

151 79-02

本資料は 〇〇年 〇月 〇日付けで登録区分、
変更する。

[技術情報室]

クリンチ・リバー高速増殖炉の 安全性研究

1979年5月

動力炉・核燃料開発事業団
核燃料部

本資料の全部または一部を複写・複製・転載する場合は、下記にお問い合わせください。

〒319-1184 茨城県那珂郡東海村大字村松4番地49
核燃料サイクル開発機構
技術展開部 技術協力課

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to:
Technical Cooperation Section,
Technology Management Division,
Japan Nuclear Cycle Development Institute
4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki, 319-1184
Japan

© 核燃料サイクル開発機構 (Japan Nuclear Cycle Development Institute)

目 次

	頁
ま え が き	1
クリンチ・リバー高速増殖炉の安全性研究	2
抄 録	4
事故シーケンスの決定および定量化	6
事故の初期事象	6
事故シーケンス決定へのイベントツリーの適用	7
事故シーケンスの選択	9
事故シーケンスの定量化	9
完璧さと共通モードの考慮	11
炉心事故の解析と評価	11
放射性物質の移送および放出の解析	14
放出分析のための解析法	16
放射性核種放出の解析事例	17
射体的結果の解析	18
危険の定量化および結果	21
他の社会的リスクとの比較	21
商業用原子力発電所のリスクとの比較	22
重大なカテゴリーの要約	24
結 論	26
参考文献	27

まえがき

本報告書は Nuclear Safety 誌に載せられたものである。米国エネルギー・インコーポレイティド（E I 社）のブット社長が来社した際、本報告書の解析責任者のコンラディ氏が現在 E I 社の副社長に就任してクリンチ・リバー増殖炉の安全性研究に使用した手法を、再処理施設の安全性解析に応用することを考えていることが説明された。彼は、動燃事業団が現在、進めている高速炉燃料再処理試験施設の安全性研究およびチェック・アンド・レビューに本報告書にある解析手法を使用してはどうかとの提案があった。

本報告書ではクリンチ・リバー高速炉のプラントを各プロセス、機器について、イベント・ツリーおよびフォルト・ツリーを作成し事故シーケンスと確率を求め安全解析したものであり、大変興味あるものである。

内容について、高速炉と、高速炉燃料再処理施設とは違うものであるが、施設の安全解析およびチェック・アンド・レビュー等に利用できるかは別にして、手法的には参考になる所が多々ある。

本報告書が直接的・間接的にこれらの解析に携わる方々の参考になれば幸いである。

なお、本報告書を作成するに当り、(財)エネルギー総合工学研究所 徳下善孝氏の貴重な助言をいただきました。ここに謝意を表します。

1979年 5月

坪 谷 隆 夫

久 保 稔

○クリンチ・リバー高速増殖炉の安全性研究

○執筆者 H.B.パイパー

L.L.コンラジ

A.R.ブール

P.J.ウッド

D.E.W.リーバー

本論文は、クリンチ・リバー増殖炉（以下CRBRとする）計画によって準備されているCRBRの包括的なリスク評価の要旨である。この研究は、ある点では「原子炉安全性研究」〔アメリカ原子力規制委員会（NRC）の報告書WHSR 1400。この研究は、とくにアメリカの商業用軽水炉（LWR）にあてはまるものであった〕と比較することができ、かつ、それゆえに、液体金属高速増殖炉（LMFBR）およびそれにかかわるリスクについての豊富な情報を含むものである。しかし、LMFBRの運転についてきわめて限られた経験しかない（たしかにアメリカでは商業的な施設の経験がない）こと、したがってこの論文では、「原子炉安全性研究」の評価よりもいっそう主観的な判断さえ見られるということに留意すべきである。従ってCRBRのリスクがLWRのリスクよりもオーダーで小さいと結論づける一つの要因は次の仮定による。すなわちこの仮定は（証明も反証も出来ないものであり）LMFBRでの炉心破壊の仮想事故の発生確率を 4.9×10^{-9} とするものである。

われわれは、確率をそのように小さく考えるのに困難を覚えるものであるが、この報告書は実際の数値から結論されるように、LMFBRのリスクはLWRのリスクと「比較しうる程度」であって、「はるかに小さい」というのではないと主張するにとどめている事実が注目される。

このレポートはNRCから証明も否定もされておらず、かつ、当該の計画にたいする予算付与の継続について現在未定であるところから、NRC自体がいつどのようなかたちでこの問題に触れるかということも確かではない。

発電所の操業にかかわるリスクとこれまでに認可された原子力発電所にかかわるリスクの比較を容易にするものであった。

評価上重要な事項はつぎのとおりである。

1. 放射性物質のうち問題となる放射線源が CRBR 発電所から生じるリスクに寄与するであろう可能性を評価するために選択された。この選択プロセスはリスクへの最も重大な可能性をもった寄与要素であり、炉心に関する事故に焦点が当てられた。
2. 事故発生要素の包括的なリストが作成され、それら発生要素から拡大する重大な事故シーケンスの確率が、定量化された。これら事故シーケンスとその確率を展開するさいに、イベント・ツリーおよびフォルト・ツリーを用いた。
3. 炉心崩壊事故 (CDAS) に至る事故シーケンスを評価し、CDA の一般的分類を規定した。この作業の中で、CDA とは、炉心を冷却できる幾可学的機能が喪失すること※と規定された。すべての CDA は、CDA によってもたらされるエナージェティクスにより一次系にさまざまな程度の機械的損傷を生じ、最終的には炉心溶融に至るものと想定される。
4. CDA のうち重要ないくつかの総称的なクラスが原子炉容器および原子炉ヘッドにさまざまな程度の機械的損傷を生じさせるというその確率についての推定が行われた。
5. 格納容器から環境への放射性物質の放出を規定する放出のカテゴリーを定めた。
6. それぞれの放出カテゴリーに関連する放射性物質の環境への放出を評価し、これらの放出にかかわる一般市民の健康にたいする影響を計算した。
7. それぞれの放出カテゴリーの発生確率を計算した。これらの発生確率を、それぞれの放出カテゴリーの健康にたいする影響と結びつけ、CRBR 発電所に関するリスクの全体像を描き出そうとした。

CRBR 発電所の安全性の研究の主な段階を示すフローダイアグラムを、図 1 に示す。

※ エナージェティクス (energetics) : 本論文において用いる用語であり、CDA によって生じる核エネルギーの放出を示す。

抄録：この論文は、CRBR発電所に対して行なわれた安全性研究に関する目的、理論、手法、および結果の検討と討議を示すものである。研究の目的は、(1) CRBRの操業にかかわる公衆への事故のリスクに関して現実的な評価を行うこと、(2) それらの認識されたリスクを他の地域社会的リスクとのかかわりで展望すること、および、(3) CRBRから生じる事故のリスクとすでに認可されている原子炉のそれと比較しうるものであるか否かの判断を助けること、であった。

この研究目的達成のため、論理的かつ系統的な方法により、リスクに対する重要な諸因子を確認する必要がある。事故発生要素の包括的な検討、経験によるデータの取り入れ、証明ずみの理論と手法に対する信頼性放射性核種の放出とそれにかかわる身体的影響の広範な評価、経験ずみのリスク解析の利用等が、この研究の体系的な方法に用いた顕著な要素である。このことが、LWRの設計認可、操業の年月の間に得られた経験にしっかり基づいていることとあわせてこの研究目的が達成されたことの妥当な確かさを示している。

