

リスク情報を活用した 意思決定： 米国の経験に関する調査

著者

カリフォルニア大学ロサンゼルス校

B. John Garrick リスクサイエンス研究所

及び

電力中央研究所

原子力リスク研究センター（NRRC）

2017 年



Page intentionally left blank

監修

George Apostolakis 博士 電力中央研究所 (CRIEPI)

原子カリスク研究センター (NRRRC)

Ali Mosleh 教授 カリフォルニア大学ロサンゼルス校 (UCLA)

B. John Garrick リスクサイエンス (GIRS)

プロジェクトマネージャ

Ali Mosleh 教授

座間 俊行, NRRRC

主執筆者

George Apostolakis 博士

Mark Cunningham, コンサルタント, 米国原子力規制委員会 (NRC) - 退職

B. John Garrick 博士, GIRS, UCLA

C. Rick Grantom, コンサルタント, サウステキサスプロジェクト原子力発電所 (STP) - 退職

執筆者

Samaneh Balali 博士, GIRS, UCLA

Karl N. Fleming, KNF Consulting Services

David H. Johnson 博士, ABS Consulting

Kenneth Kiper, コンサルタント (個人)

Pamela Nelson 博士, メキシコ国立大学

編集者

Chris Jackson 博士, GIRS, UCLA

本資料は原子カリスク研究センターにて仮訳したものです。正式な報告書は英文版の原文のみとなりますのでご注意ください。

Contents

略語	v
第1章 導入と概要	1
第1.1節 米国における原子力の歴史と PRA	3
第1.2節 1975年の原子炉安全研究 (RSS)	4
第1.3節 PRAの確立	6
第1.4節 NRCのPRA政策声明	10
第1.5節 重要な所見と課題	13
第2章 米国の原子力規制の歴史	16
第2.1節 原子炉安全研究 (RSS) 以前-1960年代から1975年	17
2.1.1 初期の活動	17
2.1.2 現状に対する挑戦	17
2.1.3 リスクを理解するための新しい方法	18
2.1.4 確率論的手法の初の適用	19
2.1.5 リスクを社会に結び付ける	20
2.1.6 PRAと事故進展	20
2.1.7 その他の貢献	21
第2.2節 WASH-1400：原子炉安全研究 (RSS) -1975年	23
2.2.1 WASH-740：ブルックヘブン国立研究所の研究	23
2.2.2 米国議会と格納系の不備	24
2.2.3 挑戦と懐疑派	26
2.2.4 RSSの開始	26
2.2.5 さらなる挑戦と批判	28
2.2.6 スリーマイル島とNRCの政策転換	28
2.2.7 原子力の安全性評価及びリスク管理における成功と大きな一歩	29
第2.3節 原子炉安全研究から1990年代：PRAの確立まで	31
2.3.1 初期の産業界の貢献	31
2.3.2 Zion及びIndian PointのPRA-1981年及び1982年	33
2.3.3 SeabrookのPRA	37
2.3.4 初期の規則変更	41
2.3.5 健康に関する定量的目標 (QHOs) -1986年	43
2.3.6 個別プラント評価 (IPE) 及び外的事象に対する個別プラント評価 (IPEEE)	48
2.3.7 NUREG-1150研究-1987年	51
2.3.8 規則10 CFR 50.109：バックフィット規則	54
2.3.9 さらなる産業界の貢献	56
第2.4節 1990年代以降-PRAの発展・発達	61
2.4.1 連邦規則10 CFR 50.65：メンテナンス規則-1991年, 1999年	61
2.4.2 PRAの範囲と品質	65

2. 4. 3	新たな NRC の規則	68
2. 4. 4	技術仕様書における PRA	71
2. 4. 5	規制ガイド 1.174-1997 年	71
2. 4. 6	検査の変更と原子炉監督プロセス (ROP)-1999 年	73
2. 4. 7	米国における PRA	74
第 3 章	米国におけるリスク情報活用事例	76
第 3.1 節	サウス テキサス プロジェクト (STP) 原子力発電所の診断評価	76
3. 1. 1	PRA の初期の実施	76
3. 1. 2	運転上の問題への糸口	78
3. 1. 3	課題	80
3. 1. 4	レガシー	80
第 3.2 節	STP-非常用ディーゼル発電機 (EDG) の故障	82
3. 2. 1	停止時リスクマネジメント	82
3. 2. 2	課題	85
3. 2. 3	レガシー	86
3. 2. 4	エピソード	86
第 3.3 節	停止時リスクマネジメント	88
3. 3. 1	課題	88
3. 3. 2	レガシー	89
第 3.4 節	停止期間とリスクマネジメント	90
3. 4. 1	課題	90
3. 4. 2	レガシー	91
第 3.5 節	機器のリスク重要度と通知	92
3. 5. 1	課題	94
3. 5. 2	レガシー	95
第 3.6 節	最適評価事故解析に基づく運転員訓練のインサイト	96
3. 6. 1	課題	96
3. 6. 2	レガシー	97
第 3.7 節	運転経験から得られた知見の利用	98
3. 7. 1	課題	98
3. 7. 2	レガシー	99
第 3.8 節	運転上の意思決定におけるリスク情報と知見	100
3. 8. 1	緊急時運転手順書 (EOP) の例	100
3. 8. 2	課題	102
3. 8. 3	レガシー	102
第 3.9 節	非常用ディーゼル発電機 (EDG) の停止中保守から運転中保守への移行	103
3. 9. 1	課題	104
3. 9. 2	レガシー	104

第 3.10 節 使用済燃料プール (SFP) PRA からの知見	105
3.10.1 課題	105
3.10.2 レガシー	105
第 3.11 節 原子炉トリップ頻度	107
3.11.1 課題	107
3.11.2 レガシー	108
第 3.12 節 発電リスク評価	109
3.12.1 課題	111
3.12.2 レガシー	111
第 3.13 節 安全文化の構築	112
3.13.1 課題	113
3.13.2 レガシー	115
第 3.14 節 リスク思考を日々のプラント状態に組み入れるためのリスクの監視	116
3.14.1 課題	118
3.14.2 レガシー	119
第 3.15 節 リスク知見の伝達	122
3.15.1 課題	127
3.15.2 レガシー	128
第 3.16 節 原子炉冷却系配管のリスク情報を活用した供用期間中検査	129
3.16.1 レガシー	131
第 3.17 節 リスク管理された技術仕様書 (RMTS)	133
3.17.1 課題	135
3.17.2 レガシー	135
第 3.18 節 原子炉監督プロセス (ROP)	136
3.18.1 課題	138
3.18.2 レガシー	139
3.18.3 付録：NRC の SPAR モデルの進化	139
第 3.19 節 RI-GQA や規則 10 CFR 50.69 における限定的な成功	142
3.19.1 課題	142
3.19.2 実施	143
3.19.3 レガシー	144
第 3.20 節 リスク情報に基づく供用期間中試験	146
3.20.1 課題	146
3.20.2 実施	146
3.20.3 レガシー	147
参考文献一覧	148

略語

略語	英語表記	日本語表記
AC	Alternating Current	交流
ACRS	Advisory Committee on Reactor Safeguards	原子炉安全諮問委員会
AEA	Atomic Energy Authority (United Kingdom)	原子力公社 (英国)
AEC	Atomic Energy Commission	原子力委員会 (米国)
AIPA	Accident Initiation and Progression Analysis	事故発生・進展解析
AOV	Air Operated Valve	空気作動弁
ANS	American Nuclear Society	米国原子力学会
ANSI	American National Standards Institute	米国規格協会
AOP	Abnormal Operating Procedure	事故時運転手順書
AOT	Allowed Outage Time	許容待機除外時間
APS	American Physical Society	米国物理学会
ASLB	Atomic Safety and Licensing Board	原子炉安全許可会議
ASME	American Society of Mechanical Engineers	米国機械学会
ATWS	Anticipated Transients without SCRAM	原子炉停止機能喪失事象
BOP	Balance of Plant	BOP (NSSS 以外の系統・機器の総称)
BNCS	Board on Nuclear Codes and Standards (ASME)	原子力規格理事会 (ASME)
BWR	Boiling Water Reactor	沸騰水型原子炉
CAL	Confirmatory Action Letter (issued by the NRC)	(NRC が発行する) 確認措置レター
CCF	Common Cause Failure	共通原因故障
CCDP	Conditional Core Damage Probability	条件付き炉心損傷確率
CCTP	Cumulative Conditional Trip Probability	条件付き累積トリップ確率
CDF	Core Damage Frequency	炉心損傷頻度
CDF ₀	“no-maintenance” CDF	「保全なし」 CDF
CDF _{avg}	“average” CDF	「平均的」 CDF
CDF _i	“specific configuration” or “maintenance state” CDF	「特定の系統構成」または「保全状態」の CDF
CFR	Code of Federal Regulations	連邦規則集 (米国)
CNRM	Committee on Nuclear Risk Management (ASME)	原子力リスクマネジメント委員会 (ASME)
CRAC	Calculation of Reactor Accident Consequences	原子炉事故影響評価コード
CRIEPI	Central Research Institute of the Electric Power Industry (Japan)	電力中央研究所 (日本)
CRM	Configuration Risk Management	系統構成リスク管理
CRMP	Configuration Risk Management Program	系統構成リスク管理プログラム
CVCS	Chemical Volume and Control System	化学体積制御系
DBA	Design Basis Accident	設計基準事故
DG	Diesel Generator	ディーゼル発電機
DOE	Department of Energy	エネルギー省 (米国)
DRDT	Division of Reactor Development and Technology	原子炉開発技術課

EAB	Electrical Auxiliary Building	電気系の補助建屋
ECCS	Emergency Core Cooling Systems	非常用炉心冷却系
EDG	Emergency Diesel Generator	非常用ディーゼル発電機
EOP	Emergency Operating Procedure	緊急時運転手順書
EPA	Environmental Protection Agency	環境保護庁（米国）
EPRI	Electric Power Research Institute	電力研究所（米国）
EPZ	Emergency Planning Zone	緊急時計画区域
ERT	Event Review Team	事象レビューチーム
EST	Engineering Support Team	技術支援チーム
FEG	Functional Equipment Group	機能別設備グループ
GIRS	B. John Garrick Institute for the Risk Sciences	B. John Garrick リスクサイエンス研究所
HCF	High Cycle Fatigue	高サイクル疲労
HFIR	High Flux Isotope Reactor	高中性子束同位体生産炉
HTGR	High Temperature Gas Reactor	高温ガス炉
HVAC	Heating, Venting and Air-conditioning	換気・空調（系）
ICBM	Inter-Continental Ballistic Missile	大陸間弾道ミサイル
ICDP	Incremental Core Damage Probability	炉心損傷確率増分
ICTM	Incremental Conditional Trip Probability	条件付トリップ確率増分
IDP	Integrated Decision-Making Panel	統合意思決定パネル
IDCOR	Industry Degraded Core Rulemaking	産業界炉心損傷規制作成計画（米国）
INPO	Institute of Nuclear Power Operations	原子力発電運転協会
INSAG	International Nuclear Safety Advisory Group	国際原子力安全諮問グループ
IPE	Individual Plant Examination	個別プラント評価
IPEEE	Individual Plant Examination for External Events	外的事象に対する個別プラント評価
IPEC	Indian Point Energy Center	インディアン・ポイント・エネルギー・センター
INL	Idaho National Laboratory	アイダホ国立研究所（米国）
ITP	Incremental Trip Probability	トリップ確率増分
JCAE	Joint Committee on Atomic Energy (United States)	上下両院合同原子力委員会（米国）
JCNRM	Joint Committee of Nuclear Risk Management (ASME and ANS)	原子力リスクマネジメント合同委員会（ASME 及び ANS）
LAR	License Amendment Requests (LARs)	変更許可申請
LERF	Large Early Release Frequency	早期大規模放出頻度
LOCA	Loss of Coolant Accidents	冷却材喪失事故
LOFT	Loss-of-Fluid-Test	冷却材喪失事故実験（米国）
LPZ	Low Population Zone	低人口密度地区
LRF	Large Release Frequency	大規模放出頻度
LWR	Light Water Reactor	軽水炉
MCA	Maximum Credible Accident	最大想定事故

MOV	Motor Operated Valve	電動弁
MW	megawatts	メガワット
NEI	Nuclear Energy Institute	原子力エネルギー協会
NFPA	National Fire Protection Association	全米火災防護協会
NOED	Notification of Enforcement Discretion	強制措置に対する通知
NRA	Nuclear Regulation Authority (Japan)	原子力規制委員会 (日本)
NRC	Nuclear Regulatory Commission (United States)	原子力規制委員会 (米国)
NRMCC	Nuclear Risk Management Coordinating Committee (ASME and ANS)	原子力リスク管理調整委員会 (ASME 及び ANS)
NRTS	National Reactor Testing Station (of the then-AEC, now known as the INL).	米国国立原子炉試験場 (AEC (当時) の所管、現在は INL として知られる)
NRRC	Nuclear Risk Research Center (Japan)	原子力リスク研究センター (日本)
NSSS	Nuclear Steam Supply System	原子力蒸気供給系
NUMARC	Nuclear Management and Resources Council (now known as NEI)	原子力事業者管理人材協会 (現在は、NEI として知られる)
NUSCo	Northeast Utilities Service Company	ノースイースト・ユーティリティーズ・サービス社
OEM	Original Equipment Manufacturer	相手先商標製品の製造会社
PLG	Pickard, Lowe and Garrick Incorporated	Pickard, Low and Garrick 社
PSA	Probabilistic Safety Assessment	確率論的安全性評価
PTS	Pressurized Thermal Shock	加圧熱衝撃
PWR	Pressurized Water Reactor	加圧水型原子炉
QA	Quality Assurance	品質保証
QHO	Quantitative Health Objective	健康数値目標
PI	Performance Indicator	パフォーマンス指標
PRA	Probabilistic Risk Assessment	確率論的リスク評価
RAI	Requests for Additional Information	追加情報の要請
RCS	Reactor Coolant System	原子炉冷却系
RCP	Reactor Coolant Pump	原子炉冷却材ポンプ
RG	Regulatory Guide	規制ガイド
RI-GQA	Risk-informed Graded Quality Assurance	リスク情報を活用した等級別品質保証
RI-ISI	Risk-informed In-service Inspection	リスク情報を活用した供用期間中検査
RI-IST	Risk-informed In-service Testing	リスク情報を活用した供用期間中試験
RIDM	Risk-Informed Decision Making	リスク情報を活用した意思決定
RISC	Risk Informed Standards Committee (ANS)	リスク情報活用規格委員会 (ANS)
RMTS	Risk-Managed Technical Specifications	リスク管理された技術仕様書
ROP	Reactor Oversight Process	原子炉監督プロセス
SBO	Station Blackout	全交流電源喪失
SCP	System Certification Program	系統健全性確認プログラム

