

分置

PNC J8409 90-001

社内一般

(専用)

確率論的安全性研究に関する
海外文献調査

1990年3月

株式会社 ペスコ

この資料は、動燃事業団社内における検討及び周知を目的とする社内資料です。刊行物に引用する場合には、事業団の許可が必要です。

This document is not intended for publication, No public reference nor disclosure to the third party should be made without prior written consent of Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation.

本資料についての問合せは下記に願います。

〒319-11 茨城県那珂郡東海村村松 4-33

動力炉・核燃料開発事業団 東海事業所
技術開発推進部 技術管理室

社内一般
PNC J8409 90-001
1990. 3.

確率論的安全性研究に関する海外文献調査

山崎 純※

要 旨

確率論的安全性研究は、近年、原子炉を中心開発された確率論的安全評価（P S A、Probabilistic Safety Assessment）、あるいは確率論的リスク評価（P R A、Probabilistic Risk Assessment）を中心技術として著しい発展を遂げ、原子炉では特に、苛酷事故等の評価や安全目標の確立等に関連して、P S Aは不可欠のものとなっている。しかし、原子炉以外の核燃料サイクル施設では、現状ではなお、利用は限定されている。本調査は動力炉・核燃料開発事業団からの委託を受けて、再処理施設およびプルトニウム燃料製造施設等、東海事業所の核燃料サイクル施設の安全研究の一環として、確率論的な安全評価手法を確立するための研究の基礎資料を得るため、諸外国での研究の動向を調査した結果を取りまとめたものである。内容は、約60件の海外文献の整理・分類（ファイル番号、重要度分類、内容区分、文献名、文献頁、文献言語、要約番号および備考）、文献の要約（和文、英文）を実施し、全体を通して東海事業所各施設との関連性、今後の研究の方向性について、総括的にとりまとめたものである。

本報告書は、株式会社ペスコが動力炉・核燃料開発事業団との契約により実施した調査の成果である。

契約番号 : 011C00297

事業団担当部課室および担当者 : 東海事業所安全管理部（北原義久）

※ : 株式会社 ペスコ エンジニアリング部

Literature survey on probabilistic safety study

Jun Yamazaki※

Abstract

Probabilistic safety study has extensively been developed for nuclear energy use with the basic techniques of probabilistic safety assessment(PSA) or Probabilistic Risk Assessment(PRA) which is now indispensable especially for nuclear reactor safety and particularly with respect to the evaluation of severe accidents and to the achievement of safety goal. In the field of non-reactor fuel cycle facilities, however, there is at the present moment very limited application of PSA. This report summarizes several papers related to probabilistic safety study on nuclear fuel cycle facilities given, as basic data for safety study of facilities such as reprocessing and plutonium fuel fabrication facilities in Tokai Works. Contents consist of classification and summarization of about 60 papers in addition to comments related to the safety study of the Tokai facilities.

Work performed by PESCO Ltd. under contract with Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation

PNC Liaison: Health and Safety Division, Tokai Works (Y.Kitahara)

※ : Engineering Division, PESCO Co. Ltd.

目 次

まえがき	1
1. 海外文献の整理	2
2. 海外文献の要約	3
2. 1 PSA全般	
2. 2 事故現象過程および評価	
2. 3 確率評価	
2. 4 影響解析	
2. 5 リスク評価およびコード	
2. 6 安全性および規制	
3. 将来の展開への提言	159
3. 1 核燃料サイクル施設のPSAの問題点	159
(1) PSAの現状	159
(2) 核燃料サイクル施設の特殊性	159
(3) PSAの方法	160
(4) PSAの利用	164
3. 2 東海事業所施設に関する今後の研究の方向	166
(1) 利用目的の明確化	166
(2) 実施の際の注意事項	166
あとがき	168
別 表	
文献リスト	169
付 錄	
英文要約	(1)

まえがき

確率論的安全性研究は、P.S.A.(Probabilistic Safety Assessment、確率論的安全評価)、あるいはP.R.A.(Probabilistic Risk Assessment、確率論的リスク評価)と呼ばれて、近年原子力関係でますます盛んに行われている。特に、原子炉の安全性の分野では、P.S.A.に対する関心は極めて高くまた、利用分野も広がっているようである。しかし、原子炉以外の核燃料サイクル施設では、現状ではなお、限定された利用にとどまっており、今後研究開発を大いに推進する必要がある。

本報告書は、再処理施設およびプルトニウム燃料製造施設等、東海事業所の核燃料サイクル施設の安全研究の一環として、確率論的な安全評価手法を確立するための研究を実施するにあたり、諸外国での研究の動向を調査することにより、今後の研究に資するため、動力炉・核燃料開発事業団からの委託を受けて株式会社ペスコが実施した調査の結果を取りまとめたものである。

調査内容は、同事業団から貸与された核燃料サイクル施設の確率論的安全性研究に関する外国文献(1974年～1985年)に基づき、以下のような作業を実施した。

(1) 文献の整理

核燃料サイクル施設の確率論的安全性研究に関する外国文献を整理し、ファイル番号、重要度分類、内容区分、文献名、文献頁、文献言語、要約番号および備考の順に分類して表示した。重要度分類は東海事業所各施設の現状に照らして関連の度合いを示した。また、内容区分は①確率論的安全評価分野別、②工程事象別、③施設種類別に実施した。

(2) 文献の要約

文献の要約は、目次と内容の概要を述べた和文と英文で作成した。

(3) 総括

上記(2)の文献の要約全体を通して東海事業所各施設との関連性、今後の研究の方向について、総括的にまとめた。

1. 海外文献の整理

核燃料サイクル施設の確率論的安全性研究に関して動燃事業団から貸与された外国文献ほか60件を表1-1の分類案に従って分類した。分類に当たっては、3種類の分類を試みた。すなわち、(a) PSAプロセス分類M、(b)工程事象別分類、(c)施設別分類とした。

分類した文献一覧表を別表に示す。

表1-1 PSA文献分類
(Classification of Papers for PSA)

(a) PSAプロセス分類 Classification by PSA Process			
PSA全般	24	④ T	PSA Total
事故現象過程および評価	13	④ A	Process and Evaluation of Incident
確率評価	3	① P	Probability of Incident
影響解析	4	② C	Consequence Analysis
リスク評価およびコード	17	④ R	Risk Evaluation and Code
安全性および規制	15	⑤ S	Safety General and Regulation

(b) 工程事象別分類 Classification by Event Character			
全工程事象	58	t	Total Event
工程内事象	5	f	Internal Event(Functional Incident)
放射能異常放出	6	r	Abnormal Discharge of Radioactivity
外的事象	4	③ n	External Event(Natural Phenomenon)
人-機械相互作用	3	m	Man-machine Interface

(c) 施設別分類 Classification by Facility			
原子炉施設	20	R	Reactor
燃料サイクル施設	19	F	Fuel Cycle Facility
全施設	34	G	General Nuclear Facilities
貯蔵	1	S	Storage
輸送	2	T	Transportation

注) 数字 : 該当文献数を示す。

①～⑤ : 契約仕様書の「2.調査内容 (2)文献の整理」の内容区分と対応。

アルファベット : 分類を示す略号

2. 海外文献の要約

報告番号 : 008

TtR

タイトル : 原子炉安全性研究／米国商業用原子力プラントにおける事故リスクの評価

頁 数 : 6

発行者 : 米国N R C

発行年月 : 1975年10月

著 者 : WASH-1400//NUREG-75/014

報 告 本 文目 次

(章)

(頁)

序 言

i

1. 原子炉安全性研究の目的と組織化

1

1. 1 序 論

1

1. 2 原子炉安全性研究の目的

1

1. 3 原子炉安全性研究の組織化

2

1. 4 報告の構成

3

1. 5 技術的付属

3

1. 6 原子炉安全性研究フローチャート

5

1. 7 研究実施に寄与した主要因子

5

1. 8 研究中に得られた洞察

6

1. 9 研究の限定事項

7

1. 0 最終備考

7

2. リスクの基礎概念

11

2. 1 リスクの測定

11

2. 2 リスクに対する姿勢

13

2. 3 リスク決定

14

2. 3. 1 高確率事象

14

2. 3. 2 低確率事象

15

(頁)

2.4 リスク推定の表示

16

参照文献

17

3. 原子力発電プラント事故の性格

27

3.1 緒論

27

3.2 放射能の所在位置と大きさ

29

3.3 冷却材喪失事故（LOCA）

30

3.3.1 LOCA起因事象

31

3.3.2 工学的安全設備の影響

31

3.3.3 溶融燃料相互作用

33

3.4 原子炉過渡事象

34

3.5 使用済燃料貯蔵プールに係わる事故

35

参照文献

36

4. リスク評価方法論

55

4.1 緒論

55

4.2 放射能放出の定量化

55

4.2.1 事故シーケンスの設定 — 起因事象

56

4.2.2 放出の確率

58

4.2.2.1 フォルト・ツリー

59

4.2.2.2 故障率データ

60

4.2.2.3 共通モード故障

61

4.2.3 放出の大きさ

62

4.3 放射能放出の影響

63

4.3.1 大気拡散モデル

64

4.3.2 人口密度分布モデル

64

4.3.3 健康影響と財産損害モデル

65

(頁)

4. 4 全般的リスク評価	65
参考文献	66
5. 原子炉事故リスク	77
5. 1 結論と総括	77
5. 2 放射能放出カテゴリ	77
5. 2. 1 PWR放出カテゴリ	77
5. 2. 2 BWR放出カテゴリ	78
5. 3 放出の確率	79
5. 3. 1 PWRの放出確率	79
5. 3. 2 PWRの主要事故シーケンス	79
5. 3. 2. 1 大破断LOCA (A)	80
5. 3. 2. 2 小破断LOCA (S_1)	80
5. 3. 2. 3 小破断LOCA (S_2)	81
5. 3. 2. 4 原子炉容器破壊 (R)	81
5. 3. 2. 5 境界システムLOCA (V)	81
5. 3. 2. 6 PWR過渡事象 (T)	81
5. 3. 3 BWRの放出確率	82
5. 3. 4 BWRの主要事故シーケンス	82
5. 3. 4. 1 LOCA事象	82
5. 3. 4. 2 原子炉容器破壊 (R)	83
5. 3. 4. 3 過渡事象 (T)	83
5. 3. 5 その他の内部原因	83
5. 4 外部要因に基づく放出確率	84
5. 4. 1 地震リスク	84
5. 4. 2 龍巻	86
5. 4. 3 洪水	87
5. 4. 4 航空機墜落	87

	(頁)
5.4.5 タービンミサイル	87
5.4.6 その他の外部原因	89
5.5 事故時放出からのリスク	89
5.5.1 早期死亡者	90
5.5.2 結果の総括表	91
5.5.3 早期罹病者	91
5.5.4 長期の健康影響	91
5.5.4.1 晩発性がん死亡者	91
5.5.4.2 甲状腺小結節	92
5.5.4.3 遺伝的影響	92
5.5.5 財産損害	93
5.6 100基の原子力発電プラントによる事故リスク	94
 参考文献	 95
 <u>6. 原子力リスクと他の社会的リスクの比較</u>	 145
6.1 緒論と総括	145
6.2 死亡および傷害の個人リスク	145
6.2.1 死亡者	145
6.2.2 傷害者	146
6.3 社会的リスク	146
6.3.1 死亡者と傷害者	146
6.3.2 経済的損失	147
6.4 大きな影響をもたらす事象からのリスク	147
6.4.1 暴風	148
6.4.2 龍巻	148
6.4.3 地震	149
6.4.4 隕石	149
6.4.5 航空機墜落	150

	(頁)
6. 4. 6 爆 発	150
6. 4. 7 ダム決壊	150
6. 4. 8 火 災	150
6. 4. 9 危険性化学物質放出	151
 参考文献	 152
 7. 結論と勧告	 193
7. 1 概 観	193
7. 2 リスク評価の結果	194
7. 3 リスクに影響を及ぼす因子	196
7. 3. 1 炉心溶融の確率	197
7. 3. 2 大きな影響をもたらす事故	197
7. 4 その他の研究目的	198
7. 4. 1 現実主義対保守主義	198
7. 4. 2 方法論の開発	199
7. 4. 3 研究提案	201
7. 5 最終観察	201

補遺 : インベント・ツリーおよびフォルト・ツリー方法論と
共通モード故障の取扱に関する概観

205

管理者用総括

- 付属 I. 事故設定とイベント・ツリーの使用
- 〃 II. フォルト・ツリー
- 〃 III. 故障データ
- 〃 IV. 共通モード故障
- 〃 V. 事故シーケンスの定量的結果
- 〃 VI. 原子炉事故影響の計算
- 〃 VII. 原子炉事故時の放射能放出
- 〃 VIII. 原子炉溶融事故の物理的プロセス
- 〃 IX. 原子力発電プラントに対する安全設計合理性
- 〃 X. 設計適応性
- 〃 XI. WASH-1400 報告（ドラフト）に関するコメント分析

第1章

1. 原子炉安全性研究の目的と組織化

1.1 序 論

原子力発電プラントは化石燃料プラントよりも環境影響の大部分の領域で、また発電コストの点で有利性を保っているが、化石燃料プラントよりも大きな公衆への影響を伴う事故に対する若干の潜在性を有している。原子力プラントの安全性は20年以上もの間原子力界では多く論議されてきたが、より広く関心を惹くようになったのは極最近である。この領域では多くの混乱が存在するが主たる原因は早期の研究¹⁾で発行された結果が広く誤って理解され、また最近の原子炉リスク評価がなされていないからである。本研究の主要な目的は、今日米国で建設中のタイプの原子力発電プラントにおける可能性のある事故からの公衆へのリスクを評価することである。現在の研究の意図するところは、これらのリスクに関し初期の研究で与えられたよりも、より現実的な評価を生み出すことであり、また現在の混乱を若干でも駆逐するのに役立つと思われる。

原子力発電プラント事故に関する初期の研究は現実的なリスク評価以外の目的をもって行われたことを心に留めておくことが大切である。1957年に発行されたA E Cの主な早期の研究は、B N Lにより行われ、“大型原子力発電プラントにおける主要な事故の理論的可能性と影響”²⁾と題するものであった。その目的は、公衆に関する政府補償を用意するため考慮中の法制化が適切であることを議会が保証するのに役立たせるために、そのような事故に係わるかも知れぬ影響の上限の推定を与えることであった。B N Lでの研究の時点では2、3の極めて小さい軍事用発電炉のみが存在し、商業用の発電炉で運転中のものはなく、若干のものが設計および建設中であることは興味のある点である。さらに工学的システムの故障の尤度の予測技法も十分には開発されていなかった。明らかに、たとえリスク評価に必要な信頼性技法は利用できたとしても、将来のプラントにおける事故確率について有意義な結論を引き出すのに必要な工学的情報は存在しなかった。

1) WASH 1250、第6章、本研究の初期の作業の若干のまとめ。

2) この研究のより完全な議論(WASH 740)は本報告の第5章に含まれている。

これらの理由で、1957年の研究では事故発生の確率にはほとんど関心を向けなかった。

過去10年の間、信頼性技法の開発は相当に進展した。さらに、最近の10年間における商業用原子力発電プラントの使用増加の結果として、水冷却型原子炉の安全設計に向け十分に開発されたアプローチと、リスク評価への定量的アプローチを実施するのに必要な特定の工学的設計、とが現在実在している。

1. 2 原子炉安全性研究の目的

1972年夏に原子炉安全研究がスタートした時点では、信頼性技法を定量的リスク評価に適用することについて、また低確率事象の発生を信頼性をもって推定する能力について、可成りの不確かさがあった。経験によれば、これらの技法の適用は、通常の経験に矛盾するものとしては非常に小さい工学的システムの故障の推定ができる事を示した。存在した多くの不確かさはA E Cにより1972年8月4日に原子炉安全性研究に寄せられた目的に関する声明に示されている。

“研究の主目的は現在の技術を用いる原子力事故のリスクについて幾つかの有意義な結論に到達することを試みることである。しかし知識の現状では、望ましい精度をもって原子力プラントの低確率事故の完全な解析を行うことは多分できないであろうと認識される。この様な場合には、研究では現状知識の不確かさと、予測における影響範囲、ならびに浮彫りされた問題の記述を考慮するであろう。この方法で、この研究の結果の任意の不確かさは見通すことができる。したがって必然的にこの研究の結果が若干の項目では不正確ではあるが、研究そのものは定量的なリスク解析手法の開発の中で、重要な第1歩を与えるであろう。”

研究グループ内部で有意義なリスク評価を達成する能力に自信が成長するにつれて、原子炉安全性研究は、その初期に幅広く述べた契約の下で次のようなさらに特定の目的を追加した。

- a. 原子炉事故から公衆へのリスクの定量的評価の実施。これにはそのような事故の確率と影響の両方を決定する方向での解析が必要である。
- b. このタイプの以前の研究と原子力発電プラントの許認可プロセスで採られた“保

守指向”とは反対に、より現実的な評価の実施。

- c. これらの評価の実施に必要な方法論的アプローチの開発と、それらアプローチの限界の理解を得ること。
- d. 将来の安全性研究が実り多く導かれるような領域の同定。
- e. 産業界および政府の行う原子炉安全性実施要領の有効性に独立的なチェックを提供すること。

1. 3 原子炉安全性研究の組織化

研究は A E C の運転および規制組織とは独立的に組織化された。M I T の Norman C. Rasmussen 教授が原子炉安全性研究のディレクターとして A E C に報告を行った。資金と必要な他の援助は A E C により提供されたが、研究は A E C により与えられた一般的な契約の下で、しかしそれ以外には A E C からの指示は受けることなく、行われた。¹⁾

Rasmussen 博士を研究の技術的管理面で援助するため、A E C は Saul Levine 氏を計画スタッフのディレクターに任命した。さらに 1 人のパートタイムと 7 人のフルタイム参加者が A E C 職員から選ばれた。1 名の参加者は A E C の運転サイドからの者で、設計に関する諸問題を支援する、また他の参加者は、A E C の規制スタッフからの借り入れで原子炉プラントに関し詳細な知識を有する技術的安全性の専門家である。追加の参加者は契約により国立研究所から用意され、研究の特殊な技術的ニーズを充足する。彼等の所属機関とその専門分野は以下の通りである。

- a. ボーイング会社 — フォルト・ツリー解析
- b. エアロジェットニューキリア会社 — データ収集、フォルト・ツリーおよびイベント・ツリー解析
- c. S A, Inc. — データ解析、フォルトツリーおよびイベント・ツリーの定量化
- d. ローレンスリバモア研究所 — フォルト・ツリー解析
- e. Sandia研究所 — データ解析、フォルト・ツリー解析および影響モデリング
- f. ORNL — システムエンジニアリング解析

1) これと同じ独立性が米国 N R C (1975年 1月19日に本研究のスポンサーとなる) によっても保持された。

g. テクネクロン — 技術的編集

h. ハンフォード工学開発研究所 — 影響モデリング

上記各機関による作業はほとんど大部分がA E C本部で Rasmussen博士とLevine氏の指導の下に行われた。

さらに、作業はA E C本部には置かれない他の機関とも契約された。しかしそれは原子炉安全性研究により相当詳細に指示された、以下のものが含まれる。

a. バッテルコロンバス研究所 — 放射能放出と移行、溶融燃料相互作用の解析

b. バッテルパシフィックノースウェスト研究所 — 放射能放出と移行

c. ORNL — 放射能放出と移行、安全設計合理性

d. エアロジェットニュークリア会社 — 放射能放出と移行

報告番号 : 034

TtR

タイトル : 原子炉安全性の確率論的解析に関するANSシンポジウムのレビュー

頁 数 : 6

発行者 : (ジャーナル) 原子力エネルギー紀要、Vol. 6 19~24頁

発行年月 : 1978年8月2日

所属機関 : ロンドン大学、クィーンメリーカレッジ、原子力工学科

著 者 : J. Shaw

このシンポジウムは1978年5月8~10日にロスアラモス研究所（LASL）で開催され、ANS、ENSおよびNEA/OECDからの代表を含め参加者約300名が出席した。

会議進行はパネル討論の形式で行われ、内容の概略は次のようにまとめられている。

- (i) 解析作業を行うための熟練者の非利用性。
- (ii) 適用する手法に関する意見一致が欠如。
- (iii) 種々の型式の原子炉プラント間に見られる安全関連の相異点に関する技術的な困難さへの挑戦。
- (iv) 技術的データの欠如。

PRA手法に関しては1つの新しい見方が提案された。これは“応答表面”と呼ばれる解析機能を作り出すために、節点（knot-point）すなわち決定論的に選択されたパラメータを利用することを意味する。そのような応答表面は事故影響を計算するためにモンテカルロ法のシミュレーションで用いられた。

PRA手法は構造物、気象額、安全研究および外的事象に適用してきた。FBRに関する適用の1つのケースは興味あるものかも知れない。すなわち、FBRでの運転上のリスクはいわゆる社会的リスクよりもはるかに小さく、LWRのそれと比較しうる程度である。

いわゆるFBR（Clinch River）の炉停止熱除去系の故障確率の計算では、年間 $3 \times 10^{-4} \sim 4 \times 10^{-6}$ の値となることが示された。その原因是所外電源イニシエータ喪失であり、またその値の範囲はディーゼル発動機の故障確率に依存するであろう。

リスク基準と設計研究におけるPRAに関しては、最大のリスク基準はFBRの場合に適用され、使用されるべきものと指摘された。

FBR安全性のプログラムは主としてGE社により行われ、原子炉トリップのロジック

システムの種々な問題を決定するために、若干のフォルト・ツリー解析が特別に取り扱われた。

さらにコンピュータコードとデータシステムに関する論文が発表され、フォルト・ツリーとフォルト・ツリー確率解析を評価するための以下のような計算機プログラムパッケージが詳細に提供された。

S L A P : リスト処理法による感度解析。

F A U N T : フォルト・ツリーネットワーク計算。

P L - M O D : モデュラーフォルト・ツリー解析および評価用の計算機コード。

A U T O E T : すべて自動的にシステム・インベントリを引き出し、不必要的ブランチを消去し、各事故シーケンスを識別する計算機コード。

P A T R E C : フォルト・ツリーにより複雑なシステムの信頼性を評価するコード。

S K I R O N : 設計基礎事故の解析に関する大気拡散評価用コード。

P R A はさらに廃棄物処分にも適用されたが、しかしデータの利用性が乏しいことから、今後さらに研究を行うことの必要性が指摘された。エネルギー計画に対し責任を有する人々にとって、公衆の反対が 1 つの重要な考慮すべき問題となるところでは、リスク研究が行われたが、その理由は社会的に存立できる政策を明確にするにはそのような反対理由を理解することが必要となるからである。

このパラグラフは結論に至っていないが、理由は初期の利用しうる記述が完了していないためである。したがってこの論文の今後の処理は保留された。

(未完成論文)

報告番号 : 039

TtR

タイトル : 原子炉安全における確率論的リスク評価

頁 数 : 10

発行者 :

発行年月 : (1978／1979年)、最新の文献1978年5月8～16日に関連して。

所属機関 : 原子力規制研究局 (R E S) 、 U S N R C 、 Washington D. C.

著 者 : Ian B. Wall

RSS (Wash-1400)から得られる2つの考察から次の2項目が得られた。すなわち、

- (i) 公衆に影響を与える事故の90%は炉心溶融に起因する。
- (ii) 炉心溶融に起因する事故の中、2%は重大な結果に導かれるであろう。そのようなタイプの事故発生は格納容器の熱的および機械的負荷の項目による格納容器の不調に帰せられる。

表に示された代替の格納容器設計は、設計圧、体積、ベントガス、凝縮水蒸気、比較的低い初期圧、ガス蓄積の阻止、等々に關係する諸問題における改良を指摘している。

格納容器破損モードと過圧破損によるリスクは早期死亡者と晩発性効果の項目により図示され分類されている。

安全性システムの改良に関しては4つの選択基準が提案された。それらは、

1. 技術支援の幅 (すなわち、原子炉安全性の知識を有する人々の判断)
2. リスク低減の潜在的可能性
3. 一般共通的な適用性
4. 実行コスト

地震研究に関しては若干の点が述べられている。すなわち、

- a. 地震的な初期事象についての現実的リスク評価の施行
- b. 現在の地震取扱手法からの安全裕度の定量化
- c. 改良された地震取扱手法の開発
- d. 現在のNRC規制と指針により許可された地震取扱手法における固有の変動性の決定

これに関してはさらに研究が必要であることが結論されている。

報告番号 : 050

TtR

タイトル : 原子力発電プラントの確率論的安全解析の結果の適用例サーベイ

第2次報告草案 — 抜粋 —

頁 数 : 32

発行者 : (SINDOC/NEA) “無記名”

発行年月 : 1985年9月

著 者 :

この報告には(1)助言、(2)確率論的アプローチの基本事項、(3)実地適用に関する報告のレビュー、および(4)総括と結論、を範囲とする内容目次が付けられている。

しかし利用可能なコピーは、第3章の一部（確率論的ワーキング・グループ／タスク(2)で用いられる用語解）と、第4章の一部を含むのみである。

第3章については、タスク(2)がNEAメンバー各国の原子力発電プラントのタイプ、運転年数、出力、解析記述、結果／基準、マンパワーコストならびに解析に当てがわれたPSA/PRAレベル等の項目で表示されている。

許認可プロセスにおけるPSA/PRAの適用は過去および進行中の経験を含み、述べられている。

日本のBWRについての若干の解析が米国のそれらと比較され、データベースは手書きの形で示されている。データベースに関する項目は、EPR1、NUREGおよびCRI EPI（電力中央研究所）等により発行された報告書類によって与えられている。

第4章は、本報告の主目的が、原子力発電プラントのPSA/PRAの使用に当たり、異ったアプローチの共通認識を高めることであったと、述べている。

1つの興味ある説明があり、次の通り総括される。

“フォルト・ツリーおよびイベント・ツリーの利用の有効性は認識されてきたが、まれにしか起こらないか、あるいは未知の現象または事象に関する諸問題におけるPRA/PSAアプローチは制限に苦しむ、ということは指摘されるべきである。”

結論として、原子力発電プラントのライフサイクルの間に、系統的なP S A／P R Aの適用を適切に行なうことは今後さらに進めるべきであると主張している。

報告番号 : 064 TtR
タイトル : 信頼性ベンチマーク演習の結果と将来のC E C - J R C プログラム
頁 数 : 12
発行者 : C E C、J R C、Ispra研究所
発行年月 : 1984年11月
著 者 : A. Amendola

この報告は1985年2月24~28日サンフランシスコで行われたA N S / E N S 主催、“確率論的安全性の手法と適用”に関する会議で発表された論文のプレプリントである。

問題領域の同定と、P S A 手法解析手順の評価に対する寄与が見られたので、J R C はシステム信頼性に関する広範囲のベンチマーク演習を組織化した。これはヨーロッパ9カ国からの17の機関を含む10の異なったチームにより実行された。

演習は実際のケース (EDF のPaluel PWR 1300 MWe ユニット) の補助給水系に基づいて行われ、技術的仕様の解析、論理的および地勢学的な配置および運転上の手順から出発している。

参照項目には定性的および定量的の両解析が含まれていた。演習を異なった段階と採用された規則に細別することにより、全体的な結果の広がりに関し異なったコンポーネントの評価が可能とされた。

モデル化の不確実性はデータの不確実性を圧倒するだろうと思われたので、定性的な解析の一貫性と完成度を改良するためには大きな努力が払われる必要があった。

最初の演習が成功裡に完了した後、C E C - J R C プログラムは、従属故障 (C C F) の解析に関し個別的な演習を計画した。また完全な事故シーケンスの評価にアプローチする前にヒューマン・ファクタに関する個別的演習をも計画した。

報告番号 : 015/066/070 (3通作成)

TtF

タイトル : 核燃料サイクルリスク評価 — 現存記録のレビューと評価

頁 数 : 107/107/130

提出先 : 米国NRC、原子力規制研究局、リスク解析部、ワシントン D.C. 20555.

NRC FIN B2402

発行者 : (*) バッテルコロンバス研究所、コロンバス OH 43201

(**) SA Inc、パロアルト、CA 94304

発行年月 : 完成1983年10月、発行1984年5月

著 者 : P. J. Pelto, R. E. Rhoads, W. E. Vessely(*), and R. R. Fullwood(**)

米国NRCは原子炉以外の核燃料サイクル施設について規制プロセスに使用する評価手法を準備するため核燃料サイクルリスク評価計画を開始した。この計画の最初の報告、NUREG/CR-2873 は、計画で考慮される核燃料サイクルの要素技術を設定し解説されている。第2の報告、NUREG/CR-2933 では、核燃料サイクルリスクに関する文献のサーベイと編集が解説されている。この報告では核燃料サイクル施設について最新開発のリスク評価手法のレビューが述べられており、また、NRCのリスク評価情報についてニーズにこれらの手法が合致するための適応性の評価が述べられている。この作業を実施するために用いられるアプローチには次のものが含まれている。NRCにおける核燃料サイクルリスク評価への使用可能性の同定。現在利用しうる核燃料サイクルリスク評価手法のレビュー、および有力な手法開発ニーズの同定。

1.0 要 約

この報告には核燃料サイクル施設について最新開発のリスク評価手法のレビューと、リスク評価情報についてNRCニーズに合致するためこれらの手法の適応性の評価が述べられている。報告はNRCに向けて、PNL、BCLおよびSAIの三者により、核燃料サイクルリスク解析計画の一部として準備された。

この作業の実施のため用いたアプローチには次の活動が含まれた。

- NRCにおける核燃料サイクルリスク評価への使用可能性の同定
- 現在利用しうる核燃料サイクルリスク評価手法のレビュー
- 有力な手法開発ニーズの同定

これらの活動は以下の節に総括されている。

1. 1 NRCにおける核燃料サイクルリスク解析への使用可能性

リスク解析研究の結果は核燃料サイクル施設の規制および許認可に助勢するため多くの方法で適用可能である。その適用は以下の 5 つの一般的なカテゴリに分けられる。

- 規制応諾の決定
- 規則行動の指針
- 公共情報の用意
- 規制資源の配分
- 施設所有主の安全性見通しの改良

これらの各分野についてはこの報告で詳細に討議される。これらの適用の一般的な特徴は、確率論的リスク評価（PRA）の結果は許認可および規制上の意思決定に助力となるということである。それらはシステム安全性の定量的な尺度の形で重要な情報を提供するが、健全な規制あるいは許認可行動を準備するには、常に他の情報および慎重な判断と結び付けて使用されなければならない。指摘された適用の多くは、価値／影響あるいはコスト／便益解析の一部を形成し、NRC の C R G R（一般共通要求事項レビュー委員会）の要求と両立する。ここで述べた適用可能性は NRC によって必要とされる裏書きがなされていないということは注記すべきことである。それらは、最終的には核燃料サイクルリスク評価手法の使用者となる計画スタッフ、NRC 研究スタッフ、および核物質安全性および安全保障局のスタッフの間の論議を活気付けるための指摘事項として述べられている。

最大の便益をもたらすためには、PRA の実施に用いられる手法は、結果の特定の適用向けに調製されなければならない（研究では容易に多重の目的を持ちうるが）。核燃料サイクルリスク評価手法の有力な望ましい属性には正確さ、包括性、再現性、技術的受容性、実行容易、理解容易、実行費用、プラント固有性およびサイト固有性等の因子が含まれる。リスク評価の有力な使用は次の 4 つの適用カテゴリに類別された。最新開発、リスクランギング、問題評価および施設所有者の評価。表 1-1 にはリスク評価の有力使用のグループ化と主要手法属性が示されている。

表1-1 手法属性による評価利用のグループ化

グループ	リスク評価の使用	主要属性
最新開発 (現状)	公衆への情報提供のための規制応諾の決定	正確さ、包括性、再現性、技術的受容性
リスク・ランキング	規制行動領域の同定、代替規制の評価、バックフィット配分に対するニーズ決定	包括性、再現性
問題評価	規制問題レビュー	実行容易、理解容易、経費低、再現性
施設所有者の評価	所有者の安全性見通しの改良	実行容易、理解容易

1.2 核燃料サイクルリスク解析に利用しうる手法

核燃料サイクルリスク評価に適用しうる現在の利用可能なリスク評価手法のレビューが行われた。このレビューの焦点は、事故からの公衆およびプラント作業者に対する放射線リスクの推定手法にある。他のリスクカテゴリ、例えばルーチンの放射線リスクと非放射線リスクは次の作業での対象として計画されている。

レビューの第1ステップとして、核燃料サイクル要素技術の異なったタイプに対する以前のリスク評価研究が吟味された。核燃料サイクル技術要素は次の3つのカテゴリに分けられる。輸送、処理および貯蔵、および採鉱と選鉱である。地層および浅地処分操作のリスク評価手法は当報告ではレビューされなかった。

これらの核燃料サイクル要素技術カテゴリの中、公衆に対する放射線事故リスクに関する多数かつより詳細な評価が輸送に対して行われた。広範囲の確立された手法が利用可能であり、それらは研究の目的に依存して種々の詳細程度で適用された。イベント・ツリーおよびフォルト・ツリーのような道具を用いる定量的評価が多くの核燃料サイクルでの輸送段階に行われた。事故起因事象は十分に設定され、事故頻度と事故重大性に関する幾つかのデータ・ベースが利用されうる。事故環境に対する輸送パッケージの応答と、その結果の放出率は十分には特性化されていない。

幾つかの研究は、処理および貯蔵に関する核燃料サイクル運転について公衆への事故リスクを対象にして行われている。これらの研究はその目的、範囲および主要な解析仮定においてそれぞれ変動している。転換、濃縮および燃料加工のような運転作業について行わ

れている研究は極限られた数しかない。広い範囲の解析手法が利用できるが、一般にはそれらは輸送リスク評価に用いられている程にはよく開発されていない。イベント・ツリー やフォルト・ツリーの様な道具を用いた定量的評価は比較的わずかしか行われていない。処理および貯蔵作業に対しては事故の起因事象が十分には設定されてはいない。データベースは共通故障頻度については利用しうるが、実際の核燃料サイクル施設の運転経験に基づいたものは稀である。外部事象およびオペレータ過誤はリスク寄与因子として重要であるが、今日行われているリスク評価研究で詳細に考慮されるのは稀である。

極めて限られた数の研究が、採鉱および選鉱から公衆に対する放射線事故リスクを対象にして行われている。この理由の一部は、他のリスクカテゴリ、例えばルーチンの放射線リスクと非放射線事故リスクが有力な支配因子であることによる。処理と貯蔵に関する核燃料サイクル運転に用いられた解析手法は採鉱と選鉱に適用可能であるが、しかし大部分は適用されていない。

3つの核燃料サイクル要素カテゴリに対しては作業員への放射線事故リスクの評価に関してはわずかの限られた数しか行われていない。このリスクカテゴリは輸送および採鉱と選鉱よりも処理と貯蔵運転に対してより重要である。行われた解析は、公衆への放射線リスクを対象とするものに用いられたものと類似の手法を利用している。特に、同じ想定事故セットが用いられている。これは、職業上の被曝に特有の事故および事故起因事象の同定に開発される必要のある主要な限定と手法である。

核燃料サイクルリスク評価は次の数個の要素問題に分けられる。すなわち、

- 輸送
- シナリオ解析と確率論的モデル化
- プラント内の影響
- 環境移行および影響解析
- ヒューマンファクタ
- 不確実性と感度解析
- データ
- 結果の表示

これらの各リスク要素に関する現状の要約を以下のパラグラフに簡単に述べる。

輸送

広範囲の手法が開発され、核燃料サイクルにおける輸送作業から公衆がうける放射線リスクの評価に適用された。経験的なデータベースを用いる事故の重要度カテゴリに基づくリスク解析方法論の使用が、極めて一般的なレベルで詳細に比較作業を行うには最もふさわしい。特定なセットの事故シナリオに基づく技法は、許認可手順での利用に対して最大に可能なシステム影響を決定する場合、あるいは2つまたはそれ以上の輸送系の極めて特定の問題を比較する場合に有効になる。フォルト・ツリー／イベント・ツリー解析技法は絶対的なシステムリスクを定量的に決定するのに最も適当であると思われる。フォルト・ツリーの使用は、システムリスクに寄与する種々の因子の重要性の解析を可能にするリスク感度評価の実施を容易にする。この情報は、リスク評価における不確実性の減少を同定する方法、並びにリスクに及ぼす可能な設計または規制上の変化の影響の調査にも用いられる。大部分の輸送リスク評価は仮定される特定のシステムパラメータに依存する。すべての方法論は、事故頻度、過酷さ、および可能な影響結果に対する追加の支援データと評価技法とを必要としている。

シナリオ解析と確率論的モデリング

核燃料サイクル施設に適用されるシナリオ解析手法には大きな選定が利用できる。多くの研究は、系統的なモデリング技法を用いることなく、直接的に単純に事故シーケンスを想定してきた。このアプローチは予備的な比較には有用であるが、より詳細な適用に対しては適切ではないかも知れない。事故シーケンスを同定しモデル化する幾つかの系統的手法が開発されてきた。それにはフォルト・ツリー、イベント・ツリー、原因－結果図およびG/O手法が含まれる。これらの多くは特定の適用に応じて定性的に、あるいは定量的に使用できる。

統計的数据がほとんどないか、または直接利用できない場合には、同定される放出頻度の確率が計算されなければならない。放出シーケンスの確率は、放出シーケンス内部での各コンポーネント失敗の頻度の推定から得られる。失敗の確率値の割当に対する情報源は、1)当該コンポーネント、あるいは同数のコンポーネントでの経験、2)試験、3)工学的解析、および4)工学的判断。放出シーケンスにおけるコンポーネント失敗間での可能な依存性の説明には注意が肝要である。

解説された基本的なアプローチはその強みと限定に対して共に共通的並びに分離的な面を有している。1つの主要な限定は、どの手法もすべての可能な放出シーケンスを同定することは保証できないということである。物理的に実現可能なシーケンスは単純化、見落とし、システム理解の乏如、あるいはすべての可能なシーケンスを想像することの不可能のゆえにオミットされるであろう。その他の基本的な制限は、必要なデータ要求、潜在的な従属性（共通原因故障）、および潜在的な人間とシステムの相互作用のモデル化の困難性である。

プラント内の影響

核燃料サイクル施設事故のプラント内の影響解析の支援にはある範囲の手法が利用される。比較的簡易な半経験的モデルが利用でき、多くの放出現象に適用されてきた。しかし多くは実験的には確認されていない。さらに複雑なモデルが開発され、固有のデータとシステムの詳細程度が与えられた核燃料サイクル施設事故に適用されている。この情報は多くの適用には利用できないが、それを得るためのコストは極めて高いであろう。全般的なプラント内の影響解析アプローチは未だ開発されていない。現在行われている核燃料サイクル施設リスク評価では、プラント内の影響解析は広く工学的判断に依存している。

環境移行と影響解析

核燃料サイクル施設に関する放射性放出物の環境移行と影響解析のモデル化の大部分はルーチン運転時の結果としての環境放出に対するものであった。幾つかのケースでは、D O E (1979b)のように、モデルが開発され核燃料サイクル事故に適用されたものもある。米国N R C (1975年)で原子炉に対して用いられたC R A C モデルに類似した全般的な確率論的影響解析モデルは未だ核燃サイクル施設については開発されていない。

ヒューマン・ファクタ

ヒューマン・ファクタモデルは開発され軍事上のシステム、航空宇宙システムおよび原子力発電プラントには適用されてきた。今日、行われている核燃料サイクルリスク解析ではこれらのモデルは採り入れられていないが、その理由は詳細なシステム記述とヒューマン・エラーデータの利用性に限界があるためである。もしこの情報を関心のある核燃料サイクル施設にも利用しうるならば、現行のアプローチは直接適用可能である。

外部事象

外部事象解析手法の開発と適用の多くは原子力発電プラントの安全評価分野に見られる。核燃料サイクルの他の要素（主として再処理）には若干の適用拡張が見られるが、外部事象解析は一般には原子炉研究では受け入れられている重要さが非原子炉の原子力分野では受け入れられていない。しかし開発された原子炉分野で用いられている手法は合理的に共通性があるので、これらの技法を核燃料サイクル施設に適用するには主たる障害はないと思われる。

不確実性と感度解析

広い範囲の、不確実性と感度解析手法が開発されてきた。限定データ不確実性解析や基礎的な感度研究のような比較的単純なアプローチのみが核燃料サイクル施設（貯蔵所以外の）に適用してきた。PRAに対する不確実性解析の分野はなお、開発途上の段階にある。進行中の研究は原子炉分野において行われており、核燃料サイクル施設のより詳細なPRAsに適用されるであろう。

データ

各リスク要素はいずれもデータ要求を示している。データを核燃料サイクル施設運転に特定のものとして利用しうることは稀である。関連産業界と原子力発電プラントからのデータは利用性があり、しばしば、多くの核燃料サイクルリスク評価に直接利用可能である。再処理運転に対しては特定のデータベース確立について若干の研究が成し遂げられた。詳細なリスク評価適用に関しては、他の核燃料サイクル要素に対して同様の努力が要求されるであろう。

結果の表示

結果の計算手法の広い選択、解析および結果の解説、ならびに結果の表示と文書化が利用できる。これら手法の多くは原子炉リスク解析に対して開発されてきたが、他の核燃料サイクル施設にも適用可能である。比較的簡易な幾つかのアプローチが核燃料サイクル施設のリスク解析に適用してきた。特定手法の選定はリスク解析のもくろんだ使用に高度に依存する。

1.3 可能な手法開発のニーズ

上述のレビューからの一般的な結論は、核燃料サイクルの有意義なリスク解析を行うためには何らの新しい基礎的な手法を必要としない、ということである。しかし若干の適用に対しては、現行の手法は調整または拡張が必要で、追加データの収集も必要であろう。この報告ではこれらのタイプの手法開発のニーズが若干詳細に論議されている。表1-2は表1-1にリストされた4つの適用カテゴリに対する可能な手法開発のニーズの相対的な重要性についての総括的な解説を表示している。この情報は若干主観的であり、核燃料サイクルリスク評価計画の予備的な計画目的のために表示されている。

表1-2 可能な手法開発ニーズ

リスク要素

リスク適用	シナリオ解析 影響解析	プラント内 影響解析		環境影響解析	ヒューマン ファクタ		外部事象	不確実性解析	データ	結果の表示
		M	H		M	H				
現 状	M	H	M	H	H	M	H	H	L	
リスクランキング	M	M	L	M	M	M	M	M	L	
問題レビュー	M	M	L	M	L	M	M	M	L	
施設所有者	M	H	L	H	L	M	H	H	L	

重要性： H=高、M=中、L=低

2.0 序 言

この報告には核燃料サイクル施設に対する現状のリスク評価手法のレビューと、これらの手法がNRCによるこれらの施設に関するリスク評価情報ニーズに合致するための適応性評価とが述べられている。

報告書は核燃料サイクルリスク解析計画の一環として準備され、PNL、BCIおよびSAIによりNRCへ提出される。

2.1 背景と目的

米国NRCは確率論的なリスク評価（PRA）手法の開発と、これらの手法を規制および許認可活動に用いるための情報提供として適用することに次第に重点を増加してきた。現在の重点は軽水炉（LWR）のPRA手法開発であったが、比較的わずかな努力が核燃料サイクル施設に適用しうる手法開発にも費やされてきた。NRCの原子力規制研究局のリスク解析部は核燃料サイクル施設に対し必要とされるPRA手法の開発のため核燃料サイクルリスク評価計画を開発した。この計画の目的は、1) 核燃料サイクルの異なった部分からのリスクの同定と、リスクの首尾一貫した比較を行うこと。2) 核燃料サイクルの各要素の規制および許認可に用いる情報提供に使用しうる包括的なリスク評価手法を開発すること。3) これらの各手法の使用を実証すること。および4) 手法の適用。これらの、あるいは同様の手法を用いて行われたリスク評価の検討に当ってNRCスタッフを支援することである。

これらの計画目的の主なものは順次検討対象とされつつある。1つの代表的な核燃料サイクル施設に関する解説が、計画におけるそれ以降の作業のベースとして用意された（Schneider, et al. 1982年）。核燃料サイクルリスク解析に適用しうる文献のサーベイとコンピュータ編集が最近完了した（Yates, et al. 1982年）。これらの利用しうる文献情報は放射性物質の事故時放出からの公衆に対する推定リスクに基づいて核燃料サイクル施設の予備的なランディングを行うのに使用してきた。

この報告の目的は、現行の確率論的リスク評価（PRA）の適応性が、核燃料サイクル施設に関するリスク評価情報と合致するための評価を述べることである。NRCは核燃料サイクル施設の規制および許認可におけるリスク評価の使用に関する政策を確立していない。この理由で、NRCにおける結果の特定の適用に照らして現存の手法を評価すること

は不可能であった。しかし規制過程においてNRCがリスクに基づく情報を使用し得る広範囲の有力な方法がある。これらの可能性ある使用が同定され、幾つかの一般的なカテゴリの中に置かれた。可能性ある適用のカテゴリはこの報告の中では現存の手法の評価に対する基礎として用いられる。これらのタイプの各々の適用がNRCにより保証されるならば、これらの手法を開発し、精細にし、あるいは適用するために追加の作業が必要となるであろう領域が同定された。この情報はリスクランキングの結果と一緒に、NRCにおける核燃料サイクルリスク解析の将来の作業指針として用いられるであろう。リスクランキングの作業とこの報告に記述される作業とは、事故からの公衆およびプラント作業者への放射線リスクに絞られているが、理由はこれがNRCへの第一義的な関心事の領域であるからである。

核燃料サイクル施設へのリスク評価手法を開発し適用するため今日までには比較的少量の努力が費やされてきている。核燃料サイクル施設に対して行われて来た安全性とリスク評価は、使用された手法の種類に於いて、また結果に置かれる信頼度の点で、互いに相当にかけ離れている。どの核燃料サイクル施設が対象とされるべきか、またどの手法がそのリスク評価に対し用いられるべきか、については技術的コミュニティ内部では一般的なコンセンサスがない。

低レベル廃棄物処分と小量の使用済燃料貯蔵は例外として、核燃料サイクルのフロントエンド（採鉱から燃料加工まで）の施設のみが現在運転中である。エネルギー省は、使用済燃料、高レベル廃棄物とTRUの廃棄物の貯蔵、および処分施設の開発のための計画を実施中である。彼らはまた私企業が燃料再処理ビジネスに参入することを鼓舞することを試みている。これは最終的には軽水炉のプルトニウムリサイクルに、また燃料再加工施設の必要性につながることになりうる。これらの理由で、核燃料サイクルリスク評価計画はプルトニウムリサイクルを伴う完全な軽水炉燃料サイクルを支持するために必要とされるすべての施設を考慮している。この計画で関心がもたれる核燃料サイクル施設には以下のものが含まれる。

採 鉱

選鉱および残滓処分

精製および転換

濃 縮

燃料加工

燃料再加工

燃料再処理

使用済燃料、高レベル廃棄物およびT R U廃棄物貯蔵

低レベルおよび中レベル廃棄物貯蔵／処分

高レベルおよびT R U廃棄物および使用済燃料の処分

輸送と取扱

2.2 研究アプローチ

この作業でフォローされるアプローチには次の主な活動が含まれた。

- 核燃料サイクルリスク解析に潜在的に適用可能な手法を記述する以前の研究の同定
- 核燃料サイクルリスク評価手法の現状のレビュー
- N R C における核燃料サイクルリスク評価の結果の有力な使用法の同定
- これらの有力な適用に必要とされるリスク評価情報を供給するため、現存の手法の適応性の評価
- 可能性ある手法開発ニーズの同定

核燃料サイクルリスク評価に以前に適用された手法を記述する利用可能な文献はこの計画用に開発された文献データベースから同定された。このデータベースには、また、潜在的には核燃料サイクルリスク解析に適用可能であるが、他のタイプの施設のリスク評価に用いられて来た手法を記述している幾つかの報告も含まれている。これらの報告はまたレビューの中にも含まれている。このデータベースに含まれない多数の他の報告は現状のレビューに採り入れられた。これらは計画に関するN R C スタッフの作業には熟知の報告であった。それらは第一義的には原子炉リスク解析に以前適用された手法を取扱っているが、それらは潜在的には核燃料サイクルリスク研究に適用可能のものである。

参照文書は標準レビューフォーマットを用いてレビューされたが、その理由は、多数の報告を限られた有効時間でレビューするためには多数の計画スタッフと関与せしめること

が必要であったからである。各主要手法カテゴリに対して特別のレビューシートが作成された。レビューシートは手法のタイプと報告中のデータの記述に対し標準的なフォーマット、解析に採り入れられた詳細レベル、表示される結果のタイプ、使用された計算機コードの利用性、および他の解析への手法の利用性の評価を提供している。次いで報告レビューシートは編集され、現状レビューの基礎が形成された。

NRC規制プロセスにおける核燃料サイクルリスク解析結果の可能性ある使用はNRCスタッフとの論議により、また現在行われているか、あるいは原子炉リスク研究からの結果に対して企図されている使用法との類似により、同定された。論議された使用法のどちらもNRCにより裏書きされていない。この活動の第一の目的は、現存の手法を評価し、有力な手法開発ニーズを同定するための基礎を提供するため、有力なリスク評価使用の主要カテゴリを同定することであった。これらの有力なリスク評価適用、NRCのニーズに最も緊密にマッチする分野に将来の計画方向を指導するNRCスタッフとの論議に対して基礎を作ることが目的である。

各々の有力なリスク評価適用に対し用いられる手法の特質あるいは望ましい特徴もこの報告に記述されている。これらはこれらの適用に対して必要とされる情報を提供するため、現存の手法の適応性の評価の基礎として用いられた。現存の手法が適切でない分野は、手法開発、手法の精細化、あるいは手法の適用活動に対する可能性ある機会を示している。

2.3 リスク評価手順の概観

確率論的リスク解析の目的は放射能影響の可能性の範囲を決定し、各々のシーケンスが起こる確率を推定することである。核燃料サイクル施設の場合にはこの影響は通常運転、事故および建設、廃止の作業等から起こり得る。原子力施設からの放射性物質の事故時放出に対するリスク評価は、多年の間、仕事の大部分は原子力発電プラントに焦点が当てられて行われてきた。この作業と他の産業における類似の作業の結果、リスク評価研究の実施に対する一般的に受容れられる手順が見出されている。これらの研究の詳細は研究目的、利用しうる情報、および解析される施設に従って著しく異なっているが、全般的なアプローチは一般的には極めて類似している。本節では読者が報告の他所で用いられる概念の語句に熟知するために一般的な言語でリスク評価手順を解説する。

核燃料サイクル P R A の基本的なステップには次の項目が含まれる。1)放射性（および他の危険性）物質のインベントリとその格納／格納バリアの設定、2)可能性のある故障モードの同定、3)可能性ある故障モードにより放出される危険性物質の確率と量の推定、4)放出される危険性物質の影響解析および5)システムリスクの推定。これらの基本的なステップは表 2 - 1 に示すリスク評価の幾つかの異なった要素に細別される。

図 2 - 1 はこれらのリスク評価要素が包括的な P R A を行う上でいかに組み込まれるかを代表的に示したものである。図中、リスク評価の解析ステップまたは要素は四角で示されている。解析ステップからの主要な結果は橢円で示されている。図に見るとおり、外部原因からのデータが多くの解析ステップに対して必要とされる。P R A の範囲は解析の目的に依存するので、示された解析ステップのすべてが各々の評価に含まれるわけではない。

P R A は施設、プロセスおよび運転手順の安全関連部分に関する詳細記述を以て開始される。次いでシナリオ解析手法が施設に対する重要な事故シーケンスを決定するために適用される。同類の施設における事故または異常事象に関する歴史的データが事故シナリオ設定の補助として価値のある情報源となりうる。正常運転およびプロセスアップセット時のプラントシステムおよびプロセスの詳細なモデル化は、実際に起こるであろう事象シーケンスの設定に必要となるであろう。地震、火災、あるいは龍巻のような外部事象は事故の起因となるか、あるいは機器の多重故障の原因となりうるが、これらはこの解析部分で考慮される。事故発生または低減あるいは進行中の事故の悪化におけるプラントオペレータの効果もまた 1 つの重要な考慮項目である。

重要な事故シーケンスが同定されると、それらは、事故時に放出される物質の量とその事故が起こる確率とを推定するために解析される。確率論的なモデリング手法は、事故シーケンス中の各事象の確率推定に、同類のシステム、コンポーネントあるいは、ヒューマン行動からのデータを一般的に使用する。次いで事象確率は事故シーケンス確率の計算のため組合わされる。

ソースタームの特徴付けには、事故時のプロセス容器、配管およびセルからの放出される物質量の推定。この物質の物理的および化学的特性の決定、ならびに閉じ込め境界から

逸出し、サイト外放出に利用される物質の特性が関与される。この情報は、プラント内部の作業者に対しては事故影響の推定に、またプラント外部の影響計算に対してはソーススタームとして、それぞれ用いられる。プラント外部の影響の計算にはプラントサイトに関する詳細記述が必要とされるが、その理由はそれらの影響が、地質的、気象学的および人口統計学的なサイトの特性に依存するからである。

事故影響は気象条件および人口分布により変化し、またこれらの因子はそれら自身が与えられたサイトで変動するので、各事故時放出は一連の可能性ある影響になりうる。典型的には、すべての可能性ある影響が各放出に対して計算され、各影響の頻度は各々の可能性ある影響レベルと関連した気象学的および人口分布の頻度に関するデータを用いて推定される。これは、解析に対する全般的な確率を得るために、放出にまで導かれる事故シーケンスに対する確率情報と結合される。

リスク計算のステップでは、評価の初期目的を最も良く達成する方法で、研究結果を生み出すため、確率と影響情報が結合される。これらの結果は次いで解析からの結論および洞察の抽出のため解説され、評価に関する作業は文書化される。不確実解析と感度研究は評価の限界ならびに結果に示される信頼度を記述するのに役立つ。

2. 4 報告構成

報告は幾つかの主要な節に分けられる。核燃料サイクル施設の規制および許認可における核燃料サイクルリスク評価の有力な使用については第3.0節に記述されている。核燃料サイクルリスク解析は第4.0節に記述される。この節は核燃料サイクルの主要な要素に適用される手法に関する短い概説から始められる。次いで従来のリスク評価研究に用いられた手法の各リスク評価要素に対する詳細な要約が述べられる。第5.0節には第3.0節に記述したリスク評価適用に対し必要とされる情報提供のため現存の手法の適応性に関する論議が示されている。可能性あるリスク評価適用を支持するための情報提供に今後手法の開発、改良あるいは適用を必要とする分野についても記述されている。

表 2-1 リスク評価の要素

<u>施設の記述</u>	— システム設計と、通常時および事故時の運転に関する詳細。
<u>シナリオ解析</u>	— 放射性物質の放出になりうる災害の同定と、事象シーケンスの設定および記述。
<u>確率論的モデリング</u>	— 事象確率の評価。
<u>プラント内の影響</u>	— 危険物質を分散しうる化学的、物理的あるいは核的反応のようなプラント内部で起るプロセスの記述。プラントを通過するこれら物質の移行と沈着の解析。プラント作業者への健康影響とプラント財産への損害に関する評価。
<u>プラント外の影響</u>	— 通常運転または事故の結果として起こる環境における危険性物質の移行と沈着のような、プラント外部で起こるプロセスの記述。
<u>ヒューマンファクタ</u>	— 事象確率と影響に及ぼす人間行動の影響（省略あるいは指令、補正動作）の評価。
<u>外部事象</u>	— 施設における多重システム／コンポーネントに影響しうる特殊クラスの事象のリスク（確率および影響）に与えるインパクト。そのような事象には火災、洪水、龍巻、ミサイル、航空機墜落および地殻変動などが含まれる。言葉は“外部”であるが、これらの事象のあるものは施設内部の局所レベルで起こりうる（例えばタービンミサイルおよび火災）。
<u>不確実性と感度解析</u>	— リスク推定値の不確実性と、リスク計算に用いられるデータ、モデルおよび仮定に対するそれらの感度の決定。
<u>データ</u>	— 影響と確率の定量化に用いられるデータの収集、評価および利用。
<u>結果</u>	— NRCの規制目的と公衆への情報に有用な形式で、リスク結果を計算、評価および表示。

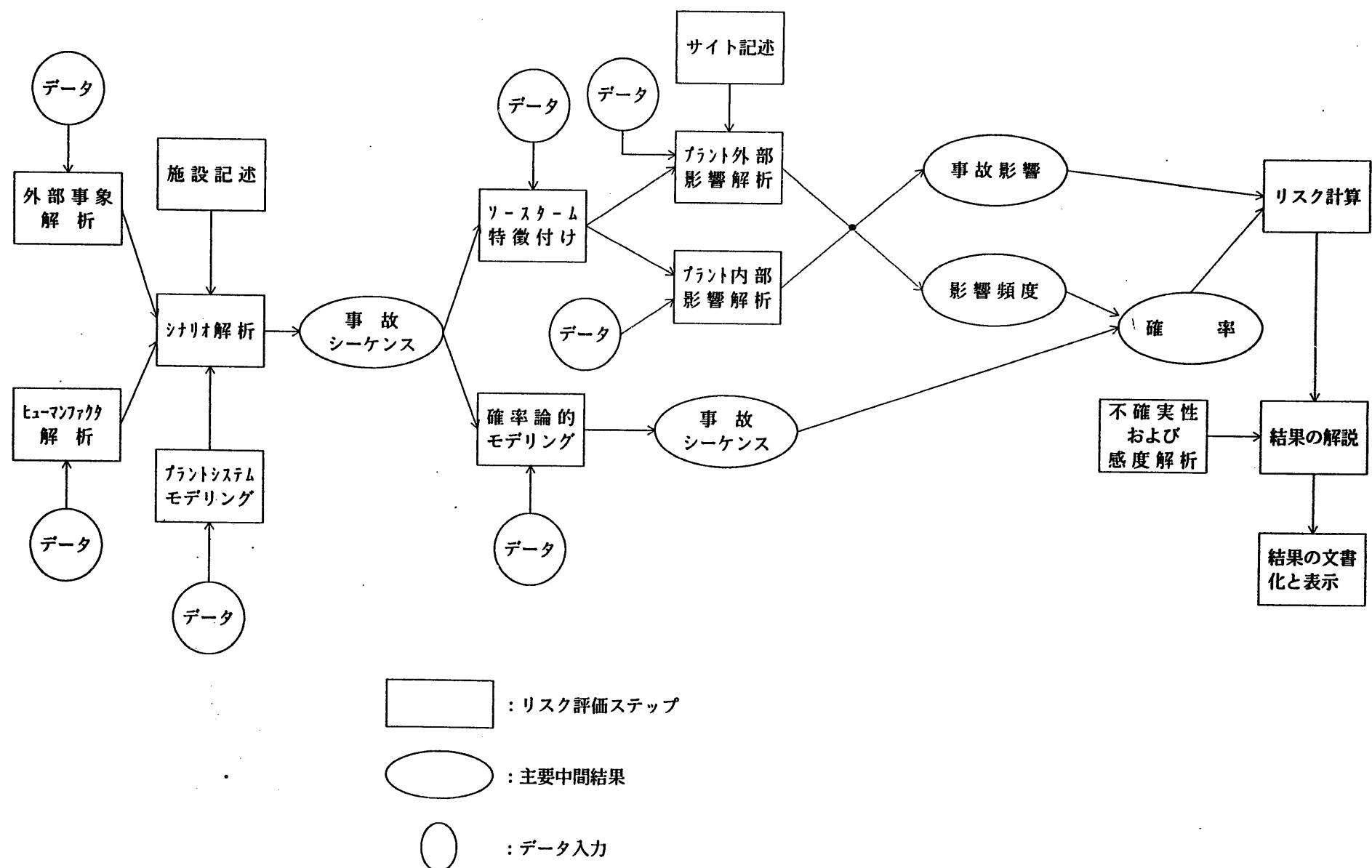


図2-1 核燃料サイクルリスク解析手順の一般図

報告番号 : 017

TtF

タイトル : 核燃料サイクルリスク評価：リスク関連の文献調査とコンピュータ翻訳
NUREG/CR-2933; PNL-4350; GF

頁 数 : 11

提出先 : 米国N R C、原子力規制研究局、リスク解析部、Washington D.C. 20555,
NRC FIN B2404

発行者 : P N L, Richland, WA. 99352

発行年月 : 1982年10月

著 者 : R. K. Yates, A. M. Schreiber, A. W. Rudolph

この報告は核燃料サイクルリスク関連の文献（原子炉は除外）の調査手法とコンピュータ翻訳を述べている。調査がカバーする範囲は米国および他の諸国の原子力施設である。
コンピュータ翻訳はB A S I S (Battelle情報管理システム) を用いて実施された。

報告は次のごとく、プロセス別に検討される。

A) 文書特性／書誌的情報、これは以下の順序でインプットされる。

- (i) 受入れ番号
- (ii) タイトル
- (iii) 報告番号
- (iv) 著 者
- (v) 文書日付
- (vi) 発行者
- (vii) 帰属認定
- (viii) 報告の物理的所在
- (ix) 会議／ジャーナルタイトル
- (x) 類別、すなわち文書レビューの速記上の表示
- (xi) 概要、すなわちアブストラクト
- (xii) 内部使用だけの注文日付
- (xiii) エントリ日付

B) 1. — リスク要素は次のように決定される。

- (i) システム記述
- (ii) シナリオ解析
- (iii) 確率論的モデリング
- (iv) プラント内への影響
- (v) プラント外への影響
- (vi) ヒューマン・ファクタ（人的要因）
- (vii) 外的要因
- (viii) 不確実性／感度解析
- (ix) 影響および確率に関するデータ収集、評価および定量化の操作
- (x) NRCの許認可および規制プロセス並びに公衆への情報に対する結果

2. — 採鉱、選鉱等14項目より成る核燃料サイクル要素

上記B-1、B-2は文書レビュー・マトリックスと名付けられる 10×14 のマトリックスに配列される。

C) さらに16項のリスク・カテゴリが1つの配列として工夫された。リスク・オプションとパスは 4×16 のマトリックスが得られるように採り入れられた。類別化は以下の項目によって行われた。

- (i) 運転期間
- (ii) 放射線関連の災害
- (iii) 事 故
- (iv) 通常運転
- (v) プラント・スタッフ
- (vi) 施設外部の人口
- (vii) 廃棄期間
- (viii) 非放射線関連の災害

BとCを連結することで文書レビュー・マトリックスはその機能が発揮されるであろう。

報告番号 : 024

TtF

タイトル : 核燃料サイクル施設のリスク評価用のデータ・ベース構築

— 最終報告 —

頁 数 : 230

提出先 : 動力炉・核燃料開発事業団

発行者 : I E A, Ltd., 600 New Hampshire Ave., N.W. Suite 600,
Wahington D.C. 20037.