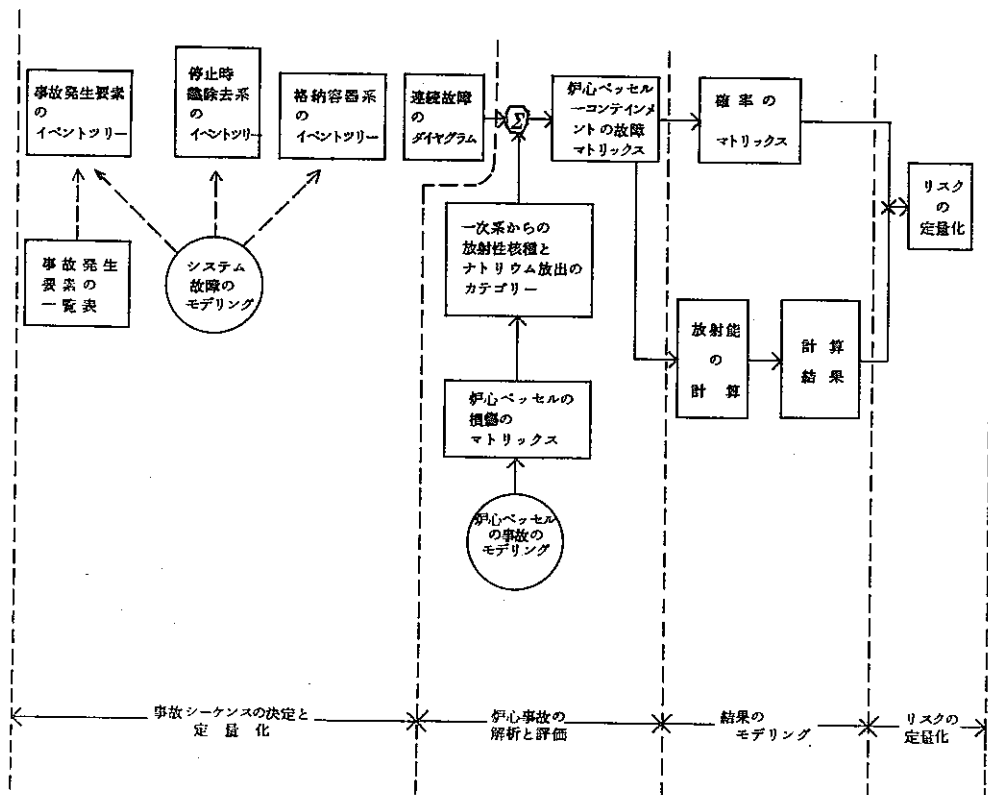
CRBR発電所の安全性研究の結果は次の通りである。すなわちCRBRの運転から生じるリスクは他の地域社会的なリスクと比較して小さい。またCRBR発電所の存在から生じるリスクは、「原子炉安全性研究」に示された既認可済原子力発電所から生じるリスクと比較しうる程度である。

クリンチ・リバー増殖炉(CRBR)の安全性研究¹は、CRBRの操業に関連して一般市民におよぼすリスクを評価し、その他の地域社会的なリスクとの関連でこのリスクの見通しを提供し、かつ、CRBRとこれまでに認可された原子力発電所のリスクの比較評価を行う基礎を見出そうとするものであった。CRBRの設計はまだ最終的なものではないが、発電所の安全性にとって重要なシステムの設計は、有意義なリスク評価を行い得るほどに進展している。

この研究活動は一般市民の健康にたいするリスクに焦点を置いているため、CRBR発電所の安全性研究において調査された事項は環境への放射能の放出をもたらすような出来事だけである。当該発電所がそうした事が起らないように設計されつつあることに留意しなければならず、かつ、本論文でそうした事にしばしば言及しているからといってそのようなことが当該発電所の寿命中に発生し得るという結論に達するべきではない。

かの「原子炉安全性研究」²が類似の目的を有していたため、この研究に用いられた方法は、かの研究に用いられたものと同様の方法である。方法上この類似性は、CRBR

図 1. CRBR 発電所の安全の研究のフローダイアグラム



主な段階は、(1)事故シーケンスの決定および定量化、(2)炉心事故の解析および評価、(3)結果のモデルリングおよび、(4)リスクの定量化の4つである。

図1を参照して、一つの事故発生要素からさまざまなプラント保護系の特徴を複雑にする事故シーケンスが導びかれるであろう。これら保護系の特徴の状態および可能な事故シーケンスの経路がイベント・ツリーを用いて述べられている。イベント・ツリーのそれぞれの枝について、の発生確率が、原子炉についての経験およびフォルトツリーの方法論を用いて推定されている。事故の結果生じる炉心から原子炉格納建家への放射性核種の放出が、その後、評価される原子炉格納建家に放出された物質の挙動、および、環境への放出、の特徴が評価される。最後に放射性核種の環境への放出による一般市民の健康上への影響が評価された。

CRBR 発電所の安全性の研究は、CRBR 発電所の操業および原子炉サイトでの使用済燃料の中間貯蔵から生じる一般市民の健康に対するリスクに焦点が置かれている。この作業には、つぎの制約条件を適用する。

1. 核燃料サイクルの他の作業にかかわるリストの解析は、この研究の範囲外とみなす。

2. CRBR 発電所から生じる全般的なリスクにたいする破壊活動の影響は、特に考慮しない。CRBR 発電所における破壊活動の潜在的行為にかかわる結果は、この研究で検討された最悪の結果よりも深刻であるとは予測されない。
3. CRBR 発電所における事故の結果は、一般市民の健康に対する影響がリスクの最も適切な尺度であるところから、一般市民の健康にたいする影響というかたちで与えられる。
4. CRBR 発電所の安全性の研究を、もっと大きな高速増殖炉 (LMFBRs) または他のサイトの LMFBR に一般化する試みは行われなかった。

事故シーケンスの決定および定量化

研究のこの部分は、潜在的な事故の初期事象の一覧表を明らかにすること、これらの事故発生要素からもたらされる事故シーケンスを明らかにするためのイベントツリーを展開すること、およびこれらシーケンスの可能性を定量化すること、から成っている。研究は炉心関係の事故シーケンスを、炉外での事故シーケンスとともに検討した。この論文では発電所が全出力または全出力に近い状態で運転しているさいの炉心関係の事故シーケンスに焦点を当てているが、そうした炉心関係の事故シーケンスこそが CRBR 発電所から生じるリスクの最大のものとみなされたからである。

事故の初期事象

発生要素の包括的一覧表を展開するさいに用いた根本的な考え方は、かなりの量の放射能が放出される前に、炉心が過熱しかつ溶融するにちがいないということであった。

この事態に導びく可能性を有する 12 の原因のカテゴリーのリストが準備された。これらの 12 の原因カテゴリーから、リスクにたいする潜在的に重要な要因となる 33 の事故の発生要素のリストが展開された。これらの発生要素は、LMFBR およびとくに CRBR に、また LWR およびその他の商業用原子炉や実験用原子炉に関連する、長年の安全性解析を通じて確認されているものである。「原子炉安全性研究²」、CRBR 発電所のための「予備的安全性解析レポート」(PSAR)³、および「環境問題ステートメント案」(DES) が事故の発生要素のリストを展開するために特に用いた資料であり、包括的なリストを確保するために、設計技師や独立しているコンサルタントから助言を受けた。事故の発生要素は、発電所の内部的要素(たとえば、ポンプのコストダウン(遊転停止))

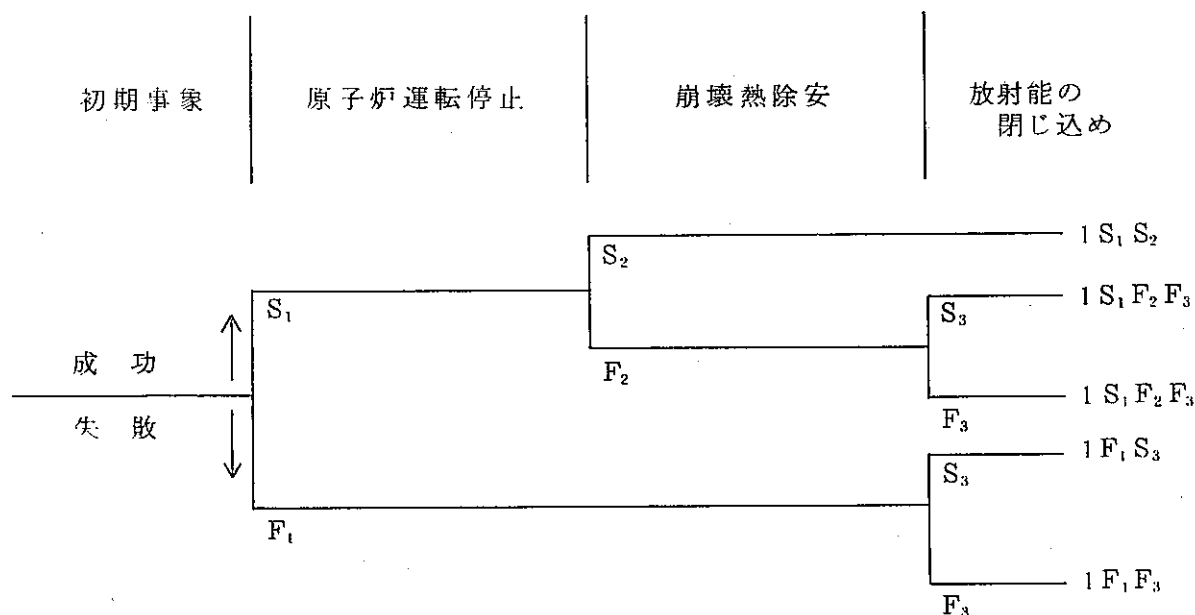
または発電所外部の要素（たとえば外部電源喪失）のいずれかである。通常の場合、かなりの量の放射能の環境への放出をもたらすには事故の初期事象のいくつかの安全系の故障が結合していなければならない。