SCWE	Safety Conscious Work Environment	安全を意識した作業環境
SER	Safety Evaluation Report	安全性評価報告書
SFP	Spent Fuel Pool	使用済燃料プール
SDO	Standards Development Organization	標準化機関
SNAP	Systems for Nuclear Auxiliary Power	原子力補助動力装置
SPRA	Standardized Plant Risk Assessment	標準的発電所リスク評価
SPAR	Standardized Plant Analysis Risk	標準的 PSA モデル
SSC	System, Subsystem and Component	構造物、系統及び機器
STP	South Texas Nuclear Project Electric Generating Plant	サウステキサスプロジェクト原子力発電所
RSS	Reactor Safety Study	原子炉安全研究
THERP	Technique for Human Error-Rate Prediction	人的過誤確率評価手法
TMI	Three Mile Island Generating Plant	スリーマイル島原子力発電所
TMI-2	Refers to the 1979 accident in reactor number 2 of TMI	TMI の 2 号炉において 1979 年に発生した事故を表す
TVA	Tennessee Valley Authority	テネシー峡谷開発公社
UCLA	University of California Los Angeles	カリフォルニア大学ロサンゼルス校
UCS	Union of Concerned Scientists	憂慮する科学者同盟

第1章 導入と概要

確率論的リスク評価 (PRA)、より広い意味では、リスク情報を活用した意思決定 (RIDM) の背後にある基本原理については、哲学者の René Descartes が、4 世紀前に非常に優雅に表現している。

生命活動では、遅れが許されないことが頻繁にある。何が真実かを見極めるだけの力がない場合には、最も高い可能性に従って行動すべきということは、ほぼ確実である。

日本の原子力産業界は、原子力発電所の安全性を継続的に改善することに尽力している。2014 年に、電力中央研究所 (CRIEPI) 内に、原子力リスク研究センター (NRRC) が設立された。NRRC のミッションステートメントは以下のとおりである。

確率論的リスク評価 (PRA)、リスク情報を活用した意思決定、リスクコミュニケーションの最新手法を開発し、これを用いることにより、原子力事業者及び原子力産業界が原子力施設の安全性を継続的に改善していくことを支援する。

RIDM 及び PRA の登場以来、米国の原子力産業界は、事実上その利用を率先してきた。重要なことは、PRA は事業者のビジネスモデルや費用対効果などの多くの事項をより広範に検討するための RIDM の発展に役立ってきたということである。PRA を使用することにより、許認可上のいくつかの困難な状況が解決されている。成功と失敗の両面において、米国の経験から学ぶべきことは多い。

NRRC では現在、日本の既存の PRA を、品質面で国際標準に適合させることに重点を置いている¹。日本での RIDM における PRA の使用は、まだ始まったばかりである。多くの場面で、RIDM には、リスク情報に基づく議論を進んで受け入れようとする規制当局が必要であるが、日本は現状そのような状況にない。

米国原子力規制委員会 (NRC) の原子炉監督プロセス (ROP) の日本版を強く推し進めようと日本の原子力規制委員会 (NRA) が決定したことは、非常に勇気づけられる最近の進展であり、ROP については本書で後に議論する。NRC の ROP は長年をかけて発展してきたものである。現在ではリスク情報が大いに活用されており、ROP プログラムはより客観的で効果的になっている。NRA が同様のリスク情報を活用した ROP を採用すれば、これにより、NRA 及び日本の電気事業者の両者において、RIDM プロセスを確立する取り組みが加速されることになるかと期待される。このような加速化の一例として、NRRC が最近、リスク情報活用推進チームを設立したこ

¹ 原子力安全推進協会 (JANSI) には NRRC のミッションを補完する役割がある。NRRC は日本の PRA の技術的受容性の改善 (国際的な標準への合致) を目指して邁進しており、JANSI は電気事業者が事業者固有のリスクマネジメントプログラムにおける PRA の利用方法の決定に向けて邁進している。

とが挙げられる。このチームには産業界の上級管理者も含まれる。

日本の原子力産業界は NRRC に対し、PRA 及び RIDM に関する米国の経験について考察した文書を作成するよう要請した。そこで、NRRC は、カリフォルニア大学ロサンゼルス校 (UCLA) の B. John Garrick リスクサイエンス研究所 (GIRS) と共同して、本書を作成した。本書では、米国における RIDM 発展の歴史及びいくつかの事例研究が示されている。なお、実際の規制・規則は公開されているので、ここでは詳細を述べない。本書の目的は、種々のリスク情報を活用した取り組み及び規則の背後にある動機、実施の際に直面する課題並びに生み出される便益について概要を示すことである。

航空宇宙産業を含む多くの産業が、原子力産業における PRA の開発にとって不可欠な信頼性解析及びシステム解析に関する手法を先駆けて開発した。米国の原子力業界の観点から、産業界が辿って来た道のりを以下に述べ、現在のリスクマネジメントサイエンスの歴史を示す。ここでは、過去 50 年間にわたって起こったマイルストーン、出来事及び進展を含む。

リスクサイエンスの知識を追求し、活用する際に多くの事が達成されたが、いくつかの産業分野や規制分野においては、リスク情報の適用範囲、用途及び組織による受け入れに関する課題は未だ存在している。原子力安全と継続的改善に関連して、米国原子力産業界の核心的価値との一貫性を追求する取り組みや研究が、引き続き行われている。

第 1.1 節 米国における原子力の歴史と PRA

このストーリーにおいて最初に登場する組織は、米国原子力委員会 (AEC) である。AEC は当初、「決定論的」アプローチを使用して、リスクマネジメントを行っていた。原子力発電所が遭遇し、成功裏に対処することができる必要のある一連の事象または状態をいう「設計基準」に従って、原子力発電所は建設された。

Atomics International 社などの営利主体は、PRA によるアプローチを支持し始めていた。「設計基準」によるアプローチでは、リスクによる実際の影響がどうなのか、すなわちその影響や頻度についての理解に全く役に立たないということに気づき始めた。設計者達は、自分達に対処する必要のあるリスクに優先順位をつけることが、これから取り組むべき課題であると気付いた。

米国以外の機関でも、並行してこのことに気づき始めていた。英国原子力公社 (AEA) の F. R. Farmer は、特定の原子炉からのヨウ素 131 の放出量ごとの確率を推定することができるならば、任意の敷地における当該原子炉の運転に付随したリスクを推定できると主張した、影響力の大きな論文を著した。

他の民間の機関が、後に PRA に繋がることになる手法を具現化し始めた。Holmes & Narver 社及び General Atomics 社は、確率論的手法を使用した安全性解析に着手した。

これらの人々及び組織によって、重要な事項への道筋がつけられ、その結果として、米国産業界全体にわたって視点の変化をもたらした画期的な原子炉安全研究 (RSS) になった。

第 1.2 節 1975 年の原子炉安全研究 (RSS)

AEC は、以下の疑問に答えるために、RSS の実施を依頼した。

概して、原子力発電のリスクとは何か。

RSS (「WASH-1400」としても知られている) は、それまでに実施された中で最初の包括的な PRA である。原発事故は稀である (100 万炉・年当たり 1 回のオーダー) と同時に壊滅的であるということが、支配的な考え方であった。米国議会上下両院合同原子力委員会 (JCAE) は以前より、より詳細に原発事故を研究するよう AEC に要請していた。既存の格納系は、特定の事故シナリオにおいて損傷する可能性のあることが 1967 年に明らかになり、非常用炉心冷却装置 (ECCS) に対する認識が高まっていた。これにより、原子力リスクについてより包括的に理解することが要求されるようになった。はじめに、Mike Gravel 上院議員 (当時) が RSS の実施を主張し、続いて 1971 年に書簡によって、JCAE 議長であった John O. Pastore 上院議員 (当時) からそのことへの支持が表明された。この書簡の主要な動機の一つは、原子力発電のリスクに晒されていることを公衆が知ることの必要性であった。

この方針を進めるためには、PRA を成功させられるほどの十分なデータが存在しないと考える懐疑派に打ち勝たなければならなかった。他の者は、原子力リスクを定量化することは不可能であると根本的に信じていた。しかし、それは誤った情報が与えられていたからである。リスクを定量化することは、当該リスクを正確に知ることを意味せず、付随する不確実さを明確に定義することができることを意味する。

この研究の勢いは留まることがなかった。100 基の原子力発電所に外挿するために、2 基の原子力発電所に焦点を当てた。RSS によって多くの重要な手法が開発された。そこでは、人的過誤や共通原因故障 (CCF) というモデルが導入された。

しかし、RSS による最も重要な成果は、恐らく、主要なリスク要因が新たに発見されたことである。すなわち、主要なリスク要因は、小破断冷却材喪失事故 (LOCA) であって、以前に考えられていた大破断 LOCA ではなかった。

RSS の実施は、反原子力団体などから批判を受けた。米国議会の下院小委員会は、カリフォルニア大学サンタバーバラ校教授 (当時) Harold W. Lewis に対し、委員会の委員長に就任してレビューを行うよう要請した。この委員会は、RSS の手法はしっかりしているが、内包される不確実さが過小評価されているとの意見を付して、これによって、内包される不確実さを確認することができないとの結論を下した。NRC は RSS を支持せず、またそのエグゼクティブサマリーに対して先行的に与えていた支持も撤回した。しかし、この動きが突然逆転することになる。

1979 年に発生した Three Mile Island 原子力発電所 2 号炉 (TMI-2) の事故は、小破断 LOCA であり、これは以前は見過ごされ、RSS によって明らかにされた主要なリスク要因である。原子力リスクをより良く理解す

る際の RSS の役割を裏付ける経験的証拠となった。

RSS が画期的な研究になるためには、多くの努力が必要であった。これは約 40 名の技術者及び科学者の 3 年間にわたる作業の成果であった。RSS のリーダーはマサチューセッツ工科大学の Norman C. Rasmussen である。RSS のプロジェクトマネージャは NRC の Saul Levine であり、RSS の成功に少なからず貢献した。

重要なことに、RSS によって、「何が起こりうるか」、「それはどれくらい起こりやすいか」また「その結果はどうなるのか」といった疑問に対して回答を得ることができた。この 3 つの疑問²は、後に発展して、リスク評価の定義になっている。

² Kaplan, S. and B. John Garrick. "On the Quantitative Definition of Risk." *Risk Analysis* 1, no. 1 (1981): 11-27.

第 1.3 節 PRA の確立

RSS の成功によって、規制上の決定に対し、PRA からより多くの情報が提供され始めた。

RSS 後の最も重要なマイルストーンのうちの 2 つは、Zion 原子力発電所及び Indian Point Energy Center (IPEC) による PRA であり、これらはそれぞれ 1981 年及び 1982 年に実施された。これらは、プラント固有で、かつ産業界によって実施された初めての PRA であり、格納容器の応答、外部事象、不確実性及び大気中の放射性プルームの方向依存性が徹底的に取り扱われた。これらの研究は、以下の疑問に対して回答を得ることを目的としていた。

特定の原子力発電所のリスクは何か。

この PRA の成果は、規制上の決定に対する法的根拠に貢献し続けた。IPEC がニューヨーク市に近いことから、憂慮する科学者同盟(UCS)は IPEC の運転停止を求める訴えを起こし、実際に IPEC の運転許可が脅かされた。少なくとも、IPEC は、認知されたリスクを軽減するための非常に高価なバックフィット設備の設置に直面した³。

Zion 原子力発電所も、シカゴに近いと、同様の状況に直面していた。これら 2 つの発電所では、PRA を実施することによって近隣の人口集中地に付加されるリスクを個別に取り扱った。

NRC の許認可プロセスでは、従来手法では不可能であった方法で、進行中の手続きに情報が提供され、PRA の結果が上手く取り込まれた。これらの情報は全て、NRC の原子炉安全許認可会議において法的に審査された後に提供された。

さらに、これらの PRA により、各発電所が当初直面していたような多くの高価なバックフィットを行っても、リスク軽減の効果は僅かであることが明らかになり、より実質的なリスク軽減の効果がある安価な改造対策が特定された。これらの PRA により、事業者は実質的に数億ドルを節約するとともに、リスクが改善された。

Seabrook 原子力発電所は 1980 年代初頭に、同様の存続に関わる問題に直面していた。Seabrook 原子力発電所はニューハンプシャー州に位置しているが、マサチューセッツ州に近いと、避難管理計画の作成において、近隣からの協力が必要であった。マサチューセッツ州は、自身の都合から、進んで関与しようとはしなかった。幸いなことに、この原子力発電所は並はずれて強固な一次格納容器を備えていた。発電所を中心とした半径 1 マイルの範囲にわたる避難計画を準備することにより、許容可能なリスクレベルが達成されることが PRA によって示された。マサチューセッツ州は 2 マイル離れているので、彼らの関与はもはや必要なくなった。難局は解決された。

³ これらのバックフィットには、フィルタ・ベントを備えた格納容器、耐熱性炉心隔壁及び水素結合器があった。

PRA は他の原子力発電所においても実施された。Oconee 原子力発電所は、現在でも使用されている溢水リスク評価手法などの新しい手法を取り込んだ、プラント固有の PRA をさらに発展させるための共同の、産業界主導の PRA の対象であった。テネシー峡谷開発公社は Browns Ferry 原子力発電所、Sequoyah 原子力発電所、Watts Bar 原子力発電所及び Bellefonte 原子力発電所について、プラント固有の PRA を組織内で開発した。1980 年代中頃には、South Texas Project (STP) 原子力発電所では、この発電所に特有な設計（3 つの独立した安全区画が組み込まれている）による安全上の利点をより良く特徴付けるために、プラント固有の PRA を実施した。

より広汎には、原子力産業界は、過酷事故をより詳細に研究し、共同して TMI-2 事故に対応した。これにより、NRC によって実施される同様の作業を補完するための炉心損傷シナリオに関するツール及び手法を導入した、共同プログラムである「産業界炉心損傷規制作成 (IDCOR) プログラム」が開発された。

RSS 及び運転経験から、2 つの事故シーケンスが明らかになり、NRC によって、1981 年の「スクラム失敗事象」(ATWS) 及び 1986 年の「全交流電源喪失事象」(SBO) の 2 つの規則が新たに制定された。SBO 規則には、ディーゼル発電機に関する定量的な信頼性目標が含まれた。

こらら PRA の活動によって、新たな疑問が提起された。すなわち、「リスクを定量化することができるのであれば、“許容可能な” リスクレベルは何か」である。1986 年に発出された、安全目標に関する NRC の政策声明では、「どの程度の安全が、十分に安全なのか」という疑問に対する回答が示されている。そこには、2 つの定量的な目標が含まれる。

