

Jun. 4. 1980

H. Koide

No. 1

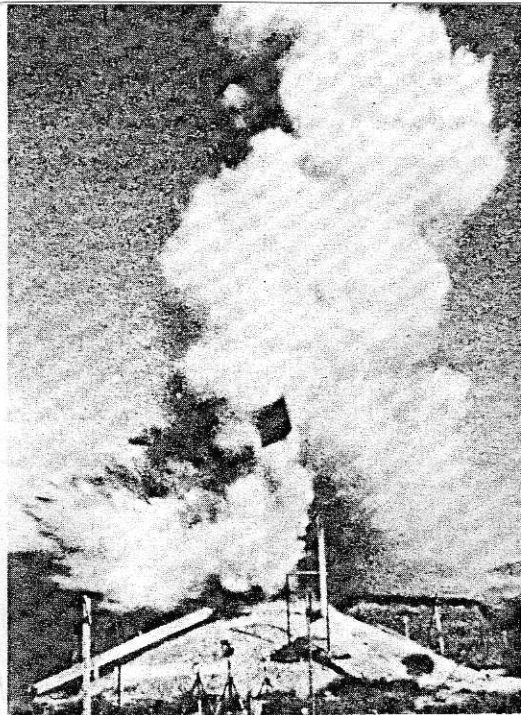
Date

原子力における確率論的安全評価の意味

I. 原子力における確率論的安全評価の登場の歴史と必然性

1. 原子炉の事故

{ 核的事故 暴走事故, 臨界事故 NRX, BORAX-1, SL-1
 { 熱的事故 一次冷却材喪失事故 TMI-2



phot. 1

BORAX (小型 BWR) 炉で発生した爆発事故。

2. 事故が起こった場合に、RIの放出を喰い止められるか？ 工学的安全防護系 (ESF)

動的機器

緊急炉心冷却装置 (ECCS)

格納容器スプレー

静的機器

格納容器

フィルター

3. いろいろな事故を災害評価で考慮するか？

Common Mode Failure 或いは、初期事故の相対による、工学的安全防護系の事故時における作動 (Operability) 或いは有効性 (Functionability) は不確かである。

特に動的機器の場合は然りである。

しかし、格納容器の破壊迄を考慮してしまうと、事故による

被害が“破局的”となることは避けられない。

大事故が起こった場合の被害予測

	WASH-740 (1957)	原子力産 業会議	科学技術庁 (1960)	WASH-740 改訂版 (1964~65)	ラ・ロ (WASH-1400) (1975)
原子炉熱出力 [MW]	500	500		3,200	3,200
急性死者 [人]	3,400	540	0	27,000	3,300 × 4 ^{a)}
急性障害者 [人]	43,000	2,900	0	73,000	45,000 × 4 ^{c)}
晩発性癌死者 [人]	— ^{b)}	—	—	—	45,000 × 3
遺伝的障害者 [人]	—	—	—	—	25,500 × 6
甲状腺癌発生者 [人]	—	—	—	—	240,000 × 3
要観察者 [人]	3,800,000	4,000,000	6,600	—	—
永久立退人口 [人]	460,000	30,000	99,000	—	—
“ 土地面積 [km ²]	2,000	—	—	—	750
農業制限(除染)面積等 [km ²]	390,000	35,000	150,000	7,100,000	8,300
財産損害 [兆円] ^{d)}	2.1 ^{d)}	1	3.7	5.1 ^{d)}	4.2 × 2 ^{d)}
当時の日本の国家予算 [兆円]	~1.2	1.7		3.7	21

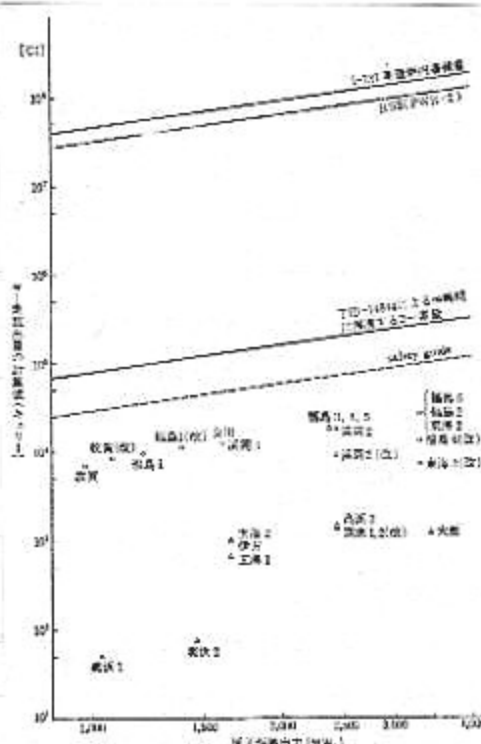
Table.1

- a) ×で示したものは不確かさの上限を表す。
 b) —で示したものは評価値が与えられていない。
 c) この数は呼吸器障害のみで、この他に、一時的不妊など50万~70万 (×4) の障害が発生すると予測される。
 d) この中には、人の被害を補償する費用は含まれていない。
 e) 一律、300円/U. S. ドルで換算した。

○ 従って、立地審査における災害評価は、格納容器の破壊は考慮できず、原子炉の運転初期から、格納容器だけは常に健全であると仮定される。

例. U.C.A. 立地基準 10 CFR Part 100 TID-14844 (1962)

Safety Guide (1970~)



○ 日本の安全審査では、の仮定格納容器の健全性が前提で、被害が及ぶとすると、更に、種々の動的機器、静的機器の有効性を~~と~~仮定し、事故時における、環境への放射能放出量を引下げている。

Fig.1

冷却材喪失事故時(圧力事故)の一回放射能放出量の計算値
 (改) 原子炉設置を要する中においての計算値
 △: PWR □: BWR

4. 原子炉事故における崩壊熱の重要性

ANS (米国原子力学会) の式

無限時間原子炉運転後の崩壊熱は、Shure の式により、次の関係式で求められる。

$$\frac{P_d}{P_0}(\infty, t_s) = A t_s^{-a}$$

ここで、

P_d : 崩壊熱 (MW)

P_0 : 原子炉熱出力 (MW)

t_s : 原子炉停止後時間 (秒)

A および a は以下のような値である。

時間間隔 (秒)	A	a
$10^{-1} \leq t_s \leq 10^1$	0.0603	0.0639
$10^1 \leq t_s \leq 1.5 \times 10^2$	0.0768	0.181
$1.5 \times 10^2 \leq t_s \leq 4 \times 10^3$	0.130	0.283
$4 \times 10^3 \leq t_s \leq 2 \times 10^4$	0.265	0.335

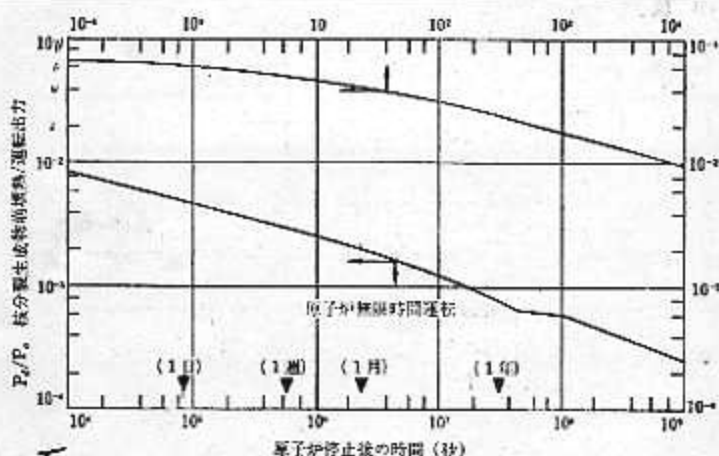


Fig. 2

核分裂生成物の崩壊熱曲線

Wigner-Way の式

核分裂生成物の崩壊に伴う崩壊熱の簡略式の一つとして、Wigner-Way の式があり、次式で与えられる。

$$P_d = 0.0622 P_0 (T^{-0.2} - (T + T_1)^{-0.2})$$

ここで、

P_d : 崩壊熱 (MW)

P_0 : 原子炉熱出力 (MW)

T_1 : 原子炉運転時間 (秒)

T : 原子炉停止後時間 (秒)

である。

- 核分裂反応が停止した時、炉停止直後には、崩壊熱が炉出力の約 7% も存在する。

1000 kW の原発 (3300 MWt) → 230 MW

KUR (5 MWt) → 0.35 MW

HFR (30 MWt) → 2.1 MW

5. 原子炉の大型化に伴う崩壊熱の巨大化と重要性

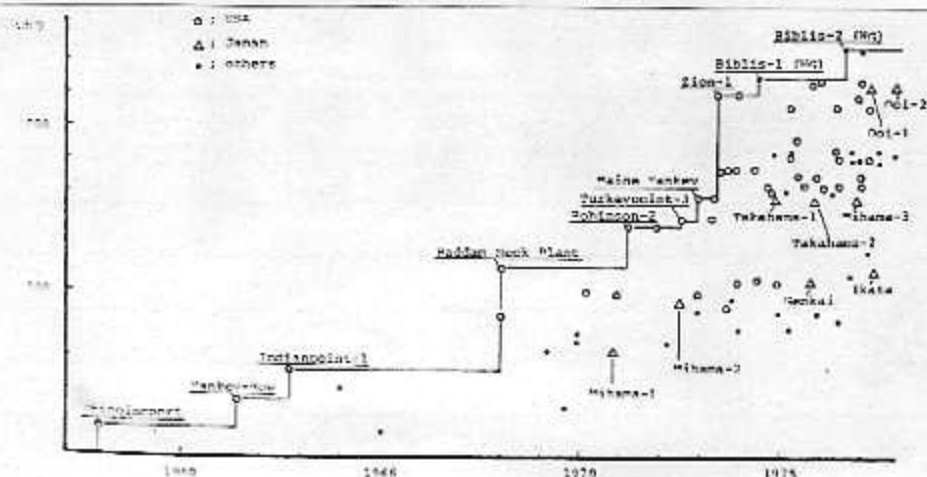


Fig. 3

PWR型発電所大型化の推移
(1975年以降のものは予定)

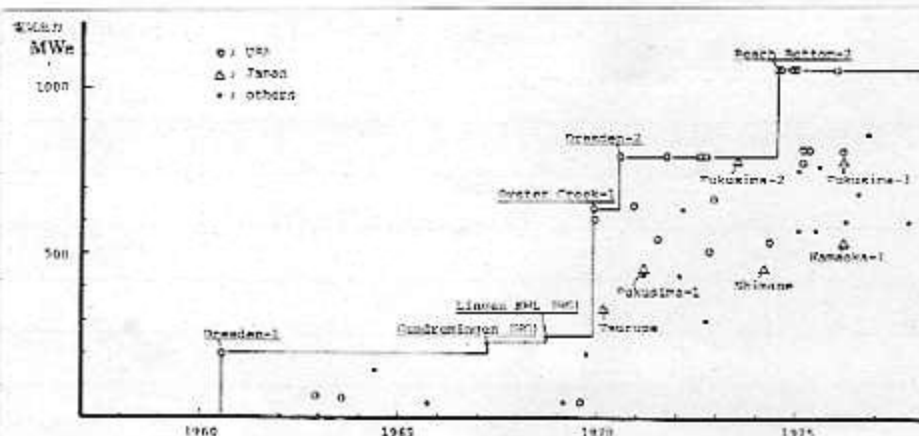


Fig. 4

BWR型発電所大型化の推移
(1975年以降のものは予定)

