

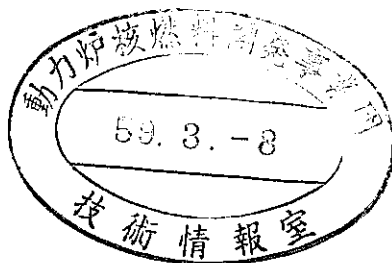
本資料は 年 月 日付けで登録区分、
変更する。

2001. 11. 30

[技術情報室]

確率論的リスク評価(PRA)について

昭和58年7月



動力炉・核燃料開発事業団

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)

ま え が き

本資料は、高速増殖炉開発本部の PRA タスクフォースグループが実施中の「高速増殖炉発電プラントに対する確率論的リスク評価（PRA ; Probabilistic Risk Assessment）」に関する理解を助ける目的をもって作成されたものであって、PRA 手法の概要と主要な適用例について説明するものである。

昭和 58 年 7 月

動力炉・核燃料開発事業団
高速増殖炉開発本部
PRA タスクフォース*

* R&D 安全工学ブロック 炉心安全グループ

目 次

| | |
|--|----|
| 1. 経 緯 | 1 |
| 2. リスクの概念 | 2 |
| 3. PRAのプロセス | 3 |
| 4. イベント・ツリーとフォールト・ツリー | 6 |
| 5. LWRに対するPRA | 13 |
| I. Reactor Safety Study (WASH-1400) | 13 |
| II. German Risk Study | 15 |
| III. 最近の米国のPRA | 17 |
| 6. LMFBRに対するPRA | 18 |
| I. CRBRP Safety Study | 18 |
| II. LMFBR Accident Delineation Study | 23 |
| III. SNR-300のリスク評価 | 29 |

確率論的リスク評価(PRA)について

1. 経 緯

従来 of 安全評価手法に代わって、確率論の概念を導入した手法によって、軽水型原子力発電プラントのリスク評価を行った WASH-1400 (Reactor Safety Study, ラスムッセンスタディ) が 1975 年に発表されて以来、その手法の有効性が注目されてきた。WASH-1400 の成果と限界についてはルイス報告を始めとして種々の評価がなされてきた。PRA 手法により、原子力発電プラントを系統的、総合的に解析し、既存の産業施設並びに自然現象によるリスクとの間で有効な相対比較を行うことが可能であることが示された。

TMI 事故以降、この PRA の手法は多重故障や人的過誤の発生、あるいは保守点検の効果や影響を併せて総合的に安全性を評価することが可能なことから、以前にも増して高く評価されるようになった。特に近年は、リスク評価という直接の目的だけでなく、むしろ複数のシステム間の相互干渉や共通要因故障を伴う事象の進展の把握にこの PRA 手法を適用し、トータルシステムとしての総合的な設計評価を行い、システム設計の最適化を図ることも重視されるようになってきた。また、米国に於いては安全目標を策定し徐々に PRA を安全規制に用いようという方向も明確にされつつある。

-
- 1975. 10 WASH-1400 (Reactor Safety Study)
 - 1978. 9 Lewis Report
 - 1979. 3 TMI 事故
 - 1979. 10 Kemeny 報告 (safety goal の必要性)
 - 1980. 1 Rogovin 報告

RSSMAP(1975~1981), IREP (1980~1982), その他 utility の study, NREP

PRA Procedures Guide (1980 秋~1983. 1 : NUREG/CR-2300)

- 1983. 1 NRC Safety Goal の政策声明

2. リスクの概念

ある望ましくない事象の発生及びそれに引き続いて起こるシステムの応答等の一連の事象シーケンスに対して、その発生頻度というものを考えることができる。一方、この望ましくない事象のシーケンスの結果として種々の影響（consequence）がもたらされる。例えば死亡、負傷、財産の損害等である。リスクという概念は、事象の発生する可能性とその事象のもたらす consequence の両方を含んでおり、単位時間を通じてある特定の事象がどの程度の影響をもたらすかを認識するものであるとし、次のようにリスクを定義する。

$${}^k R_i = F_i \times {}^k C_i$$

$$\text{リスク} \left[\frac{\text{影響 } k}{\text{単位時間}} \right] = \text{発生頻度} \left[\frac{\text{事象 } i}{\text{単位時間}} \right] \times \text{影響度} \left[\frac{\text{影響 } k}{\text{事象 } i} \right]$$

例えば、米国の例で年間 15×10^6 回の自動車事故が生じ、300回のうち1回（1人）が死亡事故であるとすると、

(1) 自動車事故による死亡の社会的リスク

$$\text{リスク} \{ 5 \times 10^4 \text{ 死/年} \} = \text{発生頻度} \{ 15 \times 10^6 \text{ 事故/年} \} \times \text{影響度} \{ 1 \text{ 死} / 300 \text{ 事故} \}$$

(2) 米国人個人のリスク（米国総人口2億人）

$$2.5 \times 10^{-4} \text{ 死/人} \cdot \text{年} \leftarrow 5 \times 10^4 \text{ 死/年} / 2 \times 10^8 \text{ 人}$$

原子力発電プラントのリスクはそのプラントに係わるすべての事象についての上式の総和として求められる。

$${}^k R = \sum_i {}^k R_i \quad (k \text{ という種類の影響に関するリスク})$$

リスクの表示方法として、 R という1つの値ではなく、より一般性のあるリスク曲線がよく用いられる（図2-1参照）。横軸が影響度、縦軸が累積頻度である。

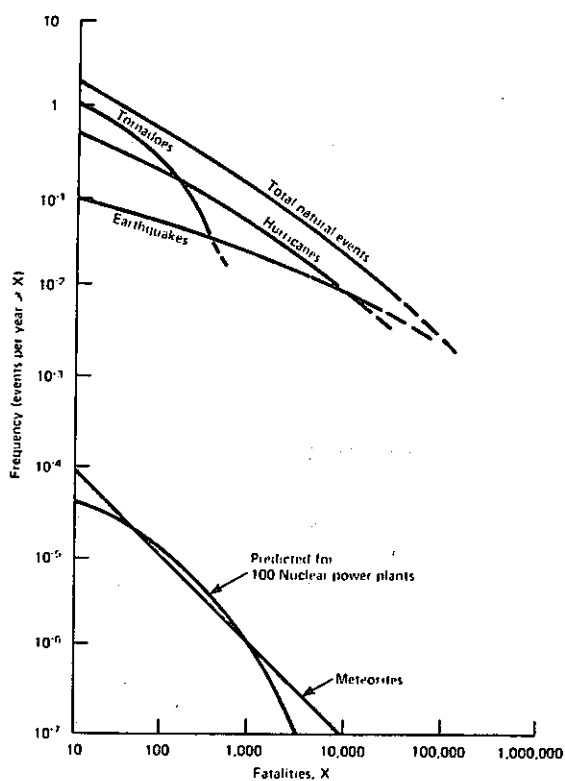


図2-1 リスク曲線

3. PRAのプロセス

PRAはプラントの設計及び運転の種々の要素を系統的に統合して行き、プラントのリスクを求めるための解析手法であり、そのプラントに特有なあるいは一般的な様々の問題を分析し検討するための情報のベースを提供するものである。以下にPRAの主要なプロセスを示す(図3-1参照)。

(1) 事象選定

プラント全システムを対象にして、想定される動的機器の単一故障、運転員の誤操作、漏洩等の故障の原因を全て摘出し、これらの故障が生じたと仮定した場合に予想される事象の推移を分析する。これを基に下記(2)以降の解析に当たって必要となる代表的な起因事象の選定を行う。

(2) システム解析

ある起因事象を想定し、その事象が安全保護システムの機能の成否、サブシステム間の相互干渉、運転員の手動操作の有無や過誤等によって、どのような事象シーケンスをたどるか、その最終的な事態はどのようなものであって、そこに至る確率(頻度)はどの程度かということをプラント内のシステムについて解析する。

- (i) イベント・ツリーの作成：種々の事象シーケンスを記述する。想定した起因事象に対するシステムの応答を明確にする。
- (ii) システムのモデル化：対象とすべきシステムとその故障(機能喪失)との関連を、イベント・ツリーとの対応に基づき明確にすると共に、システムの故障に至る原因を順次摘出し、フォールト・ツリーを作成する。共通原因故障の寄与やシステム間相互干渉を考慮する。
- (iii) 人的因子の解析：試験、保守、運転操作に伴う人的因子による故障、あるいは修復をシステムモデルの中に含める。
- (iv) データベースの準備作成：対象プラントに適用可能なデータを幅広く収集、評価し設定する。その場合、先行プラントの運転データ、既に他のプラントのPRAで使用されたデータ、現存する各種データソースが参考となる。
- (v) 事象シーケンスの定量化：設定したデータベースを用いて各事象シーケンスの発生頻度を求める。

(3) 格納施設解析

システム解析の結果を受けて、プラントの施設内での放射性物質の挙動を解析するもので、各事象シーケンスに対して格納施設の破損（故障）モード及び環境中へ放出される放射性物質の量を評価する。

(i) 物理過程の解析：主として、LWRでいうCore meltに対応するLMFBRのHCDAについて、炉心、原子炉冷却材バウンダリ及び格納容器に於ける種々の物理現象を検討し、格納施設のイベント・ツリーを作成する。これまでに培われてきたHCDAに対する現象論の理解と解析技術が重要な役割をもつ。

(ii) 放射性核種の放出移行の解析：環境中へ放出される放射性核種の量を評価する。

(4) 影響解析

システム解析及び格納施設解析の結果を受けて、プラントの施設外での放射性物質の空間拡散挙動を解析し、立地点での気象データ、人口分布等を用いて被ばく線量評価を行う。これらの評価結果に基づき、種々の影響被害（consequence）の程度と発生頻度の関係の形（リスク曲線）に整理される。

(5) 全リスク解析

上記(2)～(4)までの解析はプラントの施設内に起因する事象に端を発したシーケンスの解析となるが、この全リスク解析には外部起因事象が含まれる。外部起因事象としては、地震、火災、飛行機の衝突等が例として挙げられる。システムモデルの修正、追加を行い、又イベント・ツリーの追加作成も必要となる。

(6) 不確かさ解析

データベースの不確かさやモデリングの段階で用いた仮定に起因する不確かさ等の影響を把握する。このため各解析フェイズを通じての不確かさの伝播を可能な限り解析するか、もしくは感度解析を実施して、最終結果の幅を評価する。

