

1990年 7月 4日(水)

確率論的安全評価の現在

NUREG-1150を中心にして

京都大学 原子炉実験所

小出 裕章

I. はじめに - なぜ確率論なのか

決定論的な安全評価の欠陥

設計基準事故 (Design Basis Accident)、立地評価事故 (Siting Evaluation Accident) の恣意性。
「原子力発電所の安全性を評価する手法として、現在取られている手法は『決定論的手法』である。これは、設計上対処すべき事故 (設計基準事故) を決定し、これに対し適切な対策がなされているかを解析評価し、設計の妥当性を見る手法である。このような手法においては、確率論的な考え方は入っていないように思われる。しかしながら、決定論的な手法においても、その設計基準事故と判断基準の策定に当たって、頻度及び結果のセットをある程度念頭においているのが通例である。(中略) このように、現在の決定論的手法に基づく規制においても、確率論的な考えが底流にあるということが出来る。」(村上秀明(東電)、「原子力発電所の確率論的安全評価」、原子力学会誌、Vol. 28, No. 12, P. 1123 (1986))

"How Safe is Safe Enough?"

もともと「絶対」的な安全など存在しないため、どんなに「(日本の) 原発は安全だ」と主張しても合意されるはずがない。

当然のことであるが、そのことは推進派の学者すらが認めている。

「所謂安全目標というものは、筆者の考えによれば、他の大型産業設備と同様、原子力発電施設においてもある程度のリスクは残るという理解のもとにコスト・ベネフィットのバランスの観点から、国民に受け入れられると考えられる残留リスクに関連した基本的な安全レベル、とその定量的目標として定義されるべきである。」(内田秀雄、「日本における最近の原子力安全性の論点」、原子力工業、Vol. 32, No. 10, p. 16 (1986)) (アンダーラインは小出)

決定論的な安全評価に恣意性が避けられない以上、原子力の推進派は、確率論的な安全評価がどんなに破綻しようとも、それにすがりつく以外道が残されていない。

II. RSSとその後の主要な経緯

a. RSS (WASH-1400, NUREG-75/014)

"Reactor Safety Study", Oct., 1975

原子力史上初の総合的な確率論的安全評価

イベントツリー、フォールトツリーを駆使して、事故確率を推定。

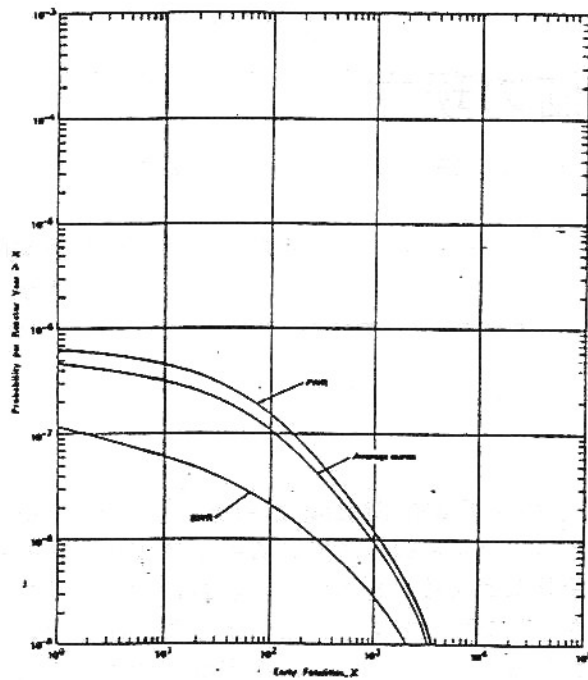
b. TMI 事故 1979年3月28日

DBA, SEAを超える事故の現実化

c. ORNL (NUREG/CR-2497, ORNL/NSIC-182/V1)

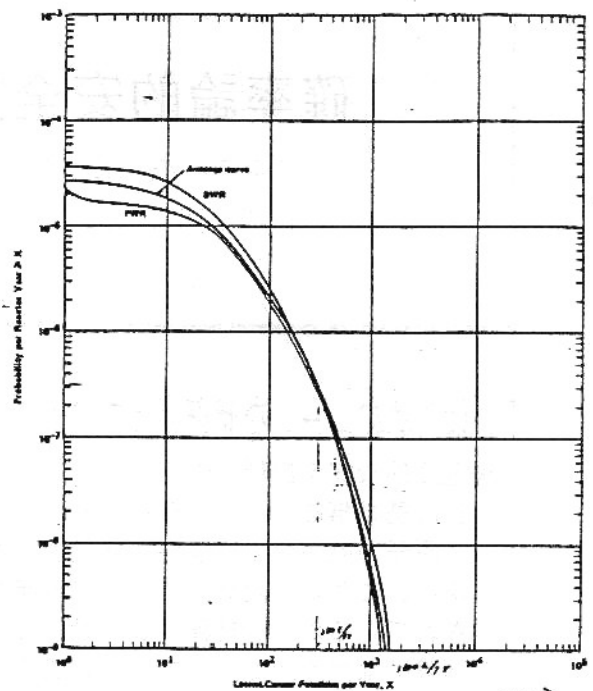
"Precursors to Potential Severe Core-Damage Accidents: 1969-1979. A Status Report", Jun., 1982

LER (Licensee Event Report) の実際の運転実績データから確率計算。



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 5-3 Probability Distribution for Early Fatalities Per Reactor Year



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 5-4 Probability Distribution for Latent Cancer Fatalities Per Year

重大な炉心損傷の確率は

$$1.7 \times 10^{-3} \sim 4.5 \times 10^{-3}$$

per Reactor-Year

すなわち220~590炉年ごとに1回。

事故確率の評価値に大きな寄与をした事故

Browns Ferry 1 (1975/ 3/22)

集中ケーブル室での火災

Rancho Seco (1978/ 3/)

非核計装系の故障とそれに続くSGの

ドライアウト: ECCS作動にる圧力容器

の加圧圧力衝撃 (PTS)

TMI-2 (1979/ 3/28)

2次系停止による炉心溶融

Table 1. Accident Sequence Precursor study highlights

Period covered	1969-1979
Total number of LERs searched	19,400
Number selected for detailed review	529
Number selected as precursors	169
Number of significant events	52

A point estimate of the frequency of severe core damage calculated from precursor information for the years 1969-1979 lies between 1.7×10^{-3} and 4.5×10^{-3} per reactor year.

Reasonable agreement exists between ASP and Reactor Safety Study initiating event frequencies and function failure probabilities.

No variation with plant age can be demonstrated in the number of significant events.

No apparent differences exist between plant types and among vendors, architect-engineers, and plant power ratings.

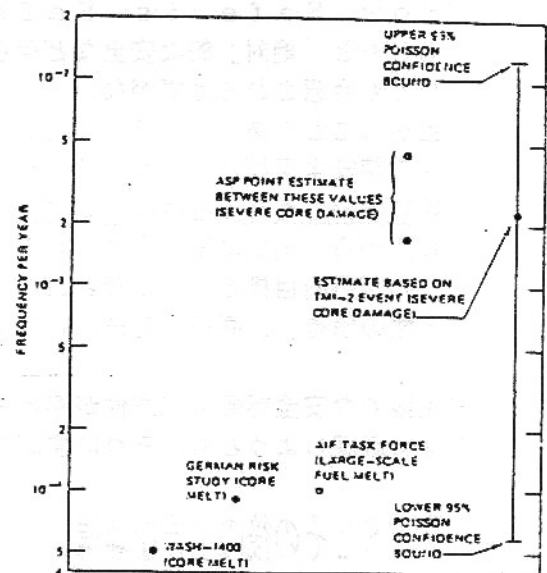


Fig. 1. Comparison of ASP results with other core damage estimates.

Subsequent analyses of the information included in the selected precursors resulted in the following additional conclusions:

- Many of the initiating event frequencies and function failure-on-demand probabilities developed from operational event information agree reasonably well (within a factor of 10) with the Reactor Safety Study median results.
- A variation in the rate of occurrence of significant precursors per plant as a function of plant age cannot be justified.
- Differences do not appear to exist in the number of significant precursors observed between plant types and among reactor vendors, architect-engineers, and plant power ratings.
- Approximately 35% of all significant precursors involved human error.

d. Sandia (NUREG/CR-2239, SAND81-1549)

"Technical Guidance for Siting Criteria Development", Dec., 1982

NUREG-0773("The Development of Severe Reactor Accident Source Terms: 1975-1981")で示されたSST (Siting Source Terms) をもとにして、全米91基の原発のすべてについて、個別の気象、人口データを適用してリスク解析を行った。

Washington Post (Nov. 1, 1982) によるすっぱ抜き

「原子炉事故の新しい研究は事故時の犠牲が従来よりも大きくなると評価した。

発事故時の被害についての政府によるもっとも詳細な研究は以下のように結論を出した。最悪の場合、Salem

原発の場合なら1

0万2000人の

早期死者が出るし、

Indian Point-3の

場合なら3140

億ドル(約63兆

円:当時)の

損害が生じる。」

第3表 サンディア研報告の災害評価

評価サイト名	早期の死	傷 害	ガン死	損害額 (1億ドル)
ブラウンズフェリー 1 (B)	18,000	42,000	3,800	673
ドレスデン 3 (B)	42,000	30,000	13,000	800
インディアンポイント 3 (P)	50,000	167,000	14,000	3,140
ビーチボトム 2 (B)	72,000	45,000	37,000	1,100
セイラム 2 (P)	100,000	75,000	40,000	1,500

e. ソースターム研究

ANS

"Report of the Special Committee on Source Terms", Sep., 1984

IDCOR (the Industrial Degraded Core Rulemaking Program)

"Nuclear Power Plant response to severe Accidents", Nov., 1984

NRC (NUREG-0956)

"Reassessment of the Technical Bases for Estimating Source Terms", Jul., 1986

f. チェルノブイリ事故 1986年4月26日

g. NUREG-1150

"Reactor Risk Reference Document", DRAFT, Feb. 1987

1. NUREG-1150が必要になった理由

公式な理由: ソースターム研究での知見

「事故の進展やソースタームは、想定する事故のシナリオとプラントの詳細設計により著しく異なる。」したがって、「プラントや事故シナリオを無視しての『一般的なソースターム』を定義することが困難であり、「ソースタームの評価は、対象プラントの特徴をよく模擬しつつ、確率論的評価で重要な事故シナリオについて実施することが重要である」(阿部清治(原研)、「原子力発電所の確率論的安全評価」、原子力学会誌、Vol. 28, No. 12, P. 1111(1986))

実際の理由: 原子力に対する公衆の不安をなんとかして取り除く必要があり、そのためには確率論的な安全評価によって、事故確率が極めて低いことを示す以外に残された道がない。

2. 確率論的安全評価(PSA)のレベル

レベル1 PSA (炉心損傷、溶融事故の発生頻度の計算まで)

レベル2 PSA (ソースタームとその発生頻度の評価まで)

レベル3 PSA (内部の起因事象による公衆リスクの評価まで)

レベル4 PSA (地震その他の外部事象も含めた公衆リスクを評価する)

NUREG-1150で行っているのはレベル3 PSAであり、レベル4 PSAとするために、外部事象を起因事象とする事故について、最低2つのプラントについて、1988年はじ

めに公表する予定とされている。(後に述べる日本の原子力安全委員会が行ったものはいまだにレベル I PSAである。)