- 発電炉は 1960年代後半から急速に大型化された。
大型化に伴う崩壊熱の巨大化により、冷却炉心溶融が
生じれば、格納容器の健全性すら保たない可能
性がでてきた。

Argon Report (TID-24226, Jan. 1968)

Lawson Report (ORNL-NSIC-24 Oct. 1968)

- 従って「動的機器の効果は期待しないが、静的機器、特に
格納容器の効果は期待する」という従来の災害評価
の立場は根拠を失い、今や「動的機器がダメなら
静的機器もダメ」という状態になった。

- 。 "破局的" な被害を避けるためには、炉心溶融自体を防止しなければならない。 そのためには、ECCSの有効性が実証されなければならない。

Semiscale Blowdown 実験の開始

LOFT (Loss Of Fluid Test) 計画の変更

- 6
- 。 従来の災害評価 設計基準事故 (Design Basis Accident) 方式の根拠の崩壊と、安全審査の非科学化
日本の立地指針 } 重大事故
 } 仮想事故

5. 2 仮想事故

仮想事故としても、重大事故と同様、二つの事故の場合を想定する。

(1) 冷却材喪失事故

重大事故の場合と同じ事故について、炉心スプレイの効果を見逃し、炉心内の全燃料が溶融したと仮想する。この場合、炉心内にあるジルコニウムの約1%が水と反応したとすると、相当量の水素が発生するが、ドライウエルには不活性ガスが充填されているので、発生水素の燃焼は防げる。事故後のドライウエルの最高圧力は設計圧力より低いが、原子炉建屋への核分裂生成物の漏洩時間は長く続く。

重大事故の場合と同様に、線量を計算する。ただし次の仮定は、重大事故の場合と異なっている。

- ① 炉心の100%溶融により、内蔵されている核分裂生成物中の沃素の50%、希ガスの100%がドライウエル内に放出される。

敦賀原発 (日本最初のBWR)

安全審査報告書 (1966.3.14)

5. 2 仮想事故

仮想事故としては、重大事故と同じ事故について安全注入系の効果を無視して炉心内の全燃料が溶融したと仮想する。また、原子炉格納容器空気再循環設備の効果は、重大事故の半分と仮定する。

この場合、炉心内のジルコニウムの多量が水と反応するが、原子炉格納容器内の最高圧力は、重大事故の場合とほぼ同じである。線量を重大事故の場合と同様に仮定して、計算する。ただし、次の仮定は重大事故の場合と異なっている。

- ① 炉心の100%溶融により、内蔵されている核分裂生成物のうち、希ガス100%、ヨウ素50%、固体核分裂生成物1%相当分が原子炉格納容器内に放出される。

美波一号炉 (日本最初のPWR)

安全審査報告書 (1966.11.16)

..... それでも格納容器は健全.

ECCSの効果は期待せず、全炉心内燃料の溶融を仮定することにも拘らず、それでも格納容器は健全であると仮定することの矛盾

災害評価が仮定されている仮想事故は、科学を離れて文字通り "仮想" 事故 になっている。

7. 設計基準事故以上の事故を想定不相当事故として無視することの根拠はあるか？

- 事故は人智を越えて発生するものである以上、あらゆる事故は起るうる。
- どういう事故を安全評価で考慮し、どういう事故は考慮しないか？
この点についての基準は存在せず、安全審査を行う一部の専門家の莫然とした判断にゆだねられて来た。
- 科学的、合理的根拠のない基準が無意味であることは当然であるが、その基準すら存在しないまま、原子炉の安全性が、一部の専門家の莫然とした判断にゆだねられていくことは著しく不当である。
→ 世界的な原発反対運動の高揚
ECCS論争等、原発の存在に関する問題における論争の自然化。

8. "想定不相当"事故の根拠は、「"実質的"にそれが発生しない」ことを証明する以外に道がない。

- 従来の立地基準
 - { DBA方式 (U.S.A. 日本)
 - { 確率論方式 (U.K.)
- DBA方式は根拠が崩壊し、確率論方式は物理現象把握や Data Base の不十分さのためにその根拠が脆弱であった。
- ~300 炉年の発電炉の経験蓄積と、コンピュータ技術の進歩を用いて、確率論的に「"想定不相当"事故は"実質的"にそれが発生しない」ことを証明する試み → 確率論的安全評価
- USAEC に F の Reactor Safety Study (略称 RSS, WASH-1400, Rasmussen Report etc) の着手

II. 原子炉安全性研究

1. はじめに (一般的な理解の工夫)

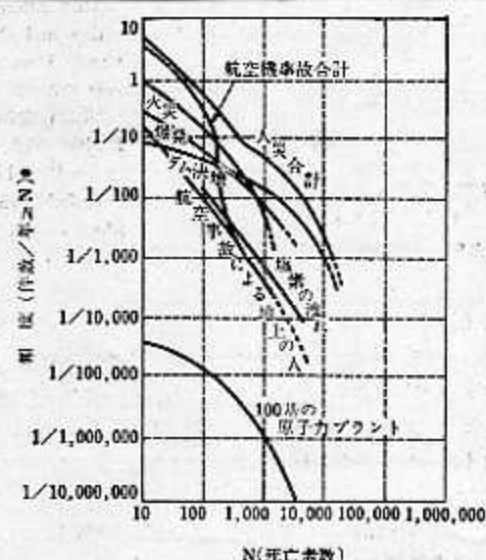


Fig. 5

人災による死亡の頻度

- 注) 1. 自動車事故の死者は、データが利用できないので示されていない。自動車事故による死者は、一年につき約50,000人である。
2. 原子炉事故の評価の不確定さは、大きさについては1/4, 4倍、確率については1/5, 5倍と評価されている。
3. 自然災害および人災については、記録された最大の災害の大きさを与える確率の不確定さは、1/20, 5倍と評価される。災害の大きさが小さければ不確定さも減少する。

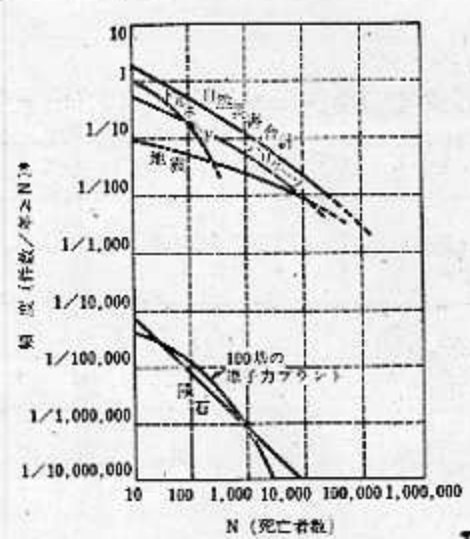


Fig. 6

自然災害による死亡の頻度

- 注) 1. 自然災害および人災については、記録された最大の災害の大きさを与える確率の不確定さは1/20, 5倍と評価されている。大きさが小さければ、不確定さも減少する。
2. 原子炉事故の不確定さは大きさについては、1/4, 4倍であり、確率については、1/5, 5倍と評価されている。

出典: WASH-1400

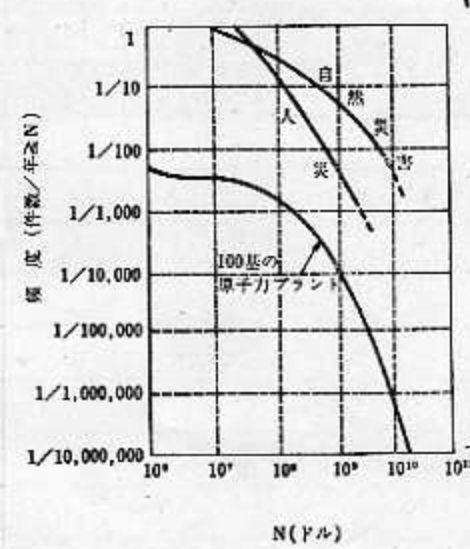


Fig. 7

自然災害および人災による財産上の被害の頻度

- 注) 1. 自動車事故による財産上の被害は、確率の小さい事象に対してデータが得られないので含まれていない。自動車事故による被害は、毎年約150億ドルである。
2. 原子炉事故の不確定さは大きさについては1/5, 2倍であり、確率については1/5, 5倍と評価されている。
3. 自然災害および人災については、記録された最大の災害の大きさを与える確率の不確定さは、1/20, 5倍と評価されている。大きさが小さければ不確定さは減少する。

出典: WASH-1400

(9) 非専門家において原子炉の安全性を理解するための比較的わかりやすい他の説明手法としては、そのリスク(潜在的危険性)を確率的な手法により数値をもって示す方法がある。この点でどうしても残れなければならないのは、ラスムッセン報告についてであるが、この報告は、原子炉のリスク(事故の起こる確率とそれによって生ずる被害の大きさとの積として理解される)がどの程度になるかを、他の人為的危険又は自然災害と比較したものである。これは当時のアメリカ原子力委員会(AEC)によって、マサチューセッツ工科大学(MIT)のラスムッセン教授(N. C. Rasmussen)の指導の下に、約三年の歳月と約四〇〇万ドルの経費を費やして、多くの科学者・技術者を動員して行われた研究の成果である。そして、このラスムッセン報

告は、原子炉の安全性を確率的な手法によって示した本格的な研究としては唯一のものであり、現在極めて高い評価と権威が与えられている。この報告によると、一個人が一年間に原子炉事故に遭遇して死亡するリスクは、原子炉一〇〇基をひとまとめとしても五〇億分の一であり、同一の想定につき自動車事故が四〇〇〇〇分の一、火災が二万五〇〇〇分の一のリスクを有するのに比して、はるかに小さい。これを炉心溶融事故を想定して別の形で表現すれば、原子炉一〇〇基をひとまとめとして考えても、一度に一〇人以上の死亡を伴う事故発生確率は三万年に一回であり、一〇〇〇人以上の死亡を含む事故の発生については、一〇〇〇万年に一回である。この値は、一個の原子炉がアメリカ合衆国の人口集中部に落下して一度に一〇〇〇人を死亡させる確率と一致している。

ところで、右に述べた原子炉の安全性を確率的な手法によって示す方法には誤解を招きやすい点がある。それは、右にいう確率をもって、想定された事故が発生する時間的ひん度を示すものとして誤って受け取られるおそれはないことである。しかし、右にいう確率は、「全く」が当たる確率」などという場合の確率とは意味が全く異なる。例えば、想定された事故の発生する確率が一〇〇万年に一回であるという意味は、当たりくじが一〇〇万本に一本あるというのと全く異なり、当該事故の発生するリスク、すなわち、あくまでも潜在的でない、潜在的な危険性の程度を数値をもって示したものにすぎない。換言すれば、その数値は、原子炉の有するリスクの程度を説明する一つの手段、いわば「方便」といってよいものである。したがって、一〇〇万年に一回起こり得るとされている「事故」といっても、これは純粋に頭の中だけで、すなわち観念的に想定されたものであって、右程度の発生確率を有するにすぎない「事故」というものは、現実には起こり得ないといって何ら差し支えないのである。

2. 概要

- 1972年初頭から、研究着手の計画、人選。
Norman. C. Rasmussen. (MIT. Nuclear Engineering Dep.)
- 1972年8月、研究開始
- 1974年8月 Draft Report
- 1975年10月 Final Report.