(7) 結果の解釈と整理

種々の解析フェイズで得られたデータを統合整理し、結果を解釈する。特に、リスクの観点から重要な事象シーケンスとその発生頻度、並びにリスク曲線に着目した整理を行う。リスクに対する支配的因子に係わる施設、系統を抽出して検討を加え、プラントのシステム設計、運転、管理等にとって有用な情報を提示する。又、リスクの観点から重要な事故現象を抽出し、安全性研究の対象としての位置付け、優先度を明確にする。

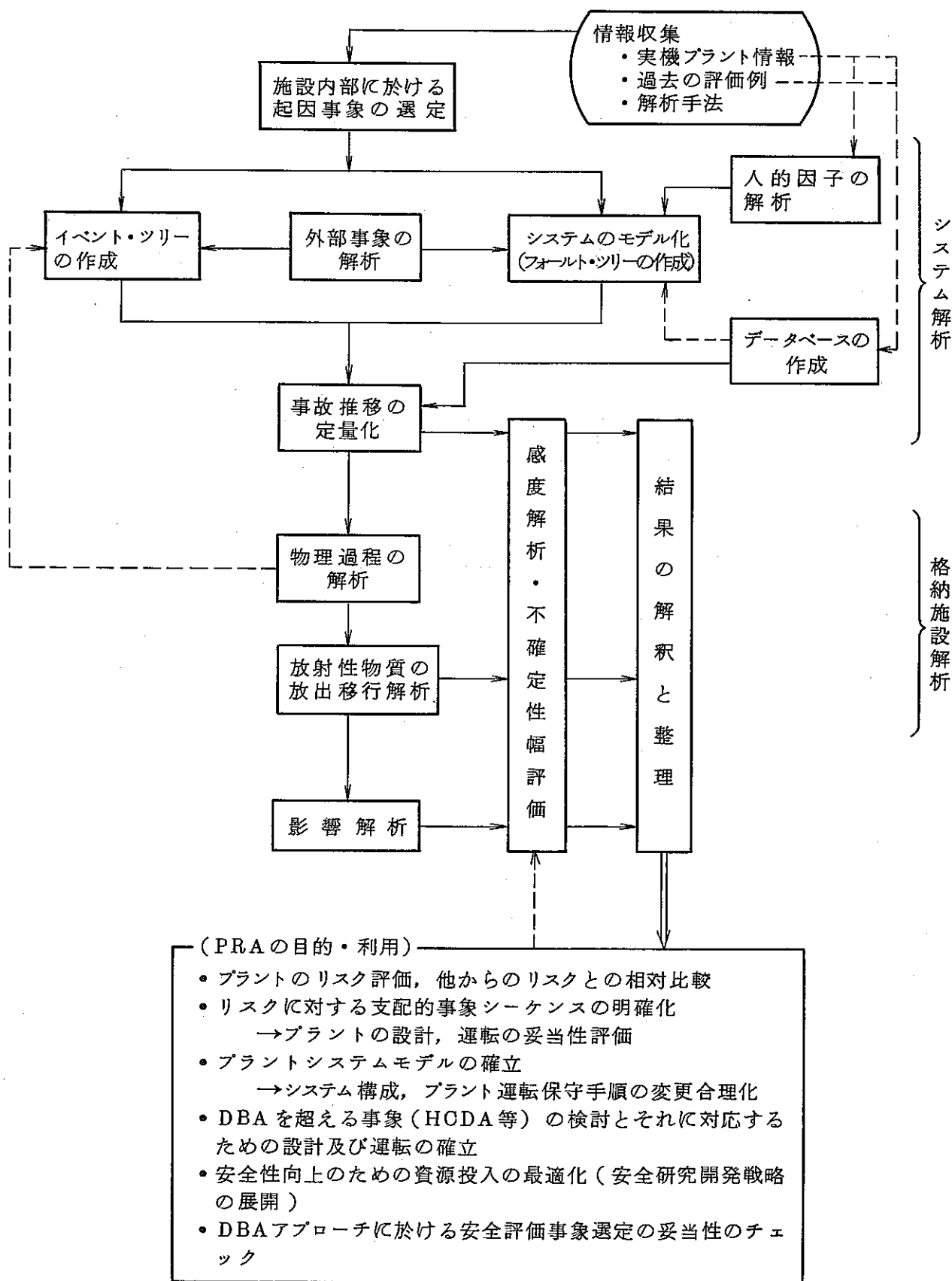


図 3 - 1 PRA のプロセス

4. イベント・ツリーとフォールト・ツリー

(1) イベント・ツリーについて

イベント・ツリーは、ある起因となる事象が発生した場合に結果としていかなる事態になり得る可能性があるかを検討し明確にするための帰納的方法である。

イベント・ツリーの起因事象は典型的には系統あるいは機器の故障であり、これが定義されると、次にこの事象に対して使用する可能性がある安全設備を抽出整理し、イベント・ツリーのヘッディングとして配置する。例えば、ある起因事象に対して2つの安全設備が関連する場合のイベント・ツリーを下図に示す。

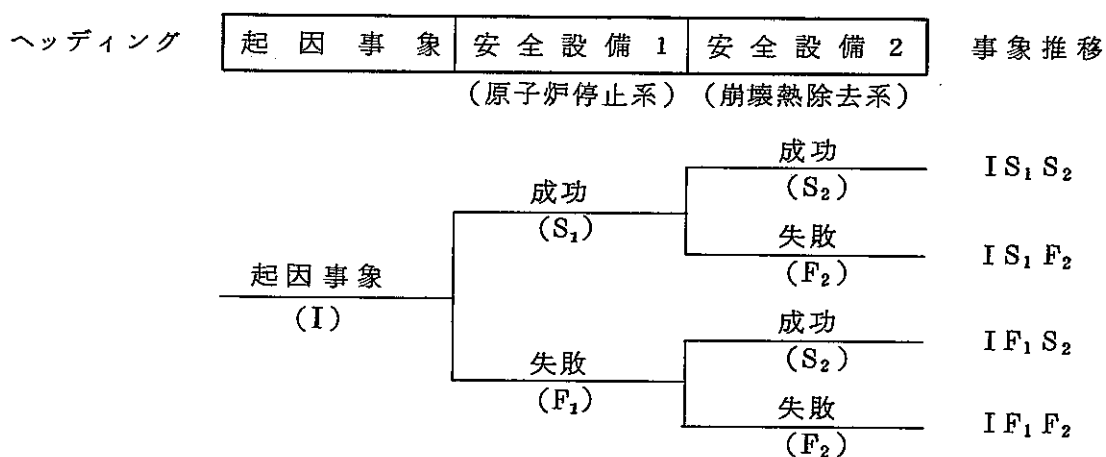


図4-1 イベント・ツリー例

イベント・ツリーは2分岐バイナリ構造で、各分岐点ごとに2つの可能性をもつ。上図に示すように、一般には上方向、下方向でそれぞれ成功と失敗を表現する。この手法を使えば 2^{n-1} (n :ヘッディングの数)個のシーケンスが出来ることになるが、この中の一部は意味のないものであったり、物理的に不可能であったりする場合があり、それらは通常記載を省略する。

この手法によって、すべてのものを記載することは勿論できないが、重要な事象シーケンスについて、それらを識別し、わかり易い形で書くことができる。

(2) フォールト・ツリーについて

多数の機器部品から成る複雑なシステムの故障のメカニズムを分析し故障確率を求める場合にフォールト・ツリー解析が用いられる。(イベント・ツリーのヘッディングの安全設備の失敗確率を求める場合が対応する。)

フォールト・ツリーは、与えられたシステムにおける特定の事象(Event)の発生をもたらす事象を結合して得られる論理ダイアグラムで、基本的に演繹的な構造を有しており、通常の事故解析のように原因を与えて結果を求める帰納的手法と対照的である。明確に定義された望ましくない事象(Undesired event)の原因となる事象を論理をたどってさかのぼり、基本事象(原因)に至る。より具体的には、

- (i) 与えられたシステムに発生する特定の望ましくない事象(あるいはシステムの性能を評価するのに有効な事象)を最終事象(Undesired event, Top event, Final event等という)に選ぶ。
- (ii) システムとその使い方を理解する(システム的设计, 建设, 运转, 保守, 動作, 故障, 運転員, 保守員, 雰囲気等を含む)。
- (iii) システムを分析して, Undesired eventをもたらし事象(Event), 例えば, 设计, 建设, 运转, 保守, 動作, 人間, 雰囲気等において原因となり得る事象を選ぶ。
- (iv) 分析により求められた関連のある事象間の論理的关系を決定し, 図示する(OR, AND等のlogic gateを用いる)。
- (v) 図に示された事象をもたらし原因をさらに追求して順次図を下方に発展させて行く。そして得られた事象が基本事象と考えてよい, つまり基本的かつ独立な発生確率を指定できるような事象(Basic event, Primary event)に至ったところで終わる。

フォールト・ツリーの基本的利用法には, 最小切断集合(Minimal Cut Set)によるTop eventの発生モードの分類と, 各モードの発生確率の評価によるクリティカルパスの発見, そしてTop eventの発生確率の計算がある。

(i) 最小切断集合(Minimal Cut Set)

この集合は, Top eventが発生するために必要最小限の基本事象の組合せを表わす。あるシステムのフォールト・ツリーのTop eventにA, B, Cという事象が関連しており, もしA, B, Cだけが単独で発生してもTop eventは発生しないが, AとCあるいは

AとBが発生すればTop eventが発生するとき、 $\{A, B\}$ あるいは $\{A, C\}$ はこのフォールト・ツリーの最小切断集合である。

（基本事象の集合のうち、Top event を発生させ得る組合せを切断集合という。上の例で、もしCだけが発生してもTop eventが発生すれば $\{C\}$ は最小切断集合であり、 $\{A, C\}$ はCを含んでいるので切断集合ではあるが、最小切断集合ではない。

最小切断集合は、それぞれTop eventの発生の仕方、モードを表わしているといえる。フォールト・ツリーの最小切断集合を決定するためには、通常、そのツリーは先ずそれと等価なブールの式に変換され、それから、“トップ・ダウン”あるいは“ボトム・アップ”の方式により置換して行き、ブールの式に展開される。2つのブールの法則（“分配則”及び“吸収則”）により、重複している事象（切断集合）を取り払って行く。

(ii) クリティカルパス

フォールト・ツリーに対していくつかの最小切断集合が得られれば、それぞれの要素の発生確率からその最小切断集合で定められるモードの発生確率を計算することができる。例えば、 $\{A, B\}$ なるモードの発生確率はAの発生確率とBの発生確率との積で与えられる。こうして各モードの発生確率が求まると、Top eventを最も引き起こしやすいモードすなわちクリティカルパスがわかる。また、最小切断集合の中の全ての要素（事象）を誘発し得るような共通要因を抽出する（例えば共通製作者、共通位置等）ことによりシステムの共通要因故障に対する感受性をチェックすることができる。

(iii) Top eventの発生確率

最小切断集合がすべて求められていれば、Top eventの発生の仕方はこれしかないのであるから、各モードの発生確率の結合として、Top eventの発生確率が求められる。通常は、各モードの発生確率の総和をとる（rare event approximation）。

次頁に、フォールト・ツリーから最小切断集合を求める例を示す。

フォールト・ツリーから最小切断集合を求める例

To determine the minimal cut sets of a fault tree, the tree is first translated to its equivalent Boolean equations and then either the "top-down" or "bottom-up" substitution method is used. The methods are straightforward and they involve substituting and expanding Boolean expressions. Two Boolean laws, the distributive law and the law of absorption, are used to remove the redundancies.

