

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

シビアアクシデントの研究は世界的にいろいろ行われています。日本では1992年になって、やっと原子力安全委員会がこの検討が必要との態度を打ち出し、通産省の指導により電力業界が1994年3月31日にシビアアクシデント対策を出しました。その最も大きなポイントはBWRの格納容器についてのもので、「格納容器の破壊を防ぐためにガスを大気中に放出するパイプを設置する」ことを決めたということです。これは従来の「日本ではシビアアクシデントは起こらない」という態度を変更したものと注目されます。なぜこの時に、という点について詮索したくなりますが、それはさておいて、シビアアクシデントについてどんなことが検討されてきているかをみておくことは必要でしょう。しかし、日本での対策の詳細は例によって詳しいデータが出されていなくて、わかっていませんので、さしあたってはアメリカのNRCが出している多くのレポートの内からいくつかを選んで、BWRの場合の検討結果を見ることにします。

シビアアクシデントというのは、燃料棒が集まっている炉心が損傷して、原子炉圧力容器が壊れ、さらに格納容器が破損して、放射性物質が外部環境へ放出される、という事故をいいます。いうまでもなく、アメリカのスリーマイル島の事故がイメージされています。このような事故を実験的に再現して見ることはできませんから、コンピューターシミュレーションで解析することになります。ですから、シビアアクシデントの研究では、その事故シナリオをどのように書くかが重要なこととなりますが、もう1つ見逃せないことは、そのシナリオの展開が、個々のプラントでどのように進むかという点です。プラントによって事故の影響の出方がそれぞれ異なることを明らかに示したレポートがあります。それがNRCのNUREG-1150です。このレポートでは、原子炉の炉心熔融の事故を考えていますが、この炉心熔融の結果、格納容器が破損に至り、放射性物質が周辺環境へ放出された場合の住民の健康への影響や住民の避難の速度の検討までも含めた、幅の広いレポートになっています。

この幅の広さも興味があるところですが、その結果で最初に注目させられるところは、プラントによって最も大きな影響を受ける事故種類が異なることです。すなわち、原子力発電所というプラントは個性があり、シビアアクシデントの検討をする際にも、その個性を無視できない、いい換えれば、各プラントごとに個別に検討する必要がある、ということを示した点です。

このレポートでは、サリー、セコイヤ、ザイオン(以上PWR)、ピーチボトム、

グランドガルフ（以上BWR）の5つのプラントを検討の対象にしています。このプラントごとの炉心熔融に至る確率を事故種類によって示した結果を図Aに示しておきます。一見してプラントの性格が異なることがわかります。

ピーチボトムは電気出力106万KW級のBWRで、格納容器はMARK Iです。このプラントでは、全電源喪失が炉心熔融に至る事故の内の47%を占め、ATWSが43%を占めています。ここでいう全電源喪失というのは、サイト外の電源喪失からサイト内のバッテリー、非常用ディーゼル発電機まで使えなくなる状態です。この全電源喪失事故のシナリオの内、TB1と呼ばれるものを、NUREG-4624によってみてみます。

TB1シナリオ

ここで使用されている解析コードはMARCH2と呼ばれるもので、“BWRチャンネルボックス&制御棒のモデル”といわれるモデルを使用しています。

このシナリオでは、まずサイト内外の全てのAC電源が喪失したところから始まります。この状態では原子炉への給水は蒸気駆動のECCSしか使えません。しかもこの蒸気駆動のECCSを作動させるには、DC電源が必要です。これには設置してあるバッテリーが使われますが、このバッテリーの寿命は6時間ですから、バッテリーを使う時間がこれを過ぎれば、全ての工学的安全機能は喪失することになります。以下に経過をみてみます。

図B、図Cは冷却材の量の変化と炉心の最高温度と平均温度の変化を示したものです。事故経過時間が360分あたりで冷却材の量が急激に少なくなるのは、ここでバッテリーが切れて、原子炉への給水ができなくなったことを示しています。500分を過ぎてから、炉心温度が上昇します。計算結果によりますと、燃料棒が露出するのが528分で、640分頃には燃料棒が熔融し始めます。図で温度を見ますと、最高温度が2000を超えていることがわかりますし、計算結果では2200を超えています。

燃料棒が集まっている炉心は、640分過ぎには熔融してずり落ち始めます。こうなると、炉心を支持している構造物がやはり熔融してしまい、炉心が崩落してしまいます。このシナリオの仮定では、炉心の75%が熔融すれば炉心支持構造物が熔融するとしています。この時間が690分過ぎと計算されています。これで原子炉压力容器内の冷却水は一気に蒸発します。これが図の700分近くで急速に冷却材の量が減る事で示されています。

参考までに、MARCHコードで使用された熔融温度のデータのいくつかをあげておきます。なお、圧力や温度などの換算を末尾にあげておきますので、参照して

ください。

炉心溶融温度	4 1 3 0 F	チャンネルボックス溶融温度	3 3 6 5 F
制御棒溶融温度	2 6 0 0 F	原子炉容器底部溶融温度	2 8 0 0 F

さらに、この熔融炉心が原子炉压力容器の底をつき抜けて落下すれば、瞬時に格納容器内の圧力は上昇しますし、熔融炉心が格納容器の床などのコンクリートに接触しますから、コンクリートとの反応で大量の一酸化炭素や二酸化炭素や水素などのガスを発生させます。これが始まるのが約730分と計算されています。

図Dは格納容器内の圧力変化を示したのですが、初めの急上昇は原子炉压力容器の破損の際のもので、その後の上昇はコンクリートとの反応によるものです。このように圧力が上昇すれば、格納容器内のガスはサブプレッションプールへ流れ込みますから、このプール水の温度が上昇します。それに加えて、水に接触しても凝縮しない二酸化炭素などのガスが増加しますから、格納容器の圧力は上がりつづけて、ついには格納容器を破損させます。格納容器破損の設計圧力は約130プシー（PSI - 圧力の単位）とされています。この時間が910分過ぎと計算されています。

なお、この後には格納容器から流れ出たガスは、原子炉建屋へ流れ込んで、原子炉建屋の環境を高温、高放射線の状態にしますから、運転員が避難しなければならないことにもなります。また、水素が多くなって、水素爆発が起こることも予想されています。それも、このシナリオでは数回と予想しています。まさに破滅的な状況です。原子炉建屋そのものが破損する可能性が高いといえます。