3. NUREG-1150でとりあげている原子力発電所。

	Reactor System Cont'tr		Power			Comm't Oper. Date	Primary Loop # or Type	Containment Type
			Net MWe	Gross MWe	MWt			
Surry-1	*	WH	788	848	2441	1972/12	3	Dry
Zion-1		WH	1040	1098	3250	1973/12	4	Dry
Sequoyah-1		WH	1148	1183	3570	1981/ 7	4	Ice
Peach-Bottom-2*		GE	1065	1098	3293	1974/ 7	BWR/4	Mark-I
Grand-Gulf-1		GE	1250	1306	3833	1985/ 7	BWR/6	Mark-III
LaSalle-1	**	GE	1078	1078	3323	1982/12	BWR/5	Mark-II

* Surry-1とPeach-Bottom-2はRSSで評価対象とされた原発。

** LaSalleについては解析が終わっていない。(1987年春にはDRAFTが出るとされている。)

4 参加した研究所と分担

Sandia National Laboratories	: 全プラントについての事故確率評価とZionを除くプラントについてのリスク解析
Brookhaven National Laboratory	: Zionについてのリスク解析と緊急時計画についての補助的な解析
Battelle Columbus Laboratories	: 放射能放出量の計算
Idaho National Engineering Laboratory	: 格納容器ベントについての評価

5. 特徴 (NUREG-1150の主張している点)

- イ. 従来のPRA (Probabilistic Risk Assessment) 研究の知見の上に行った。
- ロ. 格納容器イベントツリーを従来になく詳細に解析した。
- ハ. ソースターム研究の新しい知見 (NUREG-0956) を用いた。
- ニ. 不確実さについて専門家の判断を大幅に取り入れた取扱いをした。
- ホ. 敷地外影響評価に関して新しいコード (MACCS) を用いた。

III. NUREG-1150での評価

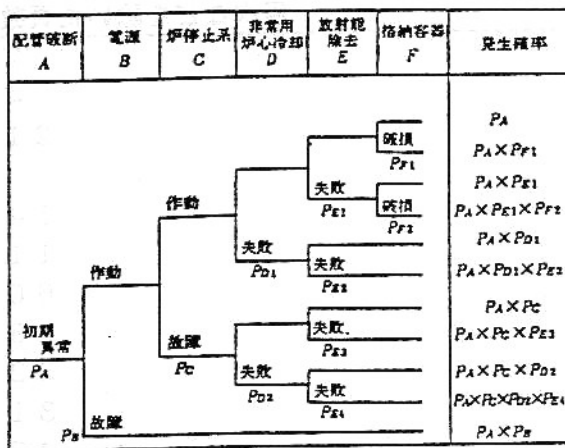
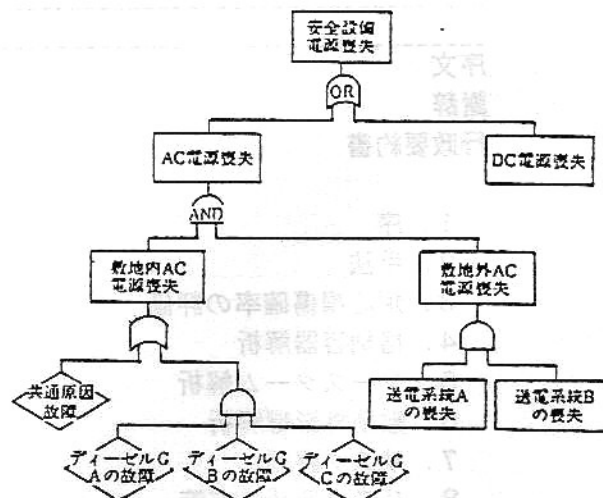
a. NUREG-1150の構成

	目次などを除いた頁数
序文	2
謝辞	4
行政要約書	21
1. 序	14
2. 手法	11
3. 炉心損傷確率の評価	60
4. 格納容器解析	49
5. ソースターム解析	32
6. 敷地外影響解析	31
7. リスク評価	45
8. リスク低減の方策	29
9. 他の原発への適用	11
10. 規制上の利用	29
11. 改善計画	7
Appendices	
A. 手法	34
B. Surryについての個別解析結果	58
C. Zionについての個別解析結果	38
D. Sequoyahについての個別解析結果	56
E. Peach Bottomについての個別解析結果	52
F. Grand Gulfについての個別解析結果	50
G. LaSalleについての個別解析結果（未完成）	0
H. 追加解析される原発についての個別解析結果（予備）	0
I. 追加解析される原発についての個別解析結果（予備）	0
J. 個別の技術問題についてのNRCスタッフの見解	
1 序	5
2 圧力容器内炉心溶融の進展と水素発生	23
3 炉心冷却系の自然循環	37
4 水素の分布と燃焼	40
5 直接格納容器加熱（DCH）	38
6 炉心・コンクリート相互作用がリスクの不確実性に及ぼす影響	31
7 α モード故障と蒸気爆発	5
8 放射性核種の再気化	9
9 よう素の化学形	12
10 格納容器の性能	15
11 2次格納容器の性能	18
12 格納容器の換気	20
13 共通モード故障と従属故障	39
K. 不確実さについての評価方法	20
L. 結果の比較	59
M. 個別の問題についての技術的な解析	28
N. 解析コードの定義と現状	49
O. MACCS、CRAC2両コードにおける敷地外影響評価モデルの概説	37