Consider the simple fault tree shown in Figure 4-2; the equivalent Boolean equations are shown below the tree.

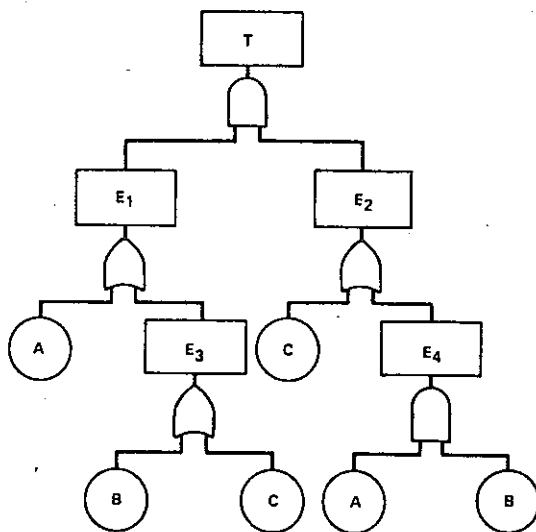


Figure 4-2 Example Fault Tree

$$\begin{aligned}
 T &= E_1 \cdot E_2 \\
 E_1 &= A + E_3 \\
 E_3 &= B + C \\
 E_2 &= C + E_4 \\
 E_4 &= A \cdot B
 \end{aligned}$$

We will first perform the top-down substitution. We start with the top event equation and substitute and expand until the minimal cut set expression for the top event is obtained. Substituting for E_1 and E_2 and expanding we have:

$$\begin{aligned}
 T &= (A + E_3) \cdot (C + E_4) \\
 &= (A \cdot C) + (E_3 \cdot C) + (E_4 \cdot A) + (E_3 \cdot E_4)
 \end{aligned}$$

Substituting for E_3 :

$$\begin{aligned}
 T &= A \cdot C + (B + C) \cdot C + E_4 \cdot A + (B + C) \cdot E_4 \\
 &= A \cdot C + B \cdot C + C \cdot C + E_4 \cdot A + E_4 \cdot B + E_4 \cdot C.
 \end{aligned}$$

By the idempotent law, $C \cdot C = C$, so we have:

$$T = A \cdot C + B \cdot C + C + E_4 \cdot A + E_4 \cdot B + E_4 \cdot C.$$

But $A \cdot C + B \cdot C + C + E_4 \cdot C = C$ by the law of absorption. Therefore,

$$T = C + E_4 \cdot A + E_4 \cdot B.$$

Finally, substituting for E_4 and applying the law of absorption twice

$$\begin{aligned}
 T &= C + (A \cdot B) \cdot A + (A \cdot B) \cdot B \\
 &= C + A \cdot B.
 \end{aligned}$$

The minimal cut sets of the top event are thus C and $A \cdot B$, one single component minimal cut set and one double component minimal cut set.

(3) システム解析コード

フォールト・ツリー解析のための主要な計算コードとして次のようなものがある。

- ① Qualitative Analysis Codes ……フォールト・ツリーのミニマル・カット・セットを求める。
 - PREP
 - PRANK
 - MOCUS
 - FATRAM
 - FTAP
 - SETS
 - PL-MOD/MODCUT

- ② Quantitative Analysis Codes ……フォールト・ツリーの定量化，確率計算を行う。
 - KITT
 - PRANK
 - SUPERPOCUS
 - SETS/SEP
 - PL-MODMC
 - SAMPLE
 - MOCARS
 - BOUNDS
 - IMPORTANCE
 - FRANTIC

- ③ Dependent-Failure Analysis Codes …… 共通原因故障解析を行う。
 - SETS
 - COMCAN
 - BACKFIRE

- ④ Code Systems
 - RAS
 - COMCAN III
 - WAM(WAM/CUT/SPASM/TAP/BAM/DRAW/COM)
 - SETS (SETS/SEP/IMPORTANCE/FTD)

各コードの機能の比較を表 4 - 1 に示す。

表 4 - 1 PRAコード一覧表 (1)

| 計 算 コ ー ド | フォールトツリー ミニマルカット セット | フォールトツリー定量化 | | | 従 故 解 | 属 障 析 | コード システ ム | フェイズ ミッショ ン | プログラム言語 | 計算機機種 | 備 考 |
|---------------------------------|----------------------------|-------------|--------|--------|-------------|-------------|-----------------|------------------------------------|-----------------------|------------------------------------|---|
| | | 点推定 | 不 定 | 確 性 | | | | | | | |
| SETS/SEP | × | × | × | × | × | | | | FORTRAN (Extended) | CDC 7600 CRAY-1 | Large (容量) 8,000 gates and events |
| PL-MOD/MODCUT/ PL-MODMC | × | × | × | | | | | | PL/I | IBM 360 303X | 200K (容量) ゲート数, イベント数は計算機 容量と問題の複雑さに依存する。 |
| PREP-KITT | × | × | | × | | | (KITT -2) | FORTRAN IV | | IBM 360 Univac 1108 | 350K (容量) 2,000 gates 2,000 events |
| WAMCUT II | × | | | | | | | FORTRAN IV | | CDC 7600 IBM 370 FACOM M-200 | 1,500 gates 1,500 events |
| MOCUS | × | | | | | | | FORTRAN IV | | IBM 360 | ゲート数, イベント数は計算機容 量と問題の複雑さに依存する。 |
| FTAP | × | | | | | | | FORTRAN IV & Assembler | | IBM 370 CDC 7600 | " |
| RAS | × | × | | × | × | × | × | FORTRAN IV 96% Compass 4% | | CDC 7600 CDC 6600 CDC 176 | " |
| FATRAM | × | | | | | | | FORTRAN IV | | CDC 76 | " |
| COMCAN-III | × | × | | × | × | × | | FORTRAN IV | | CDC 176 | " |
| PRANK | × | × | | | | | | FORTRAN IV | | CDC 7600 | |
| COMCAN/COMCAN-II/ COMCAN IIA | | | | | × | | | (IBM) BAL 70% FORTRAN in 30% | | IBM 360 CDC 175/176 | |
| WAMCOM | | | | | × | | | FORTRAN IV | | CDC 7600 | |
| BACKFIRE | | | | | × | | | FORTRAN IV | | IBM CDC | |
| MOCUS-BACKFIRE | × | | | | × | | | FORTRAN IV | | IBM 360/370 | |
| PHAMAS | | × | | × | | | × | FORTRAN IV | | IBM 3031 | |

表 4 - 1 PRA コード一覧表 (2)

| 計 算 コ ー ド | フォールトツリー ミニマルカット セット | フォールトツリー定量化 | | | 従 属 故 障 解 析 | コ ー ド シ ス テ ム | フ ェ イ ズ ミ ッ シ ョ ン | プ ロ グ ラ ム 言 語 | 計 算 機 機 種 | 備 考 |
|-------------|----------------------------|-------------|------------------|---------------------------------|----------------------------|---------------------------------|---|---------------------------------|-------------------------|----------------------------|
| | | 点 推 定 | 不 確 定 性 | イ ン ポ ー タ ン ス | | | | | | |
| FRANTIC II | | × | × | | | | | FORTRAN IV | IBM 370 | |
| MOCARS | | | × | × | | | | FORTRAN IV 75% Compass 25% | CDC 7600 CDC 76 | |
| PROSA-2 | | | × | | | | | FORTRAN 95% BAL 5% | IBM 370 | |
| SAMPLE | | | × | | | | | FORTRAN IV | IBM 360 370, 303X | |
| GO-2 | × | × | | | | | | FORTRAN IV | CDC 7600 | |
| SPASM | | | × | | | | | FORTRAN IV | CDC 7600 FACOM M-200 | |
| WAM-BAM | | × | | | | | | FORTRAN IV | CDC 7600 FACOM M-200 | |
| SUPER POCUS | | × | | × | | | | FORTRAN IV | IBM 360/370 CDC | |
| IMPORTANCE | | × | | × | | | | FORTRAN IV | IBM 370 | |
| BOUNDS | | | × | | | | | FORTRAN IV | IBM 360 IBM 370 | |
| DPD * | | | × | | | | | | | Baysian Update *離散確率分布法 |
| RALLY | | × | × | × | | | | | IBM | |

5. LWRに対するPRA

LWRを対象にして行われたPRAとしては、米国のReactor Safety Study (WASH-1400 : 1975年)に始まり、西独のGerman Risk Study (1979年)、米国のRSSMAP (Reactor Safety Study Methodology Applications Program : 1975~1981)、IREP (Interim Reliability Evaluation Program : 1980~1982)、さらにUtilityによるPRA等が挙げられるとあり、かなりの数のプラントに対して評価が行われている。

I. Reactor Safety Study

3ヶ年の期間と約10億円をかけて、この研究は行われ、1975年末に最終報告が出された。評価対象とした原子炉はPWRはSurry 1 (788 MWe)、BWRはPeach Bottom 2 (1065 MWe)で、こういう型式の炉(1000 MWeのもの)が100基アメリカで運転される場合についてリスク評価を行った。結果の要点を下記に示す。