発行年月 : 1983年10月5日

著 者 : I E A Ltd., スタッフ

リスク評価に対するデータ要求は、(i)好ましくない状態になりうる事象の組合せ、(ii)そのような組合せが起るかも知れぬ頻度および、(iii)各々の好ましからざる状態に関連する結果を包含する。

通常は、結果が期待される最終使用はP R Aをその3つのレベル、すなわち(1)システム解析、(2)システムおよび格納容器解析、(3)システム、格納容器および影響解析、で行うのに必要とされる範囲を指定する。そこではデータ要求は累積的であり、すなわち各継次的なレベルはそれより下位のレベルに必要とされたすべてのデータを要求する。

基本的なレベルは、各放射性物質のソースの放出になり得る起因事象に加えて、サイトにおけるすべての放射性物質のソースの同定のごとき幾つかのタスクを行うことから成立つ。すなわち、事故シーケンスの防止のため、行われる機能の同定、関連システムの確立、成功基準の設定、ならびに起因事象の類別化、等がそれである。

解析については、イベント・ツリーの構成により行われるであろうが、それらの構造はそれだけでは単に機能上およびシステムの関係を反映するだけである。好ましくない事象が起るかも知れないすべての路を表示するフォルト・ツリーが通常プラント・システムの定量化に用いられるモデルであろう。

事故シーケンス頻度を定量的に計算することと、確からしいフォルトを定性的に同定するには、イベント・ツリーとフォルト・ツリーモデルが正しいデータと共に用いられるべきである。最終タスクは結果の解釈と解析の中にあるが、そこでは先行の段階で完成されたカット・セットがプラント損傷確率あるいは放射性物質放出のいずれかに対し有意な寄

与因子であることを示す。

データ要求を満たすには、解析を受けると思われる各システム・コンポーネントの可能性のある故障モードに対する平均値、中間値、エラー係数を伴ったリスク評価に対するデータ・ベースを母集団化することが含まれる。不確実性の包絡には対数-正規分布を使用しうるが、そこでは確率シーケンスの不確かさと、パラメータ値への感度に関する基本的な情報が計算可能となるであろう。

PNC要求の支援に対するPRA/PSAに関するデータの利用性については、IEA Ltd.はUKAEAのシステムの信頼性サービス(SRS)のデータ・バンクの利用を指摘した。SRSデータ・バンクは2つのコンピュータ化された記憶、すなわち(i)既刊の情報、製造者、データ収集訓練、から得られた一般共通的な信頼性データ・セットと、(ii)運転者、試験履歴等からの生データを含む事象データ・セット、より成る。

データ・ベース構築手順では、採用されるモデルすなわち時間関係（指数関数、ワイブル分布、ガンマおよび対数正規）と同様にデマンドモデルすなわちコンポーネントの非利用性への試験の寄与に対する規準化式に特別の重点がおかれている。

報告番号 : 016

TtG

タイトル : 確率論的リスク評価（P R A）：規則への適用に対する現状報告と指針。
—コメント用ドラフト報告—

頁 数 : 173

発行者 : 米国N R C、原子力規制研究局、リスク解析部、Washington D. C.,
20555.

発行年月 : 1984年2月

著 者 : 数名

原子力発電プラントの規制に対する法的責任の履行においてN R Cは次のタイプの意思決定に直面している。

- (1) プラントはいかに安全であるべきか？ — (これには、今まで定量的な観点からの判断に基づいてきた社会経済的考察を含む)
- (2) プラントはどの程度に安全であるか？
- (3) 改良の必要性はあるのか？
- (4) 寿命期間中には所要のレベルを確保
- (5) 研究を必要とする関連問題

この報告で対象とされた(2)～(5)の諸点は広い範囲の関連する技術的分野、すなわち統計から人的挙動までを示すが、その大部分は確率論的手法を用いている。しかしP R Aは不確実性の領域を示す機構を持っている。P R Aは通常の決定論的な解析よりもそのようなプロセスを処理し、そのような事実が実際にP R Aにとって弱点よりもむしろ強味となっている。

研究の過程で見出された新しい事実が採り入れられたが、すなわちP W Rにおける小破断L O C A、あるいはB W Rにおける過渡事象は（大破断L O C Aよりも）今やリスクに対し主要な寄与因子であると推定されている。

しかし可成りの関心を創出した以下の幾つかの問題のレビューもまた興味あるものとなる。

a) P R Aに要求されるものは(1)現存の情報ベースの理解および、(2)使用されるすべて

の手法に関する見通しであり、すなわち統計から人的挙動までのような広い範囲の科学をカバーしている。

b) 通常は次の2つのステップを含むシステム・モデルの定量化、すなわち、

- (1) ミニマム・カットセットと名付けられるツリー縮少（すなわちツリーの特定ブランチの記述に必要な最小グループの失敗）、そこではブール代数学（通常は論争の余地のない）が重要な追加的情報を供給しない。
- (2) 実際の定量化それ自体（より問題の多い）。

理由はこれが片対数表示法からモンテカルロ手法の適用までの範囲に及ぶ各寄与因子の分布追跡を意味するからである。

この報告でのPRA概念上のレビューは次の諸点を強調している。

1 - 完全性の程度

2 - モデルの代表

3 - データの妥当性の程度、人的過誤の役割、等

4 - 事故過程とソース・ターム

(i) 炉心損傷とその頻度

(ii) (圧力) 容器内および容器外での炉心溶融

(iii) 圧力容器内および格納容器内でのFP移行

(iv) 格納容器健全性に与える温度および圧力の脅威

-ソース・ターム評価は1986年にはより完全に発展される予定。

5 - 施設外の影響解析（完成していると予期される。しかし不確実性の推定には次の理由から未だ残っている部分が大きい）

(i) ソース・タームの大きさ、それがすべての影響に関係する。

(ii) 緊急時対応の有効性

(iii) 体細胞的 - および遺伝的效果に属する線量 - 応答の関係

(iv) 沈積プロセスのモデル化（凝縮可能性、雨上りの湿度）

6 - 地震事象、洪水、航空機墜落等のごとき外的起因事象（配管破断による洪水のようないし事象もまた、このカテゴリの下に類別される）

PRAの操作手順につき述べることは価値あることである。そのようなプロセスは通常

次のように類別される。

システム解析：

1. 初期情報収集
2. 外的事象解析（オプション）
3. 人間信頼性の解析と手順
4. イベント・ツリー作成
5. システム・モデリング
6. データ・ベース構築
7. 事故シーケンス定量化

格納容器解析：

1. 物理的プロセス
2. 放射性核種の放出と移行
3. 環境への移行と影響
4. 不確実性解析
5. 結果の作成／解説

米国内の25基の原子力発電プラントに対し、全般的な P R A 研究が行われ、その中12件は軽水炉に対するもので、またレベルⅢの P R A が行われた。

T M I - 2 事故により事故前（1979年）よりも1基を加えた7基の原子力発電プラントに対して P R A 研究が促進された。それらの大部分は N R C により行われた。しかし E P R I が苦心して成就した数冊の報告書は広範かつ専門的な吟味なしでは理解することが難しいと述べられている。

報告番号 : 020

TtG

タイトル : P R A 使用と技法、ノルディック諸国における展望 N K A 計画 S A K
 - 1 の総括報告

頁 数 : 140

発行者 : ノルディック原子力連絡委員会 (n k a)

発行年月 : 1985年7月

著 者 : 編者 Stephen Dinsmore (Studvik, Energieteknik, A.B., Sweden)

この報告は以下のスカンディナビア諸国における原子炉のみの分野で行った幾つかのレベル1のP R A研究を述べている。デンマーク*、フィンランド*、ノルウェー、およびスウェーデン*。ここで*印を付した各国は現在原子力発電プラントを所有している国である。

この報告の基本的な点は採用されたアプローチにあり、ベンチマーク研究に基づいてい る。この関連では2つの研究が行われたが、次のように述べられるであろう。

ベンチマーク1 :

PWRの高圧注入系 (H P I S) における信頼性パラメータがその作成と普及の項目で集められ、同様にシステムの定量化が十分に確立された計算機コードMOCARE (R I SO開発)、REPOINT (VTT開発)、およびFRANTIC (Studvik 開発) を用いて行われた。

ベンチマーク2 :

BWRで低給水量においてシステム・モデリング（過渡解析）がイベントツリー、あるいは代替として‘原因-結果’図の形式で行われた。

信頼性ブロックダイアグラムがフォルトツリーと比較された。さらに、ベンチマーク2では、プラント運転者のごときシステムに十分詳しい人々を慎重にレビューし、密に接触することが、技法の選択と同じ位重要であることも示した。

報告の結論は、系統的な調査方法は、コンピュータ化およびマニュアルの両方とも、共

通原因故障の同定には開発されており、そこではそのようなプロセスは原子力発電プラン
ト安全性を評価する許認可機関を助勢するであろう、ということである。

報告番号 : 026

TtG

タイトル : 確率論的安全解析の潜在的影響

頁 数 : 10

発行者 : E P R I, Palo Alto, California.

発行年月 : -----

著 者 : W. B. Lowenstein and G. S. Lellouche

PRA (PSA) アプローチは、現在では未だ完全でないデータを利用するので、将来に採用されるべきものである。かくして主観的な判断に大いに依存していた不適切な意思決定を取り除くことができる。

したがって PSA は確率分布関数を作り出す 1 つの定量化の手法である。実際に観察された発電プラントの安全記録は、広範な過剰設計、冗長性、試験および保守、ならびに規制概観の点から見ると、これに関しては何とか満足度を備えている。

しかし、設計または運転操作に何らかの修正がなされる必要がある場合には、現実的な評価を行うための、関連する手段に対する必要性が生ずる。

この手段は次の項目と共にスタートする。

1 - そのような修正を導入した後のプラント内の予測的洞察

2 - 確率理論の考察、信頼性／確率ツリー解析

3 - ツリー、ダイアグラム、チャート、GO モデル等の形式における発電プラントの抽象的概念。そこではそのような手段が ‘より’ 合理的な意思決定の用意をとにかく可能にするであろう。

そのような結論の背後にある理由は、次のような採り入れられるデータグループの項目でまとめられる。

(a) 故障率

(b) 修復時間

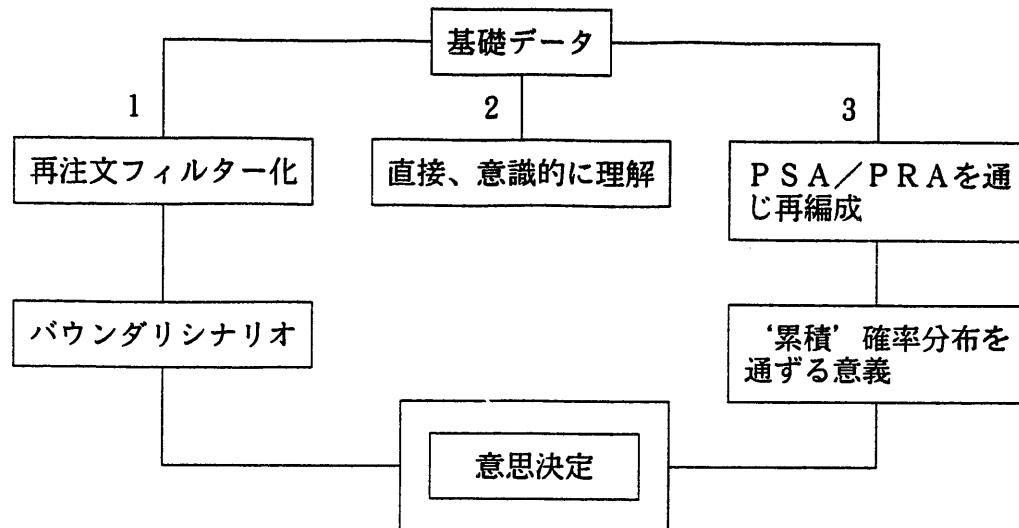
(c) 次により起因される影響

(i) 圧力

(ii) 温度

- (iii) 放出率
- (iv) 線量率
- (v) 放射能沈着

上述の各点に基づく意思決定は次のような概念上の流れを生み出す。



影響計算の一般的法則は次の通りである。

- 1 - 何が含まれるか、また含まれないかについての、一連の予め規定された指針で確率論的モデリングを考慮する。
- 2 - モデルの影響部分は ‘同様に’ 現実論の “FINITE” モデルに基づく。
- 3 - 故障率等のソースとなるデータ・ベースは “INCOMPLETE” である。

著者等により導入された用語の概念を書き直すことは興味あることである。一見して上述の 3 点は P S A の有用性を無効にするように思われるが、しかしそのような結論は適切ではない。いかなる意思決定も常に十分なデータの欠けた状態でスタートし、終っている。事実、もし十分なデータが存在するならば、リスクや便益は文書化されるであろうから延期される必要性はないであろう。正確な理由は、我々が P S A を必要とするような効率が欠けているということである。

‘実際’ のシステムでは 2 つの形態、すなわち見過ごされた事象シーケンスと、認識されない共通モード相互作用とを有するであろう。

‘見逃された’／‘ミス’された事象シーケンスのタイプは、他とは同じ分布の中にフィットしない離散的な事象として考慮される。したがって通常、頻度－影響プロットとして表示される確率分布関数（p. d. f.）は、ある領域ではそのような離散的な事象により影響を受けるであろう。しかし累積分布関数（c. d. f.）は任意の値、すなわち意思決定に必要とされるものよりも大きい影響を有する確率についての情報を備える。

さらにc. d. f. はp. d. f. の1つの積分であるので、p. d. f. の詳細構造はそれが一見して判るように重要ではなくなるであろう。したがってエラーと離散値は累積分布にはほとんど影響を持たないであろう。

1つのリスクを取除くための判断による意思決定が、多重の失敗点を導入することになる幾つかの場合がある。境界面L O C A — そこでは弁類は高圧側では正当に作動しないが — は十分に大きく、その結果 WASH-1400でのPWRリスクでは卓越的であると考えられた。

しかし“1つの実例は必ずしも1つの証拠ではない”ということはいうまでもない。またPSAは、判断的意思決定／主観的推論が妥当ではなくあるいは過度に保守的であるということを常に示すものとは保証されない。

報告番号 : 030

TtG

タイトル : 安全解析の確率論的アプローチに関するコメント (Westinghouse社の見通しに関連する研究)。

頁 数 : 4

発行者 : Nuclear Engineering and Design, 50 (1978) 169-172.

発行年月 : 1978年—Journal (1977年8月22／23日 Post Conference Seminar)

所属機関 : WH R&D Centre, Pittsburgh, Pennsylvania, 15235.

著 者 : G.Jouris

確率論的推定を意図的に使用することについては広く行きわたった誤解がある様に見受けられる。そしてこれは一般的なアプローチに関する批判にまで発展した。実際には確率論的アプローチは決定論的アプローチの拡大以外の何物でもない。

このことは橋梁の健全性の評価の場合には容易に実証されるであろう。人々は普通、理想化されたケースを考慮することにより始めるが、そこでは材料特性と環境条件がある平均値のものであると仮定し、また理論的あるいは経験的な関係に基づいていると仮定される。しかしそのような理想的なケースは、次の事実の理由から、非現実的であることが急速に現実化される。

- (i) 材料特性に関する我々の不完全な知識
- (ii) 環境中における材料の不均質性（静的）
- (iii) 環境中における材料の変化（動的）

そのような事実、すなわち決定論的観点の非現実性により、すべての、あるいは幾つかの理想化されたインプットはいわゆる“最悪ケース”の値により置換えられるであろう。

さらに、もし入力変数に確率分布が採り入れられるならば、確率論的アプローチが溶け込むことになろう。したがって決定論的アプローチ — (我々の比較の基礎) — は、事実、一点に集中された確率分布である。

決定論的アプローチと確率論的アプローチの間の比較に関する1つの純粋な数学的抽象化概念が述べられている。それはまず、限定された制御変数の数 ‘f’ に等しいクリティカル値を設定する事からスタートする。‘f’ は次の項目の1つまたはそれ以上の組合せ

であり得る。

- (i) 数字的関数
- (ii) 計算機コード
- (iii) 表セット
- (iv) 図セット

確率論アプローチの強味と弱点は幾つかの関心のある点で明確にされ、それは次のようなカテゴリに分けられる。

- 欠点 : (a) 用いられるモデル [f, g] が不十分であること。しかし不十分なモデルは改良の出発点を用意するであろう。
- (b) 確率分布の形状が未知である。しかし幾つかの形状は近似的分布に関しては合理的な概念を示しており、より正確な知識に対する必要性の評価には感度タイプの解析が寄与し得る。
- (c) 利用しうるデータが要求されるインプットパラメータの推定に対しては不十分である。これはその点で効率的なデータ、すなわち必要とされる情報の欠乏に関するもっともな批判である。
- (d) 確率的アプローチは単一のユニットに対し適用し難いこと。これは起因事故（トップ事象）は“錢投げ”ケースと考えられるので、根拠のない批難である。

- 利点 : (a) 確率はそれ自体、種々の現象からのリスク比較に対する 1 つの共通の尺度を提供する。さらに、通常決定論的アプローチからもたらされる “yes/no” の答よりも多くの情報を備えてくれる。
- (b) どのような状況下でも、ある結果は期待されないということの再認識。しかしリスク定量化の目的はまっとうに達せられた。
- (c) 保守性の影響評価の能力があること。

結論として、確率論的アプローチは種々のクリティカルな事象の尤度評価に対する有用な手段であると考慮できることが容易に見られる。確率推定は事象の発生確率の絶対的な尺度としてよりもむしろ比較的な目的に対する 1 つの量として用い得る。したがって意思決定での使用には有力な手段であり、今後も同様に使用され、また発展されるであろう。

報告番号 : 036

TtG

タイトル : 確率論的リスク評価における不確実性

頁 数 : 6

発行者 : IAEA-CN 39/89

発行年月 : 1978年7月

所属機関 : UKAEA、SRD、Culcheth、Warrington、UK

— EEC研究 —

著 者 : G.W.Parry, H.J.Teague, P.W.Winter

PRAにおける不確実性のソース決定のため、イベント／フォルト・ツリー手法を用いて行われた。以下の2つのカテゴリに分けられる。

(i) フォルト・ツリーにおけるモデル化の不確実性 — 若干の限定事項を伴い — ならびにイベント・ツリーに関係したモデルの不確実性。

(ii) データの不確実性、これは順次、次の3つのタイプより成る。直接関連する現場データ。若干の関連性ありと判断される領域からの現場データ、および専門家見解。

この検討には確率の解説を採入しており、そこでは確率はそれ自体次のような3つのカテゴリに分けられる。経験的（すなわち頻度）、論理的および主観的確率。論理的確率は全体的にみて確率は数値を持っているという確信に由来するもので従って Bayesの原理が適用される（等の妥当性の原理）。

主観的理論は確率の理論的な見解の中で起こった問題への1つの解を説明する。しかしそれ以上の記述の頁と参考文献を頁が利用できないので続けられない。

(未完成論文)

報告番号 : 052

TtG

タイトル : 西独に於けるP S A利用へのアプローチ

頁 数 : 52

発行者 : O E C D / N E A, S I N D O C (85), 193

原子力エネルギー運営委員会

発行年月 : 1985年10月2日

著 者 : P. M. Herttrich

西独連邦共和国におけるP S A / P R Aの利用の背後にある基本的な理念は、原子力発電プラント安全性の意思決定プロセスの種々異なる段階から出発して、精巧に練り上げられている。ここでは決定論的および確率論的の両アプローチが一般的に論議され、またそれぞれ特徴づけされている。

決定論的および確率論的の両アプローチはまさしく反復する安全性の意思決定の中で示されている。両アプローチは異った利点を有するが、それは相互に極めて効率的に補完し合っている。原子力発電プラントの安全性評価における実際の進歩は確率論的解析と決定論的アプローチの組合せにより達成してきた。

P S A / P R Aの利用の西独のアプローチに対する基本的な原則はB M I - 安全基準（西独連邦内務省編、原子力発電所安全基準）の中に書き下されている。すなわち“十分な信頼性”と“バランスの良くとれた設計”を達成するため決定論的アプローチの補完としてP S A開発状態に適応して適用のスコープと深さが定められている。

いわゆる、深層防護の概念は進歩した確率論的な概念へとさらに改良され、それによりプラントが擾乱、過渡事象、あるいは事故に対し最適の応答を出すように、信頼性工学のより特殊化された適用が可能になっている。

当報告には規制指針、コード、および基準における確率論的アプローチの諸例が示されている。

許認可プロセスにおける P S A のより系統的な利用は過去数年の間に発展した。運転経験、前兆予測研究、特殊安全性問題、プラント運転のための設計変更、ならびに新しいプラントに対する設計の最適化等に関する P S A / P R A の今後の利用についてもサーベイされている。

報告番号 : 057

TtG

タイトル : 確率論的リスク解析マニュアル開発と安全性意思決定への適用に関する諮詢グループ報告

頁 数 : 63

発行者 : IAEA-本部

発行年月 : 1984年5月(14~18日)

著 者 : 諮問グループ会議

この報告は主要6章より成る。最初の章、すなわち Chapter "A"、ではマニュアル開発に対する勧告が取り扱われており、そこでのPRAはNUREG/CR-2300に基づく定義を参照している。

Chapter "B"にはマニュアル内容と、安全性意思決定のためのPSA利用と実施とに必要なフォーマットが含まれている。Chapter "B"は2部分から成り、Part 1はPSAの利用に関する部分で以下の諸項目が含まれている。技術仕様、システムおよびコンポーネントの同定、バツクフィッティング、オペレーター訓練、プラント利用率、設計評価、新しい安全性問題とそのランギング（レベル3を除く）、緊急時計画、運転操作へのPSA適用、システム相互作用、経験評価、検査活動（レベル3を除く）、苛酷事故、改良された理解、一般的な適用性に対する急速な意思決定手段、運転マニュアルの配置、ターゲット値への従属、支配的な事故シーケンスの同定、設計比較（レベル3を除く）、事故管理、保守および補修政策の試験、と財政的リスク。

Chapter "B"のPart 2については、以下の諸項目が含まれる。実施範囲と目的、PSAの概観、PSA適用のレビュー、プラント解析、データ解析、システム信頼性解析、事故シーケンス解析、不確実性解析、特殊適用に対する今後の解析（PSA管理を伴う経験を除く）。

Chapter "C"はA章で対象とされていないトピックスへの諮問グループの応答が取り扱われている。

Chapter "D"には諮問グループのメンバーおよびオブザーバー名がリストされている。

Chapter “E”は諮問グループに提供された参照文献と、グループメンバーにより論議の対象とされたトピックスを含んでいる。

Chapter “F”は会議議題が表示されている。

報告番号 : 065

TtG

タイトル : 確率論的リスク評価 — 文献調査最終報告 — 1983年4月18日

頁 数 : 37

発行者 : 国際エネルギー・アソシエイツ会社

600、ニューハンプシャー通り、N.W. ワシントン D.C. 20037

発行年月 : 1983年4月18日

著 者 : I E A. Ltd. スタッフ

確率論的リスク評価（P R A）のデータ解析は3つの幅広いカテゴリに分れる。施設の設計、サイトおよび運転、一般共通的および施設固有問題、ならびにP R A方法論である。マニュアルなライブラリ調査とコンピュータによる情報検索システムを通じてI E A社のスタッフはP R Aの文献検索を完成した。出版物は以下の項目決定に役立つ方法で分類された。

- (i) リスクの同定
- (ii) 包括的なリスク評価手法の作成
- (iii) (ii)に述べた手法使用のデモンストレーション
- (iv) リスク評価技法の評価の提供

再処理の確率論的リスク評価用として動力炉・核燃料開発事業団（P N C）が利用しうるデータベースあるいはデータベース管理システムは実際には米国には見当らなかった。これはP R Aに関するデータ収集のプロセスが多少、コンポーネント故障に関するデータの収集に向けられていたという事実が原因である。

この分野では米国のプログラムは大部分が不成功であったが、英国のシステム信頼性サービス（S R S）社はP R A研究を支援するデータベースを開発していた。

システム信頼性サービスにより開発され適用されているように、信頼性工学はエンジニアリング、システム解析、論理学、数学および統計学のすべての部門を包括している。

S R S 信頼性データバンクはシステム信頼性解析の S R S チームのためにデータ提供を
引き続き拡大している。S R S は英國産業省の後援の下に英國原子力公社により管理されて
いる。

S R S サービスは、その優秀性、健全性、および同様に技術的能力のゆえに世界的な好
評を得ている。

したがって上記に照らし、I E A L は、P N C がS R S の準会員となる可能性を考慮す
ることを奨める。事実、準会員資格はS R S 信頼性データバンクがカバーしているコンポ
ーネントおよびシステムの一般的な信頼性データに他のメンバーの中で、P N C にアクセス
する資格を与えるであろう。

報告番号 : 027

TfR

タイトル : BWR崩壊熱除去系の確率論的リスク評価：「信頼性および確率論的リスク評価」

頁 数 : 3

発行者 : (著者帰属) : NE Util. Service; SAI, Bethesda, MD. USA.

発行年月 : 1978年以降

著 者 : J. A. Chunis, P. J. Amico, R. O. Bagley, R. T. Harris.

この論文は炉心損傷防護に備えるための崩壊熱除去系の役割について論議している。3つの継次の段階でPRAが行われている。

(a) イベント・ツリー作成(所外電源喪失の予想)。

配管破断のような受動的故障は除外した故障の苛酷さに依存して、炉心露出がシステムの崩壊熱除去能力を考慮することで想定された。

システムのアプローチが、イベントの各パスの全般的な結果を決定するプロセスを容易にするために、採用された。

具体的にはMillstone 1号機に対するイベント・ツリーが構成された。ツリーの配置に用いられた熱水力学的‘コンポーネント’は用語を含み次のものから成る。

- (1) O P : 所外電源
- (2) G T : ガスタービン
- (3) F W / F W C I S : 給水／給水冷却水注入系
- (4) R I : 原子炉隔離
- (5) S / R : 安全／逃し弁
- (6) I C : 隔離コンデンサ
- (7) I C M : 隔離コンデンサメーキャップ
- (8) M P R : 手動圧力逃し減圧
- (9) D G : ディーゼル発電機
- (10) 炉心スプレー
- (11) L P C I : 低圧冷却水注入

これは3つの基準に対して用いられる。すなわち、

- (i) N C U : 炉心露出なし

- (ii) C U : 炉心露出あり
- (iii) P N : 低確率により無視されるパス

- (b) 热水力学的解析は個々のシステムと、個々のコンポーネントにおける破断プロセスに対して行われた。
- (c) フォルト・ツリーはシステムに対し作成され、したがって故障率も決定された。

解析はWAMBAM計算機コードを用いて行われた、〔EPRI-2172-5 (Jan. 1975年)〕。
これはすべての径路のカットセットを用意した。

このケース・スタディは、コンデンサメーキャップ弁をDC電源に仕立てることにより炉心露出確率をファクタ20だけ減少するであろうと結論した。したがってPRAは価値／影響解析と結合してプラント運転のリスク低減に有効に用いられ、その場合の価値部分はIEEE標準500(1977年)により導入された修正を実施することにより得られ、また影響部分はエンジニアリング・コストと資本コストの両方を含む特性値を持つように推定される。

報告番号 : 054

TtR

タイトル : 原子炉安全性における重要問題 — それらの本質と重要性の理由

頁 数 : 25

発行者 : OECD/NEA (SINDOC (85) 170)

発行年月 : 1985年10月8日

著 者 : J.H.Gittrs (SRD, Culcheth, UKAEA)

原子炉事故に関する公衆の見解は次の2つの主義に総括される。

- (i) もしそれが起こっても、重大であってはならない。
- (ii) もし重大であるならば、起こってはならない。

そのようなため、安全性の主義は数学的に表式化され、次いで一般的な形の等価方程式が提案された。

安全性のターゲット。すなわち、

- (a) プラント損傷
- (b) 放射能放出
- (c) 放射線線量
- (d) 個人リスク
- (e) 社会的リスク、および、
- (f) コスト／便益問題

がこの研究の中でレビューを受けている。

さらにUKにおける安全性ターゲットは上記の提案された評価レベルに加えて幾つかの項目を含んだものが提出された。社会において広く行きわたっているリスクレベル、主義ならびに職業上のターゲットとの比較が行われ、その中の幾つかは比較の観点をグラフィカルに描写している。

報告番号 : 033

AtR

タイトル : 原子力発電炉に対する安全評価原則

頁 数 : 50

発行者 : 英国原子力施設検査庁（保健・安全部）

発行年月 : 1979年4月

著 者 : 英国原子力施設検査庁、首席検査官

H. M. NII, Themes House North, Millbank

London, SW1P, 4QL, UK

この論文では基本的な諸原則と工学的な原則が包括的に述べられている。

詳述されている原則は、許認可および運転に対してだけ意図したものではなく、検査庁（N I I）自身の安全性評価に関する活動に関しても意図されている。

基本的な原則には、通常状態（運転／停止）および故障状態における放射線学的な問題、放射性廃棄物、故障状態の操作評価、および保護系が含まれている。

工学的な原則は、次の各項をカバーする一般的および特殊な事項に順次分割されている。

(i) プラントの設計、試験および検査、ならびに保守に関する一般事項

(ii) 原子炉炉心および燃料の設計、運転および監視

(iii) 一次冷却系回路

(iv) 原子炉熱輸送系：システム設計と冷却材を含む。

(v) 保護系：安全関連の計装および炉停止系に対する特殊原則を含む。

(vi) 主要サービス

(vii) 格納系

(viii) 燃料および吸収材取扱い

(ix) 放射線防護工学：直接放射線、放射性物質による汚染ならびに計装の諸分野をカバーする。

(x) 放射性廃棄物管理工学：すべての物理的形状（ガス状、液体および固体）にある廃棄物の貯蔵、取扱い、および輸送を含む。

(xi) プラントの故障、過渡状態および異常状態の解析

(x ii) 運転状態

(x iii) 信頼性解析

(xiv) レイアウト

(xv) 異常な風負荷、地震影響、洪水、火災、爆発、ミサイルその他、ならびに航空機墜落を含む外的災害

(xvi) 廃 炉

(xvii) 品質保証

最終頁には報告で使用される用語の説明がなされており、それらはアルファベット順に配列され、その用語解には44項目が含まれている。

報告番号 : 005 AtG
 タイトル : GE Vallecitos 原子力センターの建家 102の想定損傷に対するソース・
 タームと放射線線量の予測
 頁 数 : 89/90
 提出先 : ANL、環境影響研究部
 発行者 : PNL (B M IによるD O Eに代って作業)
 発行年月 : 1979年2月
 著者 : J. Mishima, R. B. McPherson, L. C. Schwendiman, E. C. Watson, J. A. Ayer

可能性あるソース・タームと、それが一般住民に与える放射線線量との推定が P N L - Battelle (D O E) により A N L (アルゴンヌ国立研究所) に対して行われた。後者は米国N R Cによる依頼に基づくものである。

GE - Vallecitos原子力センターにおける建家 102に関し 3 つの損傷シナリオが採り入れられた。建家は位置、面積、床面および地階の項目で線図的表示され、逐語的に説明される。

特にグローブ・ボックス中の放射能イベントリに基づき、また振動強さが関連機器の標準的な性能と運転に影響し、最終的には機器の健全性に損傷を及ぼすかも知れぬ地震衝撃を予期して放射線線量モデルを適用し、時間、距離、人為的換気および沈積に関連して線量モデルによる推定が計算された。

この報告の結論は、すべてのシナリオで有意の位置における地表面上の最大残留プルトニウム汚染は E P A (環境保護庁) により提案されている制限値 $0.2 \mu\text{Ci}/\text{m}^2$ を超えていないということである。

これらの結論は付属の 2 枚の用紙にすべてのシナリオに関し表型式で明示されている。

結論

表-1 には 3 つの想定格納容器喪失事故により生成されたソース・タームの“最適推定値”が示されている。

表-1 建家 102内のバリアに対する3つの異なった格納容器喪失程度による想定エア
・ボーン放出

シナリオ1. プルトニウム分析研究室構造自体とその内部の囲いに貫通発生

瞬時のエア・ボーン放出	-----
次の2時間以内のPuの追加工エア・ボーン放出	0.4mgPu
次の6時間以内のPuの追加工エア・ボーン放出	4 mgPu
次の16時間以内のPuの追加工エア・ボーン放出	10mgPu
次の3日間以内のPuの追加工エア・ボーン放出	8 mgPu

シナリオ2. プルトニウム分析研究室の倒潰と、放射性物質研究室ホットセルのHEP

A フィルターシーリング入口の喪失

瞬時のエア・ボーン放出	20mgPu
次の2時間以内のPuの追加工エア・ボーン放出	0.8 μgPu + 4 μCiFP
次の6時間以内のPuの追加工エア・ボーン放出	3 μgPu + 10 μCiFP
次の16時間以内のPuの追加工エア・ボーン放出	7 μgPu + 30 μCiFP
次の3日間以内のPuの追加工エア・ボーン放出	10 μgPu + 130 μCiFP

シナリオ3. プルトニウム研究室の倒潰、放射性物質研究室のHEPAフィルターのシ

ーリング入口の喪失、ならびに改良型燃料研究室の格納構造自体とその内部の囲い

に貫通発生

瞬時のエア・ボーン放出	20mgPu
次の2時間以内のPuの追加工エア・ボーン放出	2 mgPu + 4 μCiFP
次の6時間以内のPuの追加工エア・ボーン放出	50mgPu + 10 μCiFP
次の16時間以内のPuの追加工エア・ボーン放出	400mgPu + 30 μCiFP
次の3日間以内のPuの追加工エア・ボーン放出	3 g Pu + 13 μCiFP

以上の3つの損傷シナリオに対する最も可能性の高い50年間の予託線量当量の総括は、最大被曝線量の個人とGE-Vallecitos原子力センターから半径50mile以内に居住する人口について表-2に示されている。また最近接の牧場における最も可能性の高い最大プルトニウム沈積量も示されている。

表-2 最も可能性の高い50年間の予託線量当量^{a)}とプルトニウム沈積量

<u>シナリオ</u>	<u>説明</u>	<u>参照器官</u>		<u>地表面沈積量</u>
		<u>肺</u>	<u>骨</u>	
1	最大被曝者 (rem)	0.05	0.008	
	集積被曝 (人・rem) ^{b)}	40	60	
	牧場 ($\mu\text{Ci}/\text{m}^2$)			0.002

2	最大被曝者 (rem)	0.09	0.1	
	集積被曝 (人・rem) ^{b)}	60	100	
	牧場 ($\mu\text{Ci}/\text{m}^2$)			0.05

3	最大被曝者 (rem)	0.7	1	
	集積被曝 (人・rem) ^{b)}	7,000	10,000	
	牧場 ($\mu\text{Ci}/\text{m}^2$)			0.2

a) 転移クラスYが仮定されている

b) Vallecitosセンターから50mile以内に居住する人口に対する集積線量

3つのシナリオに対して計算された50年の集積予託線量当量は、自然のバックグラウンド被曝および医学的なX-rayによる被曝の50年の集積線量当量よりもはるかに少ない。3つのシナリオに対する有意の位置における地表面で最も可能性の高い、最大の残留プルトニウム汚染はすべてEPAの提案による指針の $0.2 \mu\text{Ci}/\text{m}^2$ 以内にある。

報告番号 : 007

AtG

タイトル : フォルト・ツリーハンドブック、NUREG-0492

頁 数 : 3

発行者 : 米国NRC、原子力規制研究局、システム及び信頼性研究部、Washington
D.C. 20555.

発行期日 : 1981年1月

著 者 : W. E. Vesely* , F. F. Goldberg* , N. H. Roberts** , & D. F. Haasl***

* : U S N R C

** : Univ. of Washington

*** : Inst. of System Sciences, Inc.

目 次

(頁)

緒 言

vii

I. システム解析の基本概念	I - 1
1. システム解析の目的	I - 1
2. システムの設定	I - 3
3. 解析アプローチ	I - 7
4. 危険と落し穴	I - 9
II. 帰納的手法の概観	II - 1
1. 緒 言	II - 1
2. “パーツカウント”アプローチ	II - 1
3. 失敗モードと効果解析 (FMEA)	II - 2
4. 失敗モード効果とクリティカリティ解析 (FMECA)	II - 4
5. 予備災害解析 (PHA)	II - 4
6. フォルト災害解析 (FHA)	II - 5
7. 二重失敗マトリックス (DFM)	II - 5
8. 成功パスモデル	II - 10
9. 結 論	II - 12
III. フォルト・ツリー解析 — 基本概念	III - 1
1. 方向付け	III - 1
2. 失敗対成功モデル	III - 1
3. 望ましくない事象概念	III - 3
4. 総 括	III - 4

(頁)

IV. フォルト・ツリーの基礎要素

IV - 1

1. フォルト・ツリーモデル

IV - 1

2. 記号論 — フォルト・ツリーのブロック構築

IV - 1

V. フォルト・ツリー構成原理

V - 1

1. フォルト対失敗

V - 1

2. フォルト発生対フォルト存在

V - 1

3. 受動対能動コンポーネント

V - 2

4. コンポーネントフォルトカタゴリ：一次、二次、および命令

V - 3

5. 失敗機構、失敗モード、および失敗効果

V - 3

6. “中間原因” 概念

V - 6

7. フォルト・ツリー構成に対する基本的ルール

V - 8

VI. 確率理論 — 事象の数学的記述

VI - 1

1. 緒 言

VI - 1

2. ランダム実験とランダム実験結果

VI - 1

3. 確率の相対頻度定義

VI - 3

4. 確率を伴う代数的演算

VI - 3

5. 組合せ論

VI - 8

6. 集合理論：事象の数学的取り扱への適用

VI - 11

7. 記号論

VI - 16

8. 追加集合概念

VI - 17

9. ベイズの定理

VI - 19

VII. ブール代数とフォルト・ツリー解析への応用

VII - 1

	(頁)
1. ブール代数の法則	VII-1
2. フォルト・ツリーへの応用	VII-4
3. 標準型式でブール関数を表示するシャノン法	VII-12
4. フォルト・ツリーの最小カットセットまたは最小パスセットの決定	VII-15
VIII. 圧力タンクの例	VIII-1
1. システム設定とフォルト・ツリー構成	VIII-1
2. フォルト・ツリー評価（最小カットセット）	VIII-12
IX. 3 - モータの例	IX-1
1. システム設定とフォルト・ツリー構成	IX-1
2. フォルト・ツリー評価（最小カットセット）	IX-7
X. 確率論的および統計的解析	X-1
1. 緒 言	X-1
2. 二項分布	X-1
3. 累積分布関数	X-7
4. 確率密度分布関数	X-9
5. 分布パラメータとモーメント	X-10
6. 二項の限界形式：正規、ポアソン	X-15
7. システム故障へのポアソン分布の適用 — いわゆる指数関数分布	X-19
8. 故障率関数	X-22
9. 故障発生時間を含む適用	X-25
10. 統計的推定	X-26
11. ランダムサンプル	X-27
12. サンプル分布	X-27

	(頁)
13. 点推定 — 一般論	X - 28
14. 点推定 — 最大尤度	X - 30
15. 区間推定	X - 35
16. ベイズ解析	X - 39
 XI. フォルト・ツリー評価技法	 X I - 1
1. 緒 言	X I - 1
2. 定性的評価	X I - 2
3. 定量的評価	X I - 7
 XII. フォルト・ツリー評価用計算機コード	 X II - 1
1. 利用しうるコードの概観	X II - 1
2. フォルト・ツリーの定性的解析用計算機コード	X II - 2
3. フォルト・ツリーの定量的解析用計算機コード	X II - 6
4. 直接評価コード	X II - 8
5. P L - M O D : 二重目的コード	X II - 11
6. 共通因子故障解析コード	X II - 12
 文 献	 BIB - 1

報告番号 : 035 AtG

タイトル : イベント・シーケンスと影響スペクトル：確率論的過渡解析の一手法

頁 数 : 18

発行者 : (ジャーナル) 原子力科学と技術

発行年月 : 1980年9月27日(承認)、1980年5月19日(受理)

所属機関 : C E C共同研究センター、イスプラ研究所、1-21020、イスプラ、
イタリア(1)、ミラノ大学、およびM E S A研究所、ミラノ、イタリア(2)

著 者 : A. Amendola(1), G. Reina (2)

イベントシーケンスと影響スペクトルは、(i)応答表面手法、と(ii)論理解析手法の両者を組み合わせる1つの新しい手法である。

超因果象が与えられると、その暫時のプロセスの中で、すなわち連続的な動的相互作用のプロセスの中で、事故の物理的展開に関し順次作動しうる新しい論理上の事象を起こさせる可能性を適切な手法で考慮せねばならない。

次の2つのタイプの状態下にあるシステム挙動は一連のパラメトリックな式によって記述されている。そのタイプは(a)公称すなわち定常状態あるいは運転上の過渡状態、と(b)故障状態すなわち劣化事象である。

システム展開の確率論的な吟味には、次の2つの異った、また重畠した時間過程の考慮を必要とする。

- (i) 長期の経年変化過程
- (ii) 重畠された短期のランダム過渡過程

サンプル・ケースとして、LMFBE炉心事故解析、ポンプモデル、スクラムアクチュエータモデル、チャンネルモデル、全システムのパラメトリック解説、ならびに発生する過渡過程の例が検討された。それらには厳密な討論と結論が統いて行われた。結論からは、複雑なシステムの“物理的”および“論理的”状態間のランダム相互作用に関する確率論的および論理上の解析の可能性が示された。

報告番号 : 069

AtG

タイトル : 原子力施設内での事故誘起流れに対する物質移行解析

頁 数 : 88

発行者 : 米国商務省、国立技術情報サービス、N T I S — LANL (ロスアラモス研究所 NM87545)への提出報告、米国N R C、R E S局、リスク解析部、
Washington D. C. 20555

発行年月 : 1983年12月

著 者 : R. A. Martin, P. K. Tang, A. P. Harper, J. D. Novat, W. S. Gregory

この報告は事故解析コンピュータコード群を支援するために開発された物質移行モデル化手順に関する総括である。物質移行モデル化領域に含まれる項目は、移行、発生、対流、相互作用、減退および濾過である。

物質相互作用は例外として、上述の各領域は3つのLANLの計算機コードT O R A C、E X P A CおよびF I R A Cの中でモジュラー形式で開発された。

このコード群は原子力産業界に対し、龍巻、爆発および火災それぞれの各事故影響評価の改良手法を用意するために開発された。

これらのコードは核燃料サイクル施設の換気システムにおける気体の動的、熱的および物質移行の過渡現象を推定するために設計されたが、それらは他の施設にも同様に適用可能である。

T O R A Cコードを使用するサンプル問題は、龍巻誘起の事故状態下での単純システムに対する現行の物質移行能力を具体化するために準備された。

これらの物質移行モデルの幾つかに対する今後の改良に関しても若干の指摘が検討された。

報告番号 : 059

AfG

タイトル : PRA手法の使用による非常用ディーゼル発電機の技術仕様評価

頁 数 : 17

発行者 : IAEA、PRA技術委員会

発行年月 : 1985年9月30日～10月4日

著者所属 : EPR(*)、BCL(**)

著 者 : John P. Gärtner(*), David P. Wagner(**)

この報告は1985年9月30日から10月4日までの期間、オーストリア、ウィーンで開かれたPRAに関するIAEA技術委員会の会議で発表されたものである。

問題設定の背景となっている事実は、原子力発電プラントの技術仕様は(i)制限あるいは(ii)要求のいずれかで考慮され、その結果それらは次の5つの点をカバーしているということである。すなわち、

1. 許容された停止時間 (AOT) を含む、運転に対する制限条件 (LCO)
2. サーベイランス試験間隔 (STI) 要求
3. 安全系設定点と限界
4. 設計特徴
5. 管理上の制御

PRAあるいは関連のリスクベースの手法は、技術仕様要求、特にAOTsやSTIsに対する確立または再評価用の技術的基盤を提供する見込みを示している。

EPRにより処理されたケーススタディは2基ユニットの米国BWRプラントのユニット1について行われた。このユニットは3台のディーゼル発電機を備えている。炉心溶融頻度に関する影響の計算には以下の3つの戦略が考慮された。

戦略1 :

1. BCLによりEPRのために特に開発された計算機コードSOCRATEの試験
2. 実際の技術仕様問題の実施
3. 考慮中の技術仕様変更の評価に影響を与える重要な不確実性や感度の同定

計算手順と手法はSOCRATESコードの解説でカバーされている。1つのコンポーネント非利用性の式が提案された。さらに、SOCRATES解析に必要とされる最小カットセットが提案され、次の3つのステップをカバーしている。

- (i) イベント・シーケンス ダイアグラム
- (ii) イベント・ツリー
- (iii) フォルト・ツリー作成

しかしながら、事故シーケンスは次のような性質をもつものと考慮された。

- (a) 冷却中の熱除去系の事故と炉停止冷却モード
- (b) 高圧冷却注水系の故障と原子炉炉心隔離
- (c) 高圧冷却注水系と炉心隔離冷却系の両方の故障に続いてオペレータが原子炉を手動で減圧することを失敗
- (d) 2個の安全逃し弁開閉着の失敗に続き、低圧冷却注水系、炉心スプレ系、およびプラント待機中冷却注水系の故障により、すべてシーケンスは苛酷な炉心損傷に到ること。

コンポーネント データは次の2つのカテゴリに類別される。

- (i) ディーゼル発電機用のデータ
- (ii) すべての他のコンポーネント用のデータ

全体的な結果ならびに戦略評価の結果は、結果に影響を与えた幾つかの主要仮定が報告されているところで述べられている。感度研究もアプローチされてきた。

結論として、PRA手法を採用したプラント固有のケース スタディの要素は、提案されたATOの評価実施のプロセスを容易にし得るということである。

報告番号 : 068

AfG

タイトル : 核分裂性液体系内の臨界暴走の計算

頁 数 : 28

発行者 : S RD、 UKAEA

発行年月 : (最新版1973年)

著 者 : D. J. Mather and P. M. Shaw

核分裂性液体系内の臨界暴走で起こる物理的事象に関する理解を促進する実験が行われ、ピーク出力の発生とエネルギー放出が容易に観測されることを目的とした。

核分裂性液体の容積は、一定速度で液体を追加することにより、臨界にもたらされる。中性子出力は停止機構が開始するまで上昇し続け、そこでは液体は加熱と、放射線分解によるガス生成のため体積膨張を示す。全般的な結果は系密度の減少、すなわち中性子漏洩の増加に従って反応度の減少とを意味するであろう。

この関連において、円筒形またはある種の形状の格納容器ジオメトリの変化は好ましくない複雑化を招くかも知れない。おそい過渡事象と急速な過渡事象は、一方向あるいは他の影響パスに著しく寄与する。事実、極めておそい過渡事象は通常、気泡の形成を招き、その気泡は核分裂性ガスを保有し、したがって気泡圧により、最終端ではげしいスプラッシュを生ずる。急速な過渡事象の場合には出力は何分の1秒以内に数オーダの大きさにも上昇し、ある状況下では沸騰点に到達した後の液体を蒸発に到らしめ、系からの反応度を除去することになる。

物理的現象は一連の数学的な方程式（9方程式）により説明される。最初の式は、ガス圧力間の関係を一方では Henryの定数の導入を伴う温度と、他方では攪拌による濃度との両方の関数として確立する。

第2の方程式は、溶液中の小粒子上に、また溶液から出て格納容器上に発生されるガス気泡の防止に関するので、すなわち圧力、温度ならびに気泡半径のクリティカルな値の項目でそのような気泡の不可避性を確保している。

それに続く方程式は質点の運動方程式（2方程式）を用いて“中性子工学”を解説しており、それに反応度についての2つの方程式が続き、そこでは局部的変位と反応度価値勾配がベクトルとして与えられ、液体密度と全体容積の値はスカラー量として与えられる。

方程式7は部分微分方程式で、時間および垂直軸に関してそれぞれ微分されている。それには2つの方向で用いられ、すなわち第1は溶液中のガス量の計算に、第2は液体を通じて移動する気泡状のガスの計算に向けられる。残りの2つの方程式（8と9）は予め確立された初期および境界条件下での解を用意するのに役立つ。

結論は、大部分の関心は最初の出力スパイクにおけるピーク出力値と放出エネルギーに向けられねばならないことである。実験と理論計算との間の幾つかの比較では、数学的モデルは一方ではほとんど成功しており、表示された差はほとんど無視しうる程度である。

さらに、計算機コードCRITEXは核分裂性液体内の過渡事象に対する最初の出力ピークとそれに続く出力振動段階をシュミレートするように開発されたことが結論されている。さらに出力振動段階のモデル化は、ピーク出力とそれらの時期につき試験された3つの実験と合理的な一致を示している。この振動段階中のエネルギー放出は従って適切に計算できるものと信じられている。

報告番号 : 040 ArF
 タイトル : ウィンズケールでの漏洩事故に関する“問題の考えられる原因”について
 頁 数 : 3
 発行者 : (ジャーナル) Nuclear Engineering International
 発行年月 : 1980年9月
 所属機関 : 英国原子力施設検査庁 (H.M. N I I)
 著 者 : Jonathan Holtrop. (報告)

英國政府のN I IはB N F L所有のウィンズケール再処理プラントの建家B 701における放射性液体 (10^4 Ci)の漏洩の主原因是、B N F L管理部分について、(i)安全第一の考え方と、(ii)健全な職業的判断と双方が欠けていることにあるとした。

事実、プラントで採用されている運転上のシステムは放射性液体を制御するには適切ではなかった。漏洩は、B 38サイロからの漏洩についてサイト下方の地下水面を試験するために、水力的、地質的サーベイを行っている間に偶然発見された。

古い運転経験のチェックにより、エージング・タンクの中で液体の‘はね返り’が起こったことが示されているが、しかしその当時の主任者はその事実は、屋根を通して若干の雨水がリークした様な種々の説明に原因を帰着させていた。

B 701プラント内部での放射性液体廃棄物の流れを単純化するめ、ダイバータ、エージング・タンク、トランスファ・タンク、サンプ容器の位置がきめられ、それらはすべて遮蔽付き壁で囲まれている。

1979年9月5日に、B N F Lの短期の要求は満足された。長期の要求には次の諸点が含まれた。

- (i) 適切かつ十分な安全機構、デバイスおよび回路を有する正しい施設の確保。
- (ii) 放射性液体および除染のすべてのソースから輸出プラントの隔離。
- (iii) 地表面汚染モニタの継続。
- (iv) 住民への災害を防止するため、地表面汚染の移動を格納するための堅実な提案の作成と、重度汚染された土壌の除去方法を緊急に開発すること。

報告番号 : 075 ArG

タイトル : “核分裂性物質水溶液の事故時暴走の結果を推定する簡易法”

頁 数 : 11

発行者 : Nuclear Technology, Vol. 23, 1974年8月23日発行

— 化学的処理の部 —

発行年月 : 1974年8月(発行)、1974年2月19日(受理)

著者所属 : Don Chemical 米国、Rocky Flats 部門、Golden, Colorado 80401, 米国

著 者 : Grover Tuck

この論文での化学的処理におけるキーワードは次のとおりである。タンク、硫酸塩、臨界、臨界サイズ、放射線事故、硝酸プルトニウム、方程式、計算機コード、ウラニル化合物、溶液、硝酸ウラニル。

タンク類の中で核分裂性物質水溶液が臨界事故時暴走を起こした場合の結果の推定に関し簡易法が開発された。この手法では、暴走時の核分裂数、全核分裂数あるいは最大出力レベルが通常、机上計算機で得られる。方程式中のパラメータはタンク直径、高さおよび溶液充填速度である。核分裂性物質の濃度が必要とされていない理由は、どの場合でも“最悪ケース”濃度が方程式の誘導に仮定されているからである。これらの手法は、安全解析報告や化学的処理プラントの設計に必要とされる大部分の計算に対し、十分で正確である。

暴走事故の苛酷さは幾つかの方法で限定することができるが、それに含まれる1つとして臨界アラーム法では給液ラインの停止弁が起動し、またタンクドレーン能力を遠隔操作する方法、タンクサイズを最小にする方法等がある。

報告番号 : 043

AnR

タイトル : 現存の原子力発電プラントに関する地震時安全性の確率論的研究

頁 数 : 23

発行者 : (ジャーナル) 原子力工学と設計59 (1980年) 頁 315~318

North-Holland Publishing. Co.,

発行年月 : 1980年8月

著 者 : R. P. Kennedy, C. A. Cornell, R. D. Cambell, S. Kaplan

この研究はオイスタークリーク原子力発電プラントに関する全般的な安全性研究の一環として行われた。地震時のハザードは、炉心溶融の結果、サイトからの放射能放出によるかも知れぬ結果の1つの起因事象として考えられた。

地震を起因事象とする放射能放出の確率は他の起因事象による放射能放出の確率と比較された。

地震に起因する炉心溶融の確率を評価するには次の3つのステップが必要である。

- (i) 地震動（地動最大加速度）の設定と、この設定値の不確実性を年間の発生確率の関数として評価すること。
- (ii) 損傷の条件付確率の設定と、構造物、機器、配管類、制御系等に関する設定値の不確実性を地動加速度の関数として評価すること。
- (iii) 地震誘起の損傷確率を得るためにこれらの設定値とそれらの値の不確実性を組合せて、地震誘起の炉心溶融の確率評価のためのイベント・ツリー、システム・モデルおよびフォルト・ツリーに用いる。

この論文は最初の2つのステップに集中しているが、特にステップ2に重点がおかれている。ここで示された研究と以前の論文との主な相違点は、地震動確率推定と損傷の条件付確率推定の両者に対して不確実性の推定を開発し、使用していることである。

構造物、コンポーネント等の地震動負荷容量は、単純化と明確化のため、式 $A = A(U)$ で与えられるランダム変数 A の積として取り扱われる。ここで A は媒体地動加速度

容量の最適値であり、(R)と(U)は1の中央値とそれぞれ、対数標準偏差RとUを有する対数正規分布のランダム変数である。

(R)は以下のようなソースからの基礎となっているランダム性による地動加速度容量の分布を表わす。

- (1) 地震時刻歴の変動性と、したがって地震が地動最大加速度によってのみ設定される場合の構造物応答の変動性(バラツキ)
- (2) 強度、非弾性エネルギー吸収、および減衰に関する構造材料特性の変動性(バラツキ)

本質的には(R)はさらに多くのデータをより詳細に評価しても減少することができない分散ソースを表わしている。地震動負荷容量に関する不確実性は(U)により表示され、それは次のようなことに由来する。

- (1) 構造材料特性に関する完全な知識の不足
- (2) 近似的なモデル化による応答計算の誤差

この論文は構造物とコンポーネントに対するA、(R)および(U)を推定するための例題を伴った方法論を述べている。これらの推定値は次いで損傷の条件付確率をこれらの推定値の信頼性限界と共に設定するのに用いられている。

結論として、地震誘起の損傷確率の推定には、合理的なアプローチが存在するということである。そのような推定に関する信頼性限界は、用いられるパラメータの中の不確実性を表示するために開発される。そのようなアプローチは、基礎となっているランダム性とデータの不確実性とによる分散が、確率の中に不確実性の推定を持たない単一確率の損傷推定に組合されるよりも、望ましいものである。

P. S. : 一本論文は第5回SMIRT国際会議(1979年8月13~17日西ベルリン市で開催)の招待論文K 2/1として発表されたものの拡張版である。

— 上述の(R)と(U)は、'の添字として読まれ／考慮されるものである。前者は1の中央値に、後者は対数標準偏差にそれぞれ関係するものである。

報告番号 : 001

AnG

タイトル : 地震時安全裕度研究計画

フェーズ I. 最終報告－概要

頁 数 : 56

提出先 : 米国NRC ; NUREG/CR-2015, Vol. 1. UCRL-53021, RD.RM

発行者 : Lawrence Livermore研究所、7000East Avenue, Livermore, CA 94550

発行年月 : 1981年4月

著 者 : P. D. Smith, R. G. Dong, D. L. Bernreuter, M. P. Bohn, T. Y. Chuang,
G. E. Cummings, J. J. Johnson, R. W. Mensing, J. E. Wells.