事故シーケンス決定へのイベントツリーの適用

初期事象による燃料および被覆管の溶融と環境への放射能の放出を防ぐためにシステムと機能は設計されるがこれらのシステムと機能に論理的な系統立てを与えるのにイベントツリーが用いられた。イベントツリーは、これらのシステムおよび機能の（利用可能な、または、利用できない）状態を記述したものである。こうしてシステムおよび機能の可能な組み合わせを示した一連の、包括的な事故シーケンスがイベントツリーによって展開された。

図2は、炉心関係の事故のイベントツリーおよび事故シーケンスを展開する助けとして用いた機能に関するイベントツリーである。このイベントツリーの機能面での3項目は、原子炉の運転停止、崩壊熱の除去、および（CDA発生の場合の）放射能の閉じ込め、である。これらの項目は、潜在的事故の発生要素に対応して設計されるCRBRにおける、三つの根本的な、プラントの安全機能をあらわしている。それらの機能の順序は、タイミングを考慮して決定された。すなわち、原子炉の運転停止は即応機能であり、崩壊熱の除去がそれに続く。

図2. 炉心関係の事故シーケンス決定のための機能面でのイベントツリー



崩壊熱の除去は運転停止の後に開始され、数日間続く。放射能の閉じ込めは最後に来る。なぜならば、このことは、始めの二つの機能の一方または双方が失敗しCDAをまねく場合にのみ、必要となるからである。一般に、始めの二機能の成功および失敗は、炉心を冷却できる幾何学的機能が維持されるか否かにかかっている。炉心を冷却できる幾何学的機能を維持できないことは、CDAをまねくものと想定される。放射能の閉じ込め機能にとって成功というのは、すべての格納システムが設計どおりに作動し、かつ、CDAエネルギーが格納容器を破壊するほど大きくない場合と規定される。失敗とは、一つ以上の格納システムが設計どおりに作動しないことか、または閉じ込め失敗をひき起す炉心事故と規定される。

いくつかの安全システムは図2に描かれている3種の基本的な安全機能のそれぞれとかわるので、あらゆる可能なシステムの組み合わせを1つのイベントツリーに代表するときわめて複雑なものになるであろう。この複雑性をさけるために、三つの基本的安全機能に対応した3種のイベントツリーを作った。それら三種のイベントツリーは順次結び合わされ、多数の経路を形成し、経路のそれぞれが、事故シーケンスをあらわすこととなる。

3種のイベントツリーはつぎのとおりである。

1. 事故発生要素のイベントツリー

これらのイベントツリーは、上で論じた事故の初期事象にたいするプラントの応答を示すものである。事故発生要素のイベントツリーは、初期事象から始まり、原子炉の運転停止の成功または失敗を経て続く事故シーケンスをあらわしている。

2. 停止時熱除去系のイベントツリー

これらのイベントツリーは、運転停止後の崩壊熱除去の要求に対する、停止時熱除去系は、事故発生要素として原子炉の運転停止の成功から始まり、停止時熱除去系の作動の成功または失敗に続く事故シーケンスをあらわしている。このシステムの作動に失敗することは、CDAをもたらすものと想定される。

3. 格納システムのイベントツリー

この格納システムのイベントツリーは格納建家の隔離システム、および、運転停止の失敗または崩壊熱除去の失敗に起因するCDAにたいする冷却および浄化システム、の応答を示す。

事故シーケンスの選択

一連の3種のイベントツリーを通じて物理的に有意な経路をもつ33の潜在的な事故発生要素は、104コのオーダーの潜在的な事故シーケンスをもたらす。同様なシーケンスについて確率で分類すると、事故シーケンスの数は69ケに減少した。このことは二つの段階を経て達せられた。第1段階において、約10,000ケの物理的に有意のシーケンスが数百に減らされた。それは事故発生要因の再現の頻度、停止時熱除去系の故障確率、および、格納システムの故障確率を基礎として事故シーケンスを消去することによってなされた。

確率を分類するプロセスの第2の段階において、残されたそれら数百のシーケンスのそれぞれの確率を決定するため、システムの非有効の推定値が用いられた。この選別プロセスにより、年あたり 10^{-10} より高い確率の事故のシーケンスは、それのかかわる放出の категорияにたいする影響との関連で検討された。この影響が無視できぬものである場合、そのシーケンスは残された。

事故シーケンスの定量化

事故シーケンスの確率を定量化するためには、イベントツリーの枝となっているシステムおよび機能の作動または故障の確率を推定しなければならない。CRBR発電所の安全性研究の基礎的なルールは、適用可能な場合のシステムの故障確率の展開を含めて、「原子炉安全性研究」のデーターを利用することであった。従って、一連の非有効性の数値が「原子炉安全性研究2」の付録ⅡおよびⅢから得られた。

システムの有効性に影響をおよぼす因子が、設計、製作、検査、および運転の各段階で導入された。CRBR発電所はまだその最終設計段階にあるため、運転データーは入手されていない。しかし、完成した発電所からだけ確認できる、共通モードの運転手続き、試験、保守修理、およびその他関連事象は、「原子炉安全性研究」のシステム、アナリシス（解析）の結果をCRBR発電所の安全研究に広範な可能性をもたせている。さらに、CRBRはLWRの場合と同様に嚴重な認可手続きを踏んでおり、かつ、これまでに行われたものよりも詳細な信頼性の高い計画が適用されているので、LWRの場合と同様に全般的なシステムの信頼性を期待するには合理性がある。

「原子炉安全研究」以外の構成要素の故障データー源を、とりわけナトリウム系とその装置について用いた。例：液体金属工学センター(LMEC)の「故障データー・ハンド

ブック」およびナトリウム工場操業経験記録⁶」。

重大事故シーケンスに係る主要な保護システムは、原子炉停止系（プラント保護系および制御棒系から成る）、停止時熱除去系および格納容器系である。フォールトツリーは停止時熱除去系および格納容器系について作成された。なぜならば、これら両システムの共通問題および相互依存を明らかにする必要があったからである。

イベントツリーは、フォールトツリーと、ともに、いくつかの連続故障のダイアグラムの基礎となる。69の重大事故シーケンスのそれぞれにたいして、一つづつの連続故障のダイアグラムが作成された。これらのダイアグラムは、それぞれの事故シーケンスを示すためにイベントツリーおよびフォールトツリーの論理を上で扱った故障データと結びつけている。連続故障のダイアグラムは、事故シーケンスを完全に規定するため、かつ、そのシーケンスの確率の定量化を容易にするため、初期事象、保護システムの状態、および格納容器の故障モードについて必要な情報を示している。連続故障のダイアグラムの一例を、図3に示す。

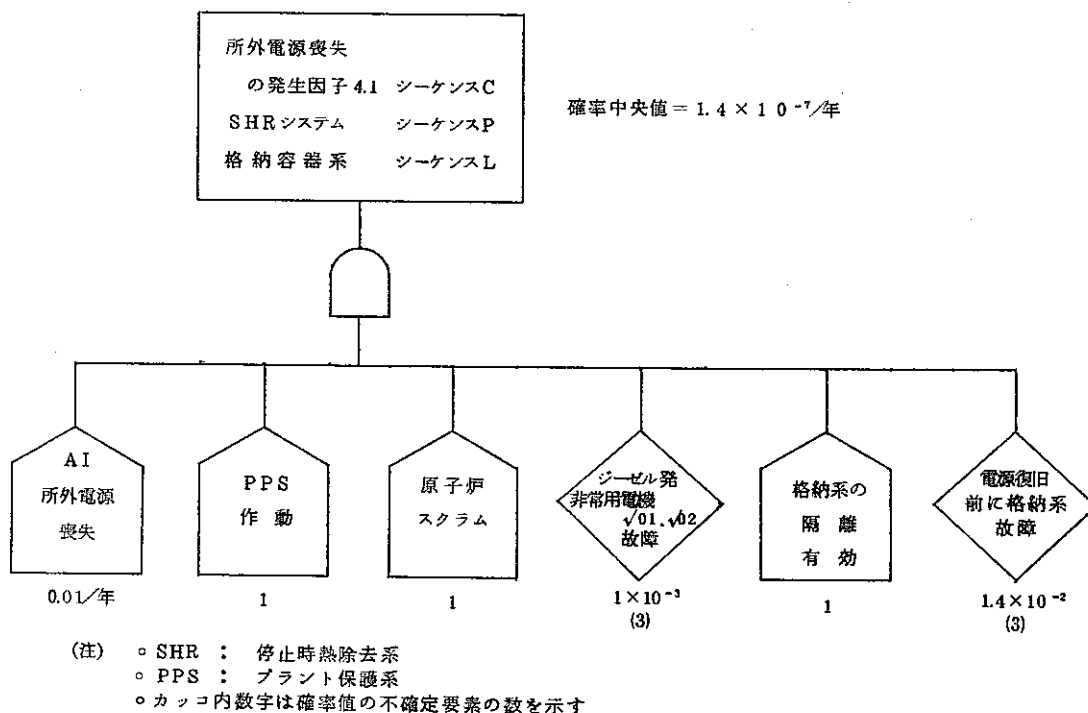


図-3 停止時熱除去系のシーケンスPと格納容器のシーケンスLを伴う所外電源喪失のシーケンスCを示す連続故障ダイアグラムの例

完璧さと共通モードの考慮

事故シーケンスと共通モード故障を同定する場合完璧さを100%保証する方法はないが、完璧さという研究目的が達成されるという合理的な確信を与えるために手段がとられた。事故シーケンスの完璧さは、事故発生要素の系統的検討、経験的データの取り入れ、「原子炉安全性研究2」に用いられた理論と手法への信頼および経験を積んだリスク解析研究者の利用によって確保される。