- (i) 原子力発電所の潜在的事故による公衆のリスクは、人間が社会生活を行っていく上で遭遇する自然災害、人為的災害など原子炉以外の事故に比べ非常に小さい。
- (ii) 炉心溶融の発生確率が従来考えられていたよりも高い(5×10^{-5} /炉・年)が一方炉心溶融に伴う consequence が思ったよりも低く、結局 overall の risk は十分低い。
- (iii) 炉心溶融に至る原因として挙げられているのが、従来DBAに取り上げられていた大口径1次配管の瞬時ギロチン破断によるよりも、小口径配管の破断とか、運転中しばしば起こる Transients に付随して起こる方が確率が高いという結果を示している。

(PWRの場合の dominant sequence を以下に示す。)

| |
|----------------------------------|
| PWR dominant sequence - WASH1400 |
|----------------------------------|

(1) Large LOCA (A)

直径6"以上の破損 median 10^{-4} /RY

- AD-ε D : emergency core cooling injection
- ε : containment vessel melt-through

AとD(LPIS)の common dependency 考慮

main coolant pump の flywheel のミサイルによりLPISが不能になる

$$P(AD) = 2 \times 10^{-6} / \text{RY} (10) \qquad P(\epsilon) \approx 1.0$$

• AH-ε H : emergency core cooling recirculation

$$P(H) = 6 \times 10^{-3} \text{ (human error が主因)}$$

$$P(AH-\epsilon) = 1.0 \times 10^{-6}/RY$$

AH-α, AD-αは ε モードより 10^2 低い (α: steam explosion)

A に起因する core melt の確率 $3 \times 10^{-6}/RY$

(2) small LOCA (S_1)

直径 2" ~ 6" の破損 median $3 \times 10^{-4}/RY$

$$P(S_1 D-\epsilon) = 3 \times 10^{-6}/RY, \quad P(S_1 H-\epsilon) = 3 \times 10^{-6}/RY$$

S_1 に起因する core melt の確率 $6 \times 10^{-6}/RY$ (10)

(3) small LOCA (S_2)

直径 $\frac{1}{2}$ " ~ 2" の破損 median $10^{-3}/RY$

$$P(S_2 D-\epsilon) = 9 \times 10^{-6}/RY, \quad P(S_2 H-\epsilon) = 6 \times 10^{-6}/RY$$

S_2 に起因する core melt の確率 $2 \times 10^{-5}/RY$ (3)

(high pressure ECCS の availability は Large LOCA に対する low pressure
ECCS に比べて高くない。)

(4) Reactor Vessel Rupture (R)

median $P(R) = 10^{-7}/RY$ negligible contributor

(5) Interfacing Systems LOCA (V)

LPIS を reactor coolant system から隔離している check valve (two in-series)
の failure。

もし生じると, LPIS も fail し, 6" 相当の LOCA になる。しかも格納容器の外側の建
家放出される。

$$P(V) = 4 \times 10^{-6}/RY \quad (2 \text{ つの check valve 間の dependency 考慮})$$

(6) Transient Events (T)

• 原子炉トリップ失敗は important contributor ではない。

low failure prob. of shutdown system (4×10^{-5})

RCS safety valve 及び auxiliary feed water で core-melt 防止

• TML 主として, offsite と on-site 両方の AC power の unavailability による
DHRS の失敗

M : failure of the secondary system steam relief valves and the power conversion system

L : failure of the secondary system steam relief valves and the auxiliary feed water system

TML sequence の主要なもの

Loss of off-site power 0.2/RY

failure of auxiliary feed water 1.5×10^{-4} /demand

(off-site power が available な場合は)
 4×10^{-5} /demand

1 hr 以内に offsite power が回復しない 0.2

(1 hr 以内に回復すれば power conversion system が decay heat removal に使える)

$$\implies 0.2 \times 1.5 \times 10^{-4} \times 0.2 = 6 \times 10^{-6} / \text{RY}$$

- TMLB' $P(\text{TMLB}') = 3 \times 10^{-6} / \text{RY}$ B' : failure to recover either onsite or offsite power within about 1 to 3 hours

$$P(\text{TMLB}' - \delta) = 2 \times 10^{-6} / \text{RY}$$

$\delta = 0.6$ overpressure による格納容器破損

$$P(\text{TMLB}' - \epsilon) = 6 \times 10^{-7} / \text{RY}$$

$\epsilon = 0.2$ 格納容器 melt-through

II. German Risk Study

WASH-1400 の結果は、同じ軽水炉であっても そのまま西独に適用できない(いくつかの安全設備の設計や機能に違いがある、人口密度が高い)ことから、レファランズとして KWU の PWR Biblis B 及び 19 のサイトを対象に、German Risk Study が開始され、1979 年 8 月に報告が出された。評価に当たっての基本的な仮定や手法は WASH-1400 に依った。

結論は、WASH-1400 とほぼ同様であり、炉心溶融の確率は 9×10^{-5} / 炉・年であり、dominant sequence も small LOCA や、電源喪失等の transient に付随したものになっ

ている。WASH-1400に比し、early fatalitiesは大体同じで、late fatalitiesは約20倍になっている。

III. 最近の米国の PRA

NRC の RSSMAP (4 プラント), IREP (5 プラント) 及び Utility の PRA (15 ~ 20 プラント) が行われている。

NRC'S TABLE SHOWING RESULTS OF PROBABILISTIC RISK ASSESSMENT OF 16 PLANTS

(And NRC's warning: There are large uncertainties associated with the values presented in this table. Also, PRAs were not performed using consistent methodology and assumptions.)

| | PRA | NSSS/AE | Date/power (Mwe) | F core ¹ , ² melt | 2 F major ¹ , ³ release | Individual risk within 1 mile | | Comments |
|-----------------------------|-----------------|------------------------------|------------------|---|---|---|--|--|
| | | | | | | ³ Early ¹ , ⁴ fatality | ⁴ Cancer ¹ , ⁵ fatality | |
| Arkansas Nuclear One-1 | IREP | B&W/Bechtel | 1981 836 | 5x10 ⁻⁵ | 2x10 ⁻⁵ | 6x10 ⁻⁷ | 2x10 ⁻⁷ | All-PWR 2 ⁸ |
| Biblis B | German RSS | FRG(W) | 1978 1300 | 4x10 ⁻⁵ | 1x10 ⁻⁶ | 3x10 ⁻⁸ | 2x10 ⁻⁸ | Containment stronger and larger than U.S. |
| Big Rock Point ⁶ | Wood-Leaver/SAI | GE/Bechtel | 1981 71 | 1x10 ⁻³ | 0 | 0 | --- | Low power level, remote siting. ⁹ |
| Browns Ferry | IREP | GE/TVA (BWR/4, Mark I) | 1981 1067 | 2x10 ⁻⁴ | 4x10 ⁻⁵ | 2x10 ⁻⁷ | 1x10 ⁻⁶ | ATWS and interdependency in redundant RHR trains dominate core melt ¹⁰ |
| Calvert Cliffs | RSSMAP IREP | CE/Bechtel | 1982 850 | 2x10 ⁻³ | 1x10 ⁻³ | 9x10 ⁻⁶ | 2x10 ⁻⁵ | More comprehensive IREP study in progress. AFWS redesign will lower risk and core melt frequency ¹¹ |
| Crystal River | IREP | B&W/Gilbert | 1980 825 | 4x10 ⁻⁴ | 2x10 ⁻⁴ | 3x10 ⁻⁶ | 2x10 ⁻⁶ | P core melt reduced by factor of ³ by procedure changes ¹² |
| Grand Gulf | RSSMAP | GE/Bechtel (BWR/6, Mark III) | 1981 1250 | 4x10 ⁻⁵ | 4x10 ⁻⁵ | 1x10 ⁻⁷ | 1x10 ⁻⁷ | Containment always fails directly to atmosphere, does not assume staff's analysis of ATWS risk |
| Indian Point-2 ⁶ | PLG | W/UE&C | 1982 873 | 4x10 ⁻⁴ | 3x10 ⁻⁴ | 3x10 ⁻⁸ | 1x10 ⁻⁸ | Includes external events ⁷ , ¹³ |
| Indian Point 3 ⁶ | PLG | W/UE&C | 1982 965 | 9x10 ⁻⁵ | 3x10 ⁻⁵ | 1x10 ⁻⁹ | 3x10 ⁻¹⁰ | Includes external events ⁷ |
| Limerick ⁶ | SAI | GE/Bechtel (BWR/4, Mark II) | 1981 1055 | 2x10 ⁻⁵ | 3x10 ⁻⁶ | 1x10 ⁻⁸ | 1x10 ⁻⁸ | Mean value, assumes ATWS fix |
| Millstone-1 | IREP | GE/Ebasco | 1982 652 | 3x10 ⁻⁴ | 1x10 ⁻⁴ | 1x10 ⁻⁷ | 6x10 ⁻⁷ | Major release is in Release Category 3 |
| Oconee | RSSMAP | B&W/Bechtel | 1980 860 | 8x10 ⁻⁵ | 4x10 ⁻⁵ | 2x10 ⁻⁷ | 1x10 ⁻⁷ | 1/4-PWR 2; 3/4-PWR 3 |
| Peach Bottom | Wash-1400 | GE/Bechtel (BWR/4, Mark I) | 1975 1065 | 3x10 ⁻⁵ | 7x10 ⁻⁶ | 4x10 ⁻⁸ | 3x10 ⁻⁸ | Staff's analysis of ATWS would likely result in risk exceeding safety goal |
| Sequoyah | RSSMAP | W-IC/TVA | 1978 1148 | 6x10 ⁻⁵ | 4x10 ⁻⁵ | 1x10 ⁻⁶ | 5x10 ⁻⁷ | Hydrogen control reduces risk by 2 to 3 |
| Surry | Wash-1400 | W/S&W | 1975 775 | 6x10 ⁻⁵ | 1x10 ⁻⁵ | 2x10 ⁻⁷ | 1x10 ⁻⁷ | 2/3-PWR 2; 1/3-PWR 3 |
| Zion ⁶ | PLG | W/S&L | 1981 1100 | 4x10 ⁻⁵ | 4x10 ⁻⁶ | 2x10 ⁻⁸ | 1x10 ⁻⁸ | Includes external events |

¹ All numbers are median values or point estimates from internal initiators unless otherwise specified.

² Frequency of core melt 1x10⁻⁴ is the safety goal value for accident probability comparison.

³ Frequency of release with potential for early fatalities assuming nominal evacuation and warning times (RSS).

