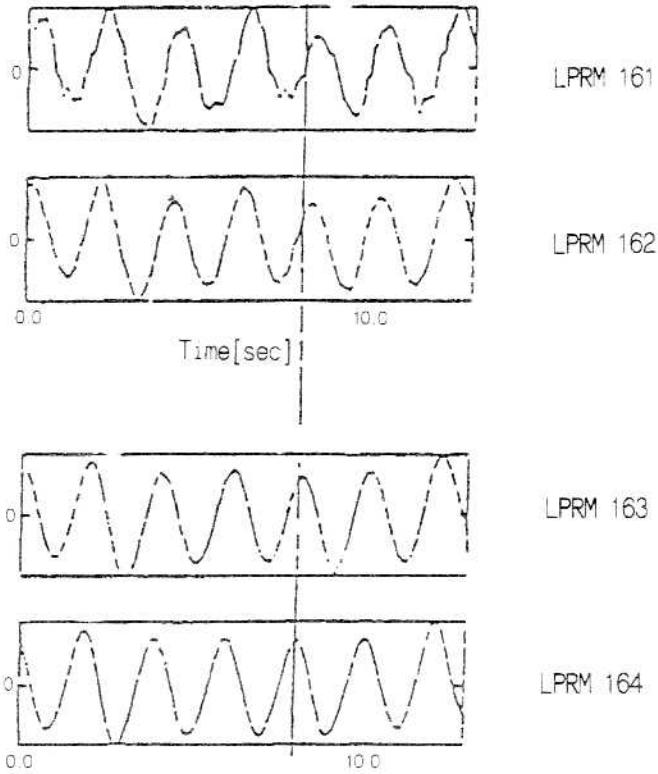
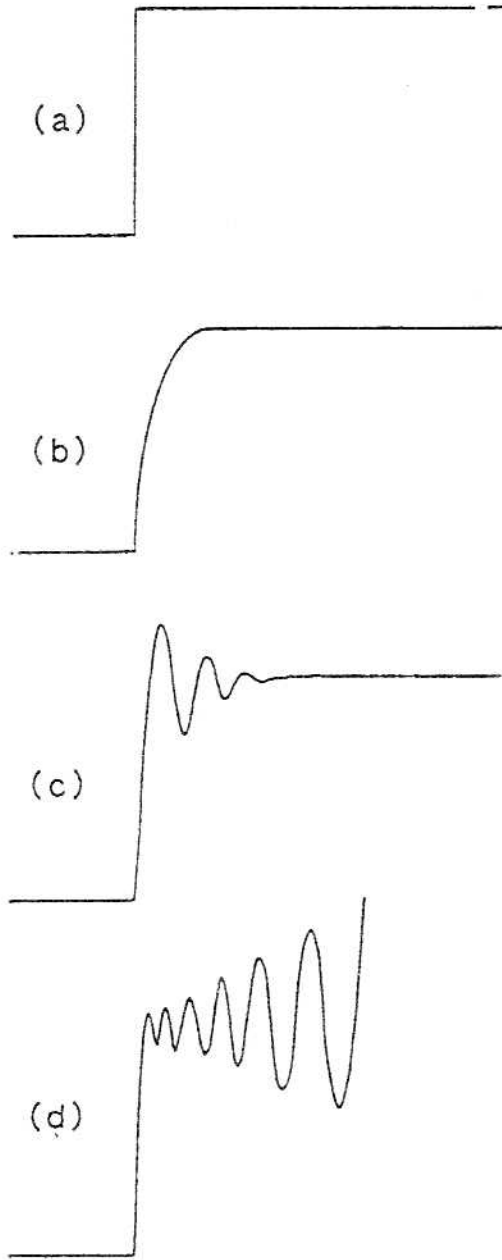
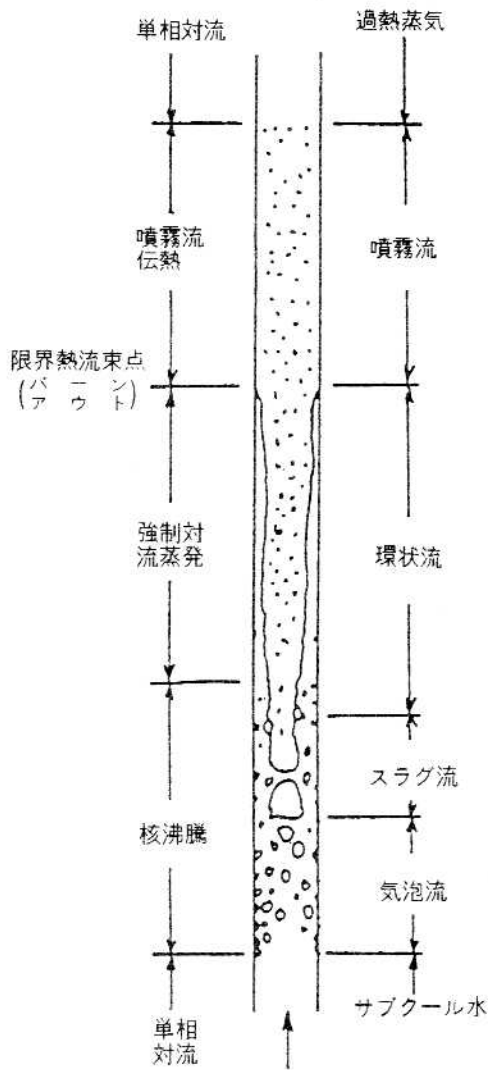