公衆の個々人が生命または健康に対する重大なリスクを追加で負わないように、公衆の個々人は原子力発電所の運転による影響から保護されなければならない。

[かつ]

原子力発電所の運転に起因した生命及び健康に対する社会的リスクは、実行可能な競合技術によって発電するリスクと同等、または、それを下回らなければならない。他の社会的リスクに対する著しい増加とはならないこと。

それには、2 つの定量的な目標、すなわち健康数値目標 (QHO) も含まれていた。

原子炉事故に起因した原子力発電所周辺の平均的な個人に対する「急性死亡」リスクは、米国の住民が概ね晒される他の事故に起因した急性死亡リスクの和（年当たり約 5×10^{-7} ）の 0.1% を上回ってはならない。

[かつ]

原子力発電所の運転に起因した原子力発電所周辺の住民に対する「ガン死亡」リスクは、他のすべての原因に起因したガン死亡リスクの和（年当たり約 2×10^{-6} ）の 0.1%を上回ってはならない。

これら QHO は、2 つの付随する目標によって支えられている。すなわち、炉心損傷頻度 (CDF) 10^{-4} 回/炉・年及び早期大規模放出頻度 (LERF) 10^{-5} 回/炉・年である。

以前に実施したプラント固有の PRA が成功したことから、NRC は、発電所を個別に評価するとともに、事業者が PRA 手法を使用するよう奨励する規制プログラムを策定した。これらのプログラムは、個別プラント評価 (IPE) 及び外的事象に対する個別プラント評価 (IPEEE) と呼ばれた。これらのプログラムは、包括的な PRA ではなかったが、その後のロバスト解析により多くの情報を提供することになる重要な調査研究であった。以下のとおり、これらのプログラムの影響は直ちに現れ、重要であった。事業者が 500 件を超えるリスク軽減措置を特定した。

その後、NRC は、「NUREG-1150 : Severe Accident Risks : An Assessment for Five U. S. Nuclear Power Plants」と呼ばれる調査研究を開始した。この調査研究は、RSS を更新することを意図しており、1980 年代の代表的な手法が改良された。専門家の判断が使用された点で、画期的であった。原子力事故の発生は、非常に低い頻度である。データを収集するために、原子力発電所を試しに故障させることはできないので、主観的な評価が要求されることが頻繁にある。

PRA 分野における重要な発展以外に、NUREG-1150 の調査研究により、原子力リスクが RSS で推定されたリスクより低いことが判った（推定されたリスク自体が当時の産業界の予想より低かった）。

情報は絶えず、最新技術及び PRA の結果の両方を変化させてきた。情報が新たに出現することにより、リスクに対する我々の理解が変化するだけでなく、原子力発電所の系統構成を変更することが必要になることに NRC は気付いた。これにより、安全のための発電所の改修を管理する「バックフィット規則」の実施となった。NRC は、確率論的解析をその規則に組み入れることにより、リスクに重大な影響を及ぼす変更を特定し、高コストだが有効性が低い代替手段を排除する枠組みを持つことになった。

この時期、その他に多くの活動や出来事があり、PRA の形成に役立った。General Atomics 社は、RSS の成果を拡大して、自社の高温ガス炉 (HTGR) の設計のための情報を提供した。Northeast Utilities 社及び Oconee 原子力発電所により、さらに多くの PRA が実施された。米国以外では、台湾にある台湾第二原子力発電所において、米国で開発された多くの PRA 手法が使用され、当該発電所の敷地に付随した特有な地形が扱われた。本節に列挙した事例は網羅的ではなく、より詳細な事例は第 2.3 節に記載する。

しかしながら、このような PRA に関する活動は包括的な意図をもって

実施されたわけではない。確率論的手法は、基本的に自主的に採用され、個々の用途毎にスコープが異なっていた。そのような点が正に変わろうとしていた。

第 1.4 節 NRC の PRA 政策声明

NRC は、1995 年に声明を発出することにより、PRA をその規制政策の恒久的部分として制度化した。この声明の一部は以下のとおりである。

最新技術及びデータによって裏付けられる範囲で、かつ、深層防護の考え方を補完する形で、PRA の利用は増進されなければならない。

現行の規制上の要求、規制上の指針、許可に基づく責任及び職員の慣行に関連した不必要な保守性が抑制されるよう、最新技術の限度内において実行可能である場合、PRA 及び関連する解析（たとえば、感度解析、不確かさ解析及び重要度測定など）を規制事項において使用しなければならない。

規制に対する決定論的アプローチでは、限られた数の安全を脅かす事象が検討され、これらの事象を軽減する方法が決定される。規制に対する確率論的アプローチでは、以下により、このような従来の決定論的アプローチの改善及び拡張が行われる。

- (1) 安全を脅かす広範な数の潜在的な事象の検討が可能になる。
- (2) リスク重要度に基づき、これらの事象に優先順位を付けるための合理的な手段が提供される。
- (3) これらの事象に対する防御のために、より広範な一連のリソースを検討することが可能になる。

PRA 手法による他の全ての進展と同様、多くの疑念や批判があった。しかし、PRA の有用性は否定できず、そのことは理解されなければならなかった。安全にあまり寄与しなかった従来の要求が、PRA によって如何にして特定されるかに関する認識が高まっていった。このような中、「Standards for combustible gas control system in light-water-cooled power reactors (軽水冷却型動力用原子炉の可燃性ガス濃度制御系に関する規格)」(10 CFR 50.44) は大型の乾式原子炉格納容器を備えた原子炉において有効ではなかったため、廃止された。

PRA 政策声明は、リスク情報を発電所の運転に取り込むための進歩的な取り組みと時期が一致していた。1990 年代初頭の原子力発電所の保全活動では、根本原因分析、性能動向分析や計画立案における優先順位付けが適切に組み込まれていなかった。従来の規則では、この点を適切に解決することができなかったが、PRA はそこで役立つ可能性があった。関連する PRA 手法の発達と共に 1996 年に発表された「Maintenance Rule (メンテナンス規則)」(10 CFR 50.65) は当初、事業者にとって挑戦的であった。機器が直接的に、または偶発的に使用不能であることに関連した保全リスクについて、事業者が評価するという包括的な意図の下に、この規則が

改訂され、1999年に公布された。この規則の(a)項(4)号の規定は以下のとおりである。

保全活動(限定するものではないが、サーベランス、保全後試験並びに是正及び予防保全を含む)の実施前に、事業者は、提案した保全活動の結果として増加するリスクを評価し、管理しなければならない。

このメンテナンス規則は、リスク情報を活用した、パフォーマンスベースの最初の規則であった。この規則の意図は、事業者が、リスク手法を適切に使用して、保守時間を適切に最小限に抑えるとともに、主要な安全機能をサポートするプラントの系統構成も管理するようにさせることであった。このようにして、利用可能性(アベイラビリティ)と信頼性のバランスをとるといふ、この要求の意図が満足されると予測された。

NRCの政策声明の主な成果の一つは、PRA手法が標準化され始めたことであった。発電所毎にPRAの詳細さとスコープは異なっていた。米国電力研究所(EPRI)は、「Probabilistic Safety Assessment [(PSA)] Guide」を発行した。米国機械学会(ASME)及び米国原子力学会(ANS)は共同して、PRAに関する規格を作成した。これらの規格はすべて、「ASME/ANS RA-S-2008」という規格に統合された。この規格は、2013年の改訂の後、全ての原子力発電所のPRAの標準になっている。この規格により、現在NRCはその規制監督の役割を縮小することが可能になっている。すなわち、PRAがこの規格に適合している場合、その技術的妥当性を確かめるための徹底的なレビューは必要ない。

また、PRAは、以前のやり方ではできなかったことを達成した。PRAは、公衆との意思疎通のための言葉を用意した。発電所が「安全である」か否かではなく、「発生頻度」及び「影響」が意味のある言葉になった。これだけのレベルの透明性があることによってのみ、一般大衆に対する原子力発電の位置づけを高めることができるとNRCらは確信した。

NRCは、より多くのリスク情報を活用した代替実施案を提供するために、変更可能な規則を引き続き特定した。これら規則としては、10 CFR 50.46 (Emergency Core Cooling Acceptance Criteria (ECCS 許容基準))、10 CFR 50.48 (Fire Protection (火災防護)) 及び10 CFR 50.61 (Fracture Toughness Requirements for Protection against Pressurized Thermal Shock Events (PTS 要件)) がある。

NRCの原子炉監督プロセス(ROP)により、発電所の検査の一貫性及び客観性が向上した。重要なことは、検査結果に応じて規制当局をガイドし、事業者と規制当局のリソースが、プラント運転においてリスク上重要な側面に向けられることである。

規制指針1.174が1997年に発行され、原子力発電所のライセンスベースに関わる情報を提供するために、PRAの使用が推進された。この規制指針により、リスクと決定論的アプローチとのバランスをとったRIDMアプローチ、意思決定ガイドライン、PRA品質保証規格及び変更後監視が提供された。

この規制ガイドの一環として、「リスク情報を活用した供用期間中検査 (RI-ISI)」などのリスク情報を活用した主要な取り組みが実施された。以前は特定されていなかった劣化メカニズムが検査プロセスの一部に取り込まれ、リスク上重要だが非安全系の配管も検査対象になった。「リスク情報を活用した技術仕様書」により、サーベランステストの頻度、使用不可能な機器のモード変更、許容待機除外時間 (AOT) に対して、リスク情報を活用したアプローチの使用が導入された。「リスク情報を活用した等級別品質保証 (RI-GQA)」では、リスク重要度に基づき、機器が分類された。以前は「安全関連」に分類されていたが、特別措置を受けることが要求されなくなった機器があった⁴。逆に、安全関連でない機器だが、リスク重要度が高いものは、より注意を払うことが要求される機器として識別された⁵。「リスク情報を活用した供用期間中試験 (RI-IST)」では、PRA が使用され、より現実的な試験要求が導入され、過度に安全側に立った従来の指針と置き換えられた。

米国の産業界は、特に停止時リスクマネジメントに関して、独自のリスク情報を活用した取り組みを実施した。停止時リスクモデルは、停止時の系統構成を管理するために、停止時 PRA に基づく、深層防護のツールを利用した。その結果、多数の望ましくない組み合わせが明らかになり、プラント運転に対して情報を提供するのに役立った。

⁴ このような機器には、安全系の大半の試験弁及びドレイン弁、現場の機器状態表示器、事故後サンプリング装置、放射線監視装置並びに気象観測装置がある。

⁵ このような機器には、計装用空気圧縮機並びに BOP や技術支援センター用ディーゼル発電機といったサイト内電源がある。

第 1.5 節 重要な所見と課題

「深層防護」及び「設計基準事故 (DBA)」に依る従来の「決定論的」規制プロセスは米国の原子力産業で上手く機能していたが、PRA により、不完全であることが示された。PRA によって、人的過誤のような安全に関する検討範囲が拡大され、その不確実さを定量化してきた。PRA により、従来のアプローチでは特定できなかった脆弱性やリスク要因が特定された。

RIDM の確立に際して、いくつかの課題に直面した。主な課題の一つは文化面であった。米国の大半の技術者は、PRA は言うまでもなく、確率論や統計学についても、大学で講義を受けていなかった。このような技術者に対して、従来の「決定論的」アプローチのいくつかを確率論的手法に変更するよう求めることは、重大な文化的変化であった。

産業界と NRC は、短期講習や会議で職員を訓練した。ROP が良い例である。プログラムの規模の大きさ、影響を受ける NRC 職員の数 (たとえば、数百人規模が影響を被った) や許認可対象施設 (すなわち、全ての動力用原子炉) の数といった観点から、NRC の検査プログラムの変更の決定は、特に挑戦的であった。PRA に関する情報を検査員及びそのマネージャに提供するために、新たな訓練プログラムが NRC 内に設立された。これらのプログラムでは、概要から特定の専門テーマに関する詳細な訓練まで、広範にわたった。さらに、NRC は、検査プロセスとリスク評価の両方の専門的知識を有する「上級原子炉分析者」という新たな検査員のカテゴリを創設した。NRC の各地域事務所には、このような専門家が数名配属され、全員が NRC の別の部署で利用可能な PRA に関する専門知識によって支援を受けている。

もう一つの課題は、特に 2009 年の規制指針 1.200 「An Approach for Determining the Technical Adequacy of PRA Results for Risk-Informed Activities」以前の、産業界の PRA の技術的妥当性にばらつきがあったことである。この文書では、実施「方法」ではなく、実施すべき「事」を定義した。この文書では、産業界の PRA 規格 (ASME/ANS RA-S-2008) をエンドースし、原子力産業界により開発されたピアレビュープロセスを補完した。これらの取り組みが組み合わせられ、一連の潜在的なリスク情報を活用した発電所許認可申請における PRA の技術的妥当性を確立するための統一的手法が生み出された。

しかしながら、事業者及び規制当局の両者に課題が残されている。リスク情報及びその分析は、リスクをより良く理解し、長期的な運用の戦略を策定するために安全規制が要求する、現行の一連の安全性解析に対する重要な追加要素と見なされている。継続的なリーダーシップ、注力並びに支持が、残る文化的障壁を打ち破るために重要である。リスクに関する知識と理解を促進し続けることは、リーダーや推進者に委ねられる。安全上のあまり重要でない事項にリソースが割かれず、規制上の活動が本当にリスクを改善できるよう、規制当局が、事業者に付随するリスクをより良く理解することが重要である。

米国では、リスク情報を活用した取り組みは自発的であった。したがっ

て、事業者が、リスク情報を活用した取り組みを採用する前に、そのコスト及び便益を検討することは当然である。よくある問題として、規制承認コストは通常、取り組みの実施前に発生するが、便益は将来受けるものである。リスク情報活用をサポートするために、技術的に適切なプラント固有の PRA を開発することは、組織全体のプロセスに影響を与える。PRA に早々と投資した事業者もいれば、「様子見 (wait-and-see)」を決め込んだ事業者もいた。早期に着実な投資をした事業者は、今ではリスク評価、リスクマネジメントにおいて相当なコア・コンピタンスを備えており、それ以外の電力会社は、そのようなコア・コンピタンスを備えていない。

安全上の恩恵は疑問を挟む余地がない。RI-ISI が好例である（前節で簡潔に記述したが、本書後半でより詳細に記述する）。発電所の安全性が向上したことに加え、発電所職員の放射線被曝が大幅に低減された。また、RI-ISI によって検査の回数が減少し、付随するコストが削減された。PRA はまた、脆弱な個所における安全上の改善を特定し、それらはバックフィットやリスクマネジメント補償活動（リスク低減活動）、その他のプロセスの見直しにつながった。