⁴ 5x10⁻⁷ is the safety goal for early fatality risk comparison. Same assumptions as 3 above unless specified.

⁵ 2x10⁻⁶ is the safety goal for cancer fatality risk comparison. Same assumptions as 3 above unless specified.

⁶ Utility-performed PRAs. All values are rough estimates based upon initial interpretation of results.

⁷ Optimistic emergency response assumptions (1-hour delay with at least 8-hour warning) for dominant sequence when determining individual risk.

⁸ Predicted risk is dominated by small locas and transients. Source term reduction expected to reduce predicted risk to within guidelines. Likelihood of major release could be reduced by adding parallel valves at the discharge of the isolated water storage tank or by improving DC power redundancy.

⁹ Low power level (71 Mwe) results in low individual risk. Extensive design modifications necessary to reduce core melt frequency.

¹⁰ Reduction of core melt frequency would require redesign of the residual heat removal system to eliminate commonalities between trains which reduce the significance of multiple redundancy.

¹¹ AFWS redesign is expected to significantly reduce core melt frequency and individual risk. IREP study including improved AFWS design will be available in spring 1983. Modifications to DC power system and engineered safety system actuation system may be required to lower core melt frequency within guidelines. Predicted risk is dominated by transient event and should be significantly reduced by new source term data.

¹² Core melt frequency could be reduced to less than guidelines levels by improving written procedures and improving the reliability of the steam supply to the EFWS turbine-driven pump. Predicted risk is dominated by small loca events. New source term information is expected to result in a moderate reduction in predicted risk.

¹³ Core melt frequency is dominated by seismic considerations.

¹⁴ Core melt frequency could be reduced to below guideline levels by redesigning the emergency AC power system to reduce dependency on the gas turbine and improving procedures for responding to transients. Predicted risk is dominated by transient events. New source term information should result in a significant reduction.

6. LMFBRに対するPRA

これまでにFBRを対象として実施されたPRAは内容、範囲とも限られており、先行例としては米国のORBRP及び西独のSNR-300の評価が挙げられる。

I. ORBRP Safety Study

ORBRP Safety Studyは1976～1977年にProject Management Corporationによって実施された。この研究の目的は、①ORBRPの運転に伴う公衆のリスクをrealisticに評価する、②他の社会的リスクと対比する、③既に許認可を受けて運転されている原子力発電プラントのリスクと同程度であるか否かを判断するための材料を与える、であった。WASH-1400のReactor Safety Studyに於いて開発された手法及び経験を人材も含めて駆使して、この研究はまとめられた。主要な内容を以下に示す。

- (1) プラント内の放射線源マップを検討し、リスクへの寄与という観点から炉心関連の事故に重点を絞った。
- (2) 解析は ①事故シーケンスの明確化と定量化 ②炉心事故の解析評価 ③コンストラクションのモデル化 ④リスクの定量化の流れに沿って行われる。燃料サイクルの他の要素、サポタージュは評価していない。
- (3) 事故シーケンスの導出には3種類のEvent Tree [Initiator, SHRS (Shutdown Heat Removal System), Containment]を用いている。初期事象は12のカテゴリーから33の事象が選ばれ、事故シーケンスはこれらのEvent Treeの組合せで求められた 10^4 オーダーのpotential sequenceから最終的に69のシーケンスにまとめられた。
- (4) 各系統あるいは機器のFault Tree解析からEvent Treeのbranchの確率が計算された。
- (5) 事故シーケンスの評価にはHCDAの評価が含まれる。HCDAの進展パスには種々考えられるが、loss of coolable geometryに至る事象では、thermal damageと称する原子炉容器のmelt throughが必ず発生するものとしている。
- (6) HCDAによるmechanical damage classは事故のenergeticsにより3つに分類され、それぞれについて放射性物質のRCB(格納容器床上)への放出量が与えられた。さらに第4のclassとして"highly energetic CDA"をnon-mechanisticに設定しており(確率は第3 classの $\frac{1}{10}$)、このclassではprimary system boundaryとRCBの格

納系が瞬時に破損するモードとして考えている。解析には SAS-3A, VENUS-II, REXCO-HEP, ANSYS の各コードが使用されている。

- (7) 放射性物質の放出経路としては、①原子炉容器の head から格納容器床上 ②原子炉容器の melt through, reactor cavity から格納容器床上、③溶融燃料のコンクリートベースマットへの melt through, の3種類が考えられている。③はリスクへの寄与がほとんどない。格納容器の応答は、SOFIRE, SPRAY, CACECO, 放射性物質の挙動は HAA-3, COMRADEX の各コードにより解析された。Health Effect は建設予定のサイトに対して解析された。
- (8) 結果を WASH-1400 の RSS と比較すると、core melt の発生確率は同程度である。CRBRP によるリスクは LWR のリスクよりもかなり低い結果を与えているが、詳細設計の段階であるためデータベースに限界があり、不確かさが LWR に比べ大きいことを考えると、リスクは同程度と判断されるとしている。(non-energetic CDA $\sim 2 \times 10^{-5}$ / 炉・年, highly energetic CDA : 5×10^{-9} / 炉・年)

なお、この CRBRP Safety Study の後、CRBRP に対する、より本格的な PRA の計画が現在進行中である。NRC の CRBRP Safety Evaluation Report には次のような記載がある。

APPENDIX D: PROBABILISTIC RISK ASSESSMENT--
CLINCH RIVER BREEDER REACTOR PLANT

記載内容

(序) CRBRP の PRA は Reliability Assurance Program のなかのひとつであり、プラント全体のモデルを作成しプラントの総合的信頼性及びリスクに対する個々の系統機器の相対重要度を把握することができる。PRA は Reactor Safety Study 以来、次第に相対リスクを評価する手段として受け入れられるようになってきている。

(PRA 計画) PSAR App. J に提示されている。主要なタスクは、起因事象の選定、プラントモデルの作成及び定量化、格納施設のモデル化、コンシクエンスの解析である。他のタスクとしては PRA の応用があり、運転員操作のイベントツリーの作成、緩和設備等の設計のバリエーションの有効性評価、risk management program への利用と

しての site emergency procedures の条件整備，プラントの理解を深めるための検討，例えば試験・保守間隔に対する感度評価が挙げられる。

PRA を含めて Reliability Assurance Program は regulatory requirement ではなくプロジェクト側の自発的な計画である。

(PRA 計画の遂行) 1981 年 6 月に開始し，最終報告書は 1984 年 12 月に出版される予定。

Phase I は 1983 年 2 月までであり，主としてシステム解析及び現象論的イベントツリーの作成が行われる。Phase II は A と B があり，A では Phase-I の review 及びコンシクエンスとリスクの解析が行われ，B では PRA の応用（プラントの寿命中継続される）が検討される。

(NRC の review) 現在進行中であり，今後も種々の段階ごと実施する。

(PRA の機能，役割) 主要な点は，個々の系統・機器の相対的重要度の把握にあり，(1) リスク低減のための action の明確化，(2) 設備設計へのフィードバック，(3) risk management の改良に向けての reliability program へのフィードバックが挙げられると共に，プラントの運転への有効な反映も考えられる。又，NRC が発表した安全(*)ゴールの政策に貢献できる可能性がある。さらに，CRBRP の最終環境報告書にあるリスクに関する記述の裏付けを与えてくれる。

* NRC が今年の 1 月に発表した安全ゴールの政策声明では，これからの 2 年間に試験評価期間として設定しており，この期間は許認可プロセスに於いて適用されることはなく，又 PRA の実施が要求されていると解釈すべきではないとしている。

CRBRP Safety Study 関連図表

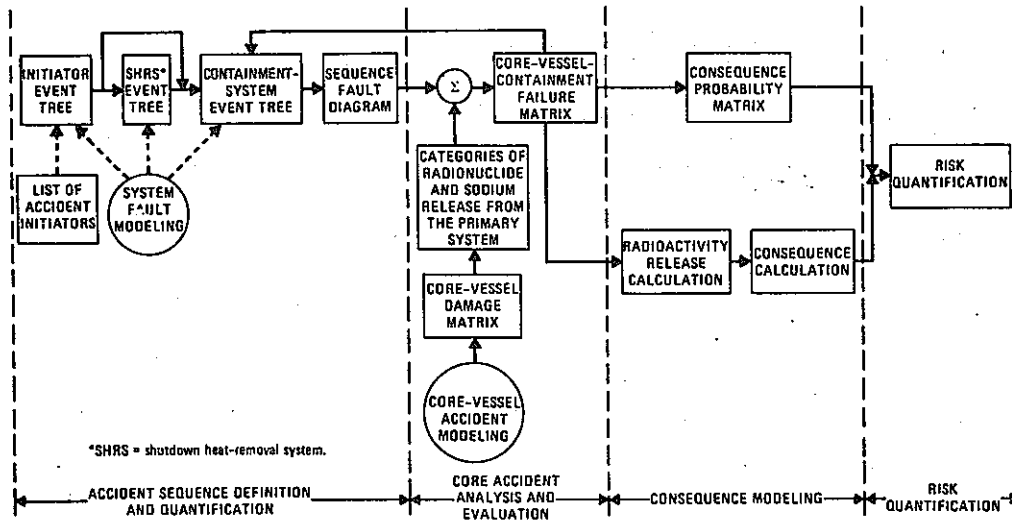


図 6 - 1 CRBR Plant Safety Study flow diagram.

表 6 - 1 Typical Vessel Mechanical Damage and Release Probability Matrix for a Core-Disruptive Event*

| | Mechanical damage to vessel | | | |
|---|-------------------------------|-------------------------------------|-------------------------------------|--------------------------------|
| | No head-seal damage (class 1) | Moderate head-seal damage (class 2) | Massive head-seal failure (class 3) | Highly energetic CDA (class 4) |
| Probability of damage | 0.9 | 0.1 | 0.01 | 0.001 |
| Nonvolatile core material release to containment, % of core | 0.01 | 1.0 | 10.0 | † |
| Sodium released to containment, lb | 10.0 | 100.0 | 1000.0 | |

*The probabilities reported here are conditional on a CDA having occurred.

†Releases to the environment are noble gases, 100%; halogens, 70%; volatile solids, 50%; and nonvolatile core material, 10%.