- Executive Summary 12頁
- Main Report 280頁
- Appendix 約 2200頁

APPENDIX I Accident Definition and Use of Event Trees
 APPENDIX II Fault Trees
 APPENDIX III Failure Data
 APPENDIX IV Common Mode Failures
 APPENDIX V Quantitative Results of Accident Sequences
 APPENDIX VI Calculation of Reactor Accident Consequences
 APPENDIX VII Release of Radioactivity in Reactor Accidents
 APPENDIX VIII Physical Processes in Reactor Meltdown Accidents
 APPENDIX IX Safety Design Rationale for Nuclear Power Plants
 APPENDIX X Design Adequacy
 APPENDIX XI Analysis of Comments on the Draft WASH-1400 Report

- 合計 400万円の費用。

3. 内容の概説

- 全体的な研究作業の構成

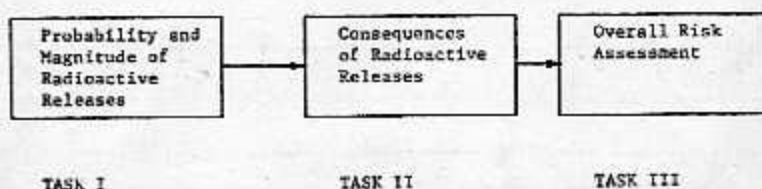


Fig. 8 Major Tasks of Study

• TASK I, TASK II の作業の流れ.

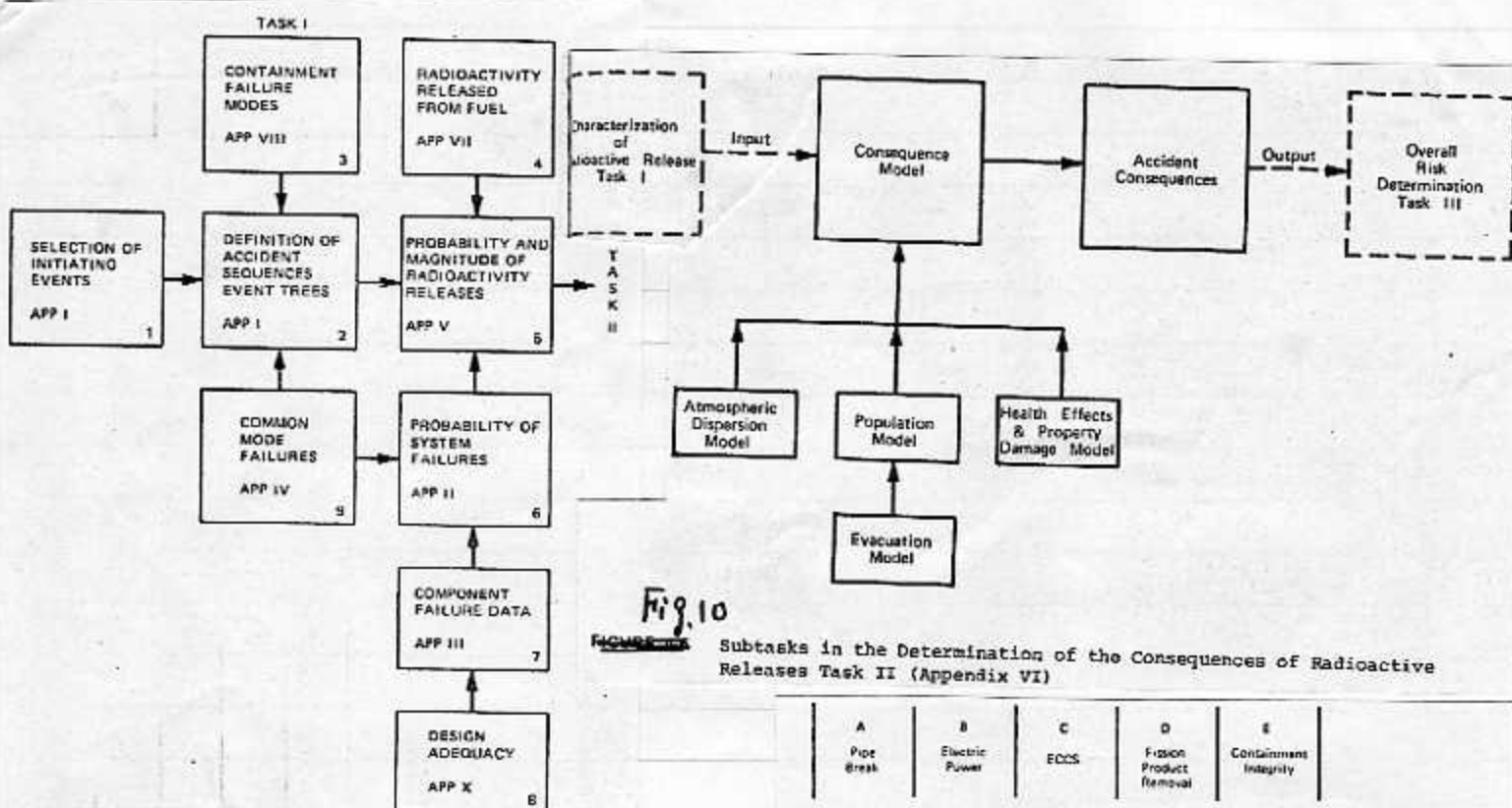


Fig. 10
FIGURE 10

Subtasks in the Determination of the Consequences of Radioactive Releases Task II (Appendix VI)

Fig. 9
FIGURE 9

Subtasks in the Quantification of Radioactive Releases

Fault Tree → Event Tree →

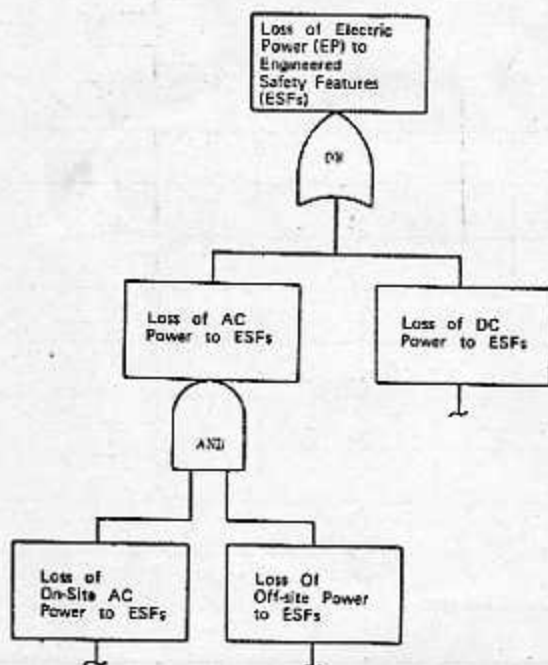
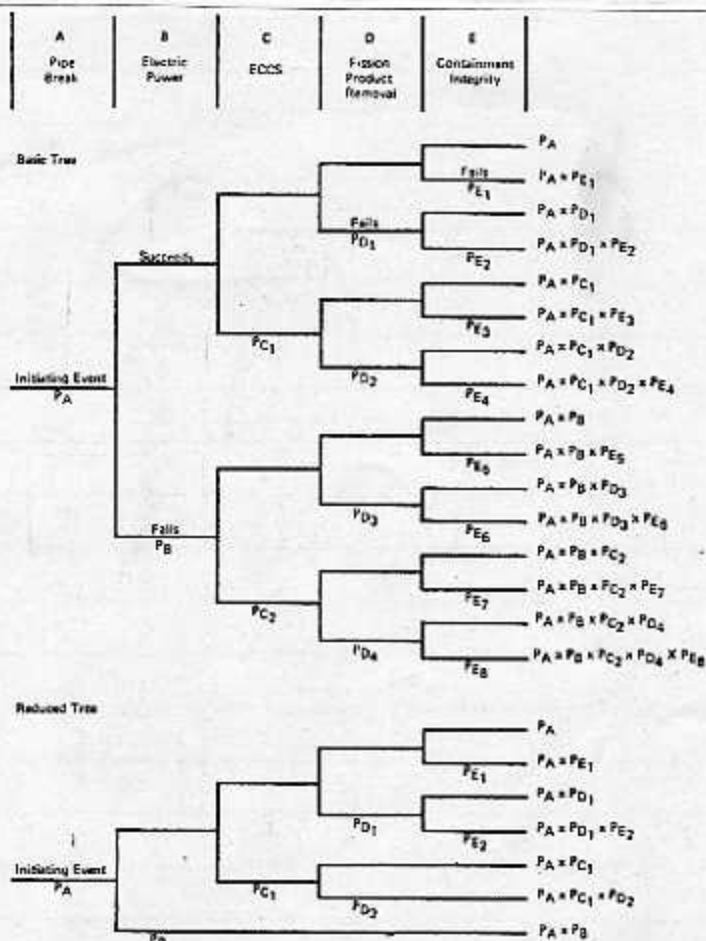


Fig. 12
FIGURE 12

Illustration of Fault Tree Development



Note: Since the probability of failure, P, is generally less than 0.1, the probability of success (1-P) is always close to 1. Thus, the probability associated with the upper (success) branches in the tree is assumed to be 1.