なお、水素は原子炉压力容器内の金属-水反応によっても発生しますから、原子炉容器が破損すれば、この水素が格納容器に放出されます。ここですでに爆発の可能性が生じることにも注意が必要です。

TCシナリオ

次には ATWS の事故シナリオの内、TC2とTC3を見てみます。TC2はMSIV（主蒸気隔離弁）閉鎖から始まるATWSで、早期出力低下の失敗と緊急時減圧の失敗が重なったシナリオです。事故シーケンスは以下のようになっています。

- MSIV閉鎖 原子炉停止失敗 運転上の失敗：早期の出力低下と一次系の減圧化の失敗 高出力のまま運転 サプレッションプール過熱
格納容器の圧力上昇 制御エア-圧力不足で逃がし安全弁開
一次系圧力再上昇 サプレッションプール水過飽和温度 サプレッショ

プール水フラッシング	E C C S ポンプキャビテーション	炉心露出
炉心過熱	炉心熔融	炉心は原子炉底部へ
ドライアウト	原子炉容器損傷	冷却水量の急速減少

このシーケンスでは高出力運転が続きますから、格納容器の熱除去が10分後には始まることになっています。しかし、H P C I（高圧注入系）が25分頃に、またR C I C（原子炉隔離時=停止時冷却系）が32分頃に、サブプレッションプール水のフラッシング/ポンプキャビテーションによって、作動できなくなります。サブプレッションプール水が200FになるとH P I C作動は失敗するとされています。この時点で原子炉に水を供給するシステムは、復水貯蔵タンクから水を吸引しているC R D（制御棒駆動）系の水流のみになります。このシステムはタンク水がある限りは使用できますが、この水流では炉心冠水と冷却には量が不十分で、炉心熔融につながってしまいます。溶融した部分が炉心が全体の40%になれば、炉心は下部支持構造物へ落下すると考えられています。以後の原子炉圧力容器の状態はT B 1シナリオと同様に推移します。

なお上の解析では、炉心冠水中の熱出力は定格運転の場合の21%であり、冠水されなくなると崩壊熱レベルへ低下すると仮定しています。C R Dシステムの水流があるために、この出力の低下はすこし遅れて推移します。また、サブプレッションプール水がフラッシングするということは沸騰しているということですから、こうなればサブプレッションプールから蒸気が格納容器ドライウエルへと流れる状態になります。これは格納容器の圧力を上昇させます。

シーケンスの時間推移はT B 1とはかなり違いますので、時間を見ておきますと、炉心露出は34分頃、炉心熔融は58分頃に始まり88分頃には炉心が崩落します。炉心の温度変化は図Cに示されています。

このように高出力でのA T W Sの状態では、潤滑油の冷却失敗やシールの過熱などが原因になって、各種の工学的安全系の作動失敗が起きます。すでに見たように32分頃にR C I Cが作動しなくなりますが、このシナリオでは格納容器圧力が25プシー上がるとR C I Cが作動しなくなると仮定されています。高出力運転の状態ですから、格納容器の圧力は初期から上がり始めますので、このような短時間でR C I C作動失敗が考えられるのです。

格納容器は最初の炉心熔融が起きている間は維持されていますが、しかし落下した熔融炉心との反応で原子炉圧力容器が損傷すれば、この結果起きる急速な圧力上昇に耐えられず破損します。この時間が約126分頃と計算されています。その後、原子炉建屋などで水素爆発が起こるといった経過は前のT B 1の場合と同様です。

なお、このシナリオでサブプレッションプール水の温度上昇が重要な要因として検討されていますが、たとえば、NUREG/CR-5634では、温度だけでなく、サブプレッションプール水の水位も重要な項目として考えられています。サブプレッションプール水の水位が上がれば、逃がし安全弁からサブプレッションプールまでつながっている配管の中の空気が、それだけ圧縮され、逃がし安全弁から蒸気が押し出される時に、この空気がまずサブプレッションプールへ放出されます。この時の衝撃が問題にされています。また、格納容器ドライウエルへ放出された蒸気が、サブプレッションチェンバーのダウンカマーからプールへ放出される時には、蒸気と非凝縮性のガスとがムラになって流れ、衝撃が与えられたり、衝撃がなくなったりという不規則な状態が発生します。TCシナリオの場合のように、かなり短い時間の間に大量のガスが流れ込む際には問題になる可能性があるのです。この問題はGE社の退職技術者がアメリカ議会で証言した動荷重の問題です。このようにサブプレッションチェンバーがあるBWRの格納容器では、シビアアクシデントの際に考慮しないといけない問題がいろいろとあります。

次に、TC3シナリオを見てみます。このシナリオはTC2に格納容器ベント管を加えた場合の効果を見るためのものです。ですから、事故のシーケンスはTC2と同じで、ベント管が開いた後の変化に注目することになります。

格納容器圧力が設計レベルを10%超えた時にサブプレッションチェンバーの気体スペースの直径18インチのベントが開き、原子炉建屋へ放出と仮定しています。このプラントは現在では改良されて、原子炉建屋への放出はなくなっていますが、ここでは以前のままとして計算しています。

図Eは格納容器の圧力変化を示していますが、TC2の同様なものと比べると縦軸のスケールが大きく違っていることに注意してください。この圧力変化は初めの内はTC2の場合と同様ですが、100分少し前の急上昇の際にベント管が開きます。計算では約96分となっています。計算結果によって格納容器の温度を見ますと、TC2では格納容器の圧力が132プシーに達して破損する（別のレポートでは設計圧力は117プシーとされている）頃には310Fほどになっているのに対して、TC3では格納容器圧力が約77プシーになってベント管が開く時には200F強になっている温度が、以後は原子炉容器の破損の際に、一時的に300F弱にまで上がりますが、また230Fへ戻ります。もちろん圧力は、原子炉容器の破損の際にも、70プシーを超えることはありませんから、格納容器の破損は避けられることになります。

しかし、このベント管の効果の最大のものは、これによって放出されるものが全てサブプレッションプールを経由するところです。これによって放出放射性物質の量

が大幅に少なくできる利点があります。ところが一方で、このベント管の使用はいくつかの不利な点をも発生させることが議論されています。この点は後に別のレポートをもとに検討します。