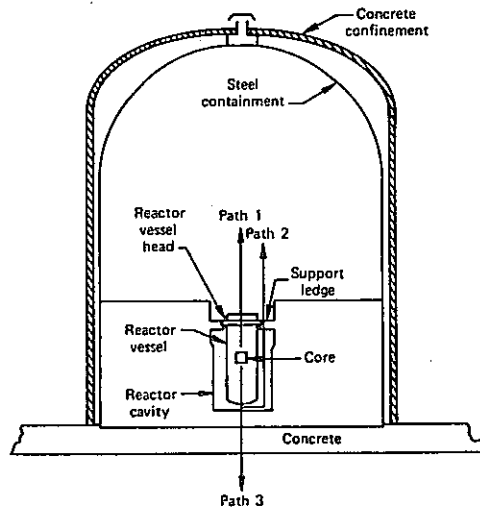


図 6 - 2 Schematic diagram of post-CDA radionuclide flow paths.

II. LMFBR Accident Delineation Study

この研究は Sandia National Laboratory によって実施されたもので、LMFBR の事故シーケンスに関するこれまでの情報を整理統合し評価を行い、現象論に係わるもの及びシステムの応答に係わるものについて不確かさの主要なものがどれであるかを明確にすることを目的としている。短期的には、さらに R & D 及び設計努力が必要な領域並びにそれらの優先順位を明確にし引き続いて各種 LMFBR 設計の安全性の相対比較の基礎を与え、最終的には LMFBR の審査基準の確立に役立てるとしている。対象プラントは LMFBR 一般と言いつつも、結局は CRBRP になっている。

Phase I の final report (NUREG/CR-1507) が 1980 年 11 月に発刊されている。Phase I では事故シーケンスを定性的に記述することが目的で、そのためにイベント・ツリー及びフォールト・ツリーの骨組を作成しており、それらを後の phase の定量的評価につなげて行くことにしている。事故シーケンスを記述するイベント・ツリーは次の 3 つの領域に分類されている。

- (1) 事故の起因と工学的安全施設の応答
- (2) 炉心内事象の事故時現象論
- (3) 格納施設に関する事故後現象論

CRBRP Safety Study に比べ、(2)、(3)の領域が格段に詳細化されている。システム解析については、原子炉停止系及び崩壊熱除去系のフォールト・ツリーが作成されているだけであり不十分である。

誤スクラム時にポンプトリップは行われたが制御棒の挿入に失敗した場合 (ULOF: Unprotected Loss of Flow) についての検討例を添付の図に示す。

Phase I の主要な結論は次の通りである。

- (1) Protected CDA (原子炉スクラムに成功するが崩壊熱除去に失敗) が, unprotected accident よりもかなり発生頻度が高く, リスクをもたらず支配的要因となり得る。
- (2) UTOP (Unprotected Transient Overpower) については 反応度挿入率の低いものの方がリスクの観点から重要である。
- (3) 炉心局所異常の伝播は起こりにくいと考えられるが, かなりの不確かさが存在する。リスクへの寄与はおそらく小さいだろうが, とるに足りないとは言い切れない。

(4) かなりの不確かさはあるが、格納施設により、CDA時の放射性物質放出に伴うリスクをかなり(1~2桁)減少させていると考えられる。

Phase IIについては、事故の起因と工学的安全施設の応答の領域での事象シーケンスの定量化が行われている(NUREG/OR-2681, April 1982)が、それ以外の作業については予算の都合で進展していない模様である。

LMFBR Accident Delineation Study 関連図

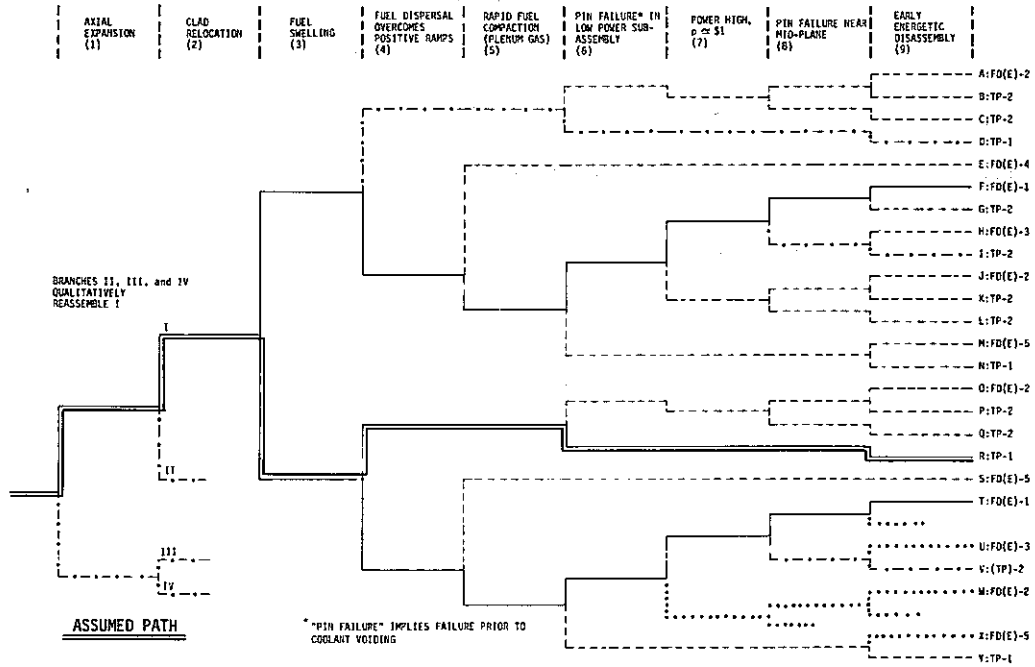


図6-5 Illustrative Sequence Traced Through the ULOF Initiation Phase Event Tree.

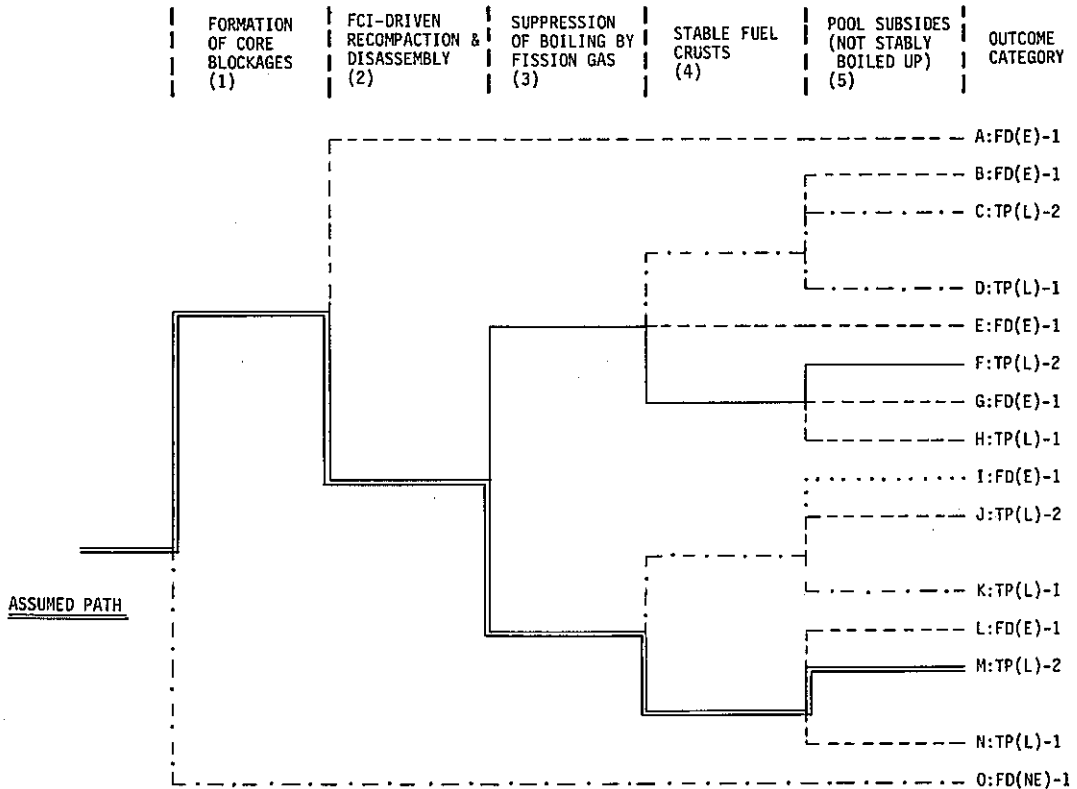
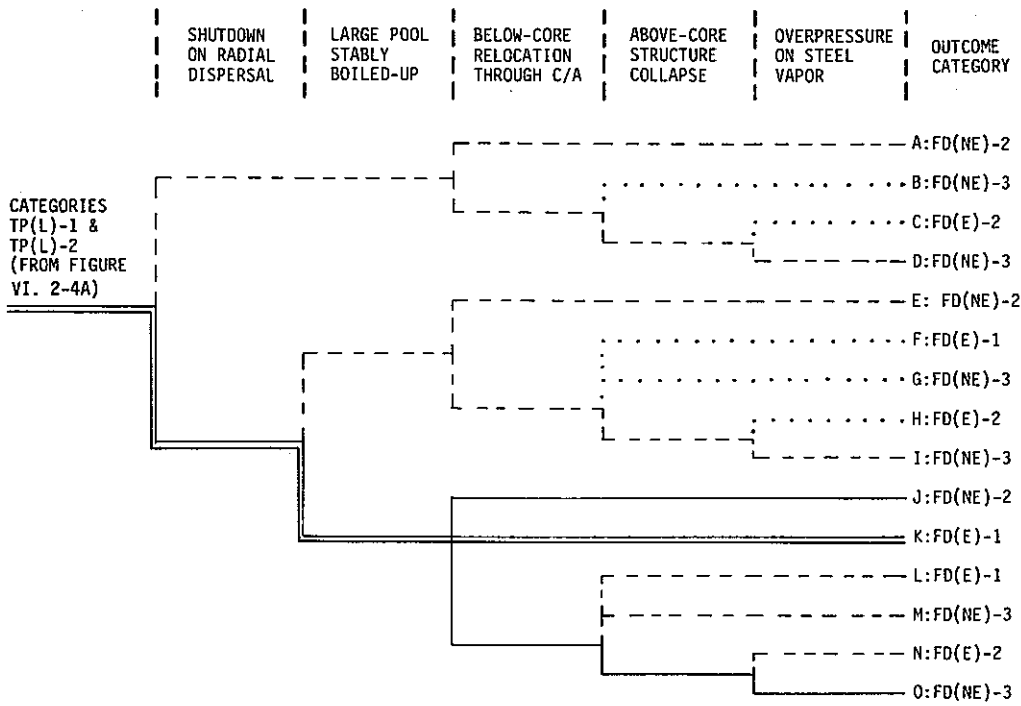
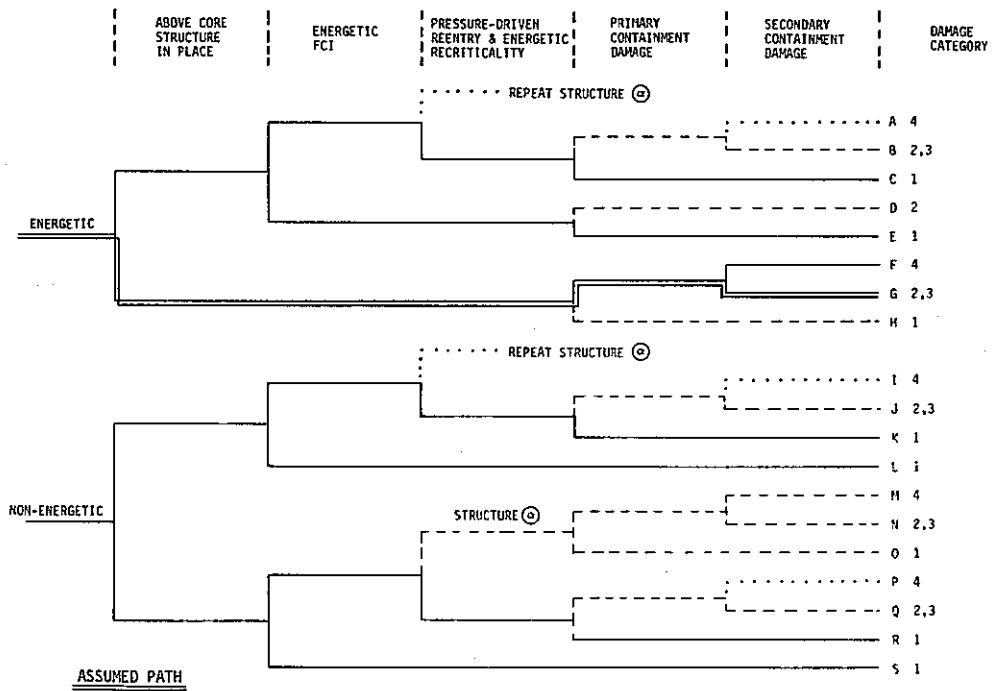