Fig. 11

。事故の類型化と発生確率の評価

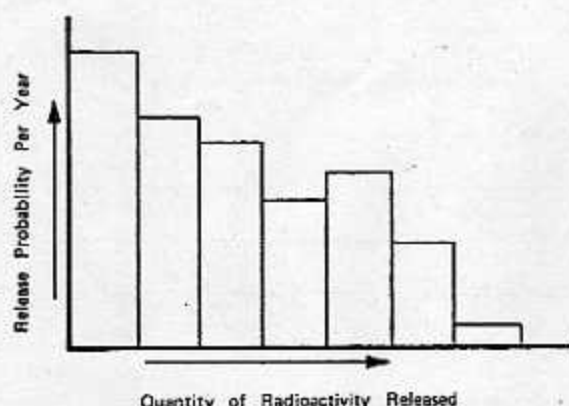


Fig. 13

Illustrative Release Probability Versus Release Magnitude Histogram

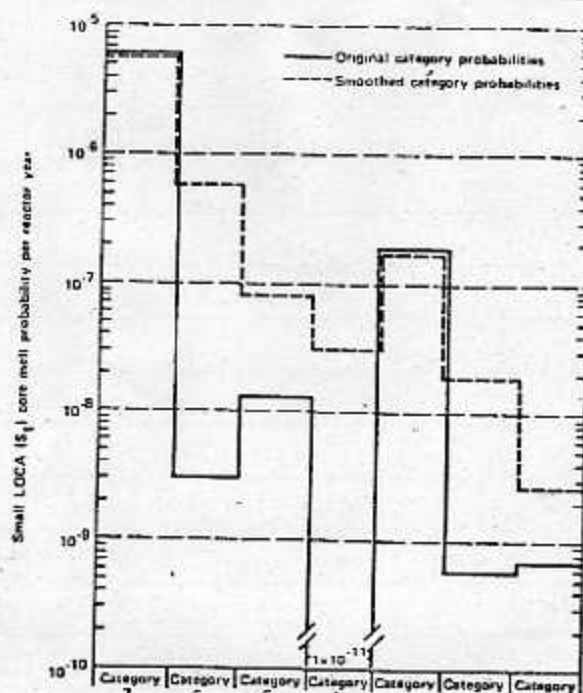


Fig. 14

Application of Probability Smoothing

Table 2

SUMMARY OF ACCIDENTS INVOLVING CORE

PROBABILITY per Reactor-Yr	TIME OF RELEASE (Hr)	DURATION OF RELEASE (Hr)	WARNING TIME FOR EVACUATION (Hr)	ELEVATION OF RELEASE (Meters)	CONTAINMENT ENERGY RELEASE (10^6 Btu/Hr)	FRACTION OF CORE INVENTORY RELEASED (a)							
						Xe-Kr	Org. I	I	Cs-Rb	Te-Sb	Ba-Sr	Ru (b)	La (c)
1 9×10^{-7}	2.5	0.5	1.0	25	520 (d)	0.9	6×10^{-3}	0.7	0.4	0.4	0.05	0.4	3×10^{-3}
2 8×10^{-6}	2.5	0.5	1.0	0	170	0.9	7×10^{-3}	0.7	0.5	0.3	0.06	0.02	4×10^{-3}
3 4×10^{-6}	5.0	1.5	2.0	0	6	0.8	6×10^{-3}	0.2	0.2	0.3	0.02	0.03	3×10^{-3}
4 5×10^{-7}	2.0	3.0	2.0	0	1	0.6	2×10^{-3}	0.09	0.04	0.03	5×10^{-3}	3×10^{-3}	4×10^{-4}
5 7×10^{-7}	2.0	4.0	1.0	0	0.3	0.3	2×10^{-3}	0.03	9×10^{-3}	5×10^{-3}	1×10^{-3}	6×10^{-4}	7×10^{-5}
6 6×10^{-6}	12.0	10.0	1.0	0	N/A	0.3	2×10^{-3}	8×10^{-4}	8×10^{-4}	1×10^{-3}	9×10^{-5}	7×10^{-5}	1×10^{-5}
7 4×10^{-5}	10.0	10.0	1.0	0	N/A	6×10^{-3}	2×10^{-5}	2×10^{-5}	1×10^{-5}	2×10^{-5}	1×10^{-6}	1×10^{-6}	2×10^{-7}
8 4×10^{-5}	0.5	0.5	N/A	0	N/A	2×10^{-3}	5×10^{-6}	1×10^{-4}	5×10^{-4}	1×10^{-6}	1×10^{-8}	0	0
9 4×10^{-4}	0.5	0.5	N/A	0	N/A	3×10^{-6}	7×10^{-9}	1×10^{-7}	6×10^{-7}	1×10^{-9}	1×10^{-11}	0	0
10 1×10^{-6}	2.0	2.0	1.5	25	130	1.0	7×10^{-3}	0.40	0.40	0.70	0.05	0.5	5×10^{-3}
11 6×10^{-6}	30.0	3.0	2.0	0	30	1.0	7×10^{-3}	0.90	0.50	0.30	0.10	0.03	4×10^{-3}
12 2×10^{-5}	30.0	3.0	2.0	25	20	1.0	7×10^{-3}	0.10	0.10	0.30	0.01	0.02	3×10^{-3}
13 2×10^{-6}	5.0	2.0	2.0	25	N/A	0.6	7×10^{-4}	8×10^{-4}	5×10^{-3}	4×10^{-3}	6×10^{-4}	6×10^{-4}	1×10^{-4}
14 1×10^{-4}	3.5	5.0	N/A	150	N/A	5×10^{-4}	2×10^{-9}	6×10^{-11}	4×10^{-9}	8×10^{-12}	8×10^{-14}	0	0

Discussion of the isotopes used in the study is found in Appendix VI. Background on the isotope groups and release mechanisms is found in Appendix VII.

Includes Mo, Rh, Tc, Co.

Includes Nd, Y, Co, Pr, La, Nb, Am, Cm, Pu, Np, Zr.

Lower energy release rate than this value applies to part of the period over which the radioactivity is being released. Effect of lower energy release rates on consequences is found in Appendix VI.

Table 3

PNR DOMINANT ACCIDENT SEQUENCES VS. RELEASE CATEGORIES

Accident Category	Small LOCA					Large LOCA					Steam Generator Failure					Loss of Offsite Power				
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20
Small LOCA	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴
Large LOCA	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴
Steam Generator Failure	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴
Loss of Offsite Power	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴
Small LOCA	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴
Large LOCA	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴
Steam Generator Failure	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴
Loss of Offsite Power	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴

Notes: The probabilities for each release category for each area type and the E for all accident sequences are the median values of the dominant accident sequences sampled by Monte Carlo simulation plus a 10% contribution from the adjacent release category probability (see Section 6.1).

KEY TO TABLE 3 ON FOLLOWING PAGE

3

KEY TO PNR ACCIDENT SEQUENCE SYMBOLS

- A-Intermediate to large LOCA.
- B-Failure of electric power to ESFs.
- B'-Failure to recover either onsite or offsite electric power within about 1 to 3 hours following an initiating transient which is a loss of offsite AC power.
- C-Failure of the containment spray injection system.
- D-Failure of the emergency core cooling injection system.
- E-Failure of the containment spray recirculation system.
- G-Failure of the containment heat removal system.
- H-Failure of the emergency core cooling recirculation system.
- K-Failure of the reactor protection system.
- L-Failure of the secondary system steam relief valves and the auxiliary feedwater system.
- M-Failure of the secondary system steam relief valves and the power conversion system.
- Q-Failure of the primary system safety relief valves to reclose after opening.
- R-Reactive rupture of the reactor vessel.
- S₁-A small LOCA with an equivalent diameter of about 2 to 6 inches.
- S₂-A small LOCA with an equivalent diameter of about 1/2 to 2 inches.
- T-Transient event.
- V-Valve check valve failure.
- Q-Containment rupture due to a reactor vessel steam explosion.
- B-Containment failure resulting from inadequate isolation of containment openings and penetrations.
- Y-Containment failure due to hydrogen burning.
- Q-Containment failure due to overpressure.
- E-Containment vessel melt-through.

KEY TO TABLE 3

3

4. 結果。最終的な結果

しかし、これ以外に多くの被害が隠されている

TABLE 4 CONSEQUENCES OF REACTOR ACCIDENTS FOR VARIOUS PROBABILITIES FOR 100 REACTORS

Chance Per Year	Consequences					
	Early Fatalities	Early Illness	Total Property Damage \$10 ⁶	Total Decontamination Area - Square Miles	Relocation Area - Square Miles	
One in 200 (a)	<1.0	<1.0	<0.1	<0.1	<0.1	
One in 10,000	<1.0	300	0.9	2000	130	240
One in 100,000	110	300	3	3200	250	170
One in 1,000,000	900	14000	8	-	290	750
One in 10,000,000	3300	45000	14	-	-	-

(a) This is the predicted chance per year of core melt considering 100 reactors.

TABLE 5 CONSEQUENCES OF REACTOR ACCIDENTS FOR VARIOUS PROBABILITIES FOR 100 REACTORS

Chance Per Year	Consequences		
	Latent Cancer Fatalities (per year)	Thyroid Nodules (b) (per year)	Genetic Effects (b) (per year)
One in 200 (a)	<1.0	<1.0	<1.0
One in 10,000	170	1400	25
One in 100,000	460	3500	50
One in 1,000,000	860	5000	100
One in 10,000,000	1500	8000	170
Normal Incidence	17,000	8000	8000

(a) This is the predicted chance per year of core melt considering 100 reactors.

(b) This rate will occur approximately in the 10 to 40 year period after a potential accident.

Table. 6

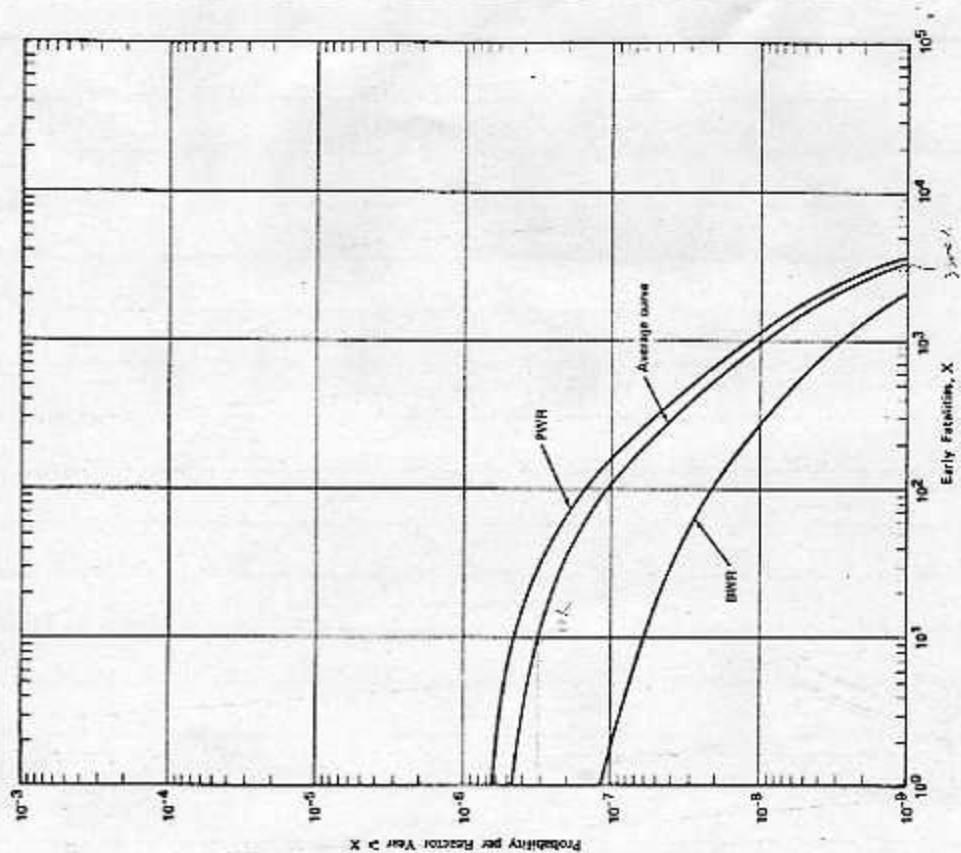
Table 6 P=10⁻⁵/reactor-year の事故時に予想される急性障害者

症状	発生数 (人)
呼吸器障害	45,000
甲状腺機能低下症	240,000
男性の一時的不妊	350,000
女性の長期的 (大部分) あるいは永久的月経抑制 (不妊)	40,000~100,000
重度の嘔吐感	10,000~100,000

Table. 7

Table 7 「財産損害」に関して考慮された被害

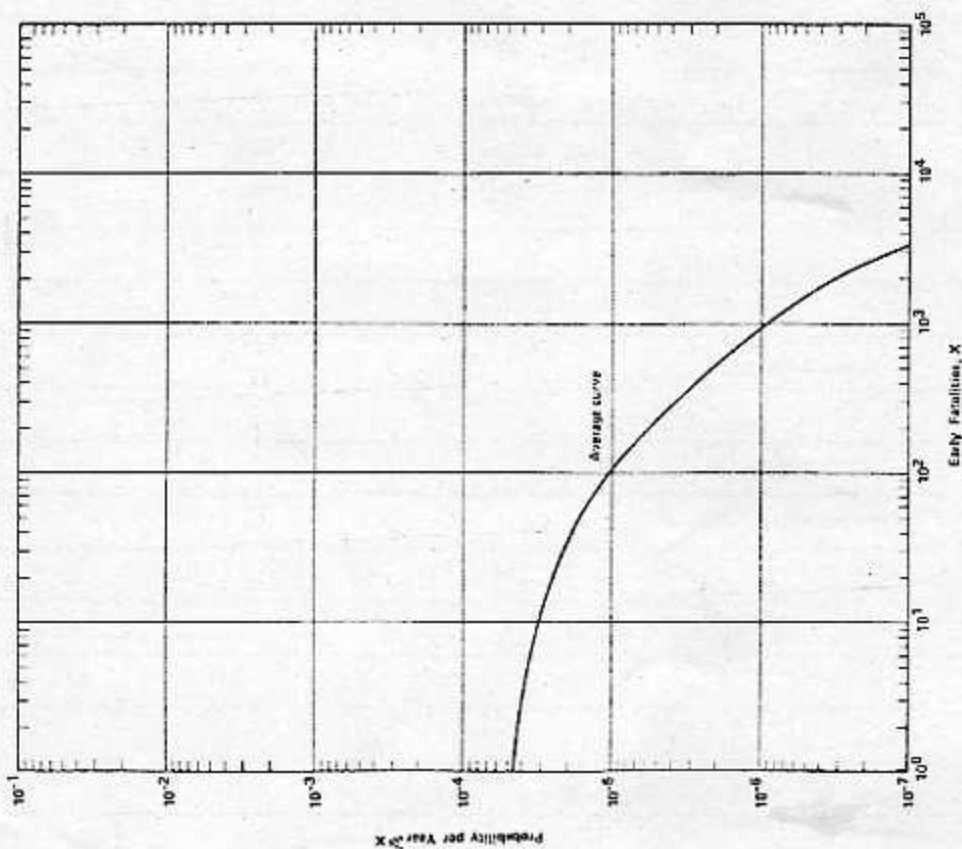
- (1) 避難に要する費用
- (2) 一時立退きに要する費用
- (3) 土地の除染費用
- (4) 除染費が高すぎるため放棄する土地や財産の費用
- (5) 農産物廃棄の費用



Note: Approximate uncertainties are estimated to be represented by factors of 1/4 and 4 on consequence magnitudes and by factors of 1/5 and 5 on probabilities.