この研究は多年にわたり多くのフェーズの手順で行われたもので、その目的は原子力発電プラントの地震時安全評価に対する改良された手法を開発することにある。

そのフェーズは次の各段階にまとめられる。

- (i) サイト選定とデータ収集 (Zionサイト)
- (ii) 地震動入力 (HAZARDプログラム)
- (iii) 地盤－建家相互作用 (SMACS プログラム)
- (iv) 主要建家応答 (SEISIMプログラム)
- (v) サブシステム応答、損傷度

ここで、採用されるリスクの定義は非標準形のものである。すなわち単に放射能放出の確率として名付けられる。計算手法の実施には計算機プログラムHAZARD、SMACS およびSEISIMを必要とする。

解析手順／計算操作、特に ‘HAZARD’ すなわち地震動入力に関しては以後、明確に解説される。

- (i) 地震規模のデータが実際に利用されうる時間帯が短いこと。
- (ii) 強い地震動データが欠如しており、したがって ‘点変位’ 概念が利用されること
- (iii) 地震機構については相当な不確かさがあること。

等の事実により、‘専門家’ の見解が強く信頼される結果となった。

したがって上記3項目が原因で起こり得る問題に挑戦するために、パネルの判断では、

ファーズ I の基本的部分として次の各ステップが実行さるべきであると提案された。

- (a) 大まかにみて、均一な地震活動を示す地震域を特定すること。
- (b) “修正された”歴史的事象に基づき構成されねばならない各地震域における地震規模の確率分布と地震事象の時間歴を特定する発生モデル。
- (c) 震源の影響。地域的減衰および局部的サイトの影響を説明する地震動モデル。そこではモデルは地震規模での荷重、すなわちサイトの強度、震源地からの距離等から導き出される。
- (d) 計算機プログラムHAZARDの開発。

‘HAZARD’ 曲線は年間超過確率対最大地動加速度 (g) として片対数目盛の紙上にプロットされる。

イベント・ツリーおよびフォルト・ツリーを含むその後に続くプログラムと関連の解析は初期の報告中に明確に論議されている。

報告番号 : 077

AnG

タイトル : 龍巻誘起の“流動と液滴再隨伴”に対する原子力施設の解析

頁 数 : 35 (*)

発行者 : LASL — カリフォルニア大学

P. O. Box, 1633, Los Alamos, NM. 87545

発行年月 : 1979年1月

著 者 : R. W. Andrae, R. A. Martin, and W. S. Gergory.

原子力施設近傍の大気中で発生した龍巒により誘起された高速気流の流動と液滴再隨伴現象が起こった場合の計算に対する解析手順が核燃料サイクル施設内部を対象として提案された。

解析手順は次の4ステップを含んでいる。

- 1) — 全体的な換気経路のモデル化
 - 龍巒誘起の流動と圧力
- 2) — 1)からの流動により誘起される室内の気体速度の予測
- 3) — 粒子状物質の気流による再隨伴と浮遊の予測のため、上記速度の利用
- 4) — 流動パターンからの放射性物質の放出可能性の予測

ここで上記1)と2)はコンピュータコードの形で処理された。

モデリングのパラメータ、すなわちセル、ダクト等は第2図に図示され、またモデル自体は以後の各図に三次元空間の形で示されている。

(*) 当論文の偶数頁は利用不可能であった。

報告番号 : 053

AmR

タイトル : 重大事故の安全性レベルの改善（事故防止、低減）に人間介入により演じられる部分

頁 数 : 5

発行者 : OECD/NEA (SINDOC (85) 63)

発行年月 : 1985年4月29日

著 者 : J. Pele

この論文は、主題に関する西独、フィンランド、フランス、スペイン、スイス、英國および米国からの反応をカバーしている。イタリア、日本、およびスウェーデンからの反応はこの論文の発行時期には利用できなかった。

設計基礎での事故シーケンスに基づく運転操作が検討対象として支配的であった。しかし一方では重大事故を考慮に入れる結果として、また他方では自動化の程度の増加により多くの関心が払われる結果として、新しいタイプの操作が現ってきた。

システムコンポーネントの安全性考慮および／あるいは不調を受けるものと考えられる主なシステムは次のような事象に対して概略検討された。

- 原子炉スララムを伴わない予期された過渡事象 (ATWS)
- ヒートシンク喪失
- 蒸気発生器 (SG) の主および補助給水系の喪失
- 全電源喪失

事故に直面した補正対策の検討もリストされており、そこでは次の2つの領域がカバーやされている。すなわち、

- (a) 技術的手段
- (b) 運転操作要員の組織

炉心損傷または炉心溶融を伴う重大事故の特定なケースと同様に対策（管理を含む）の方法と手順の検証についても述べられている。

著者の一般的なコメントの結論は、“すべての事故対応は有用であり、この記述文書は配布の点で限定されていると考えられるので、それらは順々に回覧されることが必要である”ということである。

報告番号 : 062

AmG

タイトル : “原子力安全システム — 対 — オペレーター時間拘束” の解析と設計

頁 数 : 7

発行者 : C E C、J R C、イスプラ研究所

マン・マシンシステムの解析、設計および評価に関する I F A C /
I F L P / I F O R S / I E A 会議（イタリアバレーゼで開催）で配布さ
れた論文のプリント。

発行年月 : 1985年10月10~12日

この論文は1つの新しい概念の事故シミュレータである“システム応答解析器”（S R A）の基礎的な特徴について解説している。これはC E C - J R C の原子炉安全性の研究プログラムの内部で開発中のものでその焦点は、緊急状態における安全系の管理問題におかれている。Paluel原子力発電プラントの補助給水系の場合に得られた結果は、設計および信頼性の分野で特にS R Aが妥当性を発揮していることを示している。

そのような良好な結果が得られた原因是、ヒューマン行動と結び付いたシステムの物理的過度応答の自己保有評価と、適切なシステム管理に対するオペレーター時間拘束の同定が容易に実行されたことに帰着する。事実、オペレーター介入の影響は、たとえ意思決定プロセスに対する単純なパラメトリカルなモデルに基づくとしても、提案された技法の可能性を強化している。

キーワード：動的応答、人間工学、ヒューマンファクタ、システム管理、マン・マシンシステム、原子力プラント、確率論的リスク評価および信頼性理論。

報告番号 : 038

PtR

タイトル : 西独の原子炉安全性分野における確率論的手法

頁 数 : 7

発行者 : (ジャーナル) 原子力エネルギー紀要、Vol. 6、291~297 頁

Pergamon Press Ltd., 1979年英國

発行期日 : 1979年1月3日(受理)

所属機関 : ミュンヘン工科大学、原子炉動特性／原子炉安全性 — 講座担当、西独

著者 : Adorf Birkhofer.

決定論的安全評価だけは、その当事者、すなわちその問題に係わり合っている人々によって満足であると感じられているように見える。彼らは主として信頼性に利用しうるデータが限られているという理由で、PRAアプローチを採用することは差し控えていた。

解析手法とそれに含まれるデータの準備が進展したので、次の項目に関する作業ステップができ上ってきた。

(i)信頼性コード、(ii)コンポーネントデータ、(iii)共通モード故障、(iv)人的影響、(v)構造解析、(vi)プロセス・コンピュータ。

信頼性解析の現在の重要性は、(i)その適用と、(ii)規則および規制にみることができる。

信頼性解析は考慮される工学的ユニットの固有の機能あるいは不調の確率を計算することが目的である。

リスク解析はシステム故障の確率のみならず、そのような故障から起こるプラントの内外での可能性ある結果の確率と範囲をも決定する。

後者には次に関する4項目が含まれる。すなわち、(i)AIPAのような真のリスク研究、(ii)方法論、(iii)現在の重要性、(iv)政治的、法律的および心理学的観点から直面させられる非技術的な問題。

報告番号 : 076

PtF

タイトル : 核燃料再処理プラントに潜在的な適用可能性をもつコンポーネント故障率
データ

頁 数 : 41

発行者 : E. J. de Pont de Nemours & Co., — S R L, Aiken, South Carolina,
29808.

発行年月 : 1982年7月

著 者 : Arthur H. Daxter, and William C. Perkins

幾つかのデータベースと既発行文献のコンピュータ検索から、コンポーネント故障率に関する 1,200件以上のデータ項目が32の連続頁にリストされている。配列はアルファベット順でなされ、カバーしている範囲は 136のカテゴリに及んでいる。各カテゴリには係数説明、故障率、上限値と下限値、および参考文献番号が含まれており、後者はしたがって 2 頁にわたって記載されている。

故障率は中間値あるいは平均値として得られ、コンピュータ言語で表示された。例えば
2.5** (-10)/hr の故障率は 2.5e — 06/hr.

コンポーネント故障率データの検索は次の(a)および(b)により成就された。

- (a) 信頼性と安全性解析に関するジャーナル (1970~1980年) に加えて不特定数の他の出版物 (非ジャーナル) のマニュアル検索。
- (b) エネルギー・データベース (E D B) と原子力科学アブストラクト (N S A) のデータベースの両方を検索するため、O R N LのP E C O Nシステムの使用に関するコンピュータ検索。さらにそのようなコンピュータ検索にはC O M P E N D E X、I N S P E C およびS C I — S E A R C Hの検索にはロッキー社のDialog式情報検索システムの使用も含まれている。

報告番号 : 023

PtG

タイトル : EuReDatA (ヨーロッパ信頼性データ)、プロジェクトNo.1 コンポーネント
信頼性に関する参照文献分類

頁 数 : 58

発行者 : EC委員会／共同研究センター、イスプラ研究所

発行期日 : 1983年2月

著 者 : EuReDatAグループメンバー

この報告は4つの章と5つの付属により成る。これは原子力、宇宙および遠距離通信問題を取り扱う11のヨーロッパグループ／研究組織によって行われた10年間の作業のアウトプットである。

目的は上述の関心事に関する包括的な信頼性データ・バンクを用意するためのデータ・プールであり、事実、13の追加グループ／組織が過去4年の間に、すなわち1979年以来このプロジェクトを利用した。

作業は故障率、すなわちある機器が要求された機能を果すことが終止されたこと、をモード（観察）、原因（追跡しうる同定）、記述子（属性：計装上、材料、機械的、設計）の項目に分類する。

共通分類記述子は2つの基準に従ってコード化された。

1) 面積、電流（低、中、高）、効率、流体速度、周波数、質量流量、外径、力、圧力、回転速度、サイズストローク、温度、管数、電圧（低、中、高）、および容積流量、のようなパターン・レンジに適用しうるもの、それらの大部分はS I 単位または後者の導関数を有している。

2) 軸受タイプ（荷重側、無荷重）、冷媒、冷却タイプ、連結タイプ、環境（海面に関連する）、気象、環境影響、相対湿度、施設、放射線産業タイプ／施設、振動、潤滑タイプ、保守システム、製造プロセス、材料、機械的伝達装置、媒体、運転モード、ならびにシーリングタイプのような散文的な記述子に適用しうるもの。

放射線だけは放射線レベルの推定を可能にするため、サブコード化され、したがって関連の単位が指定される。またそこでは全体的な電磁スペクトルが正しくカバーされた。

最後に、コンポーネントのバウンダリの定義が導き出された。重点は分類体系的なダイアグラムの形式の中で後者の表示を有するコンポーネント技術と運転特性におかれた。

この点に関して次のような幾つかの付属事項が考慮に採り入れられた。

- a) 機械弁
- b) 電動機
- c) 待機非常用ディーゼル発電機
- d) 電気-機械的アクチュエータ
- e) 水力アクチュエータ
- f) 空気アクチュエータ

上記の付属事項をどれも次の3つの連続的な手順ステップを受けた。

- (i) バウンダリ設定と最終的な補助装置。
- (ii) 3つのブランチ・グレードを有するツリーが散文的な記述子をカバーするために構成された。
- (iii) 付属事項に関する記述子カテゴリをカバーする表。

本報告の付属は、プロジェクトNo.1を実施するに当って関係のあるグループについてのデータを備えている。それらは次のような分布に従っている。

- 1 - 故障設定 (6人) (括弧内はグループ人数)
- 2 - ディーゼル発電機 (3人)
- 3 - 機械弁 (5人)
- 4 - アクチュエータ (4人)
- 5 - 電動機 (5人)
- 6 - 共通分類記述子 (2人)
- 7 - コンポーネント分類の調和 (7人)

若干のメンバーはグループ以上の活動に係わっていたことが指摘されるべきである。その他の付属ではクラス、タイプ、標準、およびモードならびに人員と機器の防護について

の明確な説明が与えられている。人員の場合には、格納施設内での活動性あるいは移動性の部品と接触することに対する防護、また機器の場合には、一方では固体の異質物体の進入に対し、他方では液体の侵入に対しての防護がそれぞれ考慮されている。

報告番号 : 009

CtR

タイトル : 事故解析／P. M. HaasおよびH. E. Knee編集

原子炉事故の発電所外影響に関するモデリングの最近の発展

頁 数 : 10

発行者 : Nuclear Safety-Journal, Vol. 23, No. 6 Nov.-Dec. 1982

発行年月 : 1982年11月、12月

著 者 : D. C. Aldrich, D. J. Alpert, J. L. Sprung およびR. M. Blonds

この報告は事故影響の推定に対する環境移行解析に関する P R A / P S A 部分を論議している。発電所外の影響解析用に開発されたモデルが記述されている。取扱われている範囲は、放出される放射能物質の移行と分散である。さらに人間と環境に関する相互作用ならびに影響の予測も行われている。

C R A C モデル（1975年）を伴ったR S S : Lewis委員会活動（1978年）、すなわちN R C のリスク評価レビューグループ、（ここではその後段でT M I 事故（1979年／1980年）がカバーされている）、ならびに西独のリスク研究フェーズA（1979年－E P R I 翻訳1981年）等の一連のモデルがレビューされている。

基本的には、得られた結果は通常は相補累積分布関数（C C D F、一定の大きさの影響に等しいか、またはそれ以上の確率のプロット）と期待される平均値の形式で図示される。この概念は特にC R A C モデルに適用されて来た。サーベイにより示される限りでは、モデルまたはサブモデル（大気拡散：ガウス状ブルームモデル）は地形学的影響と陸－海－境界面のごとき局所的現象との取扱いには失敗している。そのような問題はガウス状ブルームは单一方向的な形で拡散することを期待することに帰因していた。T R I O N （英国U K A E A 開発－1978年）、M A R C （U K A E A 開発1981年）、A L I C E （フランス開発1981年）、およびA R A N O （フィンランド1979年開発）のような他のモデルについても言及されている。

C R A C モデルは以前には無視したか、あるいはわずかしか取り扱わなかった現象を取り入れるため、さらに修正が行われてきた。修正モデルはC R A C - 2 （S N L 開発1982年）で次の2項目が採り入れられている。

(i) 気象影響試料採取（日毎、季節毎および4日気象サイクル）：29の気象カテゴリ

を伴う4日サイクルに基づく91シーケンス、後者は初期の大気安定度、風速、降水量、等に基づいている。

- (ii) 避難の警告と開始の間の時間おくれ、より現実的な避難速度、被曝、核種沈積の時間の明確な計算：住民の待避、ブルーム上昇、ウォッシュアウト等の考慮。

C R A C I T (ブルーム軌跡を含むC R A C) :

- (i) M P F (修正ポテンシャル流れ) — サイト固有の地形学的特徴の影響を吟味する手法。
- (ii) この場合の避難モデルはブルーム、逆転層、それを形成するルート上のウォッシュアウトの影響を考慮に入れており、したがってモデルは半径方向状の必要はない。

N U C R A C : S A I が1980年に開発したもので、次の2項が採り入れられている。

- (i) 粒子サイズ分布と重力作用に基づく乾式沈着によるブルームの減少。
- (ii) 経時的被曝経路と、それらの農作物生産への関連性。

液体の被曝経路影響の解析は同程度の調査（研究）結果を生み出さなかった。理由は汚染物の水中移行により放射性核種が近くに住む人間集団に到達する前に可成り減衰するであろうから。

サイト固有のリスク評価に対しては、C R A C I T コードが用いられた。緊急時計画と対応にはC R A C コードが用いられた。原子炉立地勧告に対してはC R A C - 2 コードが用いられた。P R A 手順ガイド (NUREG-2330) に関する限りでは、I E E E とA N S は特に解析技法、仮定、不確かさの取扱いに対するモデル化の近似と手法、文書化の標準、および品質管理に対する受容基準の項目では、この点で共同で最新情報を用意した。

実際に、モデル化での不確かさは次の2つのソースより起こる。すなわち、

- (i) 放射性核種の移行に係わる現象の理解の不完全さ、および、
- (ii) モデル化の過程で行われる簡易化

入力データに関しては、それらの不確実性は通常、次の諸点に起因される。

- (i) データの利用性
- (ii) 平均値の決定および／あるいは選定

(iii) データの品質

(iv) 統計的な変動

さらに部分的な不確実性推定を行う幾つかの試みがあるが、そこでは推定は感度解析に採用される技法を用いることから導き出される。しかし、そのような不確実性を定量化する必要性が強調されてきた。

影響モデルは意思決定に対しては重要な手段である。しかしソースターム、ブルーム減衰過程、風軌道が集団被曝に及ぼす影響、および緊急時対応の有効性のごとき分野はなお今後さらに改良が必要とされる。

報告番号 : 031

CtR

タイトル : 原子炉安全研究 (R S S) の影響モデルに関する概観 — 米国商務省により NUREG-0340として推定。

頁 数 : 49

発行者 : 米国N R C原子力規制研究局、Washington D. C. 20555.

発行年月 : 1977年10月

著 者 : I. B. Wall, S. S. Yaniv, R. M. Blond, P. E. McGrath, H. W. Church and
J. R. Wayland,

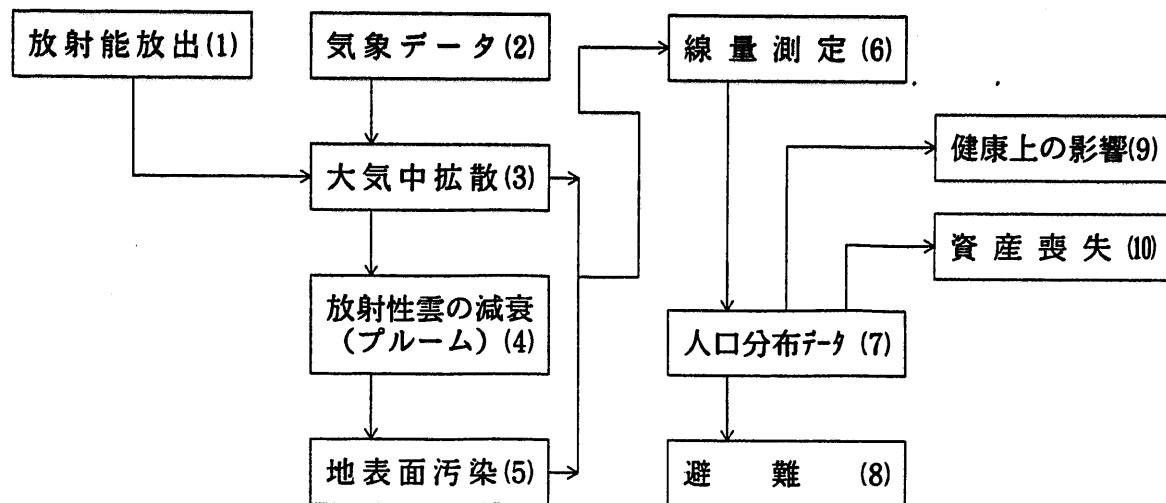
この論文は原子炉安全研究 (R S S) についての WASH-1400の中で行われている影響モデルの計算と機能上のパフォーマンスにつき解説している。

影響モデルそれ自体は以下（次頁）に示される通りである。

放射能放出程度を推定するために核燃料からの放射性物質の遊離と、原子炉格納建家外部へのそれらの移行を解説する現象論的なモデルが用いられた。

影響解析の結果は、特定の結果（例えば早期死者、資産損失等）に対する相補累積分布関数（C C D F）のセットとして得られている。

基本的にはこれらのC C D F s は想定事故時の放射能放出規模、気象条件および人口分布の各組合せに対するそれぞれの結果の大きさを計算し、次いでこれらの大さをランキングした後、特定の大きさを超えるすべての組合せの累積確率をその大きさに対してプロットする事で作成される。（C C D Fはある特定値に等しいか、またはそれを超える確率をすでに事前に予期された特定値に対してプロットしたものと、定義される。）



報告番号 : 004

CnF

タイトル : 解析の利得

酷しい風被害および地震の結果、B & W プラントからのプルトニウムの
エア・ボーン放出の推定

頁 数 : 72

提出先 : 米国NRC、核燃料サイクルおよび材料安全性部、燃料再処理および
リサイクル課、Washington D.C. 20555.

DOE 契約 EY-76-1830、NRC FIN No. B2093

発行者 : B P N L, Richland Washington, 99352

発行年月 : 1978年10月

著 者 : J. Mishima (PNL), L. C. Schwendiman (PNL), J. E. Ayer (USNRC)

この部分のPRA/PSA研究では、混合酸化物(MOX)燃料加工プラントから放出される(特にプルトニウムに重点をおいたエア・ボーン)粒子の呼吸率とその再浮遊率の分野におけるリスク評価が取り扱われている。この研究は地震および風被害等の外的起因事象に集中して行われている。それらの年間の想定発生確率の項目でそれらの事象が系統的に説明されている。

空気力学的直径が $10\text{ }\mu\text{m}$ を超えない粒子状のプルトニウム質量(gで与えられる)の放出が1つのケースとして、風速がそれぞれ38、42.5、49および58m/sの種々の値に関連して表示されている。また他のケースでは、0.2~0.3gレベルの最大地動加速度を有する異なった地震規模に関して表示されている。この両方のケースに対する計算は0(すなわち瞬時)から4日間までの時間間隔毎に行われた。

施設に関する解説と、関心を持たれる諸領域、すなわちコンテナー内にある燃料棒の固体状のプルトニウムおよびウランの有意の量、あるいは容器中に稀釀溶液となっている液体状のプルトニウムおよびウランの量については、報告中に明確に記述されている。

報告番号 : 037

RtR

タイトル : HTGR（高温ガス冷却炉）リスク評価研究

頁 数 : 23

発行者 : U S E R D A (米国エネルギー研究開発庁) 支援のプロジェクト

発行年月 : 参考文献関係から (1977/1978年)

所属機関 : General Atomic会社 P.O.Box. 81608.

San Diago, California 92138.

著 者 : V. Joksimovic, W. J. Houghton, and D. E. Emon

高温ガス冷却炉 (HTGR) について行われた“事故起因と事故進展解析” (AIPA) 研究は、RSS (WASH-1400) で用いられた手法と同類の確率論的リスク評価手法を利用している。解析的手法はヒューマンエラーと冗長系における他の従属事象を含む共通原因故障の取扱いに対して採用されている。

AIPAの初期の目的は、HTGRについての安全研究と開発プログラム用の指針を用意することであった。炉心ヒートアップ事象は、そのような HTGRでの事故からのリスクは低いと見出されているが、比較的重要なものと思われる。炉心ヒートアップの期間中のプレストレスコンクリート製原子炉容器 (PCRV) 内部でのプレートアウトとFP移行は、可能性のある生成物の程度を確認するため、安全性のR&Dでは重要度の高い課題とランクされる。HTGRの相対的ならびに絶対的な安全性に関する結論が得られている。結果はFP放出の可能性を低減できる点で大いに有望視されている。

報告番号 : 051

RtR

タイトル : 原子力発電所のリスク研究に関する解析技法のクリティカル・レビュー

頁 数 : 96

発行者 : OECD/NEA/SINDOC (85) 161

発行期日 : 1985年9月12日

著 者 : L.Camarinopoulos, W.Kroger, H.Hirschmann, G.Becker.

リスク研究に関する解析技法の評論のこの部分では、一定方式の質問表が提出された。

選定された研究は以下の範囲をカバーしている。

- Arkansas Nuclear One発電所
- Big Rock Point発電所
- Indian Point - 3号 発電所
- 西独リスク研究 (GRS) /フェーズA

および最後にはそれらの比較。

質問事項の評価は次の点を考慮に入れて行われた。

- (i) 管理上の問題
- (ii) 起因事象
- (iii) 事故シーケンス解析
- (iv) 信頼性技法
- (v) データ・ベース
- (vi) 従属故障
- (vii) 人間行動
- (viii) 不確実性解析

異なる技術的設計の適切性比較に関しては、小破断LOCAを例として用いた。

報告番号 : 14/002 (重複)

RtF

タイトル : E P R I 核燃料サイクル事故リスク評価の現状報告

頁 数 : 181／181

提出先 : E P R I NP-1128、研究プロジェクト 761-1／中間報告

発行者 : Science Application, Inc., Palo Alto, California 94304

発行年月 : 1979年7月 (受理1984年11月14日)

著 者 : R. C. Erdman, R. R. Fullwood, A. A. Garcia, Z. T. Mendoza, R. L. Ritzman and
C. A. Stevens.

要 約

E P R I は商業用原子炉による電力生産を支持する核燃料サイクルの放射線リスクに関する研究を実施中である。採鉱および選鉱における日常作業的なリスクと再処理、混合酸化物燃料製造加工、回収物質の輸送、および廃棄物処分からのリスクが5つのドラフト報告で検討されており、その結果はこれらの報告のpeer reviewに答えて修正を入れてここで述べられている。この核燃サイクルステップのセットは、プルトニウムとウランの回収に係わる核燃料サイクルの放射線リスクを支配する代表的なものとして選定された。この研究の目的は、核燃料サイクルを支えるリスクを対象として、原子力発電に推定される放射線リスクを完全にすることである。

この研究は、任意の産業界に関連する事故の確率と影響の数値的推定の限界を認識することで企画されている。プラントのリスクを代表するために選択された事故セットは不完全であることが知られている。解析者側の意図では、事故セットを慎重に選定することと、選定されたそれらと保守的に取り扱うことで、結果は真のリスクを近似できるということである。

真のリスクそれ自身は1つの理想化である。それは、もし同一プラントの数が極めて大きい場合に、経験されるプラント当りあるいは発電量単位当りの線量または健康影響の尺度である。この事は明らかに正しくない。プラントは同一ではない。プラントの数は無限ではなく、プラントは弱点の領域の矯正と設計改良で絶えず発展させられている。

したがってリスクモデルは実際には決して実現されないし、安全性の1つの不正確な計

量として眺められるだけのものである。確率論的リスク解析の代替はせいぜい工学的判断であり、また他の場合には判断そのものである。

ここで述べられる作業は原子力発電プラントリスクの尺度として原子炉安全性研究(WASH-1400)の結果を用い、また核燃料サイクルリスク評価には WASH-1400の手法を用いるので、 Lewis委員会(NUREG/CR-0400)の、“その欠点にもかかわらず、 WASH-1400は原子炉に関連する事故確率に関しては最も完全な単一画像である”ということを引用するのは適切である。

特に E P R I の核燃料サイクルリスク評価の結果は、核燃料サイクルの支持は原子力発電のリスクの約 1 %に寄与し、したがって WASH-1400の結果は合理的に原子力発電の全リスクに近似している、ということである。見通しとして、将来予想される極めて大きな原子力発電産業(685基プラント)からの放射線等リスクは、公衆が地面の放射能から受ける被曝および空から来るものの 1 /200以下を与えるであろう。

ここに報告されている作業では核燃料サイクルのステップがリスクの減少順にランクされている。すなわち、採鉱および選鉱、輸送、混合酸化物燃料加工、再処理、廃棄物処分事前密閉および廃棄物処分事後密閉。この順序はニュースで反映されるような公衆による認識とは近似的に反対である。

放射線事故リスク寄与者のうちで、最高のランキングとなっている輸送は、廃棄物運搬トラックにより送られるものの約1/1000の放射線リスクを全体として示す。

この研究は、産業界、国立研究所およびエンジニアリング機関からの個人により構成された一連の Peer Review会議からの寄与も含んでいる。それは部分的には 5つのドラフト報告に基づいており、各々の報告が各核燃料サイクルステップに基づくもので、Peer Reviewグループによりレビューされ、修正された。さらにMOX燃料加工報告は他の契約者により詳細にレビューされ、また同様のレビューが採鉱および選鉱、また高レベル廃棄物に対して進行中である。しかし現在の報告それ自身は peer reviewをうけなかった。

この研究に用いられた手法は、原子力発電プラントのリスクに比較して、それを支持す

る核燃料サイクルのリスクをできるだけ正確に決定するため、原子炉安全性研究の手順と実施要領に基づいている。著しく異なった手順は発電プラントの再解析を必要とした点で、これは付記された財源から相當にかけ離れたタスクである。原子炉安全性研究の実施要領は多数のレビューとその研究の批判を反映するために修正された。推定値の精度に関して誤解が生じないために、極度に包絡的な誤差限界を示すように特別な努力が払われた。

核燃料サイクルステップまたは施設に対する放射線事故の解析に用いられた一般的な手法は、（電力）生産設備よりもむしろ安全性を指向した施設に関する凝縮した工学的記述を準備することであった。この記述から、予備的な災害解析（P H A）、想定プラント事故の表記載が用意された。P H Aの重点は真実性よりもむしろ完全性におかれた。P H Aの作業から、比較的高リスクの事故が選定され、公衆が影響を受ける以前に起らねばならない多重バリア故障がフォルト・ツリーの形式で図解される。これらのフォルト・ツリーは、見出される限り適切な故障率データを用いて定量化された。

ソースターム放出は物質の可動性と物質拡散に利用される力とから計算された。これはまた、結果に特有のものとして含まれない誤差をうける。プラント外部に放出される放射性物質の量は、換気フィルターの性能および拡散される粒子サイズに依存する。湿式および乾式の両プロセスに対し実験的に測定された拡散がこの研究で用いられた（付属A）。2つの拡散カテゴリが核燃料サイクルプラントのエアロゾルを正確には特徴付けないが、单一の最も貫通性の粒子サイズに関する通常の仮定より、良好な特徴付けを与えている。また高効率粒子フィルター（H E P A フィルター）は故障し集積された物質を放出するという事実にも考察が払われている。

解析における1つの保守性の領域は、燃料の燃焼度として4,000Mw/Tと、冷却に対し90～150日とを使用することであった。さらに再処理取扱いでは若干の保守的な放出率が用いられた。将来の作業の1つの領域は、確率と影響の両方に対し値を精細にすることと、不確かさをより正確に反映するため、より詳細な誤差限界の取扱いをすることである。この報告で推定された一般的な個別事故誤差係数は50であるが、しかし極端に起こりそうもない事象に対してははるかに大きな誤差係数が与えられている。誤解を与えるものと見なされる1つの項目は、年当りの結果の引用で、一方若干のリスクは遠い将来に持続する。

これは WASH-1400との一貫性で行われた。時間積分される取扱いは、廃炉を含むプラント寿命期間のリスクの計算を必要とし、将来の研究として残るにちがいない。

将来研究には、この作業の精細仕上げと、今回対象とされなかった核燃料サイクルステップのレビュー（予備的解析ではこれらはわずかの寄与しか与えない）、職業的および日常作業のリスク、および代替の核燃料サイクルの放射線事故リスクが期待される。

報告番号 : 018/019

RtF

タイトル : 核燃料サイクルリスク評価：代表的な非原子炉施設に関する記述

頁 数 : 379 + 360 (合計 739)

提出先 : 米国NRC、原子力規制研究局、リスク解析部、Washington, D.C. 20555,
NRC FIN B2402.発行者 : パシフィック・ノースウェスト研究所 (PNL) 、リッチランド、
WA99352

発行年月 : (完成) 1982年7月、(刊行) 1982年9月

著 者 : K.J. Schneider、コーディネータ

米国NRCは原子炉以外の核燃料サイクル施設の規制プロセスを助勢するためのリスク評価手法を用意するため“核燃料サイクルリスク評価計画”を開始した。この報告はその計画からの最初のもので、計画で考慮されている核燃料サイクルの各要素を設定し解説している。施設の1つのタイプ（ある場合には2つ）はそれが核燃料サイクルの各要素を代表するものとして記述されている。解説は、現在の開発ずみの実際の産業的スケールの施設に基づくか、または現存はしないが概念的な施設に基づいて行われている。

各代表的な核燃料サイクル施設はこの報告中に記述された4箇所の仮想的ではあるが代表的なサイトの中の適切な所に置かれるものと仮定される。

この報告で考慮される核燃料サイクルは、使用済燃料のワنس・スルーフローと、プルトニウムおよびウランのリサイクルを有する軽水炉に対するものである。以下の核燃料サイクル要素に対する代表的施設はウラン（あるいは適切なケースではウランとプルトニウム）について記述されている。採鉱、選鉱、転換、濃縮、燃料加工、混合酸化物燃料再加工、燃料再処理、使用済燃料貯蔵、高レベル廃棄物貯蔵、TRU廃棄物貯蔵、使用済燃料および高レベルおよびTRU廃棄物処分、低レベルおよび中レベル廃棄物処分、ならびに輸送。各代表的施設についての説明には、主工程、流出物処理と廃棄物管理、施設およびハードウェアの記述、安全性関連の情報、ならびにその核燃料サイクル要素に対する可能性ある代替概念、が含まれる。

記述的実体の重点は安全性関連の情報についてである。それには、運転および保守要求、主要物質のインプット／アウトプット、危険性物質（特に放射性物質）の同定とインベントリ、関係あるユニット運転、潜在的な事故の駆動力、格納および遮蔽、並びに手動操作の程度、等が含まれる。

1. 0 緒 論

米国NRCは確率論的リスク評価（PRA）手法の開発と、原子力活動の規制および許認可に用いられる情報提供にこれらの手法を適用することに次第に荷重を増してきた。これまでの重点は軽水炉（LWR）に対するPRA手法の開発であった。核燃料サイクル施設に適用しうる手法開発に費やされた努力は比較的少なかった。NRCの原子力規制研究局のリスク解析部は、核燃料サイクル施設に対する必要なPRA手法開発のため、PNLにおける核燃サイクルリスク評価計画を開始した。この計画の目的は、1)核燃サイクルの異なった分野からのリスクを同定し、リスクの首尾一貫した比較を用意すること、2)核燃料サイクルの要素の規制と許認可に使用する情報提供に用いられるリスク評価の包括的手法を開発すること、3)これらの手法の使用を実証すること、ならびに4)これらの手法または類似の手法で行われたリスク評価の手法適用と検討における専門家開発に当るNRCスタッフを助勢すること、である。

これらの目的に合致するための幾つかの活動が計画内で行われている。これらの活動には、核燃料サイクル施設を取り扱った安全性およびリスク評価に関する文献の同定と配分、リスクの基礎に基づき核燃料サイクル施設のランク付けをするための利用しうる情報使用、ならびに、核燃料サイクル施設からのリスク情報に対するNRCのニーズに合致させるため現存の手法の適性評価がある。計画でのその後の努力では上記目的の(3)と(4)が成就されるであろう。

この報告では、計画内で考慮された核燃料サイクルの各要素に関して基礎的な解説的な情報が述べられる。この情報は計画内で現在行われている作業の基礎を提供するものである。より詳細な情報記述は、それが今後の計画部分で必要とされる時に用意されるであろう。ワанс・スルーのLWR燃料サイクルにおけるすべての非原子炉核燃料サイクル要素と、再処理とプルトニウムおよびウランのリサイクルを有するLWR燃料サイクルがこの

報告中で解説されている。これらの核燃料サイクルに関するすべての工程、廃棄物管理および輸送活動が含まれている。核燃料サイクル要素の範囲が広いことは、NRCの規制あるいは許認可活動が潜在的に必要となるすべての施設が、この計画内で取り扱われるこを保証するように考慮されている。

報告はこの計画で考慮されている核燃料サイクル中の各要素に関する概観的記述を提供することを目途としている。現存の施設に関する情報は利用しうる限り用いられた。概念設計研究は、今まで建設されなかった施設について述べられる情報に対する基礎を形成する。幾つかの核燃料サイクル要素は、主要なプロセスまたは設計に代替を有するものがあり、それらもまた記述されている。

各燃料サイクル要素について記述することは、リスク関連の情報が望まれている主要な核燃料サイクルシステム、またはその代替を同定するのに役立つ。この同定は、この計画の中の文献レビュータスクの中に種々の核燃料サイクル要素の代替に関する情報を配分するのに役立つ。

この報告はまた、計画でのリスクランギング活動に対して基礎的な施設解説情報も提供している。現在のリスクおよび安全性研究で用いられている代表的施設は異なっているかも知れぬ。現在のリスクおよび安全性レビューの結果は、第一次の基礎としてこの報告中の情報を用いる主要なインベントリとプロセスオプションの差の説明には調整されるであろう。この報告に与えられるサイト特性は、放射線学的影響が同じ基礎に基づいて決定されるということを確実にするのに用いられるであろう。この報告の同様の使用は、計画で開発された手法の適用の後期段階で応用されるであろう。

リスク評価に対する現存の手法のレビューと評価、およびこれら手法の改良とに関する計画の活動に対する情報も与えられている。核燃料サイクル要素システム記述に関する情報は、各要素に関連しうる運転と種々のタイプのリスクを良く理解するためのこれらの計画活動を助勢するであろう。

解説の重点は施設の安全性に重要な情報における。施設で採用されているプロセ

スが解説され、施設とサイトのレイアウトが表示され、運転および保守要求が検討され、危険性物質のインベントリが説明され、安全システムが記述されている。核燃料サイクル要素に対する一連の代表的サイトも記述されている。

報告は19の主要節に分けられる。総括は第2.0節に述べられる。研究の背景と基礎および核燃料サイクル要素の選定は第3、および第4節で論議される。サイト記述は第5～8節に与えられ、各核燃料サイクル要素は残りの各節で記述される。略語の用語解も与えられている。

2.0 総 括

この報告は軽水炉（LWR）燃料サイクルの代表的な施設に関する解説を提供している。解説はワанс・スルー燃料サイクルとプルトニウムリサイクルに対するすべての主要な商業的スケールの要素をカバーしており、ウラン採鉱から廃棄物貯蔵および処分までをカバーし、また放射性物質の輸送も含んでいる。この情報は米国NRCの核燃料サイクルリスク評価計画に対して開発された。この報告中の情報は、リスクによる核燃料サイクル要素のランキングと、最近計画で開始されたリスク評価の手法とに対し、多くの施設の記述的実体を与えている。

1つのタイプの施設（また、ある場合には2つの施設）が核燃料サイクルの各要素に対して詳細に記述されている。これらの記述は現在開発ずみの施設に基づいている。すべての情報は、現存する実際の施設か、または現存しない概念上の施設、に関する利用しうる報告類から導出されている。現存の施設に対する若干の修正が報告目的に適合するため概念化されている。

4箇所の仮想的ではあるが、代表的なサイトがこの報告では簡単に記述されている。各施設（輸送ハードウェアは除く）はその施設に適合しているサイトに仮想的に置かれる。サイト特性に関するこの標準化は、各代表的な施設に対するリスク情報解析の後期標準化で役立つであろう。各々が使用されている4箇所のサイトと核燃料サイクル施設の特性は表2-1に総括されている。採鉱、選鉱および地層処分施設に対する2箇所のサイトは西部米国での代表的なものであり、また浅地埋歿とすべての他の施設に対する2つのサイト

は東部米国の代表的なものである。すべては人里離れた区域に立地されている。

この報告で考慮されている核燃料サイクルと種々の核燃料サイクル要素の関係は図2-1に模式的に示されている。

15の各施設の記述には、主工程のプロセス、放出物の処理および廃棄物管理、物理的なプラント配置と主要機器が含まれている。各施設に対する情報記述の総括は表2-2に与えられている。選定された施設は、現存の大型スケールでかつ現在開発のみのものであって、利用可能なものである。そのような実施設が存在しない場合には、利用しうる概念施設設計が使用される。2、3の場合には、この研究では若干の概念化が行われた。また、各核燃料サイクル要素に対しては、主要な代替プロセスのスキームに関する簡単な記述も与えられ、関連する代替に対しては、定性的に述べられた幾つかのより重要な安全関連情報も付帯している。

有意な重点は、代表的施設に対して安全性関連の情報を提供することに置かれている。これには運転および保守要求、主要な危険物のインプット／アウトプット、主要な危険物のインベントリ、関係するユニット運転、遠隔および手動操作の程度、事故の駆動力、および格納と遮蔽システムに関する記述が含まれる。核燃料サイクル施設の安全性関連の特性の総括は表2-3に与えられている。一般に安全性関連の問題はフロントエンドの核燃料サイクル要素から燃料再処理プラントにおけるピークへと進むにつれて増加している。それを超えるとこれらの関心は一般に燃料再処理のそれよりも大きくはならず、あるいはそれより小さくなる。知られている様に、フロントエンド核燃料サイクル要素についての一部分の安全性関連の特性は一般には通常の鉱物処理のそれと同様である。濃縮と燃料加工に対しては核的臨界性が有力な関心事となり、良好な格納と流出物制御が用いられる。残りの要素、すなわち格納と流出物制御は極度に厳重である。混合酸化物燃料の再加工では中程度の遮蔽が必要であり、大量のプルトニウムが取り扱われる。燃料再処理は大量の核分裂生成物と係わり合い（重遮蔽を必要とする）、多くの形での放射能を有する多数のユニット操作に関係し（それらの多くは高度に分散的である）、また放射能崩壊からの高い発熱率を取り扱わねばならない。廃棄物貯蔵と処分は一般には燃料再処理（および大部分の他の核燃料サイクル要素）からの物質を取り扱うが、しかし物質は健全性の高い、シ

ールされたパッケージの中で取り扱われる。輸送では、すべての核燃料サイクル物質を、その物質が由来する核燃料サイクル要素と同様の安全性の関心事を伴って取り扱う。しかし、輸送は、放射性物質が定常的な生産サイトの垣根を超えて大量に存在する唯一の要素である。

この報告には、実質的にはウラン燃料サイクルのすべての非原子炉要素について、よく知られた他の編集物のどれよりもより詳細な記述が含まれていると信じられる。この報告における情報の量は、適切な情報の利用性により、また報告作成に利用しうる時間と資源により制限された。この情報は、核燃料サイクル要素の詳細な安全性／リスク解析を行うための、多くの情報を充填する合理的な出発点を与えていた。

表2-1 代表的な核燃料サイクル施設に対するサイト特性の総括

	サ イ ト			
	A. 採鉱、選鉱施設 (第5節)	B. 地層処分施設 (第6節)	C. 浅地埋没施設(a) (第7節)	D. すべての他の核燃料 サイクル施設 (第8節)
米国の典型的部分	西 部	西部 (気候は東部的)	南西部	中西部または南中西部
全面積、km ²	13	34.7	0.6	4.7
80km以内の人口	56,000	56,000	480,000	3,500,000
地域の土地利用： • 農地、% • 開発済み、% • 未開発、%	低 極低 大部分 (畜牛牧草地)	低 極低 70% (畜牛牧草地)	55 20 25	80 NA NA
最も近い流れている河への距離、km	近くに河川なし	< 5、間欠 ~40、連続	1	オンサイト
年間降水量、mm	300	1,022	1,170	610
一般気象	半乾燥 (降雨少)	温和	湿度あり、亜熱帯性	大陸的
岩石状態	極厚、古い堆積岩	深さ 510mの岩塩層上 に厚い堆積層	各種堆積岩、深さ >80m	古い基盤上に中位の堆積物
地下水までの深さ、m	32~46	< 120	12~17	~ 5

(a) この研究では、固化された高レベル廃棄物キャニスターの貯蔵に対するドライウェル概念としても用いられる。
NA=利用されず

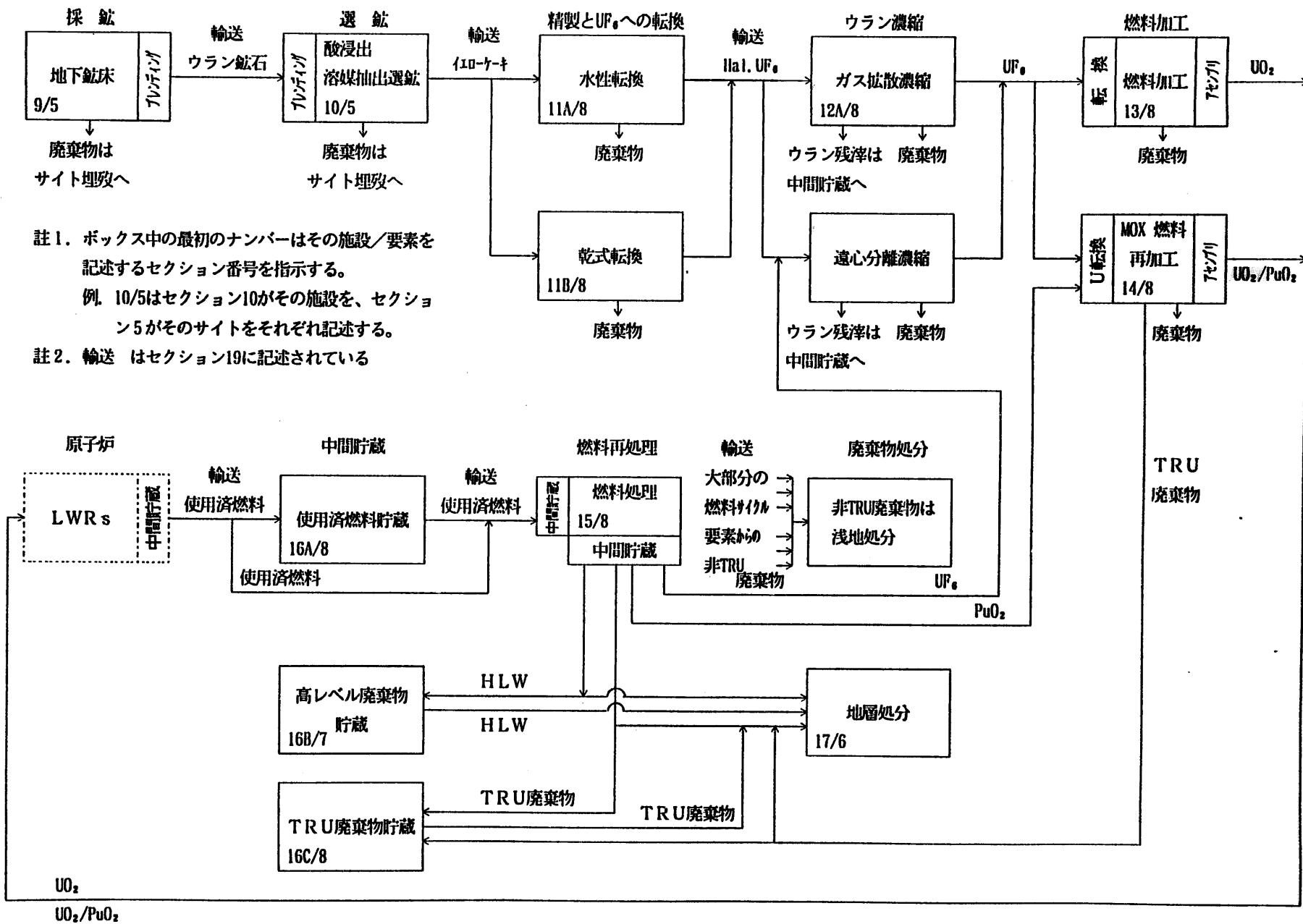


図2-1 本研究における核燃料サイクルとその要素

報告番号 : 025

RtF

タイトル : 核燃料サイクルリスク評価データベースの現状／最終報告

頁 数 : 333

発行者 : Science Application Inc., 248-81 Palo Alto, California, U.S.A.

発行年月 : 1981年6月22日

提出先 : SISCO/PNC

著 者 : C.A.Stevens, R.R.Fullwood, G.L.Simons and R.R.Jackson.

 P R Aを取り扱う幾つかの手順が提案されたが、以下に基礎的なものを記載する。

[A] フォルト／インベト・ツリー、事実は低エネルギー液体放出の事故が実例として選定された。

[B] C R A C モデル、すなわち極座標を用いる原子炉事故の影響コードは、各々が 22.5° を有する16個のコンパス方向と、半径5マイルにわたって拡がる34個の半径方向要素を反映して表示される(WASH-1400; 付属1で初めて考案された)。

モデルはそれ自体、次の数個のサブモデルより成る。

- (i) 人口、土地利用データ
- (ii) 気象拡散モデル（風速、安定度、風向）
- (iii) 線量モデル（呼吸 266cc/秒を含む6個の経路）
- (iv) 避難モデル（半径方向交通流れ／鍵孔型避難区域）
- (v) 健康影響モデル
- (vi) 財産損害とコストモデル（住民避難、食物摂取、ミルク等に関連するコスト）

これらの調査手順は次のような質問シーケンスを提唱した。(i)何を期待するか? (ii)どうやって問題を同定できるか? (iii)それは何故か?

[C] モデル化の手順:

情報のタイプは物理的実体を数学的モデリングに近似化することで決定され、一方、作

動／不作動の概念は記号法を採用して導入された。

$N(0)$: コンポーネント供用中

N : コンポーネント運転中

$[N(0)-N]$: 故障コンポーネント

λ : 故障率（比例定数）

μ : 補修率

$$dN/dt = -\lambda N + \mu [N(0) - N]$$

与えられたコンポーネントが運転状態にある Von Mise 確率 P は、

$$P = \lim_{\substack{N \\ N(0) \rightarrow \infty}} \frac{N}{N(0)}$$

$$dP/dt = -\lambda P + \mu (1 - P)$$

$P = 1$ に対して $t = 0$

$$\text{解答は } P = [\mu + \lambda \exp^{-(\lambda + \mu)t}] / (\lambda + \mu)$$

$P = \mu / (\lambda + \mu)$ および $q = 1 - P \approx \lambda / \mu$ とおくことにより単純マルコフ解析の適用。

〔D〕 データベースアプローチ：

データベースは元来、航空宇宙産業に対して考察された信頼性と安全性へのシステム・アプローチを採用して作成された。

そのようなデータ・ベースの目的は、一方で追跡可能な数学的計算を用意することと、事故予測を発生前に可能にする道具として役立たせるためである。この意味で、故障率研究はデータ参照とデータ・ベースの間に区別を設けたが、そこでは両者はある時間帯にわたり 1 つの直接的な必要性を満たさねばならない。

〔E〕 核燃料再処理の諸過程：

核燃料サイクルプラントに関する諸過程が解説されるが、軽水炉に対して記述されている。採鉱、 U_3O_8 イエローケーキの歩留り 85～90% を目標とする選鉱、濃縮前の UF_6 転換、濃縮、ビスマス磷酸塩、レドックス、ピューレックス等の方法を利用する 5 つの施設での再処理を含むウラン転換。乾式および湿式方法を利用する 2 つの施設での UF_6 生産、燃料

加工プラント、特にMOX燃料、およびH E P。ガラス固化と処分の問題における廃棄物管理も入念に調査された。

そのような研究から得られた結論は、核燃料サイクルのフロントエンドに対しては、確率論的なデータベースでは問題が解けないこと、したがって決定論的アプローチが多少なりとも適応していることであり、その理由は放射線学的な故障は日常作業的には報告される必要がないからである。予備的放射線障害解析（P R H A）は特にフロントエンドに対しては次の項目を含んでいる、(a)故障、(b)モード、(c)防止、(d)流出物、および(e)影響。

[F] 結論：

S A I は、核燃料サイクルに対するP N C データベースの主要な要求をカバーするのは以下の 3 つのアプローチのみである事を見出している。

1. N P R D S : 原子力プラント信頼性データシステム
2. N I S C : 原子力安全性情報センター
3. L E R : ライセンシー事象報告

さらに、N T I S は米国における 130 件の核燃料サイクル故障事象と、世界の種々な所で起こった一般的なものと見なされる他の 18 件の故障事象をカバーするリストを用意した。

報告番号 : 041

RtF

タイトル : 使用済ウラン燃料と使用済ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の再処理
に関する環境影響の最初の研究要素。(故障状態)

頁 数 : 62

発行者 : (ジャーナル) 原子力科学・技術に関する欧州応用研究報告、Vol. 2
 No. 2およびNo. 5(1980) pp881~ 946、フランスで印刷。

(c) E C S C : 欧州炭鉄共同体

E E C : 欧州経済共同体

E A E C : 欧州原子力委員会

発行年月 : 1980年

所属機関 : N U K E M (1, 2, 4) : Nukleare Chemie U. Metallurgie GmbH.
 K E W A (3) : Kernbrennstoff Wiederaufarbeitung GmbH.

著 者 : WID Schmitten ⁽¹⁾ 、 D. Stahl ⁽²⁾ 、 T. Velas ⁽³⁾ and H. Wingender ⁽⁴⁾

この解析研究の主なターゲットは軽水炉燃料の再処理プラントで UO_2 燃料と U/Pu混合酸化物（以下M O Xと記す）燃料を再処理するときに、考えられる事故状態から職業人が受ける追加的被曝と放射性核種放出を推定することである。

プラント安全性評価を基礎として、より綿密に検討を行うため、施設の主要コンポーネントに影響を与えるような一連の様々な重大性をもつ異常事象発生が検討対象として選定された。

重要な、職業人の追加的被曝は以下の各項により起こらないだろうということが判明した。

- (i) 放射性区域の外側バリアは、放射性物質が多少は換気とオフガス系を通じてのみ放出されるように、重大事故には耐えられる構造に設計されていること。
- (ii) 立入禁止区域でのオペレータ介入時の被曝時間は計画的に限定されていること。
- (iii) 仮想的な臨界暴走が原因で起る中性子線による直接放射線被曝による増加分は 3 % を上回ることはないであろうとのこと。

環境に対する影響は、考慮対象の事故により放出されるかも知れない各核種について計算され、2つの参照ケース (UO_2 燃料と MOX 燃料) の間の結果の差は%と絶対値の両方で表示されている。

プラントのすべての部分でも、そこで含まれる重金属重量が等しいならば、2つの参照ケースにおける事故に対する%の差は等しい。この%として観測された差は Co-60 核種の場合のように非常に小さい値から Cm-243 核種の場合のように大きさ何オーダにもなる位極めて大きい値まで広がっている。この様な観測結果は遠心機破断や溶解槽リークに対して適用可能である。

ヘッドーエンドセル内でのジルカロイ火災に関する検討では、 Pu の硝酸中の不溶性部分が MOX 燃料の再処理の場合には約10倍も高いということが仮定されている。

その結果として、MOX と UO_2 の場合に放出される放射能量の差は、このタイプの事故の場合に最大であることが判明し、帰するところ、MOX では UO_2 の場合の放出量の約25倍になっている。

報告番号 : 073

RtF

タイトル : アクチナイト分離－核変換計画最終報告VI. 再処理、再加工および輸送に関する短期リスク解析（付属）。

頁 数 : 169/169

提出先 : ORNL、オークリッジ、テネシー州 37830、ユニオンカーバイドコーポレーション原子力部担当、およびDOE

発行者 : Science Application Inc., パロアルト、カルフォルニア州、94304

発行年月 : 1980年1月

著 者 : R.R.Fullwood, R.Jackson および S A I スタッフ

要 約

ORNLの化学工業部門は通常の燃料物質回収方法を採用する参照サイクルと比較して分離核変換（PT）燃料サイクルを評価する一連の文書を準備した。PTサイクルは、長寿命アクチナイトの大部分を原子力発電プラントにリサイクルし、より短寿命な物質に核変換する魅力の高い回収方法を採用するもので、したがってそれにより廃棄物の毒性を低減することができる。

この報告では公衆と従事者に示される短期の放射線ならびに非放射線リスクに基づいて、2つの核燃料サイクルを比較している。公衆に対する事故時放射線リスクは事故セットの確率推定により解析される。影響結果は物質組成に対し適切に修正されたCRACコードを用いて計算される。公衆に対するルーチンな放射線リスクは計算された放出量から推定される。影響はCRACコードを用いて計算される。放射線職業上のリスクは、以前の経験、予想される標準値および事故リスクの推定から決定される。非放射線リスクは関与する要員数、経験履歴および疫学的研究から計算される。

解析結果は、PTの短期リスクは参照サイクルのその2.9倍と大きく、その第一の原因是産業界の規模がより大きいことにある。この結論は非放射線リスクに強く支配され、すなわち放射線リスクよりも約150倍大きい。もし放射線リスクだけを考慮するならば、PTと参照サイクルとの比は3で、その内訳は次の通りである。公衆に影響を及ぼす放射線ルーチン作業では5、従事者に影響を及ぼす放射線作業では1.7、また公衆に影響を及

ばす放射線事故では 1.4で、すべてリスク減少の順になっている。

この報告で核燃料サイクル部分を考慮した場合の推定される絶対リスクは P T サイクルに対し 0.91死者／GWe 年、また参考サイクルに対しては 0.34死者／GWe 年である。これは Inhaber の推定値、すなわち原子力発電に対する 1.5 および石炭火力発電に対する 150 と比較されるべきである。ここで仮定されるリスクのすべては年当り 10 億ワット (GWe) の発電量に関係している。今回の結果は核燃料サイクル部分のみを包含しているが Inhaber の 1 値よりもわずかに高く、おそらく非放射線公害物質の健康影響の推定において異なったデータを用いた結果と思われる。

1. 結 果

結果は、P T サイクルは参考サイクルに比較して追加のリスクを課すことである。これが参考サイクル廃棄物に比較して、P T 廃棄物は貯蔵によるリスク低減からの利益により相殺されるかどうかはこの研究の範囲外のことである。この結果は第一義的には非放射線リスクによることで、そのリスクは放射学的リスクの 150倍にも大きく支配していることが原因である。もし放射線リスクのみを考慮するならば P T リスクは参考サイクルのそれの約 3 倍である。この結果の第一の原因是、サイクル中の放射性同位元素の差異よりもむしろ大きな作業量によるものと思われる。表 1-1 にこれらの結果を集録する。

表 1 - 1 核燃料サイクルの比較要約（死者数／GWe 年）

リスク・タイプ	参照サイクル	P T 参照	比 $\left(\frac{P T}{\text{参照}} \right)$
放射線事故 — 公衆	5×10^{-7}	7×10^{-7}	1.4
放射線ルーチン — 公衆	8×10^{-7}	4×10^{-3}	5
放射線職業	1.2×10^{-3}	2×10^{-3}	1.7
放射線リスク小計	2×10^{-3}	6×10^{-6}	3
非放射線リスク	0.34	0.91	2.9
リスク合計	0.34	0.91	2.9

表 1 - 2 は運転作業による比較を示す。より詳細な比較は第 4 節および第 5 節に述べられる。

表 1 - 2 リスクの比較要約（死者数／GWe・年）*

運転作業	放射線リスク		非放射線リスク	
	参照サイクル	P T サイクル	参照サイクル	P T サイクル
F R P	8×10^{-4}	1.9×10^{-3}	0.24	0.24
F R P-W T F	--	1.6×10^{-3}	--	0.4
F F P	6×10^{-4}	6×10^{-4}	1.1×10^{-2}	1.1×10^{-2}
F F P-W T F	--	8×10^{-4}	--	0.16
輸送	8×10^{-5}	8×10^{-5}	9×10^{-2}	0.12

* 附属 I の用語解には珍しい略語例が説明されている。

報告番号 : 010

RtG

タイトル : 確率論リスク解析における不確実性の特性と評価

頁 数 : 4

発行者 : 事故解析、P. M. Hass編

Nuclear Safety, Vol. 22 No. 1 Jan. -Feb. 1981

発行年月 : 1981年2月

著 者 : G. W. Parray and P. W. Winter

この論文はPRAにおける不確実性を2つの観点、すなわち特性と評価から検討している。検討されたPRA研究は以下の3つのケースをカバーしている。

1. PSS (軽水炉)
2. HTGR (高温ガス冷却炉)
3. GRS (軽水炉)

人工の施設は決定論的な方法で挙動することが期待されるが、そのリスク評価は確率論的アプローチの方により傾斜している。この仮定はもしも拘束と境界条件が共に決定論的であるならば矯正されねばならない。しかし推計的な故障モードと人的挙動および、システムと人的相互作用を有する工学的システムに多くのコンポーネントは決して決定論的であるとは考えられない。

工学的システムと人間オペレーターについてのそのような事実は、特に後者は全般的な確率論的挙動を作り出すためには、確率論的挙動を決定論的プロセスの下敷の上におく。

可能性のある事故のスペクトルは、一方では事故起因が、他方では事故進展が共に確率論的であることを予期することで考慮されねばならない。

通常は両対数目盛で“事故シーケンスの発生頻度対その特定の影響”としてプロットされる頻度-影響の関係は、切線方向減少に対して、すなわち非信頼性の増加に対しては直線的であり、両方のディメンジョンに不確実性が現われるような関係は計算値の信頼性限界の決定を意味している（S型信頼性）。

リスク評価で遭遇する主要な問題の1つは、関心のある事象シーケンスの合理的なタイム・スケールを超えて拡大するデータ・ベースを構築することであり、特に苛酷な影響に導かれるような事象に対してはそうである。データ・ベースが一度確立されると、事象の確率値を推断するためにデータ・ベースを固有に集積することは避けられないであろう。

CSNI (OECD、NEA)、RSSおよび事故起因と進展解析 (AIPA、EC) に基づく原理技法 (1976年) はイベント・ツリーとフォルト・ツリーの組合せをより多くの基本的な事象に分解することにある。

イベント・ツリーに対する方法論は、工学的安全設備の成功または失敗を代表する二元のブランチを適用することにある。一方フォルト・ツリー解析は故障確率の評価を含む。AIPAに従うとフォルト・ツリーは機械的な故障、不調、異常状態すなわち運転手順からの偏倚等のごときコンポーネントの故障モードを描写する論理的ダイアグラムとして検討される。

モデリングの不確実性は考慮されるツリーのタイプに依存して次のように異ったアプローチを生み出す。

イベント・ツリーの場合：

- (i) 運転可能性と原子炉トリップに影響する分岐点
- (ii) 現象論、すなわち事故シーケンスの選択 (繰返プロセス)

フォルト・ツリー解析：

この手法は信頼性モデリングの1つの特殊なケースである。制限はフォルト・ツリーの中で基本概念に分解することにある。これは次の2つの因子に起因する。

- 1 - トップ事象に到るすべてのパスの同定不能。
- 2 - 基本的なコンポーネントの正確な設定の欠如。

さらにいわゆる2因子結合が不適当に設定された共通モードまたは共通原因故障の存在を増加するであろう。

しかしながら制限は(i)基本的モデリングと、(ii)解析およびツリー評価に類別される。この2つのカテゴリは次のように精巧に作り上げられる。

- (i)は、(a) 動作、開失敗、および閉失敗の場合に示される通り二元仮定の不正確さ、
- (b) 二次的な故障 (外的事象) の定量的取扱いのないこと、ならびに

- (c) 動的な表示はないが、しかし多少の結合手段、より成る。
- (ii)は、(a) カット・セット数の非保守的な切捨ては完全な解析を備えないこと、および
(b) 修復可能なコンポーネント（動的信頼性）は正確な評価に寄与しないこと、
より成る。

データ・セットは（I）直接関連のある現場データ、（II）関連ありと思われる関係領域からのデータ、また現場データ、および（III）専門家意見より成る。

データの不確実性もまたそれらの限定を有している。

- (i) 適切なモデル内部でのデータ解析により正しい結論が導かれるので、正しいモデルを選定すること。
- (ii) もし後者が他の未測定のデータ値に依存し、したがってその依存性が採り入れられない場合には、ある種のパラメータは不完全な推定となること。および、
- (iii) データ取得のためのサンプリング・スキームの選択もまた推定に影響しうること、である。

確率には主観的理論とその解説がある。それらは Journal のテキストの他頁 (p. 31以降) に述べられている。

報告番号 : 061

RtG

タイトル : システム信頼性モデルにおける不確実性：ヨーロッパベンチマーク演習からの考察

頁 数 : 33

発行者 : ヨーロッパ共同体委員会 (C E C) 、共同研究センター (J R C) 、
Ispra 研究所、21010, Ispra (V a) — イタリア

発行年月 : 1985年4月

著 者 : A. Amendola

この論文は第8回SMIRT会議後のセミナーで発表された（1985年8月26～27日、ブランセル）。セミナーの題目は“確率論的リスクおよび安全性解析におけるデータと判断の役割”である。内容はNuclear Engineering and Designの特別号として出版される予定と述べられた。

システム信頼性評価に関する不確実性範囲は、一般には、解析で考慮される事象の確率パラメータの中の広がりの単なる寄与を考慮しているに過ぎない。

ヨーロッパ各国で行われたベンチマーク演習の結果が示すように、異なったモデル化仮定により証明された広がりはデータの不確実性を圧倒している。論議の多い領域（“共通原因故障”および“ヒューマン・ファクタ”など）に加えて、解析者のデータ使用および利用しうる情報の判断が、信頼性評価において可成りの、除去できない程度の主観性を導入している、という事実からも他の不確実性のソースが起こっている。

しかしながら、このことは手法や解析の結果の妥当性に影響を及ぼすものではないが、ただしそれにはこの結果が最終目的の意思決定プロセスに関して矛盾なく用いられることが前提条件である。

報告番号 : 003

RtS

タイトル : G O 手法を用いる使用済燃料受入れと貯蔵施設のリスク解析－最終報告－
MASTER

頁 数 : 152

提出先 : 米国D O E技術情報センター

発行者 : Kaman Science Corp., Colorado Springs, Colorado 州.