なお、水素爆発は避けられませんから、格納容器や原子炉建屋の破損の可能性があることはTC2の場合と同様です。

Vシナリオ

この他にVシナリオと呼ばれるものがあります。これは発生確率が低いという理由で無視される場合があるものですが、最近議論が多くなってきている老化の問題ともからんでいる点からも、見ておきたいものです。これは、原子炉建屋の中の一次格納容器の外側で、低圧ECCS配管の破裂によって、放出が格納容器をバイパスしてしまう場合を考えたものです。このバイパスは、一次系圧力から低圧配管を隔離しているチェックバルブの故障で起こると仮定しています。

低圧ECCS配管は原子炉容器につながっていますから、このような故障が起これば、高圧高温の蒸気が原子炉建屋に放出されてしまいます。このために原子炉建屋に配置されている一次冷却材のシステムやその他のいくつかのシステムが破損する可能性が生じます。

一次冷却材のシステムが故障すれば、冷却材の量が不足して炉心熔融になり、核分裂生成物が格納容器とサブプレッションプールをバイパスして、直接原子炉建屋に放出されるという事態が発生します。これはさらに、工学的安全システムの機器類の機能不全にもなります。

炉心熔融から原子炉压力容器破損となれば、コンクリートとの相互作用からドライウエルへの放出があり、そこから逆に原子炉压力容器に戻り、さらにECCS配管を経由して原子炉建屋へ、一部はサブプレッションプールへという循環が成立する可能性があると考えています。

冷却材の量の減少については、直径6インチの破裂で、約3分で炉心露出と仮定していますが、その後の減少速度は小さくなるとしています。炉心の崩落が約42分で起こり、残っている水を急速に沸騰させ、約53分で原子炉压力容器底部の水がなくなり、残る水は再循環系のジェットポンプの外だけ、という厳しい状態が予想されています。

コンクリートとの相互作用によるガスの大量発生や原子炉建屋などで水素爆発が起こるといった経過はこれまでに見てきた他のシナリオと同様です。

水による事故対応

ここまで原子炉炉心熔融を中心に事故シナリオを見てきましたが、周辺環境への影響を考えると、格納容器が原子炉から放出された放射性物質を閉じ込めることができるかという問題が重要になります。格納容器が閉じ込めに成功するのは、基本的に圧力と温度を上昇させないことです。原子炉容器が破損した後、大量のガスを発生させて圧力を上昇させる主な原因は、原子炉容器から落下した熔融炉心デブリとコンクリートの反応です。これを抑える方法の基本は水漬けです。

原子炉容器はコンクリート製の台座に乗っています。そして原子炉容器の真下は、原子炉キャビティーと呼ばれて、凹の形になっていますから、ここに水を貯めることができます。ですから、原子炉容器が破損して、熔融炉心デブリがここに落下したら、ここへ注水して、このデブリを水漬けにして、温度を下げてもコンクリートとの反応を抑えてしまおうというものです。いやはやと思わないでもないのですが、現実にとることができる方法はこれでしょう。ここでコンクリートとの反応が進行して、台座が壊れたりすれば原子炉容器が倒れる可能性が出てきますから、重大な問題です。

では、格納容器ドライウエルの温度と圧力が上昇してきた場合にはどうするか、という問題があります。これに対する最も有効な方法と考えられているのが、CS(格納容器スプレー)です。これは格納容器ドライウエルの上部から水をスプレーして、ドライウエルに放出された蒸気を凝縮して、温度と圧力を下げようというものです。**図F**を見てください。この図は残留熱除去システムの配管の概念図です。図中の1, 2, 3, 4の数字はこの残留熱除去システムのモードを示していて、1は停止時(隔離時)冷却系、2はL P C I(低圧冷却材注入)系、3はサプレッションプール冷却系、4は格納容器スプレー系の各モードに使われる配管の経路です。今ここで考えている格納容器スプレーはこの4です。

すぐにわかることは、水源がサプレッションプールであることです。これまでに見てきたTC2などのシナリオでは、かなり短い時間でサプレッションプール水は沸騰してポンプで吸引できなくなります。このような場合には、水源を別のところに求めないといけないことになります。たしかに他の水源はありますが、TC2などのATWSシナリオではかなり短時間に事態が推移します。適切に水源の切り替えができるかと考えて見ますと、それぞれヒューマンエラーなどによって、切り替えに失敗する可能性を考えざるをえません。このようにシビアアクシデントの対策を考えてみますと、かなりの綱渡りを覚悟しなければならないようです。

図Fで、もう1つ注目しておいてください。この図の線は配管ですが、この配管をたどってみると、多くの部分でこの4つのモードが配管を共有していることがわかります。また、熱交換器も共有されています。この共有部分の故障が出れば共倒

れになります。シビアアクシデントの時に、それが出ないという保障はできるのでしょうか。常々いわれている独立性と多重性はここでは達成されていません。シビアアクシデントになった時に、このようなところが対応策のネックになるのではないかという疑問は消せません。

いずれにしても、格納容器が放射性物質の閉じ込めに成功するかどうかということが問題になる場面になれば、考えられているシナリオが信頼できるものかどうかとも問題になります。まさに起きてみなければわからないということが多くあると思われれます。しかし、そのような場面での対応策は、水漬けやスプレーという方法で、水によって温度と圧力を下げるとともに、放射性物質をできるだけ水に溶かして、放出する量を減らすという方法です。サプレッションプールを経由させるのも、同じ考え方です。これが現実に行うことができる、最も効果が大きい方法だということになります。

ベント管使用

ベント管使用についてはいくつかの問題もありますので、まず、ピーチボトム原発行われた研究レポートをもとに、マーク I の場合を検討してみます。

このプラントではベント管に使用できる配管は図のようになっています。

[1 - 1] SGT (ガス処理) システムへつながる直径 18 インチのステンレス配管。これは格納容器ドライウエルとサプレッションチェンバーにそれぞれ 1 本ずつあり、それぞれに 2 コのバルブがついています。

[1 - 2] この 18 インチの配管のそれぞれの途中から枝分かれした直径 2 インチのステンレス配管。これは通常は SGT システムから過剰な窒素ガスを取り除くのに使われるもの。これは先では 1 インチ配管になり、そこで隔離バルブがそれぞれに 2 コある。