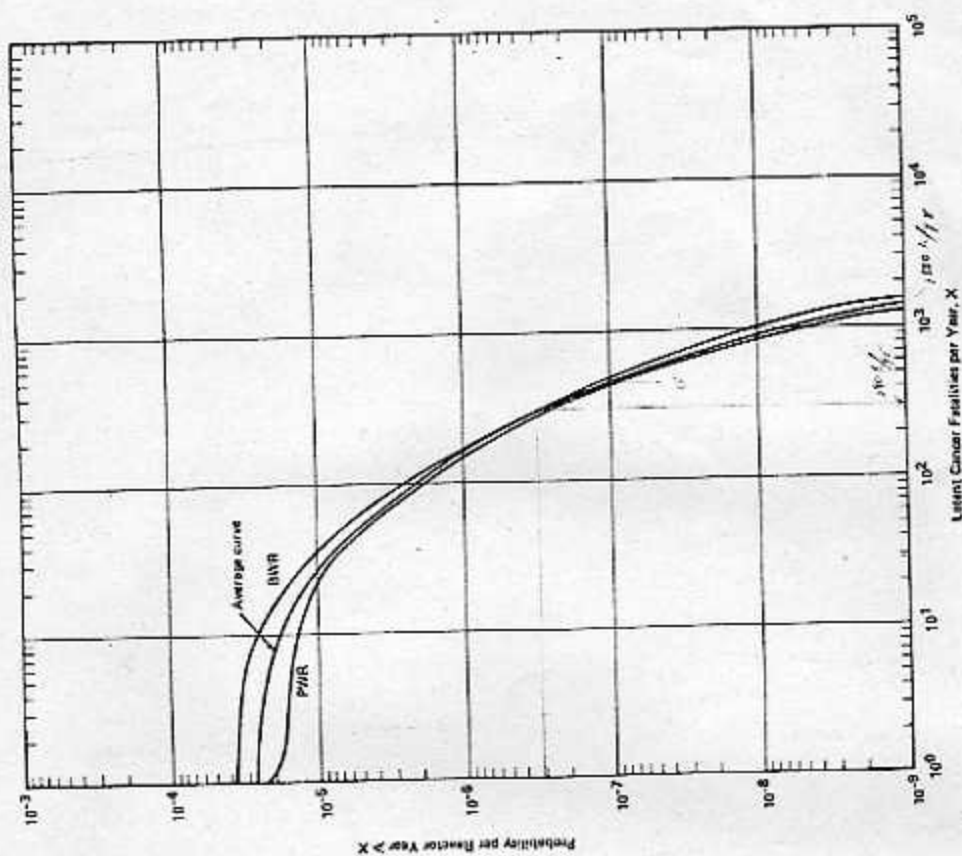
FIGURE 15 Probability Distribution for Early Fatalities Per Reactor Year

PWRの基数 = $2 \times \text{BWRの基数}$
 212 平均



Note: Approximate uncertainties are estimated to be represented by factors of 1/4 and 4 on consequence magnitudes and by factors of 1/5 and 5 on probabilities.

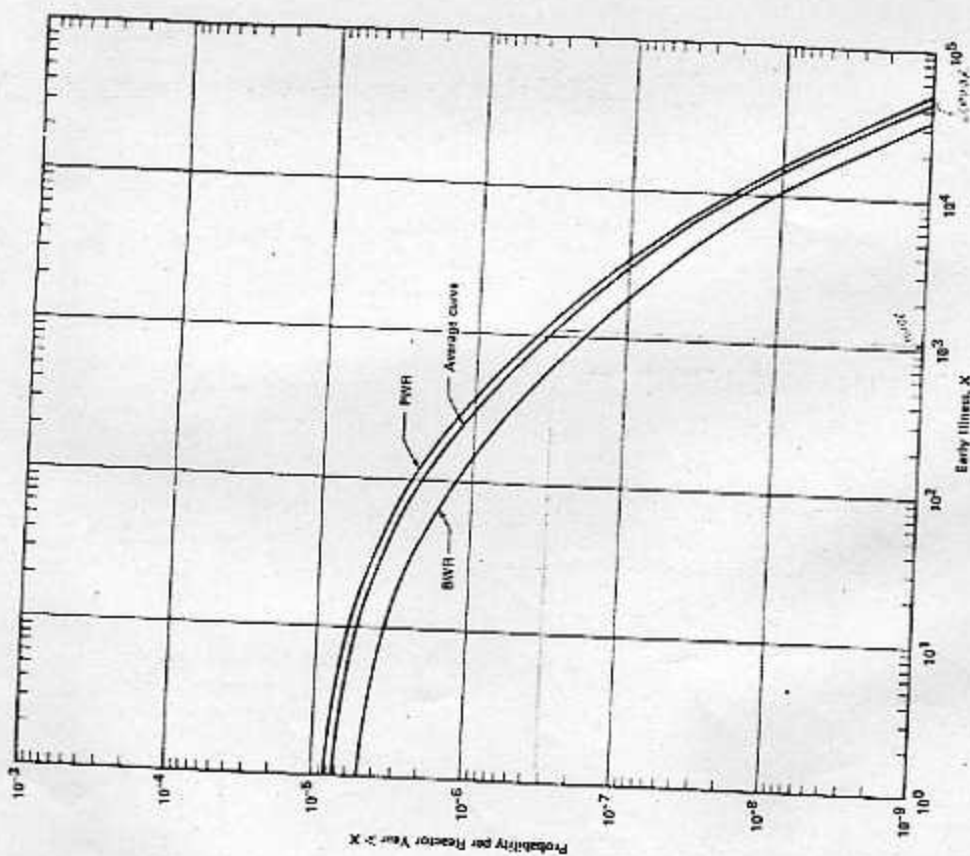
FIGURE 16 Probability Distribution for Early Fatalities for 100 Reactors



Note: Approximate uncertainties are estimated to be represented by factors of 1/5 and 3 on consequence magnitudes and by factors of 1/5 and 5 on probabilities.

17 FIGURE 17 Probability Distribution for Latent Cancer Fatalities Per Year
 晩発性の癌は平均して、この割合で10~40年
 観く。

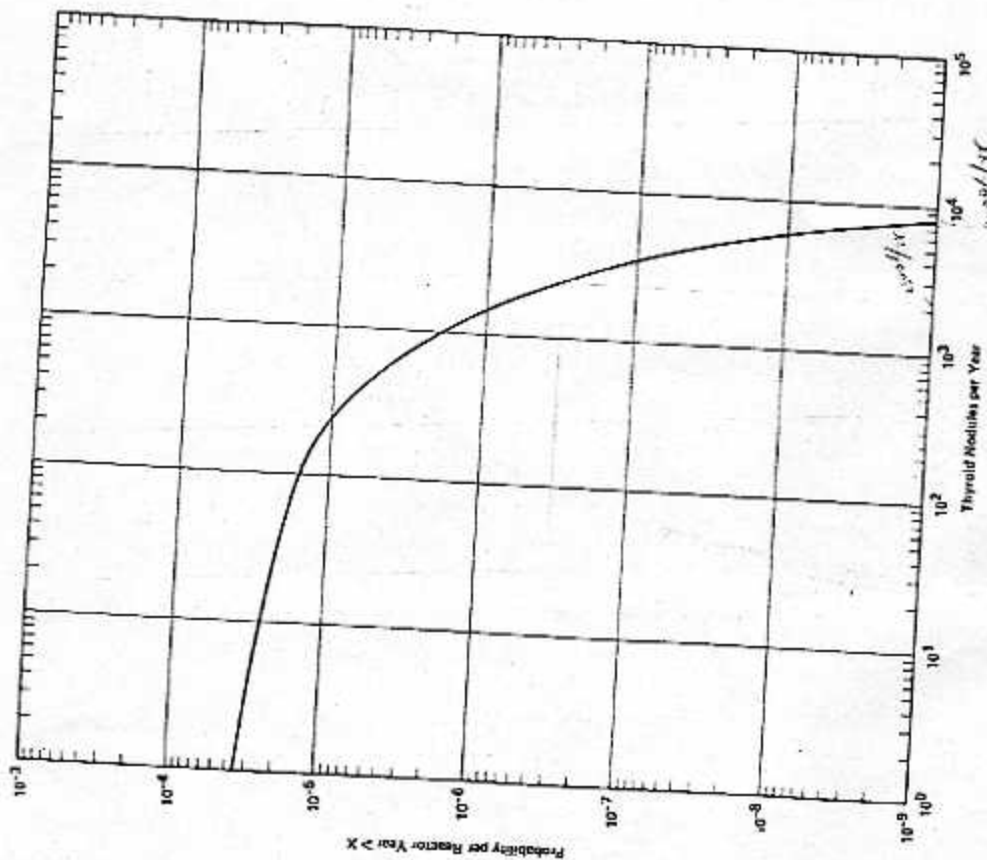
-121-



Note: Approximate uncertainties are estimated to be represented by factors of 1/4 and 4 on consequence magnitudes and by factors of 1/5 and 5 on probabilities.

18 FIGURE 18 Probability Distribution for Early Illness Per Reactor Year

-119-



Notes: 1. Approximate uncertainties are estimated to be represented by factors of 1/3 and 3 on consequence magnitudes and by factors of 1/5 and 5 on probabilities.
2. PWP and BWR are nearly identical.