b. 手法

イベントツリー

フォールトツリー

第 I-1 図 冷却材配管破断異常に関する
イベント・ツリー

第 I-2 図 簡単なフォールト・ツリーの例

評価の流れ

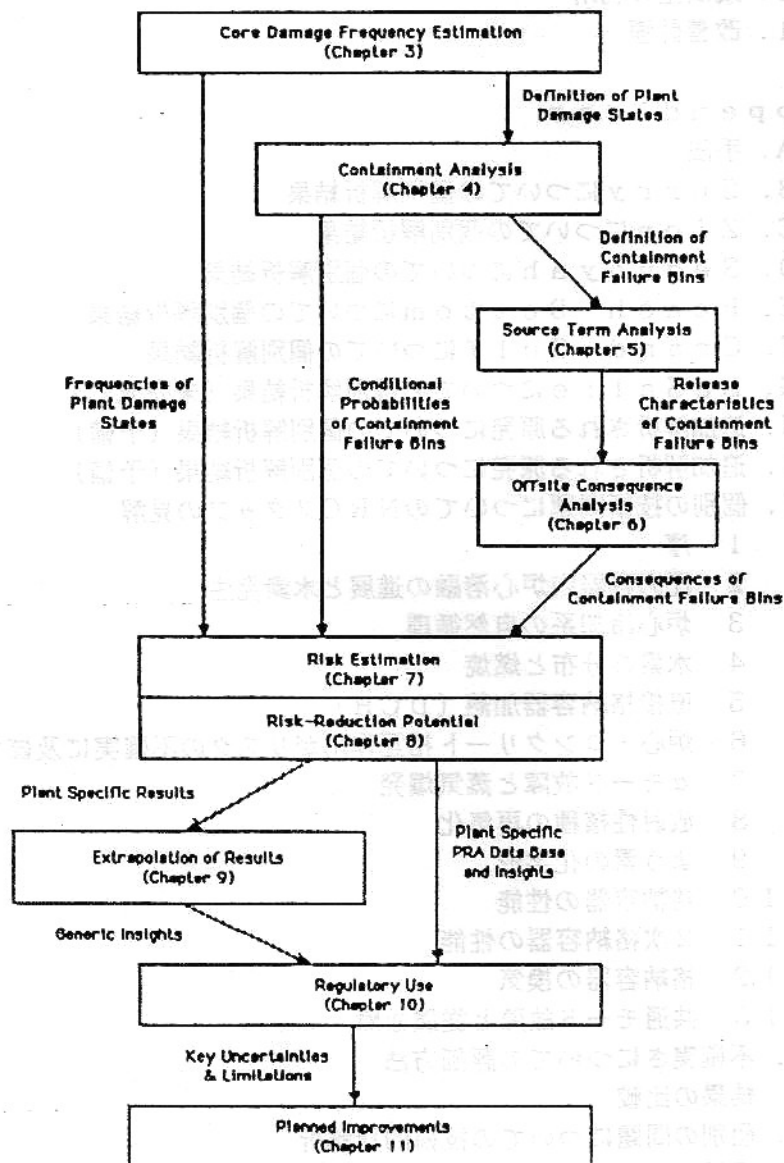


Figure 2.1 Information flow in NUREG-1150

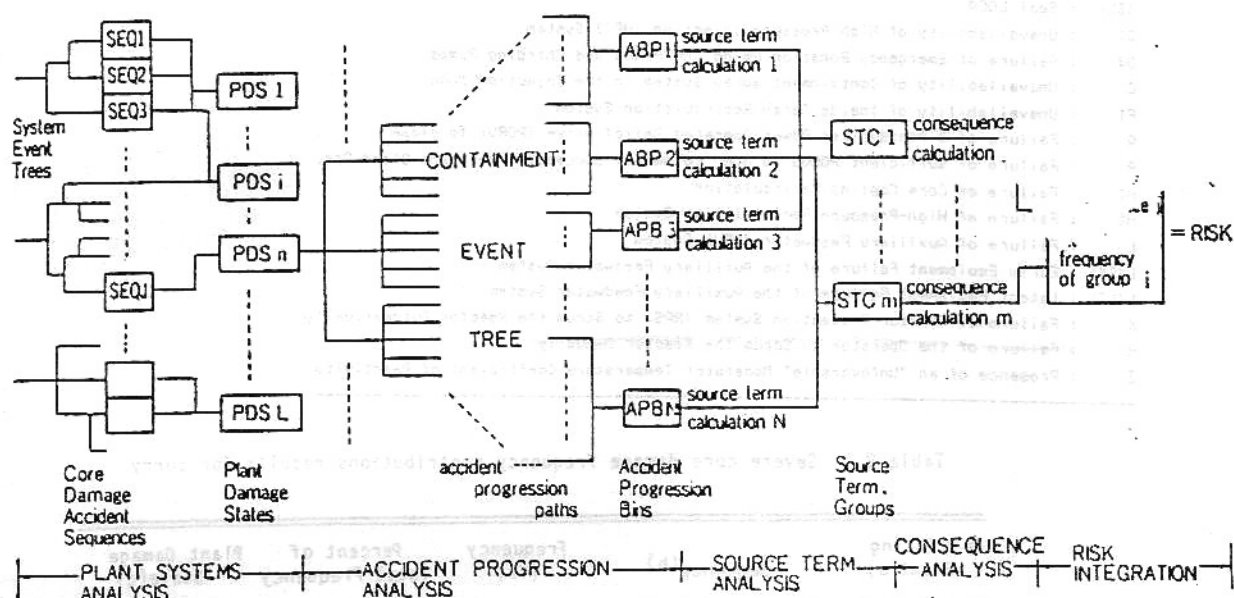


図 1 リスク解析手順の区分とそれらのつながり

c. 炉心損傷確率

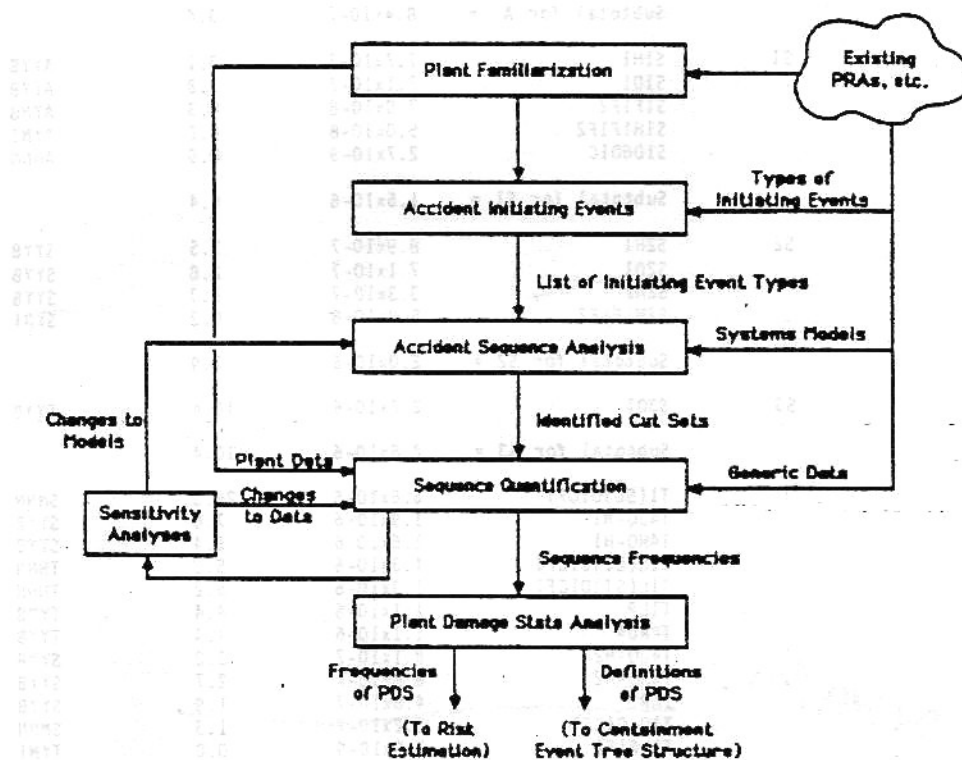


Figure A.2 Core damage frequency estimation

Sequence

- A : Large (>6-in) LOCA
- S1 : Intermediate (2-in to 6-in) LOCA
- S2 : Small (1/2-in to 2-in) LOCA
- S3 : Very Small (<1/2-in) LOCA
- T : Transient
- T1 : Loss of Offsite Power (LOSP)
- T2 : Loss of Main Feed Water System
- T3 : Not initially involving Failure of the Main Feedwater System
- T4H, T4J : Failure of 480V Vital Electric Bus
- T5A, T5B : Failure of DC Bus
- T6 : Loss of Charging Pump Cooling System

- U : Unisolatable Rupture of Low-Pressure Injection System
 (SL) : Seal LOCA
 D1 : Unavailability of High Pressure Injection (HPI) System
 D4 : Failure of Emergency Boration using the PORUs and Charging Pumps
 C : Unavailability of Containment Spray System in the Injection Mode
 F1 : Unavailability of Inside Spray Recirculation System
 Q : Failure of a Pressurizer Power-Operated Relief Valve (PORV) to close
 P : Failure of sufficient PORUs to open to permit successful Feed-and-Bleed Ope.
 H1 : Failure of Core Cooling Recirculation
 H2 : Failure of High-Pressure Recirculation System
 L : Failure of Auxiliary Feedwater (AFW) System
 L(ST) : Early Equipment Failure of the Auxiliary Feedwater System
 L(LT) : Latent Equipment Failure of the Auxiliary Feedwater System
 K : Failure of Reactor Protection System (RPS) to Scram the Reactor Automatically
 R : Failure of the Operator to Scram the Reactor Manually
 Z : Presence of an "Unfavorable" Moderator Temperature Coefficient of Reactivity

Table B.1 Severe core damage frequency contributions results for Surry

Initiating Event(a)	Sequence(b)	Frequency (Yr)	Percent of Total Frequency	Plant Damage State(c)
A	A05	3.9×10^{-7}	1.6	AYYB
	AH1	3.9×10^{-7}	1.6	AYYB
	AF1F2	3.5×10^{-8}	0.1	AYNB
	AH1F1F2	2.5×10^{-8}	0.1	AYNI
	AD6D1C	1.4×10^{-9}	0.0	ANNN
	Subtotal for A =	8.4×10^{-7}	3.4	
S1	S1H1	7.7×10^{-7}	3.1	AYYB
	S1D1	7.1×10^{-7}	2.8	AYYB
	S1F1F2	7.0×10^{-8}	0.3	AYNB
	S1H1F1F2	5.0×10^{-8}	0.2	AYNI
	S1D6D1C	2.7×10^{-9}	0.0	ANNN
	Subtotal for S1 =	1.6×10^{-6}	6.4	
S2	S2H1	8.9×10^{-7}	3.5	SYYB
	S2D1	7.1×10^{-7}	2.8	SYYB
	S2H2	3.3×10^{-7}	1.3	SYYB
	S2H1F1F2	5.0×10^{-8}	0.2	SYNI
	Subtotal for S2 =	2.0×10^{-6}	7.9	
S3	S3D1	2.6×10^{-6}	10.4	TYYB
	Subtotal for S3 =	2.6×10^{-6}	10.4	
T	T1(SL)D1CF1	6.6×10^{-6}	26.3	SNNN
	T4JQ-H1	1.9×10^{-6}	7.6	SYYB
	T4HQ-H1	1.6×10^{-6}	6.4	SYYB
	T1L(LT)D1CF1	1.3×10^{-6}	5.2	TNNH
	T1L(ST)D1CF1	1.3×10^{-6}	5.2	TNNH
	T1LP	1.1×10^{-6}	4.4	TYYB
	TKRD4	1.1×10^{-6}	4.4	TYYB
	T4JQ-H2	8.1×10^{-7}	3.2	SYYB
	T4HQ-H2	6.8×10^{-7}	2.7	SYYB
	TKRZ	4.8×10^{-7}	1.9	SYYB
	T1Q-D1CF1	3.2×10^{-7}	1.3	SNNH
	T1LF1F2	1.0×10^{-9}	0.0	TYNI
	Subtotal for T =	1.7×10^{-5}	68.4	
V	V	9.0×10^{-7}	3.6	V
	Subtotal for V =	9.0×10^{-7}	3.6	
Total =		2.5×10^{-5}	100.0	

(a) Defined in Section B.2

(b) Defined in Section B.3

(c) Defined in Section B.4

Plant Damage State

1st Letter

- A : LOCA, Leading to Low-Pressure in the RCS prior to Failure of the Vessel
 S : LOCA with a High-Pressure in the RCS prior to Failure of the Vessel
 T : RCS being essentially intact and at a High-Pressure prior to the Vessel failure
 U : LOCAs that bypass the Containment

2nd Letter

Whether or not Water from the RWST (Refueling Water Storage Tank) has been discharged into the Containment

3rd Letter

Whether or not Containment Heat Removal is available

4th Letter

the Status of the Containment Spray System

I : Successful Spray Injection but Failure in Recirculation

B : Successful Injection and Recirculation

N : failure of Injection and Recirculation

反応度事故発生の可能性について

Surry (PWR) での TKRZ シーケンス

「反応度係数が好ましくない状態（特に減速剤の温度係数）にあると、原子炉冷却系を破損させるような1次系の急激な圧力上昇が生じうる。」

	Mean Value (Base Case)	95% Upper Bond	5% Lower Bond	RSS	IDCOR
Surry-1	2.6×10^{-5}	6.7×10^{-5}	7.1×10^{-6}	4.6×10^{-5}	-
Zion-1	1.5×10^{-4}	-	-	-	3.2×10^{-4}
Sequoyah-1	1.0×10^{-4}	3.6×10^{-4}	8.3×10^{-6}	5.6×10^{-5} *	9.1×10^{-5}
Peach-Bottom-2	8.2×10^{-6}	2.4×10^{-5}	1.3×10^{-6}	3.0×10^{-5}	3.6×10^{-5}
Grand-Gulf-1	2.8×10^{-5}	1.0×10^{-4}	3.7×10^{-6}	3.6×10^{-5} *	8.3×10^{-6}

*) RSSMAP (RSS Methodology Applications Program)