発行年月 : 1979年3月1日(受理1983年8月19日)

著 者 : D. E. Wood, N. J. Becar

総括と結論

軽水炉燃料再処理施設の概念の中で使用済燃料受入および貯蔵セクションに関する包括的なリスク解析が行われた。リスク解析に対し必要とされるデータを用意するためG O手法が修正された。放射能放出のモデリングと定量化には計画が使用された。結果は4つの異なるアイソトープクラス(^{129}I 、 ^{85}Kr 、可能性ある揮発性物質、および非揮発性物質)、15の放出率(初期量の 3×10^{-8} まで低下)、ならびに施設モデルの9つの相互作用セクションに対して3つの放出タイプ(ガス表面、ガス上昇、および液体表面)の確率と期待される年間放出量、Ciが与えられている。サイト関連のデータが未だ利用できないので、環境中の移行計算は行われなかった。G Oモデルの相互作用的性質がすべてのバリアが破壊され放出に導かれるまで部分的な故障を1つのセクションから他へと、しのぎ通すこととした。結果の配分的性格がこの研究で評価される各アイソトープに対して可能な放出分布を提出している。

作業は設計段階の早期に行われたので、モデルは詳細なハードウェアよりもむしろ領域、物質の流れ、機能および運転を強調している。一般に、モデルは推定可能な支配因子を見出すこと、影響を低減する放出減衰器、および苛酷事故の確率あるいは影響を減少するかも知れぬ回復技法あるいは設計変更に向けられている。可能な場合には、モデリングは運転上の失敗が過去の経験から予測されるような詳細レベルまで進められた。完全に相互反応的なモデルは、一連の独立かつ分離された放出シーケンスとモデル化する代りに、セクション間に部分的な欠陥、と欠陥の可能な修復を伴って開発された。モデルは、たとえその中に相当する低確率を伴った若干の“最悪ケース”を含むことはあるが、合理的な期待

される放出の予測に向けられている。

平均年間放出量の期待値は各領域および各放出率に対して付属Aに与えられている。各セクションに対する事象当りの最高放出量、最高年間放出量および全平均年間放出量はアイソトープ毎に表V-1に総括されている。各物質クラスに対する事象当りの最高予測放出量は、キャスク保持領域からの¹²⁹Iの 10^{-6} Ci/年、プレゼンテーションプールからの⁸⁵Krの341 Ci/年、および貯蔵池からの揮発性物質の1 Ci/年以下である。比較のため、1,000MWe原子力発電所の全燃料サイクルからの最大放出量に対する提案されたEPA標準値は、¹²⁹Iの 5×10^{-3} Ci/年、および⁸⁵Krの50,000Ci/年である。この貯蔵池の要求を満する再処理業者は1,000MWe設備容量の約100基の原子炉からの燃料を取り扱えるので、放出量は提案された限界値のごく小さな率となっている。放出量が小さいので、放出減衰器と影響を限定するシステムとの設計には可成りのフレキシビリティが安全性と妥協することなく与えられる。

モデルが解析されるにしたがって、きびしい放出が起こる以前に利用しうる時間が、ある場合には数時間または数日間にもなるので、事故影響は修復、バックアップシステムの便宜上の準備、および最終バックアップに対してサイト外機器を頼りとすることで、最小にできることが明らかになった。したがって設計またはオペレーターの応答のいずれかで緊急時計画が、多分必要とされることがない様な高額なオンラインバックアップシステムの必要性を最小にするであろう。決して起こらないとは思われる稀な事象がもし起きた場合にはその影響が大きいという問題にお答えの間は、この種の計画は初期コストを低減するには慎重であることが勧められる。

この解析での最も重要な結論の1つは、GO手法は、本質的に大量の相互作用を有するシステムに結び付いたリスクの評価には価値ある手段であるということである。この解析は、初期設計段階にあり、かつ高度の相互作用を有する施設モデルにGO手法の分配放出能力を適用した最初の実地テストを代表している。

この研究の第一の推進力は、GO手法が複雑な相互作用システムに対するリスク推定の開発にいかに用いられるかを実証することであったが、データベースは現存の運転経験から得られた値を用い、また利用できないデータに対しては合理的な工学的判断を用いてで

きるだけ実際的なものとされている。もし今後の承認されたプール貯蔵施設に対し同様な包括的な安全評価が望まれるならば、現在のモデルは容易に改良され、GO解析にかけることができるであろう。すべて有意なインプットデータについての感度研究を容易にするために用いられるGOには種々のオプションがある。これは可能性あるシステム放出と対応する範囲の決定に有意の影響を持つデータ項目の徹底的な評価を可能にするであろう。その範囲にわたっては、各データ項目は変動可能であり、なお、すべての可能性ある放出が受入可能なリスク限界内にあることを保証することができる。この能力はここで論議された技法の成功実証と共に、GO方法が初期設計段階と同様、中間および最終設計段階における多種類の原子力施設の設計指針の1つの重要な資産項目である事を実証している。

報告番号 : 074

RtT

タイトル : “沈積物および汚染物移行” の長期シミュレーション

頁 数 : 12

発 行 者 : R N L Richland, Washington 州

発行年月 : 1982年

著 者 : Y. Onishi および D. S. Trent

“沈積物と汚染物移行”をシミュレートする4つのモデルが開発された。それらは時間変動と次元変化に関連したもので、次のものより成る。

一次元モデル : T O D A M

二次元モデル : F E T R A (横方向および縦方向)

S E R A T R (垂直方向および縦方向)

三次元モデル : F L E S C O T

各モデルは放射性核種、殺虫剤、重金属類および他の毒性化学物質にも適用可能である。
考慮される物質のタイプには砂、沈泥ならびに有機物質も含まれる。

4つの明確に区別されたプロセスが考慮された。すなわち、

1) 輸 送

— 水移動による場合

 a. 排出が誘起する移流と分散

 b. 外界(霧囲気)中の移流と分散

— 沈積物移動による場合

— 生物学的媒体で起こる擾乱による場合

2) 媒体間移行

— 吸着／脱着による場合

— 析出／溶解による場合

— 挥発による場合(ほとんどなし)

3) 劣 化

— 化学的劣化による場合

— 生物学的劣化による場合

4) 変 態

— 劣化生成物の発生による場合（ほとんどなし）

F L E S C O T モデルは次の保存原則に基づいている。

- 流体に対する質量保存（連続性方程式）
- 運動量保存（Nauier-Stokes の方程式）
- エネルギー保存（熱力学第1法則）
- 塩分に対する質量保存
- 沈積物に対する質量保存
- 溶解された汚染物に対する質量保存
- 粒子状汚染物に対する質量保存

対象とされた領域は異った性状の汚染物をカバーしている。例えば、

- (i) 各沈積物のサイズ分率に対する分布係数、 K_d
- (ii) 吸着および脱着に対し異った K_d
- (iii) 塩分の関数としての K_d

各モデルに関する数学的取扱いは行われていない。しかし表面水に放出された。例えば“掘穿泥水と伐採物”は水の流動、水温、塩分、沈積物、化学物質および、おそらくは水性生物との間で極めて複雑な相互作用を受けることが結論されている。

各モデルは、伐採物の長期の移動と死滅に影響を与える。ほとんど主要な機構を含んでいる。

報告番号 : 067

RrF

タイトル : 文献目録 — 事故、プルトニウム放出漏洩、各燃料サイクル —
施設のリスク評価

頁 数 : 6

発行者 : 米国原子力規制研究委員会編集

発行年月 : 1985年3月

著 者 : 米国原子力規制研究委員会

文 献 目 錄I. 事故時のプルトニウムの少量エアボーン放出に関する実験的研究

- (1) Mishima, J. : 加熱および火災時のプルトニウム放出に関する研究のレビュー、
HW-83668, HAN-General Electric Co., Richland, WA. (1964年8月)
- (2) Mishima, J. : プルトニウム放出研究 I. 燃焼金属からの放出、BNWL-205, Battelle
Northwest, Richland, WA, (1965年12月)
- (3) Mishima, J. : プルトニウム放出研究 II. 燃焼巨大金属片からの放出、BNWL-357,
Battelle Northwest, Richland, WA. (1965年11月)
- (4) Mishima, J., L. C. Schwandiman and C. A. Radasch : プルトニウム放出研究III、粉末
を含む加熱プルトニウムからの放出、BNWL-786, Battelle Northwest, Richland, WA.
(1968年7月)
- (5) Mishima, J., L. C. Schwandiman and C. A. Radasch : プルトニウム放出研究IV、流動
空気中での硝酸プルトニウム溶液加熱からの少量放出、BNWL-931, Battelle Northwest,
Richland, WA. (1968年11月)
- (6) Mishima, J. and L. C. Schwandiman : 汚染廃棄物の燃焼時にプルトニウムの代りと
なるウランの少量エアボーン放出、BNWL-1730, Battelle Northwest, Richland, WA.
(1973年8月)
- (7) Mishima, J. and L. C. Schwandiman : 輸送事故中のエアボーンウラン（プルトニウ
ムの代理）に関する実験的測定、BNWL-1732, Battelle Northwest, Richland, WA.
(1973年8月)
- (8) Mishima, J. “仮想事故状態からのエアボーンプルトニウムの評価に有用なデータ”、
混合酸化物燃料加工プラントからの流出物の影響に関する評価考察、付属E BNWL

-1697, Rev. 1. Battelle Northwest, Richland, WA, (1975年6月)

- (9) Mishima, J. and L. C. Schwendiman : “熱応力下のプルトニウム・エアボーンの量と特性”、BNWL-SA-3379、第5回保健物理学会の（歴）年半ばのトピカルシンポジウムで発表、Idaho Falls, ID. (1970年11月3～6日)
- (10) Schwendiman, L. C., J. Mishima and C. A. Radasch “プルトニウム金属および化合物を含む加熱事故時の粒子のエアボーン放出”、IAEA主催、エアボーン放射性廃棄物の処理における運転および開発経験に関するシンポジウムで発表、New York (1968年8月26～30日)

II. 極めて小さい隙間を通る粒子伝達に関する実験的／机上研究

- (1) Schwendiman, L. C. : 極めて小さい隙間を通るプルトニウム酸化物の漏洩率推定のための支援情報、BNWL-2198, Battelle Northwest, Richland, WA., (1977年1月)
- (2) Schwendiman, L. C. and S. L. Sutter : ガス漏洩を通る粒子の移送－レビュー、BNWL-2218, Battelle Northwest, Richland, WA. (1977年1月)
- (3) Bomelbury, H. J. : 極めて小さいオリフィスおよびチャンネルを通るガス漏洩率の測定、BNWL-2223, Battelle Northwest, Richland, WA. (1966年2月)
- (4) Sutter, S. L., T. J. Bander, J. Mishima and L. C. Schwendiman ; マイクロオフィスを通る流速測定値と流量予測能力、NUREG/CR-0066 (PNL-2611), Pacific Northwest Laboratory, Richland, WA. (1978年7月)
- (5) Owzarski, P. C., S. L. Sutter, J. Mishima, L. C. Schwendiman and T. J. Bander : ざらざらしたキャピラリを通るガス流速の測定値と予測値、NUREG/CR-0745 (PNL-2623), Pacific Northwest Laboratory, Richland, WA. (1979年)
- (6) Sutter, S. L., J. W. Johnston, J. Mishima, P. C. Owzarski, L. C. Schwendian and G. B. Long (ed.). 極めて小さい間隙を通過する減損ウラン酸化物粉末の流れ、NUREG/CR-1099 (PNL-3177), Pacific Northwest Laboratory, Richland, WA. (1980年2月)
- (7) Owzarski, P. C., J. Mishima, L. C. Schwendiman and C. M. Devary (ed.) コンテナ応力から発生した小間隙を通過する粒子伝達の解析、NUREG/CR-0958, Pacific Northwest Laboratory, Richland, WA. (1980年4月)
- (8) Yesso, J. D., W. J. Madia, G. H. Beatty, E. W. Schmidt, L. C. Schwendiman and J. Mishima : シミュレートされた輸送コンテナー漏洩からのプルトニウム酸化物粉末

放散の研究、NUREG/CR-1302, Pacific Northwest Laboratory, Richland, WA. (1980年8月)

III. 苛酷な自然現象（地震および風／龍巻）が現存の混合酸化物燃料製造施設に及ぼす影響の机上研究

- (1) Mishima, J., L. C. Schwendiman and J. E. Ayer : 苛酷な風災害および地震の結果として、B & Wプラントから放出されるエアボーン・プルトニウムの推定、PNL-2812, Pacific Northwest Laboratory, Richland, WA. (1978年10月)
- (2) Mishima, J., R. B. Mcpherson, L. C. Schwendiman, E. C. Watson and J. E. Ayer : GE Vallecitos原子力センタの建家 102の想定損傷に対するソースタームと放射線の推定、PNL-2844, Pacific Northwest Laboratory, Richland, WA. (1979年2月)
- (3) Mishima, J., L. C. Schwendiman and J. E. Ayer : 苛酷な風と地震ハザードによる想定損傷の結果として、WHチェスピックサイトからの推定されるプルトニウム・エアボーン放出、PNL-2965, Pacific Northwest Laboratory, Richland, WA. (1979年6月)
- (4) Mishima, J., L. C. Schwendiman, J. E. Ayer and E. L. Owzarski (ed.) : 苛酷な風と地震ハザードによる想定損傷の結果として、エクソン社の混合酸化物燃料プラント (Richland, WA. 所在) からの推定されるプルトニウム・エアボーン放出、PNL-3340 Pacific Northwest Laboratory, Richland, WA. (1980年2月)
- (5) Mishima, J., J. E. Ayer and I. D. Hays (ed.) : 苛酷な風と地震ハザードによる想定損傷の結果として、カリフォルニア州ヴァレシットスにある GE Vallecitos原子力センタの建家 102からの推定されるプルトニウム・エアボーン放出、PNL-3601, Pacific Northwest Laboratory, Richland, WA. (1980年12月)
- (6) Mishima, J., J. E. Ayer and M. A. McKinney (ed.) : 苛酷な風と地震ハザードによる想定損傷の結果として、カリフォルニア州サンタ・スザンナサイトにおけるAtomic International 社の核物質開発施設からの推定されるプルトニウム・エアボーン放出、PNL-3935, Pacific Northwest Laboratory, Richland, WA. (1981年9月)
- (7) Mishima, J., J. E. Ayer and M. A. McKinney (ed.) : 苛酷な風と地震ハザードによる想定損傷の結果として、Battelle Memorial Institute, Columters研究所JN-1b建家からの推定される放射性核種のエアボーン放出、PNL-4095, Pacific Northwest

Laboratory, Richland, WA. (1981年11月)

IV. 核燃料サイクル施設での選定された事故の影響評価に関する方法型式の実験的／机上研究

- (1) Andrae, R. W., J. W. Bolstad, R. O. Foster, W. S. Gregory, H. L. Horak, E. S. Idar, R. A. Martin and P. K. Tang : 事故状態に対する空気清浄システムの応答に関する研究、第16回D O E 主催空気清浄化会議で発表 (M. W. First, ed.), CONF-801038、ハーバード空気清浄化研究所、ボストンMS (1981年2月)
- (2) Sutter, S. L., J. W. Johnston and J. Mishima : 静止空气中に粉末および溶液の自由落下こぼれにより発生するエアロゾル、NUREG/CR-2139 (PNL-3786), Pacific Northwest Laboratory, Richland, WA. (1981年12月)
- (3) Andrae, R. W., J. W. Bolstad, W. S. Gregory, F. R. Krause, R. A. Martin, P. K. Tang (LANL), M. Y. Ballinger, M. K. Chan, J. A. Gilsmeier, J. Mishima, P. C. Owczarski, S. L. Sutter(PNL) : 原子力空気清浄系の事故影響評価に関する手法、Krause, F. R. and W. S. Gregory : 強制換気火災のシミュレーション、およびGregory, W. S., R. A. Martin(LANL), P. R. Smith, D. E. Fenton (NMSU) : シミュレートされた事故状態に対するHEPAフィルターの応答、第17回D O E 主催、空気清浄化会議で発表 (M. W. First, ed.). CONF-820833, ハーバード空気清浄化研究所、ボストン、MS. (不詳)
- (4) Sutter, S. L. : 事故時生成の粒子状物質とその特性 — バックグラウンド情報に関するレビュー : NUREG/CR-2651 (PNL-4154), Pacific Northwest Laboratory, Richland, WA. (1982年5月)
- (5) Chan, M. K. W. and J. Mishima : 燃焼生成物の特性 — 文献レビュー、NUREG/CR-2658 (PNL-4174), Pacific Northwest Laboratory, Richland, WA. (1983年7月)
- (6) Blissmeyer, J. A. : 事故時のエアロゾルに適用可能なモデルに関するレビュー、NUREG/CR-2835 (PNL-4294), Pacific Northwest Laboratory, Richland, WA. (1983年7月)
- (7) Sutter, S. L. : 加圧された粉末および溶液静止空气中への放出により生成するエアロゾル、NUREG/CR-3093 (PNL-4566), Pacific Northwest Laboratory, Richland, WA. (1983年8月)
- (8) Bolstad, J. W., W. S. Gregory, R. A. Martin, P. K. Tang, R. G. Merryman, J. Novat

and H. L. Whitmere : 原子力施設における事故誘起の流動と物質移行 — 文献レビュー、
NUREG/CR-3735 (LA10079-MS), Los Alamos National Laboratory, Los Alamos, NM.
 (1984年4月)

- (9) Owczarski, P.C., M.K.W. Chan and M.Y. Ballinger : コンパートメント火災におけるエアボーン放射性ソースターム、 Bolstad, J.W., F.R. Krause, P.K. Tang, R.W. Andrae, R.A. Martin and W.S. Gregory : 原子力施設における火災事故影響を予測するための計算機コード "FIRAC"、 Tang, P.K., R.W. Andrae, J.W. Bolstad and W.S. Gregory, : フローネットワーク上でシミュレートされた爆発効果に関する数値的並びに実験的研究、 および Martin, R.A., W.S. Gregory, P.R. Smith and D.E. Fenton : スケール・モデル換気システムにおける圧力過渡事象、原子力施設の換気システムと火災および爆発との相互作用に関する C S N I 専門家会議議事録、LA-9911-C, Vol I および II、Los Alamos National Laboratory, Los Alamos NM. (不詳)
- (10) Martin, R.A., P.K. Tang, A.P. Harper, J.D. Novat and W.S. Gregory, 原子力施設における事故誘起流動のための物質移行解析、 NUREG/CR-3527 (LA-9913-MS), Los Alamos National Laboratory, Los Alamos, NM. (1983年10月)
- (11) Tang, P.K., W.S. Gregory, C.I. Rickette and P.R. Smith 高速流動における高効率粒子エア・フィルターの挙動、 LA-10078-MS, Los Alamos National Laboratory, Los Alamos, NM. (1984年4月)
- (12) Halverson, M.A. and M.Y. Ballinger : 汚染された可燃物の燃焼から発生する放射性エアボーン放出、 1984年ANS年次大会 (1984年6月3~8日、New Orleans, LA. で開催) で発表。 (1984年5月)
- (13) Smith, P.R., W.S. Gregory and E.S. Idar : シミュレートされた龍巻過渡事象に対する空気清浄系ダンパーおよびブロワーの応答、 および Burkett, M.W., R.A. Martin and S.D. Wolfe : 原子力施設における火災シミュレーション — FIRAC および支援実験、 第18回DOE主催、エア・ボーン廃棄物管理と空気清浄化会議 (Baltimore, MD. で1984年8月12~16日開催) にて発表。
- (14) Siman-Tov, M., J. Dykstra, D.D. Holt, W.P. Huxtable, R.A. Just and W.R. Williams : NRCが許認可した核燃料サイクル施設におけるUF₆放出のためのシナリオと解析手法、 NUREG/CR-3139 (ORNL/ENG/TM-25), Martin-Marietta, Oak-Ridge, TN. (1984年7月)

- (15) Sutter, S. L., M. Y. Ballinger, M. A. Halverson and J. Mishima : 核燃料サイクル施設の影響評価のための、事故により生成された放射性粒子ソースターム新事実、"微粒子科学と技術"に寄稿 (1983年4月)
- (16) Ballinger, M. Y. and P. C. Owczarski : コンパートメント火災コードにおける放射性ソースタームモデル、Nuclear Technologyに寄稿 (1985年3月号刊行予定)。
(1983年10月)

V. N R C の事故解析プロジェクトのドラフト報告、この時点では一般に利用不可能

- (1) U S N R C 核燃料サイクル施設事故解析ハンドブック (草案) NUREG/CR-2508, Pacific Northwest Laboratory, Richland, WA. (1982年3月)
- (2) Andrae, R. W., J. W. Bolstad, R. D. Foster, W. S. Gregory, F. R. Krause, R. A. Martin and P. K. Tang F I R A C (草案) のユーザマニュアル — 原子力施設の火災誘起の流動と物質移行に関する解析用計算機コード、Los Alamos National Laboratory, Los Alamos, NM. (日付なし)
- (3) Chan, M. K., M. Y. Ballinger, P. C. Owczarski and S. L. Sutter : F I R I N I (草案) のユーザマニュアル — 原子力施設における事故火災および放射性核種ソースタームを特徴付ける計算機コード、NUREG/CR-3037, (PNL-4532), Pacific Northwest Laboratory, Richland, WA. (1982年12月)
- (4) Andrae, R. W., P. K. Tang, R. A. Martin and W. S. Gregory : T O R A C (草案) のユーザマニュアル — 原子力施設における龍巻誘起の流動および物質移行の解析用計算機コード、Los Alamos National Laboratory, Los Alamos, NM. (1982年1月)
- (5) Tang, P. K., R. W. Andrae, J. W. Bolstad, R. A. Martin and W. J. Gregory : E X P A C (草案) のユーザマニュアル — 爆発誘起の流動および物質移行の解析のための計算機コード、Los Alamos National Laboratory, Los Alamos, NM. (日付なし)。
- (6) Halverson, M. A. 放射能汚染された物質の燃焼時に形成される燃焼エアロゾル (草案)、(未文書化)、Pacific Northwest Laboratory, Richland, WA. (1984年5月)

報告番号 : 072

RrF

タイトル : 核燃料サイクル運転における事故時放出シーケンスの同定、予備的評価
および選別に対するリスク基礎フォルト・ツリー解析法

頁 数 : 226

提出先 : 米国E R D A (エネルギー研究開発省)

発行者 : B P N L (バッテル パシフィック ノースウェスト研究所)

発行年月 : 1976年1月

著 者 : T. H. Smith, P. J. Pelto, D. L. Stevens, G. D. Seybold, W. L. Purcell and
L. V. Kimmel

核燃料サイクル運転における事故時放出シーケンスの同定、予備的評価および選別に対するリスク基礎フォルト・ツリー解析法

T. H. Smith, P. J. Pelto, D. L. Stevens, G. D. Seybold, W. L. Purcell and L. V. Kimmel

1. 0 総 括

放射性物質の非制御放出に到る事故シーケンスの可能性の同定、予備的評価および選別に対する方法が記述されている。内容はすべての同定されたシーケンスのリスク和を推定する手順である。

さらに、選別された重要な（最高リスクの）シーケンスの詳細解析に対する手順部分も開発された。現存の手法、すなわちイベント・ツリーや原因－結果図の手法も詳細解析には用いられる。

この手法はE R D Aがスポンサーとなっている廃棄物定着計画（W F P）の一部である高レベル廃棄物管理に対するシステムのリスク解析用に開発された。しかし、手法は大部分の核燃料サイクルの運転に対しても有用と思われる。

手法はまずある種の予備解析から始められる。施設および運転操作が記述され、解析限界が確立される。安全解析報告（S A R）および関連文書がレビューされ、予備的な災害解析が行われる。

事故時放出シーケンスの系統的同定に対する幾つかの手法がレビューされた後、W F P 廃棄物管理系に対して一種のフォルト・ツリー構造である“to / through”アプローチが選定された。“リスク・パス”アプローチに類似のアプローチの変型が、他の研究者により

幾つかの核燃料サイクル運転に適用してきた。トップの、望ましくない事象（施設からの放射性物質の事故時放出）が想定される。解析者は各格納容器バリアがいかに破壊されるかを決定するため、逆シーケンスをさかのぼる。放射性物質は放出が起こるために各バリアの方に移動しそれを通過せねばならない。このプロセスは起因事象にまで達し、すべての考えられる重要な放出シーケンスが想定されるまで続けられる。

理論的には、異った安全解析手法でも同一の結果を与えるが、to/through フォルト・ツリーのアプローチは幾つかの点で他に優る利点を提示している。それは最終の関心事の事象に近い望ましくない事象を焦点としている。この解析はシステムが全体として取り扱われるので、より完全であると考えられる。共通因子故障のごときより直接的な処理も結果として生ずるが、それはすべての事象が 1 つのフォルト・ツリー上にあるからである。確率と影響解析はより密接に結合される。解析な 1 つの大きなダイアグラム上により容易に表示される。

イベント・ツリーおよび原因一結果図をそれぞれ使用する場合のような、クリティカルな起因あるいは中間事象の仮定は不要である。原子炉に対するクリティカルな起因事象はむしろ長い間の安全解析の結果としてよく設定されている。しかし、再処理プラントや他の核燃料サイクル運転に対してはキーとなる起因事象はよく知られていない。多数の可能性ある放射性ソースが種々の形で存在し、また 1 つの施設内で種々の格納システム内部に存在している。

これらの利点に対する代価は極めて大きなフォルト・ツリーを必要とすることである。しかしこの問題はここで記述される手法により扱いやすいうことになってきた。

複雑な原子力システムに対する大型フォルト・ツリーの中で何百万というすべての想定される放出シーケンスを注意深く評価することはできないことであり、また望ましくもない。ここで採用するアプローチは、システム・リスクに最も寄与するシーケンスを同定し分離し、またそれらのシーケンスに関する評価に集中することである。選定の意志決定はリスクの尺度に基づくもので単に確率に基づくものではない。放棄されたシーケンスのリスク和の近似値は後の追加項に含まれ、フォルト・ツリーにより特徴付けられたシステムに対する全推定リスクが与えられる。

低リスクシーケンスから重要シーケンスを分離することにより、研究の初期にシステム中の主要な潜在的弱点、制御パラメータおよび研究開発ニーズを選別により同定する。この情報は概念設計段階にあるシステムに対し特に関心のあるものである。

選別過程は複雑なリスク表現の簡易化に基づいている。放射性核種放出のリスクは次の5項目を適當な単位で数学的に積としたものとして見ることができる。A) 放出シーケンスの確率、B) 放出の大きさ、C) 放出物質の物理的、化学的および放射線学的な特徴の尺度、D) 環境での移行経路効率の尺度、およびE) 人口分布、特性および習性の尺度。線量から健康影響への換算項Fは、損失の貨幣単位への換算項Gと同じく任意である。

1つのサイトの1つの施設に対してフォルト・ツリー内部でシーケンスの比較と選別を行うことのみに対してリスク表現が簡易化される。E項（人口密度）は一般には失敗のシーケンスには依存しない。同類のD（環境移行）項を有するシーケンスはグループ化され、そのグループの中でのみ比較される。C項（物質特性）は類似のC項を有するシーケンスのグループ化で取り扱われるか、あるいは放出の大きさのB項を有するC項を含むか、またある場合には小さな差異を無視し、不確実性の説明のためシャープにカット・オフするよりむしろスライディングすることで取り扱われる。

これらの条件の下で、類似のグループ内部で近似的なA×B比較に基づいて選別と予備的なランク付けが行われる。シーケンスが同定された後、利用しうるデータと WASH-1400の方程式の延長を用いて確率（A項）が計算される。評価されるシーケンス数、シーケンス中のユニークな事象数およびシーケンス確率に関する導出された任意ではないカットオフを利用して減少される。これらの計算はP N Lが開発したコードFAULTGにより行われている。結果はP N L開発コードRAFTに採り入れ、このコードが放出の大きさ（B項）を計算し、予備的なA×B値に基づきシーケンスのランク付けをする。

W F Pに対する概念的な廃棄物管理システムについての選別プロセスは成功裡に実証された。フォルト・ツリーが構築され、高レベル廃棄物の処理、取扱い、輸送、および貯蔵に対して評価された。最大14,000,000までの放出シーケンス（BICS-Boolean-指示のカット・セット）のツリーが選別され、トップの2、3百あるいは2、3千のシーケンスが予備的にランク付けされた。計算機の時間要求はCyber 74で百万のBICS当たり1～5分であった。フォルト・ツリーに表現されている全リスクの推定も得られた。

我々は第3～8節を通じて記載されたこの手法の目的が、膨大ではあるがしかし近似的な計算により、どのシーケンスが潜在的に最大のリスク寄与をなすものであり、またその後の研究にメリットとなるかを決定することを強調する。それにより特定のシーケンスの深層研究を開始する前に全施設あるいは運転を系統的にカバーしたという良い保証が与えられる。したがって確率と結果の項の点では重要なシーケンスあるいは起因事象が事前に

は容易には明白できないような複雑な施設に対してこの手法が特に有用である。

予備的評価と選別はまた、特定のリスク表現（例えば確率と結果の積）を仮定せずとも成就できる。解析結果は WASH-1400のヒストグラム形式で表現可能である。これらの任意の手順については第10節に記述されている。

計算された予備的リスク尺度（A × B）はリスク評価における最終的な努力を構成するためのものではない。詳細な確率と結果の研究は重要シーケンスについて続けられるべきである。これらの研究には手計算、さらにフォルト・ツリーの使用、あるいはイベント・ツリーまたは原因-結果図の使用を含むことができる。同定された重要シーケンスの詳細解析に対し今日まで開発された P N L の手法については第11節で論議されている。

報告番号 : 071

RrG

タイトル : D O E所管の原子力サイトにおける通常運転に対する環境線量評価手法

頁 数 : 86

発行者 : P N L (D O Eに代りB M Iにより運転)

発行年月 : 1982年9月

著 者 : D. L. Strenge, W. E. Kennedy, Jr. および J. P. Corley.

この論文は、D O E所管の原子力施設の通常運転からの公衆に対する放射線被曝の評価を取り扱っている。環境線量の定義は、(i)敷地境界柵のポストの線量率、(ii)最大の個人被曝線量、(iii)国民線量、のように確立されている。

現在利用可能のモデルは、(i)大気中移行、および4つのパターンを含む拡散、(すなわち①ガウス型ブルーム、②ガウス型軌跡、③有限差および④セル内粒子)がレビューされている。

風下方向の放射性核種濃度に影響する小規模現象を説明するための修正が次の6つのサブモデルの中で概説されている。

(1)ブルーム上昇、(2)建家跡、(3)地形変動、(4)乾式沈着、(5)湿式沈着、(6)混合深さ、

ウォータボーン型の放出放射性核種に関するモデルは表層中および土壤中の液体経路を含んでいる。モデルは主として定常状態における表層中に関係している。

被曝経路は明確に取り扱われ、(i)エアボーン型ブルームによる被曝、(ii)水性の放射能および食物を経由する被曝、(iii)陸生収穫物および動物性産物からの被曝、(iv)汚染源からの直接被曝、が含まれている。線量測定方法には2つの観点があり、その1つは、濃度指針値(D O E／L C R P)との比較に基づくもの、他はモンテ・カルロ法を利用する胃腸管モデルのごとき外的および内的事象に対する線量測定モデルの使用に基づくものとがある。

呼吸摂取された粒子の分布および粒子の可溶性を説明する肺モデルも述べられている。

舟遊び、水泳の場合における放射線影響が考慮されており、そこでは身体組織の深さがエア・サブマージョンの場合のように予期されている。

上述のすべてのモデルは数学的に表式化され、以下の各頁で明確に作成されている。

報告番号 : 063

RmC

タイトル : 自己制御におけるマン・マシン相互作用の動的シミュレーション

頁 数 : 8

発行者 : C E C、J R C、Ispra研究所、21020, Ispra (V a)、イタリア

発行年月 : 1985年2月

著 者 : A. Amendola, G. Reina, F. Ciceri

この報告は1985年9月10~12日、イタリア バレーゼで開かれたIFAC/IFIP/IFORS/IEA主催、“マン・マシンシステムの解析、設計および評価”議会で配布された論文のプレ・プリントである。

この論文は、時間展開のシステムと相互作用を有するオペレーターのモデル化で達成された最近の開発結果を解説している。参照とされるケース・スタディは原子力発電炉の安全性解析であるが、その手法は全く一般的なものである。これは故障および過渡状態におけるシステムのモデル化アプローチDYLM（動的論理解析方法論）に基づいている。DYLMは他のところで広範囲に解説されているが、通常用いられている信頼性解析技法（例えばフォルト・ツリー、イベント・ツリーのような）とは異なっており、理由はそれがプロセスの物理を故障モード解析と関係付けているからである。この方法で、また可能なコンポーネントの故障事象の導入により故障発生をシミュレートする間、すべての関連する物理的諸量、その診断およびそれに続く介入はプラントプロセスの展開に依存し、またこの論文で提案されたような動的技法によってのみモデル化が可能である。

結果の示すところでは、DYLMモデル化とシミュレーション技法は、マン・マシン相互作用の複雑な診断-介入回復ループ特性にアプローチするためのいかなる精巧なモデル化も採り入れることができる。一例として、アラームと選定された操作に基づく意思決定ロジックと共にファジー設定論を用いることによる連続的な意思決定プロセスが導入された。

キーワード : (i) ファジーセット適用、(ii) ヒューマンファクタ、(iii) マン・マシンシステム、(iv) モデル化、(v) 原子炉、(vi) 確率論的安全評価および(vii) 信頼性解析

報告番号 : 032

StR

タイトル : E P R I における原子力プラントのシステム解析研究

頁 数 : 32

発行者 : リスク解析 — 國際ジャーナル誌

発行年月 : 1984年1月24日以前

著 者 : David H. Worledge, Boyer B. Chu and Ian B. Wall

E P R I で行われたリスク評価に関する研究トピックスの対象は、次の 2 つの点でシステム解析の価値を指摘することである。すなわち、

- (i) P R A (レベル 1) の内部で、
- (ii) 孤高の学問分野として、

さらに次の 3 つの目的を練ることに論議が向けられている。

- (i) 手法と結果の真実性の改良
- (ii) コンピュータ “ツール” と技術転移の用意
- (iii) 運転中の安全性と利用率の改良のための手法の利用開発

研究は、リスクが大破断 L O C A 以外の事象により支配されるという事実（許認可プロセスによる伝統的な考慮）により開始された。このことは統合システム解析 (I S A) の実施を促進することとなった。すなわち、(1)システム機能、(2)境界面、(3)運転モード、および(4)故障モードをよく練られた系統的かつ詳細な解析にかける様にし、それによって事故に対する主要な寄与因子の相対的重要性を理解する事を助ける手段とした。

報告には、発電用プラント安全性の中で、帰納的なプロセス・ボトムアップに重点をおき、それにトップダウン方式により特徴付けられた演釈的プロセスが続くという形で、システム解析の役割を示す諸目的が述べられている。

従属事象が問題となる限りでは、2 つの技術的領域が取組まれた。すなわち、

- (i) 共通原因故障 (C C F) および、
- (ii) システム相互作用 (S I)

後者はこのアブストラクトでは詳細に取り扱われており、そこでは次の 4 つの異なった展望が採用された。

1. (a)プラント所有者のリスクと、(b)公衆のリスクの両方に寄与することによるシステム相互作用（S I）と評価するための確立論的リスクの見通し。
2. そのような見地から作成されたS I方法論に基づく決定論的リスクの見通し。
3. S I方法論に基づく機能的従属性の同定。
4. S Iソースと機構の同定。

人的信頼性に関してはSHARP（系統的人間行動信頼性手順）と呼ばれる7ステップのプロジェクトが開発された。そのステップは、(i)定義、(ii)判別、(iii)分解（影響因子の分解）、(iv)表示、(v)インプット評価、(vi)定量化、および(vii)文書作成により成り立つ。人的信頼性に関する他の17の類似モデルの中で、特異な1つは興味あると思われる。それは時間-信頼性曲線のパラメータ化より成っており、そこでは利用しうる応答時間の関数として正確に応答するために、その様な曲線が故障確率により表示されるのが特徴である。

パラメータ化はMarkov解析を支援することにより、Rasmussenモデルにリンクされ、マイクロコンピュータで相互的に実施される。このモデルの予備的なバージョンでは次の領域が取り扱われている。(i)熟練、(ii)規則と知識の各ベースの行動、(iii)オペレータの経験レベルおよび(iv)オペレータ／プラント境界面の品質。

参考文献は、文書作成と技術的適応性の保証、安全機能および成功クライテリアに関する手順、に対して作成された。3種類の災害解析が行われたが、龍巻ミサイル、タービンミサイルならびに地震事象が含まれている。

技術転移に関する問題では、WAMフォルト・ツリーコード（有効なIBM修正版の1つ）と、同様にGO信頼性ネットワークコードが航空機産業と電力産業に主として適用されている。

R&M（信頼性と保守）、RCM（信頼性指向の保守）、PM（予防保守）では、すべての努力が一方では技術仕様の最適化に、他方では将来の見通し確保に向けられている。

[N. B. : 引用された11件の参考文献がリストされ、オリジナル論文に付録されている。しかしMarkov解析に関する参考文献18がないことは指摘されねばならない。]

報告番号 : 055

StR

タイトル : トルコ電力事業機関（T E K）における確率論的安全性評価に関する活動と期待される利点

頁 数 : 15

発行者 : (I A E A - 原子力安全部、信頼性およびリスク評価)

発行年月 : 1985年10月4日

所属機関 : トルコ電力事業機関（T E K）

著 者 : Guelcihan Agaglu

Akkuyuに原子力発電プラントの建設が予期されているので、T E Kは自らP R Aを行える力量があると信じた。理由は電力企業が提出した報告により実証されているレベルは多少決定論を指向したアプローチであるからである。

T E Kは建設、運転およびあるいは運転手順の繰り返しの各前段階で、リスクに寄与する主要因子の決定およびプラント設計変更の導入の項目で研究の目的を同定した。

研究のスコープは以下のように決定された。

- 実際的な事象同定のためC A N D U - プラントのプラント設計／運転経験の研究
- 安全率と故障モードの低減を同定するためのイベント・ツリーの作成
- T E K所有のI B M 370/137を使用し信頼性解析と他の4つのステップを行うのに適した計算機コードの同定。
- 研究は30マン一月で3ないし4の起因事象をカバーした。

報告番号 : 058 StR

タイトル : 新型原子炉システムの計画手段としての確率論的安全解析

頁 数 : 15

発行者 : IAEA — 工学的安全系の P R A に関する技術委員会

発行年月 : 1985年 3月

著者所属 : Instiut Für Nukleare Sicherheitsforschung der Forschungsanlage
Jülich, GmbH. (ユーリッヒ研究所の原子力安全性研究所) D-5170
Jülich, F R G.

著 者 : J. Mertens

ここでいう新型原子炉システムとは FBR (高度増殖炉)、HTR (高温炉)、AVR (ペブルベッド実験炉)、および THTR (AVR発展された型) としてカテゴライズされる。

HTR型の許認可可能性についてのステートメントでは、熱出力 $1,250 / 1390^*$ MWth、 $250 / 200^{**}$ MWthに相当するそれぞれの電気出力を有するものと予期され、安全性評価を行う必要性を意味した。

そのようなステートメントは設計に関連する事故対象分類、事故頻度の説明、および全身／甲状腺線量の放射線限界、の各項目の形で表示されている。設計上の事故発生頻度確率値は $3 \times 10^{-2} / \text{年}$ と $3 \times 10^{-4}^{(-5)} / \text{年}$ の間にわたっており、苛酷事故に対しては $10^{-5} \sim 10^{-8} / \text{年}$ のオーダの値を持つものとされる。PWRと同等のサイズに合わせた法的に受け入れられるリスクが事故に対する参考値として用いられている。

これに続いて、1983 / 1984年にユーリッヒの原子力安全研究所で行われた傾向解析に関する文献編集が述べられている。

* HTR-500 の設計熱出力

** HTR-モジュール の設計熱出力

前記のHTR型炉の共通な構造上の主な特徴は以下のとおりである。

1. 炉心と反射体との構造は黒鉛で構成される。
2. 炉心はテニスボールサイズの燃料要素形式のペブルベッドか、あるいはブロック形式の燃料要素使用として構成される。
3. FP保持のため特殊な黒鉛被覆を有する燃料粒子（被覆粒子）。
4. 冷却剤としてHeガスを用い、その最終（炉心出口）温度範囲は 750～850°C。
5. 圧力容器仕様：小型炉用には鋼製容器、また大型炉にはプレストレスコンクリート容器。
6. 蒸気発生器：（1～8ユニット）平均蒸気温度 530°Cを有するサイズに依存。

添付された図は次の諸項目を表示する。

- (i) 原子炉圧力容器と炉内構造物（説明文はドイツ語）
- (ii) HTR-500 の冷却系と格納系
- (iii) HTR-解析のフローチャート
- (iv) HTR-500 概念の解析（PRA）に用いられるコード
- (v) 炉心ヒートアップカテゴリに支配的な事象シーケンス
- (vi) 炉心ヒートアップ下の燃料要素の温度変動
- (vii) 熱除去系作動後のフォルト・ツリー
- (viii) 圧力リーキのない格納容器と換気される格納系とのFP保持の比較。図中の曲線は炉心ヒートアップ事故時のCSの挙動を説明する。

報告番号 : 060

StR

タイトル : "Sizewell B" 原子力発電所の許認可における確率論的安全解析の役割

頁 数 : 22

発行者 : 保健および安全執行部、英國原子力施設検査庁

発行年月 : 1985年9月

著 者 : J. F. Campbell(Mr. P. B Woodにより合格)

この論文は1985年3月18~22日、Blackpoolで開かれた“確率論的リスク評価の係わり合い”に関するIAEAセミナーで発表された。それには、CEGBによる最初の許認可付記書の中に含まれたPSAに関する簡単な説明と、NIIによる陳述、設計変更と設計発展に伴う追加詳細、および産業界内部に発展しつつある見解、によってもたらされたPSAへのその後の変化とが、簡単に説明されている。

論文から記述された時点では、“Sizewell Bプラント”的安全問題の評価は十分に進展していたが、しかし完璧ではなかった。したがって、すでに提出されたPSA問題に関するすべての項目の受容性については決定的な見解がそれによって与えられていない。許認可プロセスに確率論的解析を導入する過程にあるか、あるいはその様なステップをとろうとしている原子力発電プラントの許認可に係わり合っている海外の機関にとっては、IAEAセミナーにおけるこの発表は興味あるものとして受け取られた。

この論文に含まれている“Sizewell B”に関する事実上の情報のすべてはSizewell Bへの公開審理においてすでに発行されていた。

確率論的安全解析(PSA)は提案された“Sizewell B”的安全系の設計に重要な役割を演じていること、また原子力施設検査庁(NII)により評価中の許認可用に付記された安全問題においても重要な役割を演じていることを論文の概要は述べている。中央発電庁(CEGB)はそれ自身と設計者に、制御されない放射能放出の頻度の 10^{-6} /年に厳重なターゲットを設定した。CEGBもNIIもこのリーゲットを必須の基準としては考えていない。

両者の見解は、P S Aの主なる利点はそれが設計について及ぼした影響にあるということ、幾つかの例がこの問題に与えられている。論文の中では許認可プロセスにおけるP S Aの役割が論議されている。この建設前の段階でSizewell Bに対し行われたP S Aの範囲と制限事項は解説され、それらへのコメントが、N I I の見地から与えられている。

P S Aに関する幾つかの項目はSizewell Bの公開審理における反対者により批判されており、これらの批判についても論議されている。

報告番号 : 006/044 StF
 タイトル : 米国における核燃料再処理施設のリスク解に関する文献サーベイ
 頁 数 : 92
 提出先 : 日本原子力安全解析
 発行者 : Energy Incorporated, Kent, ワシントン州、米国
 発行年月 : 1984年10月
 著者 : E I 社スタッフ

以下の数字は問題の一般的な概観を提供するものである。望ましくない影響になる特定の事象を代表する11個のパラメータには次のものが含まれる。(i)臨界、(ii)火災、(iii)爆発、(iv)落下機器と衝突、(v)リーク、オーバフロー、破壊のごとき格納喪失、(vi)電気、冷却、水等の供給喪失、(vii)容器、セル、グローブボックスの過圧、(viii)容器、セル、グローブボックス、機器の加熱、(ix)機器／計装の破損、(x)運転員エラー、および(xi)洪水、地震、龍巻、航空機墜落等の外部事象。

他方、サーベイは次の5つのタスクに集中して行われた、すなわち(I)方法論、(II)計算機コード、(III)関連のデータベースならびに(IV)実際上および仮定上の場合の解析の同定と得られた経験、および(V)将来展望、である。

I. 方法論は次の通りカテゴリ別とした。第1は基礎的なりスク解析アプローチで、第2は特定事象のケースである。

第1のカテゴリは2つのタイプ、すなわち(a)リスクタイプと(b)安全性タイプに分けられる。

- (a) リスクタイプは次の8個のステップを含む。
 - (1) シナリオ解析と確率論的モデル化
 - (2) プラント内の結果
 - (3) 環境移行と影響解析
 - (4) ヒューマン・ファクタ（対象とせず）
 - (5) 外部事象
 - (6) 不確実性と感度の解析
 - (7) (i)頻度、頻度率 (ii)現象論をカバーするデータ

(8) 結果の表示／寄与因子のランク付けのような内挿、期待される影響およびリスク曲線

G0方法論には特別な関心が払われたが、これは放射能放出のモデリングと同様、定量化より構成される。1つの施設モデルが提案されたが、これはいわゆる、燃料移動のシーケンスの“Supertypes”である一連の連結された小型機能モデルである。

WASH-1400 および CFPからのCRACコードの改良版の利用に依存したその後のアプローチも部分的に考慮された。さらに、細別したタスクとして12のステップを有する改良PARAも考慮に採り入れられた。他の6ステップのアプローチは制御系を最適化する目的で述べられている。追加の7つのアプローチも述べられている。

(b) 安全性タイプは優勢な起因事象と放出影響とに関する価値ある情報を提出することで特徴付けられる。

第2のカテゴリは特定の事象に対するモデル化の技法を取り扱う。そのような技法は主として事故に結び付くかも知れないフォルト・ツリー／イベント・ツリーに基づいており、そこでのフォルト・ツリーの構築はリーク・パス解析と呼ばれる。すなわちいわゆるこれらの技法は約7つの参考事項をカバーし龍巻のような事象についての調査も採り入れている。タイプによる事故の種別が行われ、主要事故、設計基礎事故、および仮想事故として作表されている。

II. 計算機コード

この問題では、各プログラムの価値はその利用性／近接性への1つの指標であると述べることが相当する。

表3-1、3-2に与えられるコードはシステム解析、事象解析（外部、影響、熱水力、コンパートメント単位運転）に要求される部分をカバーしている。

III. データベース

SRL（すなわちサバンナリバー研究所）により開発されたようなデータバンクは当面の問題に関連し重要である。それらは故障、フォルト・ツリー、コンポーネント故障率、気象、人口等のデータバンクと同様に参考文献に含まれている。

後続のサブテーブルには(i)データベース参照文献と連結した11個のパラメータで構成さ

れる事象マトリックス、(ii)10個の主要故障から成る核燃料再処理プラントに対する故障のタイプ、および(iii)16個の要素から成る核燃料再処理プラントに対する運転のような固有の形態を表示している。

IV. リスク同定／経験

この問題における標準的な参考文献はEPRI-NP 1128その他として与えられるが、そこではC R A C、その 'Compliment' であるD ACRINがORIGINと同様にアイソトープイベントリ計算には特別に設計されている。その後の参考文献ではG O方法論が広範囲に適用された。

V. 将来展望

リスク解析に採入れられている手法は明快に図式化され、そこではデータ収集、データベース開発のような活動はP H Aと同様に同一のシーケンスの中で見られている。

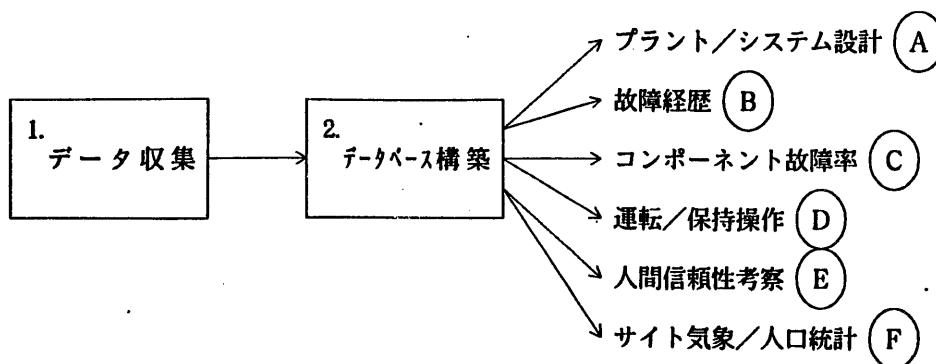
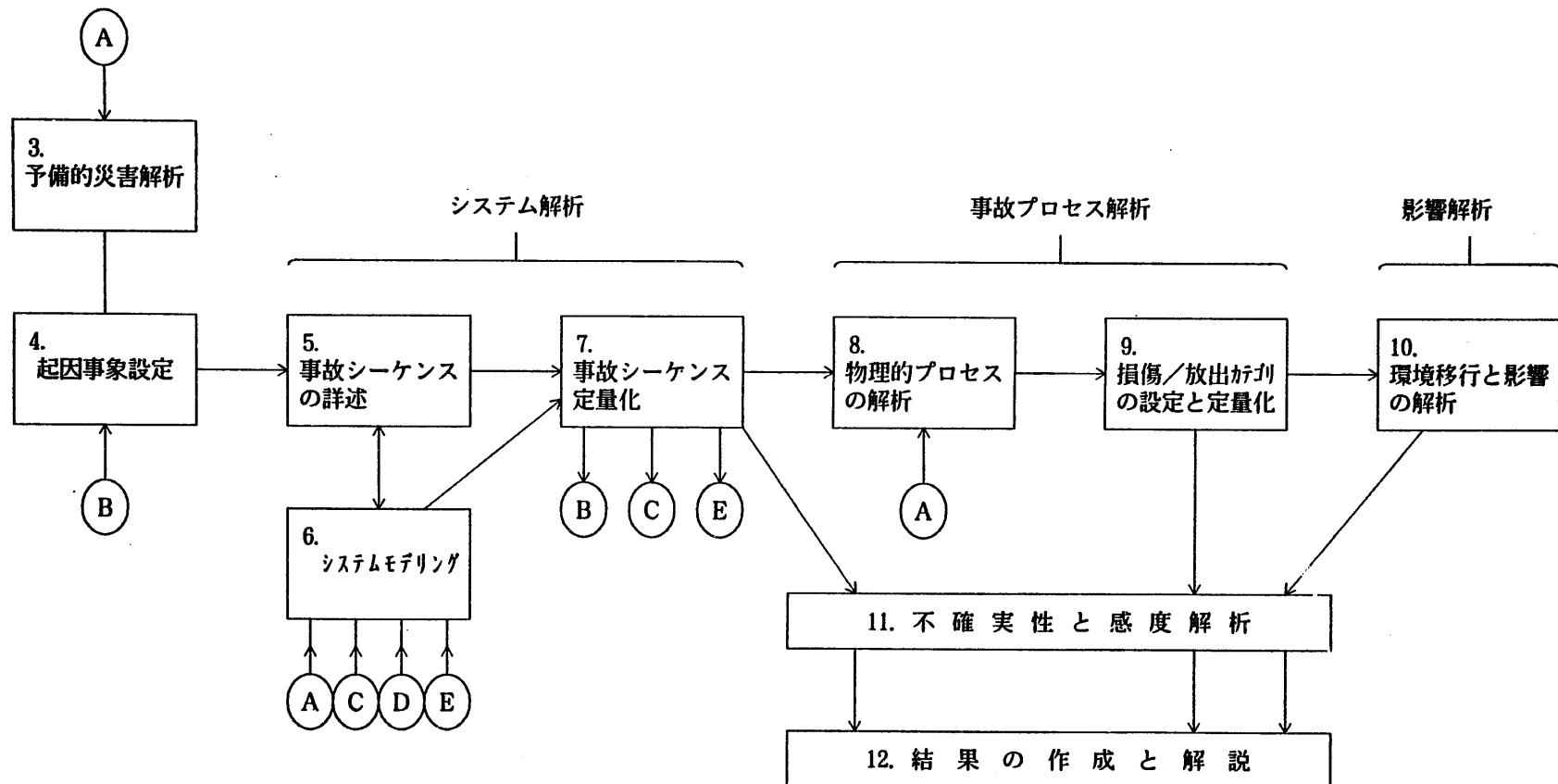


図5-1 リスク解析作業流れ図 (NUREG/CR-2300 より)

報告番号 : 021

StF

タイトル : 核燃料サイクルの安全性、最新情報報告

頁 数 : 165

発行者 : N E A / O E C D , 2 rue Andre-Pascal, F5775, Paris CEDEX 16,
France

発行年月 : 1981年5月

著 者 : 原子力施設の安全性に関するN E A委員会の専門家グループ

この報告は、全体的な核燃料サイクルフェーズを基本的な見通しからレビューし、また放射性廃棄物管理、放射性物質の輸送、ならびに核燃料サイクル施設と原子炉の廃止までを取り入れている。

この様なレビューは一般的でありかつ包括的である。関連する災害は火災、爆発等のような化学工業における災害とも若干関係されている。しかしそれらの事故は放射能汚染が主たる関心事になりうるものである。

そのような災害の本質と防止対策は十分に文書化されており、例えば一方での放射線災害と、他方での次の諸点との間には機能的な関係が確立されている。

- (i) 物質の物理的形状
 - (ii) 物質のインベントリーと組成
 - (iii) 物質の比放射能と半減期
 - (iv) 生体内部での挙動（生物学的半減期、濃度）
 - (v) 物理的バリア、ガス流量制限（換気）ならびに清浄化システムの影響
- (v)の第1項目は特に以下の諸点によって精巧に作り上げられた。