図 3-7 リングハルス1号炉の出力振動
ある位置のLPRMの示した結果。LPRM161が軸方向の一番上のLPRMで、
LPRM164が一番下のLPRM。



☒ 4-1 制御と振動のモデル



☒ 4-2 垂直蒸発管内の流動様式
 (「沸騰伝達と冷却」日本機械学会編、
 日本工業出版 1989年)

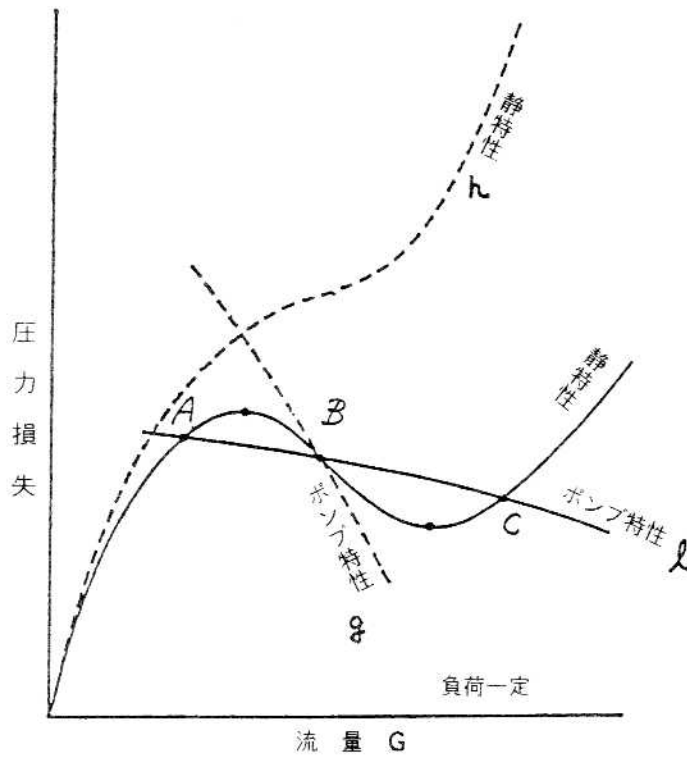
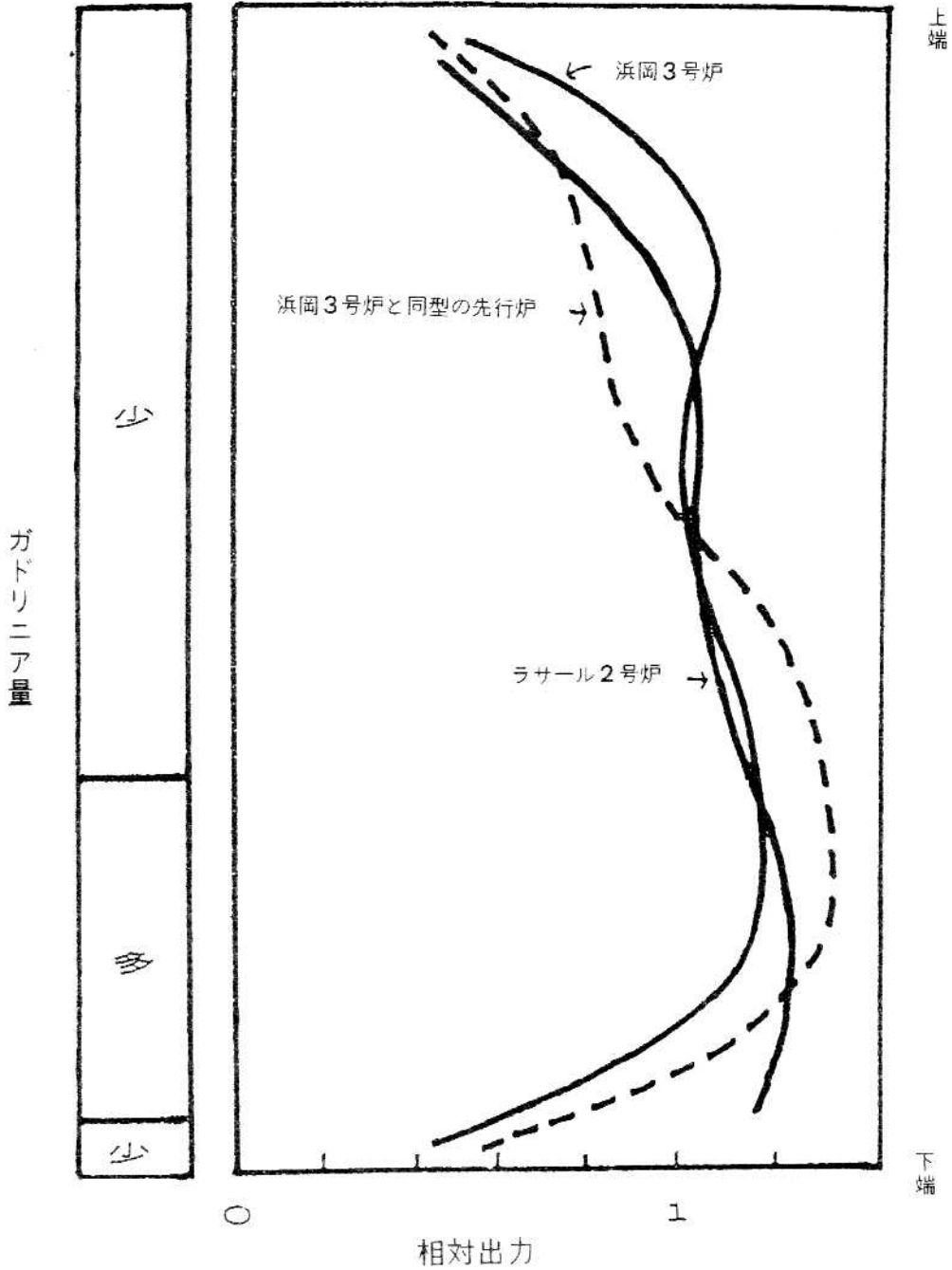


図 4-3 不安定流動の例
 (「気液二相流技術ハンドブック」日本機械学会編、コロナ社
 1989年)



☒ 4-4 炉心出力分布の比較
 (W. Wulff et al., Cause of Instability at RaSalle and Consequences from Postulated SCRAM Failure, BNL-NUREG-45273 と宮本俊樹、吉岡律雄、戒家三津雄、改良炉心と炉心運転管理システム、東芝レビュー43巻1号より)