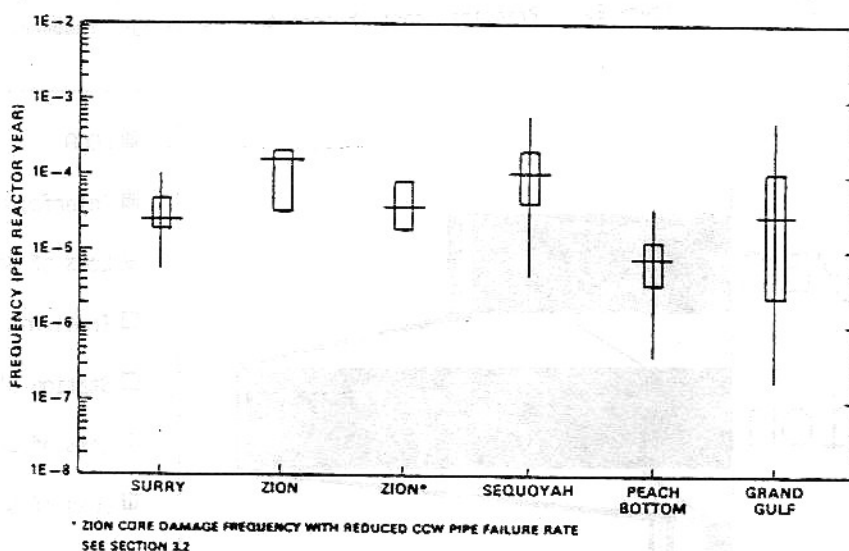


Figure ES.1 Comparison of severe core damage frequencies

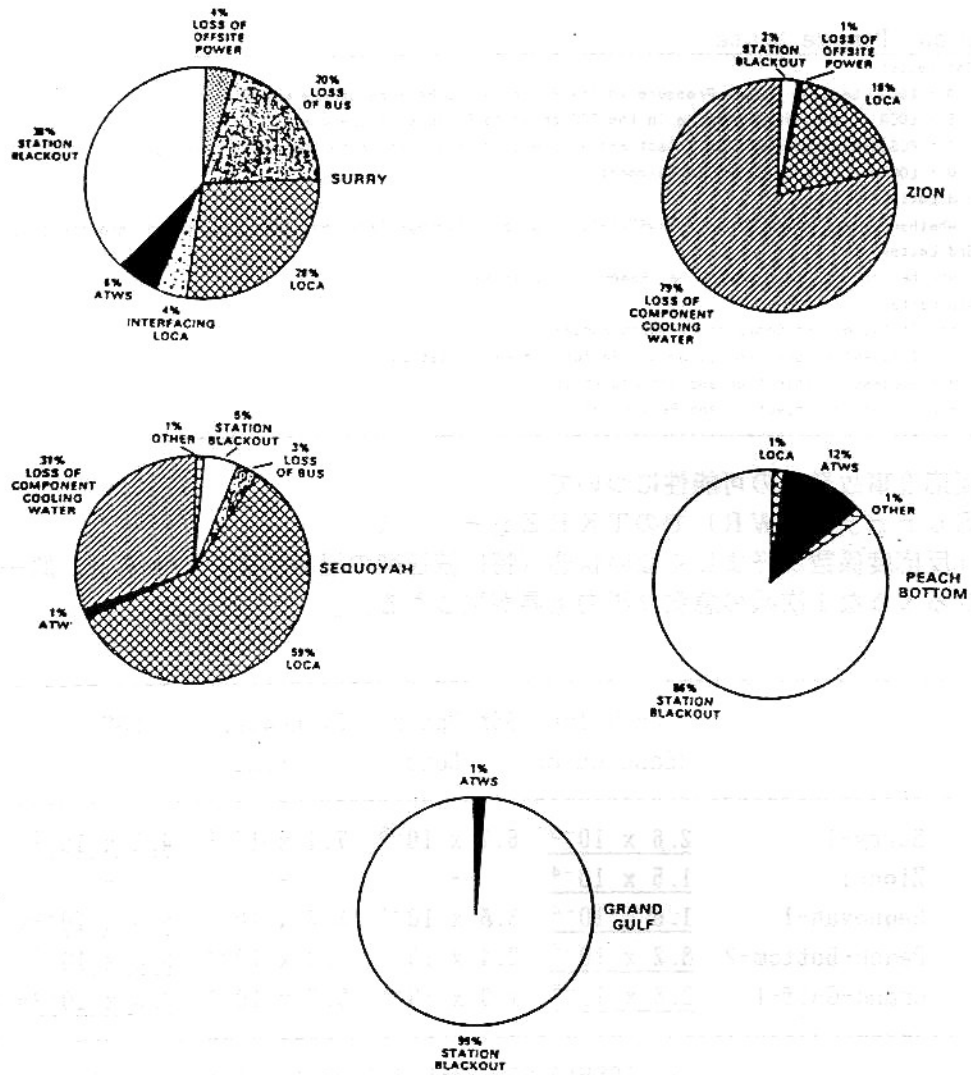
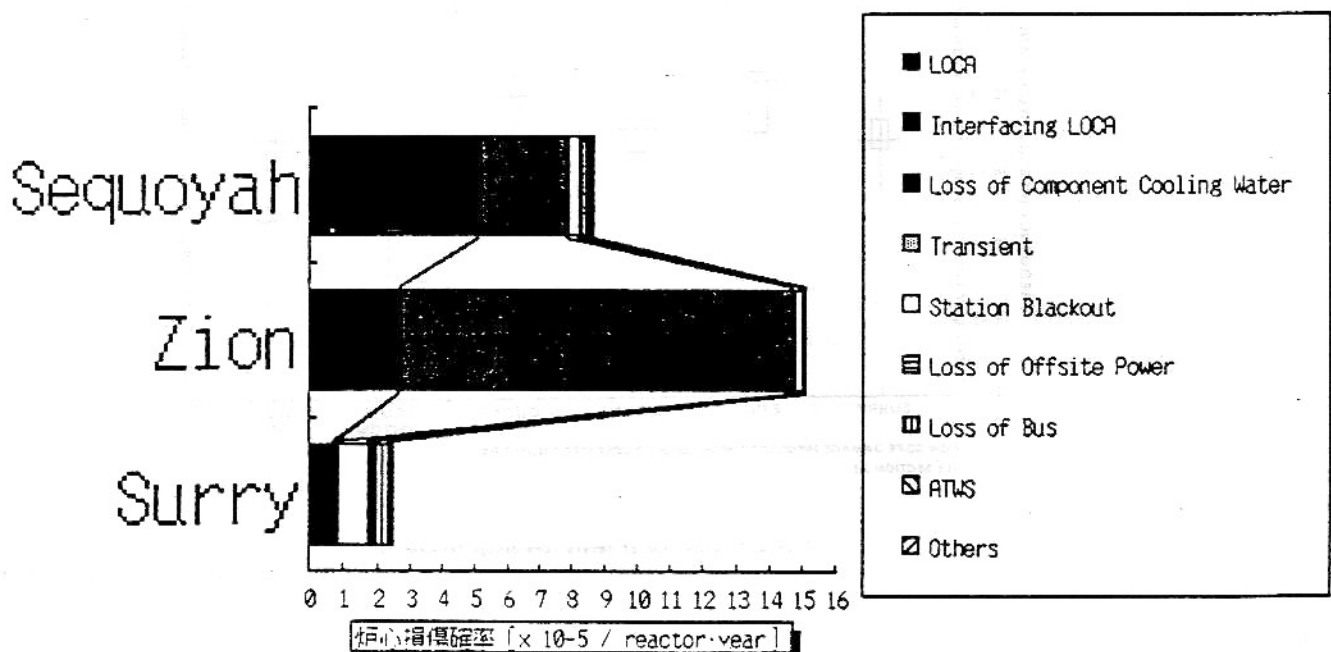


Figure ES.2 Principal contributors to core damage frequency



d. 格納容器の損傷

格納容器はプラント毎の差異が大きく、また挙動も複雑なため、従来のPSAに比べてはるかに詳細な解析を行った。例えば、イベントツリーにおけるTop Eventの数には下に示すプラント毎に、それぞれ 57, 59, 49, 107, 87 事象、考慮された。

	Volume ft ³	Failure Pressure psia
Surry-1	1.8×10^6	120
Zion-1	2.6×10^6	134
Sequoyah-1	?	65
Peach-Bottom-2	2.8×10^5	117
Grand-Gulf-1	$\sim 1.6 \times 10^6$	<117