共通モード故障の同定は、この研究活動の開始以来、絶対必要な研究の一部であった。たとえば、あるシステムまたはある構成要素だけでなくより多くのものに影響を与えることによって共通モード結果となるような事故の初期事象（外部電源喪失、地震、火災等）が考慮された。また、多重システムまたは多重構成要素（コンポーネント）の間に潜在的な相互依存関係が存在した場合、その相互依存関係の度合いは、共通モード故障の確率として推定され、かつ反映された。

炉心事故の解析と評価

この研究活動で展開された事故シーケンスが評価され、CDAの一般的な分類の中には次のようなものがある。すなわち、原子炉停止後の崩壊熱除去能力の喪失、運転時の熱解除能力の喪失、配管の健全性の喪失、および原子炉停止に至る故障を伴う冷却材の停留である。一般的なCDAの分類のそれぞれは、事故発生中炉心内に生じる継続的な事象（イベント）の進展および事故の最終局面における炉心や原子炉一次系の状態を明らかにするために研究された。事故の発生要素により、また事故の現象についてなされる想定により、三つの事故伝播経路が可能である。第1の経路においては事故現象についての仮定と事故の発生要素に依存する3つの事故伝播経路がありうる。いくつかの事故については、「早期終了」が可能である。この場合、少量の燃料の溶融および分散による除去が事故を終わらせ、炉心の大部分がそのまま残されており、所定の場所で冷却することができる。第2の経路では、いくつかのCDAの初期段階は、直接的に、流体力学的な無秩序状態（hydrodynamics disassembly：〔燃料が溶融、液化し炉心内部でバラバラの状態になること〕）をもたらしえるであろう。さまざまな水準のエネルギーティクスがこの事故伝播経路にかかわることとなろう。エネルギーティクスから生じる一次系にたいするありそうな被害が後に述べるように評価された。

第3の経路は、「移行段階」をもたらす。この段階は、事故の初期段階を終らせるよう

なやや緩やかな炉心溶融を経て、炉心を臨界未満ではあるが時としては冷却不能なかたちにしたまま、再現されるものである。しかしながら、この移行段階から流体力学的な無秩序状態に導びくシナリオは絶対的には制御し切ることができぬものであるから、燃料溶融につづく原子炉容器内および当該容器の溶融につづく原子炉内におけるイベントを取扱うことにより、移行段階から生じる再臨界が考慮された。

以上の論旨から推定され得るように、CDAは応範にわたる影響をもたらし得る。多くのCDAの場合、最大確率のイベントはいくつかの熱料集合体の相対的に遅い溶融であり、おそらくその後原子炉容器の底部に燃料と鉄の溶融物が集まるであろう。炉心のかかなりな部分に関与する場合、その溶融物質が、原子炉容器および保護容器の底部を貫通するかもしれない。このことは、熱被害(thermal damage)と名付けられる。従来から、炉心を冷却できる機能の喪失をもたらすすべてのイベントはまた、原子炉容器および保護容器の溶融貫通をもたらすものと想定されている。

CDAの型のそれぞれにたいし、発生するかもしれない機械的被害の程度に応じて、確率をふり分けた。一回のCDAの結果原子炉におよぼされる機械的被害の程度は、事故を通じて形成される燃料蒸気の量と関連づけることができる。一般に、炉心のうち蒸発したものの割合が大きければ大きいほど、原子炉容器およびヘッドに伝達されるエネルギーは大きくなり、加えて、機械的被害の可能性も大きくなるであろう。機械的被害の三つの等級が明らかにされた。その被害の等級のそれぞれに予測される事態は、(1)CDAのうち約90%はヘッド部のシール損傷がなく、(2)CDAのうち約10%はゆっくりとしたヘッド部のシール損傷が生じ、また、(3)CDAのうち約1%は大規模なヘッド部のシール故障である。これらの機械的被害の分類は、事故によるエナジェティクスの、三つの予測範囲に関連する。すなわち、(1)エナジェティックでない範囲(エナジェティクスが非常にわずかであるため、ヘッドシールの設計性能がそこなわれていない)、(2)ヘッドシールの構造上の性能より厳しくないエナジェティクス、および、(3)ヘッドシールの構造上の性能を超えるエナジェティクス。加えるに、第4の機能的被害は、高エナジェティックCDA、と規定されている。

高エナジェティックCDAは、機械的にではなく、原子炉容器ヘッドおよび格納建家の双方に重大な被害を起こすのに十分な大きさのエナジェティクスによる事故と規定されている。この場合、炉心から放出された放射性核種のかかなりの割合が、コンティンメントの損傷により環境中に飛び出すことになろう。LMFBRの安全性解析からの詳細知識の経験は機械的な被害のうちそのように深刻なものをまねくCDAは全くありそうもない、という

ことを判断させる。しかしながら CDA 解析技術の現状では、そのように深刻なイベントの発生を防ぎきれない。それゆえに高エナジティック CDA は、このリスク評価作業の中で検討されてきた。高エナジティック CDA の発生確率は、大規模シール故障（先に記した第 3 等級）の確率の 10% であると推定されている。表 1 は、原子炉容器のヘッドに対するさまざまな程度の機械的被害の確率を表にした場合の一例である。こうした表が、9 つの一般的 CDA のそれぞれについて、機械的被害の確率を明らかにするため、作成された。

この目的のために開発されたいくつかの電算機コードから得た解析結果が、事故の進展を評価するさいに、また、原子炉、原子炉容器、および一次系にたいして結果的に生じる機械的被害を判断するさいに、用いられた。

それぞれの事故の初期段階を解析するために SAS-3A コード⁷ が用いられ、発生すると予期される流体力学的な無秩序状態の解析のため VENVS-II⁸ コードが用いられた。CRBR 工場に関する移行段階の解析においては、鍵となる現象が個別の影響として検討され、判断によってシナリオが構成された。構造的な負荷をまねくイベントにたいする被害の評価は、REXCOHEP⁹ および ANSYS¹⁰ の電算機コードを用いて行われた。さらに進歩した計算方法〔すなわち、SIMMER¹¹ および VENUS-III (VENUSUS-II⁸ の未発表の版)〕、および、現在計画中的の実験¹² はさらに現実的なものと期待することができる。これらの計算方法や実験結果が利用可能となる場合、CDA の確率および厳正さの修正が適当とされる場合もあり得よう。

原子炉容器の機械的被害の各区分は、CDA の結果として、格納建家からの放射性核種およびナトリウムの放出を決めるために控目に解析された。格納建家への放射性核種およびナトリウムの放出は次の二つの源から生じる。(1) エナジティック CDA の間およびその直後に、ヘッドを直じて格納建家内へ、放射性核種が放出されまた（シール損傷の程度により）ナトリウムが放出されるかもしれない。(2) ナトリウムの沸騰と格納建家への放出の結果、CDA につづく約 200 時間、物質は、格納建家に放出される。この沸騰は、原子炉容器および保護容器の溶融を伴う溶融燃料中に発生する崩壊熱により生じる。

表 1 は、炉心崩壊事象に関連する機械的被害の四等級のそれぞれにおいて、非揮発性炉心物質およびナトリウムが原子炉格納建家に入ってゆく放出割合を示す。

表 1. 炉心崩壊事象についての原子炉容器の典型的な機械的被害と放出確率の関係

	原子炉容器への機械的損害			
	ヘッドシールの 損傷なし (等級1)	ヘッドシール わずかに損傷 (2)	ヘッドシールの 大きな故障 (3)	高エナジェティック CDA (4)
○被害確率	0.9	0.1	0.01	0.001
○非揮発性炉心物質のコンテインメントへの放出(炉心%)	0.01	1.0	10.0	***
○ナトリウムのコンテインメントの放出(ポンド)	10.0	100.0	1000.0	