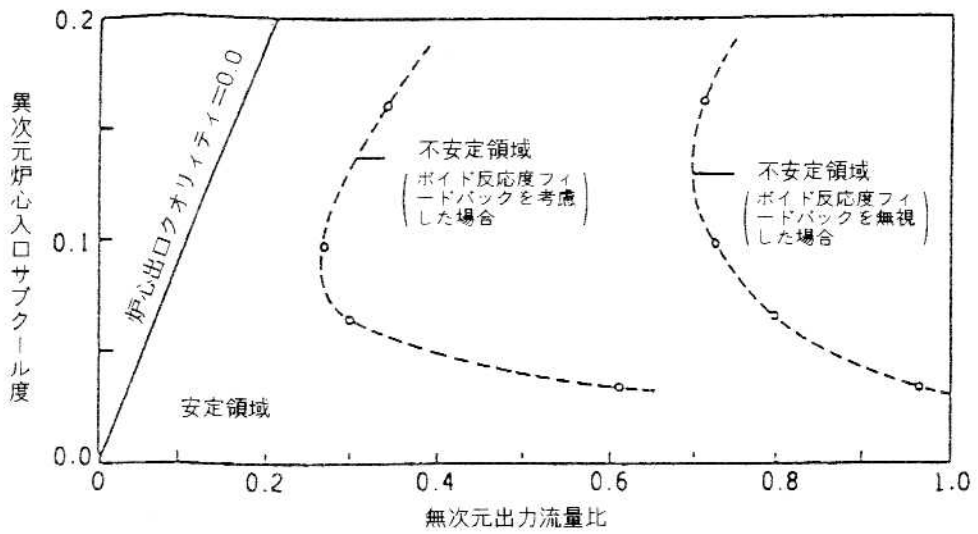
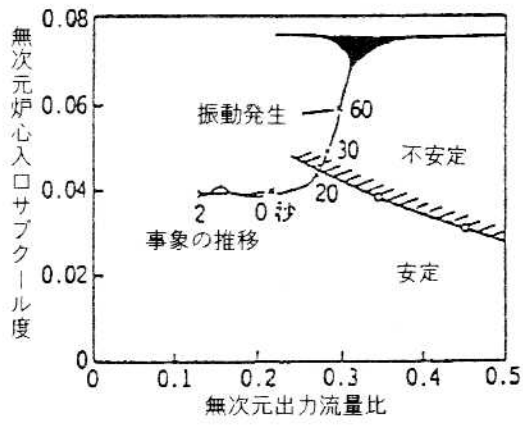