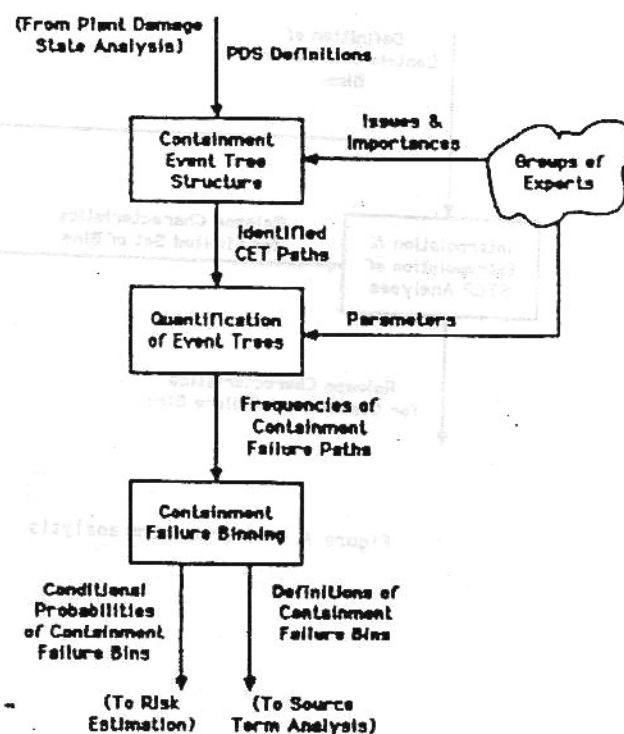


Figure A.3 Containment event tree analysis

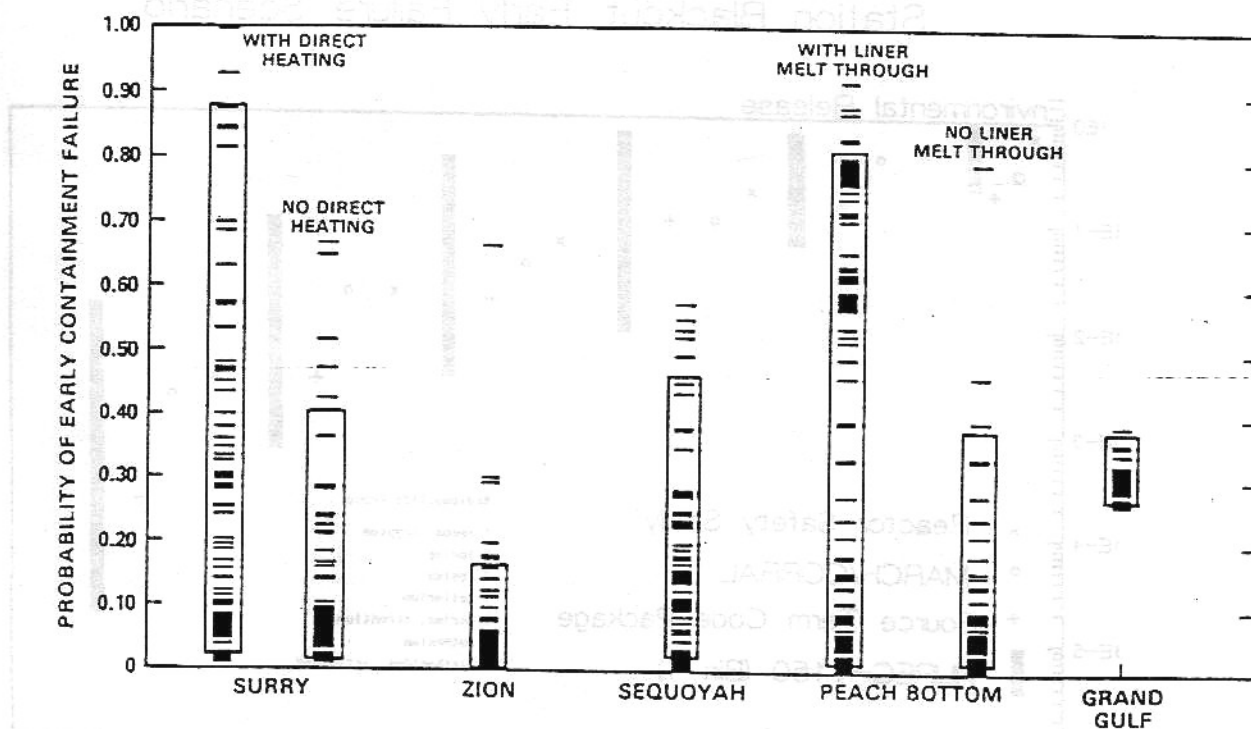


Figure ES.11 Comparison of early containment failure probabilities

e. ソースターム解析

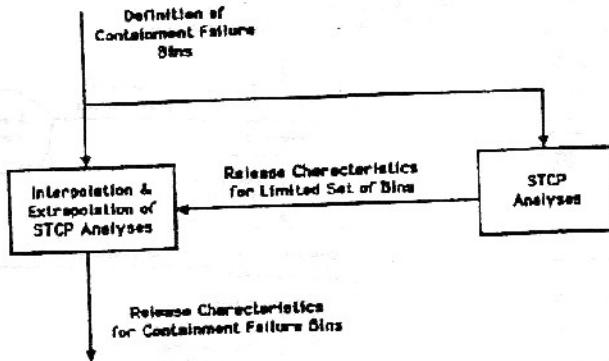


Figure A.4 Source term analysis

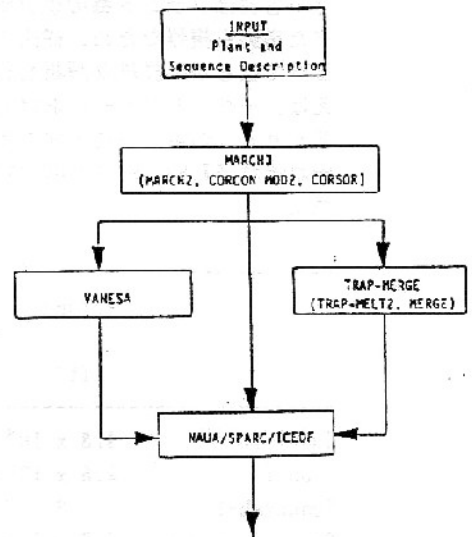


Figure A.5 Source term code package

Comparison of Results Station Blackout, Early Failure Scenario

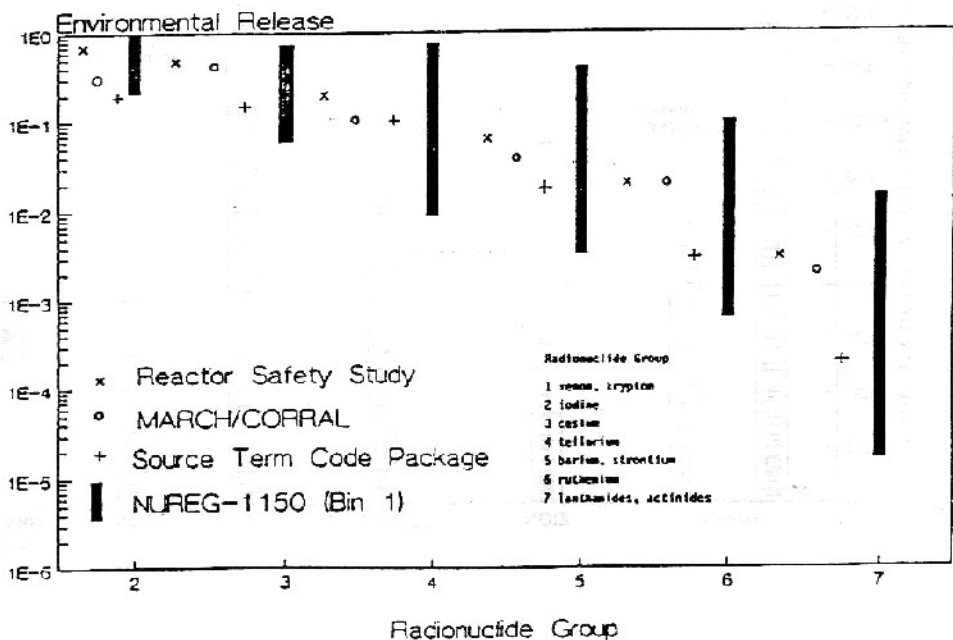


Figure 5.2 Comparison of results for station blackout scenarios at Surry

環境へ放出される放射能の割合の解析結果の1例 (Surryの場合)

Table B.9 Release characteristics and fractions for source term clusters (MACCS)

Cluster	Release Characteristics				Element Group Release Fractions*						
	Time (Hr)	Dur (Hr)	Elev (M)	Heat (Cal/S)	1 Kr/Xe	2 I	3 Cs	4 Te	5 Ba/Sr	6 Ru	7 La
1	3.5	0.32	9.0	2.8E+06	1.0E+00	6.9E-01	6.2E-01	2.2E-02	0.0E+00	1.4E-01	0.0E+00
2	3.8	8.01	9.0	3.4E+04	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	5.4E-01	3.2E-01	0.0E+00	2.0E-02
3	5.5	0.45	10.0	1.8E+06	1.0E+00	7.0E-01	6.4E-01	2.8E-02	0.0E+00	8.1E-02	0.0E+00
4	6.0	8.19	10.0	4.9E+04	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	5.0E-01	2.3E-01	0.0E+00	9.3E-03
5	3.7	0.34	9.0	2.6E+06	1.0E+00	6.9E-01	6.1E-01	1.6E-02	0.0E+00	4.2E-02	0.0E+00
6	4.1	6.70	9.0	1.5E+04	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	3.0E-01	1.0E-01	0.0E+00	5.3E-03
7	4.8	0.56	9.0	1.5E+06	1.0E+00	5.3E-01	4.3E-01	1.9E-02	0.0E+00	5.0E-02	0.0E+00
8	5.4	7.01	9.0	4.2E+04	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	2.4E-01	1.1E-01	0.0E+00	8.2E-03
9	3.8	0.77	8.0	1.2E+06	1.0E+00	4.9E-01	3.6E-01	3.0E-02	0.0E+00	2.9E-02	0.0E+00
10	4.5	4.57	8.0	2.0E+04	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.8E-01	6.2E-02	0.0E+00	7.2E-03
11	2.9	0.53	9.0	1.8E+06	1.0E+00	5.1E-01	3.0E-01	1.7E-02	0.0E+00	2.2E-02	0.0E+00
12	3.4	4.22	9.0	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.3E-01	4.8E-02	0.0E+00	4.0E-03
13	2.3	1.16	8.0	8.5E+05	1.0E+00	3.8E-01	2.5E-01	8.7E-02	3.8E-02	2.2E-02	0.0E+00
14	3.5	3.12	8.0	0.0E+00	1.0E+00	2.9E-01	2.1E-01	3.1E-02	0.0E+00	1.1E-02	0.0E+00
15	3.5	1.57	7.0	4.9E+05	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	6.9E-02	3.1E-02	0.0E+00	2.8E-03
16	5.1	3.50	7.0	7.0E+04	0.0E+00	0.0E+00	7.8E-02	1.7E-01	2.7E-02	0.0E+00	0.0E+00
17	12.0	0.38	10.0	3.0E+06	1.0E+00	4.9E-01	1.2E-01	8.2E-03	3.1E-02	1.1E-02	0.0E+00
18	2.6	3.62	9.0	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	7.8E-02	0.0E+00	0.0E+00	2.0E-03
19	2.5	2.06	8.0	3.7E+05	1.0E+00	2.4E-01	1.4E-01	3.7E-02	0.0E+00	1.1E-02	0.0E+00
20	4.6	1.74	8.0	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	3.2E-02	2.4E-02	0.0E+00	2.8E-03
21	1.7	0.34	9.0	3.5E+06	1.0E+00	4.4E-01	3.4E-02	2.7E-03	0.0E+00	4.2E-03	0.0E+00
22	2.1	2.71	9.0	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	2.1E-02	1.0E-02	0.0E+00	1.2E-03
23	2.3	2.95	8.0	3.2E+05	1.0E+00	1.7E-01	1.2E-01	3.8E-02	0.0E+00	7.3E-03	0.0E+00
24	5.2	1.03	8.0	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.3E-02	2.0E-02	0.0E+00	1.6E-03
25	10.2	2.71	10.0	3.3E+04	1.0E+00	9.7E-02	4.0E-02	5.0E-02	6.3E-03	2.3E-03	4.5E-04
26	2.5	3.53	9.0	2.0E+05	1.0E+00	1.5E-01	8.1E-02	2.6E-02	0.0E+00	5.5E-03	0.0E+00
27	6.1	1.28	9.0	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	9.6E-03	1.8E-03	6.5E-04	1.4E-03
28	7.2	5.36	10.0	2.0E+04	1.0E+00	8.7E-02	9.1E-03	1.2E-02	0.0E+00	3.6E-03	0.0E+00
29	2.0	2.45	7.0	2.9E+05	1.0E+00	1.5E-01	4.7E-02	2.0E-02	7.8E-03	0.0E+00	1.2E-03
30	4.4	1.19	7.0	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	3.6E-03	6.2E-04	1.3E-04	2.4E-05
31	7.3	5.11	10.0	2.0E+04	1.0E+00	5.1E-02	3.6E-03	1.8E-02	0.0E+00	2.6E-03	0.0E+00
32	2.2	3.89	8.0	1.9E+05	1.0E+00	8.5E-02	3.0E-02	2.2E-03	6.4E-03	0.0E+00	8.9E-04
33	6.1	0.47	8.0	4.5E+03	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	6.8E-03	1.4E-03	4.0E-04	0.0E+00
34	6.5	6.14	10.0	1.8E+04	1.0E+00	7.4E-02	8.2E-03	2.7E-04	3.0E-03	8.0E-04	1.8E-04
35	1.9	4.68	9.0	1.2E+05	1.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	6.1E-04	8.2E-05	3.4E-05	5.8E-06
36	6.6	0.17	9.0	0.0E+00	0.0E+00	3.6E-03	4.5E-04	2.9E-03	0.0E+00	3.4E-04	0.0E+00
37	11.4	3.65	8.0	2.1E+04	1.0E+00	3.2E-02	7.2E-03	1.0E-04	1.3E-03	0.0E+00	6.4E-05
38	1.8	4.89	9.0	4.1E+04	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	2.8E-05	1.0E-05	2.8E-06	4.4E-07
39	6.7	0.17	9.0	1.1E+04	0.0E+00	8.3E-04	4.4E-05				
40	24.0	1.00	6.0	0.0E+00	1.8E-02						

* For some clusters, two rows of data are provided. These represent the early and delayed release characteristics used in MACCS.

```

graph TD
    A[Release Characteristics of Containment Failure Bins] --> B[Clustering of Source Terms]
    B --> C[Release Characteristics of Source Term Clusters]
    C --> D[MACCS Analyses]
    C --> E[CRAC2 Analyses]
    F((Meteorological, Demographic, & Economic Data)) --> D
    F --> E
    D --> G[Consequences of Containment Failure Bins]
    E --> G
  
```

1. 最新の健康影響モデル
2. マルチプル・リスク拡散モデル
3. 沈着についての改良
4. 損害評価の改訂

etc.

Figure A-6 Ex-plant consequence analysis



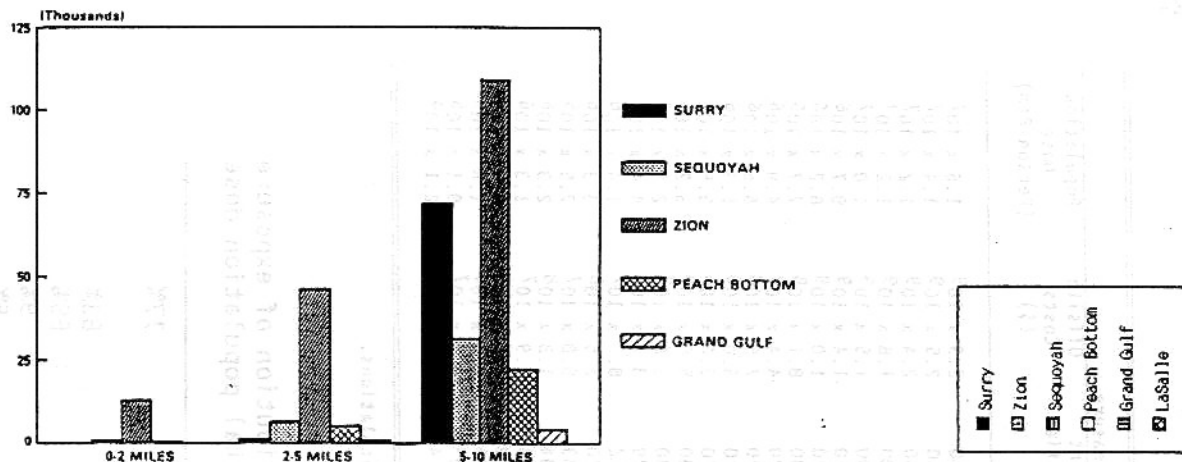
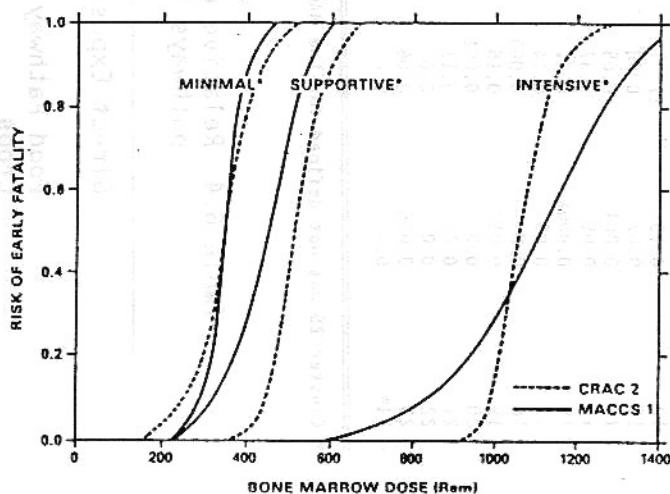


Figure 6.7 Population surrounding NUREG-1150 plants



*Minimal, supportive and intensive refer to the extent of medical treatment. The supportive treatment curve is used for most consequence estimates.