[2 - 1] 通常は外部から格納容器ドライウエルとサプレッションチェンバーにファンによって空気を供給する配管。ステンレス製で直径 18 インチ。それぞれの配管にバルブが 2 コついている。

[2 - 2] この 18 インチの配管のそれぞれの 2 コのバルブの間から枝分かれした径 6 インチのステンレス配管。この格納容器ドライウエルとサプレッションチェンバーからの配管は 2 番目のバルブを経由した後に合流して、さらに 1 コのバルブを経て I L R T システムへつながる。最後は原子炉建屋の外へ出る。

[3] 格納容器ドライウエル床と機器類のドレインサンプからの水を廃液タンクに流す直径 2 インチの配管があり、これもベント管として使える。バルブはそれぞれの配管に 2 コある。

これだけベントに使える配管があると、その使用方法を定めておくことが必要になります。オペレーターにはT R I Pと呼ばれる手順が準備されていて、その内のT - 1 0 2は格納容器ドライウエルの圧力が上昇すれば、サプレッションチェンバーのスプレーを使用するとしていて、さらに圧力が上昇して、6 0 プシーになると、T - 2 0 0の手順に移るとしてあります。

T - 2 0 0では一般的な使用方法として、直径の小さいベント管から使用することとサプレッションチェンバーのベント管から使用することを定めています。これは不必要な放出を避けるためと、サプレッションプールの水による除去効果を期待しているためです。

しかし、事故のシーケンスによっては使い方を变える必要があります。A T W Sの場合は原子炉出力が停止されていませんから、放出されるエネルギーが大きく、事故シーケンスの進展が速いために、ここで考えている順序でベント管を開く時間余裕がない可能性があります。したがって直接1 8 インチの管を開くことになりそうです。事実、解析に使われた時間を見てもみると、[1 - 1]の1 8 インチのバルブを開く時間はサプレッションプールで2 2分、格納容器ドライウエルで3 0分、[2 - 1]の1 8 インチのバルブではサプレッションプールで2 9分となっています。

これらベント管の操作はコントロールルームで行うのですが、運転中に設定されている格納容器隔離信号を解除する必要があります。この解除にはコントロールルームの外にあるジャンパーケーブルを使用することが必要です。このためにコントロールルーム外の補助運転員が必要ですし、各種の道具が現場で必要になります。

また、格納容器ドライウエルからの1 8 インチのバルブを開く場合に、別の心配が出てきます。A T W Sの場合は事態の進展が急速ですので、開くタイミングが問題になります。開くのが遅ければ格納容器破損の可能性がありますし、早ければ格納容器の圧力が急速に低下する可能性があります。これもまた破損の可能性や、バルブの不作動などによって、格納容器内にある各種機器の作動を止める可能性があります。これらのいろいろな要因を短い時間の間に的確に判断して、事故の事態に対処することがオペレーターに要請されます。ヒューマンエラーが入る可能性は大きいのではないのでしょうか。

T B 1の事故シーケンス、すなわち停電の場合は、時間の余裕はA T W Sの場合より多くあります。[1 - 1]の1 8 インチのバルブを開くための信号を解除する時間が8 0分、このバルブを開く時間が1 1 6分として解析がなされています。

しかし、バルブを開く作業はもっと大変なことになります。というのも、この停電の場合にはコントロールルームからベント操作をするための電源がありません

から、ベントのためにバルブを開けるには、バルブがある現場での作業が必要になります。現場でバルブを開けるには圧縮ガスをバルブにつなぐことが必要ですが、この作業を現場で行うこととなります。

サブプレッションチェンバーの 18 インチのバルブはサブプレッションチェンバー上部表面のすぐ近くにあり、この配管はその先で一般の換気設備で使われているのと同様なダクトにつながっています。このバルブの操作はその周辺の高い放射線レベル（12000 rad/h）と高温のために非常に困難で、まず操作できるとは期待できません。また、ダクトに高温の蒸気が急速に流れ込めば、このダクトを破壊する可能性があります。

一方、サブプレッションチェンバーへファンで空気を送り込む 18 インチのバルブはコンクリート壁で仕切られた近くの部屋の中にあります。コンクリート壁のために、ここでは放射線レベルが低い（1 rad/h）と期待されますから、このバルブ操作に頼ることになりそうです。しかし、これもその時まで放出された放射性物質の量によりますから、どのようなタイミングで、そのバルブを開くかという運転員の判断が重要になります。また、運転員の判断をたすけるマニュアルが重要になりますが、このレポートが書かれた時点では、十分なマニュアルがないと指摘されていました。ここでも試行錯誤的に直してゆかざるをえないという原子力発電の技術の状況が見えています。日本でのこのあたりの検討がどうなっているかと、気がかりになります。

さらに、現実の作業は人間が行いますから、いろいろなエラーがつきものです。このヒューマンファクターも考慮しておく必要があります。解析ではこの点も入れて、ベントバルブを開くことに成功する確率を計算しています。その結果を示しておきます。

TC1(>12.7%)	18 インチの全部のバルブを開く	P=0.65
TC1(<12.7%)	同上	P=0.65
TC2	サブプレッションチェンバーのどちらかの 18 インチバルブを開く	P=0.77
TB1	同上	P=0

TC1とTC2はATWSの例で、TC1は早期に格納容器が破損する場合で、事故時の原子炉出力のレベルが12.7%より大きい場合と小さい場合とに分けています。TC2は原子炉容器が損傷してから格納容器が破損するケースです。TB1は停電の場合です。TC1の場合は、成功する確率が同じ数字になっていますが、>

12.7%の場合には原子炉から短時間の内に放出される蒸気/エネルギーが大きいため、バルブを開くことができても格納容器の破損を防げないとしています。ですから、実質的にベントは成功しないということになりますから、 $P = 0$ になります。

ピーチボトムのプラントには同規模の2号機と3号機が稼働中ですが、2号機の6インチのバルブはTB1の場合には開くことができないとされています。理由はバルブのある場所がコンクリート壁の遮へいがないために、放射線レベルが致命的(4800rad/h)になるということです。3号機の方はコンクリート壁の遮へいがあるので、操作が可能とのこと。このような細かな設計の違いが、シビアアクシデントでは重大な結果につながってくることは要注意です。原発プラントがプラントごとに異なる性格を持つ一例といえます。シビアアクシデントを検討する場合には、プラントごとに、また、プラントの構成部分ごとに細かな設計まで具体的にチェックする必要性を示しています。