1 - 遮蔽

2 - 距離 (人員と放射線線源間の距離)

3 - 人員の被曝時間の制御

そのような災害的状況を惹き起こすポテンシャルの中で、次の5つのカテゴリが述べられている。

a - 物理 - 化学的

b - 機械的

c - 外的 (洪水等)

d - オペレータ・エラー

e - 核的 (臨界事故は付属 II の中で明確に述べられている)。

安全概念が提案され、それは核燃料サイクルのある段階で起こった事故を含んで記載された表で正当化された。NEA/OECDのこの報告で述べている段階とは以下のものである。

I. ウラン採鉱および選鉱

II. ウラン製錬および六弗化ウランへの転換

III. ウラン濃縮

IV. 燃料加工

V. 使用済燃料貯蔵

VI. 使用済燃料再処理

VII. 放射性廃棄物管理

VIII. 廃止

IX. 使用済燃料を重点とした放射性物質の輸送

この膨大な研究の最終部分では、今後さらに研究がなされるべきであるとの結論が述べられ、また安全性問題の質を高めるための関連する勧告が提供されている。

報告番号 : 042

StG

タイトル : 原子力安全性への実際的な信頼性工学の適用

頁 数 : 22

発行者 : E P R I

発行年月 : (最新版、1984年)

著 者 : D. H. Worledge, B. B. Chu, J. Gärtner, W. Sugnet

この論文は産業界で用いられる P R A モデルとデータを考慮するが、その目的は以下のとおりである。

- (i) 運転における安全性の改良。および、
- (ii) 原子力プラントが絶えず低リスクを達成していることの連続的実証。

P R A の最終ターゲットは不確実性の低減と定量化であるが、この論文の重点はシステム信頼性解析における。R & D の努力はフォルト・ツリー解析のW A M E - 2 コードパッケージの開発をもたらしたが、そのコードは E P R I により検証と実証の方法でさらに処理されると想像され1985年には成果コードとして解除されるであろう。

コードを詳細に述べることは価値あることである。

1. W A M B A M / W A M T A P : W A M B A M コードはブール代数学の最小化技法を用い、インプットファイルから合成ロジック表示を見出し、次いで関係する点非利用性を計算する。

W A M T A P コードのオプションはコードに感度解析ができる能力を与える。

2. W A M C U T : 最小カットセットを得て定量化することによりフォルト・ツリーの定性および定量化評価に役立てるコード。

3. W A M F M : トップ事象に対する点失敗確率を計算するW A M C U Tに対するトッププロセッサ プログラム。

W A M C U T IIはW A M C U Tと類似の機能を発揮するが、最小カットセットの発見には異なった演算規則を用いる。

4. S P A S M : モンテカルロ法によりシステム失敗確率の平均値を含む分布推定の能

力。

電力企業内のシステム信頼性／利用率に対して欠くことのできない道具として考慮されているG O方法論、すなわち成功指向アプローチは、工学的システムの機能のモデル化には率直型の誘導ロジックを採用する。AND、OR、m-out-of-nゲートのごとき論理機能が採用される。成功クライテリアはシステムアウトプットに直接的にモデル化される。

安全解析では、全14個の起因事象が吟味され、この関連の最終報告は準備中である。G O解析の過程では、システム構成が特徴付けられ、“標準化モジュラーG Oサブシステムモデル”が提案された。技術転移に関しては、E P R Iにより行われた民間航空産業に関する最近の調査では、もし“信頼性中心型保守”（R C M）が原子力発電プラントシステムにも適用されたならば、成功することを指摘した。その様なR C Mについてはこの論文中で2枚の続いた図の中で示されている。

技術仕様のリスク解析を目標とした調査研究がS O C R A T E S計算機コード使用により、コンポーネントの許容停止時間（A O T s）と監視試験間隔（S T I s）における変化の再評価に対して行われた。そのような研究はこの論文中に明快に取り扱われている。

さらに、“統合データ所有の信頼性解析プログラム”（R A P I D）が次の2つの目的をもって開発された。

- (i) ある意味ではエキスパートシステムとして作動するユーザに役に立つ、統合されたソフトウェアの開発。
- (ii) そのようなソフトウェアのオン・サイトでの適用を実証すること。

この様にこの論文は電力企業によるシステム解析の適用に集中している。既述のような基盤となっている可能性ある利点から、規制者が今まであまりに厳格すぎる要求を合法的にゆるめるための技術として、また安全性には関係ないか、あるいは安全性の妨げになるような要求を消去することに用いるであろうと期待される。その様な変更が規制者により、あるいは電力企業の要求に応えて、独立になされるかどうかは、システム信頼性解析の定量的内容が合理的な意思決定を可能にするであろう。

報告番号 : 056

StG

タイトル : 工学的安全システムの確率論的リスク解析に関する技術委員会報告

頁 数 : 28

発行年月 : 1985年9月30日～10月4日

発行者 : IAEA — 信頼性およびリスク評価、原子力安全性部門

著 者 : (科学書記官: Dr. M. Cullingford)

本報告では P R A について数件のケーススタディが述べられている。E d F の軽水炉 1300MWe プラント (Paluel) で主給水系を起因事象として考慮した場合、2 系統の補助給水系の信頼性解析について、信頼性ベンチマーク演習が行われている。この結果次の各項目に対する必要性が得られた。

- (i) ロジックモデル化に着手する前に、包括的な信頼性解析を行うこと。
- (ii) インプット準備等の計画について使用者に親しみの多いものに関してはさらに多くのことをすること。
- (iii) 従属故障、ヒューマン・エラーのモデル化および定量化における問題領域を同定すること。

これに続いて、実際の運転中プラントの評価、および純粋の炉心損傷の頻度基準の解析に関する技術仕様が挙げられている。

試験、保守および補修のポリシーもレビューされ、新しい炉型、特に H T R (高温ガス炉) に対する P S A が行われ、そこではプレストレスコンクリート炉容器の線形冷却系の破損のようなイベントシーケンスが重要なリスク寄与因子となっている。

途上国における P R A 利用については、システム信頼性目標、炉心溶融頻度等に数値的目標を設定すること、および許認可プロセス中の各プラントに対して基準の一致を必要とすること、が挙げられている。

P R A に関する以下の考慮は有意義のものとなりうるであろう。

- (i) コスト／効果の方法で、リスクに有意な寄与因子となる設計および運転上の特徴

(設備) を同定すること。

- (ii) 潜在的に支配的なシーケンスについて起因事故シーケンス解析を集中して行うが、一方で後期段階でより完全な解析を行う選択を残しておくこと。

使用済核燃料の化学的再処理プラントに関するPRAアプローチは、次の事実を考慮することに基づいている。すなわちその分野には、格納施設、放射能インベントリ、処理される燃料の大容量貯蔵、ならびに再処理による生産物の種類に大きな多様性があることがある。起因事象の基礎的な要素を具体的にする各システムのサブシステムを同定することにより、機能上のイベント・ツリーが系統的に構築できる。このことは転じて安全系の低減にも役立つ。分類体系的に構築されるフォルト・ツリーはシステム故障およびそれらの有力な原因をグラフィカルに表示するのに役立つ。その様な故障（失敗）およびその可能性は一般にはECCSに関して3つのタイプの圧力すなわち高圧、中圧、低圧に關係付けられている。

当報告は、ユーゴスラビア（信頼性解析の研究）およびフィンランド（バザードおよび運転性の研究）の両国におけるPSA/PRAの適用から得られた経験をもって結論付けている。

3. 将来の展開への提言

3.1 核燃料サイクル施設のP S Aの問題点

(1) P S Aの現状

原子力特に原子炉の分野では、P S Aの手法は高度に解析的、定量的であり、運転の安全性に重点をおいて、運転経験を基に不確実性まで含めた定量評価がなされている。原子炉では、この結果に基づいて単に安全解析のみならず施設設計の最適化等にも利用される段階になっている。一方、運転管理の面でも米国の電力会社の例に見られるように、レベル1のP S Aにより各プラントのリスクレベル（炉心損傷発生確率）が社内目標（平均値で $10^{-4}/y$ ）を充たしていることを定期的に社内上層部に報告確認する等、日常の運転管理や許認可活動にも利用されて、「Living PSA」と呼ばれている。

これに対し、他の宇宙や化学工業の分野では、手法はより定性的で、危険をもたらす原因事象の同定や重要度分類に利用されている段階にある。

一方、原子力でも核燃料サイクルの分野では、原子炉に比較して遅れているのは否めず、事故解析への利用等の段階で総合的な利用は未だほとんどなく、部分的な工程への利用を通じて徐々に利用研究が進められている現状にある。

しかし、例外的に総合的な検討を行った例として、西ドイツがヘッセンの再処理工場の設計案に対して、約4200万ドイツマルクを投じて実施したバックエンド安全性研究プロジェクト（P S E）と、米国サバンナリバー国立研究所（S R L）の再処理工場で20万件以上の同所および HANFORD再処理施設の機器故障データをキーワードを付けて収集分類したデータベースがある。両者とも直接P S Aのみを目的とした作業ではないが、全工程にわたってP S Aを利用、あるいはP S Aにデータを利用できるという点において、大きな実績を残していると言ってよい。

(2) 核燃料サイクル施設の特殊性

核燃料サイクル施設は多くの場合、原子炉と異なり配管や移送システムで繋がれたバッチプロセスで構成されている。全体のプロセスは複雑であるが、個々のプロセスは分離しており、比較的単純である。

最も重要で、かつ代表的な再処理施設を例にとると、使用済み燃料を剪断後、溶解して得られた核燃料物質と核分裂生成物の混合溶液を、溶媒抽出で処理して、核燃料物質であ

るウランとプルトニウムおよび核分裂生成物（F P）に分離するもので、①解体・剪断工程、②溶解工程、③清澄工程を経て、④共除染工程、⑤分配工程、⑥保守点検に分けられる。これらの各工程段階はベッセルの組合せを主体とし、相互に配管で結ばれる。これらは各工程段階別（セルと呼ばれる）、または、工程別（キャニオンと呼ばれる）に厚い遮蔽コンクリートからなる耐震密閉構造の中に封入されており、換排気システムにより閉じ込めが完成されている。

このような再処理施設を原子炉施設と比べると、安全上の特徴として、以下のような点があることが考えられる。

- 再処理施設では運転員の介在する頻度が大きく、かつ多様な設備で構成されている。
- 原子炉施設と較べて工程内にあるエネルギーが小さく、事象が拡大する可能性が小さい。
- 再処理施設では、事象の進展速度が遅く運転員が十分に対応する時間がある。
- 再処理施設のユニットは比較的単純なバッチプロセスであり、かつ、施設からの出口が分散しているので、多重システムにまで広がる事故はあまり発生しない。

(3) P S A の方法

燃料サイクル用に用いられてきた安全解析の手法は決定論的なアプローチで、起因事象から放射能放出に至る潜在的事故による放射線被ばく量計算までを保守的な仮定に基づいて評価するものであった。P S Aを用いた方法はなお、部分的な適用にとどまっているものの、各段階における確率評価による事故の発生確率に基づいてリスク評価を行うものである。核燃料サイクル施設用に特に新しいP S Aの方法は必要ないが、既存の方法を多少修正したり、また、特に、付加的なデータの収集が必要になると思われる。

リスク評価の実施に当たっては、①初期事象の抽出、②施設解析、③外部事象の解析、④放射性核種のソースターム、⑤放出管理機構または放射能環境移行解析、⑥環境影響解析の順に検討するのが通常の方法である。これをより詳細に図3-1に示す。

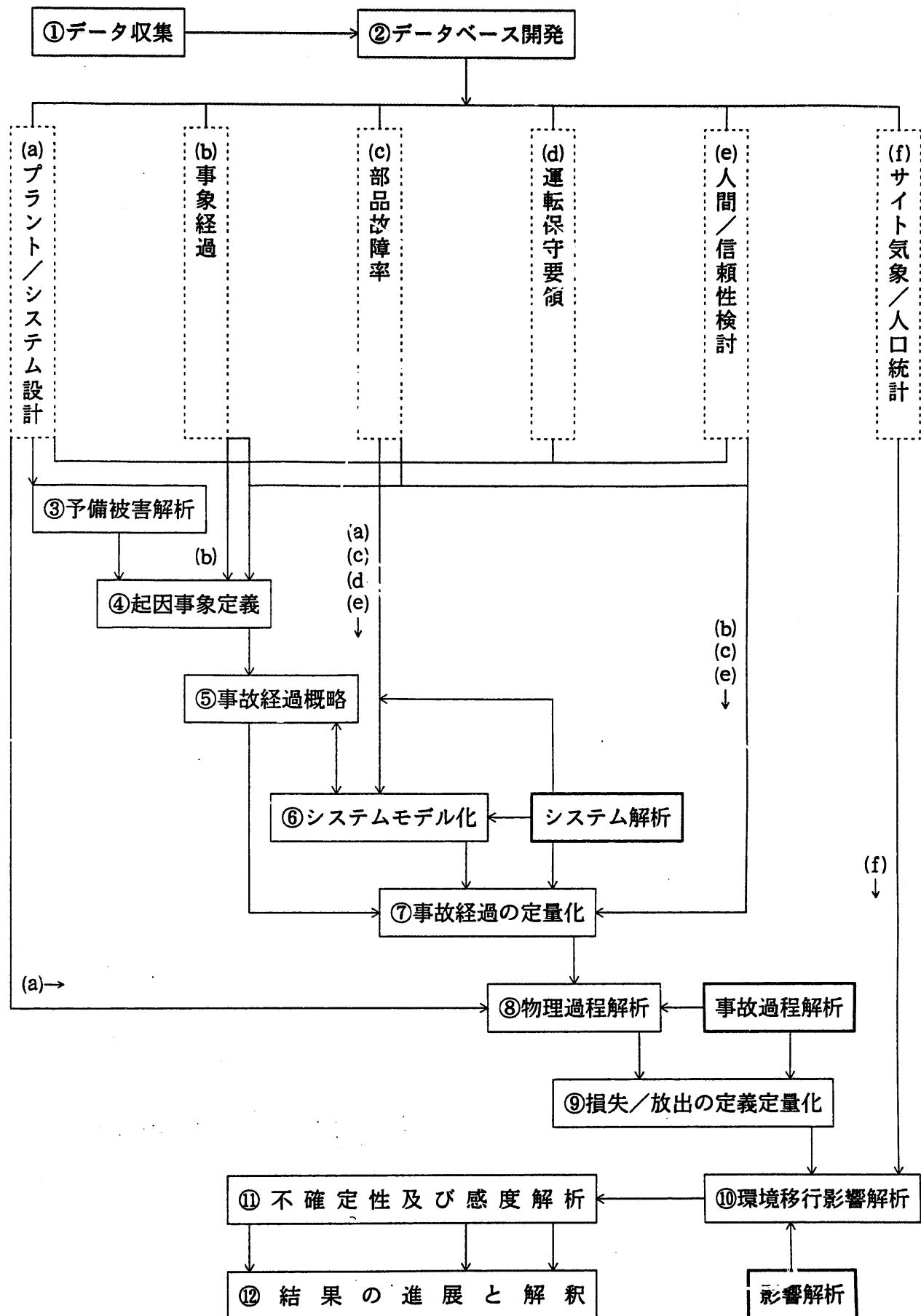


図 3-1 リスク解析手順フロー図 (NUREG/CR-2300 より)

リスク評価の手順

リスク評価の各要素を解析するのに用いる手順は、より詳細には以下のようになる。

① シナリオ解析および確率論的モデル

- (a) 過去の運転経験、事故データおよび工学的判断による事故想定。
- (b) 論理モデル —— 予備的災害分析、故障モードおよび影響解析、フォールトツリー解析、イベントツリー解析、原因一結果図、G O方法、ならびにマルコフモデル。

② 施設内影響

- (a) 閉じ込め／封じ込め破損機構 —— 熱分析、臨界安全解析および機械的破損解析。
- (b) 放射性物質分散機構 —— 粉末漏洩、液漏洩、再浮遊、空気力学的流動、爆発および圧力開放。
- (c) 放射性物質運搬機構 —— 給排気、沈着、凝集等。
- (d) 職業人被ばく評価。

③ 環境移行および影響解析

- (a) 環境影響評価 —— 全体的 P S A モデルは未開発。

④ 人的要素 —— 核燃料施設では人的要素を目的としたリスク解析は見当たらない。

⑤ 外部事象

- (a) 地震 —— 地震被害解析、地震応答解析。
- (b) 火災／爆発 —— 火災被害解析、爆発衝撃波解析、T N T 等価解析、圧力被害解析。
- (c) 洪水 —— 外部洪水解析、内部洪水被害解析、内部洪水応答解析。

⑥ 不確定性および感度解析

- (a) 応答表面。
- (b) 微分感度解析。

⑦ データ

- (a) シナリオ頻度解析 —— 起因事象データ、破損率データ。
- (b) 現象順序データ —— 施設記載データ。

⑧ 結果の開示

- (a) 結果計算 —— 数学的計算
- (b) 結果の解析および説明 —— 種々のリスク要因の重要度分類、想定結果、リスク曲線。

P S Aの方法は応用範囲が広いが、特に不確定性についての明確な考慮が大切である。しかし、核燃料サイクルにおいては、P S Aの利用開発段階にあり特定の工程要因の感度解析等に利用されているにとどまっている。

放射性核種の放出管理モデルとしても、イベントツリーが用いられる。ツリーのノードは現象および機能に影響を与える可能性のあるシステムの応答機能である。このノードを定量化するには相当量の構造的および現象的解析が必要である。

P S Aの手法

P S Aの手法としては、2つのカテゴリーに分けられる。

① イベントの発展の記述方法

イベントツリー (E T)

原因-結果図 (C C D)

上記の2種類の方法があるが、C C Dの方がコンパクトで簡単であるが、定性的な目的にしか使えない。

② システム信頼性モデル化

フォールトツリー (F T)

ブロック図 (B D)

GO手法 (G O)

F TとB DやG Oでは後2者がより簡単でコンパクトである。

すなわち、定量的評価としてイベントツリー、フォールトツリーの組合せがあり、また、G O手法も定量的評価がある程度可能である。核燃料サイクルでは輸送を除いては定量的評価がなされているものは少ない。G O手法を用いた例では使用済燃料受け入れ貯蔵施設の例があり、大量の相互作用を有するシステムに結びついたリスクの評価には有用であることが実証されている。

イベントツリー：E Tは事故事象のシーケンスの設定とプラントシステムのモデル化のために用いられる方法で、F Tとの組合せで複雑な事故シーケンスのモデル化が可能になる。

フォールトツリー：システム信頼性を解析する方法としてE Tと併用して用いられる。E Tで与えられた事故シーケンスモデルに故障率や発生頻度を与えて所要の事象の発生

確率を求める方法である。

ブロック図：系統別の要素を表すブロックに分割し、系統の成功パスに従って枝分けしていくもので、FTとも併用される。

GO手法：GO手法はFTとは逆に成功事象を追うシステム解析法であって、放射能放出の解析に数種の運転状態におけるモデル化と放出量算出等に用いられた例がある。

(4) PSAの利用

核燃料サイクルにおけるPSAの利用については、上述のように原子炉に比較して非常に少ないことは否めないが、なお、第2章で要約したような多数の論文が公表されており、また、それ以降でも国際会議等に公表されている。

施設計画段階では、ORNLの報告で、アクチニドの群分離・核変換の工程そのもののリスク解析を試みた例があり、放射線リスクは3倍、参照サイクルでも全体リスクの99%以上を占める非放射線リスクも2.9倍になるとの結果が示されている。しかし、ここでは、これにより長期貯蔵や処分のリスクについては考慮していないので、この方法を採用すべきかどうかについては触れていない。

安全基準に関連してはPSAにより安全設計基準が変わりつつあり、米国の発電炉を対象に作られた安全目標の応用を始めとして、設計基準の灰色領域に新たな解釈を与えつつある。また、英国では、許認可や事故の事後評価にも利用されている。

設計されたプラントへの適用では、前述の西ドイツのPSEのほか、米国のエクソンの再処理施設設計案を解析したものが2種あり、モデル化技術としてフォールトツリーを行い歴史的データや工学的判断に基づいて解析を行っている。

コードとしてCRAC(Consequence of Reactor Accident)を用いる放射能放出と集団に対する放射能放出の影響を計算している。ORIGEN等も用いて計算したリスクとして、 2×10^{-4} 人・レム/GWy、あるいは 3×10^{-8} 後発癌/GWyの確率が与えられている。

また、エクソンをモデルにした包括的軽水炉燃料再処理工場を解析して、年間事故発生確率として、Erdmann et alとCooperstein et alは下記の確率を与えている。

事 象	Erdmann et al	Cooperstein et al
使用済燃料貯蔵プール水喪失	3×10^{-6}	
工程セル内臨界	6×10^{-5}	
低レベル廃液貯槽火災	1×10^{-2}	
高レベル廃液か焼器爆発	2×10^{-3}	10^{-6}
溶媒処理イオン交換床火災爆発	5×10^{-4}	
高レベル給液槽水素爆発	7×10^{-5}	10^{-5}
燃料集合体落下	1×10^{-2}	
クリプトン貯蔵シリンダ破損	1×10^{-4}	
高レベル廃液濃縮爆発		10^{-5}
Pu抽出サイクル溶媒火災		10^{-6}
共除染サイクル溶媒火災		10^{-6}
低レベル廃液濃縮爆発		10^{-4}
イオン交換樹脂火災		10^{-4}
臨界事故		10^{-5}
燃料受入貯蔵事故		10^{-1}
龍巻		6×10^{-4}
地震（強度IX）		10^{-5}
隕石		10^{-9}
航空機衝突		10^{-6}

3. 2 東海事業所施設に関する今後の研究の方向

東海事業所はその傘下に、ウラン濃縮、転換、再処理、プルトニウム燃料加工等、各種の燃料サイクル施設を保持している世界でも稀な事業所である。上述のように、P S Aは単に安全評価のみならず、設計解析や運転管理、P Aにも利用されつつあるが、東海事業所のわが国における位置づけとその目的を考えると、早い時期にP S Aを段階を踏んで実施すべき時期にきていると考えられる。すなわち、研究の方向を模索するよりは、むしろ段階的な実施を図り、その過程を通じてP S Aの研究開発を進めることが現段階での最良の対策であると考えられる。以下では、段階的なP S Aの実施をいかに進めるかについて、述べることとする。

(1) 利用目的の明確化

P S Aは一部の専門家にはポピュラーなものになっており、動燃事業団の中でも特に高速増殖炉部門では将来炉の設計評価等に利用されているが、事業団全体としては、名称を知っている程度で理解はほとんどされていない現状にある。このため、実施に当たっては、まず、利用目的を明確にして、広い範囲の従業員に理解させる必要がある。これはP S Aが極めて広い利用範囲を持つと同時に、極めて広い範囲のデータを必要とし、大勢の従業員の理解と協力がないと十分な解析と実効を挙げることができにくいためである。

利用目的としては上記のように、施設設計、保守や定検を含めた施設運転管理、安全性向上、コスト・ベネフィット解析等、色々な分野が考えられるが、それらを通じて今後の施設あるいは運転計画を決める事にも利用できよう。何れにせよ目的は広く持つべきであるが、現実のアプローチとしては、その実施の段階に応じて逐次拡げてゆく方法を探ることが適切であろう。

(2) 実施の際の注意事項

実施段階では、3. 1にも述べたように色々なステップがあるが、検討グループを作つて可能な限り平行して作業を進めていくのが良いと思われる。

① P S Aの方法の検討選択

上述のように非常に多数の方法が提案されているが、各研究者の恣意的な要素のため多種多様になっている傾向が強いので、フォールトツリーやイベントツリー等の基本的な方法を基に、目的に応じた最適な方法を固める必要がある。この場合、P S Aを実施

するためには仮定や近似、単純化が必要であるが、単純化が過ぎると正しい結果が得られないことも考慮して、目的に適したなるべく単純な方法から始めるのが大切であろう。また、決められたプロセスは誤解のないようにマニュアルとして文書化しておく必要がある。

② シナリオの作成

平常時や事故時のステップ1から3までのシナリオは申請書等の許認可資料が非常に役立つと考えられる。逆に許認可資料と矛盾するような解析は問題となろう。

③ 部品の故障率データの採取

既にデータベース化されたものがあると思われるが、今後全ての部品に拡張してデータを採る体制を作るべきであろう。将来のコスト・ベネフィット解析への利用を考えて、部品のコスト等のデータも採るべきである。

④ データベースの作成

上記③の故障率データや事故・故障の詳細データの他、環境および従業員の被ばく量データ等関連データを含め、データベース化することが本格的なP S Aの実施に必要である。

⑤ 工程例に対するP S Aの研究的実施

代表的な工程選び、P S Aによる安全評価を実施する。この過程を通じて①～④までのステップの改良を図る。

この他、国際協力を大いに利用すべきで、20万の故障データを持つて長い歴史を持つサンナリバーのデータベースの情報の利用や、英国BNFLの信頼性データ等、この分野では学ぶべきものが多いと思われる。昨年から入会が可能になった「EuReData」への参加も考慮すべきであろう。

あとがき

確率論的安全性研究は、近年原子力関係でますます盛んに行われており、国際的には非常に関心の高い分野である。それらの成果は、P S A (P R A) またはデータベースのための国際会議として、昨1989年にも4月に米国ピッツバーグ市で「P S A '89」が2年ぶりに開かれたほか、3月にはイタリアのイスプラで3年ぶりに「EuReData会議」が開催されている。古くからP S Aに関心を持って開発を続けていた米国もT M I事故の後、規制上もN R CがP S Aを多用する方向に大きく変革したと言われているが、前者の会議では、切尔ノブイリ事故以前は苛酷事故の確率はゼロであるとしてP S Aを認めなかったソ連が、事故以後はP S Aを重視するようになったと報告されている。

このように原子炉では苛酷事故等の評価や安全目標の確立等に関連して、P S Aに対する関心と利用活動はすでに大きなものになっていて、P S A抜きでは原子炉の安全性の評価は考えられないようになっているが、原子炉以外の核燃料サイクル施設では、現状ではなお、限定された利用にとどまっている。上記P S A '89でも約180件の総発表論文中で数%を占めるに留まっており、原子炉に比較してかなり低い活動状況にあるので、今後研究開発を大いに推進する必要がある。特に、今後の開発要素としては施設者の運転データ無しにはこの種の研究は成立しないので東海事業所の積極的な対応が望まれる。

別 表

整理番号	タイトル	部数	発行所／者	国名	発行日	記事	備考
008	(Reactor Safety and Risk Assessment) Main Report and Table of Contents 他 原子炉安全性研究／米国商業用原子力プラントにおける事故リスクの評価	6	U. S. Nuclear Regulatory Commission	USA	750100	WASH-1400 * Contents & Chapter Iとのみあり 出所判らない。 (BOOK)	T t R
034	A Review of the American Nuclear Society Symposium on the Probabilistic Analysis of Nuclear Reactor Safety 原子炉安全性の確率論的解析に関するANSシンポジウムのレビュー	6	Nuclear Engineering Department Queen Mary College Univ. of London J. Shaw	UK	790000	For Annals of Nuclear Energy Vol. 6, pp 19-24 Pergamon Press Ltd. 0306-4549790101-0019 502000	T t R
039	Probabilistic Risk Assessment in Reactor Safety 原子炉安全における確率論的リスク評価	10	Probabilistic Analysis Staff Office of Nuclear Regulatory Res U. S. Nuclear Regulatory Com. IAN B. Wall	USA	780000	For Vol. 40-Proceedings of the American Power Conference	T t R
050	Survey of Applications made of the Results of Probabilistic Safety Analysis of Nuclear Power Plants 原子力発電プラントの確率論的安全解析の結果の適用例サーベイ。第2次報告草案 — 抜粋 —	32			850900	For Second Draft Report -Extract- Task 2とあり	T t R
064	Results of the Reliability Benchmark Exercise and Future CEC-JRC Programme Power Plants 信頼性ベンチマーク演習の結果と将来のCEC-JRCプログラム	12	CEC-Isparta AS. Amendola	ITAL	841100	For Paper Presented in ANS/ENS Tropical Meeting-Feb. 1985 P. B. R. 887/84	T t R
015	Nuclear Fuel Cycle Risk Assessment Review and Evaluation of Existing Records 核燃料サイクルリスク評価 — 現存記録のレビューと評価	107	Pacific Northwest Lab. (Battelle Memorial Inst.) P. J. Pelto et al	USA	840500	For NUREG/CR-3682 PNL-4990 CP	T t F
017	Nuclear Fuel Cycle Risk Assessment : Survey and Computer Compilation of Risk-Related Literature 核燃料サイクルリスク評価：リスク関連の文献調査とコンピュータ翻訳	11	Pacific Northwest Lab. (Battelle Memorial Inst.) K. R. Yates et al	USA	821000	For NUREG/CR-2933 PNL-4350 CP	T t F

整理番号	タ イ ド ル	ダ-数	発 行 所 / 者	国 名	発行日	記 事	備 考
024	Data Base Development for Risk Assessment of Fuel Cycle Facilities Final Report 核燃料サイクル施設のリスク評価用のデータ・ベース構築 — 最終報告 —	232	International Energy Associates Limited	USA	831005	For Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation Final Report Computer Output (table)	T t F
016	Probabilistic Risk Assessment(PRA): Status Report and Guidance for Regulatory Application Draft Report for Comment 確率論的リスク評価(PRA):規制への適用に対する現状報告と指針 — コメント用ドラフト報告 —	173	U. S. Nuclear Regulatory Commission Office of Nucl. Reg. Res. Div. -Risk Assessment	USA	840200	For NUREG-1050 Draft Report	T t G
020	PRA Uses and Techniques A Nordic Perspective PRA 使用と技法、ノルディック諸国における展望。 NKA 計画 SAK-1の総括報告	140	Nordic Liaison Committee for Atomic Energy S. Dinsmore(ed.)	SWDN	850600	For Summary Report of the NKA Project Project SAK-1	T t G
026	The Potential Impact of Probabilistic Safety Analysis 確率論的安全解析の潜在的影響	10	EPRI W. B. Loewenstein et al	USA	760000	For EPRI(Interim Report)	T t G
030	Some Comments on the Probabilistic Approach to Safety Analysis 安全解析の確率論的アプローチに関するコメント (Westinghouse 社の見通しに関する研究)	4	Westinghouse R & D Center G. M. Jouris	USA	780000	For Nuclear Engineering & Design 50	T t G
036	Uncertainty in Probabilistic Risk Analysis 確率論的リスク評価における不確実性	5	United Kingdom Atomic Energy Authority Safety & Reliability Directorate G. W. Parry et al	UK	780000	For EC-Study Contract No. 439-78-7 ECI-UK/IAEA-CN-39/89 (整理番号 014と重複)	T t G
052	National Approach to the Use of PSA in the Federal Republic of Germany 西独におけるPSA利用へのアプローチ	62	NEA-Committee Nucl. Inst. Safety P. M. Herttrich	FRNC	851002	For OECD-NEA SINDOC(85)193	T t G

整理番号	タ イ ド ル	ダ数	発 行 所 / 者	国 名	発行日	記 事	備 考
057	Report of the Advisory Group on Development of a Manual for Probabilistic Risk Analysis and its Application to Safety Decisions 確率論的リスク解析マニュアル開発と安全性意思決定への適用に関する諮問グループ報告	63	Advisory Group Comprising 18 Members	IAEA	840518	Based on Definitions Contained in NUREG/CR-2300	T t G
065	Probabilistic Risk Assessment Literature-Survey 確率論的リスク評価 — 文献調査最終報告 — 1983年4月18日	87	International Energy Associates Limited	USA	830418	For Final Report	T t G
027	Probabilistic Risk Assessment of BWR Decay Heat Removal Systems BWR崩壊熱除去系の確率論的リスク評価： 「信頼性および確率論的リスク評価」	3	Reliability & Probabilistic Risk Assessment	USA	770000	For Reliability & Probabilistic Risk Assessment (JOURNAL)870-572	T f R
054	Significant Issues in Reactor Safety. Their Nature and the Reasons for Their Importance 原子炉安全性における重要問題 — それらの本質と重要性の理由 —	25	UKAEA-Safety and Reliability Directorate J. H. Gittus	FRNC	851003	For OECD-NEA SINDOC(85)170 Draft for Discussion Task 4とあり	T r R
033	Safety Assessment Principles for Nuclear Power Reactors 原子力発電炉に対する安全評価原則	50	HM Nuclear Installations Inspectorate Health and Safety Executive	USA	790400	For 3rd Nuclear Reactors-Great Britain-Safety-Measures 621-4835TK9152 ISBN011883235 2	A t R
005	Source Term and Radiation Dose Estimates for Postulated Damage to the 102 Building at the General Electric Vallecitos Nuclear Center GE Vallecitos 原子力センターの建家 102の想定損傷に対する ソース・タームと放射線線量の予測	98	Battelle J. Mishima et al	USA	790200	For U. S. Nuclear Regulatory Commission	A t G
007	Fault Tree Handbook フォルト・ツリー ハンドブック、NUREG-0492	3	Systems & Reliability Research Office of Nuclear Regulatory Research	USA	810100	Contents のみ (BOOK)	A t G

整理番号	タ イ ド ル	行数	発 行 所 ／ 者	国 名	発行日	記 事	備 考
035	Event Sequences and Consequence Spectrum: A Methodology for Probabilistic Transient Analysis イベント・シーケンスと影響スペクトル： 確率論的過渡解析の一手法	18	EC-Ispra A Amendola et al	USA	810000	For Nuclear Science & Engineering 77, 297-315(1981) (1981)ANC (整理番号 014と重複)	A t G
069	Material Transport Analysis for Accident- Induced Flow in Nuclear Facilities 原子力施設内での事故誘起流れに対する物質移行 解析	88	Los Alamos National Lab. R. A. Martin et al	USA	831200	For NUREG/CR-3527	A t G
059	A Technical Specification Evaluation for Emergency Diesel Generators Using RPA- Methods RPA 手法の使用による非常用ディーゼル発電機の 技術使用評価	17	EPRI-Battelle Columbus Lab. J. P. Gaertner et al	IAEA	851004	For Paper Presented to. PRA-Techn. Committee. IAEA. Wien	A f G
068	Calculations of Criticality Excursions in Fissile Liquified Systems 核分裂性液体系内での臨界暴走の計算	28	UKAEA. Safety and Reliability Directorate D. J. Mather	UK	740000	For Interim Report	A f G
040	"Considerable Cause for Concern" over Windscale Leak ウィンズクールでの漏洩事故に関する“問題の考 えられる原因”について	3	British Nuclear Installations Inspectorate J. Holtorp	UK	800900	For Nuclear Engineering International	A r F
075	Simplified Methods of Estimating the Results of Accidental Solution Excursions “核分裂性物質水溶液の事故時暴走の結果を推定 する簡易法”	20	Dow Chemical. USA G. Tuck	USA	740800	For Nuclear Technology Vol. 23(Aug)74	A r G
043	Probabilistic Seismic Safety. Study of an Existing Nuclear Power Plant 現存の原子力発電プラントに関する地震時安全性 の確率論的研究	23	Structural Mechanics in Reactor Technology R. P. Kennedy et al	USA	800300	For Nuclear Engineering & Design 59(1980)pp315-338	A n R

整理番号	タイトル	ダ数	発行所／者	国名	発行日	記事	備考
001	Seismic Safety Margins Research Program Phase I Final Report-Overview 地震時安全裕度研究計画 フェーズI、最終報告—概要	56	Lawrence Livermore Lab. P. D. Smith et al	USA	810300	For NUREG/CR-2015, Vol. I. UCRL-53021 Vol. I. RD. RM	A n G
077	Analysis of Nuclear Facilities for Tornado-Induced Flow and Reentrainment (Prevention, Mitigation) 龍巻誘起の“流動と液滴再隨伴”に対する原子力施設の解析	39	Los Alamos Sci. Lab. UC R. W. Andrae et al	USA	790100	For NUREG/CR-0521 LA-7571-MS	A n G
053	The Part Played by Human Intervention in Improving Safety Levels in Severe Accidents (Prevention, Mitigation) 重大事故の安全性レベルの改善(事故防止、低減)に人間介入により演じられる部分	5	NEA-Committee Nucl. Inst. Safety J. Pelce	FRNC	850429	For OECD-NEA SINDOC(85)63 Task 3 とあり	A m R
062	Analysis and Design of a Nuclear Safety System VS the Operator Time Constraints “原子力安全システム—対一オペレーター時間拘束”の解析と設計	7	CEC-Ispra P. C. Cacciabue et al	ITAL	850300	For Paper Distributed at IFAC/IFIP/ IFORS/IEA Conference PER 916/85	A m G
038	Probabilistic Methods in the Field of Reactor Safety in Germany 西独の原子炉安全性分野における確率論的手法	7	Lehrstuhl fur Reaktordynamik und Reaktorsicherheit Technische Univ. Munchen A. Birkhofer	UK	790100	For Annals of Nuclear Energy Vol. 6. pp291-297 Pergamon Press Ltd.	P t R
076	Component Failure-Rate Data with Potential Applicability to a Nuclear-Fuel Processing Plant 核燃料再処理プラントに潜在的な適用可能性をもつコンポーネント故障率データ	42	Savannah River Lab. A. H. Dexter et al	USA	820700	For DOE-CNr. AC09-765R00001 DP-1633:UC-38	P t F
023	EuReData Project Report No.1 Reference Classification Concerning Components Reliability EuReData(ヨーロッパ信頼性データ)、プロジェクトNo.1 コンポーネント信頼性に関する参考文献分類	58	Joint Research Centre. Ispra T. Luisi	ITAL	830200	For European Reliability Data Book	P t G

整 理 番 号	タ イ ド ル	部数	発 行 所 ／ 者	国 名	発行日	記 事	備 考
009	Recent Developments in Reactor Accident Offsite Consequence Modeling 事故解析／P. M. HaasおよびH. E. Kneec編集 原子炉事故の発電所外影響に関するモデリングの最近の発展	10	Accident Analysis P. M. Haas & H. E. Kneec	USA	821100 -1200	Nuclear Safety Vol. 23. No. 6 (JOURNAL)	C t R
031	Overview of the Reactor Safety Study Consequence Mode 原子炉安全研究(RSS)の影響モデルに関する概観 —米国商務省によりNUREG-0340として指定—	49	Nuclear Regulatory Commission	USA	771000	For NUREG-0340 U. S. Dept. of Commerce National Technical Information Service PB-273-001	C t R
004	Increment of Analysis An Estimate of Airborne Release of Plutonium from Babcock and Wilcox Plant as a Result of Severe Wind Hazard and Earthquake 解析の利得。酷しい風被害および地震の結果。 B&W プラントからのガルトニウムの17・ボン放出の推定	72	Battelle J. Mishima et al	USA	781000	For U. S. Nuclear Regulatory Commission DOE Contract EY-76-C-06-1830	C n F
037	HTGR Risk Assessment Study HTGR(高温ガス冷却炉)リスク評価研究	23	General Atomic Company U. S. Energy Research & Devel. Ad. V. Joksimovic et al	USA	770000	U. S. Energy Research & Development Administration Contract EY-76-C-03-0167 Project Agreement 51	R t R
051	Critical Review of Analytical Techniques for Risk Studies in Nuclear Power Stations. 原子力発電所のリスク研究に関する解析技法のクリティカル・レビュー	96	NEA-Committee Nucl. Inst. Safety L. Camarinopoulos et al	PNC	850912	For OECD-NEA SINDOC(85)161 Draft Status Report Task 1とあり	R t R
002	Status Report on the EPRI Fuel Cycle Accident Risk Assessment EPRI核燃料サイクル事故リスク評価の現状報告	182	Science Applications Inc. R. C. Erdmann et al	USA	790700	For EPRI NP-1128, Research Project 767-1, Interim Report	R t F
018	Nuclear Fuel Cycle Risk Assessment: Descriptions of Representative Non-Reactor Facilities Sections 1-14 核燃料サイクルリスク評価： 代表的な非原子炉施設に関する記述	379	Pacific Northwest Lab. (Battelle Memorial Inst.) K. K. J. Schneider (Co-ordin)	USA	820900	For NUREG/CR-2873 PNL-4306 Vol. I GF	R t F

整理番号	タ イ ド ル	分 数	発 行 所 ／ 者	国 名	発行日	記 事	備 考
025	Status of Nuclear Fuel Cycle Risk Assessment Data Base Final Report 核燃料サイクルリスク評価データベースの現状／最終報告	333	SISCO/PNC C. A. Stevens	USA	810622	Science Applications Inc. 248-81-PALO ALTO	R t F
041	Elements for a First Study of the Environmental Impact of Reprocessing Spent U-Pu Mixed-Oxide Fuel Instead of Spent Uranium Fuel(Accident Conditions) 使用済ウラン燃料と使用済ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の再処理に関する環境影響の最初の研究要素（事故状態）	62	NUKEM/KEWA W. D. Schmitt et al	FRN	800000	For European Appl. Res. Rept. Nucl. Sci. Technol. Vol. 2. Nos. 4 & 5. pp881-946	R t F
073	Actinide Partitioning-Transmutation Program Final Report VI Short Term Risk Analysis of Reprocessing アクチナイド分離 — 核変換計画最終報告 VI. 再処理、再加工および輸送に関する短期リスク解析（付属）	169	Science Application Inc. R. R. Fullwood et al	USA	800100	For Oak Ridge National Lab. DOE:Confr. No. W-7405-eng. 26	R t F
010	Characterization and Evaluation Uncertainty in Probabilistic Risk Analysis 確率論リスク解析における不確実性の特性と評価	4	Accident Analysis P. M. Haas	USA	810100 -0200	Nuclear Safety Vol. 22. No. 1 (JOURNAL)	R t G
061	Uncertainties in Systems Reliability Modelling: Insight Gained through European Benchmark Exercises システム信頼性モデルにおける不確実性：ヨーロッパベンチマーク演習からの考察	33	CEC-Ispra A. Amendola	ITAL	850400	For 8th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology: Post-Conference Seminar	R t G
003	Risk Analysis of a Spent Fuel Receiving and Storage Facility Using the Go Methodology GO手法を用いる使用済燃料受入れと貯蔵施設のリスク解析 — 最終報告 — MASTER	152	Kaman Sciences Corporation D. E. Wood & N. J. Becar	USA	780900	MASTER/30 For Technical Information Center DOE	R t S
074	Long-Term Simulation of Sediment and Contaminant Transport “沈積物および汚染物移行” の長期シミュレーション	12	Pacific Northwest Lab (Battelle Memorial Inst.) R. Onishi et al	USA	820000	For DOE Pacific Northwest Lab./ Battelle Memorial Inst. :Confr. No DE-AC06-76RL0 1830	R t T

整理番号	タ イ ド ル	分類	発 行 所 ／ 者	国 名	発行日	記 事	備 考
067	Bibliography Accident, Pu-Release Leakage, Risk Assessment in Fuel Cycle Facilities 文献目録；一事故、プルトニウム放出漏洩、核燃料サイクル施設のリスク評価一	6	(Compiled by) US-NUREG Commission	USA	850300	For Information on Selected Papers. Literature	R r F
072	A Risk-Based Fault Tree Analysis Method for Identification, Preliminary Evaluation and Screening of Potential Accidental Release Sequences in Nuclear Fuel Cycle Operations 核燃料サイクル運転における事故時放出シーケンスの同定、予備的評価および選別に対するリスク基礎フォルト・ツリー解析法	226	Battelle/Pacific Northwest Lab. T. H. Smith et al	USA	760100	For BNWL-1959/UC-70 for(DOE)Confr. no. AT(45-1):1830 DOE Formerly US Energy Research and Development Administration	R r F
071	Environmental Dose Assessment Methods for Normal Operations at DOE Nuclear Site Importance DOE所管の原子力サイトにおける通常運転に対する環境線量評価手法	86	Pacific Northwest Lab. (Battelle Memorial Inst.) D. L. Strenge et al	USA	820900	For US DOE Contr. No.	R r G
063	Dynamic Simulation of Man-Machine Interaction in Incident Control 事故制御におけるマン・マシン相互作用の動的シミュレーション	8	CEC-Isparta A. Amendola et al	ITAL	850200	For Paper Distributed at IFAC/IFIP/IFORS/IEA Conference PER 916/85	R m G
032	Nuclear plant System Analysis Research at EPRI EPRIにおける原子力プラントのシステム解析研究	32	EPRI David H. Worledge et al	USA	840000	For Interim Report EPRI	S t R
055	Activities Related to Probabilistic Safety Assessment in Turkish Electricity Authority (TEK) and Expected Benefits トルコ電力事業機関(TEK)における確率論的安全性評価に関する活動と期待される利点	13	Turkish Electricity Authority G. Aga-oglu	IAEA	851004	For IAEA-Nuclear Safety Division, Reliability and Risk Assessment	S t R
058	Probabilistic Safety Analysis as a Planning Instrument for Advanced Reactor Systems 新型原子炉システムの計画手段としての確率論的安全解析	29	Nucl. Safety Res. Inst. KFA-Juelich J. Mertens	IAEA	851004	For Paper Presented to PRA-Techn. Committee, IAEA, Wien	S t R

整 理 番 号	タ イ ド ル	頁 数	発 行 所 ／ 者	国 名	発行日	記 事	備 考
060	The Role of Probabilistic Safety Analysis in the Licensing of Sizewell 'B' "Sizewell B" 原子力発電所の許認可における確率論的安全解析の役割	22	HM Nuclear Inst. Inspectorate J. F. Campbell	UK	850900	For Interim Report	S t R
006	Literature Survey on Risk Analysis of Fuel Reprocessing Facilities in the U.S. 米国における核燃料再処理施設のリスク解に関する文献サーベイ	92	Energy Incorporated	USA	841000	For The Japan Institute of Nuclear Safety	S t F
021	Safety of the Nuclear Fuel Cycle 核燃料サイクルの安全性、最新状況報告	165	Nuclear Energy Agency OECD	FRNC	810500	For Final Report (Book)	S t F
042	Practical Reliability Engineering Applications to Nuclear Safety 原子力安全性への実際的な信頼性高額の適用	22	EPRI D. H. Worledge et al	USA	840000 850000	For Interim Report EPRI	S t G
056	PRA-Engineered Safety System-Uses and Application 工学的安全システムの確率論的リスク解析に関する技術委員会報告	28	Technical Committee M. Cullingford	IAEA	851004	For IAEA-Nuclear Safety Division, Reliability and Risk Assessment	S t G

付 錄

TtR

Report No. 008

Title : Reactor Safety Study / An Assessment of Accident Risks in the U.S.
Commercial Nuclear Plants - Contents and Chapter I of Main Report

Number of Pages : 6

Publisher : U.S. Nuclear Regulatory Commission

Main Report

Date : 1975 October

Authors: WASH -1400 // NUREG-75/014

Table of ContentsChapterPage No.

FOREWORD.....	i
1 OBJECTIVES AND ORGANIZATION OF THE REACTOR SAFETY STUDY.....	1
1.1 Introduction.....	1
1.2 Objectives of the Reactor Safety Study.....	1
1.3 Organization of the Reactor Safety Study.....	2
1.4 Organization of the Report.....	3
1.5 Technical Appendices.....	3
1.6 Reactor Safety Study Flow Chart.....	5
1.7 Factors That Contributed Significantly in Performing the Study.....	5
1.8 Insights Gained During the Study.....	6
1.9 Limitations in the Study.....	7
1.10 Final Remarks.....	7
2 THE BASIC CONCEPTS OF RISK.....	11
2.1 Measurement of Risk.....	11
2.2 Attitudes Toward Risk.....	13
2.3 Risk Determination.....	14
2.3.1 High Probability Events.....	14
2.3.2 Low Probability Events.....	15
2.4 Presentation of Risk Estimates.....	16
REFERENCES.....	17
3 THE NATURE OF NUCLEAR POWER PLANT ACCIDENTS.....	27
3.1 Introduction.....	27
3.2 Location and Magnitude of Radioactivity.....	29
3.3 Loss of Coolant Accidents.....	30
3.3.1 LOCA Initiating Events.....	31
3.3.2 Effects of Engineered Safety Features.....	31
3.3.3 Molten Fuel Interactions.....	33
3.4 Reactor Transients.....	34
3.5 Accidents Involving the Spent Fuel Storage Pool.....	35
REFERENCES.....	36
4 RISK ASSESSMENT METHODOLOGY.....	55
4.1 Introduction.....	55
4.2 Quantification of Radioactive Releases.....	55
4.2.1 Definition of Accident Sequences - Event Trees.....	56
4.2.2 Probability of Releases.....	58
4.2.2.1 Fault Trees.....	59
4.2.2.2 Failure Rate Data.....	60
4.2.2.3 Common Mode Failures.....	61
4.2.3 Magnitude of Releases.....	62

Table of Contents (Continued)

<u>Chapter</u>		<u>Page No.</u>
4.3	Consequences of Radioactive Release.....	63
4.3.1	Atmospheric Dispersion Model.....	64
4.3.2	Population Model.....	64
4.3.3	Health Effects and Property Damage Model.....	65
4.4	Overall Risk Assessment.....	65
REFERENCES	66
 5	 REACTOR ACCIDENT RISK.....	 77
5.1	Introduction and Summary.....	77
5.2	Radioactive Release Categories.....	77
5.2.1	PWR Release Categories.....	77
5.2.2	BWR Release Categories.....	78
5.3	Probability of Release.....	79
5.3.1	PWR Release Probability.....	79
5.3.2	PWR Dominant Accident Sequences.....	79
5.3.2.1	Large LOCA (A).....	80
5.3.2.2	Small LOCA (S_1).....	80
5.3.2.3	Small LOCA (S_2).....	81
5.3.2.4	Reactor Vessel Rupture (R).....	81
5.3.2.5	Interfacing Systems LOCA (V).....	81
5.3.2.6	PWR Transient Events (T).....	81
5.3.3	BWR Release Probability.....	82
5.3.4	BWR Dominant Accident Sequences.....	82
5.3.4.1	LOCA Events.....	82
5.3.4.2	Reactor Vessel Rupture (R).....	83
5.3.4.3	Transient Events (T).....	83
5.3.5	Other Internal Causes.....	83
5.4	Probability of Releases from External Causes.....	84
5.4.1	Earthquake Risk.....	84
5.4.2	Tornadoes.....	86
5.4.3	Floods.....	87
5.4.4	Aircraft Impacts.....	87
5.4.5	Turbine Missiles.....	87
5.4.6	Other External Causes.....	89
5.5	Risks from Accidental Releases.....	89
5.5.1	Early Fatalities.....	90
5.5.2	Tabular Summary of Results..	91
5.5.3	Early Illnesses.....	91
5.5.4	Long-Term Health Effects.....	91
5.5.4.1	Latent Cancers Fatalities.....	91
5.5.4.2	Thyroid Nodules.....	92
5.5.4.3	Genetic Effects.....	92
5.5.5	Property Damage.....	93
5.6	Accident Risks Due to 100 Nuclear Power Plants.....	94

Table of Contents (Continued)

<u>Chapter</u>	<u>Page No.</u>
REFERENCES.....	95
6 COMPARISON OF NUCLEAR RISKS TO OTHER SOCIETAL RISKS.....	145
6.1 Introduction and Summary.....	145
6.2 Individual Risk of Fatality and Injury.....	145
6.2.1 Fatalities.....	145
6.2.2 Injuries.....	146
6.3 Societal Risk.....	146
6.3.1 Fatalities and Injuries.....	146
6.3.2 Economic Losses.....	147
6.4 Risks From Large Consequence Events.....	147
6.4.1 Hurricanes.....	148
6.4.2 Tornadoes.....	148
6.4.3 Earthquakes.....	149
6.4.4 Meteors.....	149
6.4.5 Airplane Crashes.....	149
6.4.6 Explosions.....	150
6.4.7 Dam Failures.....	150
6.4.8 Fires.....	150
6.4.9 Hazardous Chemical Releases.....	151
REFERENCES.....	152
7 CONCLUSIONS AND RECOMMENDATIONS.....	193
7.1 Overview.....	193
7.2 Results of the Risk Assessment.....	194
7.3 Factors Affecting the Risk.....	196
7.3.1 Probability of Core Melt.....	197
7.3.2 Large Consequence Accidents.....	197
7.4 Other Study Objectives.....	198
7.4.1 Realism Versus Conservatism.....	198
7.4.2 Methodological Developments.....	199
7.4.3 Research Suggestions.....	201
7.5 Final Observations.....	201
ADDENDUM An Overview of Event Tree and Fault Tree Methodology and the Handling of Common Mode Failure.....	205
EXECUTIVE SUMMARY	
APPENDIX I Accident Definition and Use of Event Trees	
APPENDIX II Fault Trees	
APPENDIX III Failure Data	
APPENDIX IV Common Mode Failures	

Table of Contents (Continued)

- 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

Chapter 1

Objectives and Organization of the Reactor Safety Study

1.1 INTRODUCTION

Although nuclear power plants have advantages over fossil plants in most areas of environmental effects and in the cost of electricity, they have some potential for accidents with larger public consequences than fossil-fueled plants. While the safety of nuclear plants has been much discussed in nuclear circles for more than twenty years, it has only recently attracted wider interest. Much confusion exists in this area principally because the published results of early studies¹ have been widely misunderstood and because no recent assessment of reactor risks has been made. The principal purpose of this study is to assess the risks to the public from potential accidents in nuclear power plants of the type being built in the United States today. It is intended that the present study will produce a more realistic assessment of these risks than has been provided in earlier work; it may also help to dispel some of the existing confusion.

It is important to understand that the earlier studies of nuclear power plant accidents were performed with objectives other than realistic risk assessment in mind. The AEC's major early study, published in 1957, was performed by Brookhaven National Laboratory (BNL) and was entitled "Theoretical Possibilities and Consequences of Major Accidents in Large Nuclear Power Plants."² Its objective was to provide an estimate of the upper limit to the consequences that might be involved in such accidents in order to help the Congress ensure that legislation being considered to provide government indemnification of the public would be adequate. It is of interest that, at the time of the BNL study, only a few very small military power plants existed and no commercial nuclear power plants were in operation, although some were being designed and constructed. Furthermore, techniques for predicting

the likelihood of failure of engineered systems had not been well developed. Clearly, even if the reliability techniques needed for risk assessment had been available, the engineering information needed to draw meaningful conclusions about the probability of accidents in future plants did not exist.

For these reasons, the 1957 effort devoted little attention to the probability of occurrence of accidents. In the past 10 years the development of reliability techniques has progressed considerably. Further, as a result of the increased use of commercial nuclear power plants in the last decade, a well-developed approach to the safety design of water-cooled reactors and specific engineering designs needed to implement a quantitative approach to risk assessment now exists.

1.2 OBJECTIVES OF THE REACTOR SAFETY STUDY

At the start of the Reactor Safety Study in the summer of 1972, there was considerable uncertainty about the applicability of reliability techniques to quantitative risk assessment and about the ability of these techniques to achieve credible estimates of the occurrence of events of low probability. Experience had indicated that application of these techniques generally led to estimates of failure of engineered systems that were so small as to contradict common experience. Much of the uncertainty that existed is exhibited in the statement of objectives given to the Reactor Safety Study by the Atomic Energy Commission on August 4, 1972:

"The principal objective of the study is to try to reach some meaningful conclusions about the risks of nuclear accidents using current technology. It is recognized, however, that the present state of knowledge probably will not permit a complete analysis of low-probability accidents in nuclear plants with the precision that would be desirable. Where this is the case, the study will consider the uncertainty in present knowledge and the consequent range in the predictions, as well as delineating outstanding problems. In this way, any

¹ WASH 1250, Chapter 6, summarized some of this early work.

² A more complete discussion of this study (WASH 740) is contained in Chapter 5 of this report.

uncertainties in the results of this study can be placed in perspective. Thus, although the results of this study of necessity will be imprecise in some aspects, the study nevertheless will provide an important first step in the development of quantitative risk analysis methods."

As confidence within the study group grew in the ability to achieve a meaningful risk assessment, the Reactor Safety Study added the following more specific objectives under its original, broadly stated charter:

- a. Perform a quantitative assessment of the risk to the public from reactor accidents. This requires analyses directed toward determining both the probabilities and the consequences of such accidents.
- b. Perform a more realistic assessment as opposed to the "conservatively-oriented" safety approach taken in previous studies of this type and the licensing process for nuclear power plants.
- c. Develop the methodological approaches needed to perform these assessments and gain an understanding of their limitations.
- d. Identify areas in which future safety research might be fruitfully directed.
- e. Provide an independent check of the effectiveness of the reactor safety practices of industry and the government.

1.3 ORGANIZATION OF THE REACTOR SAFETY STUDY

The study was organized to be independent of the AEC's operating and regulatory organizations. Professor Norman C. Rasmussen of MIT, as Director of the Reactor Safety Study, reported to the Commission. While funds and such other assistance as were needed were provided by the AEC, the study operated under the general charter provided by the Commission, but received no other direction from it.¹

To assist Dr. Rasmussen in the technical management of the study, the AEC

assigned Saul Levine as Project Staff Director. In addition, one part-time and seven full-time participants were AEC employees. One participant was from the operational side of the AEC to assist in matters involving design and the others, on loan from the AEC's regulatory staff, were technical safety specialists with detailed knowledge of reactor plants. Additional participants were furnished by contractors and national laboratories to fulfill the specialized technical needs of the study. Some of the organizations and their field of expertise were:

- a. Boeing Company-Fault tree analysis.
- b. Aerojet Nuclear Company-Data collection, fault tree and event tree analysis.
- c. Science Applications, Inc.-Data analysis, quantification of fault trees and event trees.
- d. Lawrence Livermore Laboratory-Fault tree analysis.
- e. Sandia Laboratories-Data analysis, fault tree analysis and consequence modeling.
- f. Oak Ridge National Laboratory-Systems engineering analysis.
- g. Teknekron-Technical editing.
- h. Hanford Engineering Development Laboratory-Consequence modeling.

The work by the above organizations was performed almost entirely at AEC Headquarters under the direction of Dr. Rasmussen and Mr. Levine.

In addition, work was contracted to other organizations not located at Headquarters. However, it was directed in considerable detail by the Reactor Safety Study. Included were:

- a. Battelle Columbus Laboratory-Radioactivity release and transport; analysis of molten fuel interactions.
- b. Battelle Pacific Northwest Laboratory-Radioactivity release and transport.
- c. Oak Ridge National Laboratory-Radioactivity release and transport; safety design rationale.
- d. Aerojet Nuclear Company-Radioactivity release and transport.

¹This same independence was preserved by the U.S. Nuclear Regulatory Commission when it assumed sponsorship of the study on January 19, 1975.

Report No. 034

TtR

Title : A review of the American Nuclear Society Symposium on the Probabilistic Analysis of Nuclear Reactor Safety.

No. of Pages: 6 (?)

Publisher: (Journal) Annals of Nuclear Energy; Vol. 6 pp. 19 to 24

Date : 1978 August 2

Affiliation: Nuclear Engineering Dept., Queen Mary College, University of London.

Author: J. Shaw

The symposium was originally held in May 8-10, 1978 in LA with 300 attendents/ delegates representing ANS, ENS, NEA/OECD.

The process took the form of panel discussion that could be outlined as follows:

(i) non-availability of skilled persons to carry out the analytical work.

(ii) lack of agreement on applying methodology.

(iii) tackling technical difficulties associated with safety related differences among various types of reactor plants.

(iv) lack of technical data.