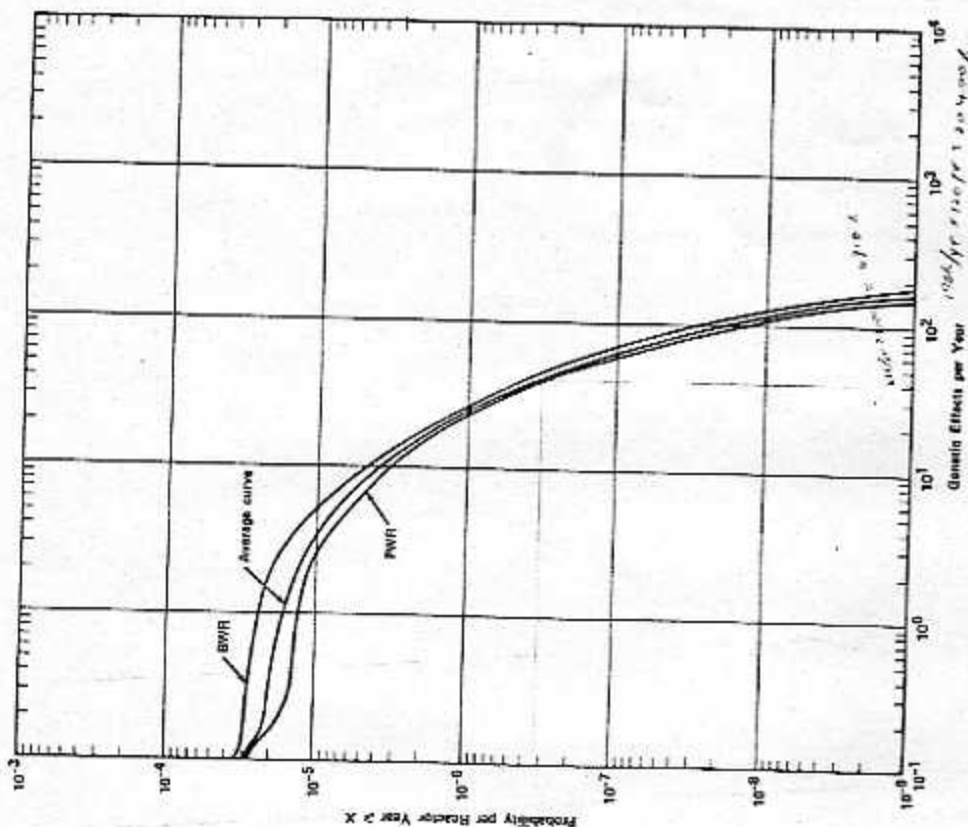
20

FIGURE 20 Probability Distribution for Thyroid Nodules Per Year

甲状腺腫の発生は、平均して
この発生率が 10 ~ 40 年間で、

$$\frac{1}{6} \times \frac{10}{10.5} \approx 1.6\%$$

-123-



Note: Approximate uncertainties are estimated to be represented by factors of 1/3 and 3 on consequence magnitudes and by factors of 1/5 and 5 on probabilities.

19

FIGURE 19 Probability Distribution for Genetic Effects Per Year

遺伝的障害は、この割合で一代(30年間)続くと
その後も継続して表われるものを合計すると
この割合が 150 年間で、これに相当する

-125-

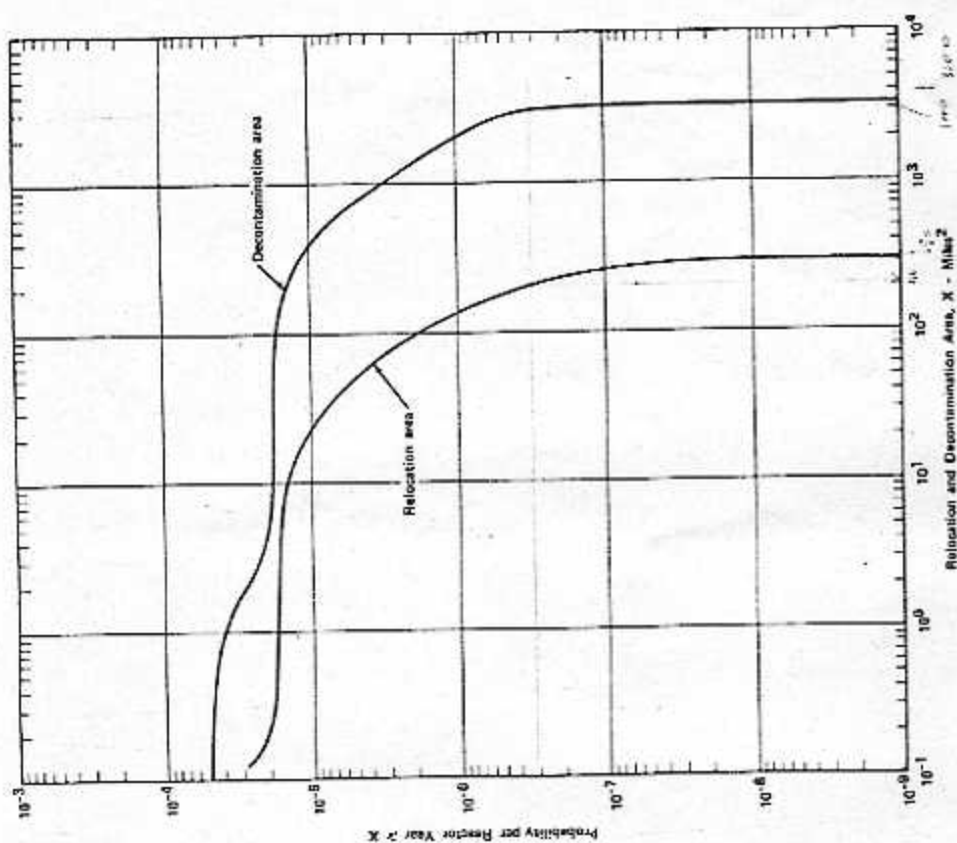
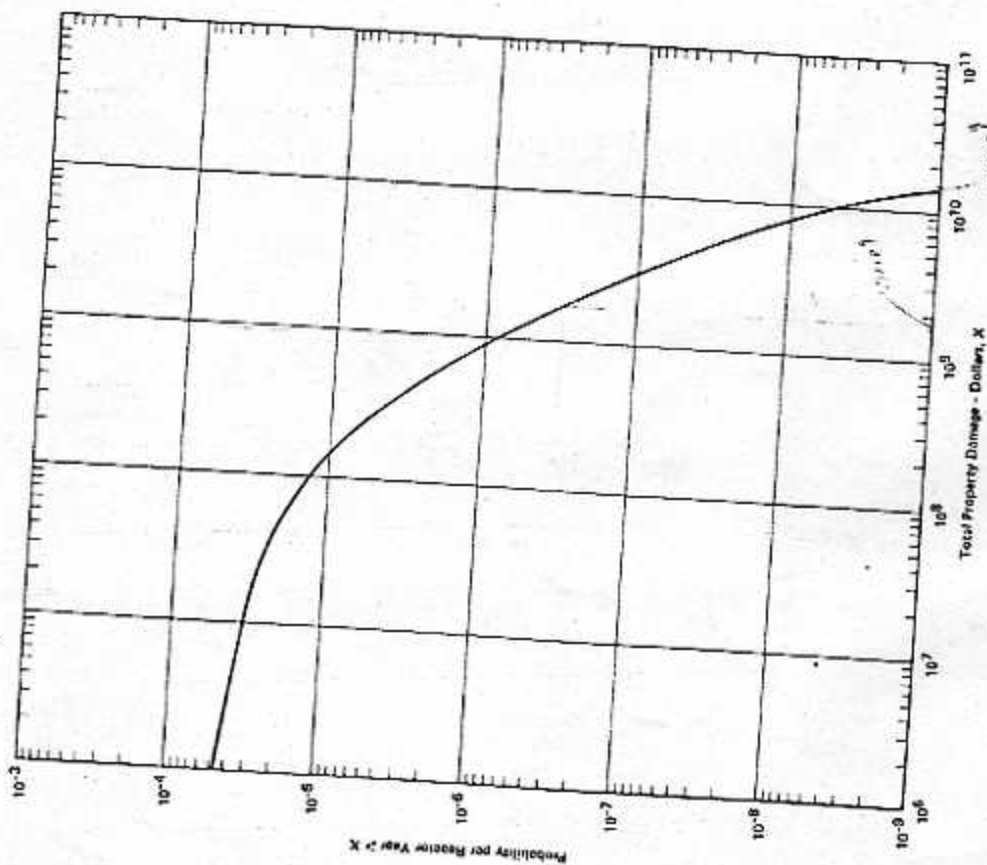


FIGURE 21 Probability Distribution for Relocation and Decontamination Area Per Reactor Year

-129-



Note: Approximate uncertainties are estimated to be represented by factors of 1/5 and 2 on consequence magnitudes and by factors of 1.5 and 5 on probabilities.

FIGURE 22 Probability Distribution for Property Damage Per Reactor Year

-127-

5. RSSによる結果の表示は、原発の危険の全体像を示している。
 ○ 死者と急性死者のすりがえ

(Executive Summary が添付されたことの意味と
 これを無批判に無意識的に、或いはわざわざ
 意識的に利用されたことを問題)

Executive Summary のおける図

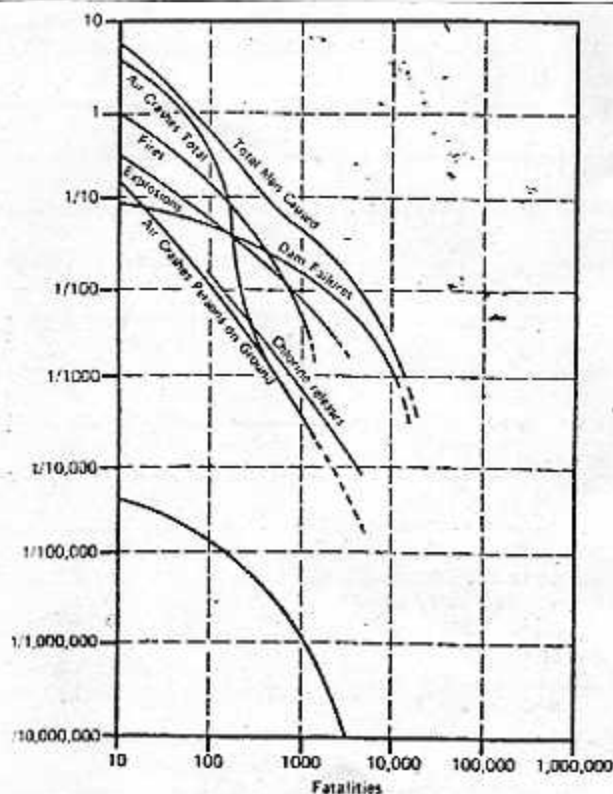


Fig. 23 Frequency of Fatalities due to Man-Caused Events

- Notes:
1. Fatalities due to auto accidents are not shown because data are not available. Auto accidents cause about 50,000 fatalities per year.
 2. Approximate uncertainties for nuclear events are estimated to be represented by factors of 1/4 and 4 on consequence magnitudes and by factors of 1/5 and 5 on probabilities.
 3. For natural and man caused occurrences the uncertainty in probability of largest recorded consequence magnitude is estimated to be represented by factors of 1/20 and 5. Smaller magnitudes have less uncertainty.