ベントの配管はステンレス製ですが、これが途中から通常の換気設備に使われるダクトに変わっている点も問題になります。高温高圧の大量の蒸気が流れる場合に、このダクトが破損する可能性があるからです。これが破損すれば、蒸気は直接原子炉建屋に流れ込むことになります。原子炉建屋には、たとえばECCSのような各種の安全装置の機器がありますから、これらの機器が故障して作動なくなるといふ事態が考えられます。そうなれば事故の進展を止めることが、いよいよ難しくなります。この原子炉建屋への流入は別の問題も生じさせます。原子炉から放出された放射性物質をモニターしながら環境へ放出することを困難にすることです。住民の安全確保のための対策がどうなるのか、ぞっとする状況です。

これまでに見てきた解析/検討で根本的に問題になることは、これらが全てコンピューターコードによる解析であり、不確かさを消せないことです。いい換えれば、使用する解析コードが変われば結果が異なる、という問題です。図GはTC1の場合の原子炉水位の解析例です。ここには3つのコードによる結果が示されています。図中の点線で示されているTAFは冷却水が燃料棒の上までであるという炉心水位のレベルを示しています。これより水位が低くなれば炉心露出ですから、炉心溶融になるという危機的状況です。シビアアクシデントの解析では最も重要な項目です。その解析結果がこのように違います。このような不確かさは、コードによる計算に使うデータにもあります。データが違えば結果が違ってきます。そのデータが正確かどうかという点にも不確かさの原因があります。手探りの状態ではないかといいたくなります。

ベントの効果をどの程度と考えているかをTC2とTB1で見ておきます。もち

ろん、これには格納容器や原子炉建屋の壁などに蒸気が結露したりして放射性物質が放出されるのが防がれる効果（除染効果）や、サプレッションプールで取り除かれる効果（スクラビング効果）を考慮して計算していますから、多くの仮定が入っています。その分、不確かさが大きいといえるものですが、何を期待しているかを見る資料になります。

数字は元素グループごとのそれぞれの全量を1として、その内のどれほどが放出されるかという意味で表されています。また、この表の中の 2.39×10^{-6} という数字の意味は 2.39×10^{-6} です。

放射性元素グループ	TC2	TC2-ベント	TB1	TB1-ベント
ヨウ素(I)	0.0355	0.0052	0.0126	0.0126
セシウム(Cs)	0.0399	0.0049	0.0145	0.0145
テルル(Te)	0.1850	0.0103	0.3040	0.0202
ストロンチウム(Sr)	0.6310	0.0331	0.4940	0.0421
ルテニウム(Ru)	2.39E-06	2.30E-07	9.50E-07	7.15E-08
ランタン(La)	0.0215	0.0011	0.0435	0.0030
希ガス(Xe, Kr)	1.0	1.0	1.0	1.0
セリウム(Ce)	0.03	0.0017	0.0680	0.0045
バリウム(Ba)	0.4300	0.0225	0.3990	0.0302

ベント使用の際の問題点を、前出のNUREG/CR - 5634によって、まとめてみますと以下の通りです。

- 1) 格納容器の減圧やサプレッションプール水のフラッシングによって、安全系機器が不作動になること。
- 2) 原子炉建屋にある各種の安全系機器の不作動、あるいは原子炉建屋の高放射線レベルのために、オペレーターが操作必要な機器へ近づけなくなること。
- 3) 周辺環境への放射性物質の放出が避けられないこと。

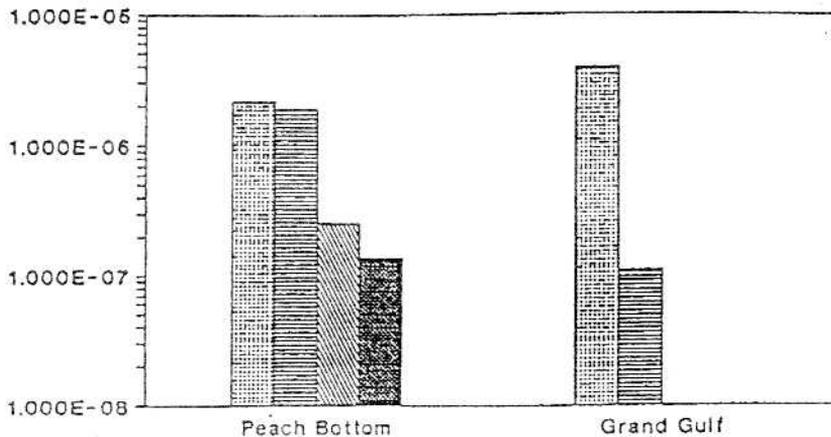
特に3)は、日本では注目しておくべきです。シビアアクシデントを考えるとこのことは、安全神話を放棄することだからです。このことを3)ははっきり示しています。

NUREG/CR - 5634はベントのシステムの改良点も示しています。

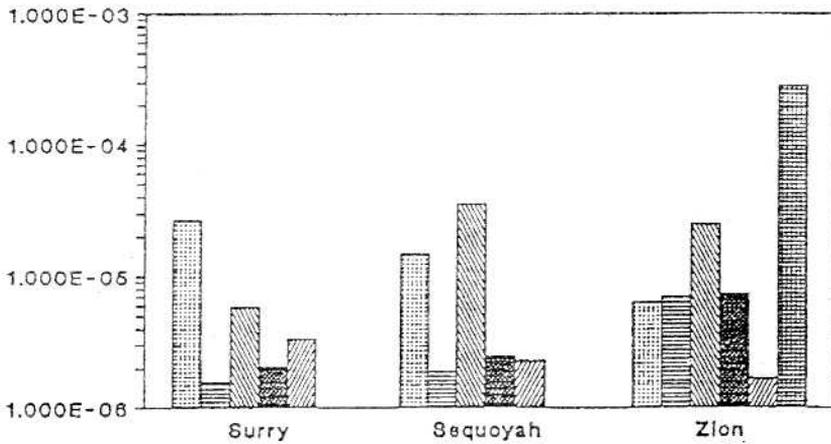
- 1) ベントの配管を全てハードなもの(耐圧強化)にすること。
これは通常の換気系に使われるようなダクトを使用しないようにすること。
- 2) DC 電源(バッテリー)で作動できるバルブを使用すること。
- 3) 圧力で開放されるディスクを使用すること。