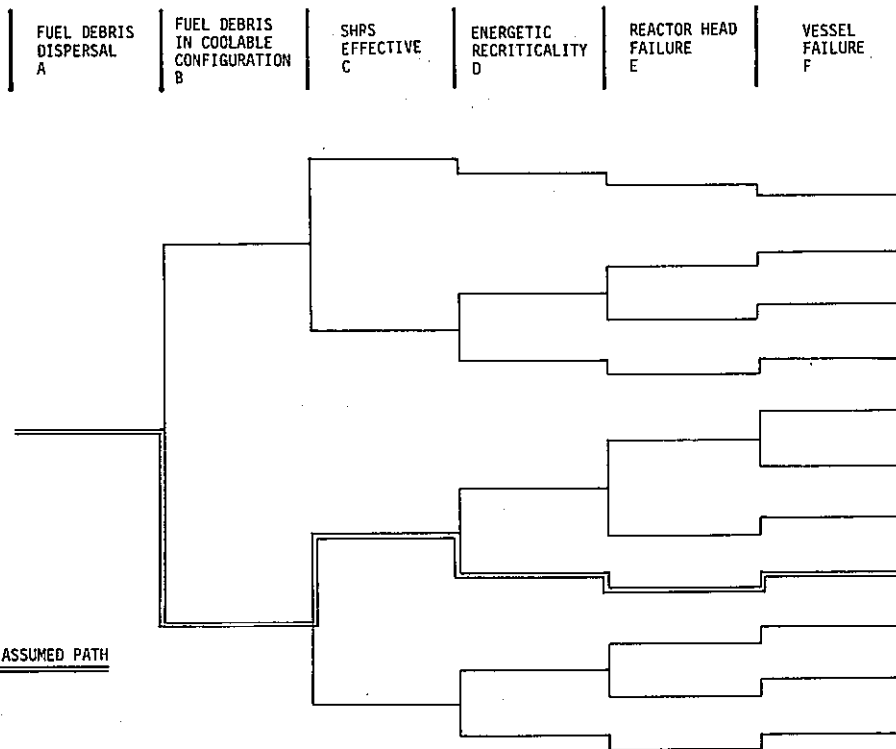
図6-6 ULOF Early Transition Phase, Illustrative Sequence.



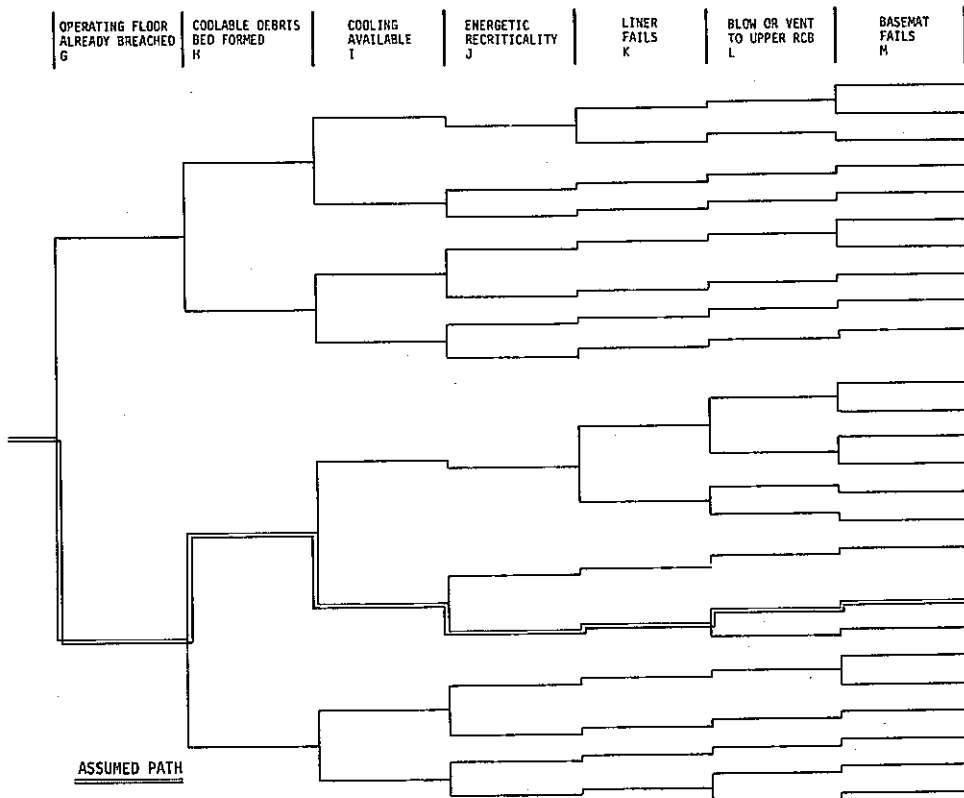
6-7 ULOF Late Transition Phase, Illustrative Sequence.



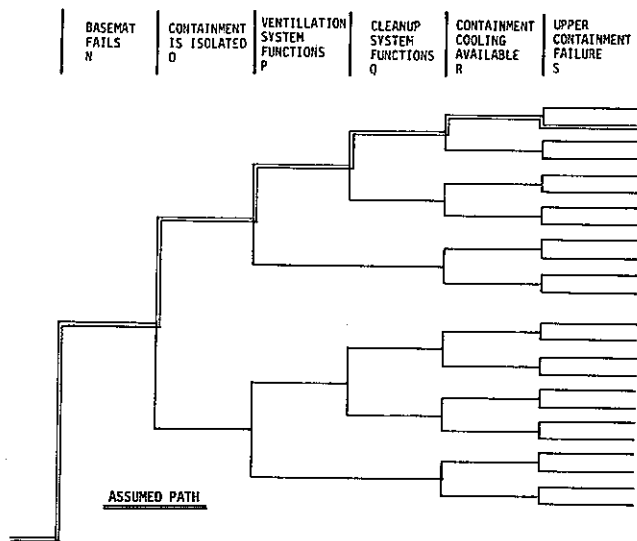
6-8 Fuel Dispersal Phase, Illustrative Sequence.



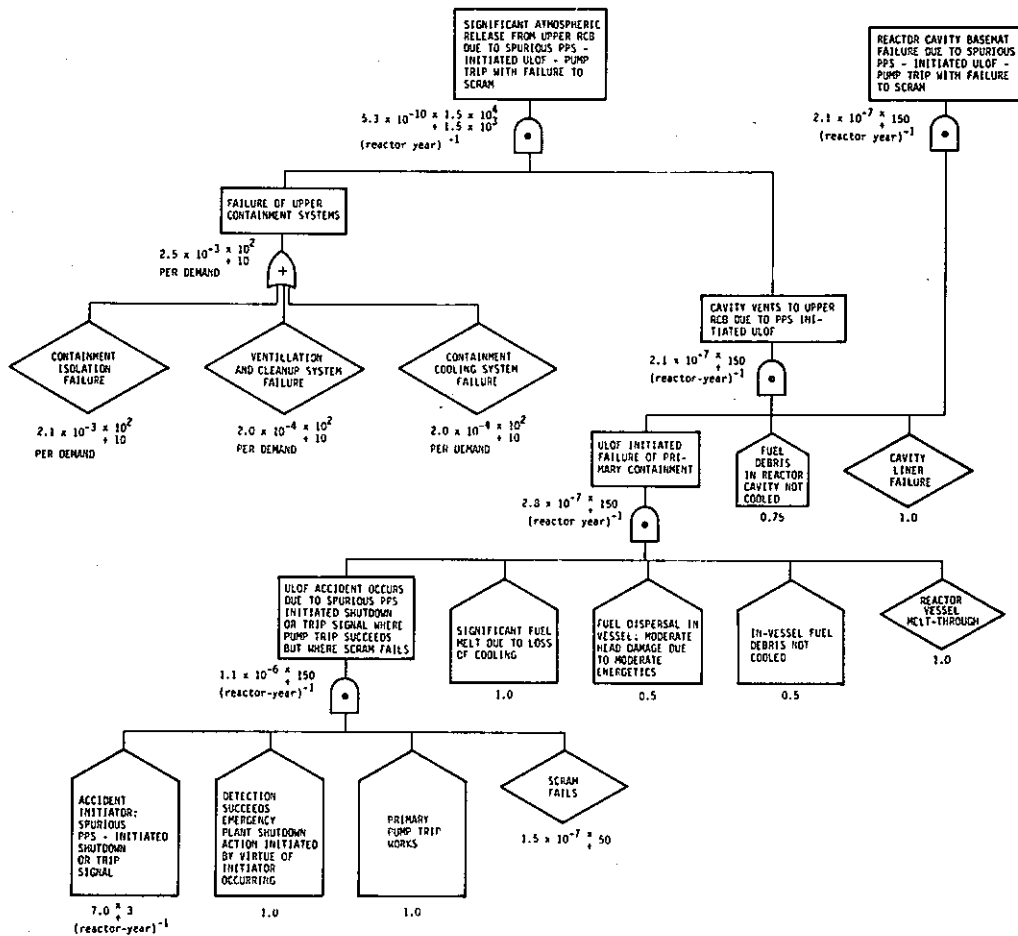
☒ 6-9 Primary Containment Response Tree-Low or Moderate Damage.