With respect to PRA methodology, a new aspect has been proposed. This implies the utilization of 'knot-points'. i. e., the deterministically selected parameters in order to generate anyaltical function called "response surfaces"; such surfaces were used in a Monte Carlo type simulation in order to calculate the characteristics of accident consequences.

PRA methodology has been applied to structures, meteorlogy, safety sudies and external events. One case related with an 'FBR' might be of interest. It shows that operational risk are much far smaller than societal risks and are comparable with those of LWR.

A calculation of failure probability of shut-down heat removal system of the said FBR (Clinch River) furnished the values of 3 E-4 per year to 4 E-6 per year where is to be attributed to loss of the off-site power initiator, where such range would depend on the diesel generator failure probabilities.

On PRA in determining risk criteria and design studies, it has been suggested that maximum risk criteria should be adopted and used in the FBR case.

FBR safety programmes were carried out mainly by General Electric, some dealt specifically with fault tree analysis in order to determine the various aspects of a reactor trip logic system.

Moreover, papers concerning computer codes and data system were presented in which details were given on computer programme packages for evaluating fault tree and fault tree probability analysis such as :
SLAP: sensitivity analysis by list processing.

FAUNT: fault tree network calculation.

PL-MOD: a computer code for modular fault tree analysis and evaluation.

AUTOET: a computer code which automatically draws a system event tree and eliminates unnecessary branches and tables each accident sequence

PATREC: a code for evaluating reliability of complex system by fault tree.

SKIRON: a code for evaluating atmospheric dispersion for design basis accident analysis.

PRA has also been applied on waste disposal, yet the unavailability of data implied the necessity to conduct future study. Risk studies were conducted where public opposition is an important consideration for those responsible for energy planning, since the formulation of socially viable policies requires an understanding of the reasons for such opposition.

This paragraph is not concluded, because the original available is not complete. Therefore, further processing of this paper has been suspended.

(Incomplete Paper)

Report No. 039

TtR

Title: Probabilistic Risk Assessment in Reactor Safety

No. of Pages : 10

Publisher: ?

Date (1978/1979) referring to the latest reference 1978 May 8-16

Affiliation: Office of Nuclear Regulatory Research, USNUREG Commission,
Washington, D.C.

Author: Ian B. Wall

Two insights gained from the RSS furnished that

- (i) 90% of accidents affecting public results are to be attributed to core-melting.
- (ii) 2% of accidents initiated by core-melting would lead to significant consequences. Such type of happenings is to be attributed to malperformance of the containment in terms of the latter's thermal and mechanical load.

A tabulated alternate containment design suggested amendments in points related to design pressure, volume, vent gases, condense steam, lower initial pressure, inhibiting gas accumulation as well as others.

Risk due to containment failure modes and overpressure failures were illustrated and classified in terms of early fatalities and latent effects.

Regarding the improvement of safety systems, four selection criteria were proposed. They are:

1. Breadth of technical support(i.e., judgement of persons knowledgeable in reactor safety)
2. Risk reduction potentials.
3. Generic applicability, and
4. Cost of implementation.

Some points related to seismic research were mentioned. They include:

- a. Performance of realistic risk assessment for seismically-initiated events.
- b. Quantification of margins of safety from current seismic methodology.
- c. Developing an improved seismic methodology.
- d. Determining variability inherent in seismic methodology as permitted by current NRC regulations and guides.

It is concluded that further work is required in this regard.

Report No. 050

TtR

Title : Survey of Applications made of the Results of Probabilistic Safety Analysis of Nuclear Power Plant.

Second Draft Report - Extract -

No. of Pages : 32

Publisher : (SINDOC/NEA) " not specifies"

Date : 1985 September

Author : (?)

This report has "Table of Contents" covering (1) Introduction, (2) Fundamentals of Probabilistic Approach, (3) Review of the Reports on Practical Applications and (4) Summary and Conclusion.

The available copy, however, contains parts of Chapter 3 (covering the terminology of PWG/ Task 2) and parts of Chapter 4 as well.

Regarding Chapter 3, Task 2 has been tabulated in terms of NPP, i.e. nuclear power plants in NEA member states, type, year of operation, power, description of analysis, results/ criteria, manpower cost as well as the assigned PSA/PRA-level.

PSA/PRA application in licensing process including part and on-going experience were presented.

Some Data Analysis on Japanese BWR compared with those in the U.S., the data base are presented in handwritten form. The item pertaining to data base was given in terms of reports published by EPRI, NUREG, CRIEPI etc.

Chapter 4 furnishes that the main aim was the development of common understanding of the different approaches to the use of PSA/PRA to nuclear power plants.

There is also an interesting statement which could be summarized as follows:

" Although the effectiveness of the use of fault trees and event trees has been acknowledged, it should be pointed out that the PRA/PSA approach in issues related with rare or unknown phenomena or events suffer from limitations."

The conclusion urges for carrying out further development of adequate approaches to systematic PSA/PRA application during the life-cycle of nuclear power plants.

Report No. 064

TIR

Title: Results of the Reliability Benchmark Excercise and Future CEC-JRC
Programme

No. of Pages: 12

Publisher: Commission of the European Communities, Joint Research Center,
Ispra Establishment.

Date: 1984 November

Author: A. Amendola

This report is a preprint of a paper presented at the International
ANS/ENS Topical Meeting on Probabilistic Safety Methods and Applications,
held in San Francisco, California during the period 24 - 28 February 1985.

A contribution towards identifying problem areas and for assessing
PSA methods and procedures of analysis. JRC has organized a wide-range Bench
mark Exercise on systems reliability. This has been excuted by ten different
teams involving seventeen organizations from nine European countries.

The excercise has been based on a real case (AFS of EDF Paluel PWR
1300 MWe Unit), starting from analysis of technical specifications, logical
and topological layout and operational procedures.

The terms of references included both qualitative and quantitative
analyses. The subdivision of the excercise into different phases and the
rules adopted, allowed assessment of the different components of the spread
of the overall results.

It appeared that modelling uncertainties may overwhelm data uncertain
ties and major efforts must be spent in order to improve consistency and
completeness of qualitative analysis.

After successful completion of the first exercise, CEC-JRC programme
has planned seperate exercises on analysis of dependent failures (CCF) and
human factors before approaching the evaluation of a complete accident
sequence.

Report No. 015/066/070

TtF

Title: Nuclear Fuel Cycle Risk Assessment- Review and Evaluation of Existing Records-

No. of Pages: 107/107/130

Publisher: Division of Risk Analysis, Office of Nuclear Regulaory Research,
US Nuclear Regulatory Commission, Washington, D.C. 20555, NRC FIN
B2402

Date: 1984 May (published); 1983 October (completed)

Authors' Affiliation: Battelle Columbus Laboratories (1), Columbus, OH 43201,
Science Applications Inc. (2), Palo Alto, CA 94304

Authors: P.J. Pelto, R.E. Rhoads, W.E. Vessely (1) and R.R. Fullwood (2).

The US Nuclear Rgulatory Commission initiated the Fuel Cycle Risk Assessment Program to provide risk assessment methods for use in the regulatory process for nuclear fuel cycle facilities other than reactors. The first report of this program, NUREG/CR-2873, defined and described fuel cycle elements considered in the program.

The second report, NUREG/CR-2933, described the survey and compilation of fuel cycle risk-related literature. This report presents a review of the state-of-the-art of risk assessment methods for nuclear fuel cycle facilities and an evaluation of the adequacy of these methods to meet the NRC's needs for risk assessment information. The approach used to perform this work included: Identification of potential uses of fuel cycle risk assessments at NRC; review of currently available fuel cycle risk assessment methods; and identification of potential methods development needs.

1.0 SUMMARY

This report presents a review of the state-of-the-art of risk assessment methods for nuclear fuel cycle facilities and an evaluation of the adequacy of these methods to meet NRC's needs for risk assessment information. The report was prepared as part of the Fuel Cycle Risk Analysis Program being conducted for NRC by Pacific Northwest Laboratory, Battelle-Columbus Laboratories and Science Applications, Inc.

The approach used to perform this work included the following activities:

- Identification of potential uses of fuel cycle risk assessments at NRC
- Review of currently available fuel cycle risk assessment methods
- Identification of potential methods development needs,

These activities are summarized in the remainder of the section.

1.1 POTENTIAL USES OF FUEL CYCLE RISK ANALYSIS AT NRC

The results of risk analysis studies can be applied in a number of ways to assist in regulating and licensing fuel cycle facilities. These applications can be divided into five general categories:

- determining regulatory compliance
- guiding regulatory action
- providing public information
- allocating regulatory resources
- improving facility owner safety perspectives.

Each of these areas is discussed in detail in this report. A general characteristic of these applications is that the Probabilistic Risk Assessment (PRA) results aid in making licensing or regulatory decisions. They provide important information in the form of quantitative measures of systems safety, but they must always be used in conjunction with other information and prudent judgment to provide sound regulatory or licensing actions. Many of the applications suggested would form part of a value/impact or cost/benefit analysis and would be compatible with the requirements of the NRC's Committee to Review Generic Requirements (CRGR). It should also be noted that the potential applications presented here/have not necessarily been endorsed by the NRC. They are presented as suggestions to help stimulate discussion between program staff, NRC Research staff and staff in the Office of Nuclear Material Safety and Safeguards who would be the eventual users of fuel cycle risk assessment methods.

To be of maximum benefit, the methods used to perform a PRA must be tailored to the specific application of the results (although studies could easily have multiple objectives). Potential desirable attributes of fuel cycle risk assessment methods include such factors as accuracy, comprehensiveness, reproducibility, technical acceptability, ease of implementation, ease of understanding, expense of implementation, plant-specific, and site-specific. The potential uses of risk assessment were grouped into four applications categories: state-of-the-art; risk ranking; issue review; and facility owner assessments. Table 1.1 presents these groupings of potential uses of risk assessment and key method attributes.

TABLE 1.1. Groupings of Risk Assessment Utilization by Method Attributes

<u>Group Designation</u>	<u>Uses of Risk Assessment</u>	<u>Key Attributes</u>
State-of-the-art	Determining Regulatory Compliance Providing Public Information	Accurate, Comprehensive, Reproducible, Technically Accepted
Risk Ranking	Identify Areas of Regulatory Action, Evaluating Regulatory Alternatives, Determining Need for Backfit Resource Allocation	Comprehensive, Reproducible
Issue Review	Regulatory Issue Review	Easy to Implement, Easy to Understand, Inexpensive, Reproducible
Facility Owner Assessments	Improving Owner Safety Perspectives	Easy to Implement, Easy to Understand

1.2 METHODS AVAILABLE FOR FUEL CYCLE RISK ANALYSIS

A review of currently available risk assessment methods that are applicable to fuel cycle risk assessment was performed. This review focused on methods for estimating radiological risks to the public and plant workers from accidents. Other risk categories such as radiological routine risk and nonradiological risk are planned to be addressed in subsequent efforts.

As a first step in the review, previous risk assessment studies for the different types of fuel cycle elements were examined. The fuel cycle elements can be grouped into three categories: transportation, processing and storage, and mining and milling. Methods for risk assessment of geologic and shallow land disposal operations were not reviewed in this report.

Of these fuel cycle element categories, a greater number and more detailed assessments of radiological accident risk to the public have been performed for transportation. A wide range of established methods are available and they have been applied in varying degrees of detail depending upon the objective of the studies. Quantitative assessments using tools such as event trees and fault trees have been performed for many of the fuel cycle transportation steps. Accident initiating events are well defined and several data bases on accident frequencies and severities are available. The response of the transportation package to the accident environment and the resulting release fraction are not as well characterized.

Several studies have been performed which address the radiological accident risk to the public for processing and storage fuel cycle operations. These studies vary in their purpose, scope and key analysis assumptions. Only a limited number of studies have been performed for such operations as conversion, enrichment and fuel fabrication. A wide range of analysis methods are available, but in general they are not as well developed as those used in

transportation risk assessments. Relatively few quantitative assessments using such tools as event trees and fault trees have been performed. Accident initiating events are not well defined for processing and storage operations. Data bases are available on component failure rates but are seldom based on actual fuel cycle facility operating experience. External events and operator errors may be important risk contributors and are seldom considered in detail in the risk assessment studies performed to date.

A very limited number of studies have been performed to assess the radiological accident risk to the public from mining and milling. This may be due in part to the potential dominance of other risk categories such as radiological routine risk and nonradiological accident risk. Analysis methods which have been used for processing and storage fuel cycle operations are applicable to mining and milling, but for the most part have not been applied.

Only a very limited number of assessments of radiological accident risk to the workers have been performed for the three fuel cycle element categories. This risk category is more important for processing and storage operations than transportation and mining and milling. The analyses that have been performed utilize methods similar to those used in addressing radiological risk to the public. In particular, the same set of postulated accidents are used. This is a key limitation and methods need to be developed to identify accidents and accident initiating events specific to occupational exposure.

A fuel cycle risk assessment can be divided into several elements. These include:

- Transportation
- Scenario Analysis and Probabilistic Modeling
- In-Plant Consequences
- Environmental Transport and Consequence Analysis
- Human Factors
- External Events
- Uncertainty and Sensitivity Analysis
- Data
- Presentation of Results

A brief summary of the state-of-the-art for each of these risk elements is presented in the following paragraphs.

Transportation

A wide range of methods have been developed and applied to assess the radiological risk to the public from the transportation operations in the nuclear fuel cycle. The use of risk analysis methodologies based primarily on accident severity categories using historical data bases is most appropriate for comparative efforts at a very general level of detail. Techniques based on a specific set of accident scenarios can be useful in determining maximum potential system impacts for utilization in a licensing procedure or in comparing very specific aspects of two or more shipping systems. Fault tree/event tree analysis techniques seem most appropriate for quantitative determinations of absolute system risk. The use of fault trees facilitates the

performance of risk sensitivity evaluations, which permit an analysis of the importance of the various factors that contribute to system risk. This information can also be used to identify ways to decrease the uncertainty in the risk evaluation and study the effects of possible design or regulatory changes on the risk. Most transportation risk evaluations depend on the specific system parameters assumed. All of the methodologies require additional supporting data and evaluation techniques for accident frequencies, severities, and potential consequences.

Scenario Analysis and Probabilistic Modeling

A large selection of scenario analysis methods are available which are applicable to fuel cycle facilities. Many studies have simply postulated the accident sequences directly without using systematic modeling techniques. This approach is useful for preliminary comparisons but may not be adequate for more detailed applications. Several systematic methods to identify and model accident sequences have been developed. These include fault trees, event trees, cause-consequence diagrams, and the G0 methodology. Many of these can be used qualitatively or quantitatively depending upon the specific application.

The probabilities of the identified release sequences must be calculated, as little or no direct statistical data is available. Probabilities for the release sequences are obtained from estimates of the frequency of each component fault within the release sequence. Sources of information for assigning fault probability values are: 1) experience with the component or similar components; 2) testing; 3) engineering analysis and 4) engineering judgment. Care must be taken to account for any potential dependency among component faults in the release sequence.

The basic approaches described have both common and separate strengths and limitations. A major limitation is that no method can assure that all potential release sequences have been identified. A physically realizable sequence may be omitted because of simplification, oversight, lack of understanding of the system, or inability to envision all possible sequences. Other basic limitations are the necessary data requirements, potential dependencies (common cause failures), and difficulties in modeling potential human interaction with the system.

In-Plant Consequences

A range of methods is available to assist in analyzing the in-plant consequences of a fuel cycle facility accident. Relatively simple semi-empirical models are available and have been applied to many of the release phenomena. However, many have not been experimentally validated. More complex models have been developed which are applicable to fuel cycle facility accident analysis given the proper data and degree of system detail. This information is not available for many applications and the cost to obtain it may be prohibitive. No overall in-plant consequence analysis approaches have been developed. In the fuel cycle facility risk assessments performed to date, the in-plant consequence analysis has relied extensively upon engineering judgment.

Environmental Transport and Consequence Analysis

Most of the environmental transport and consequence analysis modeling for fuel cycle facilities has been for environmental releases as a result of routine operations. In several cases, such as DOE (1979b), models have been developed and applied to fuel cycle facility accidents. No overall probabilistic consequence analysis models (analogous to the CRAC model used for nuclear reactors in U.S. NRC (1975) have been developed for fuel cycle facilities.

Human Factors

Human factors models have been developed and applied to military systems, aerospace systems, and nuclear power plants. The fuel cycle risk analyses conducted to date have not incorporated these models due to limitations in system description detail and the availability of human error data. If this information is available for the fuel cycle facility of interest, existing approaches can be directly applied.

External Events

Much of the development and application of external events analysis methods has been in the nuclear power plant safety assessment area. While there has been some extension to other elements of the nuclear fuel cycle (primarily reprocessing), external events analyses have generally not received the emphasis in non-reactor nuclear applications that has been accorded them in reactor studies. However, because the methods developed and used in reactor applications are reasonably generic, no major obstacles appear to be applying these techniques to fuel cycle facilities.

Uncertainty and Sensitivity Analysis

A wide range of uncertainty and sensitivity analysis methods have been developed. Only the simpler approaches, such as limited data uncertainty analyses and basic sensitivity studies, have been applied to nuclear fuel cycle facilities (other than the repository). The field of uncertainty analysis for PRA is still in the developing stages. Ongoing research is being conducted in the nuclear reactor area and should be applicable to more detailed PRAs of fuel cycle facilities.

Data

Each of the risk elements has data requirements. Data is seldom available specific to fuel cycle facility operations. Data from related industries and nuclear power plants is available and is often directly applicable to many fuel cycle risk assessments. Some work has been accomplished on establishing a specific data base for reprocessing operations. For detailed risk assessment applications, similar efforts may be required for the other fuel cycle elements.

Presentation of Results

A large selection of methods for calculation of results; analysis and interpretation of results; and presentation and documentation of results are available. Many of these methods have been developed for reactor risk analysis but are applicable to other fuel cycle facilities. Some of the simpler approaches have been applied to fuel cycle facility risk analyses. The selection of a specific method is highly dependent upon the intended use of the risk analysis.

1.3 POTENTIAL METHODS DEVELOPMENT NEEDS

A general conclusion from the reviews discussed above is that no new basic methodology is needed in order to perform meaningful risk analyses on the nuclear fuel cycle. However, for some applications, existing methods may need to be adapted or extended and additional data may need to be collected. This report discusses these types of methods development needs in some detail. Table 1.2 presents a summary description of the relative importance of potential methods development needs for the four applications categories listed in Table 1.1. This information is somewhat subjective and presented for preliminary planning purposes of the Fuel Cycle Risk Assessment Program.

TABLE 1.2. Potential Methods Development Needs

<u>Risk Application</u>	<u>Risk Element</u>							
	<u>Scenario Analysis</u>	<u>In-Plant Consequences</u>	<u>Environmental Consequences</u>	<u>Human Factors</u>	<u>External Events</u>	<u>Uncertainty Analysis</u>	<u>Data</u>	<u>Presentation of Results</u>
State-of-the-art	M	H	M	H	H	M	H	L
Risk Ranking	M	M	L	M	M	M	M	L
Issue Review	M	M	L	M	L	M	M	L
Facility Owner	M	H	L	H	L	M	H	L

Importance

H = High

M = Medium

L = Low

Report No. 017

TtF

Title : Nuclear Fuel Cycle Risk Assessment: Survey and Computer Compilation of
Risk-Related Literature
NUREG/ CR-2933 ; PNL- 4350 ; GF

No. of Pages: 11

For : Division of Risk Analysis, Office of Nuclear Regulatory Research, USNRC,
Washington, D.C. 20555, NRC FIN B 2404

Publisher: Pacific Northwest Laboratory, Richland, WA 99352

Date : 1982 October

Authors: R.K. Yates, A.M. Schreiber, A.W. Rudolph

-
- This report presents survey methodology and computer compilation of fuel cycle- risk related literature (reactors are excluded). The survey covers the nuclear facilities in the U.S. and in other countries. The computer compilation has been implemented by using BASIS (Battelle information management system).

The paper could be viewed process-wise as follows:

A) Document characterization/ bibliographic information, which is inputted in sequential manner as:

- (i) accession number
- (ii) title
- (iii) report number
- (iv) authors
- (v) document date
- (vi) publisher
- (vii) affiliation
- (viii) physical location of report
- (ix) conference/journal title
- (x) categories, i.e. document review shorthand notation
- (xi) synopsis, i.e. abstract
- (xii) order date for internal use only
- (xiii) entry date

B) 1- RISK elements were determined to be :

- (i) system description
- (ii) scenario analysis
- (iii) probabilistic modelling
- (iv) in-plant consequences
- (v) ex-plant consequences
- (vi) human factors
- (vii) external factors

- (viii) uncertainty/ sensitivity analysis
- (ix) data collection, evaluation and manipulation for quantification of consequences and probabilities.
- (x) results for NRC licensing and regulatory purposes and for public information .

2- FUEL CYCLE elements comprising 14 items such mining, milling etc.

The above B-1 and B-2 were arranged in a (10x14) matrix called the document review matrix.

C) Moreover, 16 risk categories were devised as an array; risk options and paths were incorporated so that a (4 x 16) matrix was obtained. The categorization was carried out in terms of:

- (i) operation period
- (ii) radiation-related hazard
- (iii) accident
- (iv) routine operation
- (v) plant staff
- (vi) offsite population
- (vii) decommissioning period
- (viii)non-radiation-related hazard .

By coupling B and C, the function of document review matrix would be performed

Report No. : 024

TtF

Title : Data Base Development for Risk Assessment of Fuel Cycle Facilities
- Final Report -

Number of Pages : 230

For : Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation

Publisher : International Energy Associates Limited

600 New Hampshire Ave., N.W., Suite 600, Washington, D.C. 20037

Date : 1983 October 5th.

Authors : IEAL Staff

The data requirement for risk assessment implies (i) the combination of events that could lead to undesired states, (ii) frequencies in which such combinations might occur and (iii) consequences associated with each undesired state.

Usually the expected end use of the results dictate the scope required for conducting the PRA with its three levels, i.e. (1) system analysis; (2) systems and containment analysis and (3) systems, containment and consequences analysis, where the data requirements are cumulative, i.e., each successive level requires all the data needed in the lower level.

The basic level comprises several tasks to be carried out such as identification of all sources of radioactive materials at the site, in addition to the initiating events that could lead to the release from each source. Identification of functions to be performed for prevention of accident sequence, establishing relevant system, defining success criteria and grouping the initiating events accordingly.

As to the analysis, it would be conducted by constructing the event trees, where their structures merely reflect functional and system interrelationships as such. The fault trees representing ALL ways, in which an undesired event might occur, would be the models usually used for quantification of plant system. For calculating the accident sequence frequency quantitatively and for identifying the probable faults qualitatively, the event trees and fault tree models are to be used with proper data. The final task lies in the interpretation and analysis of the results, where the cut sets worked out in the preceding stage indicate to the significant contributors either to the possibility of plant damage or to the release of radioactive materials.

Meeting the data requirements implies populating the data base for risk assessment with mean value, medium value, error factor for each potential failure mode of each system's component deemed to be subject to analysis.

For encompassing uncertainties, distributions such as log-normal can be of use, where basic information on probability sequence uncertainties and sensitivities to parameter valves would be possible to compute.

Regarding data availability on PRA/PSA for support of PNC requirements, IEAL suggested the utilization of System Reliability Service (SRS) Data Bank of the UKAEA. The SRS Data Bank comprises two computerized data stores, i.e. (i) generic reliability data sets obtained from published information, manufacturer, data collection excercises and (ii) event data sets containing raw data from operator, test history etc.

In the data base development procedures, particular emphasis is placed on the models adopted, i.e. time- related (exponential, Weibull, gama and log-normal) as well as demand models. the normalized formula for test contributions to component unavailability.

Report No. 016

TtG

Title : Probabilistic Risk Assessment (PRA): Status Report and Guidance for
Regulatory Application - Draft Report for Comment -

No. of Pages: 173

Publisher : Division of Risk Analysis, Office of Nuclear Regulatory Research,
Washington, D.C. 20555

Date : 1984 February

Authors: several

In discharging its legal responsibilities for the NPP's regulation,
the NRC is faced with following types of decisions:

- (1) How safe should plants be ? - ((This involves socioeconomic consideration,
which has sofar been based on judgements
from quantitative perspective))
- (2) How safe are they ?
- (3) Is there a need for improvement ?
- (4) Ensuring desired level during life-time !
- (5) Related issues requiring research !

Points 2 to 5 addressed in this paper show the wide coverage of technical
disciplines involved, i.e., from statistics to human behaviour, mostly
using the probabilistic methods. PRA, however, provide a mechanism to display
areas of uncertainty. PRA does such process better than the conventional
deterministic analyses, and such a fact is actually a strength of PRA rather
than a weakness.

New facts, which were found in the course of investigations, were incorporated,
i.e., small LOCA in PWR or transient in BWR (rather than large LOCA) are now
estimated to be the principle contributors to risk.

However, a review of some problems which created considerable concern might be of interest.

- a) what is required in PRA could be outlined in (1) understanding of existing existing information base, and in (2) perspectives on all methods used, i.e covering wide range of sciences such as statistics to human behaviour.
- b) quantification of the system model that usually involve two steps, namely
 - (1) tree reduction called as minimum cut sets (i.e., minimum group of failures needed for describing a particular branch of tree), where Boolean algebra (not usually controversial) does not furnish important additional information, and
 - (2) actual quantification itself (more problematic), since this implies tracing distribution of each contributing factor ranging from semi-log presentation to application of Monte Carlo method.

The PRA conceptual review in this report stressed on the following points:

- 1- Degree of completeness.
- 2- Representativeness of the model
- 3- Extent of validity of data, role of human error etc.
- 4- Accident process and source term:
 - (i) core damage and its frequency
 - (ii) in-vessel and ex-vessel core melt
 - (iii) in-vessel and in-containment, fission product transport.
 - (iv) temperature and pressure threats to containment integrity
 - source term assessment is due to be 'more' mature by 1986.
- 5- Offsite consequence analysis (anticipated to be mature; however, the uncertainties estimate remain large due to the following reasons):
 - (i) magnitude of source, since it influences all consequences.
 - (ii) effectiveness of emergency response.
 - (iii) dose-response relationship pertaining to somatic and genetic effects.
 - (iv) modelling of deposition process (condensation possibility, rain-out moisture).
- 6- External initiators such as seismic events, floods, aircraft etc.
(events such as floods due to pipe-break are also classified under this categories).

It is worthwhile to state the procedures of PRA. Such processes are usually categorized as:

SYSTEM ANALYSIS

1. Initial information collection
2. External event analysis (optional)
3. Analysis of human reliability and procedures
4. Event tree development
5. System modelling
6. Data base development
7. Accident sequence quantification

CONTAINMENT ANALYSIS

1. Physical process
2. Radionuclide release and transport
3. Environmental transport and consequences
4. Uncertainty analysis
5. Development/ interpretation of results

An overall PRA studies for 25 NPP in the U.S. were conducted, where 12 of them are LWR-type and Level III has been covered.

TMI accident prompted PRA studies for 7 NPP in addition to one plant before the accident date (1979). Most of them were carried out by the NRC; however, it is stated that the multi-volume report worked out by EPRI is difficult to comprehend and assess without extensive and dedicated scrutiny.

Report No. 20

TtG

Title : PRA Uses and Techniques

A Nordic Perspectives

Summary Report of NKA Project SAK-1

No. of Pages : 140

Publisher: Nordic Liaison Committee for Atomic Energy (nka)

Date : 1985 June

Authors: Edited by Stephen Dinsmore, Studsvik, Energiteknik, A,B, Sweden

This report presents several PRA-studies in Level 1, i.e., in field of reactors only in the following Scandinavian countries: Denmark(*), Finland(*), Norway and Sweden (*), where the countries earmarked with astriks are those having at present nuclear power plants.

The basic point in this paper is the approach adopted and which is based on benchmark studies. Two studies were performed in this context, and they might be presented in the following manner:

BENCHMARK 1.:

Reliability parameters in high pressure injection system (HPIS) in PWR were compiled in terms of generation and propagation as well as system quantification was carried out by using well-established computer codes as follows: MOCARE (in Riso), REPINT (in VTT) and FRANTIC (in Studsvik).

BENCHMARK 2.:

System modelling with emphasis on less feed water (transient analysis) in BWR in form of event trees, or alternatively, cause- consequence diagram.

Reliability block-diagrams were compared with fault trees.

Moreover, Benchmark 2 also showed that careful review/ close contact with persons intimately familiar with the system, such as plant operators, is important as much as the choice of the technique.

The report concluded that systematic search methods - both computerized and manual - were developed for identification of common-cause failures, where such processes would help the licensing authorities evaluating the NPP safety.

Report No. 026

TIG

Title : The Potential Impact of Probabilistic Safety Analysis

No. of Pages: 10

Publisher: Electric Power Research Institute (EPRI), Palo Alto, California

Date :

Authors: W. B. Loewenstein and G. S. Lellouche

PRA (PSA) approach is to be adopted in the future since it makes use of existing yet not complete data, eliminating thus inappropriate decisions that heavily relied on subjective judgement.

PRA is thus a quantification yielding a probability distribution function. The actually observed safety records of power plants in terms of extensive overdesign, redundancy, testing and maintenance and regulatory overview do furnish somehow satisfaction in this regard.

There is, however, a need for a relevant tool to make a realistic assessment whenever any modification in design or operating procedures has to be made.

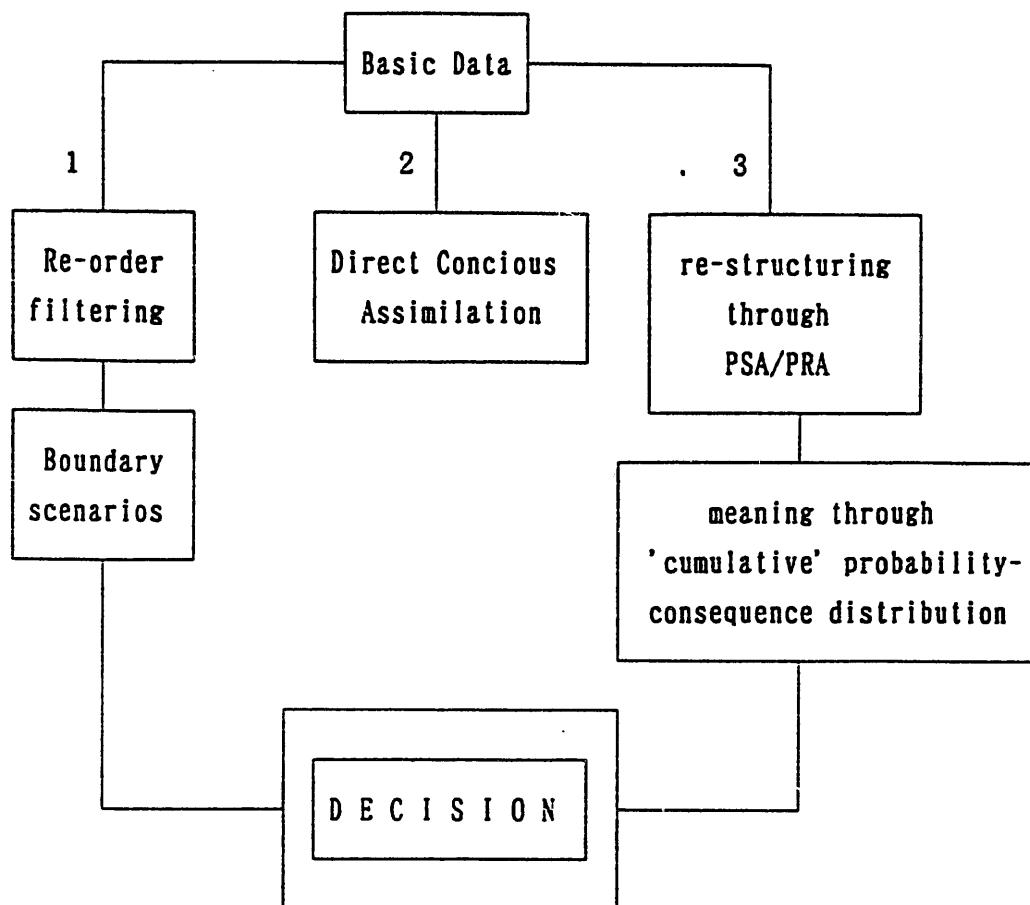
This tool starts with:

- 1- Predictive insight in the plant after introducing such modification.
- 2- Consideration to probability theory, reliability/ probability tree analysis.
- 3- Abstraction of power plant in form of trees, diagrams, charts GO-models etc. where such tool would somehow enable preparation of 'more' rational decision.

The reasoning behind such conclusion is outlined in terms of data groups that incorporate:

- (a) failure rate
- (b) repair time
- (c) consequences, which, in turn, are initiated by:
 - (i) pressures
 - (ii) temperatures
 - (iii) release rates
 - (iv) dose rates
 - (v) radioactivity deposition

The decisions based on the aforementioned points yield the conceptual flow as follows:



The general rules of consequence calculations are:

1. Probabilistic modelling undertaken with a set of pre-specified guidelines as to what will and will not be included.
- Justification: otherwise the model can not be terminated.-
2. The consequence portion of the model is 'likewise' based on a "FINITE" model of reality.
3. The data base, from which failure rates etc. are taken, is "INCOMPLETE".

It is of interest to re-write the concept introduced by the authors in their wordings: "At the first glance, it would seem that the three points mentioned above should invalidate the usefulness of PSA- but such a conclusion is inappropriate. Any decision is always started and completed in the absence of sufficient data."

In fact, if sufficient data existed, there would be no need for a prolonged process since the risks and rewards would be documented; it is precisely because of the absence of such efficiency that we need PSA.

In 'real' system, incompleteness will have two forms, namely:

- an overlooked event sequence.
- an unrecognized common mode interaction.

The type of 'overlooked'/'missed' event sequence could be considered as discrete event that does not fit in the same distribution as others; hence, the probability distribution function (p.d.f.) usually presented as frequency-consequence plot will be in some regions affected by such discrete events. However, the cumulative distribution function (c.d.f.) furnishes information on probability having a consequence greater than any value, i.e., what is needed for decision making.

Moreover, since c.d.f. is an integral of p.d.f., the detailed structure of p.d.f. would not be important as it might appear in the first glance. Errors and discrete values would thus have little effects on cumulative distribution.

There are cases where judgemental decisions to eliminate one risk may introduce multiple failure points. The interfacing LOCA - where valves are not properly operating on the high pressure side - has been considered large enough so that it dominates the PWR-risk in WASH-1400.

However, it goes without saying that "an example is not a proof"; and therefore PSA can not be guaranteed to always show that a judgemental decision/subjective inference is invalid or overly conservative.

Report No. 030

TtG

Title : Some Comments on the Probabilistic Approach to Safety Analysis
(Studies relevant to Westinghouse Perspective)

No. of Pages : 4

Publisher : Nuclear Engineering and Design 50 (1978) 169-172 [Journal]

Date : 1978 - Journal, 1977 August 22/23 - post-conference seminar

Affiliation : Westinghouse R & D Center, Pittsburgh, Pennsylvania 15235

Author: G. Jouris

It appears that there is a wide spread misunderstanding as to the intended use of the probabilistic estimates and this has led to the criticism of the general approach. Actually, the probabilistic approach is nothing else than an extension of the deterministic approach.

This could be readily exemplified in the case of evaluating an integrity of a bridge. One usually begins by considering an idealized case, where the material properties and the environmental conditions are assumed to be some average value on the one side and to be based on theoretical or empirical relationship. However, it is quickly realized that such idealized case is unrealistic, because of the following facts:

- (i) our imperfect knowledge of material properties.
- (ii) material inhomogeneities in the environment (static)
- (iii) material variations in the environment (dynamic)

Due to such kind of findings, i.e., the unrealism from deterministic viewpoint, all or some of the idealized inputs would be replaced by the so-called "worst-case" values.

Furthermore, if probability distribution were 'incorporated' in the input variables, the probabilistic approach would merge. Accordingly, the deterministic approach - our basis of comparison - is, in fact, the concentrated probability distribution in one point.

A pure mathematical abstraction on comparison between deterministic and probabilistic approaches is stated. It starts by setting a critical value equal to 'f' of a limited number of controlling variables. The 'f' could be one or more combination of the following:

- (i) mathematical function
- (ii) computer code
- (iii) set of tables
- (iv) set of graphs

Strengths and weaknesses of the probabilistic approach were clarified in terms of several points of interest, which are categorized as follows:

Demerits : (a) the models [f,g] used are insufficient; yet, even a poor model would provide a starting point for improvement.

- (b) the forms of probabilities distribution are unknown; however, some forms provide reasonable ideas about approximate distribution, and the sensitivity-type analysis can contribute in assessing the necessities for more exact knowledge.
- (c) the available data are insufficient for estimating the required input parameters. This is a justified criticism with respect to the lack of efficient data, i.e., the needed information in such aspect.
- (d) the inapplicability of the probabilistic approach to a single unit. This is an unfounded criticism, since initiating accidents (top event) could be considered as coin tossing case.

Merits : (a) probability as such provides a common scale for comparison of risks from various events. It further furnishes more information than 'yes/no' answer usually resulting from the deterministic approach.

- (b) recognition that no certain outcome in every situation can be expected; however, the aim of risk quantification has orderly been achieved.
- (c) ability to assess the impact of conservatism.

As a conclusion, it can be readily seen that probabilistic approach could be considered as valuable tool for assessing the likelihood of various critical events. The probability estimate can be used as a quantity for comparative purpose rather than an absolute measure of probability of occurrence of an event. It is, thus, a powerful tool for use in decision making and shall be used and developed further as well.

Report No. 036

TtG

Title: Uncertainty in Probabilistic Risk Assessment

No. of Pages: 6 (?)

Publisher: IAEA - CN 39/89

Date : 1978 July

Affiliation: UKAEA, Safety and Reliability Dir, Culcheth, Warrington, U.K.,
- EEC Study-

Authors: G.W. Parry, H.J. Teague, P.W. Winter

Using event/fault tree methodology for determining the sources of uncertainties in PRA were presented. They comprise two categories:

(i) modelling uncertainties, i.e., in fault tree - with some limitations - as well as those associated with the event tree.

(ii) Data uncertainties which, in turns, comprise three types (field data, of direct relevance, field data drawn from related areas judged to be of some relevance and expert opinion.

The review incorporates interpretation of the probability, in which the probabilities as such fall in three categories, namely the empirical (i.e., frequencies), the logical and the subjective. The logical one stems from the belief that not all probabilities have numerical values, and hence the Bayes principle apply (indifference principle).

The subjective theory presents a solution to the problems that arose in the logical view of probability. However, there is no continuation due to unavailability of further pages as well as those containing the references.

(Incomplete Paper)

Report No. 052

TtG

Title: National Approach to the Use of PSA in FR Germany

No. of Pages: 52

Publisher: OECD/ NEA SINDOC (85) 193

Steering Committee for Nuclear Energy

Date : 1985 October 2nd.

Authors: P. M. Herttrich

The fundamental ideas behind the use of PSA/PRA in the Federal Republic of Germany are elaborated proceeding from the different stages of the NPP- safety decision making process. The deterministic and probabilistic approaches are generally discussed and characterized.

Deterministic and probabilistic approaches are shown to be just in iterative safety decision making. Both approaches have different advantages, which compliment each other very efficiently. The real advances in NPP-safety assessment have been achieved by a combination of probabilistic analysis and deterministic approaches.

The fundamental principles for the national approach to the use of the use of PSA/PRA are layed down in the BMI- Safety Criteria (Bundesministerium des Innern, Sicherheitskriterien fuer Kernkraftwerke); i.e. scope and depth of application in accordance with the state of PSA- development to supplement the deterministic approach to achieve "Sufficient reliability" and "well balanced design".

The defence in depth concept has further been improved to an advanced probabilistic concept, which enables a more differentiated application of reliability engineering to provide optimal plant response to disturbances, transients or accidents.

Examples for probabilistic approaches in regulatory guides, codes and standards are given.

A more systematic use of PSA in licensing, has evolved during the past years. Further use of PSA/PRA for the operational experience, precursor studies, special safety issues, design modifications for operating plants and design optimization for new plants is surveyed.

Report No. 057

TtG

Title: Report of the Advisory Group on Development of a Manual for
Probabilistic Risk Analysis and its Application to Safety Decision

No. of Pages: 63

Publisher: IAEA - Headquarter

Date: 1984 May (14-18)

Authors: Advisory Group Meeting

This report comprises six major chapters. The first one, i.e., Chapter "A" deals with the recommendation for the development of such manual, where PRA refers to the definition based on NUREG/CR-2300.

Chapter "B" covers the manual contents and the format required for PSA utilization and implementation for safety decisions. Chapter "B" is composed of two parts: Part 1 on the utilization of PSA in terms of technical specification, system's-and- component's identification, backfitting, training of operators, plant availability, design evaluation, new safety issues and ranking. (excluding Level 3), emergency planning, PSA application in operating procedures, system interaction, experience evaluation, inspection activities, (excluding Level 3), severe accidents, improved understanding, rapid decision tool for generic applicability, operational manual allocation, compliance with target values, dominant accident sequence identification, comparison of designs. (excluding Level 3), accident management, test maintenance and repair policy and financial risk.

As to Part 2 of Chapter "B", the following items are covered: implementation scope and objectives, overview of PSA, review of PSA application, plant analyses, data analysis, system reliability analysis, accident sequence analyses, uncertainty analysis, further analysis for specific application. (excluding experience with PSA- management)

Chapter "C" deals with the responses of the Advisory Group to topics not addressed in Section A.

Chapter "D" lists members and observers of the advisory group. Chapter "E" covers the references provided to the advisory group as well as the topics addressed by the members of the group.

Chapter "F" presents the meeting agenda.

Report No. 065

TIG

Title: Probabilistic Risk Assessment - Literature Survey

Final Report - April 18, 1983

No. of Pages: 87

Publisher: International Energy Associates, Ltd

600 New Hampshire Avenue N.W., Washington, D.C. 20037

Date : 1983 April 18.

Authors: IEAL - staff

The data analysis of probabilistic risk assessment (PRA) falls in three broad categories: facility design, site, and operation, generic and facility-specific, and PRA methodology. Through manual library research and computerized information retrieval system, International Energy Associates Limited staff completed a PRA literature search. Publications were analyzed in a way that helped in determining the following:

- (i) identification of risks.
- (ii) development of comprehensive risk assessment methods.
- (iii) demonstration the use of the methods mentioned in (ii).
- (iv) offering an evaluation of the risk assessment techniques.

There was actually no data base or data base management system in the United States available to the Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation (PNC) for reprocessing probabilistic risk assessment. This due to the fact that the process of data collection on PRA is more or less directed toward the gathering of such data on component failures.

Although the United States programs in this area have been mostly unsuccessful, the United Kingdom System Reliability Service (SRS) has developed a data base to support PRA studies.

As developed and applied by System Reliability Service, reliability technology encompass all branches of engineering, system analysis, logistics, mathematics and statistics.

The SRS Reliability Data Bank is continually expanding to provide data for the SRS team of systems reliability analysis. SRS is managed by the United Kingdom Atomic Energy Authority under the auspices of the Department of Industry.

SRS service has a worldwide reputation for excellence, integrity and technical ability as well.

Hence, in the light of the above, IEAL recommends that PNC considers the possibility of becoming an associate member of SRS. In fact, associate membership will entitle PNC, among others, to have access to the generic reliability data on components and systems covered by the SRS Reliability Data Bank.

Report No. 027

TfR

Title : Probabilistic Risk Assessment of BWR Decay Heat Removal Systems:
RELIABILITY and PROBABILISTIC RISK ASSESSMENT

No. of Pages : 3

Publisher : (authors' affiliation): NE Util Serv; SAI, Bethesda, MD, USA.

Date : not before 1978

Authors : J.A. Chunis, P.J. Amico, R.O. Bagley, R.T. Harris

This paper discusses the role of decay heat removal system in providing core protection. PRA is performed in three subsequent phases:

a) event tree development (anticipation of offsite power loss); depending on the severity of the failure(s)- passive failures such as pipe break were excluded- the core uncovering had been postulated by considering the decay heat removal capabilities of the systems.

The systems' approach has been adopted in order to facilitate the process of determining the overall outcome of each path of the event.

The event tree was constructed for the Millstone Unit 1. The thermal-hydraulic 'components' used for tree-layout including the terminology comprise the following:

- (1) OP: offsite - power
- (2) GT: gas turbine
- (3) FW/FWCIS: feedwater/ feedwater coolant injection system.
- (4) RI : reactor isolation
- (5) S/R: safety/ relief valves
- (6) IC: isolation condenser
- (7) ICM: isolation condenser makeup
- (8) MPR: manual pressure relief depressurization
- (9) DG: diesel generator
- (10) Core spray
- (11) LPCI: low pressure coolant injection

This is to be used against 3 criteria, namely:

- (i) NCU: No Core Uncovery
- (ii) CU : Core Uncovery
- (iii) PN : Path neglected due to low probability.

- b) thermal-hydraulic analysis had been conducted by break-down processes in individual systems and individual components.
- c) Fault tree has been developed for the system and consequently the failure rates were determined too.

The analysis has been performed with WAKBAM computer code [EPRI- 217-2-5 (Jan. 1976) which provided cut sets of all pathways.

This case study furnished that putting the condenser-makeup valve on dc-power would reduce the core uncover probability by a factor of 20. Therefore, PRA coupled with value/impact analysis can effectively be used to reduce risk in plant operation, where value-portion has been obtained by implementing the modification introduced by IEEE Std. 500-1977, and the impact-portion has been estimated to have a specified value that includes both engineering and capital cost as well.

Report No. 054

TfR

Title : Significant Issues in Reactor Safety, Their Nature and the Reasons for
Their Importance.

No. of Pages: 25

Publisher : OECD/ NEA (SINDOC (85)170)

Date : 1985 October 3rd

Author: J.H. Gittus of Safety and Reliability Directorate of UKAEA

The public's view concerning reactors accidents are summarized in the following two tenets:

- (i) If it happens, it mustn't matter.
- (ii) If it matters, it mustn't happen.

To such end, safety tenets were mathematically formulated and then equivalent equations of the general type were proposed.

The safety targets, namely:

- (a) plant damage
- (b) radioactivity releases
- (c) radiation dose
- (d) individual risk
- (e) societal risk, and
- (f) cost-benefit aspects

were subject to review in this study.

Furthermore, the safety targets in the U.K. comprising some items, in addition to proposed assessment levels were presented. Comparison with the prevailing risk levels in society, the tenets as well as the professional targets had been made with graphical illustration of some comparative aspects.

Report No. 033

AtR

Title : Safety Assessment Principles for Nuclear Power Reactors

No. of Pages 50

Publisher : HM Nuclear Installations Inspectorate (Health and Safety Executives)

Date : 1979 April

Authors: (introduced by Chief Inspector), HM NII, Thames House North, Millbank
London SWIP 4 QL, U.K.

Basic principles and engineering principles were comprehensively presented in this paper. The principles set out are intended not only for licensing and operation, but also for the Inspectorate's own work on safety assessment. The basic principles comprise radiological ones in normal conditions (operating/standstill) and fault conditions, radioactive waste, procedural evaluation of fault condition and protective system.

The engineering principles are, in turn, divided into general and specific that cover the following:

- (i) general on plant design, testing and inspection as well as maintenance.
- (ii) reactor core and fuel including design, operation and monitoring.
- (iii) primary coolant circuit.
- (iv) reactor heat transport system including system design and coolant.
- (v) protection system where safety related instrumentation and special principles for shut down systems were included.
- (vi) essential services.
- (vii) containment system.
- (viii) fuel and absorber handling.
- (ix) radiological protection engineering covering the fields of direct radiation, contamination by radioactive material as well as instrumentation.
- (x) radioactive waste management engineering including storage, handling and transport in all of its physical form, i.e., gaseous, liquid and solid.
- (xi) analysis of plant faults, transients and abnormal conditions.
- (xii) operating condition.
- (xiii) reliability analysis.
- (xiv) layout.

- (xv) external hazard covering abnormal wind loading, seismic effects, flood, fire, explosion, missiles etc., and aircraft impact as well.
- (xvi) decommissioning
- (xvii) quality assurance

The final pages are devoted to the explanation of the terms used, which are arranged in alphabetical order, where 44 items were included in the said glossary.

Report No. 005

AtG

Title : Source Term and Radiation Dose Estimates for Postulated Damage to the
102 Building at the General Electric Vallecitos Nuclear Center.

Number of Pages : 89 / 90

For : Division of Environmental Impact Studies; Argonne National Laboratory

Publisher : Pacific Northwest Laboratory, operated for the USDOE by Battelle
Memorial Institute.

Date : 1979 February

Authors : J. Mishima, R. B. McPherson, L.C. Schwendiman, E.C. Watson, J.E. Ayer

The estimation of potential source terms and resultant radiation dose to general population was performed by PNL-Battelle (DOE) upon ANL (Argonne N.L.), where the latter was asked by the US NRC.

Three damage scenarios of the 102 Bldg at the G.E.-Vallecitos Nuclear Center were taken into account. The building in terms of location, area, floor-and basement has been graphically presented and verbally explained.

Based on the radioactive inventories, particularly in glove boxes, and anticipating that seismic shocks, whose vibrating intensities might affect the standard performance as well as the operation of relevant equipment, which in the final end might lead to the distortion of the latter's integrity, radiation dose models were applied and dose models estimates with respect to time, distance, human ventilation and deposition were calculated.

The report concluded that maximum residual plutonium contaminants on the ground at significant location in all scenarios do not exceed the limits of 0.2 micro Curie per m² proposed by the EPA.

The conclusions are explicitly presented in tabulated form of all scenarios in the attached two sheets of paper.

CONCLUSION

The "best estimates" of the source terms generated by the three postulated levels of containment loss are shown in Table 1.

TABLE 1. Postulated Airborne Releases for Various Degrees of Containment Loss for Barriers in the 102 Building

Scenario 1

Perforation of the Enclosures in and the Pu Analytical Laboratory Structure

Instantaneous airborne release	---
Additional airborne release of Pu within next 2 hours	0.4 mg Pu
Additional airborne release of Pu within next 6 hours	4 mg Pu
Additional airborne release of Pu within next 16 hours	10 mg Pu
Additional airborne release of Pu within next 3 days	8 mg Pu

Scenario 2

Collapse of the Pu Analytical Laboratory and Loss of HEPA Filter-sealing Entry to the Radioactive Materials Laboratory Hot Cells

Instantaneous airborne release	20 mg Pu
Additional airborne release of Pu within next 2 hours	0.8 μ g Pu + 4 μ Ci FP
Additional airborne release of Pu within next 6 hours	3 μ g Pu + 10 μ Ci FP
Additional airborne release of Pu within next 16 hours	7 μ g Pu + 30 μ Ci FP
Additional airborne release of Pu within next 3 days	10 μ g Pu + 130 μ Ci FP

Scenario 3

Collapse of the Pu Analytical Laboratory and Loss of HEPA Filter-sealing Entry to the Radioactive Materials Laboratory and Perforation of the Enclosures in and the Structure Enclosure of the Advanced Fuels Laboratory

Instantaneous airborne release	20 mg Pu
Additional airborne release of Pu within next 2 hours	2 mg Pu + 4 μ Ci FP
Additional airborne release of Pu within next 6 hours	50 mg Pu + 10 μ Ci FP
Additional airborne release of Pu within next 16 hours	400 mg Pu + 30 μ Ci FP
Additional airborne release of Pu within next 3 days	3 g Pu + 13 μ Ci FP

A summary of the calculated most likely 50-yr committed dose equivalents for the three damage scenarios is presented in Table 2 for the maximum-exposed individual and the population within a 50-mile radius of the General Electric Vallecitos Nuclear Center. The most likely maximum plutonium deposition at the nearest pasture is also included.

TABLE 2. Most Likely 50-Yr Committed Dose Equivalents^(a) and Pu Depositions

<u>Scenario</u>	<u>Description</u>	<u>Organ of Reference</u>		<u>Surface Deposition</u>
		<u>Lungs</u>	<u>Bone</u>	
1	Resident (rem)	0.005	0.008	
	Population (person-rem) ^(b)	40	60	
	Pasture ($\mu\text{Ci}/\text{m}^2$)			0.002
2	Resident (rem)	0.09	0.1	
	Population (person-rem) ^(b)	60	100	
	Pasture ($\mu\text{Ci}/\text{m}^2$)			0.05
3	Resident (rem)	0.7	1	
	Population (person-rem) ^(b)	7000	10,000	
	Pasture ($\mu\text{Ci}/\text{m}^2$)			0.2

(a) A translocation class Y has been assumed.

(b) Collective dose to the population residing within 50 miles of the Vallecitos Center.

The calculated 50-yr collective committed dose equivalents for the three scenarios are much lower than the collective dose equivalent from 50 years of exposure to natural background radiation and medical x-rays. The most likely, maximum residual plutonium contaminants on the ground at the significant locations for the three scenarios are all within the Environmental Protection Agency proposed guideline of $0.2 \mu\text{Ci}/\text{m}^2$.

Report No. 007

ATC

Title: Fault Tree Handbook

Publisher: Systems and Reliability Research, Office of Nuclear Regulatory
Research, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, D.C.
20555; (NUREG-0492)

Date: 1981 January

Authors: W.E. Vesely, F.F. Goldberg, N.H. Roberts and D.F. Haas

This book is avialable from GPO Sales Program, Division of Technical
Information and Document Control, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Wash-
ington, D.C. 20555 - printed copy price: \$5.50 and National Technical Infor-
mation Service, Springfield, VA 22161.

TABLE OF CONTENTS

Introduction	vii
I. Basic Concepts of System Analysis	I-1
1. The Purpose of System Analysis	I-1
2. Definition of a System	I-3
3. Analytical Approaches	I-7
4. Perils and Pitfalls	I-9
II. Overview of Inductive Methods	II-1
1. Introduction	II-1
2. The "Parts Counts" Approach	II-1
3. Failure Mode and Effect Analysis (FMEA)	II-2
4. Failure Mode Effect and Criticality Analysis (FMECA)	II-4
5. Preliminary Hazard Analysis (PHA)	II-4
6. Fault Hazard Analysis (FHA)	II-5
7. Double Failure Matrix (DFM)	II-5
8. Success Path Models	II-10
9. Conclusions	II-12
III. 1. Orientation	III-1
2. Failure vs. Success Models	III-1
3. The Undesired Event Concept	III-3
4. Summary	III-4
IV. The Basic Elements of a Fault Tree	IV-1
1. The Fault Tree Model	IV-1
2. Symbology-The Building Blocks of the Fault Tree	IV-1

V. Fault Tree Construction Fundamentals	V-1
1. Faults vs. Failures	V-1
2. Fault Occurrence vs. Fault existence	V-1
3. Passive vs. Active Components	V-2
4. Component Fault Categories: Primary, Secondary and Command	V-3
5. Failure Mechanism, Failure Mode, and Failure Effect	V-3
6. The "Immediate Cause" Concept	V-6
7. Basic Rules for Fault Tree Construction	V-8
VI. Probability Theory- The Mathematical Description of Events	VI-1
1. Introduction	VI-1
2. Random Experiments and Outcomes of Random Experiments	VI-1
3. The Relative Frequency Definition of Probability	VI-3
4. Algebraic Operations with Probabilities	VI-3
5. Combinatorial Analysis	VI-8
6. Set Theory: Application to the Mathematical Treatment of Events	VI-11
7. Symbolism	VI-16
8. Additional Set Concepts	VI-17
9. Bayes' Theorem	VI-19
VII. Boolean Algebra and Application to Fault Tree Analysis	VII-1
1. Rules of Boolean Algebra	VII-1
2. Application to Fault Tree Analysis	VII-4
3. Shannon's Method for Expressing Boolean Functions in Standardized Form	VII-12
4. Determining the Minimal Cut Sets or Minimal Path Sets of a Fault Tree	VII-15

VIII. The Pressure Tank Example	VIII-1
1. System Definition and Fault Tree Construction	VIII-1
2. Fault Tree Evaluation (Minimal Cut Sets)	VIII-12
 IX. The Three Motor Example	 IX-1
1. System Definition and Fault Tree Construction	IX-1
2. Fault Tree Evaluation (Minimal Cut Sets)	IX-7
 X. Probabilistic and Statistical Analyses	 X-1
1. Introduction	X-1
2. The Binomial Distribution	X-1
3. The Cumulative Distribution Function	X-7
4. The Probability Density Function	X-9
5. Distribution Parameters and Moments	X-10
6. Limiting Forms of the Binomial: Normal, Poisson	X-15
7. Application of the Poisson Distribution to System Failures- The So-Called Exponential Distribution	X-19
8. The Failure Rate Function	X-22
9. An Application Involving the Time-to-Failure Distribution	X-25
10. Statistical Estimation	X-26
11. Random Samples	X-27
12. Sampling Distributions	X-27
13. Point Estimates- General	X-28
14. Point Estimates-Maximum Likelihood	X-30
15. Interval Estimators	X-35
16. Bayesian Analyses	X-39

XI. Fault Tree Evaluation Techniques	XI-1
1. Introduction	XI-1
2. Qualitative Evaluations	XI-2
3. Quantitative Evaluations	XI-7
 XII. Fault Tree Evaluation Computer Codes	 XII-1
1. Overview of Available Codes	XII-1
2. Computer Codes for Qualitative Analyses of Fault Trees	XII-2
3. Computer Codes for Quantitative Analyses of Fault Trees	XII-6
4. Direct Evaluation Codes	XII-8
5. PL-MOD: A Dual Purpose Code	XII-11
6. Common Cause Failure Analysis Codes	XII-12
 Bibliography	 BIB-1

Report No. 035

AtG

Title: Event Sequences and Consequence Spectrum: A Methodology for Probabilistic Transient Analysis.

No. of Pages: 18

Publisher: (Journal) Nuclear Science and Technology.

Date : 1980 September 27 (accepted), 1980 May 19 (received)

Affiliation: CEC, Joint Res. Cent. Ispra Est. I-21020 Ispara, Italy (1)

University of Milano and Studio MESA, Via Carnaghi 15, Milano, Italy(2)

Authors: A. Amendola (1); G. Reina (2)

Event Sequences and Consequence Spectrum is a new methodology that combines both (i) Response Surface Methodology and (ii) Logical Analytical Methodology.

An adequate methodology must consider the possibility that a given initiating event will trigger, in its temporal process, new logical events that in turn can act on the physical evolution of the accident in a continuous dynamic interactive process. The system behaviour, under both types of conditions is described by a set of parametric equations. The types are (a) nominal, i.e., steady state or operationally transient, and (b) incidental condition, i.e., (degradation events) .

Probabilistic inspection of evolving systems require consideration of two different and superimposed time processes.

(i) long-range aging processes.

(ii) superimposed short-range random transients.

Sample case related to LMFBR Core Accident Analysis, Pump Model, Scram Actuator Model, Channel Models, parametric description of the whole system, as well as example of generated transient were reviewed. Those were followed by explicit discussion and conclusion.

The latter shows feasibility of a probabilistic and logical analysis of random interactions between "physics" and logical states of a complex system.

Report No. 069

AtG

Title: Material Transport Analysis for Accident-Induced Flow in Nuclear Facilities.

No. of Pages: 88

Publisher: U. S. Dept. of Commerce, National Technical Information Service,
NTIS - Report submitted to Los Alamos National Lab., NM 87545, for
Division of Risk Analysis, Office of Nuclear Regulatory Research,
U. S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC 20555

Date : 1983 December

Authors: R.A. Martin, P.K. Tang, A.P. Harper, J.D. Novat, W.S. Gregory

This report is a summary of the material transport modelling procedures developed to support a family of accident analysis computer codes. The material transport modeling areas include: transport, initiation, convection, interaction, depletion and filtration.