1) はこれまでに見てきたことから明らかなように、高温、高圧に弱いダクトの使用を止めることです。2) は停電時対策です。3) は一定の条件での自動作動を考えたものです。どれも当然といえば当然の指摘ですが、このようなことを、ベントを設置したプラントを検討した結果、指摘しなければならないことは、やはり原発プラントの設計が全てのことを理解した上でなされたものではなく、試行錯誤を繰り返しているものといえるのではないのでしょうか。

圧力Psi	Kg/cm ²	温度 F	°C	重量LB	Kg X 10 ³
140	9.84	5000	2760	7 X 10 ⁵	318
120	8.44	4000	2204	6 X 10 ⁵	272
100	7.03	3000	1649	5 X 10 ⁵	227
80	5.62	2000	1093	4 X 10 ⁵	182
60	4.22	1000	538	3 X 10 ⁵	136
40	2.81	500	260	2 X 10 ⁵	91
20	1.40	200	93.3	1 X 10 ⁵	45.4
10	0.70	100	37.7		



STATION BLACKOUT ATWS
 LOCA TRANSIENT



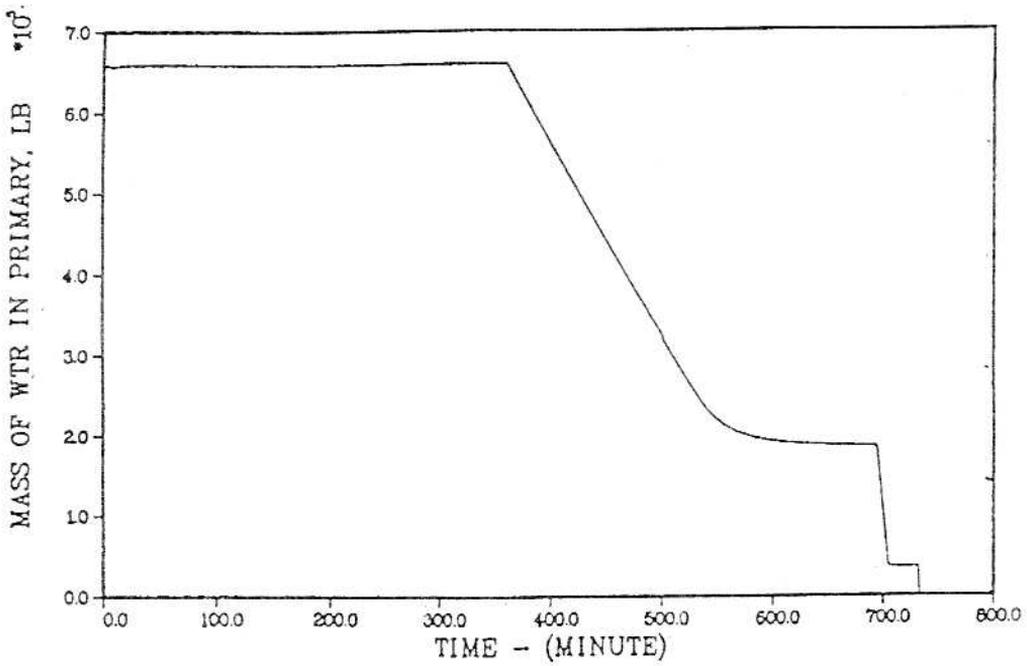
STATION BLKOUT ATWS LOCA
 TRANSIENT INTF LOCA SEAL LOCA

☒ 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

縦軸は確率で1.000E-03は1 × 10⁻³の意味。

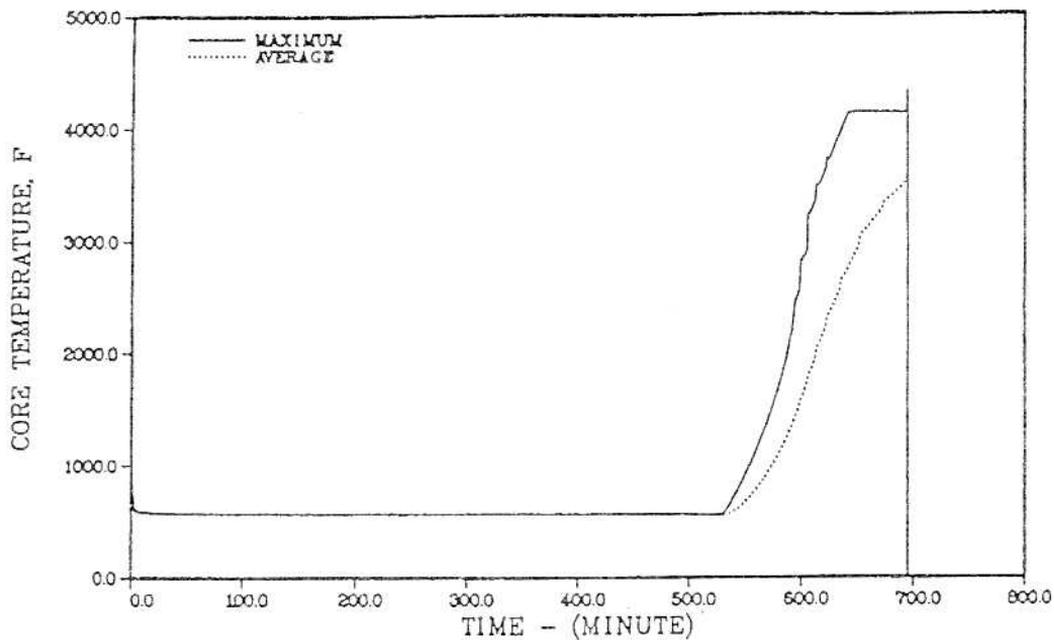
横軸のプラント名はPeach Bottom (ピーチ ボトム)、Grand Gulf (グランドガルフ)、Surry (サリー)、Sequoyah (セコイヤ)、Zion (ザイオン)。

事故はSTATION BLACKOUT (停電=電源喪失)、ATWS、LOCA (原子炉冷却材喪失)、TRANSIENT (各種異常事象)、INTF LOCA (インターフェースLOCA=原子炉圧力バウンダリーの境界での冷却材喪失)、SEAL LOCA (シールLOCA=水洩れ防止シールでの冷却材喪失)。