図 5-1 不安定領域とボイド反応度フィードバックの効果



☒ 5-2 不安定領域とラサール2号炉事象の推移

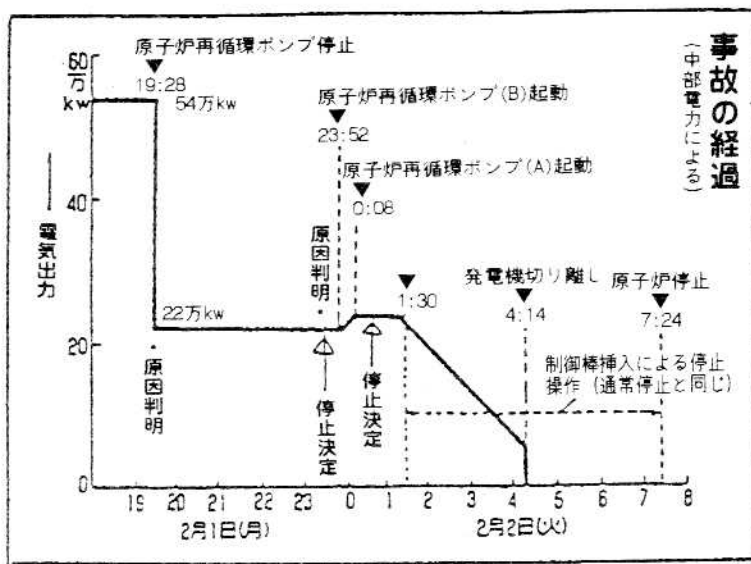
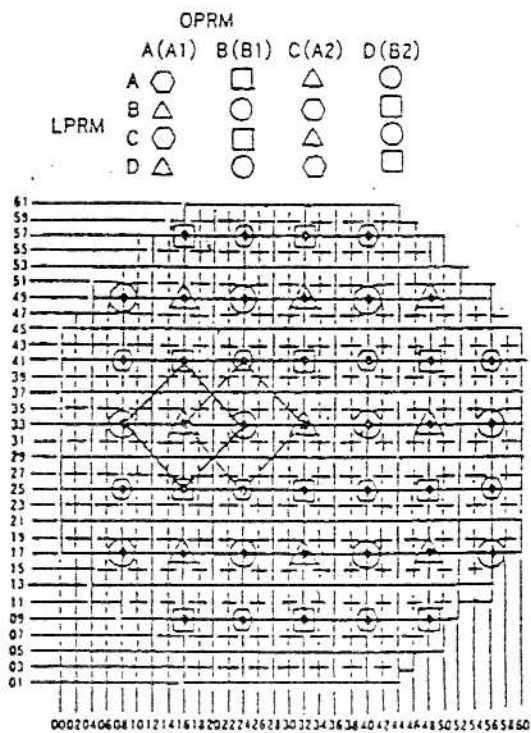
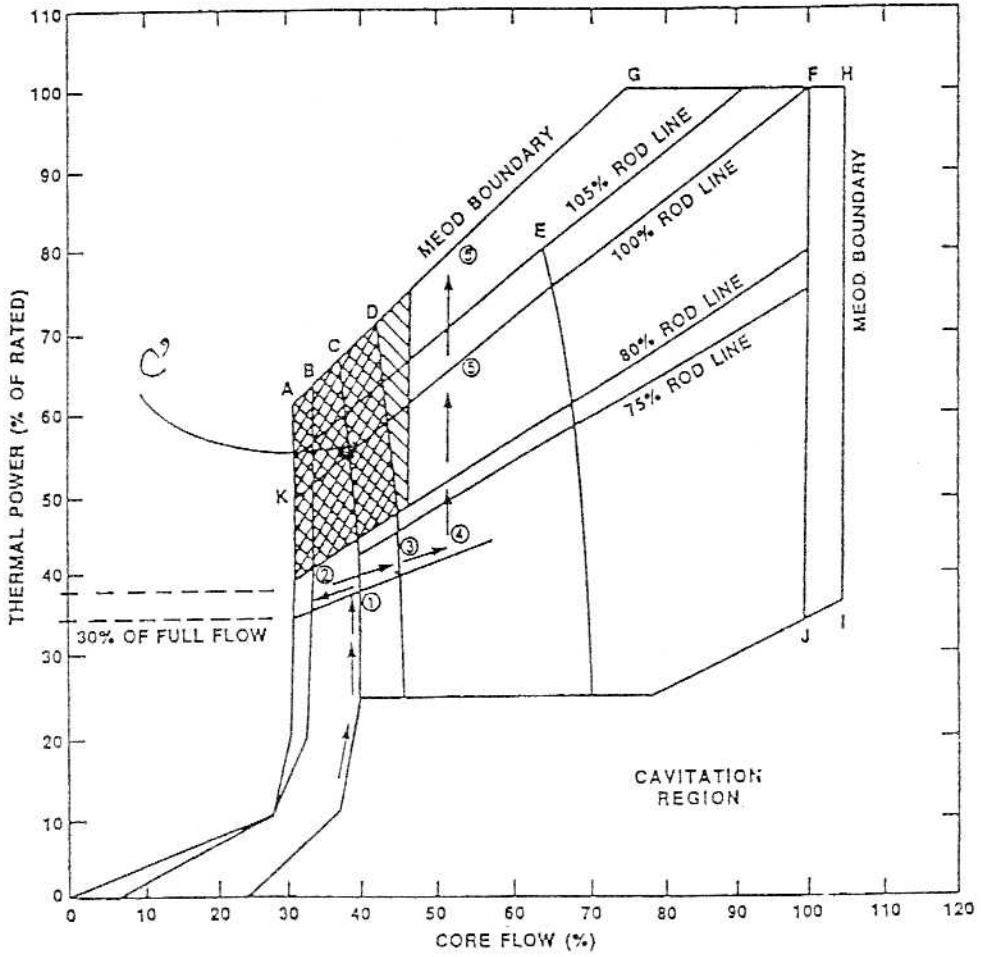