☒ 6-10 Reactor Cavity Response Event Tree.



6-11 Upper Containment Response Event Tree.



6-12 Illustrative Accident Sequence Diagram Delineating Major Events and Outcomes: PPS-Initiated ULOF - Pump Trip with Failure to SCRAM.

III. SNR-300 のリスク評価

西独に於いては、近年 Enquete Commission で SNR-300 に対する定量的リスク評価に基づく安全性評価の必要性が提起され、Birkhofer (GRS) を中心として GRS, KfK, SAI により評価作業が実施され 1982 年夏に完了している。(Birkhofer は German Risk Study (LWR) をも担当した。) 評価の結果では、SNR-300 のリスクは LWR のそれと比べて、発生頻度及び被害の程度共に低くなっている。LWR で最悪のリスクを与える事象は 1 次系の破損 (LOCA) に伴う core meltdown (9×10^{-5} /炉・年) だが、このような事象によるリスクは SNR-300 では存在しないとしている。SNR-300 の最悪のリスクを与える事象は loss of flow without scram による炉心の崩壊である。他の事象によるものも含めた炉心崩壊の発生確率は 2×10^{-6} /炉・年である。immediate death は 0 であり、later death についても SNR-300 の方が LWR に比べ 1 桁低い値となっている。特に、注目すべきこととして、炉外燃料貯蔵槽の事故 (4×10^{-5} /炉・年) によるリスクが全体のリスクの 98% を占めている。

一方、KfK, IA 及び SAI により Enquete Commission の要請とは直接関連しない別の研究として、上記のような広範囲のリスク評価ではなく、外部電源喪失もしくは 1 次ポンプトリップを起因とする LOF 型事故の発生を前提とした上で Event Tree を主体とした HCDA に関する評価作業も実施されている。従来の R & D により得られた HCDA の起因事故過程、遷移過程、再臨界、耐衝撃、In-vessel の coolability, 格納施設の応答解析等の現象論的評価結果を基に Event Tree の作成及び災害評価が行われた。

この作業は上記の GRS/KfK/SAI study に比べると起因事象が限定された研究ではあるが対象箇所の評価のグレードはより詳細を極めた構成となっている。

SNR 300 Risk-oriented Analysis 關連圖表

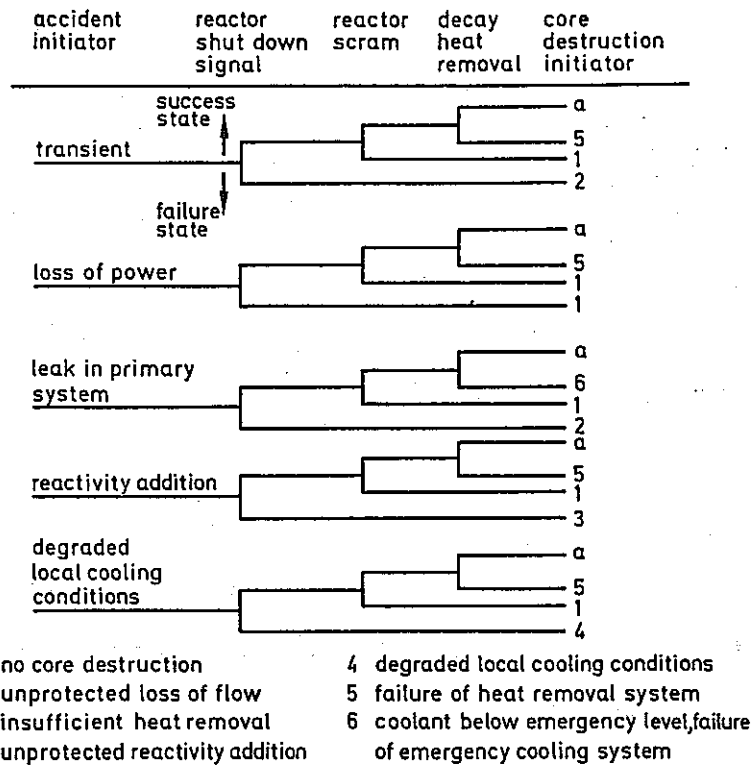


圖6-13 EVENT SEQUENCES FOR ACCIDENT INITIATORS

| group | accident initiator frequency | failed system function conditional probability | | core destruction initiator |
|------------------|--|---|--|----------------------------|
| 1 | transient 12/a | reactor scram system (mechanical) 10^{-7} | | $1.2 \cdot 10^{-6}/a$ |
| 2 | transient 12/a | manual shut down 10^{-1} | reactor shut down signal 10^{-7} | $1.2 \cdot 10^{-7}/a$ |
| 5 | loss of power 0.07/a | decay heat removal system active 10^{-4} | decay heat removal system passive 10^{-2} | $7 \cdot 10^{-8}/a$ |
| | steam generator failure 1/a | decay heat removal system active $1.5 \cdot 10^{-2} \cdot 5 \cdot 10^{-4}$ | decay heat removal system passive 10^{-2} | $8 \cdot 10^{-8}/a$ |
| | general case of decay heat removal 11/a | decay heat removal system active $1.7 \cdot 10^{-3} \cdot 5 \cdot 10^{-4}$ | decay heat removal system passive 10^{-2} | $10^{-7}/a$ |
| sum ₅ | 12/a | | | $3 \cdot 10^{-7}/a$ |

表6-3 EXPECTED FREQUENCIES OF CORE DESTRUCTION INITIATORS

| release category nr. | description | time of main release h | released thermal energy 10^6kJ/h | expected frequency of release per year | released portion of reactivity inventory | |
|----------------------|--|------------------------|--|--|--|----------------------|
| | | | | | noble gases | actinides |
| 1 | core destruction, plug system failure, overpressurization failure of outer containment | 0-1 | 530 | 10^{-8} | 1 | 0.05 |
| 2 | core destruction, mechanical tank failure, damaged core catcher, loss of power | 22-33 | 15 | $2 \cdot 10^{-7}$ | 1 | $5.5 \cdot 10^{-4}$ |
| 3 | core destruction, thermal tank failure, unfiltered exventing | 0-48 | - | $2 \cdot 10^{-8}$ | 1 | $4.1 \cdot 10^{-4}$ |
| 4 | core destruction, thermal tank failure, loss of power, containment isolated | 48-100 | - | $2 \cdot 10^{-7}$ | 1 | $1.8 \cdot 10^{-5}$ |
| 5 | core destruction, thermal tank failure, containment systems functioning | 240-320 | - | $3 \cdot 10^{-7}$ | $2 \cdot 10^{-2}$ | $1.4 \cdot 10^{-11}$ |

表6-4 DEFINITION OF RELEASE CATEGORIES AND EXPECTED FREQUENCIES

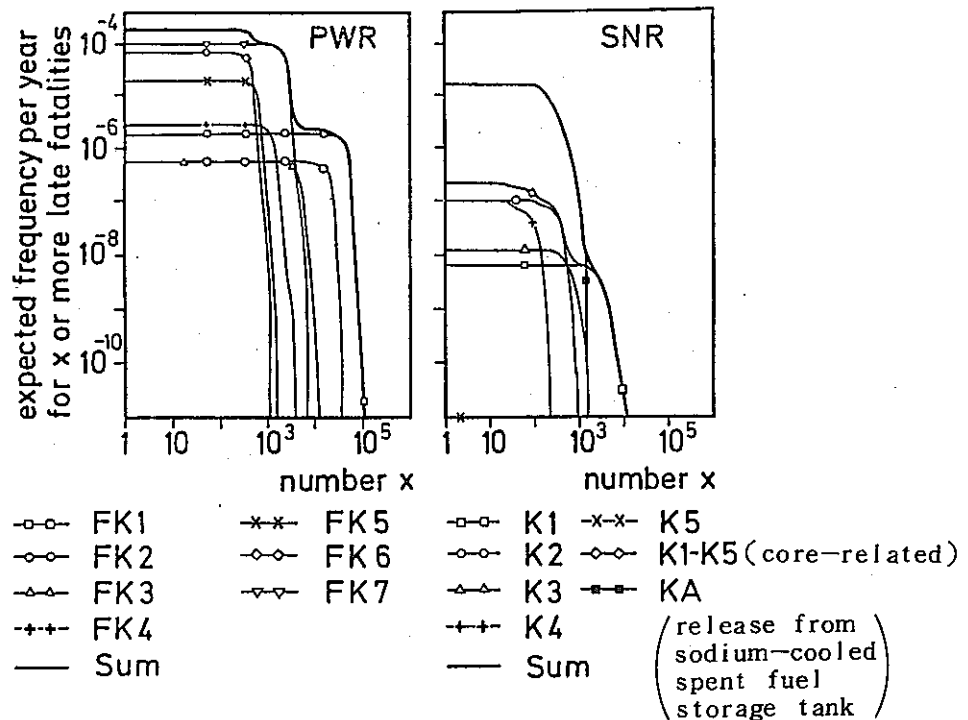


图6-14 COMPLEMENTARY PROBABILITY DISTRIBUTION FOR LATE FATALITIES OF PWR UND SNR