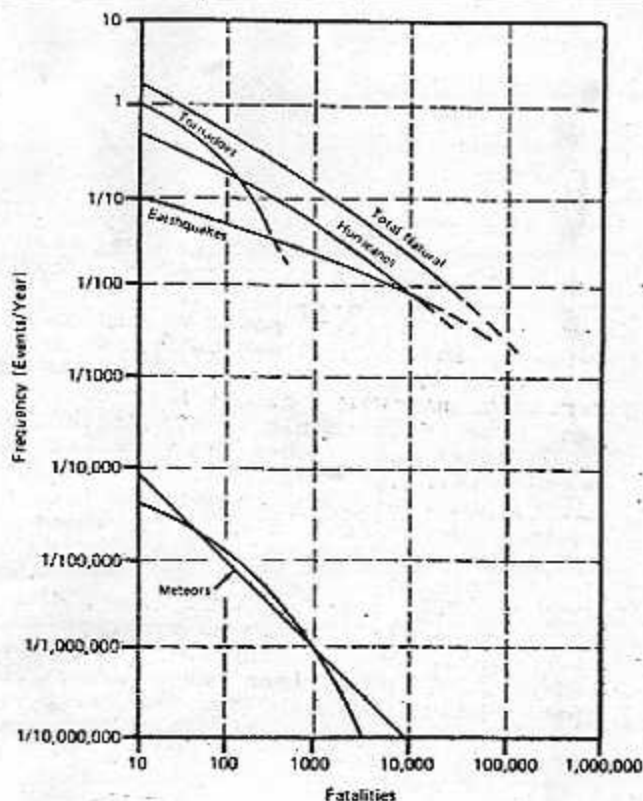


FIGURE 24 Frequency of Fatalities due to Natural Events

- Notes:
1. For natural and man caused occurrences the uncertainty in probability of largest recorded consequence magnitude is estimated to be represented by factors of 1/20 and 5. Smaller magnitudes have less uncertainty.
 2. Approximate uncertainties for nuclear events are estimated to be represented by factors of 1/4 and 4 on consequence magnitudes and by factors of 1/5 and 5 on probabilities.

この図は、7頁の Fig. 5, Fig. 6 のもとに、左の2あり。
 横軸は "Fatalities" と記されている。

この図の根拠は、13頁の Fig. 16 であり。横軸は
 "Early Fatalities" である。

原発の事故にかゝる重要なものは、Table 4~7, Fig. 15~22
 でも明らかに、急性死者ではなく、むしろ晩発性の影響

6. RSS 及び確率論的安全評価に対する批判

- Event Tree, Fault Tree の手法は アポロ計画 などで既に失敗している。

アポロの第4段ロケットエンジンの失敗確率
予測値 10^{-4}

地上テストにおける実測値 4×10^{-2}

- Event Tree の本質的欠陥。

事故は予測できないことを本質として扱う。

初期事故、事故連鎖等の見落としは避けられない。

Browns Ferry 原発の火災事故 (1975年3月)

RSS では火災を初期事故とする事故は考慮されていないから、

その後評価し直したところ、火災を初期事故とする炉心

溶融確率は 1×10^{-5} / 炉年 となり 全炉心溶

融確率 5×10^{-5} / 炉年 の 20% にも達する。

Three Mile Island 原発の一次冷却材喪失事故 (1979年3月)

事故とはあらかじめ考えられていたものとは全く様相が

異なることを示した。(機器、コンピュータ等の誤動作)

大量の水素発生による炉心冷却の阻害等も全く

考慮されていないだった。

RSS で考慮された事故連鎖のうち TMI 事故に

最も類似した事故連鎖は、その発生確率が

3×10^{-9} / 炉年 と評価されている。

- 故障率データが不十分であり、不適当である。

商業用原子炉の運転経験は までに約 400 原子炉年

程度しかなく、経験的に事故確率を評価することは

不可能である。

RSS では通常の化学プラント等のデータを利用しているが、

それらが、原発の機器を代表している保証もないし、

原発には原発固有の機器も存在している。

ECCS の有効性 (Functionability) は大-LOCA の場合

のみ 失敗確率を 0.1 と仮定しているが、この値

には何の根拠もないし、更に、炉心溶融確率に

最大の寄与をする小-LOCA の場合には、100% 有

効に働くとされている。

RSSでは圧力容器の破損確率を 1×10^{-7} / 炉年としていたが、U.K. や F.R.G. における原子炉以外の圧力容器の経験では、重大な破損の確率は $10^{-5} \sim 10^{-6}$ / 炉年の範囲にある。

RSSは品質管理の厳重さを理由に上の仮定が正当であるとしていたが、圧力容器の健全性には、大型化、鋼材の厚さ、溶接、放射化の問題、放射線損傷等、多数の要因が絡んでいる。その上、原発での品質管理にも重大な欠陥が相ついで見つかっている。

(大飯原発、高橋原発等の事故)

- Common Mode Failure の取り扱いが不十分である
 事故の全経路にわたって、機器の独立性、従属性を明確にすることは著しく困難である。
 実際、ブラウンスフェリー事故か TMI事故も Common Mode Failure が大きな役割を果たしている。
- Human Error は定量化しえない。
 原発には、Fail Safe, Fool proof がないシステムが無数に存在する上に Human Error は避けられない。
- 事故による被害評価モデルは不適切
 半減期 2 時間と避難するという、あまり非現実的仮定と、それにも拘らず、家屋による遮蔽効果を考えるという矛盾
 生物学的効果の過小評価 (EPA への指摘)
 BEIR のデータを利用していない。
 Dose Rate Effective Factors という係数を用いている。
 急性障害に関する治療が可能と仮定されている。
 (放射線障害に對し、適切な治療ができる病院) は全米で 12 しかなく、患者数は 50 ~ 150 人
 全体的に RSS は生物学的効果を 2 ~ 10 のファクターで過小評価
 (事故の発生確率は 7×10^{-6} で過小評価)
- 地震に対する考慮が不適切
 地震によるシステムの故障率は、故障する機器の内容に

に關する考慮がない。

- ・ 米国における地震の発震地帯である西部のデータを無視
- ・ 地震の観測歴は浅く、データが乏しい。(Fig. 26)
- ・ 日本の場合について言えば、日本は世界有数の地震発震国であり、地震と初期事故とする炉心溶融は常である。(Table. 8)

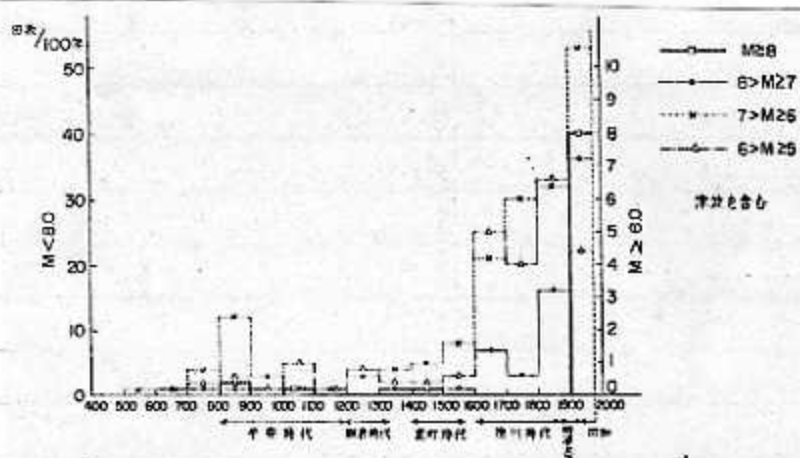


Fig. 26

日本における有観測歴100年ごとの回数(5000年以降は推定)

Table. 8

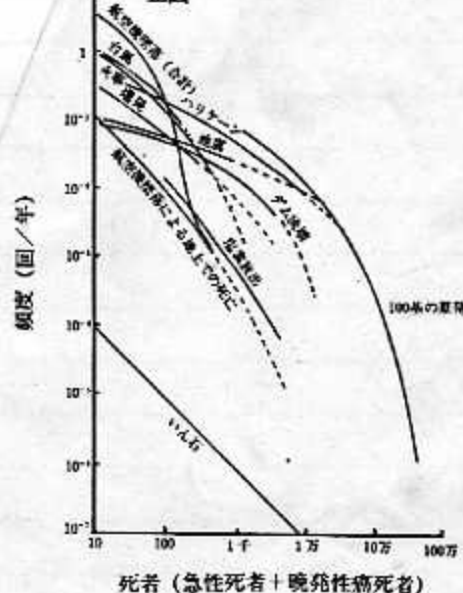
地震による炉心溶融事故の発生確率
(毎年当り)

(SSEを200ガルとして設計された原子炉の場合)

地加の 観測平均 震度分	炉心溶融事故の確率				
	米 国 東 部 (RSSより)		米 国 東 部 (単一 故障の仮定)		日 本
	平均的 地 盤	堅固な 地 盤	平均的 地 盤	堅固な 地 盤	(有被害 地観測 録より)
200ガル	2×10^{-6}	6×10^{-6}	7×10^{-7}	2×10^{-7}	6×10^{-8}
500ガル	2×10^{-7}	3×10^{-6}	1×10^{-6}	2×10^{-7}	4×10^{-8}
1000ガル	3×10^{-7}	2×10^{-6}	1×10^{-6}	7×10^{-8}	1×10^{-8}
合 計	5×10^{-7}	6×10^{-6}	3×10^{-6}	5×10^{-7}	1×10^{-8}

Fig. 27.

RSS の明確な誤りを補正しただけの修正図



- ・ 仮りに全く恣意的に
事故の発生確率をRSSの20倍
事故による被害をRSSの10倍
と仮定し、急性死者と晩発性癌死者
のみを死者としてリスクを図示
するとFig. 27となる

(その他に、多数の遺伝的障害、甲状腺癌
等が同時に発生し、更に広大な土地
作物、財産が汚染される)

7. NRCによるRSS支持撤回とその後の動き

- RSS検討委員会報告 (Lewis Report) Sep. 1978.
 - a. RSSの手法 (Event Tree, Fault Tree 手法) 自身は評価できる。
 - b. RSSではデータ・ベースが不十分であり、安全評価モデル、数学的処理についても不適切な部分がある。
 - c. Executive Summary は RSSの内容を反映してない。
 - d. RSSは内容の追跡が困難なように作られている。
 - e. RSSが、原子炉の危険度を判断するための手段として採用された。事故発生確率の絶対値を早急に利用しなくてはならぬ。
- NRCによるRSS支持撤回 Jan. 18. 1979.
 - a. Executive Summary は撤回する。
 - b. RSSが示した事故発生確率の絶対値を、許可手続及び公衆への宣伝の目的で無批判的に利用しない。
 - c. 現状の不十分さを考慮しつつも、確率論的安全評価は、今後発展させよう。
- Oversight Hearing before the subcommittee on Energy and the Environment of the Committee on Interior and Insular Affairs, House of Representatives.

1976. 6 ~ 1979. 2.

Newport Beach Meeting (原子炉安全性の確率論的解析)

1978. 5.