図 6-1 1988年2月の浜岡1号炉の事故



● LPRM

☒ 6-2 LPRMのOPRMトリップチャンネルへの取込み



☒ 6-3 運転特性図と不安定領域
(Nuclear Safety Vol.29, No.3, 1988年)

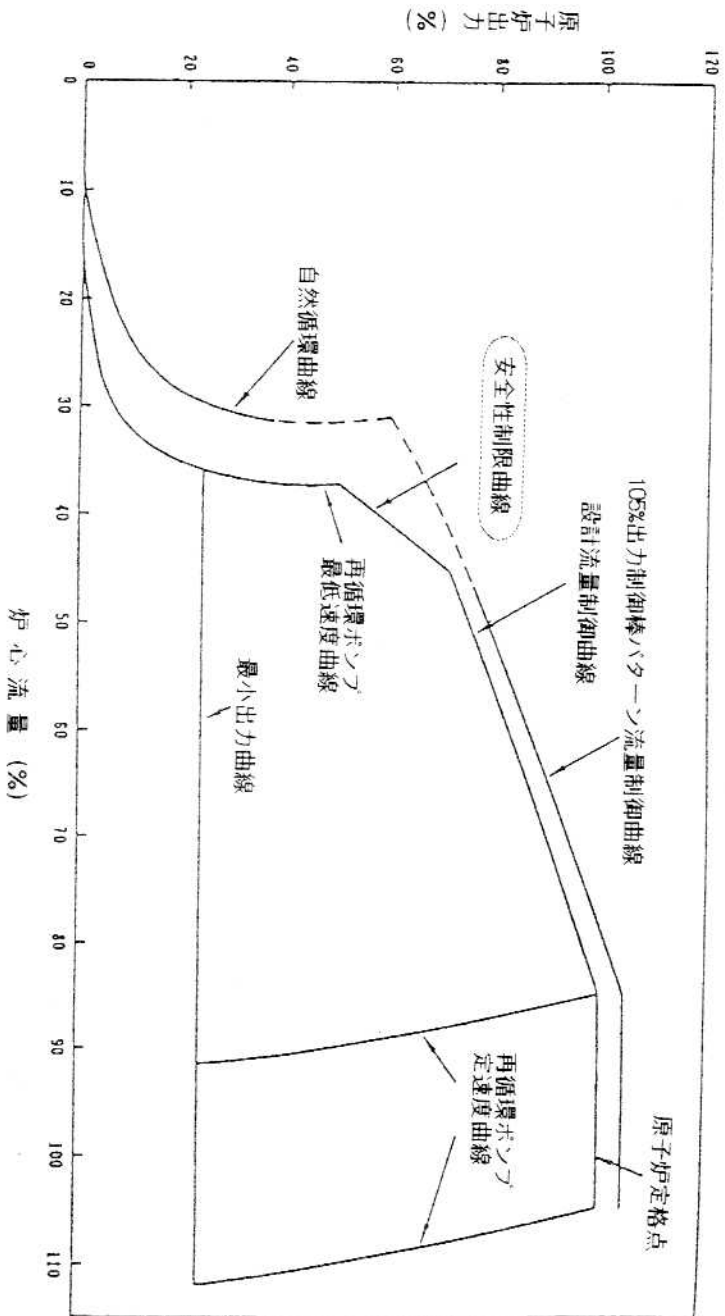


図 6-4 運転特性図 (女川1号炉、高燃焼度燃料)