コスト削減の問題については、さらに議論する価値がある。電力会社は費用対効果の高い方法で自社の発電所を稼働させることに常に関心を持っている。しかしながら、不要な規制負担が取り除かれるならば、安全上の便益が増える。すなわち、リスク上重要な問題を管理するためのより多くのリソースが増える。1995 年の NRC の政策声明では、この点が明示的に推奨されている。不必要な保守的考え方は、安全には寄与せず、コストを増大させる。

厳格な規制指針が適用されない領域で PRA を利用することにより、優先順位付けプロセス、監査及び検査範囲、是正措置プログラムへの対応、並びに保全計画の策定において、リスク上重要な事項により焦点が当てられる結果になった。

ROP においても更なる便益がもたらされた。NRC は、従前の検査、評価及び施行のプロセスが、安全上最も重要な問題に明確に焦点が当てられず、これらのプロセスが、冗長な活動とその結果から構成され、過度に主観的であったことに気付いた。ROP はこの点の解決に貢献した。

他のリスク情報を活用した取り組みでは、それほど上手くいかなかったものもあった。NRC 及び ASME の両者は、事業者が RI-IST 実施に利用可能なプログラムを開発したが、これらは、あまり注目されなかった。規制の承認を得て実施に移すための初期コストが、長期的に得られると想定された便益（実際の便益ではない）を上回っていた。

RI-GQA も、コストに関する同様の議論のため、限定的な成功であった。代替措置手続きプロセス (Alternate treatment procedural process) の開発やそれへの理解は十分ではなく、事業者の投資収益は定量化が困難であり、将来の何年間にもわたっていた。NRC の職員の中には、特別措置に関して QA の緩和を躊躇する者がおり、規制承認プロセスが不確実で広範囲に及ぶと考えられた。この結果の一つとして、規制承認プロセスの

要求が厳しくなったものと思われる。将来的な事業者の RI-GQA 実施申請がより大きな成功を収めるかは現状不明だが、事業者においてこれを追求している者の数は増加している。

これら全てのことが、米国の原子力産業界は、PRA 及び RIDM からの恩恵を受けており、引き続き恩恵を受けていくであろうと述べている。一貫した懐疑主義と批判にもかかわらず、PRA によってより良い決定が下され、大幅なコスト削減とリスクの改善の両者が多々実現されてきたことを歴史は証明している。

第2章 米国の原子力規制の歴史

米国の原子力産業の規制の歴史は、3つの期間に分けて検討することにより、最もよく整理できる。第1の期間は、1960年代から1975年までであり、この期間に、現在知られている原子力産業界が誕生した。RSSの結果が公表された時、この期間が終了する。RSSについては、本文書において独立した節を設けるだけの価値がある。第2の期間は、1975年にRSSが完了した直後に始まり、1990年代まで続く。最後の第3の期間は、1990年代から現在までである。この期間は、PRAのスコープと詳細度の促進と向上をもたらした、コンピュータの能力の発達によって特徴付けられる。

第 2.1 節 原子炉安全研究 (RSS) 以前 - 1960 年代から 1975 年

PRA の完全な議論のためには、14 世紀から 17 世紀のルネサンス期に遡る。確率及びリスクという現代の思想は基本的に、Cardano、Galileo、Pascal、Fermat、de Mere、Huygens、von Leibniz、Bernoulli、de Moivre、Bayes、パリのポール・ロワイヤル修道院や LaPlace などの優れた知識人によって形成された。その後の代表的な人物として、Cox、Shannon、Pólya、Jeffries や Jaynes が現れる。完璧な物語を語ることは、本書の範囲外である。1940 年代に始まった原子力の時代を公平に評価するのでさえ、ここで示されることよりも遥かに広範にわたって考察する必要があるだろう。

代わりに、本章では、以下の疑問に対して、より良い回答を得るために「確率に基づく思考過程」が開発された 1960 年代から 1975 年に焦点を当てる。

概して原子力発電、特に原子力発電所のリスクとは何か。

PRA の発展の初期に関係した出来事、個人、活動及び組織を選択して、以下で議論する。本章のスコップでは、米国の原子力安全性という文脈において、この期間のタイムラインの主要な構成要素を適切に扱う。

2.1.1 初期の活動

最初の関連する規制機関は AEC である。AEC の部長に宛てられた 1956 年の内部メモでは、原子力の安全性を評価するために、オペレーションズリサーチ及び確率論によるアプローチを採用すべきと述べられていた⁶。1960 年代には原子力発電所の PRA を実施するための理論とアルゴリズムをサポートする論理モデル（フォールトツリーやアクティビティネットワークなど）が提唱された⁷。この手法は、Oyster Creek 原子力発電所での所有者資本による最初の PRA の実施において使用された（本件については、第 2.3.1.1 節で議論する）。

2.1.2 現状に対する挑戦

Atomics International 社は North American Aviation 社の一部門であり、North American Aviation 社は後に Rockwell International 社によって買収された。Atomics International 社は、原子力技術、並びに商用及び政府用途の初期の開発に関与していた。

Atomics International 社の C. A. Willis は 1965 年、「Statistical

⁶ B. John Garrick, “Memo to the Director, Division of Civilian Application, on Considering the Use of Probabilistic Methods in Nuclear Reactor Safety Analysis,” n.d.

⁷ B. John Garrick, *Unified Systems Safety Analysis for Nuclear Power Plants*, 1968.

Safety Evaluation of Power Reactors (動力用原子炉の統計的安全性評価)」という内部メモを書いた⁸。この内部メモが査読付きの学術誌や政府の報告書で公表されていれば、Willis は、PRA の開発における先駆者として今以上の評価を得ていただろう。彼は当時の最大想定事故 (MCA) 法の安全対策としての欠点を特定し、以下のとおりこの手法に異議を唱えた。

[MCA]によるアプローチは、ハザードの規模を決定するものでもなければ、改善すべき点を示すものでもない。

Willis は、(とりわけ) MCA のコンセプトでは、「想定事故」と「想定不適当事故」とを区別する論理的方法が無いことを明らかにした。彼は、各リスクシナリオにおける確率と影響の積の集合をリスク指標として使用することを提案し、フォールトツリーを望ましくない事象の定量化モデルとして使用することも示唆した。Willis は以下のとおり書いている。

統計的安全性評価では、フォールトツリー解析システムが使用されており、このシステムは、大陸間弾道ミサイル (ICBM) の信頼性向上において非常に有効であることが証明されている。このシステムによって原子炉安全性を同様に向上することができる。

Atomics International 社は、基礎モデルに格納容器も含め、原子力補助動力装置 (SNAP) プログラムに対して、この手法を適用した⁹。RSS より 10 年前に作成されたことに留意すると、現在の基準に基づいても、その結果は合理的である。

2.1.3 リスクを理解するための新しい方法

1960 年代における米国の原子力規制制度は「決定論的」であったが、確率論的手法に関係した多くの活動が行われていた。英国 AEA の安全アドバイザー (当時) であった F. R. Farmer は 1967 年、ある原子炉において、ヨウ素 131 の放出の可能性を定量的に推定することができるのであれば、当該原子炉の運転に付随したリスクも計算できると主張した¹⁰。彼の立場は、国際放射線防護委員会の調査結果に基づいていた。

Farmer は、動力用原子炉の事故に関して、「事故/頻度」によるグラフ表示を提案した (図 2.1-1)。彼は、許容可能なリスクに関する基準として、「限界線 (limit line)」も提案した。この限界線は、現在でも未だ開

⁸ C. A. Willis, "Statistical Safety Evaluation of Power Reactors," Memo (Atomics International, 1965).

⁹ R. S. Hart and W. T. Harper, "Final SNAPSHOT Safeguards Report," Atomics International, North American Aviation, March 20, 1965.

¹⁰ F. R. Farmer, "Siting Criteria-a New Approach," in *Proceedings of the IAEA Symposium on Nuclear Siting*, 1967, 303-29, http://www.iaea.org/inis/collection/NCLCollectionStore/_Public/44/070/44070762.pdf#page=317.

発中の安全目標の先駆けであった。実際、Farmer 及び彼の部下は、「確率論的リスク評価」という用語を考案した。

Willis は MCA による手法に対して異議を申し立てたが、Farmer は原子炉の設計基準の代替案を示した。1960 年代における英国の原子炉立地基準（1970 年代に再確認されている）は、Farmer の業績に基づく。

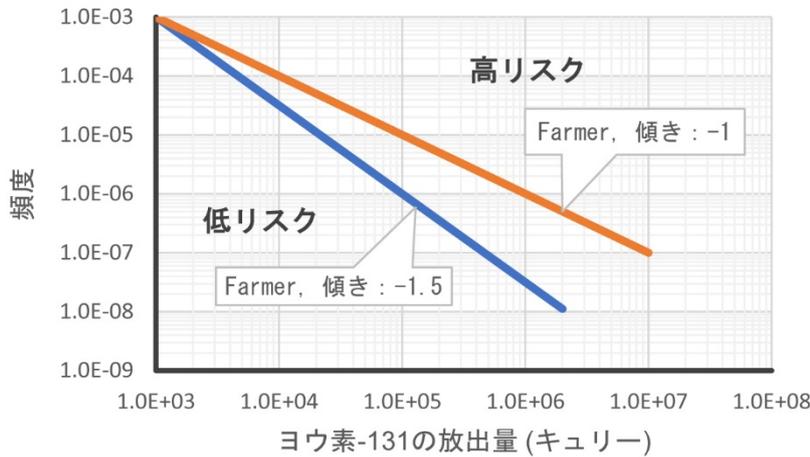


図 2.1-1 : ヨウ素 131 の放出に関する Farmer の「事故／頻度」によるグラフ表示

2.1.4 確率論的手法の初の適用

ロサンゼルスにあるエンジニアリング、建設及びテクノロジーに携わる会社である Holmes & Narver 社は、Garrick 博士がかつて主任原子力科学者を務めていたが、1962 年から 1967 年にかけて、AEC の原子炉開発部から繰り返し委託を受けて、研究炉、試験炉及び動力炉における米国の安全性に関する経験を評価していた^{11, 12, 13, 14}。当時は、第一世代の動力炉だけが稼働あるいは設計されていた。

これらの研究は、安全性解析を改善するために実施された。委託作業において、原子炉の安全性解析手法を改善するための他の試みが行われる

¹¹ B. J. Garrick, W. J. Costley, and Gekler, W. C., “A Study of Test Reactor Operating and Safety Experience,” Prepared for Phillips Petroleum Company, Prime Contractor to the US Atomic Energy Commission (Homes & Narver, Inc., May 10, 1963).

¹² B. J. Garrick et al., “A Study of Research Reactor Operating and Safety Experience,” Prepared for Phillips Petroleum Company, Prime Contractor to the US Atomic Energy Commission, June 12, 1964.

¹³ B. J. Garrick, W.C. Gekler, and H. P. Pomrehn, “An Analysis of Nuclear Power Plant Operating and Safety Experience,” Prepared for US Atomic Energy Commission (Homes & Narver, Inc., December 1966).

¹⁴ B. J. Garrick et al., “Reliability Analysis of Nuclear Power Plant Protective Systems,” Prepared for US Atomic Energy Commission (Homes & Narver, Inc., May 1967).

影響力の大きな論文

Starr の研究によって、リスク評価が「自発的な社会活動」対「非自発的な社会活動」といった社会活動の機微な側面と関係付けられた。

彼は、心理学的要因が、如何にしてリスクの方程式や意思決定の中に入り込むかについても検討した。

Starr は、リスク分析のために哲学的基盤を提供し、リスクマネジメント、リスク評価及びリスク受容性に関して広汎に著している。

中で、動力炉フェーズが 1965 年に始まった。Holmes & Narver 社の関心分野も、この動向に倣い、信頼性の改善と確率論による安全性評価を支援することに変更された。動力炉に関する研究の最終段階¹⁵で、信頼性及び確率論的安全性研究のデータベースが作成され、PRA の論理モデル（フォールトツリーを含む）が使用された。これらの研究では、米国の第一世代原子力発電所の定型化されたフォールトツリーモデルが扱われた。特定の工学的安全施設の確率論的解析例がいくつか含まれていた。その後、これらの手法は、Carolinas Virginia Tube Reactor 炉に適用された¹⁶。

2.1.5 リスクを社会に結び付ける

Chauncey Starr^{17, 18}は、リスクについて他の誰よりも多く貢献し、多数の論文を著した。彼の貢献が原子力分野を遥かに超えているため、彼の貢献は最も大きい。「『社会的便益』対『技術的リスク』」に関する彼の影響力の大きな論文により、多くの分野に跨る多くの専門家がリスク分野に関心を寄せた。Starr は、原子力発電によるリスクについて公衆が理解することに大きく貢献した。さらに、彼は、社会科学、経済及び技術などの他の分野に対するリスクに基づく思考プロセスの便益について、明確に述べている。

Starr の研究には、リスク評価を社会活動（自発的な社会活動及び非自発的な社会活動の両方）の機微な側面に結び付けるとともに、リスクを用いて意思決定する際に、どれくらい心理学的要因により影響を受けるかということが含まれていた。彼は、リスク解析のために哲学的基盤を提供し、リスクマネジメント、リスク評価及びリスク受容性に関して広汎に著している。すべての分野及び社会に対するリスクサイエンスの適切性に関して、Starr は最も活動的で印象的な主唱者であった。

2.1.6 PRA と事故進展

General Atomics 社の高温ガス炉 (HTGR) の事故発生・進展解析 (AIPA) の目標は、以下のとおりであった。

1. HTGR の異常事象の等級付けを行うための枠組みを確立すること
2. HTGR における研究開発要件を特定するための定量的データを提供すること
3. 設計代替案の検討及び比較を促進すること

¹⁵ Ibid.

¹⁶ B. J. Garrick et al., “Reliability Analysis of Carolinas Virginia Tube Reactor Engineered Safety Systems,” Prepared for Phillips Petroleum Company, Prime Contractor to the US Atomic Energy Commission (Holmes & Narver, Inc, August 1967).

¹⁷ Chauncey Starr, “Radiation in Perspective,” *Nucl. Safety* 5 (1964), <http://www.osti.gov/scitech/biblio/4004706>.

¹⁸ Chauncey Starr, “Social Benefit versus Technological Risk,” *Science*, Vol. 19, pp. 1232–1238, 1969.