※ この確率はCDAが起った場合を条件としている。

*** 環境への放出は希ガス100%、ハロゲン70%、揮発性固体50%、非揮発性炉心物質10%である。

放射性物質の移送および放出の解析

この項は、炉心から環境中への放射能放出の経路を扱う。図4に示すように、原子炉容器から放射性核種およびナトリウムが移動する三つの主要な経路がある。経路1は原子炉容器のヘッドを通るものである。経路2は原子炉容器および保護容器両方が溶融し、原子炉キャビティから格納建家内へとナトリウムが沸騰して出ることによるものである。経路3は溶融燃料が基礎のコンクリートから地下水へと、最終的には地表水へとつながる経路である。

経路の1および2は、コンテインメントへの放射性核種の放出をまねく。コンテインメントにおいて、その放射性核種は、フォールアウトになるか、崩壊するか、洗浄・ろ過により除去されるか、または、環境中へ放出されるかのいずれかである。この項は、これら二つの放射経路の解析を扱うものである。経路の3は検討されたが、「原子炉安全性研究2」と同様に、CRBR発電所から生じ得る全般的なリスクにたいし重大な因子とはならないことが示された。

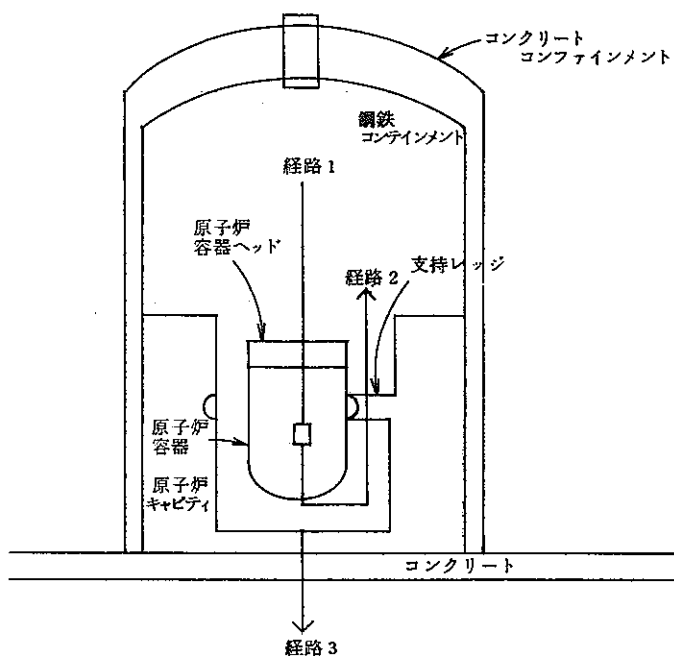
放出経路の説明

経路 I は、原子炉容器ヘッドを經由する核分裂生成物および炉心物質（ガス状核分裂生成物のかなりの部分と揮発性または非揮発性の固体の比較的小部分）の即時放出をまねく。この放出は、放出シナリオの初期事象である CDA に関係し、かつその放出量は、炉心の気化の程度、および原子炉容器ヘッドの損傷の程度によって決定される。部分的放出の推定（表 1）は、つぎのような手続きにより、容器およびヘッドの機械的損傷の分類のそれぞれによって決まる。

すなわちこの場合、(1)ヘッドシールの部分的故障が CDA の発生と同時に生じると仮定され、そして、(2)原子炉熱の作用によるナトリウムの放出量、および燃料および核分裂生成物の放出量は、原子炉容器内圧力の経時変化および燃料蒸気のあわが炉心から原子炉ヘッドまで拡がるのに要した所要時間により推定される。

原子炉ヘッドを經由するナトリウムおよび放射性核種の最初の放出（CDA の直後に起る）につづいて、かなりの部分の残留揮発性核分裂生成物が、先に述べた経路の 2 を通じて格納建家内へ放出される場合がある。これはつぎのように起こる。炉心の一部が溶融し容器の底部に集まるものと予測され、結果的に、原子炉容器および保護容器の溶融貫通が生じる。原子炉容器および保護容器の破損は、一次系から原子炉キャビティへのナトリウムの流出をもたらす。このナトリウムの放出のあとすぐに炉心残留物の溶融および原子炉キャビティ底部への溶融物質の集積が続く。容器の溶融貫通に続いて、核分裂生成物の崩壊エネルギーは、原子炉キャビティ内でナトリウムを加熱沸騰させ、ナトリウムを格納建家内へあふれさせる。ナトリウムのこのあふれ出しの間に、揮発性の核分裂生成物のかなりの部分がナトリウムとともに建家内に出る。原子炉格納建家内の物質は、原子炉ヘッドから最初放出された源と同様に、沸騰した物質の源から発生しガス、蒸気、エアロゾルに

図 4. CDA 後の放射性核種の流出経路略図



なっているであろう。すべてのCDAは、このような沸騰のシナリオをたどるものと想定される。

沈着、凝縮、エアロゾルの凝集および沈殿など自然的な減損機能が作用し、格納建家内の空気中から、核分裂生成物、炉心物質、およびナトリウムを除去する。ナトリウムの酸化および核分裂生成物の崩壊により生じる熱によって建家内が高圧となり、放射性核種の環境中への漏れ出しが生じる。そのほかに利用可能な格納システムの作動により、洗浄とろ過系統の一方または両方を通じて建造物中の空気の制御下での排気が行われる。この評価のために行った解析では事故発生中の放射性核種の全放出量を決定するために数百時間の一期間に放出される放射性核種の量が総計された。この全放出量は、従来、格納建家からの圧力逃しの1回の吹き上げで出るものと想定されている。環境中に放出される核分裂生成物および炉心物質の量は表3に示されている。

放出分析のための解析法

コンティンメントからの放射性核種の輸送と放出を解析するため、多くのコンピュータコードが用いられた。それらのコードは多年にわたって開発されてきたものであり、その間を通じて、その予測能力については多くの実験的証明がなされたものである。放射性核種の輸送および放出に用いられた主要な仮定はつぎのとおりである。

1. 水素の再結合が仮定された。
2. ナトリウムのコンクリートへの貫通は $\frac{1}{2}$ インチ/時。最大で2インチ。
3. 格納建家は、20 psig の圧力で破損する。
4. 格納建家は、10 psig の圧力で浄化・排気される。
5. 洗浄 およびろ過の効率は、99%。
6. コンティンメントの漏洩率は、10 psig の圧力の時、1日当たり0.1% (容積比)。

ナトリウムと放射性核種の(図4の経路1参照)初期の放出に続く格納建家内の温度および圧力の経時変化を評価するため、SOFIRE¹³ および SPRAY¹⁴ のコードが用いられた。

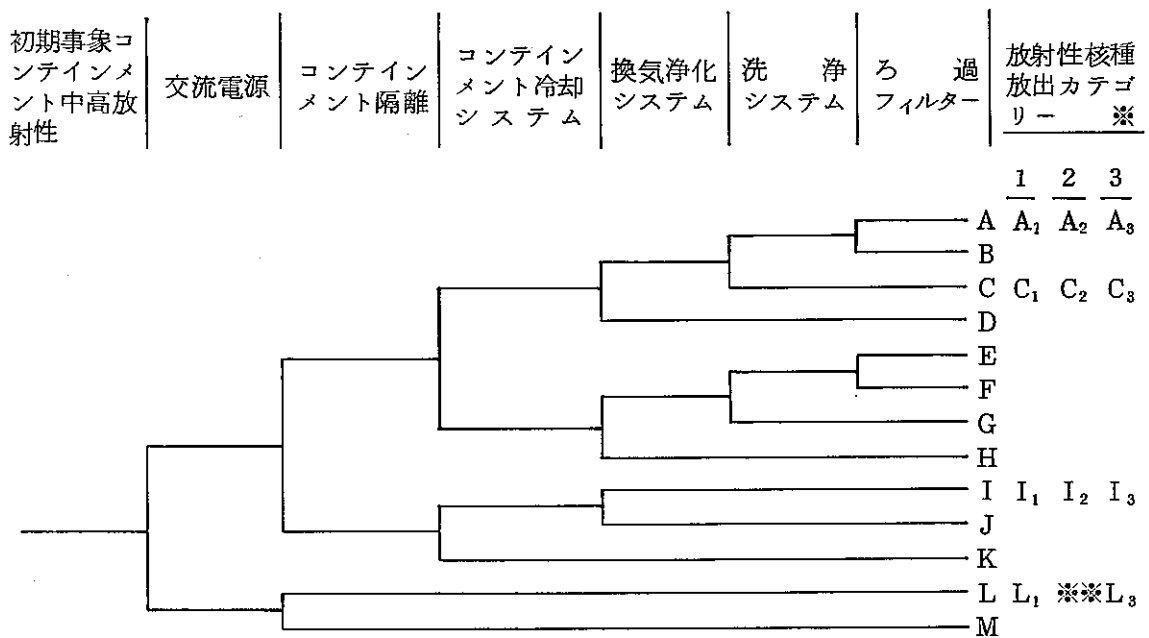
容器の溶融・貫通の後の原子炉キャビティと、格納建家内の圧力および温度を計算するのに、CACECO¹⁵ のコンピュータコードが用いられた。この解析の諸結果が格納建家にたいする放射性核種ソースタームを評価するために用いられ、また、エアロゾルの解