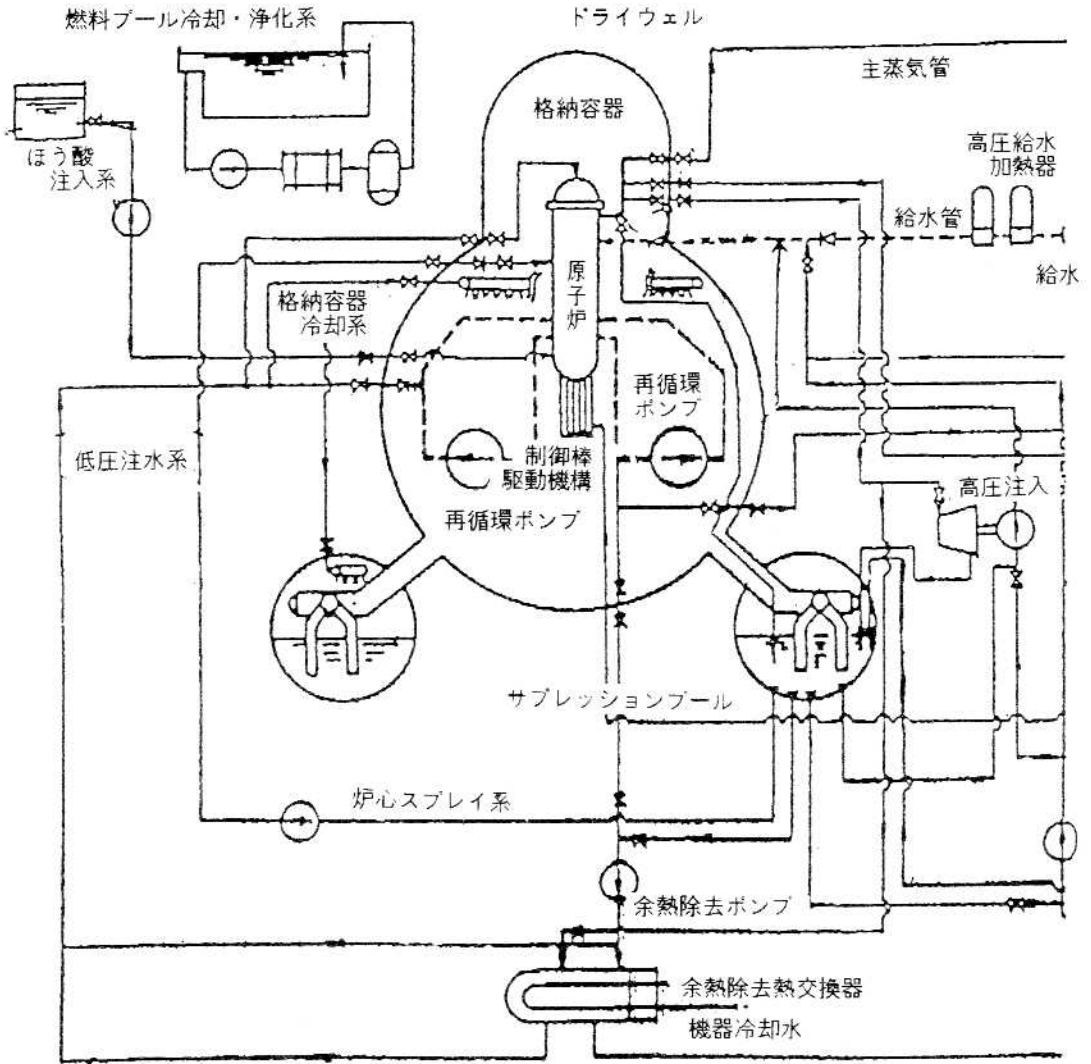


図 7-1 沸騰水型原子力発電所主要系統概要 (格納容器はMARK I)

BWR（沸騰水型原子炉）の出力発振
— 核暴走事故の危険性 —

発行者：BWR出力発振問題検討グループ
石川徳春 片平一郎 河田昌東
小村浩夫 山崎久隆 山本定明

発行日：1995年7月15日

頒 価 1300円