4. HTGR のリスク定量化手法の進展に関するガイダンスを提供すること

この研究チームは、PRA の基本構造についてかなりの知見を提示した。代表起回事象による放射性核種放出の可能性に従い、解析及び分類を行う前に、一連の代表起回事象を体系化するというアイデアを採用した。どの起回事象（または事象分類）のリスクが最も高いか決定し、安全に対して有意な最良の設計基準を提供することが、目標であった。

AIPA は PRA に大きく貢献した。HTGR プログラムの減速と後継の研究（本文中で後に議論する）により、AIPA の「方向」が破棄された。しかしながら、継続して PRA に勢いをつけたのは、AIPA のような研究であった。

2.1.7 その他の貢献

原子力発電所のリスクを判断するためのより良い方法を模索する科学者、技術者及び研究所は他にも多数存在した。航空宇宙、学術機関及び産業界において活発にプログラムが実施されており、その後リスク分析を行う者が、これらのプログラムによるアイデア、アルゴリズム、論理モデル、データセット及びツールを取り込んでいる。

信頼性工学もまた、PRA のコンセプトの多くの源泉となった。信頼性工学は第二次大戦中及びその後、初めはドイツ、その後は英国において急速に発展した。物理学者の Ed Jaynes 及び数学者の Stan Kaplan が 1950 年代から 1960 年代に行った研究は、原子力のリスク評価の分野に取り込まれたベイズ法及び不確実さ解析の発展に大いに貢献した。Bell 研究所¹⁹ 及び Boeing 社は、フォールトツリーなどの論理モデルの開発に一役買った。決定科学がイベントツリーの発展に寄与し、イベントシーケンスの帰納論理モデルによる表現が提供された。

原子力の PRA の最も重要な進展の一つは、共通原因故障（CCF）の合理的な取り扱いであった。CCF は、特定の時間内に 2 つ以上の機器、系統及び構造物が、単一の共通の原因により影響を受けて発生する。オークリッジ国立研究所で研究していた E. P. Epler は、複雑系、特に計装・制御系の信頼性に関するパフォーマンスを評価する際に CCF を考慮した^{20, 21}。カナダ人の Ernest Siddall は 1950 年代末に、原子炉の安全基準の有効性を評価するために、統計的分析を適用することを試みた²²。Planning Research 社の Robert J. Mulvihill は、原子力発電所の安全性解析のために確率論的アルゴリズムを提案した²³。

¹⁹ H. A. Watson, "Launch Control Safety Study," *Bell Labs*, 1961.

²⁰ E. P. Epler, "A PHILOSOPHY OF CONTROL-SYSTEM DESIGN" (Oak Ridge National Lab., Tenn., 1956), <http://www.osti.gov/scitech/biblio/4351983>.

²¹ E. P. Epler and D. P. Roux, "Incipient Failure Diagnosis for Assuring Safety and Availability of Nuclear Power Plants," in *Proceedings of AEC-Sponsored Conference at Gatlinburg, Tenn, October 30-November 1, 1967. CONF-671011. January 1968*, 1967.

²² E. Siddall, "Statistical Analysis of Reactor Safety Standards," *Journal of Occupational and Environmental Medicine* 1, no. 6 (1959): 352.

²³ R. J. Mulvihill, *A Probabilistic Methodology for the Safety Analysis of*

決定論的な原子力の安全解析から PRA への移行に貢献した多くの研究者がいた。原子力リスク評価の先駆者は、関連する寄与因子のより完全な表現を追い求めるように奨励され、それが最終的には RSS のブレークスルーに繋がった。

第 2.2 節 WASH-1400 : 原子炉安全研究 (RSS) - 1975 年

概して、原子力発電のリスクとは何か。

原子力発電所の事故の確率を計算することの必要性に焦点を当てた最初の主要な研究は、ブルックヘブン国立研究所が主導したものである。この研究所は米国エネルギー省 (DOE) によって運営される複数の研究所の一つである。この原子炉安全研究 (RSS) は、NRC から委託され、1975 年に公表された。RSS (しばしば「WASH-1400」と呼ばれる) は世界初の包括的な PRA であるとして、正当に評価されている²⁴。この研究のタイトルは「Theoretical Possibilities and Consequences of Major Accidents in Large Nuclear Power Plants (大規模原子力発電所における重大事故の理論的な確率及び影響)」である。

本章では、RSS が始まった経緯、RSS によってなされた進歩及び RSS が直面した課題について述べる。米国議会下院及び米国議会上院の合同委員会である上下両院合同原子力委員会 (JCAE) を通じて RSS に資金提供することとなった米国議会の活動を詳しく調査することは興味深い。原子力発電の安全性における PRA に対する現在の状況を形成する上において RSS の果たした役割は、非常に明確である。

2.2.1 WASH-740 : ブルックヘブン国立研究所の研究

原子炉事故の確率は、定量化することがほとんど不可能であるが、非常に低いというのが、1950 年代及び 1960 年代の支配的な考えであった。また、事故の影響は壊滅的であるとも考えられていた。この見解は、AEC 職員の Clifford Beck 博士及び Garrick 博士の監督の下、ブルックヘブン国立研究所が行った 1957 年の研究 (WASH-740) によって補強されており、この研究は「ブルックヘブン国立研究所の研究」とも呼ばれている²⁵。

WASH-740 では、原子炉の寿命中において、重大事故の発生確率が約 100 万分の 1 の確率であるとの大胆な推定がなされた。この研究報告書では、続けて、以下のとおり、述べられている。²⁶

…運転経験の無い中で、そのような確率を確定するという問題の複雑さのため、これらの推定は主観的であり、かなりの誤りがあり、批判を受ける可能性が

²⁴ “Reactor Safety Study. An Assessment of Accident Risks in U. S. Commercial Nuclear Power Plants. Executive Summary: Main Report.” Nuclear Regulatory Commission, Washington, D. C., October 1, 1975)
<http://www.osti.gov/scitech/biblio/7134131>.

²⁵ Atomic Energy Commission, *Theoretical Possibilities and Consequences of Major Accidents in Large Nuclear Power Plants: A Study of Possible Consequences If Certain Assumed ... Were to Occur in Large Nuclear Power Plants*. University of California Libraries, 1957.

²⁶ 前掲 (25) と同じ文献を参照。

誤解

RSS とともに前に進んで行くとの決定に懐疑的な者がいないわけではなかった。懐疑派はリスクを定量化するためには、さらに多くのデータが必要であると信じていた。

「定量化が何を意味するのか」が問題である。

リスクサイエンスのコミュニティにおいて定量化が意味することは、不確かさを定量化することであり、これはデータの制約にかかわらず行うことができる。

ある。

原子力発電のリスクを定量化することができないと信じていたリスク評価の提唱者が、WASH-740 によって挑戦を受けた。これらの懐疑派が誤っていることを証明するために、主に米国、英国及びカナダによって行われた取り組みを含む多くの研究が、その後行われた。その後、軍用原子炉の確率論的解析、AEC から資金提供された複数の研究、並びに産業界及び学術機関における研究が行われた。

2.2.2 米国議会と格納系の不備

1960 年代後半、原子力事故とその影響は、JCAE の注目を集めた。1967 年に設立された AEC の特別調査委員会は、炉心溶融による影響を調査し、放射性物質放出に対する最後の防御になると考えられていた格納系が、事故シナリオによっては貫通し得ることに気付いた。

この発見により、主に 2 つの影響があった。格納系の限界が、恐らく、RSS 以前の原子力発電所の安全性に関する議会の議題に最も影響を及ぼす要因になった。このような限界があることから、原子力発電所の安全性に関する焦点も、格納系の設計から非常用炉心冷却装置 (ECCS) の設計に移った。

安全性に関する焦点の転換は、炉心損傷や格納容器損傷を防止するために、過酷事故シナリオでの ECCS のテストが可能かどうかを決定することに関係する。

AEC は、冷却材喪失事故実験 (LOFT) 用実験炉をアイダホ州にあった、当時所管していた米国国立原子炉試験場 (NRTS) に建設することを計画していた。この試験場は現在、アイダホ国立研究所 (INL) として知られている。この LOFT 用実験炉の歴史は軽水炉 (LWR) プログラムから AEC の高速増殖炉プログラムに資金が転換されたため、困難に見舞われた。この LOFT プロジェクトは 1963 年に開始されたが、1978 年まで、有意義な試験は実施されなかった。1982 年までに、43 件の試験が実施され、小規模から大規模までの一連の破断が扱われた。これらの試験によって、LOCA 時の進展及び現象に関するデータベースが提供されることとなった。

議会及び原子炉安全諮問委員会 (ACRS) からの強力なサポートにもかかわらず、この LOFT プロジェクトは遅延した。1971 年、NRTS の既存の「セミスケール施設」にて試験が実施され、特定の ECCS の設計に欠陥のあることが示された。すなわち、模擬の事故において背圧が発生し、水流が堰き止められた。原子力発電所の安全性に対する懸念について広く知れ渡る結果になった。

AEC は 1971 年初め、原子力発電のリスクをより良く理解するというタスクを原子炉開発技術課 (DRDT) と規制課とに分割した。DRDT の研究 (WASH-1250) により、リスク評価に対する定量的アプローチは生み出されなかったが、公聴会を開催するという JCAE の要望を支援した。この研究により、後の活動を支援することになる原子力の安全性に関する有用な基礎資料も多数作成された。

JCAE 委員長であった John O. Pastore 上院議員は 1971 年 10 月 7 日、当時の AEC 委員長であった James R. Schlesinger に宛て、書簡を發出し、以下のとおり、以前の JCAE の提言を支持した。

産業界及び公衆のために、原子炉の安全性において何が事実であるのかについて明快に整理することを目的として、包括的な評価が行われるべきと本委員会委員は示唆した。

この書簡には、原子炉のリスクについて公衆が知ることの必要性についての記述が含まれていたことに留意すべきである。この JCAE 委員長は、付録で以下のとおり述べている²⁷。

この目標を達成する一つの方法は、原子力発電所に襲い掛かる可能性がある一連の事故の発生確率及び影響を取り扱うことにより、原子力発電所の利用に關与するリスクについての評価を示す報告書を作成することであろう。

例えば、この報告書によって、冷却材喪失事故の発生確率、非常用炉心冷却装置によってその意図された機能が達成される確率、並びに非常用炉心冷却装置が適切に機能する場合及び適切に機能しない場合の冷却材喪失事故の影響について、定量的に議論することが可能になるかもしれない。

別の例としては、適切な仮定の下で、常用電源及び非常用電源の両方が故障する確率及び付随する影響について検討することが可能になるかもしれない。

AEC は 1972 年から 135 日かけて、運転用 ECCS 及び開発用 ECCS の能力、並びに信頼性に関する公聴会を開催した。この公聴会の記録は、22,000 ページを超えている²⁸。この公聴会以前の出来事とその最中の出来事は、AEC 及び米国議会の両者によるいくつかの活動をもたらした。Mike Gravel 上院議員は、RSS の開始前に約 1 年間かけ、原子力発電所のリスクに関する研究を行う約束を AEC に求めた。

米国議会が、JCAE を介し、工学的安全施設の性能について透明性をより高めるようにとの指示を含め、AEC に優れた指針を示したという事実はよく見落とされる。1960 年代後半から 1970 年代初めの ECCS の焦点に關する NRC の遡及的まとめを以下に引用する。

非常用炉心冷却装置の信頼性、圧力容器の健全性、品質保証、重大事故の発生確率などの疑問に關する苦々しい議論は、AEC、NRC、米国議会、原子力産業界、

²⁷ 追加情報については、以下を参照のこと。“NRC: History,” <http://www.nrc.gov/about-nrc/history.html>.

²⁸ 追加情報については、以下を参照のこと。“Seventies,” <http://users.owt.com/smsrpm/nksafe/seventies.html>.

環境保護主義者及び報道機関からかなり注目を集めた。

米国議会は、さらに原子力発電所の安全性を監視することを立法院として推進した。Price-Anderson 法は、1957年に成立した最初の米国連邦法である。この法律によって、非軍事原子力施設の所有者の損害賠償責任に上限額が設けられた。連邦政府は、この上限額を上回る分について損害賠償責任を負うことになった。この法律は定期的に改正され、時間の経過とともに、この上限額が調整されている。米国議会は、全般的には原子力の安全性の監督、具体的には規制について、国民に使命及び責任を有していた。

定量的手法に対する抵抗及び疑念があったにもかかわらず、多数の大規模原子力発電所の建設が1960年代から1970年代に発表あるいは着工されたため、原子力発電所の健全性及び安全性リスクをより良く測定したいとの圧力が高まった。WASH-740は更新中であったが、これにより、リスクの問題について何らかの定量的形式で回答が得られないことは明らかであった。WASH-740の改訂版は発行されることはなかった。原子力発電所のリスクに焦点を当てた別の種類の研究が求められた。RSSを進める決定が下された。

AECは、マサチューセッツ工科大学教授のNorman C. Rasmussenを選出し、RSSのプロジェクトマネージャのAECのSaul Levineと共に、RSSを主導させた。

2.2.3 挑戦と懐疑派

RSSに対する懐疑派がいないわけではなかった。AECの原子炉許認可プロセス検討タスクフォース²⁹は、リスクを定量化するためには、入手可能なデータよりはるかに多くのデータが必要であろうと考えていた。問題は「定量化が何を意味するのか」である。リスクの定量化には、不確実さの定量化が含まれており、これはデータの制約にかかわらず行うことができる。不確実さを包含することにより、すべてのパラメータの定量化が可能となる。不確実さは、データ（情報）が限定されている場合、大きく異なるが、定量化できないわけではない。

2.2.4 RSSの開始

報告書案は1974年10月に公表され、2,000ページのコメントが寄せられた。その多くは建設的な意見であった。米国物理学会（APS）のある委員会が、この報告書案の影響モデルに重大な誤りのあることを明らかにし³⁰、新たなモデルが開発されることになった³¹。偶発的な放射性物質の

²⁹ L.V. Gossick, M. L. Ernst, et al., “Task Force Report for the Study of the Reactor Licensing Process,” October 1973.

³⁰ Howard W. Lewis et al., “Report to the American Physical Society by the Study Group on Light-Water Reactor Safety,” *Reviews of Modern Physics* 47, no. S1 (1975): S1.