☒ B 原子炉冷却水量の減少

縦軸は冷却水量をポンド (LB) の単位で示す。6.0の数字は 6.0×10^5 LBの値になる。横軸は時間で分の単位。



☒ C 原子炉炉心温度の上昇

縦軸は炉心温度を F (華氏) の単位で示す。横軸は時間で分の単位。
 実線は最高値、点線は平均値。

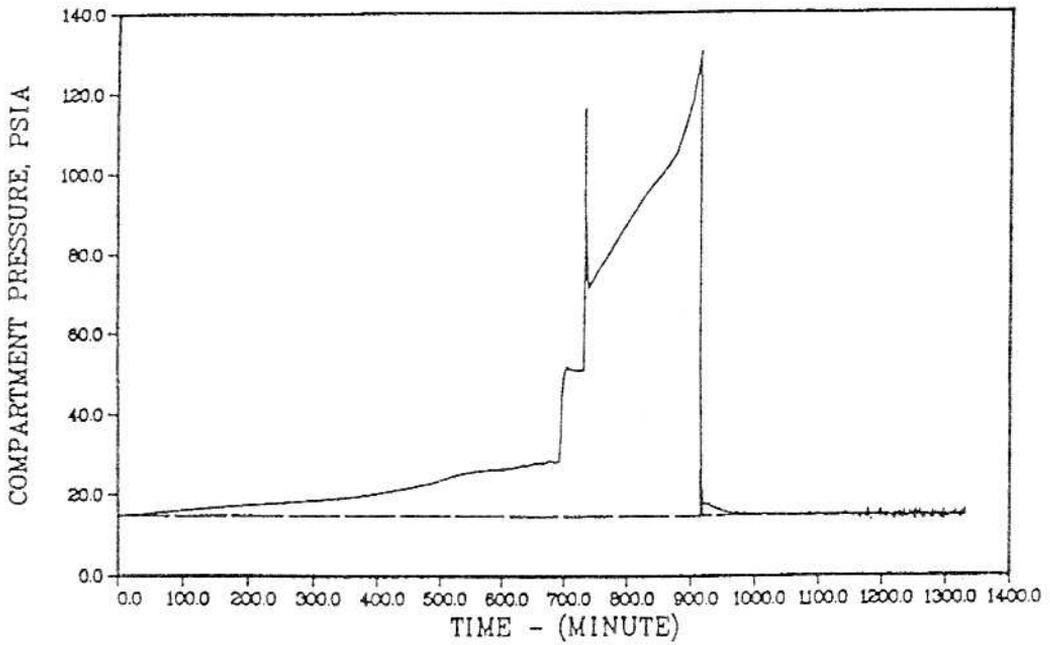
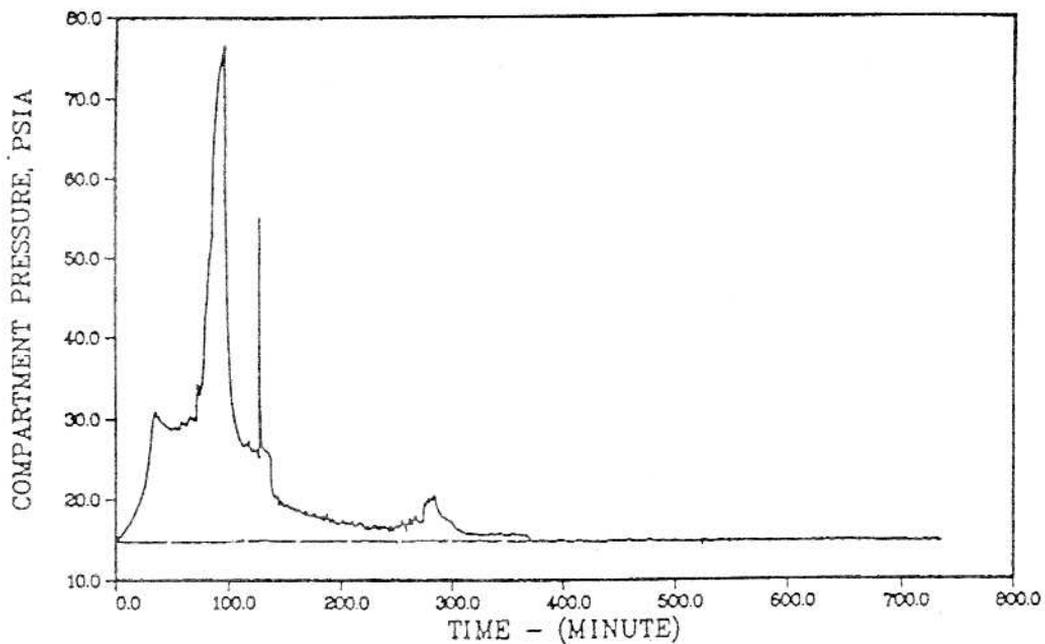


図 D 格納容器内の圧力上昇 (TB1シナリオ)

縦軸は格納容器内の圧力をPsiの単位で示す。横軸は時間で分の単位。



☒ E 格納容器内の圧力上昇 (TC 3 シナリオ)