Figure 0.3 Early fatality risk versus dose for bone marrow exposures in CRAC2 and MACCS1

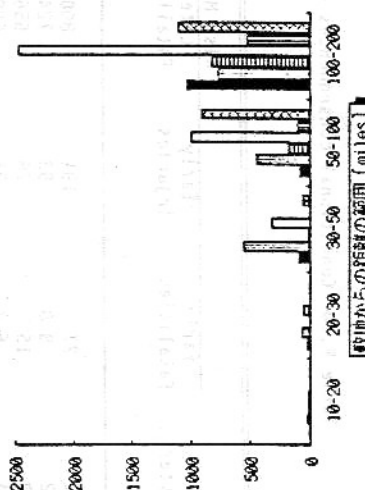


Table 6.3 Effect of interdiction criteria on latent fatality and cost consequences

Criteria	Latent Cancer Fatalities	Costs (\$ Billions)
Base Case		
Land: 25 rems in 30 years		
Crop: 25 mrems per year	8,100	2.9
Variations		
Land: Base Case	9,900	2.8
Crop: 20 X Base Case		
Land: 10% of Base Case	6,000	20.2
Crop: Base Case		

Table B.10 Conditional consequences of clusters (MACCS code)

Cluster	Risk Measure				Population Dose (Person-Rem)
	Early Fatalities	Early Injuries	Latent Fatalities	Offsite Costs (\$)	
1	27	194	8080	2.9 x 10 ⁹	1.6 x 10 ⁷
2	8.0	93	7240	2.5 x 10 ⁹	1.4 x 10 ⁷
3	15	78	6560	2.4 x 10 ⁹	1.2 x 10 ⁷
4	6.2	34	5900	1.8 x 10 ⁹	1.2 x 10 ⁷
5	1.6	21	5200	1.5 x 10 ⁹	1.0 x 10 ⁷
6	2.1	26	4910	1.4 x 10 ⁹	8.7 x 10 ⁶
7	0.76	9.1	4420	1.0 x 10 ⁹	8.2 x 10 ⁶
8	0.18	2.0	3890	8.1 x 10 ⁸	7.7 x 10 ⁶
9	0.13	.84	1620	4.4 x 10 ⁸	4.9 x 10 ⁶
10	2.5	23	3320	7.5 x 10 ⁸	6.6 x 10 ⁶
11	1.8	1.3	2840	6.0 x 10 ⁸	6.3 x 10 ⁶
12	0.15	17	1570	3.6 x 10 ⁸	3.5 x 10 ⁶
13	0.07	0.68	2390	5.0 x 10 ⁹	5.2 x 10 ⁶
14	0.004	0.05	1030	1.6 x 10 ⁸	2.9 x 10 ⁶
15	0.05	0.37	1820	3.7 x 10 ⁸	4.4 x 10 ⁶
16	0.0006	0.01	362	8.7 x 10 ⁷	1.4 x 10 ⁶
17	0.05	0.44	1270	2.6 x 10 ⁸	3.3 x 10 ⁶
18	0.0	0.003	183	5.0 x 10 ⁷	7.5 x 10 ⁵
19	0.017	0.15	794	1.8 x 10 ⁸	2.3 x 10 ⁶
20	0.0	0.001	334	2.9 x 10 ⁷	1.3 x 10 ⁶
21	0.01	0.11	408	1.1 x 10 ⁸	1.4 x 10 ⁶
22	0.0	0.0	34	6.6 x 10 ⁶	1.6 x 10 ⁵
23	0.006	0.06	233	4.4 x 10 ⁷	9.1 x 10 ⁵
24*	0.0	0.0	4.0	2.2 x 10 ⁶	2.1 x 10 ⁴

* Cluster 25 was not defined for the MACCS calculations.

Table 6.4 Relative contribution of exposure pathways to total population dose

Exposure Pathway	Contribution (%)
Direct Exposure	17%
Food Pathway	83%
Crops	69%
Milk	9%
Water	5%

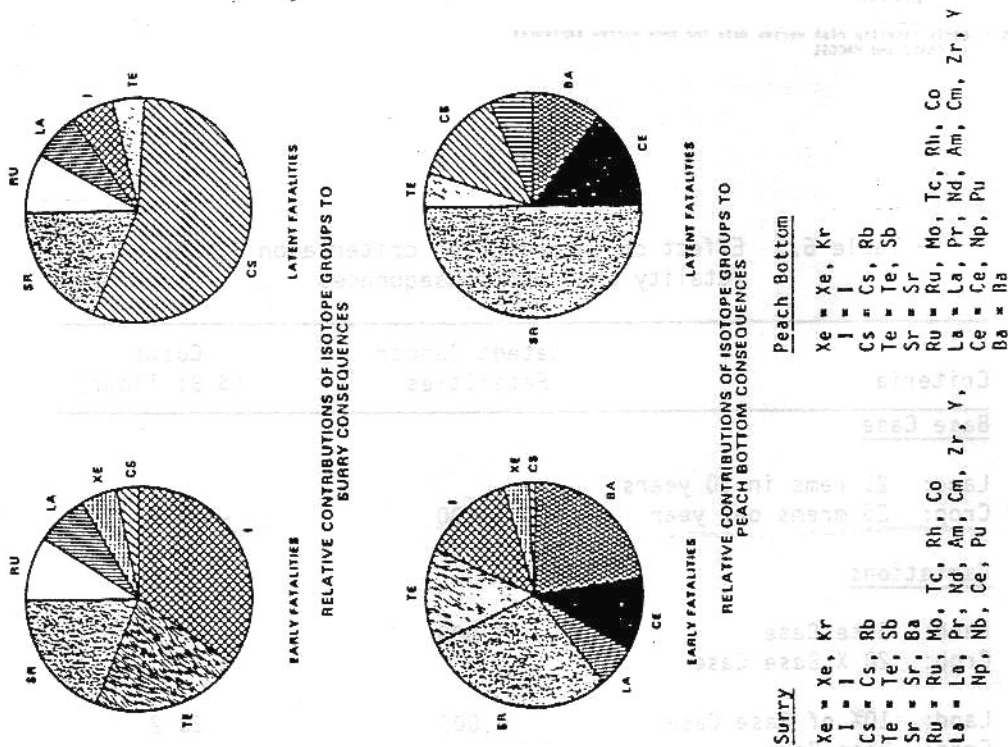


Figure 6.11 Contribution of radioisotope groups to Surry and Peach Bottom consequences

5. リスク評価

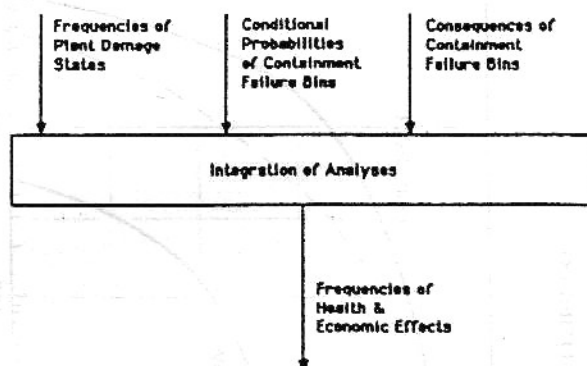


Figure A.7 Risk estimation

Table 7.2 Risk-important accident sequences and containment failure modes

Surry	Zion	Sequoyah	Peach Bottom	Grand Gulf
- Station blackout	- Loss of component cooling water system (pipe rupture)	- Loss of component cooling water system (pump failures)	- Station blackout (battery failures)	- Station blackout (diesel-generator failures)
- Early over-pressure (direct containment heating)	- Early over-pressure (direct containment heating)	- Early over-pressure (hydrogen combustion)	- Early failure (drywell meltthrough)	- Failure by hydrogen combustion with pool bypass or reevolution of iodine from pool

Note: This table is not intended to display all risk-important accidents and containment failure modes. Only the most important are shown.

Table 7.3 Risk-important uncertainties

Surry	Zion	Sequoyah	Peach Bottom	Grand Gulf
- Direct containment heating	- Switchover from emergency core cooling injection to recirculation	- Common cause failures of component cooling water system	- Direct drywell failure	- Diesel-generator failure rates
	- Direct containment heating	- Bypass of ice beds		- Late release of iodine from suppression pool
		- Hydrogen combustion at reactor vessel breach		

Note: This table is not intended to display all risk-important uncertainties. Only the most important are shown.