³¹ Nuclear Regulatory Commission and others, “Overview of the Reactor Safety

放出が健康及び経済に及ぼす影響を計算するために、原子炉事故影響計算 (CRAC) コードが開発された。他にいくつかの軽微な誤りが訂正され、新設された NRC によって、RSS の最終版が 1975 年 10 月、発行された (AEC が規制組織と開発組織に分割された結果、NRC が設立された)。

RSS では、概して、原子力発電所がどの程度安全であるかという疑問に答えるために、2 基の原子力発電所を対象とした (100 基に対して外挿された)。これらの発電所は、Surry 原子力発電所 1 号機 (加圧水型原子炉 (PWR)) 及び Peach Bottom 原子力発電所 2 号機 (沸騰水型原子炉 (BWR)) であった。米国産業界の故障率データ、Holmes & Narver 社の調査研究、米国海軍のデータ及び米国外の情報源を含め、複数のデータ源が利用された。人的過誤率予測技法 (THERP) のモデルに使用するために、英国、デンマークなどの情報源から人的過誤確率を入手した³²。

RSS では、表面的ではあるが、火災及び、地震を含む外的事象が取り扱われた。バウンディング解析による推定を使用して、CCF についての検討がなされた。炉心溶融及び核分裂生成物の移動についてのモデルが開発された。これにより、運転経験に基づく、より現実的な解析駆動型の CCF パラメトリックモデルが、その後の研究において開発された³³。RSS では、故障率の確率分布も開発された。つまり、明示的に述べられてはいないが、ベイズ法が使用された。

これによって、このような確率の解釈が後に、公式に受け入れられるようになった³⁴。

RSS の研究結果は、多量で、広範囲にわたっている。大破断 LOCA ではなく、小破断 LOCA が原子力発電所の主要なリスク要因であることが判明した。以前の規制では、ハードウェアの故障、大口径配管の破損と、それに続く LOCA に焦点が当てられていた³⁵。炉心溶融は発生せず、そのような状況における公衆のリスクはないと仮定されていた。小口径配管の破損及び一次系の逃がし弁への電力喪失などの過渡事象が重大なリスク要因であることが、RSS によって判明した。人的過誤が主要なリスク要因であることも明らかになった。補助給水系 (AFWS) などのサポート系が「安全関連」であり、炉心溶融が、敷地外への重大な影響の必要条件であることが認識された。

Study Consequence Model,” NUREG-034, June 1977.

³² THERP に関する優れた概論については、以下を参照のこと。“Technique for Human Error-Rate Prediction,” Wikipedia, April 15, 2015, https://en.wikipedia.org/w/index.php?title=Technique_for_human_error-rate_prediction&oldid=656627365.

³³ Fleming による β ファクタ法は 1975 年、HTGR PRA の一環として導入された。

³⁴ Apostolakis, George, “Probability and Risk Assessment: The Subjectivistic Viewpoint and Some Suggestions,” *Nuclear Safety*, 19:305-315, 1978.

³⁵ 当初、LOFT では、大口径配管の破損を扱うことだけを目的としていた。LOFT のスケジュールが遅れたことによる一つのメリットは、RSS の成果を取り込むことができたことであり、このことによって、小口径配管の破損を含め、より幅広い範囲の配管の損傷が検討された。

2.2.5 さらなる挑戦と批判

RSS は、原子力発電所のリスクマネジメントにおいて、重要なブレイクスルーを示したにもかかわらず、RSS に対して引き続き懐疑的な者がおり、批判があった。NRC の内外両方で疑念及び批判があった。反原子力団体は、RSS の手法、当該 RSS の手法による結果及び当該 RSS の手法を使用した Price-Anderson 法の改正を疑問視した。これらの団体は、事故の発生頻度が低いことを無視して、炉心損傷及び早期格納容器損傷に伴う大規模影響があるため、原子力発電が安全でないことが証明されたと主張した。

安全性に対する既存の決定論的アプローチを強く擁護する NRC 内部のグループがいくつか存在しており、NRC は RSS への批判に困惑していた。米国議会下院小委員会からの要請を受け、NRC はカリフォルニア大学サンタバーバラ校教授の Harold W. Lewis が議長を務める専門家グループを編成して、RSS 最終版をレビューさせた³⁶。この「Lewis 委員会」は、RSS の成果及び限界を明らかにし、ピアレビューを評価し、RSS の手法の現状を調査し、規制プロセス及び許認可プロセスにおいて、そのような手法を使用できるか及びどのように使用するかについて勧告するよう要請された。

Lewis 委員会の審議結果は、肯定的であると同時に批判的であった。RSS の手法は妥当であり、このような手法を使用して、規制プロセスをより合理的にし、リスクに対してリソースをより適切に配分すべきであるとの結論が示された。しかしながら、Lewis 委員会は、絶対確率の精度を評価することができず、不確実さが過小評価されているとの意見を付した。RSS は「理解不能」と述べられ、エグゼクティブサマリでは、RSS の報告書が適切に説明されていなかった。

NRC はエグゼクティブサマリ及び数値的な原子力発電所のリスク評価のエンドースを撤回した。NRC は RSS の評価は信頼できないと考え、PRA が規制のための意思決定ツールではなく、研究対象のみに留まるとの政策声明案を発表した。この立場が再考されることとなったのは、1979 年に発生した重大な事故に拠る。

2.2.6 スリーマイル島と NRC の政策転換

1979 年に発生した TMI-2 事故により、RSS に対する批判がほぼ鎮静化し、NRC は RSS に関するその警戒を見直すことを余儀なくされた³⁷。この TMI-2 事故に至るシーケンスは、人的過誤を伴う過渡誘因の小破断 LOCA による炉心損傷であるが、それは RSS において主要なリスク要因であることが明らかにされていた。

³⁶ Harold W. Lewis et al., “Risk Assessment Review Group Report to the US Nuclear Regulatory Commission,” *IEEE Transactions on Nuclear Science* 26, no. 5 (1979): 4686-4690.

³⁷ TMI-2 に関する追加情報については、以下を参照のこと。“NRC: Backgrounder on the Three Mile Island Accident,” <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/fact-sheets/3mile-isle.html>.

公正に言うと、RSS は Westinghouse 社製原子力発電所で実施されており、その蒸気発生器には、2 次冷却系と 1 次冷却系の間の相互作用を緩和する大型の 2 次貯水タンクがあったので、RSS では、TMI-2 事故のシーケンスのリスクが実際より幾分か小さめに評価されていた。TMI-2 事故は Babcock & Wilcox 社製 PWR で発生しており、この炉では、蒸気発生器が直管貫流タイプであり、過渡事象に起因して、1 次系の逃がし弁が開放される可能性がより高くなっていった。しかし、RSS の基本手法の有用性は明確かつ明瞭になっており、Babcock & Wilcox 社製 PWR に適用されていたならば、この 1979 年に発生した事故シーケンスのリスク上の重要性が示されていた可能性は非常に高い。

事故の可能性があったが、何ら修正されていなかった前兆事象が NRC のデータベースで調査されたのも、RSS においてであり、このことよって、この研究の信頼性は向上している。一方、産業界が初期のいくつかの事例において RSS の手法を適用したことにより、RSS の手法は継続的な改善がなされた。

規制当局によってリスクが完全に活用されるかという問題が引き続き存在したが、NRC は最終的に政策声明を発出して、規制上の意思決定における PRA の使用を増やすことを奨励した。この政策声明には以下の表現が含まれている³⁸。

最新技術及びデータによって裏付けられる範囲で、かつ、NRC の決定論的アプローチを補完し、NRC の伝統的な深層防護の考え方を支持する形で、PRA の利用は増進されなければならない。

産業界は、全ての原子力発電所で、それなりのレベルの PRA を有するという点で、PRA を支持していた。原子力の安全性に対する PRA の価値は、もはや無視することができなくなっていた。

2.2.7 原子力の安全性評価及びリスク管理における成功と大きな一歩

RSS の成功は、研究リーダーの Norman C. Rasmussen 及びプロジェクトマネージャの Saul Levine に依るところが大きい。その完成のために、約 40 名の技術者及び科学者が参加し、3 年の期間を要した。システムのモデル化及び解析における専門技能に関する米国原子力産業界を超えた彼らの先見の明は（上記の Pastore 書簡の付録で提言された通り）重要であることが判明した。フォールトツリーの方法論は、米国航空宇宙産業界から生まれた³⁹。イベントツリーの概念は、決定解析の分野から持ち込まれた⁴⁰。多くの人々が包括的にモデル化できないと考えていた原子力発

³⁸ “NRC: Commission Policy Statements – Use of Probabilistic Risk Assessment Methods in Nuclear Regulatory Activities (60 FR 42622),” August 16, 1995, <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/commission/policy/>.

³⁹ 39 Watson, “Launch Control Safety Study.”

⁴⁰ RSS 報告書案について寄せられたコメントの中には、Farmer のチームの一員からのコメントがあり、初期の英国で実施されたマグノックス炉の PRA において Farmer の

電所の複雑さを成功裏に取り扱うためには、フォールトツリー及びイベントツリーの両方が必須であった。

RSSに課題や後退もあったが、原子力の安全性解析のパラダイムはRSSによって根本的に変化した。それは、原子力の安全性解析が厳格で定量的な形式に発展するための基礎になった。リスクに関する基本的な疑問に対する答えを得るための枠組みが提供された。すなわち、「何が起こりうるか、それはどれくらい起こりやすいか、そしてその結果はどうなるのか」である⁴¹。RSSによって、リスクへの寄与因子とそれぞれの因子の重要度が明らかになった。手法については多くの改善がなされ、今も改善されつつあるが、RSSは、これらの変化が進展する大元の基礎的構成要素として残っている。それは徐々に実施され、受け入れられてきたが、その成功によって、原子力発電所だけでなく、自然や人に起因した脅威に対する、リスク解析に関する我々の考えが変化させられている。

チームが初期の作業においてイベントツリーを使用されたことが指摘されていた。Rasmussenのチームが、そのことを知っていたかは不明である。

⁴¹ Stanley Kaplan and B. John Garrick, "On the Quantitative Definition of Risk," *Risk Analysis* 1, no. 1 (1981): 11-27.

第 2.3 節 原子炉安全研究から 1990 年代： PRA の確立まで

PRA は、RSS とそれに次ぐ TMI-2 事故後の妥当性検証の成功により、米国の原子力産業界全体にますます普及していった。原子力産業界が出資し、自ら PRA を実施し、同時に安全性とコストの改善を生み出した。

本節では、規制当局と事業者の両者が、PRA の実施を原子力産業へ導入するためにとった最初のステップの概要について述べる。重要なこととして、PRA は規制課題を解決するための法的根拠として受け入れられるようになったということである。この重要性は過小評価されるべきではない。

2.3.1 初期の産業界の貢献

産業界は、1970 年代から 1980 年代にわたり、当時の慣行、標準、及び規制において明白な方法で、PRA 手法に対して多大な貢献を果たした。技術的手法の改善により、規制当局及び産業界は PRA を受け入れ易くなった。PRA 技術は、運転リスクマネジメントプログラムの開発のための産業界による初期のいくつかの取り組みを通して段階的に改善された。本項では、これに関するいくつかの重要な産業界のイニシアチブについて概説する。

2.3.1.1 Oyster Creek 原子力発電所

事業者が出資する最初の PRA は、1970 年代後期に Oyster Creek 原子力発電所において実施された。⁴² Oyster Creek の PRA 実施中に RSS が発行され、(1979 年に出版された) PRA のスコープと適切性を大幅に拡張する画期的な手法が可能となった。⁴³

Oyster Creek の PRA には、何が上手くいかないのかを記述するために、より自然な「言語」によるリスクについての表現として「シナリオ」という言葉を用いることを含め、注目すべき先進的な内容が含まれていた。シナリオの記述は、起因事象から始まり、成功あるいは(炉心損傷のような)失敗状態に繋がるシステム及び運転員行動の成功あるいは失敗へと継続していく。RSS において開発されたプラント応答の「縮約」表示は、適切な分析表現スキームであるが、ブール代数処理による簡潔な故障の記述により、他の有用な情報は失われてしまう。シナリオの記述により、組織的及び人的対応事象だけでなく、設備故障とそのカスケード効果を詳細に記述できるダイアログやスクリプトを展開することができる。

Oyster Creek の PRA により、「地震リスク曲線」もまた開発され、その後のすべての原子力発電所の PRA において使用されてきた。付随する分

初期の産業界の貢献

1970 年代及び 1980 年代における産業界のイニシアチブにより、PRA 手法が改善され、さらに原子力発電所の安全性を改善するための意思決定ツールとして、PRA の受け入れが支持された。

⁴² B. John Garrick and et al., “OPSA–Oyster Creek Probabilistic Safety Analysis,” Prepared for Jersey Central Power & Light Company (Pickard Lowe and Garrick Incorporated (PLG), August 1979.

⁴³ Ibid.

散解析コードは、規制コードのような放射性プルームの定常方向ではなく、(気象データにより裏付けされる場合)放射性プルームの方向依存性を説明した。

2.3.1.2 General Atomics 社の高温ガス炉 (HTGR) :

RSS のドラフトが発表された後まもなくして、General Atomics 社(GA) は HTGR の設計にて、RSS の方法論を拡張した。⁴⁴ これには、異常事象シナシエンスの順位付け、進行中の開発への定量的情報、設計代替策を選択するための基礎及び PRA ツールを継続して開発するための知見が含まれる。

GA 社の解析にはまた、格納容器性能解析 (レベル 2 の PRA) の結果における不確実さの伝播が含まれ、将来の影響評価の特定と優先順位付けを行った。

2.3.1.3 Northeast Utilities 社

事業者の技術部門である Northeast Utilities Service 社は、1970 年代後期に、Millstone 原子力発電所 1 号機のリスク評価を実施した。⁴⁵ この研究が社内の人員のみで実施されたことは注目に値する。

2.3.1.4 Oconee 原子力発電所

1980 年代初期の Oconee の PRA では、プラント固有の PRA を開発し、さらに新たな手法を探求するための産業界共同の取り組みであった。⁴⁶ この取り組みに対する最も重要な成果は、溢水リスクに対する方法論であり、今日使用されている手法の基礎をなす。

⁴⁴ T Pasternak, K. Fleming, and W. J. Houghton, "HTGR Accident Initiation and Progression Analysis Status Report - Volume III: Preliminary Results (Including Design Options)" (General Atomic Co., San Diego, Calif. (USA), November 1975), <http://www.osti.gov/scitech/biblio/7283894>.

⁴⁵ J.A. Chunis and P.J. Amico, "Millstone Unit 1 Probabilistic Risk Assessment of the Decay Heat Removal Systems." Northeast Utilities Services Company, January 1979.

⁴⁶ Pickard Lowe and Garrick Incorporated, "Oconee PRA, A Probabilistic Risk Assessment of Oconee Unit 3," Cosponsored by the Electric Power Research Institute, Nuclear Safety Analysis Center, and Duke Power Company, June 1984.