析コード HAA-3 (16 参照) をあわせ活用し、コンテインメントから環境中への放射性核種の放出を評価するために用いられた。また CACECO コードは、ナトリウムが原子炉キャビティから完全に沸騰しきるまで、容器の溶融、貫通に続く期間における、原子炉キャビティおよび格納建家内の熱および物質の輸送を計等するためにも用いられた。重要な熱源 (すなわち、核分裂生成物の崩壊およびナトリウムの蒸気の燃焼) および熱貯蔵部 (すなわち、原子炉キャビティの壁面およびコンテインメント冷却システム) の全ては、CACECO 解析をモデルとした。格納建家から放出される放射性核種の放出量の計算時間での変化を基礎に、全放射性核種の放出量を計算するのに COMRADEX のコード 17 が用いられた。

放射性核種放出の解析事例

環境にたいする放射性核種の放出は、原子炉容器ヘッドを経由する放射性物質の初期放出、沸騰段階の要因、およびコンテインメント諸システムの利用可能の状態に依存するものと特徴づけられている。事故の活発な段階の間、原子炉容器ヘッドを経由する放射性物質の放出が検討され、その結果は表 1 に示してある。コンテインメント諸システムの、あり得る利用可能状態は、コンテインメントのイベントツリー (図 5) に示されている。

図 5. コンテインメントのイベントツリーによる放出計算とカテゴリーの相関関係



※ 容器損傷の指定：3 大きな事故、2 中位に軽い、3 軽微。

※※ この放出カテゴリーの確率は、区分 L₁ の確率に控目にみて加えられる。

予測される確率と放射性核種の放出量を決定するために、システムの利用可能な状態を示す各種のありそうなシーケンスの解析によりコンテインメントのイベントツリーから4つの経路が選ばれた。この4つの経路は前に述べた方法を用いて解析を詳細化するため、シーケンスを限定することによって得られた。その経路は、A、C、I、およびLである。それら四つの経路のそれぞれにたいして、表1に示された一次系の三種類の機械的被害が考慮に入れられた。

格納システムの利用可能状態の11の組み合わせ(L2とL3は結びつけられてL3で代表する)と図5に示された一次系の機械的被害の程度によりあらわされる放出量の解析により、表2に示す放出条件と表3に示す炉心インベントリーの項目別の放出量が結論された。

表3に示されている12番目の放出の評価は、前に述べた高エネルギーティックCDAに相当するものである。高エネルギーティックCDAに関連する放射性核種放出の項目分けは、以下のことを仮定することによって非機械的に決定された。すなわち格納建家が破損し、コンテインメントの破損したLWRからの放出量に相当する項目別での放出量をもたらすという仮定である。それに加えて、非揮発性の炉心物質のかなりな部分がCDA中に蒸気化され得るので、これらの物質の10%がただちに環境中に放出されるものと想定される。この放出部分を減らすため、多くの固有のメカニズムが格納建家にあるばかりでなく原子炉容器にも(たとえば、蒸発抑制およびエアロゾル沈下)存在している。こうして10%という数値は、この放出についての合理的な上限と判断される。

身体的結果の解析

格納建家から放射能が放出された後、物質は、卓越した気象条件に応じて、風下に向けて運ばれるかもしれない。最終的にその放射能は、地球上の大気と均一に混合されるか、または、湿性沈着物や乾性沈着物(雨またはフォールアウト)のかたちで地表上に蓄積されるか、のいずれかである。大気中に放出された放射能がひき起す人間への放射線被ばくは、三つの部分に区分された。(1)放射性雲からの直接的なガンマー線被ばく、(2)地表に蓄積された物質からの照射、および、(3)呼吸による放射性物質の体内蓄積。

検討された可能な医学的結果はつぎの各項を含む。(1)急性の全身被ばくによる早期的な死、(2)肺にたいする急性被ばくによる呼吸機能の悪化、(3)蓄積性甲状腺被ばくによる甲状腺組織の肥大、(4)蓄積性全身被ばくによる致命的な潜伏性ガンの発生。

「原子炉安全性研究」で用いられたと同様のコンピューターモデルが、可能と考えられる結果を明確にするためには用いられた。このモデルにおけるブロック・ダイアグラムが、図6に示されている。放出のそれぞれの場合から生じる健康にたいする影響は、大気中への分散状態の範囲およびサイト周辺の人口密度を用いて計算された。大気中への分散状態は、CRBR 発電所の建設予定地で得られた気象上のデータと、パスキルの安定度モデルを用いて説明された。さまざまな風向および風速の確率もまた、特定サイトの気象データから導びかれた。全部で43のパスキルの安定度区分が検討されたが、そのそれぞれは、16の風向のうち卓越した風の吹き方にかかわる大気条件と結びついて生じ得るものであった。

表2. 放射性同位元素、放出のケースの基本的特徴

コンテインメントに関するイベントツリーから得られた経路	アニュラス冷却 コンテイン メント冷却	洗 浄 and/or ろ 過	換 気 の タ イ プ	換 気 時間(時)	排 気 時間(時)
C	成 功	失 敗	10 psig で換気	2 0.7	2 4.1
A	成 功	成 功	10 psig で換気	2 0.7	2 4.1
I	成 功	失 敗	穴があく	な し	2 2.0
L	失 敗	失 敗	圧力超過 故障	3 1.2	な し

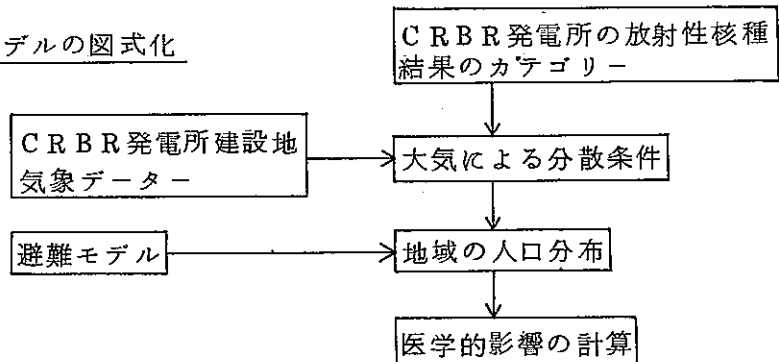
表 3. CRBR 発電所の事故による環境中への放出のまとめ

コンテインメントに関するイベントツリーから得られる経路	確 率	放出、炉心イベントツリーのパーセント			
		ハロゲン	不活性ガス	揮発性固体	Pu Am Cm
高エネルギージェディク CDA	4.9×10^{-9}	70	100	50	10
I 3	1.5×10^{-10}	3.3	61	3.3	3.2
L 3	2.5×10^{-8}	0.91	45	0.96	1.0×10^{-3}
L 1	1.2×10^{-6}	0.78	34	0.82	1.2×10^{-6}
I 2	2.3×10^{-9}	0.48	52	0.50	0.22
I 1	8.5×10^{-8}	0.48	51	0.30	0.0021
C 1	5.5×10^{-9}	0.38	76	0.40	1.7×10^{-6}
C 2	1.3×10^{-10}	0.38	76	0.40	1.7×10^{-4}
C 3	7.7×10^{-12}	0.35	76	0.37	1.0×10^{-3}
A 3	4.9×10^{-8}	0.0075	76	0.0078	9.4×10^{-4}
A 2	6.1×10^{-7}	0.0075	76	0.0078	1.4×10^{-4}
A 1	2.0×10^{-5}	0.0074	76	0.0077	1.4×10^{-6}

※ここにかかげたイベント（事象）の経路の番号のうちアルファベットについては表 2 に述べてあり、数字は、1. シールの損傷なし、2. 中程度のシールの損傷、3. 大規模なシールの故障。