With the exception for material interaction, the said areas have been developed in modular form in three Los Alamos National Laboratory computer codes: TORAC, EXPAC and FIRAC.

This family of codes was developed to provide improved methods of tornado, explosion, and fire accident consequence assessment, respectively, for the nuclear industry.

Although, the codes were designed to estimate accident-induced gas-dynamic, thermal, and material transport transient phenomena in nuclear fuel cycles facility ventilation systems, they are applicable to other facilities as well.

Sample problems using TORAC have been provided to illustrate the current material transport capabilities for a simple system under tornado-induced accident conditions.

Some suggestions for future improvements to some of these material transport models also discussed.

Report No. 059

AfG

Title: A Technical Specification Evaluation for Emergency Diesel Generators
Using PRA methods

No. of Pages: 17

Publisher: Technical Committee on PRA. International Atomic Energy Agency

Date : 1985. (September 30th - October 4th)

Authors' Affiliation: EPRI (*), Battelle Columbus Laboratories (**)

Authors: John P. Gaertner (*); David P. Wagner (**)

This paper has been presented to the IAEA- Technical Committee on PRA during its meeting held in Vienna, Austria during the period 30th September to 4th October 1985.

The background of problem definition lies in the fact that the NPP-technical specification are considered either (i) restrictions or (ii) requirements and consequently they covered five points:

1. Limiting conditions for operation (LCO) including allowed outage time(AOT)
2. Surveillance test interval (STI) requirements
3. Safety system set points and limits
4. Design feature
5. Administrative controls

The use of PRA or related risk-based method show promise of providing a technical basis for establishing or re-evaluating tech spec requirements, particularly for ATOTs and STIs.

A case study processed by EPRI was conducted on Unit 1 of a two unit US BWR plant. The unit has 3 diesel generators. Three strategies were considered for calculating the effect on core melt frequencies. They are:

Strategy 1:

1. Test of SOCRATES computer code specifically developed for EPRI by Battelle Columbus Laboratories.
2. Performance of an actual tech spec problem
3. Identifying important uncertainties and sensitivities which have impact on the evaluation of tech spec changes under consideration.

The calculational procedures and methods cover the description of SOCRATES code. A component unavailability equation has been proposed. Furthermore, minimal cutsets needed for SOCRATES analysis were proposed which cover three steps:

- (i) Event sequence diagram
- (ii) Event tree
- (iii) Fault tree development

The sequences were, however, considered to have the following nature:

- (a) failure of heat removal system in cooling and shutdown cooling modes.
- (b) failure of high pressure coolant injection system, reactor core isolation.
- (c) failure of both high pressure coolant injection system and reactor core isolation cooling system followed by operators failing to manually de-pressurize the reactor, and
- (d) failure of two safety relieve valves stick open followed by failure of the low pressure coolant injection system, the core spray system and plant standby coolant injection system where all sequences result in severe core damage.

The component data were categorized in two categories:

- (i) data for diesel generator.
- (ii) data for all other components.

The overall results as well as those of strategy evaluations were presented where several key assumptions which influenced the results are reported. Sensitivity study has also been approached.

It is concluded that elements of a plant specific case study which employed PRA methods can facilitate the process of performing an evaluation of the proposed AOT.

Report No. 068

AfG

Title: Calculation of Criticality Excursion in Missile Liquid Systems

No. of Pages: 28

Publisher: Safety and Reliability Directorate, UKAEA

Date: 1974 (latest reference 1973)

Authors: D J Mather and P M Shaw

Experiments to promote understanding of the physical events occurring in criticality excursion in fissile liquid systems have been carried out in order to facilitate the production of peak power and energy release.

A volume of fissile liquid would be brought to criticality by adding liquid at constant rate. Neutron power rises till the beginning of shutdown mechanism, where the liquid yields expansion due to thermal heating and radiolytic gas formation. The overall results would mean reduction in system density, i.e. increase in neutron leakage and hence reduction in reactivity.

It should be pointed out in this context that changes in geometries such as cylindrical or certain shapes container may introduce unwelcome complications. Slow and fast transients remarkably contribute to the consequence path in one way or another. In fact, very slow transients usually lead to bubble formation, where such bubbles contain fission gases, making thus the final end violent splashes due to bubbling pressure. In the case of fast transients, power rises within fractions of seconds in several orders of magnitude leading under some circumstances to evaporation of the liquid after having reached the boiling point and removing thus the reactivity from the system.

The physical phenomena is explained by a set of mathematical equations (9 equations). The first one establish the relationship between the gas pressure as a function of both the temperature with the introduction of Henry's constant on the one hand and the concentration due to be agitated on the other.

The second equation relates the prevention of bubble of gas nucleate on small particle in the solution and on the containing vessel from coming out of the solution, i.e., ensuring the inescapability of such bubbles in terms of pressure, temperature as well as the critical values of the bubble radius.

Subsequent equations describe the "neutronics" by using point kinetic equations (two equations), followed by two equations on reactivity, where local displacement and worth gradients are given as vectors and the values of liquid density and total volume as scalar quantities.

Equation 7 is a partial one where the differentiated with respect to time and vertical axis respectively. It is used in two ways, i.e., first to calculate the amount of gas in solution and secondly to calculate the gas in bubble form moving through the liquid. The remaining two equations serve to provide solutions under preestablished initial and boundary conditions.

It is concluded that most interest has to be directed towards peak power and energy release at the first power spike. Some comparisons between the experiments and theoretical calculations showed that the mathematical modelling is almost successful on the one hand and the differences tabulated are almost negligible.

Furthermore, it is concluded that a computer code CRITEX has been developed which simulates the initial power peak and the subsequent phase of oscillating power for transients in fissile liquids. Moreover, modelling of the oscillating phase shows reasonable agreement with the three experiments examined for the magnitude of peak powers and their timing. It is believed that energy release during this oscillatory phase is, therefore, calculated adequately.

Report No. 040

ArF

Title : "Considerable Cause for Concern" over Windscale Leak

No. of Pages: 3

Publisher: (Journal) Nuclear Engineering International

Date : 1980 September

Affiliation: 'British' Nuclear Installation Inspectorate

Author: Jonathan Holtrop (report)

The British Government Nuclear Installations Inspectorate (NII) attributed the main cause of leak of 10 E4 Ci of liquid from Building B701 at Windscale reprocessing plant of BNFL to lack of both (i) safety consciousness and (ii) sound professional judgement on the part of BNFL management.

In fact, the operational system employed at the plant was not adequate to maintain control over radioactive liquors.

The leak was discovered by chance during hydro-geological survey in order to investigate the water table beneath the site following a leak from B38 Silo.

Examination of old operating records showed that splashover did occur in the aging tank, yet the persons in charge by then attributed such findings to various interpretation such as rainwater leaking somehow through the roof.

A simplified flow of radioactive liquid waste within the B701 plant provide locations of diverters, aging tank, transfer tank, sump vessel etc., where all are surrounded by shielded wall.

By the 5th of September 1979, the short term requirements were met the BNFL; the long term requirements called for the following points:

- (i) ensuring proper installation of suitable and sufficient safety mechanism devices and circuits.
- (ii) isolating export plant from all sources of radioactive liquids and de-contamination.
- (iii) continuing to monitor ground contamination.
- (iv) producing firm proposals for containing any movement of the ground contamination to prevent any hazard to people and developing, urgently, methods for removing heavily contaminated soil.

Report No. 075

Arg

Title: "Simplified Methods of Estimating the Results of Accidental Solution Excursions"

No. of Pages: 11

Publisher: Nuclear Technology, Vol. 23, August 1974 Chemical Processing Part-
Date : 1974 August (published); 1974 February 19, (received)

Author's Affiliation: Dow Chemical U.S.A., Rocky Flats Division, P.O. Box 888,
Golden, Colorado 80401, U.S.A.

Author: Grover Tuck

Key words in chemical processing in this paper are outlined as follows:
tanks, sulfates, criticality, critical size, radiation accidents, plutonium
nitrates, equations, computer codes, uranyl compounds, solutions, uranyl
nitrates.

Simplified methods of estimating the results of accidental solution excursions in tanks have been developed. With these methods, an estimate of the number of fissions in the burst, total fissions, or maximum power level can usually be obtained with a desk calculator. The equation parameters are tank diameter, height and fill rate. The fissile material concentration is not required since, in each case, the "worst-case" concentration was assumed in the derivation of the equation. These methods are sufficiently accurate for most calculations required for safety analysis reports and process plant design.

The severity of an excursion can be limited by several methods which include criticality alarm activated shutt-off valves in feed lines, remote tank drain capability, minimizing tank size etc.

Report No. 043

AnR

Title : Probabilistic Seismic Safety Study of an Existing Nuclear Power Plant.

No. of Pages: 23

Publisher: (Journal) Nuclear Engineering and Design 59 (1980) 315 - 338

North-Holland Publishing Company

Date : 1980 August

Authors: R. P. Kennedy, C. A. Cornell, R. D. Campbell, S. Kaplan and H. F. Perla

This study was conducted as part of an overall safety study of the Oyster Creek nuclear power plant. The earthquake hazard was considered as an initiating event that could result in radioactive release from the site as a result of core melt.

The probability of earthquake initiated releases were compared with the probability of releases due to other initiating events.

Three steps are necessary to evaluate the probability of earthquake initiated core melt.

- (i) estimate the ground motion (peak ground acceleration) and uncertainty in this estimate as functions of annual probability of occurrence.
- (ii) estimate the conditional probability of failure and its uncertainty for structures, equipment, piping, controls, etc., as functions of ground acceleration; and
- (iii) combine these estimates to obtain probabilities of earthquake induced failure and uncertainties in such estimate to be used in event trees, system models, and fault trees for evaluating the probability of earthquake induced core melt.

This paper concentrates on the first two steps with emphasis on step 2. The major difference between the work presented and previous papers is the development and use of uncertainty estimates for both the ground motion probability estimates and the conditional probability of failure estimates.

The ground motion capacity of a structure, component, etc., is treated for simplicity and clarity as a product random variable A given by $A = A(R)(U)$ where A is the best estimate of the medium ground acceleration capacity, (R) and (U) are lognormal random variables with unit median and logarithmic standard deviation R and U , respectively.

- (R) expresses the dispersion in the ground acceleration capacity due to underlying randomness from such sources as:
- (1) the variability of an earthquake time history and thus of structural response when the earthquake is only defined in terms of the peak ground acceleration; and
 - (2) the variability of structural material properties associated with strength, inelastic energy absorption, and damping.

Essentially, (R) represents those sources of dispersion which can not be reduced by more detailed evaluation of more data. Uncertainty concerning the ground motion capacity is expressed by (U) which results from such things such as:

- (1) lack of complete knowledge of structural material properties.
- (2) errors in calculating response due to approximate modelling.

This paper presents a methodology (with examples) for estimating A, (R), and (U) for structures and components. These estimates are then used to estimate conditional probabilities of failure with confidence bounds on these estimates.

The conclusion is that a rational approach exists for estimating earthquake induced probabilities of failure. Confidence bounds on such estimates can be developed to express uncertainty in the parameters used. Such an approach is preferable over one in which dispersion due to underlying randomness, and due to uncertainty in the data are combined into a single probability of failure estimate with no estimate of the uncertainty in this probability.

P.S.:- This is an expanded version of invited paper K2/1, which was presented at the 5th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, Berlin (West), 13-17 August, 1979.

- (R) and (U) mentioned above are to be read/considered as subscripts of ' ', where the former refers to unit median and the latter to the logarithmic standard deviation.
-

Report No. 001

AnG

Title : Seismic Safety Margins Research Program

Phase I Final Report- Overview

No. of Pages : 56

For : U.S. NRC; NUREG/CR-2015, Vol.1.UCRL-53021 Vol.1.RD.RM

Publisher : Lawrence Livermore Lab., 7000 East Avenue, Livermore, CA 94550

Date : 1981 April

Authors : P.D. Smith, R.G. Dong, D.L. Bernreuter, M.P. Bohn, T.Y. Chuang,
G.E. Cummings, J.J. Johnson, R.W. Mensing, J.E. Wells

This research is a multi-year, multi-phase procedures aiming at developing improved methods for seismic safety assessment of nuclear power plants.

The said phase is outlined in the following steps:

- (i) Site selection and data collection (Zion-Site)
- (ii) Seismic input (HAZARD-Program)
- (iii) Soil-Structure Interaction (SMACS-Program)
- (iv) Major-Structure Response (SEISMIC-Program)
- (v) Subsystem Response, fragilities

The definition of risk adopted here is a non-standard one; it is solely called as the probability of radioactive release. The methodology implementation requires the computer programs HAZARD, SMACS and SEISMIC.

The analysis strategy/ computational procedures, particularly the 'HAZARD', i.e., seismic input is explicitly described hereafter:

The facts that there are

- (i) short period of time for which the magnitude of seismic data is actually available.
- (ii) scarcity of strong-motion data, and hence the utilization of 'point dislocation' concept.
- (iii) considerable uncertainty about the mechanism of seismics led to heavy reliance on 'expert' opinions.

Therefore, in order to tackle the problems that might raise due to the above mentioned three points, the panel judgment proposed to that the following steps are to be carried out as fundamental part of Phase I.

- (a) specification of seismic zones of roughly uniform seismicity.
- (b) occurrence model to specify probability distribution of earthquake magnitude, time dependence of seismic events for each zone, where it has to be constructed on "corrected" historical events.
- (c) ground motion model that accounts for source effects, regional attenuation and local site effects, where the model could be derived from magnitude weighting, i.e., site intensity, epicentral distance etc.
- (d) development of the computer program HAZARD.

The 'HAZARD' curves were plotted on semi-log paper representing annual probabilities versus peak ground acceleration (g).

Subsequent programs and relevant analysis including event-trees and fault trees are explicitly discussed in the original paper.

Report No. 077

AnG

Title : Analysis of Nuclear Facilities for Tornado- Induced Flow and Reentrainment

No. of Pages : 35 ?(*)

Publisher : Los Alamos Scientific Laboratory - University of California -
P. O. Box 1633, Los Alamos, New Mexico 87545

Date : 1979 January

Authors : R.W. Andrae, R.A. Martin and W.S. Gergory.

An analytical procedure for calculating tornado-induced flow and material re-entrainment within nuclear fuel facilities has been proposed.

The procedures involve the following four steps:

- 1) - modelling an overall ventilation pathways
 - predicting tornado induced flows and pressures.
- 2) - predicting velocities within the room induced by the flow from (1)
- 3) - using such velocities for predicting re-entrainment and suspension of particulate materials.
- 4) - predicting release possibilities from the flow patterns.

where (1) and (2) of the above were processed in form of computer code.

The modelling parameters, i.e., cells, ducts etc., were graphically illustrated in Figure 2 and the model itself is shown in three dimensional space in subsequent figures.

(**) The even-numbered pages of this paper were unavailable.

Report No. 053

AmR

Title : The Part Played by Human Intervention in Improving Safety Levels in Severe Accidents (Prevention, Mitigation)

No. of Pages: 5

Publisher : OECD/NEA (SINDOC(85)63)

Date : 1985 April 29

Author: J. Pele

This paper covers responses from FR Germany, Finland, France, Spain, Switzerland, U.K, and U.S.A.; responses from Italy, Japan and Sweden were not available by the publication date of this paper.

The operating procedures based on accident sequences in the design basis have been dominant. However, new types of such procedures have emerged as a result of taking severe accidents into consideration on the one hand and paying more attention to the increased degree of automation on the other.

The major systems considered to be subject to safety- consideration and/ or malfunction of the systems' components are outlined as follows:

- anticipated transients without scram (ATWS)
- loss of heat sink
- loss of normal-and- auxiliary SG feedwater system
- total loss of electrical sources.

Review of corrective measures envisaged were listed too, where they cover two areas, namely:

(a) technical means

(b) organization of operating personnel

Specific case of severe accidents with core damage or melt as well as validation of methods and procedures were presented.

The general comment of the author concluded that all responses were useful and they should be circulated, since this document has been considered in terms of distribution as restricted.

Report No. 062

AmG

Title: Analysis and Design of a Nuclear Safety System vs the Operator Time Constraints.

No. of Pages: 7

Publisher: Commission of the European Communities, Joint Research Centre, Ispra Establishment.

Reprint of a paper distributed at the IFAC/IFIP/IFORS/IEA Conference on Analysis, Design and Evaluation of Man-Machine Systems held in Varese, Italy.

Date : 1985 September 10-12.

This paper describes the basic features of a new concept of incident simulator, System Response Analyser (SRA), which is being developed within the CEC-JRC research program on Reactor Safety and which is focussed on the problem of management of safety systems in emergency conditions. The results obtained in the case of the Auxiliary Feedwater System of Paluel Nuclear Power Plant show that SRA is particularly valid in the fields of design and reliability.

Such good results are to be attributed to the self contained evaluation of the physical transient response of the systems combined with human actions and to the easily performed identification of the operator time constraints for the appropriate management of the system. Indeed, the study of the effects of the operator interventions, even if based on a simple parametrical model for the decision making process, enhance the potentiality of the proposed techniques.

There is also some keywords to mention such as dynamic response, ergonomics, human factors, management of systems, man-machine systems, nuclear plants, probabilistic risk assessment and reliability theory.

Report No. 038

PtR

Title: Probabilistic Methods in the Field of Reactor Safety in Germany

No. of Pages: 7

Publisher: (Journal) Annals of Nuclear Energy, Vol. 6 pp 291-297

Pergamon Press Ltd. 1979, G.B.

Date: 1979 January 3 (received)

Affiliation: T.U. Muenchen, Lehrstuehl fuer Reaktordynamik und Reaktorsicherheit, FRG

Authors: A. Birkhofer

Deterministic safety assessment alone seemed to be felt satisfactory by the people concerned, i.e. those in charge in such issues. They refrained from adopting PRA- approach, mainly due to limited data available on reliability.

The development of analytical methods and supply of data comprised produced steps pertaining to (i) reliability codes, (ii) component data, (iii) common mode failure, (iv) human influence, (v) structure analysis, (vi) process computers.

The portion showing the present significance of reliability analysis cover (i) application, (ii) rules and regulations.

Reliability analysis aims at calculating the probabilities of the proper function or malfunction of the engineering unit under consideration.

Risk analysis is to determine not only the probabilities of system failures but also the probability and extent of possible consequences inside and outside the plant resulting from such failures.

The latter includes four items on (i) actual risk studies such as AIPA, (ii) methodology, (iii) present significance and (iv) the non-technical aspects that to be confronted from political, legislative and psychological aspects.

Report No. 076

PtF

Title : Component Failure-Rate Data with Potential Applicability to a Nuclear
Fuel Reprocessing Plant

No. of Pages : 41

Publisher: E. J. du Pont de Nemours & Co. - Savannah River Laboratory,
Aiken, SC 29808

Date : 1982 July

Authors: Arthur H. Dexter and William C. Perkins

From computer search of several data bases and published literature, more than 1200 data items pertaining to component failure rate were listed in 32 consecutive pages. Arrangement is made alphabetically and the coverage extends to 136 categories. Each category comprises coefficient description, failure rate, high value, low value and reference number; the latter is accordingly listed in two pages.

The failure rates as such were taken as medium or average and were presented in computer terminology; for instance a failure rate of $2.5**(-10)/hr$, $2.5e-06/hr$.

The search for component failure-rate data was accomplished by both
(a) manual search of journals on reliability and safety analysis (1970-1980),
in addition to unspecified number of other publications (non-journalistic), and
(b) computer search involving the use of ORNL's PECON system to search both Energy
Data Base (EDB) as well as the data base of Nuclear Science Abstract (NSA);
furthermore, such computer search included also the use of Dialog information
retrieval system of Lockheed to search COMPENDEX, INSPEC, ISMEC and SCI-
SEARCH as well.

Report No. 023

PlG

Title : EuReDatA (European Reliability Data)

Project No. 1

Reference Classification concerning Component's Reliability

No. of Pages: 58

Publisher : Commission of European Communities/ Joint Reserach Center

Ispra Establishment

Date : 1983 February

Authors: Members of EuReDatA Groups

This paper comprises 4 chapters and 5 appendices. It is the output of 10 years' work carried out by 11 European groups/establishments dealing with nuclear, space and telecommunication issues.

The aim is data pooling etc. in order to provide a comprehensive reliability data bank on the above mentioned points of interest. In fact, 13 additional groups/ establishments made use of the project within the last four years, i.e., since 1979.

The work classifies the failure rate, i.e., the termination of an item to perform a required function in terms of mode (observation), cause ('tracable' identification), descriptors (attributes: instrumental, material, mechanical, design).

The Common Classification Descriptors were coded according to two criteria:

- 1) those applicable to parameter ranges such as area, current (low- medium-high), efficiency, fluid velocity, frequency, mass flow, outside diameters, power, pressure, rotational speed, size strok, temperature, tube number, voltage (low- medium- high) and volumetric flow, where almost all of them have SI-units or the latter's derivatives.
- 2) those applicable to literal descriptors such as bearing type (load side, load free), cooling medium, cooling type, connection type, environment (relevancy to sea level), climate, environmental influences, relative humidity, installations, radiation, type of industry/ installation, vibration, lubrication type, maintenance system, manufacturing process, materials, mechanical transmission devices, medium, operation mode as well as sealing type.

Radiation only has been subcoded in order to allow estimation of radiation level and relevant units were to be accordingly assigned, and where the entire electromagnetic spectrum has been literally covered.

Finally, a definition of component's boundary has been derived. Emphasis has also been placed on component engineering and operating characteristics with representation of the latter in form of hierachial diagram,

Some attributes in this regard were taken into account such as :

- a) mechanical valves.
- b) electric motors.
- c) standby emergency diesel-generator.
- d) electro-mechanical actuators.
- e) hydraulic actuators.
- f) pneumatic actuators.

Each one of the above mentioned attributes was subject to 3 procedural consecutive steps:

- (i) boundary definition and eventual auxiliary devices.
- (ii) a tree with 3 branching grades has been contructed to cover the literal descriptors.
- (iii) a table to cover categorized descriptors, associated with the attribute.

The appendices furnish data on the groups involved in implemnting Project 1. They yield the following distribution:

- 1- Failure definition (6 persons)
- 2- Diesel generator (3 persons)
- 3- Mechanical valves (5 persons)
- 4- Actuators (4 persons)
- 5- Electric motors (5 persons)
- 6- Common classification descriptors (2 persons)
- 7- Harmonization of component's classification (7 persons)

It should be pointed out that some members were involved in the activities of more than group.

Other appendices provide explicit presentation on classes, types, standards and modes as well as on protection of both persons against contact with live or moving parts in the enclosures and equipment against ingress of solid foreign bodies on the one hand and on the protection of equipment against ingress of liquids on the other.

Report No. 009

CtR

Title: Accident Analysis // Edited by P. M. Haas and H. E. Knee

Recent Developments in Reactor Accidnet Offsite Consequence Modelling

No. of Pages: 10

Publisher : Nuclear Safety -Journal-, Vol. 23, No. 6, Nov.-Dec. 1982

Date : 1982 Nov., Dec.

Authors: D.C. Aldrich, D.J. Alpert, J.L. Sprung and R. M. Blonds.

This paper discusses the PRA/PSA portion which is pertaining to environmental transport analyses for estimating the consequences of an accident.

Models developed for oofsite consequence analysis are descriptive. They cover transport and dispersion of released radioactive materials. They, furthermore, predict interaction as well as influence on man and environment.

A series of models were reviewed such as the RSS with its CRAC model (1975), Lewis Committee (1978), i.e., Risk Assessment Review Group of NRC, where TMI-accidnet (1979/1980) was covered by it in a later phase as well as the German Risk Study Phase A (1979 - EPRI translation 1981).

Basically, the results obtained are normally displayed in form of complementary cumulative distribution function (CCDF, plot of probability that a consequence of a given magnitude will be equaled or exceeded) and the expected (mean) values. The said concept has particularly been applied to CRAC model. Surveys showed so far that the models or rather submodels (atmospheric dispersion; Gaussian plume model) failed to take into account the treatment of local phenomena such as the topographic influences and land-sea interface. Such a point has been attributed to the anticipation that the Gaussian plume would disperse in unidirectional form only. Other models were mentioned too such as the TIRION (UKAEA-1978); MARC (UKAEA-1981), ALICE (1981/ France) and ARANO (1979/ Finland).

CRAC has been subject to further modifications in order to incorporate previously neglected or poorly treated phenomena. The modified models are:

CRAC2 :(Sandia National Lab. 1982) with:

(i) weather consequence sampling (diurnal, seasonal and 4-day weather cycle); 91 sequences based on 4-d cycle with 29 weather categories where the latter is based on initial atmospheric stability, wind speed, precipitation rate etc.

(ii) delay-time between warning and start of evacuation, more realistic evaluation speed, explicit calculation of time (exposure, nuclides deposition); consideration for people sheltering, plume rise, washout.

CRACIT: (CRAC including trajectories): (77)

(i) MPF (modified potential flow)- method for examining the effect of site-specific topographic features.

(ii) evacuation model in this case takes into account the impact of plume, inversion layer, washout on the routes making thus it, i.e., the model not necessarily radial.

NUCRAC: of Science Application Inc. (SAI-1980) incorporated:

(i) plume depletion by dry deposition based on particle-size distribution and gravitational settling.

(ii) chronic exposure pathways and their relevancy to crop production.

Analyses of liquid pathways consequences did not yield the same degree of investigation, since hydrospheric transport of contaminants would allow for significant decay of radioactive nuclides before reaching nearby residing human population.

For site-specific risk evaluation, CRACIT has been used. For emergency planning and response, CRAC was used. For reactor siting recommendations, CRAC2 was used. As to the procedures guide of PRA, IEEE and ANS provided jointly the state-of-the art in this aspect, particularly in terms of acceptability criteria for analytical techniques, assumptions, modelling approximation and methods for treating uncertainties, standards for documentations and quality control as well.

In fact, modelling uncertainties rise from two sources, namely,

- (i) incomplete understanding of phenomena involved in the transport of radionuclides; and
- (ii) simplification made in the course of modelling process.

Regarding input data, their uncertainties would usually be attributed to:

- (i) data availability
- (ii) determination and/or election of the mean values.
- (iii) quality of data.
- (vi) statistical variations.

Moreover, there has been some attempts to carry out partial uncertainty estimates, where the latters were derived by using the techniques adopted in sensitivity analysis. However, the need for quantifying such uncertainties has been stressed.

The consequence models are important tools for decision making; however, some areas remain requiring further improvements such as source terms, plume depletion process, effect of wind trajectories on population exposure and the effectiveness of emergency response.

Report No. 031

CtR

Title: Overview of the Reactor Safety Study Consequence Model
 (assigned by DOC as : NUREG-0340)

Number of Pages : 49

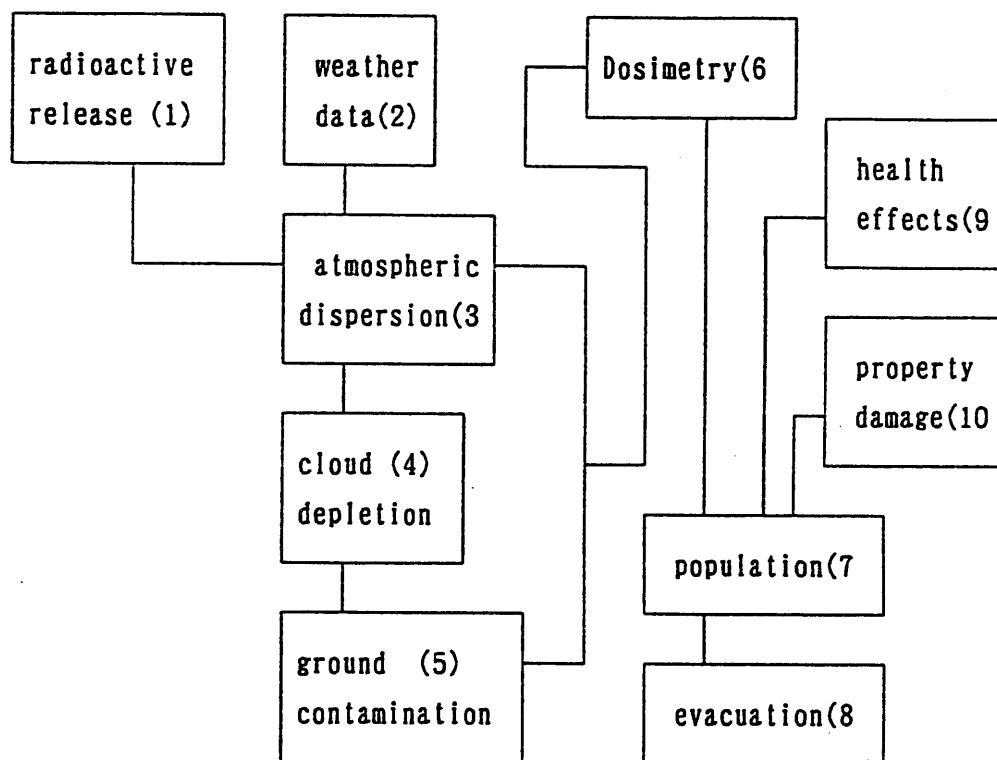
Publisher : Office of Nuclear Regulatory Research. - U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, D.C. 20555

Date : 1977 October

Authors: I. B. Wall, S. S. Yaniv, R. M. Blond, P. E. McGrath, H. W. Church and J. R. Wayland

This paper describes the calculation and functional performance of consequence model as performed in WASH 1400 on RSS.

The consequence model as such is shown below:



In order to estimate the magnitude of the release, phenomenological models were used for describing the liberation of radioactive materials from the fuel and their transport to the exterior of the reactor containment building.

The results of the consequence is a set of complementary cumulative distribution function (ccdf) for specific consequences (e.g. early fatality, property damage).

Basically these ccdfs are generated by calculating the magnitude of each consequence for each combination of postulated accident release magnitude, weather and population , and then after ranking these magnitudes, by plotting the aggregate probability of all combinations which exceed a specified magnitude versus that magnitude. [A ccdf is defined as plot of the probability of equaling or exceeding a specified value versus the specified value already anticipated beforehand.

Report No. 004

CnF

Title : Increment of Analysis

An Estimate of Airborne Release of Plutonium from Babcock and Wilson
Plant as a Result of Severe Wind Hazard and Earthquake

No. of Pages: 72

For: Division of Fuel Cycle and Material Safety; Fuel Reprocessing and Recycle
Branch; U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, D. C. 20555
under DOE Contract EY-76-1830 , NRC FIN No. B2093

Publisher: Battelle , Pacific Northwest Laboratory, Richland, Washington 99352

Date : 1978 October

Authors: J. Mishima (PNL), L.C. Schwendiman (PNL), J.E. Ayer (USNRC)

This part of PRA/PSA studies deal with risk assessment in one field, namely the respirable fraction of airborne particles released from MOX- fabrication plants with particular emphasis on plutonium as well as its resuspension probability. This study concentrates on external initiating events such as earthquakes and wind hazards. It formulates such events in terms of their postulated probabilities of occurrence per year.

The release of Pu mass (given in grams) in form of particulates, whose aerodynamic diameters do not exceed 10 micrometers, is presented in tabulated form with respect to various wind speeds at 38, 42.5, 49, and 58 m/s in one case and to different magnitudes of earthquakes with peak-ground acceleration levels of 0.2 to 0.3 g in the other case. The calculation for both cases have been performed at time intervals ranging from 0 (i.e., instantaneous) up to 4 days.

Facility description and areas of concern, i.e., where significant quantities of Pu and U in solid form of fuel rods in containers or in liquid form as diluted solutions in vessels, are explicitly stated in the report.

Report No. 037

RIR

Title : HTGR Risk Assessment Study

No. of Pages : 23

Publisher : (?) - Project supported by US ERDA

Date : referring to references (1977/1978)

Affiliation: General Atomic Company P.O.Box 81608, San Diego, California 92138

Authors : V. Joksimovic, W.J. Houghton and D.E. Emon

The Accident Initiation and Progression Analysis (AIPA) study being performed for the high-temperature gas-cooled reactor (HTGR) utilizes methods of probabilistic risk assessment similar to those used in RSS (WASH-1400). Analytical methods are employed for the treatment of common cause failures that involves human errors and other dependencies in redundant system.

The original objectives of AIPA was to provide guidance for safety research and development programs for HTGRs. Core heatup events appear to be relatively important though the risk from such accidents in the HTGR is found to be low. Plateout and fission product transport within the pre-stressed concrete reactor vessel (PCRV) during core heatup rank high as important subjects for R&D in safety in order to confirm the degree of potential products. Conclusion about relative and absolute safety of HTGR were reached. Results are encouraging with respect to reduction of potentials for fission product release.

Report No. 051

RtR

Title : Critical Review of Analytical Techniques for Risk Studies in Nuclear Power Stations

No. of Pages : 96

Publisher : OECD/NEA/SINDOC (85) 161

Date : 1985 September 12

Authors : L. Camarinopoulos, W. Kroeger, H. Hirschmann, G. Becker

In this portion of the critical review of analytical techniques for risk studies, a formula of questionnaires has been presented. The studies selected covered the following:

- Arkansas Nuclear One
- Big Rock Point
- Indian Point 3
- German Risk Study/ Phase A

and finally a comparison.

Evaluation of the questionnaires has been implemented by taking the following points into consideration.

- (i) management aspects
- (ii) initiating events
- (iii) accident sequence analysis
- (iv) reliability techniques
- (v) data base
- (vi) dependent failures
- (vii) human actions
- (viii) uncertainty analyses

Concerning the relevance of different technical designs, a small LOCA has been used as an example.

Report No. 002/ 014/ 028/ 029

RtF

Title : Status Report on the EPRI Fuel Cycle Accident Risk Assessment

No. of Pages : 182/ 181(B5)/ 9/ 4

Publisher: Science Application Inc., Palo Alto, California 94304, FOR:

EPRI NP-1128, Research Project 767-1/ Interim Report.

Date : 1979 July (received by librarian on 1984.11.14)

Authors: R.C. Erdman, R.R. Fullwood, A.A. Garcia, Z.T. Mendoza, R.L. Ritzman
and C.A. Stevens.

EPRI is conducting a study of the radiological risks of the fuel cycle supporting the production of electric power by commercial nuclear reactors. The routine risk from mining and milling and the accident risks from reprocessing, mixed-oxide fuel fabrication, transportation of recovered material, and waste disposal have been investigated in five draft reports, and the results are presented here with modifications in response to peer review of these reports. This set of fuel cycle steps was selected as representing the dominating radiological risks of fuel cycle involving recovery of plutonium and uranium. One of the purpose of this work is to complete the estimated radiological risk of nuclear electric power generation by addressing the risk of the supporting fuel cycle.

This work is undertaken in appreciation of the limitations of numerical estimates of the probabilities and consequences of accidents associated with any industry. A set of accident chosen to represent the risk of a plant is known to be incomplete. The intention on the part of the analyst is that by careful selection of the accident set and by conservatively treating those selected, the results will approximate the true risks.

The true risk itself is an idealization. It is a measure of the dose or health effects per plant or unit of electric power that would be experienced if the number of identical plants is extremely large. This is obviously incorrect; plants are not identical.

The number is not infinite and plants continuously evolve through the rectification of areas of weaknesses and through design improvements. Thus the risk model will never be realized in actuality and should only be viewed as an imprecise metric of safety. The alternative to probabilistic risk analysis is engineering judgement at best and just judgement at other times.

Because the work described here uses the results of the Reactor Safety Study (WASH-1400) as a measure of nuclear power plant risk and uses the methods of WASH-1400 to assess the fuel cycle risk, it is appropriate to quote the Lewis Committee (NUREG/CR-0400), "Despite its shortcoming, WASH-1400 provides the most complete single picture of accident probabilities associated with nuclear reactors".

Specifically the results of the EPRI fuel cycle risk assessment are that the supporting fuel cycle contributes about 1% of the risk of generating nuclear electric power and thus the results of WASH-1400 reasonably approximate the full risk of nuclear power. For perspective, the radiological risk from a very large nuclear power industry (685 plants) projected for the future would provide less than 1/200 ths of the exposure that the public would receive from the radioactivity of the earth and that coming from the sky.

The work reported here ranks the fuel cycle steps in decreasing order of risk as : mining and milling..transportation, mixed-oxide fuel fabrication, reprocessing, waste disposal preclosure, and waste disposal post-closure. This ordering is approximately the reverse of that perceived by the public as reflected in the news.

The highest ranking radiological accident risk contributor, transportation, has an overall radiological risk of about 1/1000th of that being run over by a waste-carrying truck.

This study includes contributions from a series of Peer Review meeting attended by individuals from industry, national laboratories and engineering organizations. It is based in part on five draft reports, one on each fuel cycle step, which have been reviewed and modified by the Peer Review Group.

In addition, the MOX fuel fabrication report was reviewed in depth by another contractor, and a similar review is in progress for the mining and milling and high level waste. However, the present report itself has not been subjected to peer review.

The methods used in this study were based on procedures and practices of the RSS in order to determine as accurately as possible the risk of the supporting fuel cycle relative to that of the nuclear power plant. Significantly different procedures would have required a reanalysis of the power plant, a task considerably outside of the committed resources. Reactor Safety Study practices have been modified to reflect the numerous reviews and criticisms of that study. A particular effort had been made to indicate error bounds that are excessively encompassing in order to mislead no one regarding the precision of the estimates.

The general method used in the analysis of radiological accidents for a fuel cycle step or facility was to prepare a condensed engineering description the facility oriented toward safety rather than production features. From this descriptions, a preliminary hazard analysis (PHA), a tabular listing of conceivable plant accidents, was prepared. The emphasis in a PHA is on completeness rather than credibility. Working from the PHA, the higher risk accidents were selected, and the multiple barrier failures that must occur before the public is affected, were diagrammed in the form of fault trees. There fault trees were quantified using failure rate data that was as appropriate as could be found.

Release source terms were calculated from the material mobility and from the forces available to disperse the material. This, too, is subject to error that has not been specifically included in the results. The quantity of radioactive material released outside of the plant would depend on the performance of ventilation filters and the size of particles being dispersed. Experimentally measured dispersion for both wet and dry processes were used in this study (Appendix A). While two dispersion categories do not precisely characterize fuel cycle plant aerosols, they do provide better characterization than the usual assumption of a single most penetrating particle size. Consideration is also given to the fact that high-efficiency particulate (HEPA) filters may fail and release collected material.

An area of conservatism in the analysis was in the use of 40000 MWd/T for fuel burnup and 90 to 150 days for cooling. In addition, some conservative release fractions were used in the reprocessing treatment. One area of future work will be refining values for both probabilities and consequences and more detailed treatment of error bounds to more accurately reflect the uncertainties. The general individual accident error factor estimated in this report is 50, but much larger error factors are given for extremely unlikely events. An aspect which may be regarded as misleading is the quoting of results per year while some risks persist into the distant future. This was done for consistency with WASH-1400. A time-integrated treatment would require the calculation of plant lifetime risks including decommissioning and must remain for future work.

Future efforts are expected to involve refinements of this work, review of fuel cycle steps not addressed here (preliminary analyses indicate that these are small contributors), occupational and routine risk, and radiological accident risk of alternate fuel cycle.

Reports No. 018 and 019

RtF

Title: Nuclear Fuel Cycle Risk Assessment: Description of a Representative
Non- Nuclear Facilities

No. of Pages: 379 + 360 (totalling 739)

Publisher: Pacific Northwest Laboratory, Richmond WA 99352, for the US
Nuclear Regulatory Commission, Washington, D.C. 20555, NRC FIN
B2402

Date: 1982 September (published); 1982 July (completed)

Author: K. J. Schneider, Co-Ordinator

The U.S. Nuclear Regulatory Commission has initiated the Fuel Cycle Risk Assessment Program to provide risk assessment methods for assistance in the regulatory process for nuclear fuel cycle facilities other than reactors. This report, the first from the program, defines and describes fuel cycle elements that are being considered in the program. One type of the facility (and in some cases two) is described that is representative of each element of the fuel cycle. The descriptions are based on real-industrial scale facilities that are current state-of-the-art, or on conceptual facilities where none now exist. Each representative fuel cycle facility is assumed to be located on the appropriate one of four hypothetical but representative site described in the report. The fuel cycle in this report are for LWR with once through flow of spent fuel, and with plutonium and uranium recycle. Representative facilities for the following fuel cycle elements are described for uranium (or U plus Pu where appropriate): mining, milling, conversion, enrichment, fuel fabrication, fuel reprocessing, spent fuel storage, high level waste storage, transuranic waste storage, spent fuel and high level and transuranic waste disposal, low level and intermediate waste disposal, and transportation. For each representative facility the description includes: mainline process, effluent processing and waste management, facility and hardware description, safety related information and potential alternative concepts for that fuel cycle elements. Emphasis of the descriptive material is on safety-related information. This includes operating and maintenance requirements, input/output of major materials, identification and inventories of hazardous materials (particularly radioactive material), unit operations involved, potential accident driving forces, containment and shielding, and degree of hands-on operation.

2.0 SUMMARY

This report provides descriptions of facilities that are representative of the Light Water Reactor (LWR) fuel cycle. The descriptions cover all major commercial-scale elements for the once-through fuel cycle and for plutonium recycle, from uranium mining to waste storage and disposal, and including transportation of radioactive materials. This information was developed for the U.S. Nuclear Regulatory Commission's Fuel Cycle Risk Assessment Program. The information in this report will provide much of the facility descriptive material for the ranking of fuel cycle elements by risk and for the assessment of risk methods that have been recently initiated in the program.

One type of facility (and in some cases, two) is described in detail for each element of the fuel cycle. These descriptions are based on facilities that are current state-of-the-art. All information is derived from available reports on real facilities where they exist or on conceptual facilities where none now exist. Some modifications to existing facilities are conceptualized to suit the purpose of this report.

Four hypothetical but representative sites are described briefly in this report. Each facility (except transportation hardware) is hypothetically placed on the site appropriate for that facility. This standardization of site characteristics will assist in later normalization of risk analysis information for each of the representative facilities. The characteristics of the four sites and the fuel cycle facilities for which each is used are summarized in Table 2.1. The two sites for mines, mills and geologic disposal facilities are representative of the western U.S., and the two sites for shallow land burial and all other facilities are representative of the eastern U.S. All are located in rural areas.

The fuel cycles considered in this report, and the relationships of the various fuel cycle elements, are shown schematically in Figure 2.1.

The description of each of the 15 facilities includes mainline processing, effluent processing and waste management, physical plant arrangement and major equipment. A summary of the descriptive information for each facility is given in Table 2.2. The facilities selected are existing, large-scale, and current state-of-the-art where available. Where such real facilities do not exist, available conceptual facility designs were used. In a few cases, some conceptualization was done in this study. Also for each fuel cycle element a brief description of major alternative process schemes is given, with some of the more important safety-related information presented qualitatively for the respective alternatives.

Significant emphasis is placed on providing safety-related information for the representative facilities. This includes descriptions of operating and maintenance requirements, input/output of major hazardous materials, inventories of major hazardous materials, unit operations involved, degree of remote and hands-on operation, accident driving forces, and containment

TABLE 2.1 Summary of Site Characteristics for Representative Fuel Cycle Facilities

	Site			
	A, for Mines Mills (Sect. 5)	B, for Geologic Disposal (Sect. 6)	C, for Shallow Land Burial (Sect. 7) (a)	D, for All Other Fuel Cycle Facilities (Sect. 8)
Typical part of the U.S.	West	West, with climate as in East	Southeast	Midwest or South Midwest
Total area, km ²	13	34.7	0.6	4.7
Population within 80 km	56,000	56,000	480,000	3,500,000
Regional land use				
• Farms, %	Low	Low	55	80
• Developed, %	Very low	Very low	20	NA
• Undeveloped, %	Most (cattle grazing)	70% (cattle grazing)	25	NA
Distance to nearest flowing stream, km	No streams nearby	<5 Intermittent ~40 Continuous	1	Onsite
Annual precipitation, mm	300	1022	1170	610
General climate	Semiarid	Temperate	Humid, subtropical	Continental
Lithology	Very thick, old sedimentary rocks	Thick, sedimentary rocks over bedded salt, 510 m deep	Various sedimentary rocks, >80 m deep	Moderate sedimentary over old bedrock
Depth to ground-water, m	32-46	<120	12-17	~5

(a) Also used in this study for the dry-well concept for storage of solidified high-level waste canisters.

NA = Not Available.

92)

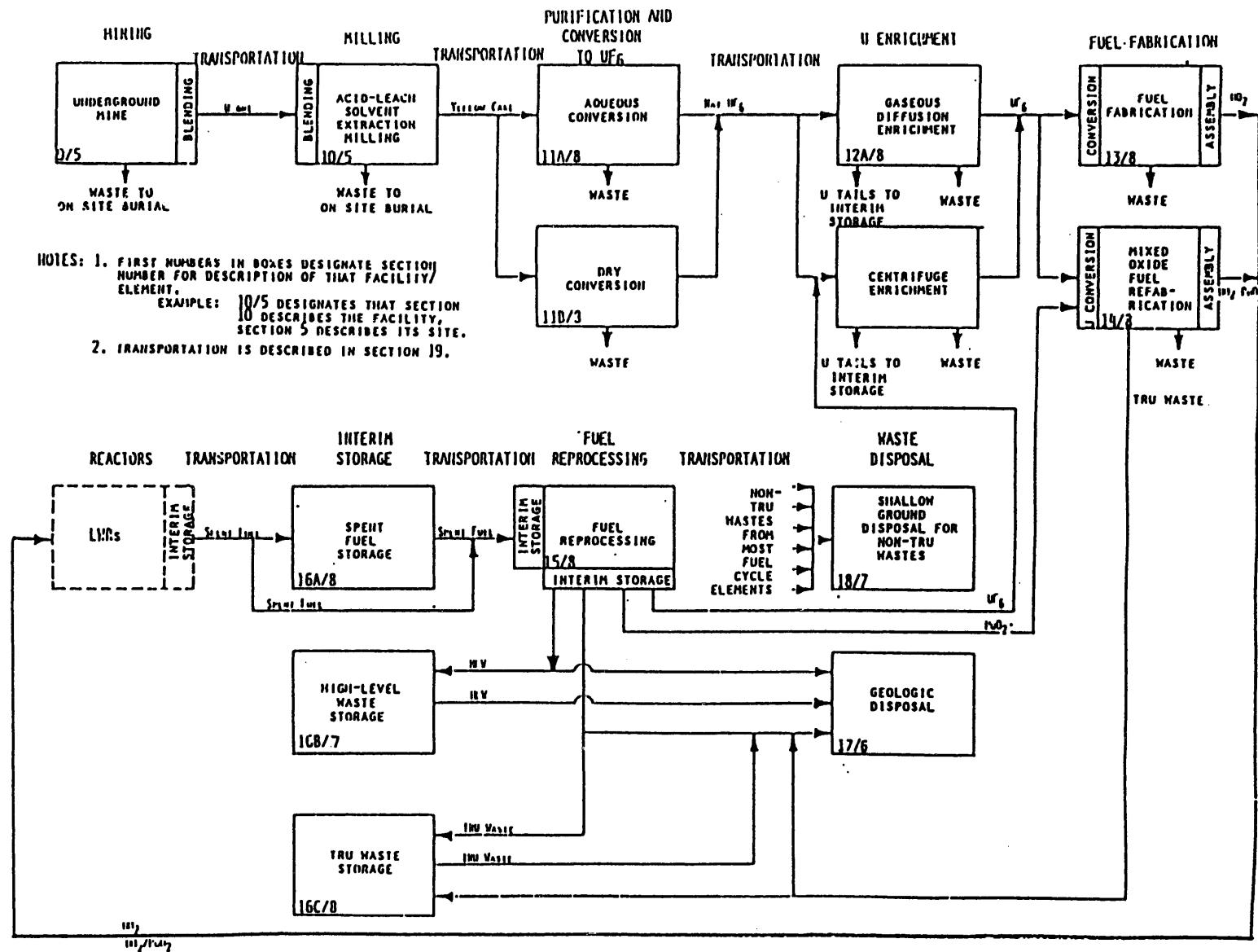


FIGURE 2.1. Fuel Cycles and Fuel Cycle Elements in This Study

and shielding systems. A summary of the safety-related characteristics of the fuel cycle facilities is given in Table 2.3. In general, the safety-related concerns increase as one progresses from the front end fuel cycle elements to a peak at the fuel reprocessing plant. Beyond there, these concerns are generally no greater than, or are less than, those in fuel reprocessing. As is known, most safety-related characteristics for the front-end fuel cycle elements are generally similar to those of conventional mineral processing. For enrichment and fuel fabrication, nuclear criticality becomes a potential concern and better containment and effluent control is used. For the remaining elements, containment and effluent control is exceedingly strict. Modest shielding is needed in mixed-oxide fuel refabrication and large quantities of plutonium are handled. Fuel reprocessing involves large amounts of fission products (which require heavy shielding), it involves numerous unit operations with radioactivity in many forms (many of which are highly dispersible), and it must deal with high rates of heat generation from radioactivity decay. Waste storage and disposal deals generally with the materials from fuel reprocessing (and from most other fuel cycle elements), but the material is handled in high-integrity, sealed packages. Transportation deals with all fuel cycle materials with safety concerns similar to those of the respective fuel cycle elements from which the materials arise. Transportation, however, is the only element wherein the radioactive materials exist in large quantities beyond the fence of a stationary production site.

This report is believed to contain more descriptive detail than any other known compilation for essentially all nonreactor elements of the uranium fuel cycle. The amount of information in this report was limited by the availability of appropriate information and by the time and resources available for developing this report. The information should provide a reasonable starting point for filling in more information for performing detailed safety/risk analysis of fuel cycle elements.

Report No. 25

RtF

Title: Status of Nuclear Fuel Cycle Risk Assessment Data Base / Final Report

Number of Pages: 333

Publisher: Science Application Inc., 248-81 Palo Alto, California, U.S.A.

Date : 1981.06.22

For : SISCO / PNC

Authors: C.A. Stevens, R.R. Fullwood, G.L. Simons and R.R. Jackson

Several procedures dealing with the PRA were proposed, and the basic ones are listed hereafter:

- [A] The fault/event tree, whereas the incident of low energy liquid release has been selected as an illustrative example.
- [B] The CRAC model, i.e., Consequence of Reactor Accident Code using polar co-ordinates is presented reflecting 16 compass direction with 22.5 degree each and 34 radial elements spread over 5 miles in radius (as originally devised in WASH 1400; Appendix 1).

The model as such comprises several submodels, i.e.,

- (i) Population, land use data.
- (ii) Weather dispersion model (wind speed, stability, blowing direction)
- (iii) Dose model(six pathways including inhalation 266 cc/s)
- (iv) Evacuation model(radial traffic flow/keyhole shaped evacuation region)
- (v) Health Effects model
- (vi) Property Damage and Costs model (costs associated with evacuation of inhabitants, food intake, milk etc.)

The search procedures proposed the following sequence of questions: (i) what are you looking for ?- (ii) how can you identify the item ?- and (iii) where is it ?.

[C] Modelling Procedures:

The type of information has been determined by approximating the physical entities into mathematical modelling, whereas the concept of working/ no-working has been introduced by adopting the notations:

$N(0)$: component in service.

N : component in operation.

$[N(0)-N]$: failed component

λ : rate of failing (proportionality constant)

μ : rate of repair

$$\frac{dN}{dt} = -\lambda N + \mu [N(0) - N]$$

von Mise probability of a given component being operational:

$$P = \lim_{t \rightarrow \infty} \frac{N}{N(0)} \quad \text{for } N(0) \rightarrow \infty$$

$$\frac{dP}{dt} = -\lambda P + \mu(1-P)$$

For $P=1$, $t=0$

$$\text{Solution: } P = \frac{\mu + \lambda \exp{-(\lambda + \mu)t}}{\lambda + \mu}$$

Applying simple Markov Analysis by setting $P = \mu/(\lambda + \mu)$ and $q = 1 - P = \lambda/\mu$

[D] Data Base Approach:

Data Base was developed by adopting a system approach to reliability and safety, which was originally devised for aerospace industry.

The aim of such data base is to provide traceable mathematics on the one hand and to serve as a tool to enable predicting accidents before occurrence. In this context, the failure rate studies made a distinction between data reference and data base, where both have to satisfy an immediate need over a period of time.

[E] Processes in Fuel Processing:

The processes pertaining to fuel cycle plant are described, namely for the LWR are described. Uranium conversion including mining, milling towards 85-90% yield of U3O8 yellow cake, UF6 conversion prior to enrichment, enrichment, reprocessing in five facilities utilizing the methodologies in Bismuth phosphate, redox, purex etc. UF6 production in two facilities utilizing dry and wet approaches; fuel fabrication plants, particularly MOX, and the HEP. Waste management in terms of vitrification and disposal was scanned too.

From such investigations, it was concluded that no probabilistic data base could be worked out for the front end of the fuel cycle and thus deterministic approach is more or less appropriate, since the radiological incidents need not to be routinely reported. The Preliminary Radiation Hazard Analysis (PRHA) for the front end in particular comprises (a) failure, (b) mode, (c) prevention, (d) effluent and (d) effect.

[F] Conclusion:

SAI found that only the three approaches listed below covers the major requirements of the PNC data base for the fuel cycle:

1. NPRDS : Nuclear Plant Reliability Data System.
2. NISC : Nuclear Safety Information Center.
3. LER : Licensee Event Report.

Furthermore, the NTIS furnished a list covering 130 fuel cycle incidents in the U.S. and other 18 incidents considered as general and which took place in different parts of the world.

Report No. 041

RIF

Title : Elements for a First Study of the Environmental Impact of Reprocessing Spent U-Pu Mixed-Oxide Fuel Instead of Spent Uranium Fuel (Accident Conditions)

No. of Pages : 62

Publisher : (Journal) European Applied Research Report on Nuclear Science and Technology. -Vol. 2 Nos. 2 and 5 (1980) pp 881-946, printed in France

(c) ECSC: European Coal and Steel Community

EEC : European Economic Community (67.7.1... EC)

EAEC : European Atomic Energy Committee

Date : 1980

Affiliation: NUKEM (1,2,4) Nukleare Chemie u. Metallurgie GmbH

KEWA (3): Kernbrennstoff Wiederaufarbeitung GmbH

Authors : WID Schmitten (1), D. Stahl(2), T. Velas (3) and H. Wingender (4)

The main target of the analysis lied in estimating 'conceivable' additional occupational exposure and the radionuclide releases resulting from the reprocessing of U/Pu mixed-oxide instead of uranium dioxide fuel in an LWR reprocessing plant.

On the basis of the plant safety assessment, a set of unnormal occurrences of varying gravity, affecting the principal components had been selected in order to conduct closer investigation.

It was found that no significant additional occupational exposure will ensue due to the following:

(i) the outer barriers of the radioactive zones are designed to withstand severe accidents in a way that radioactive material can be released only through the ventilation and the off-gas systems. .

(ii) the exposure time during interventions in restricted zones is deliberately limited.

(iii) the increase in direct neutron radiation caused by a hypothetical critical excursion would be not more than 3 %.

The consequences for the environment were calculated for each nuclide likely to be released by the accident under consideration. the resulting differences between the two reference cases being stated both in percent and in absolute values.

The percentual differences are equal for accidents in all plant parts containing equal weights of heavy metal in the two cases, U and U/MOX. The observed differences in per cent range from very small values as it is the case with Co-60 to values huge enough in several orders in magnitude as it is the case with Cm-243. Such observation is applicable for centrifuge rupture or dissolver leakage.

In the discussion of a zircaloy fire in the head-end cell, the proportion of plutonium insoluble in nitric acid is assumed to be about ten times larger in the case of mixed-oxide reprocessing. In consequences, the difference between the amounts of radioactivity released in the mixed-oxide and the uranium oxide case was found to be largest for this type of accident, amounting to approximately 25 times the release in the case of uranium oxide.

Report No. 073

RtF

Title: Actinide Partitioning- Transmutation Program Final Report.

VI. Short- Term Risk Analysis of Reprocessing, Refabrication and
Transportation (Appendix)

Number of Pages: 169

Publisher: Science Applications, Inc, Palo Alto, California 94304, For
Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, Tennessee 37830;
operated by Union Carbide Corporation- Nuclear Division, and
for the DOE.

Date: 1980 January

Authors: R. R. Fullwood, R. Jackson and other SAI staff

The Chemical Technology Division of the Oak Ridge National Laboratory has prepared a set of documents that evaluate a Partitioning Transmutation (PI) fuel cycle relative to a Reference Cycle employing conventional fuel-material recovery methods. The PT cycle uses enhanced recovery methods so that most of the long-lived actinides are recycled to nuclear power plants and transmuted to shorter-lived materials, thereby reducing the waste toxicity.

This report compares the two fuel cycles on the basis of the short term radiological and nonradiological risks they present to the public and to the workers. The accidental radiological risks they present to the public is analyzed by estimating the probabilities of sets of accidents, the consequences are calculated release amounts, the effects are calculated using the CRAC code. Radiological occupational risks are determined from prior experience projected standards, and estimates of accident-risks. Nonradiological risks are calculated from the number of personnel involved, historical experience and epidemiological studies.

The results of this analysis is that the short-term risk of PT is 2.9 times greater than that of the Reference cycle, primarily due to the larger amount of industry. This conclusion is strongly dominated by the non-radiological risk. If the radiological risk is considered alone, the rating of PT to Reference risk is 3 greater than the Reference cycle and could be considered as follows: radiological operation affecting the public - 5; radiological operation affecting the workers - 1.9; and radiological accidents affecting the public - 1.4, all in the order of decreasing risks.

The absolute risk as estimated for the fuel cycle portions considered in this report is 0.91 fatalities/GWe-year for the PT cycle and 0.34 fatalities/GWe-year for the Reference cycle. This should be compared with Inhaber's estimate of 1.5 for nuclear and 150 for coal. All of the risks assumed here are associated with the production of one billion watts of electricity (GWe) per year. The present results which encompass only a portion of a fuel cycle, are slightly higher than inhabers, possibly as a result of using different data in estimating the health effects of non-radiological pollutants.

The results could, therefore, be outlined as follows: the PT cycle imposes additional risk compared with the Reference cycle. Whether this is compensated by benefits from a risk reduction due to storing PT waste compared with Reference waste, is outside the scope of this work. This result is primarily due to the non-radiological risk. If radiological risks alone are considered, the risk of PT is about 3 times than that of the Reference cycle. This result is primarily due to the larger work force rather than isotopic differences in the cycles.

Furthermore, the results are tabulated in the following manners:

- Table 1 presents a 'Summarized Comparison of the Fuel Cycles', i.e.,
(fatalities/ GWe capacity-year)
- Table 2 presents such comparison by operations. (The unit is the same
as in above mentioned table.)

Table 1

Risk Types	Reference Cycle	PT Cycle	Ratio(PT/Reference)
Radiological Accident-Public	5 x E-7	7 x E-7	1.4
Radiological Routine-Public	8 x E-4	4 x E-3	5
Radiological Occupational	1.2 x E-3	2 x E-3	1.7
Radiological Subtotal	2 x E-3	6 x E-3	3
Non radiological	0.34	0.91	2.9
Risk Total	0.34	0.91	2.9

Table 2

Operation	Radiological Risk		Non-Radiological Risk	
	Reference Cycle	PT Cycle	Reference Cycle	PT Cycle
FRP	8 x E-4	1.9 x E-3	0.24	0.24
FRP-WTF	- - -	1.6 x E-3	- - -	0.4
FFP	6 x E-4	6 x E-4	1.1 x E-2	1.1 x E-2
FFP-WTF	- - -	8 x E-4	- - -	0.16
Transportation	8 x E-5	8.5 x E-5	9 x E-2	0.12

The glossary of the paper in Appendix I explains unusual abbreviation.