2.3.2 Zion及びIndian PointのPRA – 1981年及び1982年

特定の原子力発電所のリスクは何か？

Zion原子力発電所（Zion）とIndian Point Energy Center（IPEC）は、1970年代に運転を開始した。Zionは、イリノイ州の北東でミシガン湖に面し、シカゴのおよそ40マイル北、ミルウォーキーの42マイル南にある。IPECは、ニューヨーク州、ブキャナンの町のハドソン川沿いで、マンハッタンの36マイル北にある。

IPECは、近隣の人口集中地域に対する高リスクが考えられることから、1980年代初期、発電所を閉鎖するよう求めるUCS（憂慮する科学者同盟）からの嘆願⁴⁷の対象であった。Zionも同様に都市に近く、IPECへの嘆願はニューヨーク州をはるかに超えて派生的な影響を持つ可能性があることを意味していた。事業者は、産業界の出資による初めてのPRAを着手するために協力し合い、基本的なリスクモデルの不可欠な部分として、過酷事故、外部事象、及び基本リスクモデルに対する格納容器の対応を厳しく取り扱った。

2.3.2.1 PRAと原子炉安全許可会議（ASLB）

1981年⁴⁸と1982年⁴⁹にそれぞれ完成したZion（1、2号機）とIPEC（2、3号機）のPRAは、PRAの進化における主要な一里塚であった。放射能ブルームがサイト外に与える影響の方向依存性は、基本的モデルに含まれていた。両発電所は、PRAが試験される最初の商業用原子力発電所であり、NRC原子炉安全許可会議（ASLB）公聴会で、PRAは意思決定の証拠として使用された。

関連するASLB公聴会で審議された2件の主要な課題は、発電所が運転を継続すべきかどうかということと、リスクを低減するためにコストのかかるバックフィット設備を設置すべきかどうかということであった。検討されているバックフィットは、フィルタ・ベント、コアキャッチャー、及び水素結合器であった。

両発電所のPRAは、1978年から1982年まで実施された。当時、PRAの使用に関する規制政策、規則、規制または指針はなかった⁵⁰。事業者は、UCSの嘆願への対応で発電所の安全性を実証するため、新技術及びPRAに依存していた。これらのPRAは、1979年⁵¹のOyster Creek発電所におけ

影響

ZionとIndian PointのPRA完了後の公聴会の結果は、発電所所有者にとって好ましいものであり、発電所改造において数億ドルの節減ができた。調査及び聴取において2つの重要な成果があった。1つ目は、PRA結果が基準として容認され、既存設備のバックフィットが全体のリスクに対してほとんど影響を与えないことが示されたことから、バックフィットの必要なく発電所を継続して運転することが認められたことである。2つ目は、PRAが発電所内で低コストでの数力所の変更を特定し、それがリスクに対して好影響を与えることである。

これらの公聴会を通じて、PRA結果が規制課題を解決するための法的基準を提供することができるという前例が作られた。

⁴⁷ Union of Concerned Scientists (UCS), “Petition for Decommissioning of Indian Point Unit 1 and Suspension of Operation of Units 2 and 3,” 1979.

⁴⁸ “Zion Probabilistic Safety Study,” Prepared for the Commonwealth Edison Company, Chicago, Illinois: Pickard Lowe and Garrick Incorporated, 1981.

⁴⁹ “Indian Point Probabilistic Safety Study,” Prepared for Consolidated Edison Company of New York and the New York Power Authority, New York, Pickard Lowe and Garrick Incorporated, 1981.

⁵⁰ B. John Garrick, “PRA-Based Risk Management: History and Perspectives,” Nuclear News, 2014, http://www.ans.org/pubs/magazines/download/a_940.

⁵¹ B. John Garrick and et al., “OPSA-Oyster Creek Probabilistic Safety Analysis.”

る最初の原子力発電所 PRA の後に続き、TMI-2 直後の影響が残る中で実施された。

このことは、リスクを取らないと思われる業界による勇気ある動きだった。すなわち、PRA の技術と方法論に、大胆な変化をもたらす動きだった。発電所の安全性を実証する動機は、その他の人口密集地で、発電所を閉鎖しなければならなくなることを防止するために非常に重要であった。それにもかかわらず、PRA の開始はプロセスに対する自信を相当に示すものだった。⁵²

しかし、PRA を使用することは、単に「調査的」あるいは「奇抜な」研究活動ではなかった。故障のない数年の運転、法令順守、許認可文書（安全解析報告書、NRC の安全評価報告書及び許認可に関するその他の報告書を含む）等では、嘆願に反論するには十分な証拠ではないと事業者により判断された。

2.3.2.2 発電所の特徴

PRA により審査された Zion の 2 機の原子炉（1、2 号機）は、基本的に同型の 1,040 MW の Westinghouse 社製 4 ループ PWR であり、運転開始がそれぞれ 1973 年 6 月と 12 月だった。発電所の円筒状格納容器は、浅いドーム状の天井と平らな基礎スラブ構造であった。円筒状部分は、水平及び垂直方向のテンドンから成る締め付け設備によるプレストレスト方式になっている。内面全般にわたって漏えい防止鋼板薄膜がライニングされている。全ての 1 次冷却系設備（原子炉、蒸気発生器、原子炉冷却ループ、及び補助設備並びに工学的安全施設で構成されている）は、格納容器に内蔵されている。⁵³

PRA により審査された IPEC 原子炉は、Zion の原子炉と類似していた。2 基の原子炉（2、3 号機）は、よく似た Westinghouse 社製 4 ループ PWR で、それぞれ発電能力は 1,032MW と 1,051MW、運転開始は 1974 年と 1976 年だった。両原子炉とも、炭素鋼でライニングされ、厚さ 4 から 6 フィートの鉄骨鉄筋コンクリートで構成された格納容器を備えていた。それらは、Zion の格納容器が内蔵しているのと同じの設備を内蔵していた。

2.3.2.3 PRA の実施と成果

PRA チームには、発電所所有者—運転者、Westinghouse 社、及び Fauske and Associates 社が含まれていた。RSS は、既存の安全性を保証するための論拠よりも更に厳格な、希望の持てる内容を提案した。しかし、RSS 方法論は「微調整」が必要であることが明らかになった。RSS の目標は、「米国内の 100 カ所の原子力発電所の運転に関するリスクは何か？」という、原子力産業全体のリスクに対する理解であった。これは、プラン

⁵² ほぼ同時期に、Philadelphia Electric Company 社は、Limerick 発電所についての PRA を、指導的立場の Nuclear Utilities Services Corporation 社に委託した。これは業界が率先して行動した別の例である。

⁵³ Zion 原子力発電所は、1998 年 2 月 13 日に閉鎖された。

ト固有のリスクではなく、結果として Zion と IPEC の目標と一致するものではなかった。

Zion-IPEC の PRA は、「リスクの 3 要素」⁵⁴を含むような取り組みを通して、規律に加えベイジアン法^{55, 56, 57}を明示的に採用し、リスク評価におけるシナリオ型アプローチを開発し、プラント、格納容器、及び敷地モデルを組み合わせるための行列公式（後にレベル 3 の PRA と名付けられたプロセス）を創出しながら、RSS 方法論を基礎として構築された。行列により、シナリオ、モデルの入出力状態の重要な順位付けを容易にするための厳しい診断も可能となった。

モデルを通して、不確実性及び外部事象を統合し伝播するための方法が開発された。方向依存性及びサイト固有の特徴を説明する大気分散法もまた、数多くの解析機器の導入と共に開発された。「マスターロジックダイアグラム」及び「プラント損傷状態」のような用語が初めて使用され、それらには最初の格納容器イベントツリーの利用と共に、格納容器能力のその時点までの最も包括的な評価が含まれていた。

これらの PRA のピアレビューは、PRA 科学者と技術者の独立審査グループ、原子炉安全諮問委員会、NRC 職員、種々の国立研究所、ASLB とそのコンサルタント、仲裁人グループ等を含む、広範囲のものだった。⁵⁸

Zion-IPEC の PRA の特徴的な成果は、格納容器応答解析の厳密さだった。PLG 社は、格納容器応答解析用イベントツリーの枠組みを提供した一方で、Westinghouse 社と Fauske and Associates 社の協業により、以前の研究と区別するため掘り下げた研究が提供された。これがその後の全ての PRA のモデルになった。

これらの PRA により得られた知見は広大なものだった。たとえば、IPEC の格納容器構造は、公称設計圧力の 2 倍を超える圧力に耐えることができると判定された。同様の結果が Zion でも得られた。

ASLB の公聴会は、PRA を使用することで、人口密集地近辺のリスクを容認でき、その結果バックフィットにおいて数億ドルが節約できると結論付けた。PRA は、提案されたバックフィットは全体のリスクに対し、ほとんど影響を与えないことを示し、（より重要なこととして）より重要なリスク影響を持つその他の数件の低コストオプションを特定した。ASLB 公聴会は、規制課題を解決するための法的基準として、これらの PRA の

⁵⁴ Kaplan, S. and Garrick, B.J., "On the Quantitative Definition of Risk" *Risk Analysis* 1, no. 1 (1981): 11-27.

⁵⁵ Apostolakis, G., "Probability and Risk Assessment: The Subjectivistic Viewpoint and Some Suggestions," *Nuclear Safety*, 19:305-315, 1978.

⁵⁶ Apostolakis, G., Kaplan, S., Garrick, B.J. and Duphily, J.R., "Data Specialization for Plant Specific Risk Studies," *Nuclear Engineering and Design*, 56:321-329, 1980.

⁵⁷ Apostolakis, G. and Kaplan, S., "Pitfalls in Risk Calculations," *Reliability Engineering*, 2:135-145, 1981.

⁵⁸ H. Specter, "Lessons from the Indian Point Hearing," *Nuclear Safety*, 27, no. 3 (1986), <http://www.osti.gov/scitech/biblio/5407889>.

結果を利用することによる前例を作った。

PRA はまた、内部火災と地震に関して、プラント固有の脆弱性も特定した。規制当局の指導なしで、事業者は各々の発電所を改造し、これらの危険性を緩和した。所有者がリスクを定量的に認識すれば、彼らは更に積極的にそれらを解決する。NRC は、内部火災と地震のリスク影響因子を含んだ、自分たちの内部研究活動を開始することにより、この積極性に対応した。

さて、これらの研究は PRA の歴史的な発展の中で、どこに当てはまるだろうか？RSS は、PRA の中で唯一の最重要発展事項であったが、その一方でこれらの PRA が全体の 2 番目となる確固たる主張が存在する。Zion と IPEC に対して実施されたプラント固有の綿密な研究は、適用範囲を広げ、原子力発電所の運転に直ちに影響を与えた。ASLB は、Zion-IPEC の PRA について、それらが「先駆的」貢献をしたことから「PRA の転換点」と称した。⁵⁹

⁵⁹ F. J. Schon, O. H. Paris, and J. P. Gleason, “Opinion and Recommendations to the Commission on Societal Significance of Risk Estimates,” Syllabus in the Matter of the Indian Point Special Proceedings, Dockets 50-247G and 50-286G, October 24, 1983, NRC Public Document Room.

2.3.3 Seabrook の PRA

1980 年代、マサチューセッツ州は、ニューハンプシャー州近傍に位置する Seabrook 原子力発電所 (Seabrook) の許認可に効果的に干渉した。マサチューセッツ州に近接していることにより、州及び Clamshell Alliance (米国の反核団体) が緊急時計画の策定への参加を拒否することで、発電所許認可を妨害しようとする試みにつながった。TMI-2 事故後に設けられた、10 マイルの原子力防災対策を重点的に充実すべき地域の範囲 (EPZ) 内にある近隣ビーチ及びマサチューセッツ州の町の住民を安全に避難させる能力が課題だった。より小さい低人口地域 (LPZ) を基本にした以前の要件に基づいた発電所を建設中に、この変更は実施された。

Seabrook は、ニューハンプシャー州、シーブルックにあり、マサチューセッツ州との境界から 2 マイル未満でボストンのおよそ 40 マイル北にある。Westinghouse 社は 1 号機用として 1,296MW 原子炉を建設し、1990 年に定格出力運転を開始した。2 号機は、遅延、経費の予算超過、及び財政上の困難のため完成しなかった。発電所の元の所有者はニューハンプシャー州公益事業であったが、現在は 88.2 パーセントが NextEra Energy Resources 社により所有されている。発電所の残り部分は、マサチューセッツ州の市公益事業により所有されている。

Seabrook PRA⁶⁰は、Zion-IPEC 研究に従ったが、いくつかの重要な拡張を行った。これらの拡張には、二重格納容器システム、(緊急時計画戦略を含む) 事故管理手順の開発、及び複数ユニット事故に関するリスクの (限定範囲ではあるが) 最初の評価が含まれる。Seabrook PRA はまた、上記の許認可課題の行き詰まりも解決した。

格納容器は、コンクリートと鋼構造の二重ドーム形式である。内側ドームは、厚さ 4.5 フィート、高さ 140 フィートで、過酷事故負荷及び外部ハザードに対して一次格納容器を提供する。外側ドームは厚さ 15 インチ、高さ 180 フィートで、放射能放出のもう一段階の閉じ込めを提供する。「格納/閉じ込め」設計により、十分に低いレベルの敷地境界放射線量要件を達成することができ、法令で要求される緊急時計画の策定においてマサチューセッツ州が 関与する必要性がなくなった。

2.3.3.1 PRA の実施と成果

Seabrook PRA は、RSS のシナリオベースの取組方法に基づいており、Zion-IPEC の PRA に基づく拡張を伴った「リスクの 3 要素」の枠組み⁶¹を実施した。

初期の PRA の適用は、緊急時計画の研究であり、緊急時措置が生み出すリスク低減効果を定量化した。これらには、ビーチでの人口が多くなる

SEABOOK のレガシー

Seabrook PRA のレガシーは、その解析と将来やってくるとして描く物事の見通しの深さと広がりである。この見通しには、復旧、緊急時計画及び対応、並びにアクシデントマネジメントを強化するため、PRA の適用範囲を拡張するための要求内容が含まれていた。PRA 適用範囲においてはまた、自然災害と事故が発生した場合の複数機の相互作用も考慮する必要がある。このような場合には、プラントだけでなく、サイト全体、サイトへのアクセス性、及びその他のインフラストラクチャーにも影響が出る。これらすべての領域において、成すべきことがさらにもっとある中で、Seabrook PRA は、それらのための多くの方法を指摘した。

⁶⁰ Pickard Lowe and Garrick Incorporated, "Seabrook Station Probabilistic Safety Assessment," Prepared for Public Service Company of New Hampshire and Yankee Atomic Electric Company, December 1983.

⁶¹ B. John Garrick and Robert F. Christie, *Quantifying and Controlling Catastrophic Risks*, Academic Press, 2008.