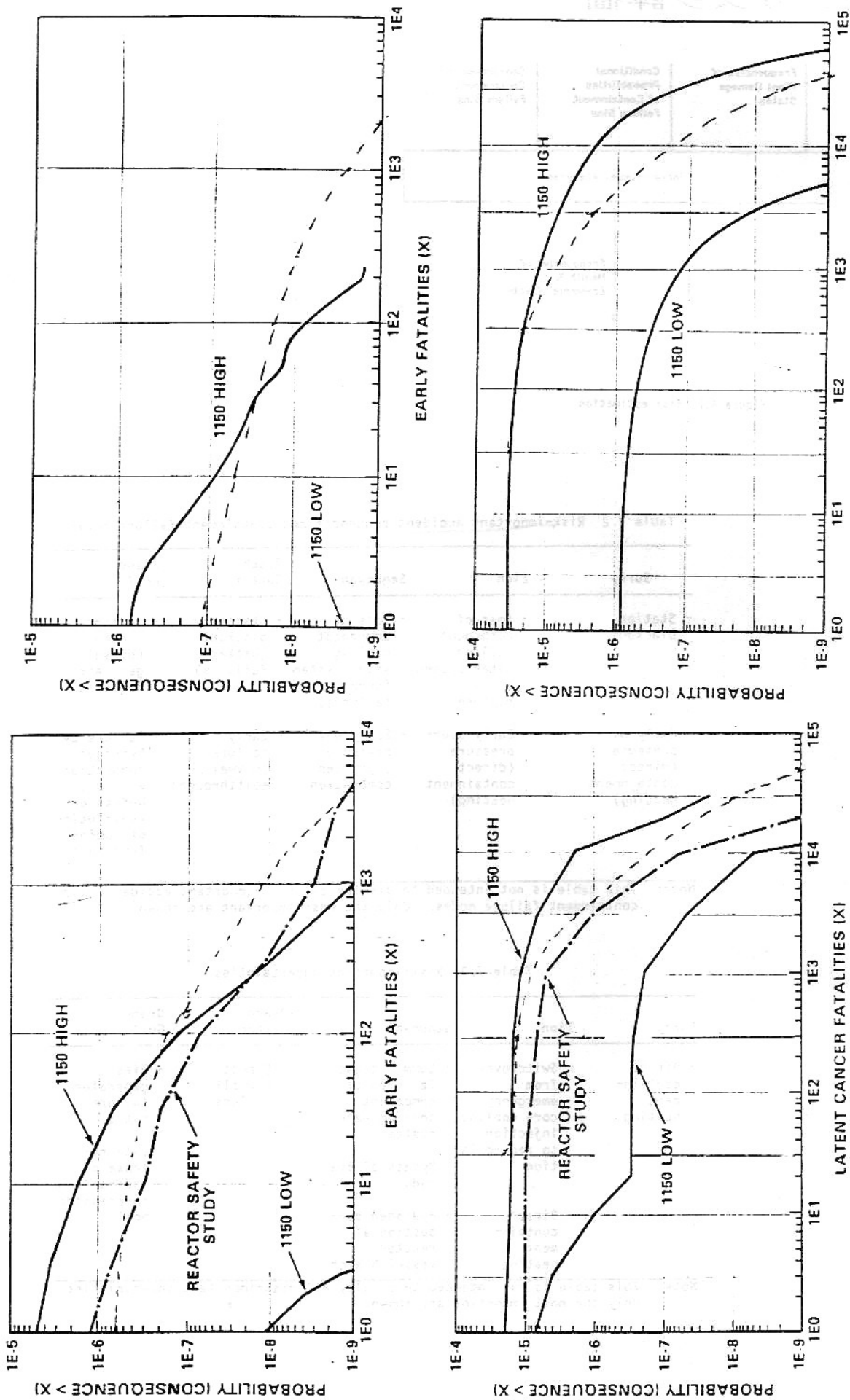


Figure 7.16 NUREG-1150 complementary cumulative distribution function for Peach Bottom plant

Figure 7.4 Comparison of NUREG-1150 and Reactor Safety Study complementary cumulative distribution functions for Peach Bottom plant

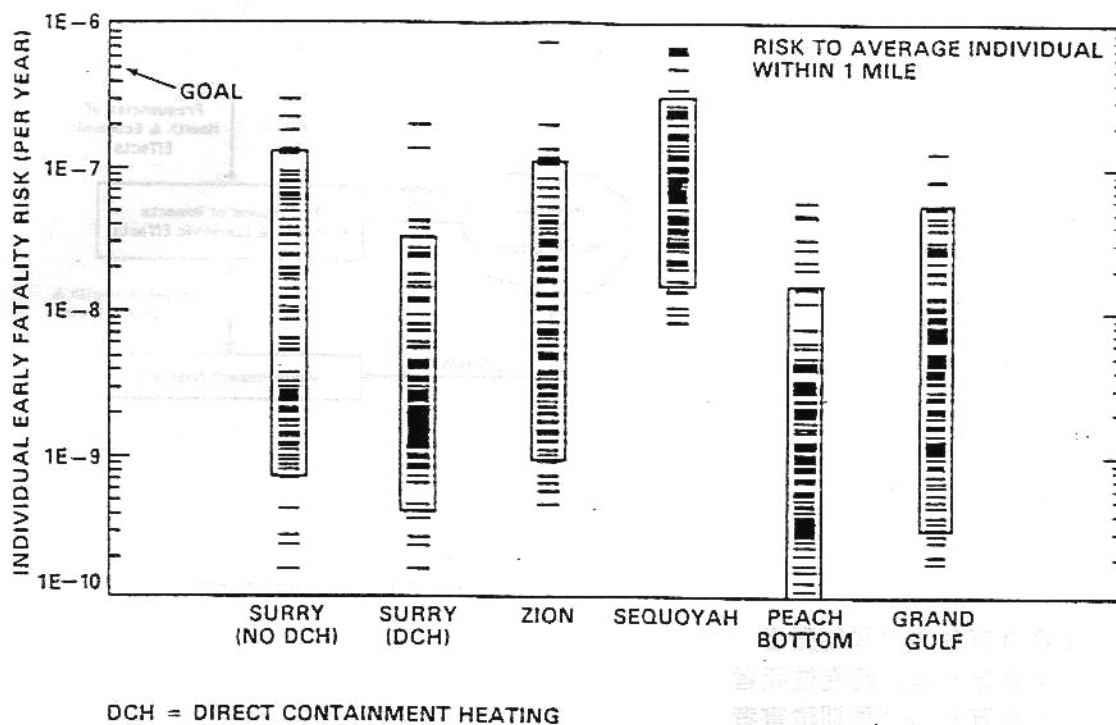


Figure ES.5 Comparison with NRC safety goal (early fatalities)

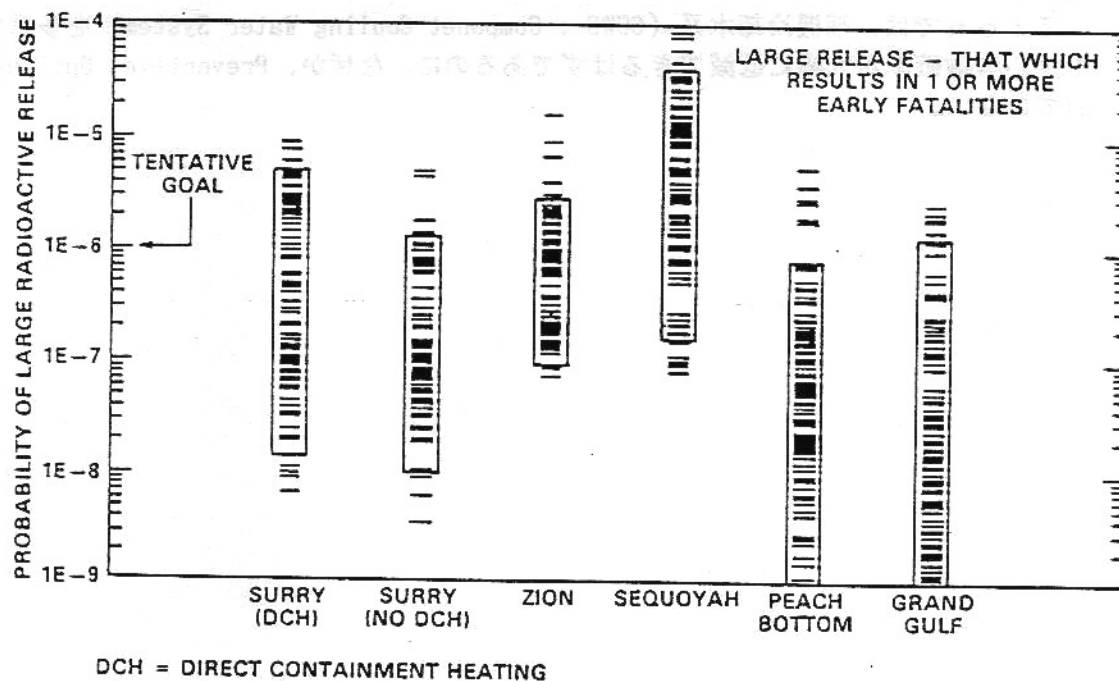


Figure ES.7 Probability of one or more early fatalities

h. リスク低減の方策

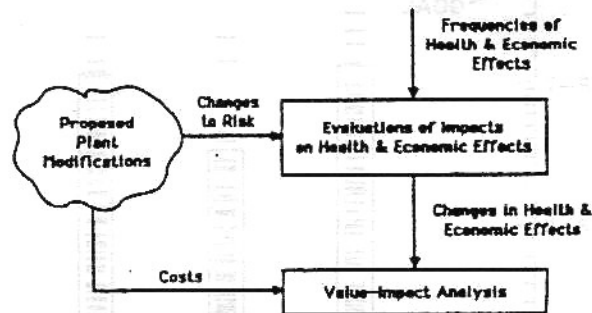


Figure A.8 Risk reduction potential

- 100万ドル/早期死者
- 10万ドル/晩発性死者
- 10万ドル/早期障害者
- 50マイル以遠について
- 1000ドル/人・レム

Preventive Option と Mitigative Option について金勘定。

ほとんどの場合、改善装置の設置費用の方が低減されるリスク（金に換算されたもの）よりも高い。

Zionでは、補機冷却水系（CCWS：Componet Cooling Water System）を多重化することで炉心溶融確率が大幅に低減できるはずであるのに、なぜか、Preventive Option解析は行われていない。

Table D.15 Modifications to Sequoyah Procedures and/or Systems Considered in Risk Reduction Analysis

Modification Number	Description
Preventive Options:	
P1	Automatic switchover of suction from RHST to low-pressure recirculation for high-pressure systems
P2	Availability of an additional diesel generator for improved reliability of emergency AC power system
P3	Availability of an additional vital battery for improved reliability of DC power system
P4	Revision to procedures for small LOCAs to enable early termination of containment sprays to extend high-pressure injection phase
P5	More restrictive technical specifications to improve availability of component cooling water system
P6	Upgrade of auxiliary feedwater through installation of cross connections between two Sequoyah plants
P7	Upgrade high-pressure injection through cross connections
P8	Installation of system to provide rapid depressurization of primary coolant system to enable establishment of low-pressure cooling

Note: Modification P8 can also affect subsequent containment response if core damage is averted, therefore, P8 is also considered as a mitigative option.