推進派の全体的な意見

「RSS自身は手法、データ・ベース等では不十分であるが、確率論的安全評価は、そのうちに改善され、数値的結果が得られるようになるだろう。」

- TH1事故発生 1979. 3. 28

二重冷却系の主給水系(二系列)停止

 10^{-2} / yr. 炉

補助給水系の作動失敗(三系列)

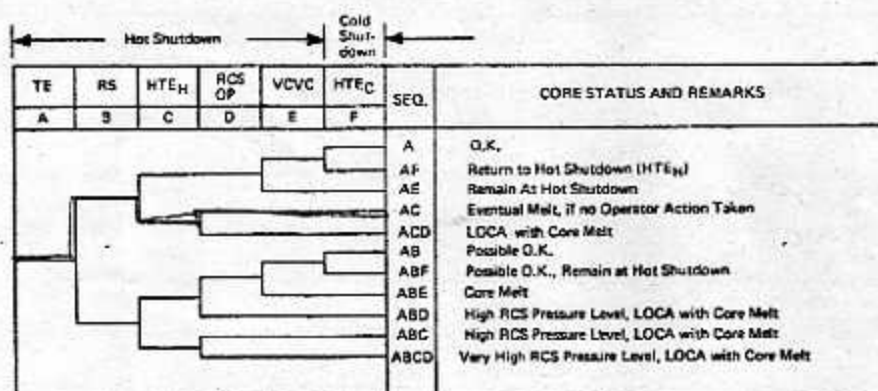
 3.7×10^{-5} / demand

加圧器遮断弁の開固着

 10^{-2} / demand(RSSによる予測値) 3.7×10^{-9} / 炉年

~3 億炉年に1回

RSSはPWRについて、Surry-1 (WH社製)を解析対象としていた。(Fig. 28, Fig. 29)



Legend:

- A: TE - Transient Event
 B: RS - Reactor Subcritical
 C: HTEH - Heat Transfer to Environment During Cooldown of RCS to $\sim 150^\circ\text{F}$ and 400 psia
 D: OP - Overpressure Protection of Reactor Coolant System
 E: VCVC - Reactor Vessel Coolant Volume Control
 F: HTEC - Heat Transfer to Environment During Cold Shutdown of RCS from $\leq 150^\circ\text{F}$ and ≤ 400 PSIA
 (This function is shown for completeness but is of limited interest to this study of PWR transient events)

Fig. 28

Functional Event Tree - PWR Transient Events

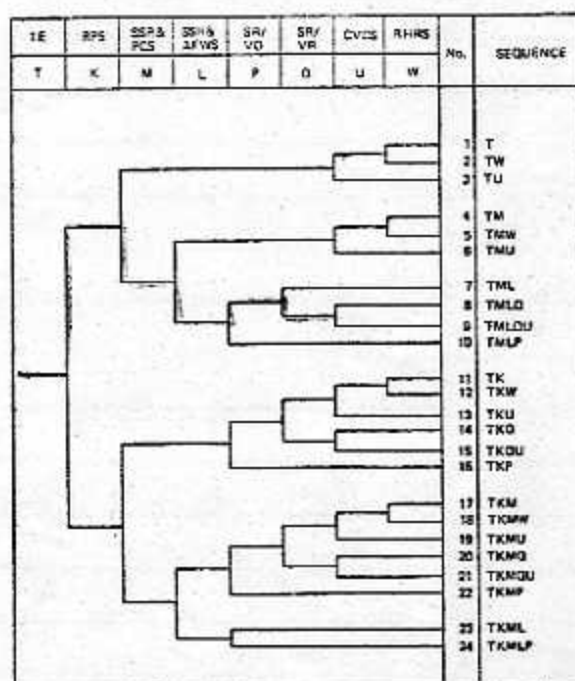
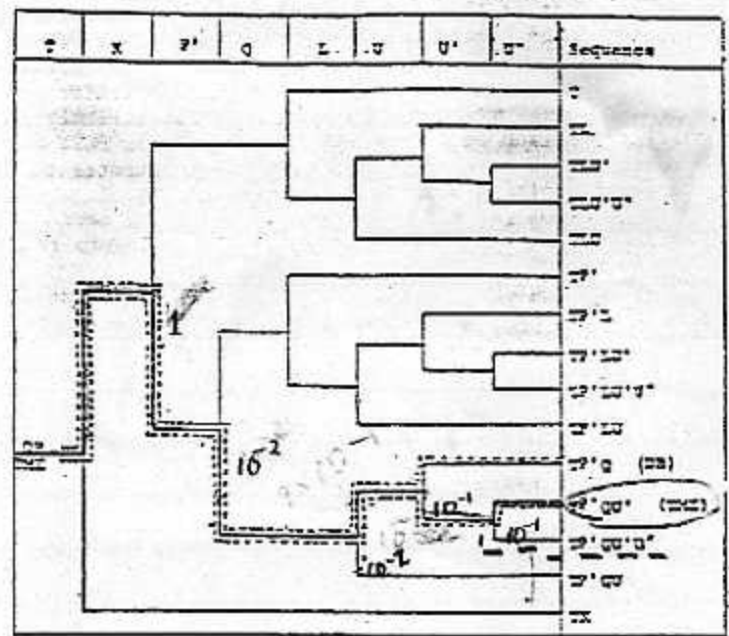


Fig. 29

PWR Transient Event Tree

TMI事故と確率論的安全評価について2回、米大統領特別委員会(通称「メー」委員会)のTask Forceの検討した報告をまとめた。(Fig. 30)

Fig. 30 TRANSIENT EVENT TREE FOR B&W REACTORS



Normal Termination: T TP'
 PORV LOCA (no damage): sequence ending in L or Q
 Core damage: sequence ending in U'
 Core meltdown: sequence ending in U, U'', or K

T - Transient event
 K - Scram availability (up/yes)
 P' - PORV or safety valve operation required (down/yes)
 Q - PORV or safety valve stuck open (down/yes)
 L - Secondary side cooling restored (up/yes)
 U - HPSI available (up/yes)
 U' - HPSI interrupted and PORV open for sufficient period of time to cause core damage (down/yes)
 U'' - HPSI restored and PORV closed in time to avoid core meltdown (up/yes)

P' : 加圧器遮断弁開が要求されるか ——— 1 / demand
 Q : " 開固着 ——— 10⁻² / demand
 U' : 高圧注入系が殺られて、かつ 加圧器遮断弁が相当期間開じられない。 ——— 10⁻¹ / demand

結論: 1000 回のトランジェントに 1 回 TMI 事故は起る。 → 従って TMI 事故が起ったことは確率的評価と矛盾しない。

これらの個々の確率値には根拠がない。
 例えば TMI 事故以前の B&W 炉の統計では 150 回の

加圧器遮断の開始動作に訂正 9~10回 南田着を起しに
いる。

高圧注入系を殺したのは、加圧器を満水にしておかな
いという「運転手引き」に従った結果であり、事実、TMI
事故以前にも、Davis Besse でも同様の行動がとられ
ている。

絶対値を求める試みは単なる数字の並びに過ぎ
ない。

メニール委員会の Task Force では、補助給水系の
作動・不動作 (L) は結果に影響なしとし、解
析をしない。NRC の報告 (通称 Rogovin 報告)
によれば、補助給水系の回復が 1 時間以後にな
れば、炉心溶融とされ、こうした考慮もしな
ければならぬ。

9. 事故確率評価の“絶対値”と“相対値”

確率論的安全評価、特に RSS 等が示した絶対値が
信用できないことは、広く合意されている。
(Rasmussen 自身、NRC、EPA、APS、UCS etc)

Table 9 Probability of Outcomes for B&W Reactor Transients

	Normal Termination	PORV LOCA	Core Damage	Core Meltdown
With Lower PORV Pressure Setting (Pre-TMI-2) 10,000-20,000	99%	1 in 100	1 in 1,000	2 in 10,000
		$\downarrow 1/50$	$\downarrow 1/50$	$\downarrow 1/50$
With Higher PORV Pressure Setting 100,000-100,000 (Post-TMI-2)	99.98%	2 in 10,000	2 in 100,000	1 in 100,000

This table indicates that both PORV LOCAs and core damage are 50 times less likely in the transients not requiring PORV operation than in those which do. Core melt is 20 times less likely. The reason is that the critical component when PORV is required is the PORV itself, while in the transients when PORV is not required the critical component is the more reliable auxiliary feedwater availability. The PORV failure rate is 100 times the product of auxiliary feed water and PORV failure rates. Note, however, that the higher PORV pressure setting may degrade the reliability of the HPSI in transients with loss of main and auxiliary feedwater.

4メニ- きの Task Force も "絶対値" と "相対値" を区別し、如左器進し并作動圧力の設定点変更による相対的な事故確率を評価している。(Table 9) しかし、こうした変更によって生じる副次的影響も種々生じることになるから、"相対値" もまた、大きな誤差が含まれていることを認識すべきである。

Ⅲ. 問題の所在と今後の展望

1. 確率論的安全評価の限界

原子力に関する限り、

- ・データ・ベースが不十分
- ・未解決や未知の安全問題が3残されているため、事故シナリオを設定するに当たっても困難が予想とう。
- ・その上、手法自体が、発生確率の比較的小さい大事故についてこそ本質的に欠陥をもつ (事故は予測しえないことを本質とする)

故に、確率論的安全評価が、経験の蓄積によって一歩一歩改善されて行くものであるとしても、結果を "絶対値" としと与えることは誤りである。

確率論的安全評価の手法が利用しうるべきならば、それはまず、個々の機器における設計の改良などから始めるべきであり、敢えて原発について利用したいと言うのであれば、炉型別の安全評価、サイト別の安全評価、等々の相対的な適用から始めるべきである。

原子力における確率論的安全評価が、

「原発の大事故は実質的に起こらず」

「原発のリスクは、原発以外のリスクに比べて小さい」

ということも "絶対値" によって示そうとした RSS

によって始められたことは、原子力における確率論的安全評価の持つ政治的な意味を示している。

2. 近代的な科学技術への盲信

科学技術の限界性

科学技術で解決しえる問題と、しえぬ問題

原発は近代的な科学技術を集めて作られているため、
 夏然と安全であると考えられてきたが、TMI事故は
 粗めの綱であったコンピュータなどが誤情報を渡し、
 大幅な時間遅れを生じたりした。

確率論的安全評価にしろ、RSSはコンピュータを駆使し、
 膨大な資料、人を入り込めに行われたが、そもそも手戻
 モデル・データベースが不適当ならば、いくらコンピュータを駆
 使しても、結果に「かなる信頼性も生まれない」

コンピュータを動かしているうちに何か狂ってしまったかの
 ような錯覚に陥ってしまう研究者の意識の問題

3. RSSで考慮されなかった、また考慮することが難しい問題

- RSSでは、核燃料サイクルのうち原子炉の運転、それ
 も事故時におけるリスクのみしか考慮されたいないが、
 我々が原発を受け入れるかどうかは、核燃料サイクル
 全体の問題である。

再処理工場

ウラン採掘

Pu 循環

廃棄物処分

• 戦争・核兵器問題

もし戦争が起これば原発が恰好の攻撃目標になる
 ことは疑いない。

原発で生成されたPuが核兵器になる可能性は
 平和利用三原則や国際査察で防げない

(NPT批准国には、仏、中国、印、パキスタン、イスラエル、南ア
 エジプト、アルゼンチン 等未加入
 インドは、1974年5月12日、核保有国になった
 米国は、1977年7月末 軽水炉からのPuで核実験)

4. リスク-ベネフィット解析における「リスク」及び「ベネフィット」 とは何か？

- リスク とは何か？

RSS におけるリスク
 (事故の発生確率) $\times$ (事故による被害)
 その他、通常運転時におけるリスク
 戦争発生時におけるリスク
 社会的リスク

社会 - 国家警察社会
 核物質防護隊

原子力施設における "自主的" 管理強化
 "被害" のリスクはどのように測るか?

RSS の Executive Summary では "急性死者" によって測られる。

遺伝的障害と急性死者 或いは土地 1 ヘクタールの永久放棄等の間の相互の "重さ" はどう測るのか?
 さらに "被ばく者" の "重さ" はどう測るのか?

。選択するリスク (原子力) と選択しないリスク (隕石) はどう比較するのか?

。ベネフィットとは何か?

原子力がエネルギー危機の救世主たりうるか?

Net Energy 分析

稼働率

(Fig. 31)

人類の未来はエネルギーの供給によって支えられる。

有限な資源

有限な可耕地

有限な環境

} (Fig. 32 ~ 34)

。リスクを受ける社会とベネフィットを受ける社会の分裂。

原発立地地域 (過疎地) と電力利用地域 (都会)

エネルギー消費社会 と 資源供給社会

.....