健康への影響の計算において4時間半の避難時間を必要とし、また人口の10%が残る避難モデルがサイトから20マイルの範囲内の人々に適用された。コンピュータモデルは、健康への影響を計算するための国際放射線防護委員会（ICRP）のモデルから得た線量換算係数を用いた。

図 6. 結果の計算モデルの図式化



危険の定量化および結果

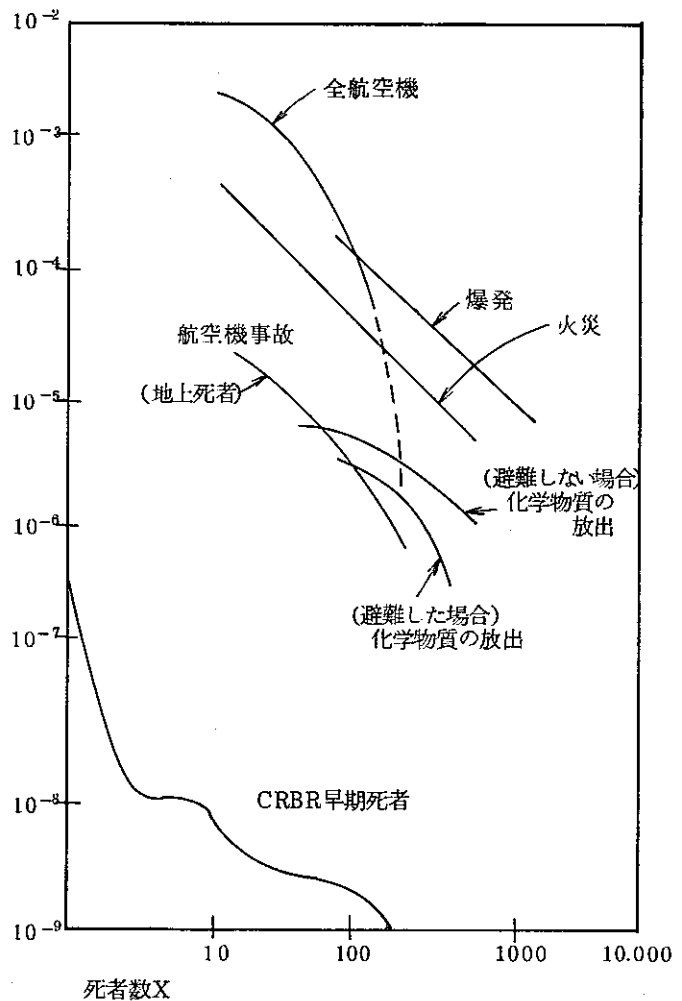
CRBR 発電所から生じるリスクを評価する最終段階は、前に述べた放射性核種の放出から生じる健康へのさまざまな影響の確率を評価することであった。放射能の各放出発生確率、およびその放出における気象現象の確率論的取扱いから得られる健康への影響の範囲、を利用することにより、健康への重大な影響のそれぞれについて、補足的な累積確率曲線が開発された。

他の社会的リスクとの比較

CRBR 発電所から発生する事故のリスクについて適切な見通しを得るため、それらのリスクと、他の原因から発するリスクとの比較が示される。図7は、(CRBR 発電所で一年以内に発生すると仮定される事故による)早い時期での死亡の頻度と人為的事象による死亡の頻度との比較を示している。人為的事象による早期の死亡についてのデータは、「原子炉安全性研究」の結果から引用され、かつ、CRBR 発電所から10マイル以内での予測発生率に再度規格化された。10マイルという距離が送定されたのは、CRBR 発電所の考えられる事故から生じるほとんどすべての急死者は、サイトから10マイル以内で生じるものと予測されるからである。

表4は、CRBR 発電所から生じる個人のリスクと比較するため、自然と人的との双方の原因から由来する(年あたり死亡数のかたち

図7. CRBR 発電所から10マイル以内で発生する、人為的事象での死亡頻度



で)個人のリスクを示している。表4は、CRBR 発電所から10マイル以内に住む人が落雷で致命的な負傷を受ける場合10万倍以上のリスクがあるらしく、CRBR 発電所の事故で致命的な負傷を負うことよりも溺死する方が100万倍もリスクがあるらしいと示している。

商業用原子力発電所のリスクとの比較

図8は、CRBR 発電所による早期の死亡リスクと、「原子炉安全性研究2」によって決められた一つの現在運転中のLWRによるそれとの、比較を示している。図9は、潜在的死亡数についての同様な比較を示している。

CRBR 発電所の事故にかかわる可能と思われる結果は、一つのLWR 発電所のそれと比較しうる程度である。しかしながら、つぎの理由により、それらの曲線から直接的な比較をひき出すことには、注意を払わなくてはならない。

1. 「原子炉安全性研究」のLWRの曲線はアメリカ全国のLWR建設地を代表する一つの現場にたいするものであるが、CRBR の場合は、テネシー州のクリンチ・リバー建設予定地についての特殊なものである。
2. LWRの曲線は1000MW(e)の発電所にたいするものであるが、CRBR 発電所は380MW(e)の発電所である。このことは、CRBRにおける核分裂生成物のインベントリーが、等量の燃料燃焼度で、現在運転中のLWRのそれと比較して約三分の一である。またLWRでは、プルトニウムのインベントリーが、CRBR 発電所のそれの約三分の一である、ということの意味している。
3. CRBRにおける事故の結果が「原子炉安全性研究」中において一基のLWRについて報告されているものよりかなり小さいものに見えるとはいえ、CRBR 曲線についてはより大きな不確定性がある。なぜならば「原子炉安全性研究」が現実に存在するいくつかの発電所についてのしっかりしたデータベースにもとづいて解析したものであるのに、この「CRBR 発電所の安全性研究」は詳細設計段階の一つの発電所について限られたデータベースで解析したものであるからである。

表4 各種原因による死亡の個人リスク

死 因	年あたり住民1人の死亡の確率	死 因	年あたり住民1人の死亡の確率
自動車	3.7×10^{-4}	落 雷	3.2×10^{-6}
墜 落	8.1×10^{-5}	た つ ま き	3.0×10^{-7}
火 災	3.1×10^{-5}	自 殺	1.2×10^{-4}
溺 死	2.6×10^{-5}	殺 人	1.4×10^{-4}
毒 物	2.5×10^{-5}	ガ ン	1.8×10^{-3}
銃 器	1.3×10^{-5}	L W R 4	4.3×10^{-11}
水上輸送2	7.6×10^{-6}	CRBR 事故	
空中輸送2	5.2×10^{-6}	早 期 5	2.9×10^{-11}
列車輸送2	3.3×10^{-6}	潜 伏 6	4.5×10^{-12}
農業事故3	1.7×10^{-4}	全事故計	7.4×10^{-4}
感 電 死	5.2×10^{-6}		

1. 1973年にCRBR発電所から50マイル以内に居住する人口(約70万人)のデータにもとづく確率。この地域内の人口変動同様に、年ごとの変動は小さいと期待される。
2. 業務上の者を除く。
3. 農業住民のみ。
4. 「原子炉安全性研究」の一原子炉あたりの早期の死者推定、および、25マイル以内の影響を受ける全人口、にもとづいている。
5. この数値は、CRBR発電所から10マイル以内の人口(約42,000人)について、このレポートで示された推定値にもとづき、年あたり1人の住民の早期の死亡についての推定確率である。
6. この数値は、CRBR発電所から10マイル以内の人口についてこのレポートで示された推定値にもとづき、年あたり1人の住民の潜伏的原因による死亡についての推定確率。

危険の比較について一般的な観察をいくつか行うことができる。一つのLWRにおける炉心溶融の確率(5×10^{-5})は、CRBRにおける炉心溶融の確率と比較し得る程度である。二つのタイプの原子炉のコンテインメントの故障の確率には差異がはっきりと見える。すなわち、「原子炉安全性研究」では、炉心溶融をまねくコンテインメントの故障を、約 10^{-1} と示しており「CRBR発電所の安全性研究」では、コンテインメントの遅延超過圧力故障を、約 10^{-2} と計算している。この低い数字は、CRBRのコンテインメントの圧力上昇がLWRにたいするそれよりも比較的長期間にわたって生じることによる結果である。加圧が長時間である結果、コンテインメント破損圧力に達する前に格納建家の圧力を減ずるために、CRBR発電所の安全設備を運転するように電源を復旧することができるという高い確率が得られるのである。CRBR発電所の安全上の特徴を維持するよう電力事情が復現され、格納建家の圧力を下げ、コンテインメント故障が発生するほどの圧力にはなり得ないという、高い確率が生じるのである。