縦軸は格納容器内の圧力をPsiの単位で示す。横軸は時間で分の単位。

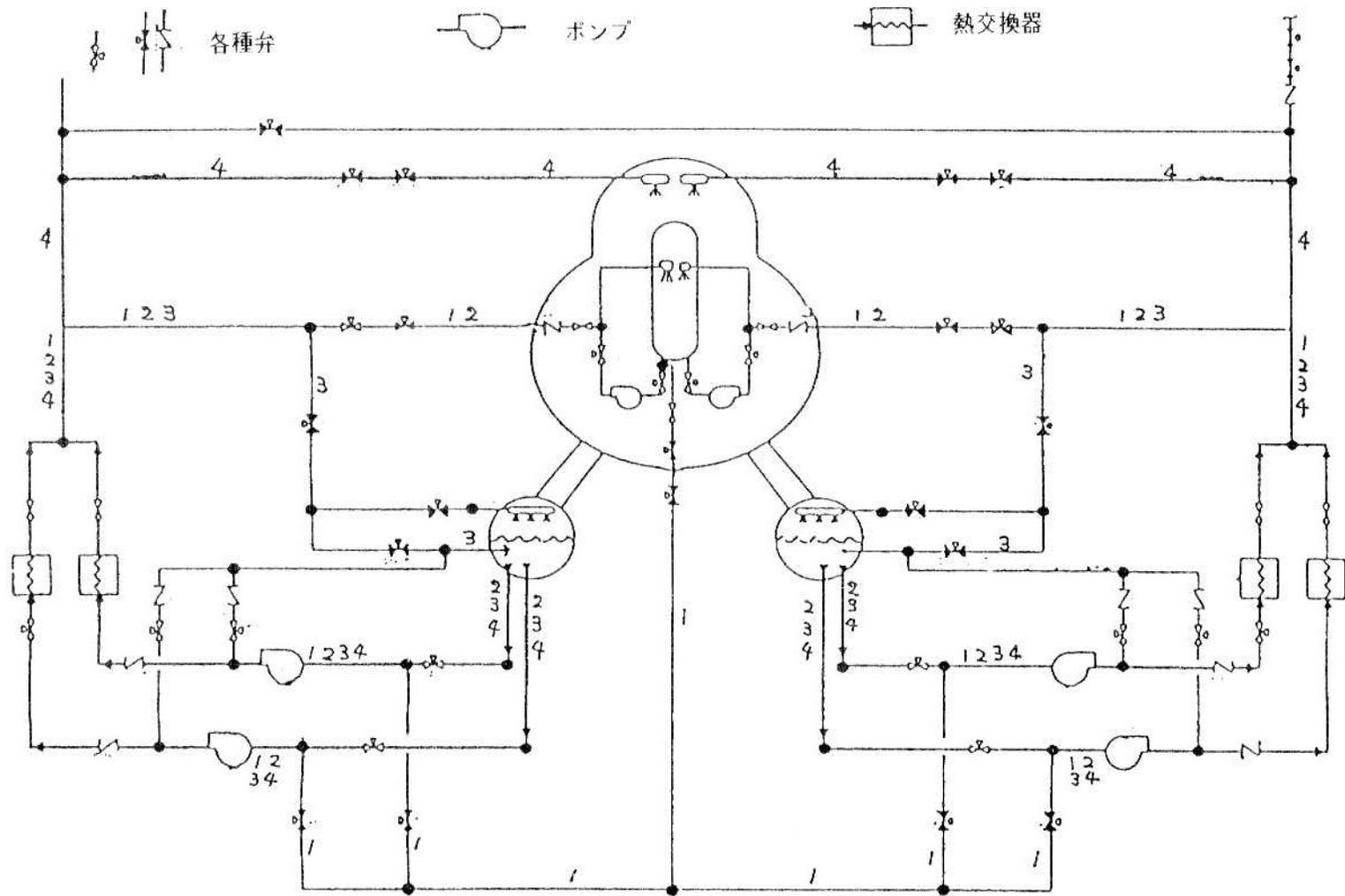
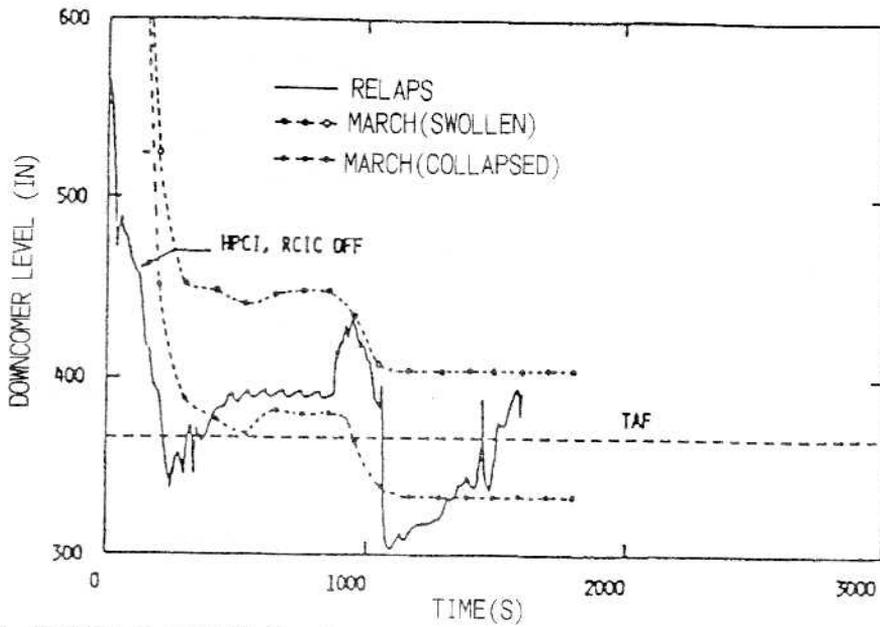


図 F 残留熱除去システムの概念図



☒ G 原子炉水位の解析結果の差異

縦軸はダウンカマの水位で原子炉水位を示す。横軸は時間で秒の単位。

☒中のRELAPS、MARCHは解析に使用したプログラム名。MARCHの2つは解析の条件を変えたもの。

HPCIはECCSの内の高圧注入システム、RCICは原子炉停止時冷却系、TAFは燃料棒の頂上のレベル。

略号の説明

AEOD	Office for Analysis and Evaluation of Operation Data 運転データ分析評価室 (NRCの内部委員会)
APRM	Average Power Range Monitor 平均出力モニター
ATWS	Anticipated Transients without Scram スクラムしない過渡変動
DBA	Design Basis Accident 設計基準事故
ECCS	Emergency Core Cooling system 非常用炉心冷却系
FOIA	Freedom of Information Act 情報公開法
IAEA	International Atomic Energy Agency 国際原子力機関
LPRM	Local Power Range Monitor 局所出力領域モニター
NRC	Nuclear Regulatory Commission 原子力規制委員会
NSRR	Nuclear Safety Research Reactor 原子炉安全性研究炉
OECD/NEA	Organization for Economic Co-operation and Development / Nuclear energy Agency 経済協力開発機構/原子力機関
OPRM	Oscillation Power Range Monitor 出力振動モニター
SCRAM	Safety Control Rod Axe Man スクラム、緊急自動停止
UCS	Union of Concerned Scientists 憂慮する科学者同盟
WPSS	Washington Public Power Supply System ワシントン公益電力供給公社

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