Report No. 10

RtG

Title : Characterization and Evaluation of Uncertainty in Probabilistic Risk Analysis.

No. of Pages : 4

Publisher : Accident Analysis , Edited by P. M. Haas

Nuclear Safety, Vol. 22, No.1, January - February 1981

Date : 1981 February

Authors: G.W. Parry and P.W. Winter

This paper addresses uncertainty in PRA from two aspects, i.e., characterization and evaluation. The PRA studies investigated cover :

1. RSS (LWR)
2. HTGR : High Temperature Gas Cooled Reactor
3. German Risk Studies (LWR)

Risk assessment is more inclined to probabilistic approach, although it is expected that man-made installations behave in a deterministic way; this assumption has to be correct if constraints and boundary conditions are deterministic too. However, many components of engineered systems that have stochastic failure modes and human behaviour and human-interaction with the system, are by no means considered deterministic.

Such facts on engineered systems and human operators make the probabilistic behaviour, particularly the latter, in a position of superimposition on the underlying deterministic process to produce an overall probabilistic behaviour.

The spectrum of possible accident has to be considered by anticipating that both the accident initiation on the one hand and its progression on the other are probabilistic .

The frequency-consequence relationship usually plotted on log-log scale as frequency of occurrence of accident sequence versus its particular consequence, has linear form (tangential decrease, i.e.: incredibility increasing); such relationships where the uncertainties arise in both dimensions, imply the determination of confidence bounds of the calculated values (s-confidence).

One of the major problems encountered in risk assessment exists in constructing a data base extending over a reasonable time-scale of event sequences of interest, particularly for those events which lead to severe consequences. Once the data base has been established, it would become imperative to populate it properly in order to make inference on event probability values.

The principle technique (1976) based on CSNI (NEA, OECD), RSS and Accident Initiation and Progression Analysis (AIPA of the EC) lies in decomposing the combined event-tree fault-tree into more basic events.

The methodology for event tree lies in applying a series of binary branches representing success or failure of an engineered safety feature; whereas the fault tree analysis implies the assessment of failure probability; According to AIPA, fault tree has to be studied as logic diagram that depicts component failure mode such as mechanical failure, malfunction, abnormal situation, i.e., deviation from operational procedures etc.

Modelling uncertainties yields different approaches, i.e., by depending on the type of tree considered as follows:

EVENT-TREE CASE:

- (i) branch-points affecting operability and reactor trip
- (ii) phenomenology, i.e., choice of accident sequence (an iterative process)

FAULT-TREE ANALYSIS

This methodology is one special case of the reliability modelling. The limits exist in the decomposition to the fundamental concepts in the fault tree.

This is attributed to two factors:

- 1- Inability to identify all paths leading to TOP event; and
- 2- Lack of exact definition of fundamental component. Moreover, coupling the said two factors would increase the existence of the "inadequately" defined common-mode or common-cause failure.

The limitations are, however, categorized in (i) basic modelling and (ii) analysis and tree evaluation. The two categories are elaborated as:

- (i) comprises: (a) uncorrectness of binary assumption as proved in the case of working, failed open and failed close.
(b) no quantitative treatment of secondary failure (external events) - RSS, AIPA.
(c) no dynamic representation but more or less combinatorial tool.

- (ii) comprises: (a) the non-conservative truncation on the number of the cut-sets does not furnish complete analysis.
- (b) the repairable components (dynamic reliability) do not contribute to exact evaluation.

The data sets comprise (I) field data of direct relevance; (II) data from related areas deemed to be relevant, also field data and (III) expert opinion.

The uncertainties of data have also their limitations:

- (i) selection of proper model, since incorrect conclusions have been drawn by analysing data with an appropriate model.
- (ii) incomplete estimation of certain parameters if the latter depend on other unmeasured data value and consequently such dependency has not been taken into account.
- (iii) the choice of sampling scheme for obtaining data can also affect the estimates.

There is subjective theory of probability and its interpretation. It goes to other pages of the text (beyond page 31) of the Journal.

Report No. 061

RtG

Title : Uncertainties in Systems Reliability Modelling: Insight gained through European Benchmark Exercises

No. of Pages: 33

Publisher: Commission of the European Communities, Joint Research Centre, Ispra Establishment, 21020 Ispra (Va)- Italy

Date: 1985 April

Author: A. Amendola

This paper has been presented at the 8th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMIRT-8)- "The Role of Data and Judgment in Probabilistic Risk and Safety Analysis" Post- Conference Seminar Brussels, Belgium, August 26-27, 1985. It was stated that it is supposed to be published in a special issue of Nuclear Engineering and Design.

Uncertainty ranges associated with systems reliability evaluations take generally into account the mere contributions of the spread in the probability parameters of the events considered in the analysis.

As the results of Benchmark Exercises performed in Europe have shown spread provoked by different modelling assumptions may overwhelm data uncertainties. In addition to controversial areas (such as "common cause failures" and "human factors") other sources of uncertainties arise from the fact that analyst's judgement in the use of data and available information introduces a significant and non-eliminable degree of subjectivity in the reliability assessments.

This, however, does not affect the validity of methodology and analysis results, provided that these are consistently used with respect to the decisional process for which they have been produced.

Report No. 003

RIS

Title: Risk Analysis of a Spent Fuel Receiving and Storage Facility Using the GO-Methodology - Final Report - MASTER

No. of Pages 152

Publisher: Kaman Sciences Corporation, Colorado Springs, Colorado, for the Technical Information Center, US DOE

Date : 1979 March (received 1983.08.19)

Authors: D. E. Woods and N. J. Bexar

A comprehensive risk analysis of the spent fuel receiving and storage section of a conceptual LWR fuel reprocessing facility has been performed. The Go methodology was modified to provide the data required for risk analysis. The program was used for modeling and quantification of radioactive releases, in curies, for 4 different isotope classes (I-129, Kr-85, potential volatiles, and non-volatiles), 15 release fractions (down to 3×10^{-8} of initial amount), and 3 release types (gas-surface, gas elevated, and liquid-surface) for nine interactive sections of the facility model. Environmental transport calculations were not performed since site-related data are not available. The interactive nature of the GO model enabled partial failures to be carried through from one section of the model to another, until all barriers were breached and led to a release. The distributive nature of the consequences provided a potential release distribution for each isotope evaluated in this study.

Since the work was done early in the design stage, the model emphasized areas, material flow, functions, and operations, rather than detailed hardware. In general, model development was directed toward finding dominant factors which could be estimated, release attenuators which reduce consequences, and recovery techniques or design changes which might reduce the probability or effect of severe incidents. Where possible, modeling was carried to a level of detail where operational failures could be predicted from past experience. A completely interactive model was developed with partial failures between section and possible

ABSTRACT

The GO methodology has been successfully used to provide a comprehensive risk analysis of a spent fuel receiving and storage basin. As the facility was still in the conceptual design phase, the model was developed to emphasize material flows and functions rather than hardware. The multistate and interactive capability of GO was used to provide distributions of expected releases (instead of just single point values.) Material flow through locations in the facility was modeled with release distributions determined for each section of the facility. Detailed risk plots are provided for some of the more significant potential releases.

The expected values of the average annual potential releases from the facility are five orders of magnitude below the EPA proposed limits for the total fuel cycle of the 100 GWe of nuclear power that could be served by this facility.

repair of failures, instead of modeling a set of independent and isolated release sequences. The model is directed toward prediction of reasonable expected releases, although some of the "worst cases" are included with their correspondingly lower probabilities.

The expected values for average annual releases are given for each area and each release fraction in Appendix A. The highest release per event for each section, the highest annual release and the total average annual release, by isotope are summarized in Table V-1. The highest predicted release per event for each material class was 10^{-6} Ci/yr of ^{129}I from the Cask Holding Area, 341 Ci/yr of ^{85}Kr from the presentation pool, and less than 1 Ci/yr of volatiles from the Storage Basin. For comparison, the proposed EPA Standard²⁰ for maximum release from the total fuel cycle of 1000 MWe of nuclear power is 5×10^{-3} Ci/yr of ^{129}I and 50,000 Ci/yr of ^{85}Kr . Since the reprocessor served by this basin could handle fuel from approximately 100 reactors of 1000 MWe capacity, the releases are an extremely small fraction of proposed limits. Since the releases are small, considerable flexibility in the design of release attenuators and consequence-limiting systems can be allowed without compromising safety.

As the model was analyzed, it became apparent that accident consequences could be minimized by repair, expedient provision of backup systems, and resort to offsite equipment for final backup, since the time available before serious releases amounts to hours or days, in some cases. Thus planning for emergencies, either in the design or with operator response, could minimize the need for expensive on-line backup systems which might never be needed. Careful planning of this kind is recommended to reduce initial costs while still answering "what if" questions about rare events that may never happen, but whose consequences are large if they do happen.

One of the most significant conclusions of this analysis is that the GO methodology is a valuable tool for evaluating the risk connected with systems having an inherently large amount of interaction. This analysis represented the first real test in applying the distributed release capability of GO to a facility model which was in the early design stage and had a high degree of interaction.

Although the primary thrust of this study was to demonstrate how the GO methodology can be used to develop risk estimates for a complex interactive system, the data base was made as realistic as possible by using values derived from existing operational experience and by using reasonable engineering judgements for that data which was not available. If a similar comprehensive safety evaluation is desired for an approved pool storage facility at some later date, the current model could be easily updated and subjected to a GO analysis. There are various options in GO which can be used to facilitate sensitivity studies on all significant input data. This would allow exhaustive evaluation of those data items which have significant effects on potential system releases and corresponding determinations of the ranges over which each item can vary and still insure that all potential releases are within acceptable risk limits. This capability along with the demonstrated success of the technique discussed herein demonstrates that GO can be a significant asset in guiding the design of a large variety of nuclear facilities in the early design as well as intermediate and final design stages.

Report No. 074

RiT

Title: Long-term simulation of 'Sediment and Containment Transport'

No. of Pages : 12

Publisher: Pacific Northwest Laboratory, Richland, Washington.

Authors: Y. Onishi and D. S. Trent

Four models were developed to simulate sediment and containment transport in respect of time variations and dimensional changes. They comprise:

One dimension : TODAM

Two dimensional : FETRA (lateral and longitudinal)

SERATRA (vertical and longitudinal)

Three dimensional : FLESCOT

The models are applicable to radionuclides, pesticides, heavy metals and other toxic chemicals. The type of matters considered comprise sand, silt, clay as well as organic matter.

Four distinct processes were taken into account; they are:

1) Transport

- Water movement
 - a. Discharge- induced advection and dispersion
 - b. Ambient advection and dispersion
- Sediment movement

~~Bioturbation~~

2) Intermedia transfer

- Adsorption/ desorption
- Precipitation/ dissolution
- Volatilization (if any)

3) Degradation

- Chemical degradation
- Biological degradation

4) Transformation

- Yield of degradation product (if any)

FLESCOT model is based on the following conservation principles:

- conservation of mass for fluid (continuity equation)
- " " momentum (Navier- Stokes equation)
- " " energy (First Law of Thermodynamics)
- " " mass for salinity
- " " mass for sediment
- " " mass for a dissolved containment
- " " mass for a particulate containment

The addressed areas cover different containment

- (i) distribution coefficient, Kd, for each sediment size fraction.
- (ii) different Kd for adsorption and desorption
- (iii) Kd as a function of salinity.

There is no mathematical treatment of the models. It is concluded, however, that drilling mud and cuttings released to the surface water undergo very complex interactions with flow, water temperature, salinity, sediment, chemicals and possibly aquatic biota.

The models include almost the major mechanism affecting long term migration and fate of drilling.

Report No. 067

BIBLIOGRAPHY

Rff

I. EXPERIMENTAL STUDIES OF THE FRACTIONAL AIRBORNE RELEASE OF PLUTONIUM UNDER ACCIDENT CONDITIONS -

Mishima, J. August 1964. A review of Research on Plutonium Releases During Overheating and Fires, HW-83468, MAPO - General Electric Co., Richland, WA.

Mishima, J. December 1965. Plutonium Release Studies I. Release From the Ignited Metal, BNWL-205, Battelle Northwest, Richland, WA.

Mishima, J. November 1965. Plutonium Release Studies II. Release From Ignited, Bulk Metallic Pieces, BNWL-357, Battelle Northwest, Richland, WA.

Mishima, J., L.C. Schwendiman and C.A. Radasch. July 1968. Plutonium Release Studies III. Release From Heated Plutonium Bearing Powders, BNWL-786, Battelle Northwest, Richland, WA.

Mishima, J., L.C. Schwendiman and C.A. Radasch. November 1968. Plutonium Release Studies IV. Fractional Release From Heating Plutonium Nitrate Solutions in a Flowing Air Stream, BNWL-931, Battelle Northwest, Richland, WA.

Mishima, J. and L.C. Schwendiman. April 1973. Fractional Airborne Release of Uranium Representing Plutonium During the Burning of Contaminated Waste, BNWL-1730, Battelle Northwest, Richland, WA.

Mishima, J. and L.C. Schwendiman. August 1973. Some Experimental Measures of Reducing Uranium (Representing Plutonium) in Transportation Accidents, BNWL-1732, Battelle Northwest, Richland, WA.

Mishima, J. June 1975. "Data Useful in the Evaluation of Airborne Plutonium From Postulated Accident Situations", Appendix E in Considerations in the Assessment of the Consequences of Effluents From Mixed Oxide Fuel Fabrication Plants, BNWL-697 REV 1, Battelle Northwest, Richland, WA.

Mishima, J. and L.C. Schwendiman. 1970. "The Amount and Characteristics of Plutonium Made Airborne Under Thermal Stress", BNWL-SA-3379. Presented at the 5th Midyear Topical Symposium of the Health Physics Society in Idaho Falls, ID, November 3 to 6, 1970.

Schwendiman, L.C., J. Mishima and C.A. Radasch. August 1968. "Airborne Release of Particles in Overheating Incidents Involving Plutonium Metal and Compounds", BNWL-SA-1735. Presented at the Symposium on Operating and Developmental Experience in the Treatment of Airborne Radioactive Waste, International Atomic Energy Agency, New York, August 26 to 30, 1968.

II. EXPERIMENTAL/PAPER STUDIES OF TRANSMISSION OF PARTICLES THROUGH VERY SMALL OPENINGS.

Schwendiman, L.C. January 1977. Supporting Information for the Estimation of Plutonium Oxide Leak Rates Through Very Small Apertures, BNWL-2199, Battelle Northwest, Richland, WA.

Schwendiman, L.C. and S.L. Sutter. January 1977. Transport of Particles Through Gas Leaks - A Review, BNWL-2218, Battelle Northwest, Richland, WA.

Bomelbury, H.J. February 1966. Estimation of Gas Leak Rates Through Very Small Orifices and Channels, BNWL-2223, Battelle Northwest, Richland, WA.

Sutter, S.L., T.J. Bander, J. Mishima and L.C. Schwendiman. July 1978. Measured Flow Rates Through Microorifices and Flow Prediction Capability, NUREG/CR-0066 (PNL-2611), Pacific Northwest Laboratory, Richland, WA.

Owzarski, P.C., S.L. Sutter, J. Mishima, L.C. Schwendiman, and T.J. Bander. 1979. Measured and Predicted Gas Flow Rates Through Capillaries, NUREG/CR-0745 (PNL-2623), Pacific Northwest Laboratory, Richland, WA.

Sutter, S.L., J.W. Johnston, J. Mishima, P.C. Owzarski, L.C. Schwendiman, and G.B. Long (ed.). February 1980. Depleted Uranium Dioxide Powder Flow Through Very Small Openings, NUREG/CR-1099 (PNL-3177), Pacific Northwest Laboratory, Richland, WA.

Owzarski, P.C., J. Mishima, L.C. Schwendiman, and C.M. Devary (ed.). April 1980. Analysis of Particulate Transmission Through Small Openings Resulting From Container Stress, NUREG/CR-0958, Pacific Northwest Laboratory, Richland, WA.

Yesso, J.D., W.J. Madia, G.H. Beatty, E.W. Schmidt, L.C. Schwendiman and J. Mishima. August 1980. Study of Plutonium Oxide Powder Emissions From Simulated Shipping Container Leaks, NUREG/CR-1302, Pacific Northwest Laboratory, Richland, WA.

III. PAPER STUDIES OF THE CONSEQUENCES OF SEVERE NATURAL PHENOMENA (EARTHQUAKE AND WIND/TORNADOES) ON EXISTING MOX FUEL FABRICATION FACILITIES.

Mishima, J., L.C. Schwendiman and J.E. Ayer. October 1978. An Estimate of Airborne Plutonium from Babcock and Wilcox Plant as a Result of Severe Wind Hazard and Earthquake, PNL-2812, Pacific Northwest Laboratory, Richland, WA.

Mishima, J., R.B. McPherson, L.C. Schwendiman, E.C. Watson and J.E. Ayer. February 1979. Severe Torn and Radiation Estimates for Postulated Damage to the 102 Building at the General Electric Vallecitos Nuclear Center, PNL-2844, Pacific Northwest Laboratory, Richland, WA.

Mishima, J., L.C. Schwendiman and J.E. Ayer. June 1979. Estimated Airborne Release of Plutonium From Westinghouse Chaswick Site as a Result of Postulated Damage From Severe Wind and Seismic Hazard, PNL-2965, Pacific Northwest Laboratory, Richland, WA.

Mishima, J., L.C. Schwendiman, J.E. Ayer, and E.L. Owzarski (ed.). February 1980. Estimated Airborne Release of Plutonium From the Exxon Nuclear Mixed Oxide Fuel Plant at Richland, Washington as a Result of Postulated Damage From Severe Wind and Earthquake Hazard, PNL-3340, Pacific Northwest Laboratory, Richland, WA.

Mishima, J., J.E. Ayer, and I.O. Hays (ed.). December 1980. Estimated Airborne Release of Plutonium From the 102 Building at the General Electric

Vallencitos Nuclear Center, Vallencitos, California, as a Result of Postulated Damage From Severe Wind and Earthquake Hazard. PNL-3601, Pacific Northwest Laboratory, Richland, WA

Mishima, J., J.E. Ayer, and M.A. McKinney (ed.). September 1981. Estimated airborne Release of Plutonium From Atomic Interactions/ Nuclear Materials Development Facility in the Santa Susana Site, California, as a Result of Postulated Damage From Severe Wind and Earthquake Hazard. PNL-3935, Pacific Northwest Laboratory, Richland, WA.

Mishima, J., J.E. Ayer, and M.A. McKinney (ed.). November 1981. Estimated airborne Release of Radionuclides From the Battelle Memorial Institute Columbus Laboratories J-101 Building at the West Jefferson Site as a Result of Postulated Damage From Severe Wind and Earthquake Hazard. PNL-4095, Pacific Northwest Laboratory, Richland, WA.

IV. EXPERIMENTAL/PAPER STUDIES TO FORMULATE METHODS FOR THE ASSESSMENT OF CONSEQUENCES OF SELECTED ACCIDENTS IN FUEL CYCLE FACILITIES.

Andrae, R.W., J.W. Bolstad, R.D. Foster, W.S. Gregory, H.L. Horak, E.G. Idar, R.A. Martin and P.K. Tang. February 1981. "Investigation of Air Cleaning System Response to Accident Conditions", 16th DOE Air Cleaning Conference (M.W. First, ed.), CONF-801038, Harvard Air Cleaning Laboratory, Boston, MS.

Sutter, S.L., J.W. Johnston and J. Mishima. December 1981. Aerosols Generated by Free Fall Spills of Powders and Solutions in Static Air. NUREG/CR-2137 (PNL-3786), Pacific Northwest Laboratory, Richland, WA.

Andrae, R.W., J.W. Bolstad, W.S. Gregory, F.R. Krause, R.A. Martin, P.K. Tang (LANL), M.Y. Ballinger, M.K. Chan, J.A. Gilssmeyer, J. Mishima, P.C. Owczarski, S.L. Sutter (PNL). "Methods for Nuclear Air Cleaning System Accident Consequence Assessment"; Krause, F.R. and W.S. Gregory. "Simulation of Forced Ventilation Fires"; and, Gregory, W.S., R.A. Martin (LANL), P.R. Smith, D.E. Fenton (NMSU). "Response of HEPA Filters to Simulated Accident Conditions"; in 17th DOE Air Cleaning Conference (M.W. First, ed.), CONF-820833, Harvard Air Cleaning Laboratory, Boston, MS.

Sutter, S.L. May 1982. Accident Generated Particulate Materials and Their Characteristics - A Review of Background Information. NUREG/CR-2651 (PNL-4154), Pacific Northwest Laboratory, Richland, WA.

Chan, M.K.W. and J. Mishima. July 1983. Characteristics of Combustion Products - A Review of the Literature. NUREG/CR-2658 (PNL-4174), Pacific Northwest Laboratory, Richland, WA.

Gilssmeyer, J.A. July 1983. Review of Models Applicable to Accident Aerosols. NUREG/CR-2665 (PNL-4294), Pacific Northwest Laboratory, Richland, WA

Sutter, S.L. August 1983. Aerosols Generated by Release of Pressurized Powders and Solutions in Static Air. NUREG/CR-3093 (PNL-4566), Pacific Northwest Laboratory, Richland, WA

Bolstad, J.W., W.S. Gregory, R.A. Martin, P.K. Tang, R.G. Merryman, J. Novat and H.L. Whitmore. April 1984. Accident-induced Flow and Material Transport in Nuclear Facilities as a Literature Review, NUREG/CR-3735 (LA-10079-MS), Los Alamos National Laboratory, Los Alamos, NM.

Gwczarski, P.C., M.K.W. Chan and M.Y. Ballinger. "Airborne Radioactive Source Terms in Compartment Fires";

Bolstad, J.W., F.R. Krause, P.K. Tang, R.W. Andrae, R.A. Martin and W.S. Gregory. "FIRAC - A Computer Code to Predict Fire Accident Effects in Nuclear Facilities";

Tang, P.K., R.W. Andrae, J.W. Bolstad and W.S. Gregory. "A Numerical and Experimental Investigation of Simulated Explosion Effects on a Flow Network"; and,

Martin, R.A., W.S. Gregory, P.R. Smith and D.E. Fenton. "Pressure Transients in Scale-Model Ventilation Systems"; in, Proceedings of the CSNI Specialist Meeting on Interaction of Fire and Explosions with Ventilation Systems in Nuclear Facilities, LA-9911-C, Vol I & II, Los Alamos National Laboratory, Los Alamos, NM.

Martin, R.A., P.K. Tang, A.P. Harper, J.D. Novat and W.S. Gregory. October 1983. Material Transport Analysis for Accident-induced Flow in Nuclear Facilities, NUREG/CR-3527 (LA-9913-MS), Los Alamos National Laboratory, Los Alamos, NM.

Tang, P.K., W.S. Gregory, C.I. Ricketts and P.R. Smith. April 1984. High-Efficiency Particulate Air Filter Behavior at High-Speed Flow, LA-10078-MS, Los Alamos National Laboratory, Los Alamos, NM.

Halverson, M.A. and M.Y. Ballinger. May 1984. Radioactive airborne Releases from Burning Contaminated Combustible, presented at the 1984 American Nuclear Society Annual Meeting held at New Orleans, LA, June 3 to 6, 1984.

Smith, P.R. W.S. Gregory and E.S. Idar. Response of Air Cleaning System Dampers and Blowers to Simulated Tornado Transient; and, Burkett, M.W., R.A. Martin and S.O. Wolfe. Fire Simulation in Nuclear Facilities - EISAC and Supporting Experiments; presented at 18th DOE Airborne Waste Management and Air Cleaning Conference held in Baltimore, MD, August 12 to 16, 1984.

Siman-Tov, M., J. Dykstra, D.D. Holt, W.P. Huxtable, R.A. Just and W.R. Williams. June 1984. Scenarios and Analytical Methods for UED Releases at WEC-Licensed Fuel Cycle Facilities, NUREG/CR-3139 (ORNL/ENG/TM-25), Martin-Marietta, Oak Ridge, TN.

Sutter, G.L., M.Y. Ballinger, M.A. Halverson and J. Mishima. April 1983. "Accident-Generated Radioactive Particle Source Term Development for Consequence Assessment of Nuclear Fuel Cycle Facilities", submitted to Particulate Science and Technology.

Ballinger, M.Y. and P.C. Gwczarski. October 1983. "Radioactive Source Term Models in a Compartment Fire Code", submitted to Nuclear Technology, (to be published in March 1985 issue).

V. DRAFT REPORTS FOR NRC ACCIDENT ANALYSIS PROJECT, NOT AVAILASLE TO THE PUBLIC AT THIS TIME.

USNRC. March 1982. DRAFT Fuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook, NUREG/CR-2508, Pacific Northwest Laboratory, Richland, WA.

Andrae, R.W., J.W. Bolstad, R.D. Foster, W.S. Gregory, F.R. Krause, R.A. Martin and P.K. Tang. (Undated). DRAFT EISAC User's Manual = A Computer Code for Analysis of Eice-Induced Flow and Material Transport in Nuclear Facilities, Los Alamos National Laboratory, Loa Alamos, NM.

Chan, M.K., M.Y Ballinger, P.C. Owczarski and S.L. Sutter. December 1982. DRAFT User's Manual for EISINI: A Computer Code to Characterize Accidental Eice and Radioactive Source Terms in Nuclear Facilities, NUREG/CR-3037 (PNL-4532), Pacific Northwest Laboratory, Richland, WA.

Andrae, R.W., P.K. Tang, R.A. Martin and W.S. Gregory. January 1982. DRAFT IOPAC User's Manual = A Computer Code for Analysis of Iocnado-Induced Flow and Material Transport in Nuclear Facilities, Los Alamos National Laboratory, Los Alamos, NM.

Tang, P.K., R.W. Andrae, J.W. Bolstad, R.A. Martin and W.J. Gregory. (Undated). DRAFT EXPAC User's Manual = A Computer Code for Analysis of Explosion-Induced Flow and Matceial Transport, Los Alamos National Laboratory, Los Alamos, NM.

Halverson, M.A. May 1984. DRAFT Combustion Aerosols Formed During Burning of Radioactively Contaminated Materials - Experimental Results, (undocumented), Pacific Northwest Laboratory, Richland, WA.

Report No. 072

RrF

Title: A Risk-based Fault Tree Analysis Method for Identification, Preliminary Evaluation, and Screening of Potential Accidental Release Sequence in Nuclear Fuel Operations.

No. of Pages: 226

Publisher: Battelle, Pacific Northwest Laboratory, for US Energy and Development Administration

Date: 1976 January

Authors: T. H. Smith, P. J. Pelto, D. L. Stevens, G. D. Seybold, W. L. Purcell and L. V. Kimmel

A method is described for identification, preliminary evaluation, and screening potential accident sequences leading to uncontrolled release of radioactive materials. Included is a procedure for estimating the risk sum of all identified sequences. In addition, portions of procedures have been developed for detailed analysis of the dominant (highest risk) sequences so screened. Existing methods, such as event trees or cause/consequence diagrams could also be used for the detailed analysis. This method was developed for the Energy Research and Development Administration (ERDA)-sponsored risk analysis of system for managing high-level waste, part of the Waste Fixation Program (WFP). However, the method appears useful for analysis of most operations of the nuclear fuel cycle.

The method begins with certain preliminary analyses. The facility and operation are described and analysis bounds are established. Safety Analysis Reports (SAR) and related documents are reviewed, and a preliminary hazard analysis is performed. After reviewing several methods for systematic identification of accidental release sequences, a type of fault tree construction, the "top-down" approach, was chosen for the WFP waste management system. Variations of the approach, which resembles the "leak path" approach, have been applied by other investigators to several fuel cycle operations. The top, undesired event (accidental release of radioactive material from the

facility) is postulated. The analyst traces back in reverse sequence to determine how each containment barrier could have been breached. The material must move to each barrier and pass through it for release to occur. The process is continued until initiating events have been reached and all conceivable release sequences of importance postulated.

Although, in theory, different safety analysis methods can give identical results, the to/through fault tree approach offers advantages over others in several respects. It focuses on an undesired event which is closer to the event of ultimate interest. The analysis is considered more complete because the system is treated as a whole. A more direct treatment of common cause failures also results because all events appear on one fault tree. Probability and consequence analyses are more closely coupled. The analysis is more easily displayed on one large diagram.

No assumption of critical initial or intermediate events is required, as in use of event trees and of cause/consequence diagrams, respectively. The critical initiating events for reactors are rather well defined as a result of years of safety analysis. However, for reprocessing plants and other fuel cycle operations, the key initiators are not well known. Numerous potential radioactive sources may exist in various forms and within various containment systems in one facility.

The price paid for these advantages is the required analysis of a very large fault tree. However, this problem has been made tractable by methods described herein.

It is neither feasible nor desirable to evaluate carefully all of the millions of postulated release sequences in large fault trees for complex nuclear systems. The approach adopted was to identify and separate the sequences contributing most to system risk and to concentrate the evaluation on those sequences. The screening decision is based on a measure of risk, not simply on probability. An approximate risk sum of the discarded sequences is retained for later addition, giving the total estimated risk for the system as characterized by the fault tree.

By separating the dominant from the low-risk sequences, the screening identifies, early in the study, major potential weaknesses in the system,

controlling parameters, and R&D needs. This information is of particular interest for systems in the conceptual design stage.

The screening is based on simplification of a complete risk expression. The risk of a radionuclide release can be thought of as a mathematical product of five terms in appropriate units: A) the probability of the release sequence; B) the release magnitude; C) measures of the physical, chemical, and radiological characteristics of the released material; D) a measure of the environmental transport path efficiency; and E) a measure of the population distribution, characteristics, and habits. An F term for conversion from dose to health effects is optional, as is a G term for conversion to monetary units of loss.

For only comparing and screening sequences within a fault tree for one facility at one site, the risk expression can be simplified. The E term (population density) is generally independent of failure sequence. Sequences with similar D (environmental transport) terms are grouped and compared only within a group. The C term (material characteristics) can be handled by grouping sequences with similar C terms, or by including C terms with the B terms for release magnitude, or, in some cases, by neglecting small differences and using a sliding (rather than sharp) cutoff to account for uncertainties.

Under these conditions, screening and preliminary ranking of sequences can be conducted within similar groups, based simply on approximate A x B comparisons. After sequences are identified, probabilities (A terms) are calculated using available data and extensions of WASH-1400 equations. The number of sequences evaluated is reduced by means of derived, not arbitrary, cutoffs on the number of unique events in a sequence and on sequence probability. These calculations are performed by the PNL-developed code FAULTG. The results are fed into the PNL-developed code RAFT, which calculates release quantities (B terms) and ranks sequences on these preliminary A x B values.

The screening process was successfully demonstrated on a conceptual waste management system for the Waste Fixation Program. Fault trees were

constructed and evaluated for processing, handling, transporting, and storing high-level waste. Trees of up to 14,000,000 release sequences (BICS-Boolean-indicated cut sets) were screened and the top few hundred or thousand sequences preliminarily ranked. Computer time requirements were 1 to 5 minutes on the Cyber 74 per million BICS. An estimate of the total risk represented in the fault tree was also obtained.

We emphasize that the aim of this method, described in Sections 3 through 8, is to determine, by means of comprehensive but approximate calculations, which sequences are potentially the greatest risk contributors and merit further study. Good assurance is thereby provided that one has systematically covered the entire facility or operation before commencing in-depth study of specific sequences. The method is, therefore, particularly useful for complex facilities wherein the dominant sequences or initiating events, in terms of probability and consequences, are not readily apparent beforehand.

The preliminary evaluation and screening can also be accomplished without assuming a specific risk expression (e.g., the product of probability and consequences). The analysis results can be presented in the histogram format of WASH-1400. These optional procedures are described in Section 10.

The preliminary risk measures ($A \times B$) as calculated are not intended to constitute a final effort at risk assessment. Detailed probability and consequence studies of dominant sequences should follow. These studies can involve hand calculations, further use of fault trees, or use of event trees or cause/consequence diagrams. PNL methods developed to date for detailed analysis of the identified dominant sequences are discussed in Section 11.

Report No. 71

RrG

Title: Environmental Dose Assessment Methods for Normal Operations at DOE
Nuclear Sites

No. of Pages: 86

Publisher : Pacific Northwest Laboratory operated for the U.S. Department of
Energy by Battelle Memorial Institute
PNL, Richland, Washington 99352

Date : 1982 September

Authors: D. L. Strenge, W. E. Kennedy Jr. and J. P. Corley.

This paper is an assessment of public exposure to radiation from normal operation at the DOE facilities. Definitions of environmental dose quantities have been established such as (i) fence post dose rate; (ii) maximally exposed individual dose; (iii) population dose.

Currently available models were reviewed such as (i) atmospheric transport and diffusion comprising four patterns, namely (i) Gaussian plume, (ii) Gaussian trajectory, (iii) finite difference and (iv) particle-in-cell. Modifications that take into account small-scale phenomena which effect downwind radionuclide concentration are outlined in the following six submodels: (1) plume rise, (2) building wake, (3) terrain variation, (4) dry deposition, (5) wet deposition, (6) mixing depth.

The models related to waterborne released radionuclides cover the liquid pathways in surface forms and ground forms. The models are mainly concerned with surface-water in steady state conditions.

The exposure pathways were explicitly dealt with. They cover (i) exposure to airborne plumes, (ii) exposure via aquatic activities and foods, (iii) exposure from terrestrial crops and animal products, (iv) directed exposure from contaminated resources. The dosimetry methodology covers two aspects, where one is based on comparison with concentration guide value (DOE/ICRP) and the other on the use of dosimetry models for external and internal such as gastrointestinal tract model that utilizes Monte Carlo Method.

The lung model that accounts for the distribution of inhaled particulates and for the latter's degree of solubility has also been presented. Radiation impact in case of boating, swimming was considered, where tissue depth has been anticipated as the case of airsubmersion.

All the said models were subject to mathematically formulated and were explicitly elaborated in the following pages.

Report No. 063

RmG

Title: Dynamic Simulation of Man-Machine Interaction in Incident Control

No. of Pages: 8

Publisher: Commission of the European Communities, Joint Research Center,
Ispra Establishment, 21020 Ispra (Va), Italy.

Date: 1985 February

Authors: A Amendola, G. Reina, F. Ciceri

This report is a preprint of a paper which was distributed at the IFAC/IFIP/IFORS/IEA Conference on Analysis, Design and Evaluation of Man-Machine Systems, 10-12 September 1985, Varese Italy.

The paper describes recent development achieved in modelling human operators interacting with time evolving systems. The case study is referred to safety analysis of nuclear power reactors, but the methodology is quite general. This is based on the DYLM (Dynamic Logical Analytical Methodology) approach for modelling systems in failed and transient conditions. DYLM, extensively described elsewhere, differs from normally used reliability analysis techniques (such as fault trees, event trees), since it associates the physics of the process with the failure mode analysis. In this way, and while simulating incident occurrences by introducing the possible component failure events, all relevant physical quantities, his diagnosis and subsequent interventions depend on the evolution of the plant process, and can be modelled only by dynamic techniques such as that proposed in the paper.

The results show that the DYLM modelling and simulation technique is able to incorporate any sophisticate modelling for approaching the complex diagnosis-intervention recovery loop characteristic of the man-machine interaction. As an example, together with a decision logic based on alarms and assigned procedures, a continuous decisional process by using fuzzy-set theory has been introduced.

The keywords of the report are: (i) Fuzzy set applications, (ii) human factors, (iii) man-machine systems, (iv) modelling, (v) nuclear reactors, (vi) probabilistic safety assessment and (vii) reliability analysis.

Report No. 032

StR

Title : Nuclear Plant System Analysis Research at EPRI

No. of Pages : 32

Publisher : Risk Analysis - An International Journal

Date : (prior to) 1984 January 24th

Authors : David H. Worledge, Boyer B. Chu and Ian B. Wall

This research topic conducted at EPRI on risk assessment aims at pointing to the value of system analysis in two points, namely:
(i) within the PRA (Level 1)
(ii) as a stand-alone discipline

Furthermore, the discussions are devoted to elaborate three objectives:
(i) Improving the credibility of the methods and results.
(ii) Providing computer 'tools' and technology transfer.
(iii) Developing utilization of methods for improving safety and availability in operation.

The study was initiated by the fact that risk is dominated by events other than large LOCA (the traditional consideration by licensing process). This prompted the conduction of Integrated System Analysis (ISA), i.e., by subjecting (1) system functions, (2) interfaces, (3) operating modes and (4) failure modes to a disciplined, systematic and detailed analysis in order to help understanding the relative importance of 'even' major contributors to accidents.

The paper includes the objectives showing sysytem analysis role in power plant safety with emphasis on inductive processes bottom-up followed by deductive processes characterized by top-down orientation.

As far as dependent events are concerned, two technical areas were being addressed, i.e.,

- (i) common cause failures (CCF) and
- (ii) system interaction (SI)

The latter is being treated in more details in this abstract. where the following four different perspectives were adopted:

1. probabilistic risk perspectives to evaluate SIs in terms of their contribution to both (a) plant owner's risk and (b) to public risk.
2. deterministic perspectives based on SI- methodology developed from such standpoint.
3. identification of functional dependencies based on SI- methodology.
4. identification of SI sources and mechanism.

With respect to human reliability, a 7-step project called SHARP (Systematic Human Action Reliability Procedures) has been developed. The steps comprise (i) definition, (ii) screening, (iii) breakdown {of influence factors} (iv) representation, (v) input assessment, (vi) quantification and (v) documentation. Among other 17 similar models on human reliability, a peculiar one might be of interest. It comprises a parametrization of time-reliability curves, where such curves are characterized by expressing the failure probability to respond correctly as a function of available response time. The parametrizations are linked to Ramussen model by supporting Markov analysis and is implemented interactively on a microcomputer. The preliminary version of this model addresses the following areas: (i) skill, (ii) rule and knowledge-based actions, (iii) operator experience level and (iv) quality of operator/plant interface.

References have been made to procedures pertaining to documentation and assurance of technical adequacy, safety function and success criteria. Three kinds of hazard analyses were performed covering the fields of tornado missile, turbine missile as well as seismic events.

In the issue pertaining to technology transfer, WAM fault tree codes (an efficient IBM modified version) as well as the GO- reliability network codes were mainly applied to aviation industry and to utility industry as well.

R & M (reliability and maintenance), RCM (reliability centered maintenance), PM (preventive mainenance), where the overall efforts were directed toward optimizing the technical specification on the one hand and providing some perspectives for the future on the other.

[N. B. : it should be pointed out that 11 references quoted are listed and attached to the original paper; however, Ref. 18 on Markov analysis is not].

Report No. 055

StR

Title: Activities Related to Probabilistic Safety Assessment in Turkish Electricity Authority (TEK) and Expected Benefits

No. of Pages: 15

Publisher: (IAEA- Nuclear Safety Division, Reliability and Risk Assessment)

Date: (1985.10.04).

Author's Affiliation: Turkish Electricity Authority (TEK)

Author: Guelcihan Agaoglu

Due to the anticipated erection of NPP at Akkuyu, TEK believed in conducting PRA on its own, because the levels demonstrated by the utility submitted reports can be, more or less, deterministic oriented approaches.

TEK identified the study objectives in terms of determining the dominant contributors to risk and incorporating plant design changes at the pre-phases of construction, operation and/or alternating operating procedures.

The scope has been decided to be:

- Study of plant design/ operating experience of CANDU-plants for practical events identification.
- Event tree development for identifying mitigating safety systems and failure modes.
- Identifying suitable computer codes adaptable to TEK IBM 370/137 for reliability analysis and other four steps.
- The study covered 3 to 4 initiating events with 30 man-months.

Report No. 058

StR

Title: Probabilistic Safety Analysis as a Planning Instrument for Advanced Reactor Systems

No. of Pages: 15

Publisher: IAEA- Technical Committee on PRA of Engineered Safety Systems

Date: 1985 March

Author's Affiliation: Institut fuer Nukleare Sicherheitsforschung der Kernforschungsanlage Juelich, GmbH, D-5170 Juelich, Postfach 1913; FR Germany

Author: J. Mertens

Advanced Reactor Systems are categorized as FBR: fast breeder reactor, HTR: high-temperature reactor, AVR: pebble-bed experimental reactor, and THTR which is a developed pattern of AVR.

The statement on the licensability of HTR-types anticipated to have electric power outputs of 1250/1390 MWth, 250/200 MWth respectively implied the necessity to carry out safety assessments.

Such statements are tabulated in terms of events classification, explanation of frequencies and radiological limits for whole body/ thyroid dose versus accidents relevant for design. The probabilistic values of the design range between $3 \times E-2/a$ and $E-4$ to $E-5/a$ and for the severe accidents to have the values between $E-5$ to $E-8/a$. The legally accepted risk of a comparably sized PWR is used as reference for accidents.

This has been followed by compilation of literature on Trends Analysis which was carried out in 1983/1984 by Institute for Nuclear Safety Research at Juelich.

The major common structural features of such HTRs are:

1. core and reflector constructed of graphite.
2. core constructed as a pebble bed with tennis-ball sized fuel element or using fuel element blocks.

3. fuel particle with special graphite coating for containing fission products (coated particles)
4. Helium used as coolant, where the final temperature range lies between 750 and 950 degree centigrade.
5. Pressure vessel with the following specifications: steel vessel for small reactors and pre-stressed concrete for larger plants.
6. Steam generators: (1 to 8 units) depending on size with mean steam temperature of 530 degree centigarde.

Some important physical properties of HTR are tabulated: core heat-up release categories with respect to frequency, time cumulative fraction of core inventory released to atmosphere were given.

The attached figures illustrate the following:

- (i) reactor pressure vessel with internals, where the legend is given in the German language.
- (ii) cooling system and confinement of HTR-500.
- (iii) flow chart of HTR- analysis
- (iv) available codes for PRA to analyze the HTR-500 concept
- (v) event sequence dominant for core heat-up categories
- (vi) temperature variations of fuel elements under core heat-up conditions
- (vii) fault tree for after heat removal system, and
- (viii)comparison of fission product retention of a pressure tight containment and a ventilated confinement. The curves describe the behaviour of cesium in the case of a core heat-up accident.

Report No. 060

StR

Title: The Role of Probabilistic Safety Analysis in the Licensing of Sizewell "B"

No. of Pages: 22

Publisher: Health and Safety Executive; HM Nuclear Installations Inspectorate
Date : 1985 Sept.

Author: J F Campbell; Passed by Mr. P. B. Wood

This paper was presented at the IAEA Seminar on Implications of Probabilistic Risk Assessment held in Blackpool on 18-22 March 1985. It gives a brief account of the PSA which was included in the original licensing submission (PCSR) by the CEGB and of the subsequent changes to the PSA which resulted from representations by the NII, from design changes and additional detailing as the design developed and from developing views within the industry.

The paper was written at a time when the assessment of the safety case for Sizewell "B" was well advanced but was not completed and hence it does not give a definitive view on the acceptability of all aspects of the PSA cases already submitted. It was presented at the IAEA Seminar as being of interest to overseas bodies involved in the licensing of nuclear power plants which are in the process of introducing probabilistic analysis into the licensing process or which are contemplating such step.

All of the factual information on Sizewell "B" included in the paper had previously been published at the Public Inquiry into Sizewell "B".

The paper outlines that probabilistic safety analysis (PSA) is playing an important role in the design of the safety systems for the proposed Sizewell "B" PWR and in the safety case submitted for licensing, which is being assessed by the Nuclear Installations Inspectorate (NII). The Central Electricity Generation Board (CEGB) has set itself, and the designers, a stringent target for the frequency of an uncontrolled release of radioactivity of (E-6) per year. Neither the CEGB nor the NII regard this target as a mandatory criterion.

Both take the view that the main benefit of the PSA lies in the influence it has had on the design. Some examples in this aspect are given. In this paper, the role of PSA in the licensing process is discussed. The scope and limitations of the PSA performed for Sinowell "B" at this pre-construction stage are described and comments on them are given from the viewpoint of the NII.

Some aspects of the PSA have been criticized by objectors at the Public Inquiry into Sinowell "B" and these criticisms are discussed.

Report: No. 006/044

StF

Title: Literature Survey of Risk Analysis of Fuel Processing Facilities in the United States

Number of Pages: 92

For : Japan Institute of Nuclear Safety

Publisher: Energy Incorporated, Kent, Washington, U.S.A.

Date : October 1984

Authors: Staff in Energy Incorporated.

The figure below furnishes the general overview of the problem. The 11 parameters representing the specific events that lead to undesired effects; they comprise: (i) criticality, (ii) fire, (iii) explosion, (iv) dropped equipment and collision (v) loss of containment such as leaks, overflows, ruptures, etc. (vi) loss of services such as electricity, cooling, water, etc. (vii) overpressurization of vessels, cells, glove boxes; (viii) overheating of vessels, cells, glove boxes, equipment; (ix) failure of equipment/ instrumentation; (x) operator error and (xi) external events such as floods, seismic, tornado, aircraft crash etc.

The survey, on the other hand, concentrated on five tasks, namely, (I) methodology, (II) computer codes, (III) relevant data bases as well as (IV) the identification of analyses in actual and hypothetical cases or experience gained and (V) the future prospects.

I. The methodologies were categorized as follows: firstly, Basic Risk Analysis Approach and secondly, the Case of Specific Events.

The First Category comprises two types, namely (a) Risk-Type and (b) Safety-Type
(a) The Risk-Type comprises the following 8 steps:

- (1) scenario analysis and probabilistic modelling
- (2) in-plant consequences
- (3) environmental transport and consequence analysis
- (4) human factors (not addressed)
- (5) external events
- (6) uncertainty and sensitivity analysis
- (7) data covering (i) frequency, failure rate; (ii) phenomenology
- (8) results presentation/ interpolation such as ranking of contributors, expected consequences and risk curves.

Special attention has been paid to the GO-Methodology, which is composed of modelling as well as quantification of radioactive releases. A facility model has been proposed, which is a series of connected smaller functional models the so-called 'supertypes' of sequence of fuel movement.

Further approaches depending on utilization of modified version of CRAC from WASH-1400 and CFP were partially considered. Moreover, modified PRA with 12 steps as subdivided tasks were taken into account too. Another six-steps approach has been presented that aims to optimize the control systems; additional 7 approaches were also presented.

- (b) The Safety-Type which is characterized by providing valuable information pertaining to potential initiating events and consequences of releases.

The Second Category deals with the modelling techniques for specific events. Such techniques are mainly based on fault-tree / event-tree that may lead to incident, where the construction of the fault tree is called the Leak Path Analysis. They, i.e., the said techniques cover about seven references and incorporate studies on events such as tornado. The grouping of accidnets by type had been carried out and was tabulated as major accidents, design basis accident and hypothetical ones.

II. The Computer Codes

In this aspect, it is worthwhile to mention that the value of each programme is an indication to its availability/accessability.

The codes given in the tables 3.1/3.2 covers the portions required for system analysis, events analysis (external, consequence, thermal-hydraulic, compartment unit operation).

III. The Data Bases

The data banks such as those developed by SRL, i.e., Savannah River Lab., are of relevant importance; they were included in the references as well as those on incident, fault tree, component failure rate, meteorological, population etc. Further sub-tables listed proper configuration such as (i) an events matrix that comprises the 11 parameters coupled with the data base reference; (ii) types of incidents for a fuel processing plant comprising 10 major incidents and (iii) operations for a fuel reprocessing plant comprising 16 elements.

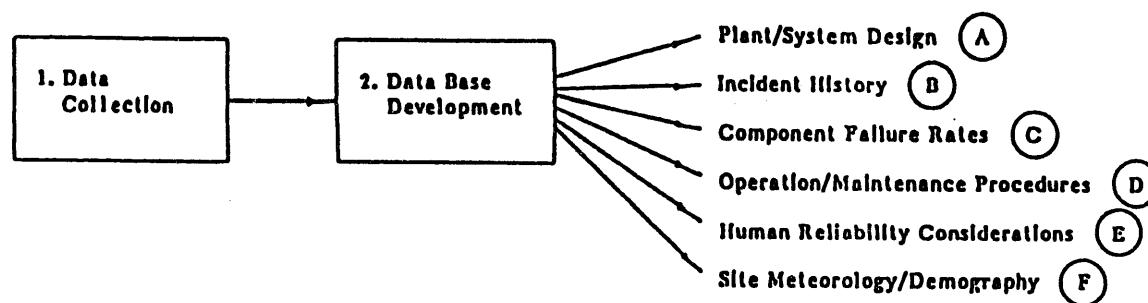
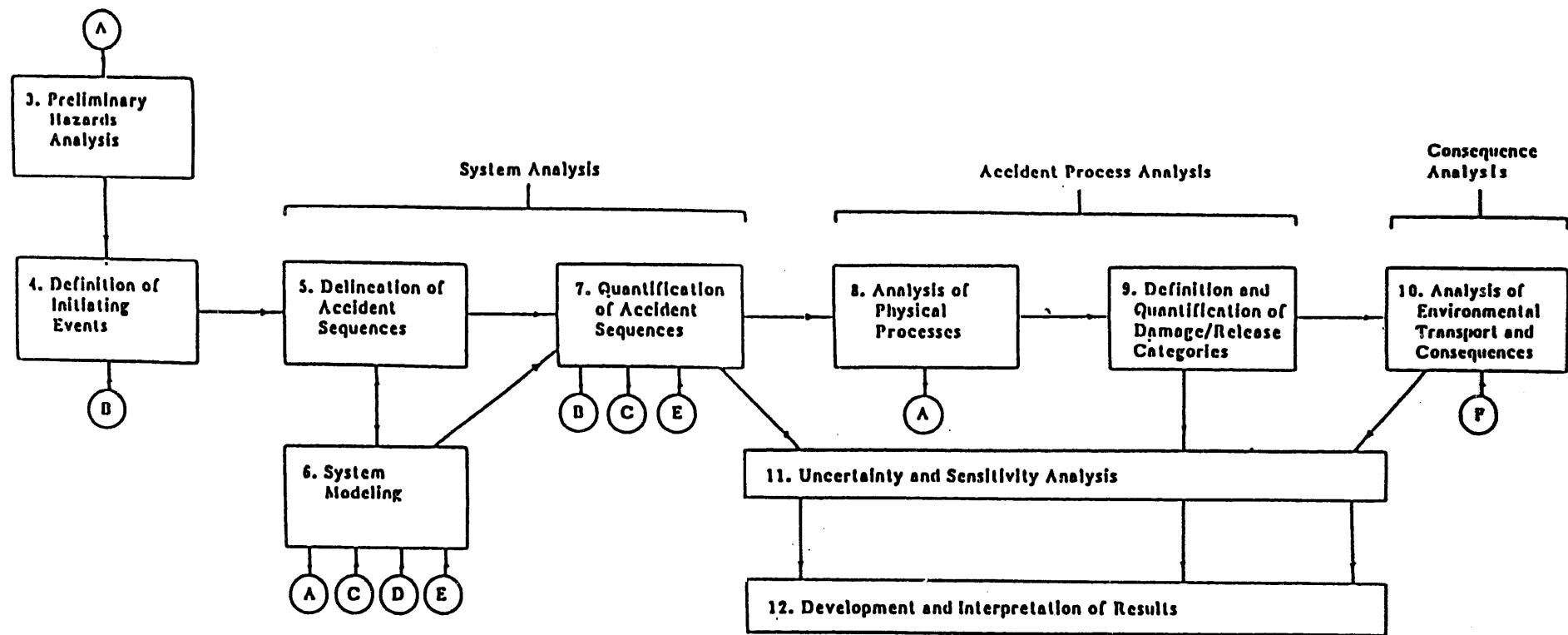
IV. Risk Identification/ Experience

The standard references in this aspect were given as the EPRI-NP 1128 as well as others, where the CRAC, its 'compliment' the DCRIN as well as the ORGIN, which is especially designed for calculating isotopes inventories.

In subsequent references, the GO-Methodology has been extensively applied.

V. Future Prospects

The methods to be incorporated into the risk analysis are explicitly illustrated in the figure, where the activities such as data collection, data base development, as well as the PHA are to be viewed in the same sequence.



Figure

RISK ANALYSIS ACTIVITY FLOW CHART
(adapted from NUREG/CR-2300)

Report No. 021

StF

Title : Safety of Nuclear Fuel Cycle

State-of-the-Art Report

No. of Pages : 165

Publisher : NEA/ OECD

2, rue Andre-Pascal, 75775, Paris CEDEX 16, France

Date : 1981 May

Authors: Group of Experts of NEA Committee on the Safety of Nuclear Installation

This report reviews the entire fuel cycle phases from basic perspectives and incorporates radioactive waste management, transport of radioactive material as well as decommissioning of the fuel cycle facilities and the reactors as well.

The review as such is general and comprehensive. The related hazards are somewhat associated with those in chemical industries such as fire, explosions etc.; however such accidents could lead to the main concern, namely radioactive contamination.

The nature of such hazards and the precautionary measures are well documented such as the established functional relationship between radioactive hazard on the hand and the following points on the other:

- (i) physical form of material
- (ii) inventory and composition of material
- (iii) specific activity and half-life of material
- (iv) behaviour within the body (biological half-life, concentration)
- (v) impact of physical barrier, gas flow control (ventilation) as well as clean up system.

The first item in (v) has particularly been elaborated in terms of:

- 1- Shielding
- 2- Distance (personnel-source radiation)
- 3- Controlling exposure TIME of personnel

Among the potentials of initiating such hazardous situations, five categories were presented:

- a- physico - chemical
- b- mechanical (within operator's control)
- c- external (floods etc.)
- d- operator error
- e- nuclear (criticality incident explicitly presented in annex II)

Safety philosophy has been proposed and it was justified by listing tables covering accidents which took place in some stages of the nuclear fuel cycle. The stages presented in this report of NEA/OECD are:

- I. Uranium mining and milling
- II. Uranium refining and conversion to uranium hexafluoride
- III. Uranium enrichment
- VI. Fuel fabrication
- V. Spent fuel storage
- VI. Spent fuel reprocessing
- VII. Radioactive waste management
- VIII. Decommissioning
- XI. Transport of radioactive material with emphasis on spent fuel

The final part of this comprehensive study furnishes the conclusion that further investigations are still to be done and provides relevant recommendations for enhancing the safety aspects.

Report No. 042

StG

Title: Practical Reliability Engineering Applications to Nuclear Safety

No. of Pages: 22

Publisher: Electric Power Research Institute

Date: 1985 (latest reference date 1984)

Authors: D. H. Worledge, B. B. Chu, J. Gaertner, W. Sugnet

This paper considers PRA models and data used by industries aiming at:
(i) improving safety in operation, and,
(ii) continuous demonstration that nuclear plants are always achieving low risks.

Although the final target of PRA is the reduction and quantification of uncertainties, emphasis in this paper has been placed on System Reliability Analysis. R & D efforts led to the development of WAME-02 package of fault tree analysis; such codes supposed to be further processed by EPRI in terms of validation and verification and they were to be released in 1985 as Production Codes.

It is worthwhile to state the codes in details:

1. **WAMBAM/WAMTAP:** WAMBAM uses Boolean algebra minimization techniques to find the resultant logic expression from an input file and then calculates the associated points unavailability. It uses truth table methods to quantify the probability.
WAMTAP option gives the code the ability to do sensitivity analysis.
2. **WAMCUT:** for qualitative and quantitative evaluation of fault trees by obtaining and quantifying the minimal cutsets. It calculates first and second moment of top event probability.
3. **WAMFM:** post-processor program for WAMCUT to compute the point failure probability for the top event. WAMCUT II performs a similar function as WAMCUT but uses a different algorithm for finding the minimal cutsets.

4. SPASM: capability of estimating the distribution including the means of the system failure probability by Monte Carlo methods.

The GO methodology, a success-oriented approach considered as indispensable tool for system reliability/availability in utility industries employ straight-forward inductive logic to model functioning of engineering systems. Logical functions such as AND, OR, m-out-of-n gates are employed. The success criterion is modeled directly at the system output.

In safety analysis, a total of 14 initiating events have been examined and the final report in this connection is under preparation. In the course of GO-analysis, system configuration were characterized and 'Standarized Modular GO Subsystems Models were proposed. With respect to technology transfer, recent survey of the commercial aviation industry carried out by EPRI suggested success if Reliability Centered Maintenance (RCM) had been applied to a nuclear power plant system. RCM as such is illustrated in two subsequent figures in the paper.

Investigations aiming at risk analysis of the technical specifications were carried by using SOCRATES computer code for re-evaluating changes in component allowed outage times (AOTs) and surveillance test intervals (STIs). Such studies were explicitly covered in the paper.

Furthermore, Reliability Analysis Program with Integral Data (RAPID) has been developed with the following two aims:

- (i) development of user-friendly, integrated software acting in some sense as an Expert System, and,
- (ii) demonstrating the application of such software on-site.

The paper has thus concentrated on the applications of systems analysis by utilities. Underlying the potential benefits already described is the expectation that regulators will also use the technology to justify relaxation in requirements that are too strict and the elimination of requirements that are irrelevant or counter to safety. Whether such modification are made independently by the regulator or in response to utility requests, the quantitative nature of systems reliability analysis should enable rational decision to be made.

Report No. 056

StG

Title: Technical Committee Report on Probabilistic Risk Analysis of Engineered Safety Systems

No. of Pages: 28

Date: 30 September to 4th October 1985

Publisher: IAEA - Reliability and Risk Assessment, Division of Nuclear Safety

'Author': (Scientific Secretary: Dr. M. Cullingford)

Several case studies on PRA were presented. A reliability benchmark excercise was conducted on reliability analysis of a two-train auxiliary feedwater system of EdF 1300 MWe plant (Paluel) with main- feed water considered as initiating events. This furnished the necessity for

(i) comprehensive qualitative system analysis before embarking on any logical modelling.

(ii) more to be done on user- friendliness of the programmes such as input preparation etc.

(iii) identifying problem areas in modelling and quantifying dependent failures, human errors.

This is followed by technical specification for evaluating an actual operating plant and for analysing the frequency criteria of an absolute core damage.

Test, maintenance and repair policy was reviewed and PSA for new reactor types, particularly for the HTR has been developed, where the great risk contributors result from event sequences such as failure of the linear cooling system of the prestressed concrete reactor vessel.

As to PRA use in developing countries, some are setting numerical goals such as system reliability goal, core melt frequency, etc.) , and requiring the conformance of the criteria for each plant under the licensing process.

The following consideration pertaining to PRA could be of significance

- (i) identify, in a cost effective manner, design and operational features which are significant contributors to risk.
- (ii) focus initial accident sequence analysis on potentially dominated sequence while retaining the option of performing a more complete analysis in a later phase.

Regarding nuclear chemical reprocessing plants, the approach is based on considering the fact that there exists huge diversities in terms of containment, inventories of radioactivity, large store of fuel to be processed and the different products of reprocessing. By identifying the sub-system of the systems which illustrates the basic elements of the initiating events, the functional-event tree can be systematically constructed. This, in turn, helped in mitigating safety system. The fault-tree which is hierarchially structured graphical presentation of system failures and their potential causes. Such failures and potentials are usually related with three types of pressures, i.e. high-medium-low for the ECC system.

The report concludes with the experience gained from applying the PSA/PRA in countries such as Yugoslavia (on reliability analysis) and Finland (on hazard and operability studies).