重大なカテゴリーの要約

表5は、CRBR発電所の運転から生じる、急死および潜在的な死亡をまねくリスクのほとんどすべての原因となる、四つの放出カテゴリー(A1、L1、I1、および高エネルギージェティックCDA)を示している。表5にはまた、それら四つの放出カテゴリーの最も重要な因子となる事故シーケンスのタイプをも示している。図5に示されているように、地震発生につづく崩壊熱除去能力の喪失、電源喪失、および停止時除去系の故障は、CRBR発電所から生じるリスク全体のきわめて重要な部分をなすものである。もう一つの重要な事故シーケンスは、原子炉が停止せずに冷却材の流れが喪失することである。

図 8. LWRの事故による早期の死者とCRBR発電所の事故による早期の死者についての、補足的累積確率分布の比較。CRBRについては、確率の不確定性の範囲は10から30の間である。

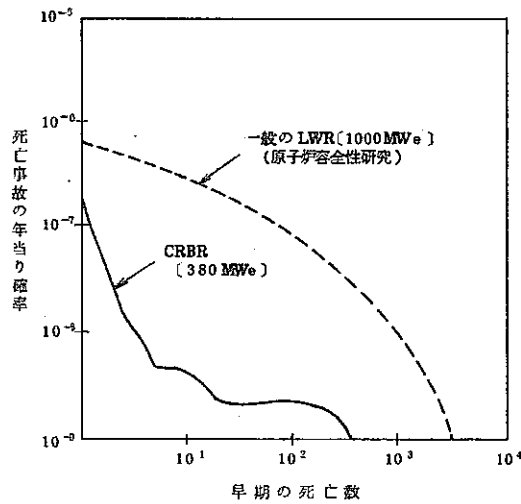


図 9. CRBRおよびLWRについての、潜在性ガンによる死亡の発生率の、累積確率分布。CRBRについては、確率の不確定性の範囲は10から30の間である。

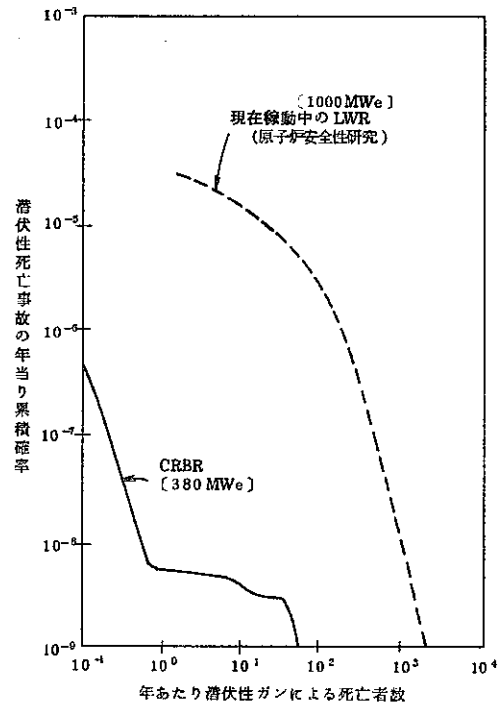


表5 重大放出カテゴリーおよび要因となる事故シーケンスのまとめ

放出カテゴリー	確率	事故シーケンスの初期事象	カテゴリーに寄与するパーセント
A 1. 軽いエナージェティクス、 コンテインメントが設計ど おりに作動	2.0×10^{-5}	源喪失	5.7
		地震	1.9
		原子炉停止せずに	0.8
L 2. 軽いエナージェティクス コンテインメントの圧力超 過故障	1.2×10^{-6}	冷却機の流れ喪失	8.4
		地震	8.6
		電力源喪失	1.2
			9.8
I 1. 軽いエナージェティクス コンテインメントの隔離失 敗	8.6×10^{-8}	地震	6.2
		原子炉停止せずに	2.8
高エナージェティックC DA事故によるコンテイン メント故障	4.9×10^{-9}	冷却材の流れ喪失	9.0
		原子炉停止せずに	
		冷却材の流れ喪失	3.5
		電力源喪失	
		崩壊熱除去失敗	2.0
外部電源喪失 (地震)			1.0
		地震	8.8

結 論

CRBR発電所の安全性研究の主な結論は、つぎのとおりである。

1. CRBR発電所において仮定された事故に関するリスクは、地域住民が現にさらされている原子力以外のリスクと比較した場合、小さい。
2. CRBRのリスクは、「原子炉安全性研究2」で明らかにされた現在運転中のLWRのリスクと比較しうる程度である。
3. CRBR発電所の炉心事故から最もあり得る結果は、もしそれが起るとしても環境中への放射能のわずかな(minor)放出であり、また一般市民への健康にたいしてはかすかな影響しかない。

参 考 文 献

1. Clinch River Breeder Reactor Project, The Clinch River Breeder Reactor Plant (CRBRP) Safety Study — Assessment of Accident Risks in CRBR, Report CRBRP-1, Vols. 1 and 2, 1977.
2. Nuclear Regulatory Commission, Reactor Safety Study — An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants, NRC Report WASH-1400 (NUREG-75/014), NTIS, 1975.
3. Project Management Corporation, Preliminary Safety Analysis Report for the Clinch River Breeder Reactor Plant, Vols. 1-20, Docket 50-537, 1975.
4. Nuclear Regulatory Commission, Draft Environmental Statement Related to Construction of the Clinch River Breeder Reactor Plant, NRC Report NUREG-0024 (Docket 50-537), 1976.
5. Atomics International, Liquid Metal Engineering Center, Failure Data Handbook for Nuclear Power Facilities: A Guide for the Design, Construction, and Maintenance of Nuclear Power Plants from a Reliability Improvement Standpoint, USAEC Report LMEC-Memo-69-7, Vols. 1 and 2, 1969; Vol. 1 (Rev.), 1970.
6. G. D. Collins (Comp.), Development of Large Electromagnetic Pumps for Main Heat Transport Systems of LMFBRs, USAEC Report GEAP-13965, General Electric Company, 1973; available from the Technical Information Center, U.S. Department of Energy, Oak Ridge, TN37830 (distribution limited).
7. M. G. Stevenson et al., Current Status and Experimental Basis of the SAS LMFBR Accident Analysis Code System, in Proceedings of the Fast Reactor Safety Meeting, April 2-4, 1974, Beverly Hills, Calif., USAEC Report CONF-740401-P3, pp. 1303-1321, NTIS, 1974.
8. J. F. Jackson and R. B. Nicholson, VENUS-II: An LMFBR Disassembly Program, USAEC Report ANL-7951, Argonne National Laboratory, NTIS, 1972.
9. Y. W. Chang and J. Gvildys, REXCO-HEP: A Two Dimensional Computer Code for Calculating the Primary System Response in Fast Reactors, ERDA Report ANL75-19, Argonne National Laboratory, 1975; available from the Technical Information Center, U. S. Department of Energy, Oak Ridge, TN37830 (distribution limited).
10. Swanson Analysis Systems, Inc., ANSYS. (ANSYS is a proprietary computer code of Swanson Analysis Systems, Inc., 870 Pine View Drive, Elizabeth, PA 15037.)
11. C. R. Bell, P. B. Bleiweis, and J. E. Boudreau, SIMMER-I: An S_n, Implicit, Multifield, Multicomponent, Eulerian, Recriticality Code for LMFBR Disrupted Core Analysis, NRC Report LA-NUREG-6467-MS, Los Alamos Scientific Laboratory, NTIS, 1977.
12. H. K. Fauskc, The Role of Core-Disruptive Accidents in Design and Licensing of LMFBRs, Nucl. Safety, 17(5): 550-567 (September - October 1976).
13. P. Beiriger et al., SOFIRE-II User Report, USAEC Report AI-AEC-13055, Atomics International Division, Rockwell International Corporation, NTIS, 1973.
14. P. R. Shire, A Combustion Model for Hypothetical Sodium Spray Fire Within Containment of a Liquid Metal Fast Breeder Reactor, M. S. thesis, University of Washington, 1972.
15. R. D. Peak, User's Guide to CACECO Code, ERDA Report HEDL-TC-859, Hanford Engineering Development Laboratory, 1977.
16. R. S. Huber, E. U. Vaughan, and L. Baurmash, HAA-3 User Report, USAEC Report AI-AEC-13038, Atomics International Division, Rockwell International Corporation, NTIS, 1973.
17. C. A. Willis, G. A. Spangler, and W. A. Rhoades, A New Technique for Reactor Siting Dose Calculations, Health Phys., 19(1): 47-54 (July 1970).