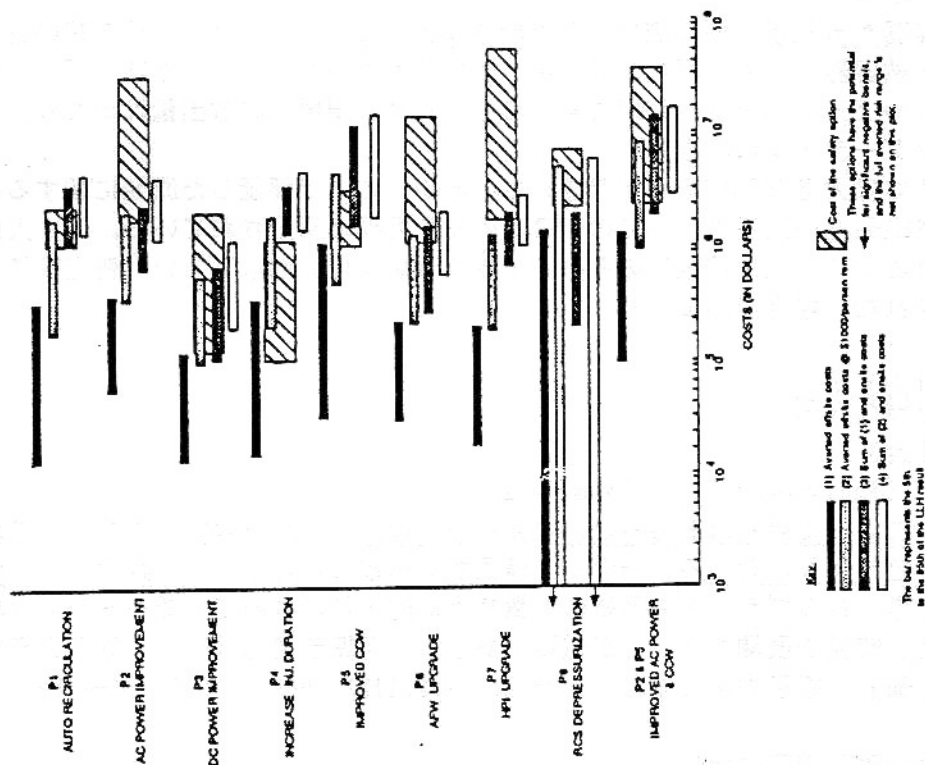


Figure D.11 Comparison of Costs and Averted Risk for Preventive Options

i. 結論のまとめ (NUREG-1150による)

1. 過酷事故の確率を決めるためには、プラント毎の解析が必須である。
2. 事故時に放出されるソースタームには大きな幅があるが、今回の評価の上限値がRSSでの値にほぼ匹敵する。
3. 格納容器が事故後早期に破損する可能性は否定できない。大型の乾式格納容器は圧力抑制式の格納容器よりも信頼性が高いが、圧力抑制式のものでも、格納容器破損後に圧力抑制プールやアイスベッドが利用できるのであれば、環境への放出量はかなり少なくできる。
(アンダーラインは小出)
4. 評価値には大きな不確実さが存在しているが、ここで評価した原発に関するかぎり、早期および晩発性の死者についてのNRCの安全目標は満足されている。(1人以上の早期死者が出るような放射能放出の確率は100万炉年に1回以下という暫定基準については、満たされない場合がある。)

IV. PSAの利点と欠陥

a. 利点

1. IPE (Individual Plant Examination)

「PSAによって得られるもっとも重要な成果は、モデルを数学的に処理して求められる数値(絶対値)よりはむしろ、モデルを構築する過程における工学的論理そのものであって、それから導かれるプラントの系統の特徴や相対的挙動についての理解を基に設計、運転によって有用な知見を展開することが重要である」(可児吉男(動燃)、「原子力発電所の確率論的安全評価」、原子力学会誌、Vol.28, No.12, P.1122(1986)) (アンダーラインは小出)

2. 原子力発電所相互の比較

「原理的には、PSA手法は原子力発電所の包括的安全問題、潜在的な異常事象そして安全系の信頼性を総合評価するために使用されるべきである。PSAで得られた定量的結果には、余りにも多くの不確実性が有るので、その値自身は原子力発電所に関する問題を比較するための道具としてのみ使うべきである。」(内田秀雄、「日本における最近の原子力安全性の論点」、原子力工業、Vol.32, No.10, p.17(1986)) (アンダーラインは小出)

b. 欠陥

1. イベントツリー法の根本的欠陥

あらゆる事故シーケンスをあらかじめ予測することは元々できない相談

不確実さ(Uncertainty)が避けられない

解析者が用いる仮定の妥当性

使用するモデルの妥当性

Zionにおける炉心損傷確率の79%は、CCWSの故障が原因とされているが、この事象はNUREG-1150を行うに当たってはじめて見いだされた。(ZIONのCCWSではCCWSで共通のヘッダーを用いていて、単一の配管破断でCCWSが機能を喪失してしまう。)

2. フォールトツリー法の根本的欠陥

不確実さ(Randomness)が避けられない

使用するデータの十分性、信頼性

世界の原子力関係データベース(飯田武彦(東芝)、「原子力発電所の確率論的安全評価」、原子力学会誌、Vol.28, No.12, P.1104(1986))

Licensee Event Report (LER)	: USA連邦規則
Nuclear Plant Reliability Data System	: USA産業界
In-Plant Reliability Data System	: USNRC
European Reliability Data System	: ヨーロッパ全体

EdF(Electricité de France) Data System : フランス電力庁

限定的なもの

EPRI's System

: USEPRI (過渡事象の発生頻度のみ)

Nuclear Power Safety Reporting System : USNRC (ヒューマンエラーに関するニアミスなどのデータ収集を目的として計画中)

IEEE Std-500

:

原子力工学試験センター、電力中央研究所: ?

日本にはデータベースすら無い。(日本の原発推進派自身の苦悩)

「PSAをいかに規制の中に適用・活用していくかについては、種々の方法が考えられる。そのひとつとして、まず思いつくのは、決定論的な手法を確率論的な手法にすべて置き換えてしまうやり方である。すなわち、原子力発電所の妥当性を、PSAの評価結果が、ある定められた安全目標を満足しているか否かで判断するものである。しかし、このドラステックな方法については大きな問題が存在する。PSAを実施する場合、特に日本における実績を基に評価を行おうなどとする場合、まずぶつかるのがデータベースの不足という大きな壁である。この壁をつき抜けるためには、ある程度の不確定性を覚悟の上で、初期事象、機器の非信頼度データを決定していくしかないのである。」(村上秀明(東電)、「原子力発電所の確率論的安全評価」、原子力学会誌、Vol.28.No.12,P.1123(1986))

3. 共通モード故障の評価

4. 人間信頼性解析

専門家の判断?

5. 外部事象の無視

地震、サボタージュ、戦争

すでに述べたように、NUREG-1150すらレベル3 PSA、すなわち内部事象を原因とする事故しか評価していない。そして、それすらもが不確定性が大きく、事故確率やリスクの絶対値を与えることには成功していない。また、絶対値を与えるという意味でいうかぎり、それが決して成功しないことも認められている。そのうえ、地震のような天災については発生確率を正確に得ることは難しいし、その時のプラントの応答を決めることもなおさら難しい。さらに、戦争の発生確率など決めることなどまったくできない相談である。

V. おわりに

確率論的安全評価の限界は原理的に明かであるし、すでに原子力の推進派によっても、そのことは繰り返し表明されている。しかし、その手法は限界を認識して正しく使うのであれば、原子力発電の持つリスクを、少なくとも相対的に低減させることには役立つはずである。しかしながら、原子力におけるその登場そのものが、政治的な要請によっていたし、いま現在も、それを政治的に利用しようとする要求が圧倒的に強い。原子力の持つ基本的な政治性は、今後とも、確率論的安全評価の正しい使い方を許さないだろうし、学問そのものの、あるいは誠実な原子力推進者がいるとすれば、彼らにとっては誠に迷惑なことであろう。

「PSAの評価手法にも、例えば、共通要因故障やヒューマンエラーの取扱いのように不確定性が介在してくる余地が残されている。したがって、このような結果として得られるPSAの評価には、当然、大きな不確定性がある事を承知しなければならないわけである。このような不確定性の存在するものに対し、規制上設計が妥当であるか否かの判断を下すのは難しいといわざるを得ない。(中略)したがって、規制において確率論的な手法を決定論的な手法に完全に置き換えることは、少なくとも現段階においては困難なものと考える。」(村上秀明(東電)、「原子力発電所の確率論的安全評価」、原子力学会誌、Vol.28.No.12,p.1123(1986))

「いずれの評価を行うにしろ、それぞれに固有の限界、特に不確定性についての明確の考慮が大切であること、この方法がますます重要な役割を担うことは明かとしても、その結果は丁寧かつ注意深くあつかうべきであり、また賢明なる人間の判断を置き換えるものではない」(NRC、バラディーノ前委員長、PSA'89の開会セッションにおける発言)「原子力工業」Vol. 35, No. 10, p. 50

「これまでにたくさんのPSAがなされたが、他をまねて安易に仮定を設けて行われている傾向がある」(UCLA, Apostolakis, PSA'89の開会セッションでの発言)「原子力工業」Vol. 35, No. 10, P. 53

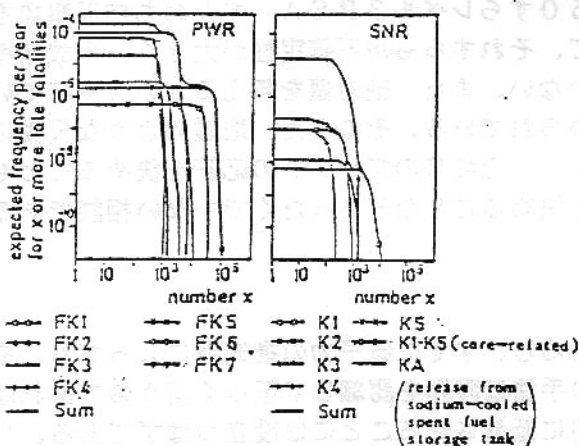
日本の原子力安全委員会による評価原子炉安全基準専門部会共通問題懇談会中間報告書(1990年2月19日)

日本における利用可能なデータベースすらなく、いまだにレベル1 PSAでしかないのに、すでに原発の安全宣伝に使われた。

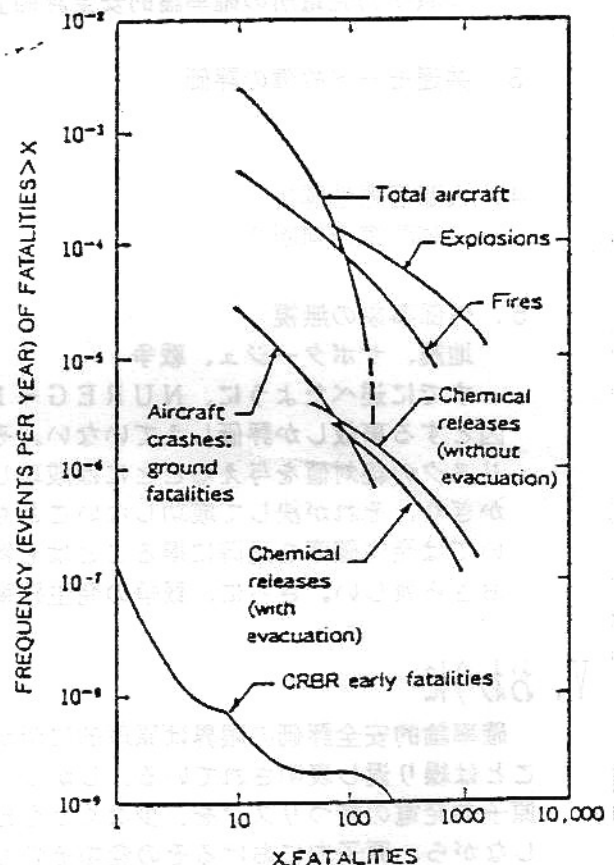
高速炉についてのPSA

PSAをすると高速炉は軽水炉よりも安全になってしまう?

経験の無いものについては、PSAは常に事故確率を小さく評価する。(予測できない事故事象を考慮にいれることができないため)



第Ⅱ-2図 SNR-300と西独軽水炉とのリスク比較



第Ⅱ-1図 CRBRプラントと他の施設等とのリスク比較

RSS以降15年の歳月についての感慨

- 1 USA内におけるNRCの自立性(A NSからも産業界からも独立した立場を維持)
- 2 世界の原子力開発におけるUSAの力量とリーダーシップ
- 3 それでも否定できない苛酷事故の発生と被害の大きさ(結局RSSと同じになってしまう)
- 4 日本の原子力推進派のダメさ加減