夏季中の限定出力運転、及びサイトからの様々な距離に対応した多くの種類の避難及び遮蔽対策が含まれた。

一次格納容器耐圧強度が十分あることから、過酷事故が原因で起こる早期の大規模放出が、容認できる程度に低頻度であることを Seabrook PRA は示した。一次格納容器は、軍用機の衝突にも耐えられるよう設計されており、そのことは耐圧強度の裕度がその他の米国 LWR よりも高いことを意味していた。

避難を伴わないサイト外のリスクの評価結果は、NRC と米国環境保護庁 (EPA) が EPZ 要件を 10 マイルに設定した際に評価された結果⁶²よりも著しく低いことが分かった。元の避難区域から 1 マイル外で遮蔽され、あるいは避難することで、必要なリスク低減効果を満たすのに十分であることが結果として実証⁶³された。

一次格納容器が損傷した場合、外部格納容器はほとんど閉じ込め効果をもたらさないことが分かった (一次格納容器が損傷した場合、外部格納容器に閉じ込め機能が設計されていないことに注意する必要がある)。一次格納容器が機能している場合、外部格納容器の閉じ込め能力にかかわらず、放出はほとんどないことが分かった。PRA はまた、一次格納容器の半径が、耐圧強度の中央値⁶⁴に達すると外部格納容器の閉じ込め機能が破裂する程度にまで大きくなることを実証した。外部格納容器の唯一の効果は、熱除去システムを備え損傷を受けず機能している一次格納容器からの放出を減少させることだった。このシナリオにおいてさえ、一次格納容器の放出頻度は非常に低い。

2.3.3.2 新たなレガシー

Seabrook PRA は、事故管理手続きを開発するために、RSS の方法論及び Zion-IPEC PRA から学んだ教訓を、どのように拡張できるかを実証した最初の PRA だった。事象シーケンスダイアグラム (PRA を支援するため、独自に開発されたシナリオ) は、既存の非常時運転手順により推定されるポイントを超えて進行するような SBO シーケンスのための主要な事故管理戦略を特定するため拡大された。Seabrook PRA 中に導き出された戦略は、すべての Westinghouse と三菱の PWR 発電所に現在採用されている事故管理手順の出発点だった。

現在重要な内容として残された課題は、同一サイトにある複数号機で構成されるリスクモデル⁶⁵の開発である。この点については、Seabrook

⁶² H. E. Collins, B. K. Grimes, and F. Galpin, “Planning Basis for the Development of State and Local Government Radiological Emergency Response Plans in Support of Light Water Nuclear Power Plants,” *ResearchGate*, December 1, 1978, doi:10.2172/5765828.

⁶³ 数年後の福島原発の事象は、避難に対して新たな戦略と思考のために計り知れない貴重な経験を提供したことに注意すべきである。

⁶⁴ 過大圧力により格納容器が故障する確率が 0.5 に達する時の圧力

⁶⁵ Canadian Nuclear Safety Commission, “Summary Report of the International Workshop on Multi-Unit Probabilistic Safety Assessment,” July 16, 2015, <https://www.cnsccsn.gc.ca/eng/resources/research/technical-papers-and->

PRA は時代を先取りしていた。両号機の事故に関係する起因事象、及び事故シーケンスのモデルが開発された。CCF モデル及び単一号機 PRA 用支援データ解析は、非常用ディーゼル発電機 (EDG) 及び電動弁を対象として、機器の故障が号機内か号機間かを区別できるように精緻化された。複数号機事故結果の保守的な推定を得るために、単一号機が関与する過酷事故用ソースタームは単純に 2 倍された。

重要な知見は、(地震や外部電源喪失のように) 起因事象が同時に複数号機に影響する場合は、複数号機事故の確率は単一号機事故の確率にほぼ等しいということだった。1980 年代初期に発見された内容を補強する非常に重要な教訓として、複数号機の相互作用だけでなく、複数号機と発電所サイトの間相互作用についての教訓が、福島事故から得られた。

Seabrook PRA は、PWR 原子炉保護系内の電気遮断器用 CCF データを解析した最初の PRA だった。この解析により、PWR の ATWS 事象が高頻度で発生することが推定される結果となり、このおよそ 6 カ月後の 1983 年に Salem で発生した実際の ATWS 事象を予想した。原子力発電所におけるすべての既設余剰機器のために行われた、Seabrook PRA における CCF データ解析は、主要な EPRI による資金提供研究プロジェクトの基盤を提供し、プロジェクトは PLG 社により指導され、CCF モデル作成及びデータ解析用 PRA に同時に使用される最初の産業界 CCF データベース及び方法を創出した。Seabrook PRA は電力研究所 (EPRI) 主要プロジェクトの基盤を形成し、プロジェクトはほとんどの国際 PRA で現在使用されている CCF 方法及びデータ⁶⁶を創出した。

Seabrook PRA は、低出力時及び停止時の事故を包括的に取り扱うことを含んだ最初の PRA であり、機械的ソースターム開発、放射線影響のレベル 3 評価、及び内部外部ハザードの全範囲を含んでいた。

2.3.3.3 課題

許認可に関する課題は、Seabrook PRA の結果と新たな NRC 規則との組合せによって、マサチューセッツ州の参加なしで緊急時計画が策定できたことによって最終的に解決された。Seabrook PRA はまた、以前の緊急時及び事故時管理手順において、当時実施されていた一次系の緊急減圧手順に SBO シナリオが含まれていないという欠陥を露呈した。この欠陥は、28 年後の 2011 年 3 月 11 日に、福島第一原子力発電所を激しく損傷させた東日本大震災及び津波への対応において実証された。

Seabrook PRA は、リスクを定量化したいという要望だけでなく、緊急時計画が避難を必要としなかったことを実証したいという要望により動

articles/2015/2015-multi-unit-safety-assessment.cfm.

⁶⁶ A. Mosleh et al., "Procedures for Treating Common Cause Failures in Safety and Reliability Studies: Procedural Framework and Examples," *ResearchGate*, January 1, 1988,

https://www.researchgate.net/publication/236371031_Procedures_for_treating_common_cause_failures_in_safety_and_reliability_studies_Procedural_framework_and_examples.

機づけられ、主要なかつてない成果であった。そのレガシーは、解析とリスクモデルの将来世代のために描いた展望の深さと広がりである。この展望には、強化された復旧、緊急時計画及び対応、並びに事故管理等が含まれた。それはまた、プラントとサイトのインフラストラクチャーを別々に眺めるような方法で、自然災害及び事故が起こった際に、複数号機の相互作用を検討する必要性を実証した。これらすべての領域においてもっと多くのなすべき事がある一方で、Seabrook PRA はその方法を指摘し続けている。

2.3.4 初期の規則変更

米国原子力発電所の基本設計と運転特性は、NRC の連邦規則 10CFR50⁶⁷により管理されている。これらの規制は各々「規則」と称されている。これらの規則のほとんど全ては、PRA 手法が開発される前に制定されたため、主として決定論的であり規範的である。リスク情報を活用した取り組みからメリットを得るためには、これらの規則を改正することが必要であった。

1970 年代の研究と出来事は、主として PRA の価値を例示したが、その一方で TMI-2 事故以前には明らかに不十分であった運転経験のレビューの重要性も指摘した。1980 年代初期の 2 件の出来事により、原子炉保護システムの信頼性と炉心溶融に至ってしまう ATWS の可能性の課題の検討が再開された。1つの状況は、Browns Ferry 原子力発電所の原子炉保護系内部の水圧管理のため、ほぼ半数の制御棒の全挿入が妨げられた。もう一つの状況は、Salem 原子力発電所の原子炉保護系の電気系統のため、計装信号の結果発生する予定であった自動停止が妨げられた。

非常用交流電源システムの課題もあった。多くの原子力発電所が、外部交流電源の完全な喪失を経験しており、その内のいくつかは長時間に及んだ。いくつかの発電所では、短時間ではあるが、サイト内外両方の交流電源喪失を経験した。さらに試験中、ディーゼル発電機の信頼性が期待したよりも低いことが実証された。

これらの出来事により、改正への推進力が急速に高まった。改正に当たっては、次のような大きな困難に直面した。事象の技術的側面とそれらが他の発電所や設計に与える重要性の理解、当時の NRC 規制における一般設計基準の妥当性評価、(より一般的な傾向としての)規則を追加すべきかもしくは発電所に固有の要件を課すべきかの考察、及び運転中の事象に関係するリスクの理解である。最終的に 2 つの新たな規則が制定された。

2.3.4.1 規則 10 CFR 50.62：原子炉停止機能喪失事象 (ATWS)

BWR の ATWS は、以前考えられていたよりも高いリスクを持つ事故であると、RSS が特定した事故シーケンスのひとつだった。NRC は、1981 年後半に以下の規則⁶⁸を提案した。

予期される過渡現象の後で原子炉を停止させる (SCRAM) 原子炉保護系の故障の可能性を低減するため、及び原子炉停止機能喪失 (ATWS) 事象の影響を緩和し、[その結果として]リスクを低減するための規則。

初期の規則

原子炉停止機能喪失事象 (ATWS) と全交流電源喪失 (SBO) を規定する 2 つの規則は、1980 年代に制定された。それらは、運転経験のレビューと組み合わせられた事故リスクの初期の知見を反映していた。それ以降、これらの規則は原子力発電所の安全性を改善する上で有効であった。

⁶⁷ “NRC: 10 CFR Part 50–Domestic Licensing of Production and Utilization Facilities,” accessed November 29, 2016, <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/part050/>.

⁶⁸ (NRC), “Nuclear Regulatory Commission,” November 24, 1981, <https://loc.heinonline.org>.

(通常あまり採用されないアプローチであるが) 提案された規則には、3つの代替規制解決策が含まれていた。その内の2つはNRCにより開発され、残り1つは原子力産業界により開発された。各々に対するコメントが求められた。最初のNRCの取組方法は、基本的には決定論的であったが、もう一方のNRCの取組方法は、リスク解析概念に基づく「信頼性保証」プログラムを提唱する内容であった。原子力産業界により提示された取組方法は、さらに具体的で決定論的変更を含んでいた。

全ての対策案に対し、相当量の賛成・反対のコメントが寄せられた。NRCの最終規則は、産業界の決定論的提案に類似していたが、原子炉保護系故障の確率を最小限にするための信頼性保証プログラムを開発し、使用することを、事業者に(要求ではなく)奨励する声明⁶⁹を含んでいた。

2.3.4.2 規則 10 CFR 50.63 : 全交流電源喪失 (SBO)

PWRのSBOはATWSと同様に、RSSにより以前考えられていたよりも高いリスクを伴うことが特定された事故シーケンスのひとつであった。NRCは、1986年に以下の規則案⁷⁰を発行した。

軽水冷却型原子力発電所は、規定の時間(「ステーション・ブラックアウト」と呼ばれる)全交流(AC)電源喪失に耐え、その間原子炉炉心の冷却を維持する能力がなければならないことが要求される。

規則案はさらに、その目的は以下のとおりであると注記した。

高度に信頼性のあるAC電源系を維持し、追加の多層防御として、発電所がある期間、ステーション・ブラックアウトに対処できることを保証することにより、ステーション・ブラックアウトにより発生する過酷事故のリスクを減少する。

提案された規制ガイド⁷¹を含む支援文書作成において、RSSからのリスク情報及び(上記で議論された)運転経験を含む提案された規則の基準について議論された。取組方法には、決定論的側面と確率論的側面の両方が含まれており、後者にはディーゼル発電機の定量的信頼性目標、及び実施取組方法を決定することになるSBOのプラント固有PRAが含まれていた。

NRCは、パブリックコメントの後、リスク取組方法を含む提案された規則の中から、提示された取組方法を基本的には維持しながら、最終規則⁷²

⁶⁹ (NRC), “Nuclear Regulatory Commission,” June 26, 1984, <https://loc.heinonline.org>.

⁷⁰ (NRC), “Nuclear Regulatory Commission,” March 21, 1986, <https://loc.heinonline.org>.

⁷¹ (NRC), “Nuclear Regulatory Commission,” June 21, 1988, <https://loc.heinonline.org>.

⁷² U.S. Nuclear Regulatory Commission, “Regulatory Guide 1.155 (Task SI 501-4) Station Blackout” (Washington DC: Nuclear Regulatory Commission, August 1988).

を発行した。

1980年代には、PRAの数と品質において相当量の成長が見られた。このことは、これら2件の規則における差異に反映される。前者のATWS規則は、より一般的な内容におけるリスクを議論しており、後者のSBO規則はリスク及びPRA結果をより直接的に取り込んでいる。

2.3.4.3 レガシー

過去に起こった運転中の事象の重要性についてはほとんど見解の相違がなかったが、新たな規則の必要性と形式に関しては相当な見解の相違があった。この相違は、NRCが受け取ったコメントの中で明白だった。

これらの規則の制定は、個別プラント評価（IPE）（2.3.6項）やNUREG-1150研究（2.3.7項）等、それに続くすべてのPRA内に反映される。規則の有効性に関する視点は、NRC職員によるIPEのレビューにおいて⁷³、及びSBO規則の有効性の個別レビューにおいて提起⁷⁴される。

これら2件の規則に対する重要な事故シナリオは、NRCの原子炉監督プロセス（ROP）（2.4.6項）内で現在監視されている。ROPのパフォーマンス指標（PI）セットは、（7000 臨界時間当たりの予期しない停止のような）ATWS事故の頻度、及び（非常時AC電源信頼性のような）SBO事故の頻度に関係する指標⁷⁵を含んでいる。この情報やその他の情報は、個別の発電所の性能⁷⁶についての声明、及び信頼性のような課題に関する業界全般にわたる視点を提供するために使用される。

2.3.5 健康に関する定量的目標（QH0s）－1986年

Three Mile Island 事故に関する大統領諮問委員会は、安全目標が確立されるべきであると提言した。ACRSは1979年に、NRCは原子力発電所の定量的安全目標の制定を検討すべきであると提言した。ACRSはまた、リスクを定量化することの難しさと不確実さについて認識しており、工学的判断がしばしば主要な意思決定の基準になるだろうと認めていた。⁷⁷ それにもかかわらず、定量的な安全目標及び基準は、そのような判断の重要な尺度を提供することができるとACRSは信じていた。

最初の予備的な安全目標は、ACRSにより1980年に策定された。⁷⁸ これ

⁷³ “Individual Plant Examination Program: Perspectives on Reactor Safety and Plant Performance.” (Nuclear Regulatory Commission, Division of Systems Technology, December 1, 1997), <http://www.osti.gov/scitech/biblio/569126>.

⁷⁴ “NRC: Regulatory Effectiveness of the Station Blackout Rule (NUREG-1776),” accessed November 27, 2016, <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/staff/sr1776/>.

⁷⁵ Chapter 0308 of “NRC: Inspection Manual Chapters,” accessed November 27, 2016, <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/insp-manual/manual-chapter/>.

⁷⁶ Nuclear Regulatory Commission, “Individual Plant Performance Summaries,” 2016, <https://www.nrc.gov/NRR/OVERSIGHT/ASSESS/>.

⁷⁷ ACRS letter to NRC Chairman Hendrie on quantitative safety goals, May 1979.

⁷⁸ U. S. Nuclear Regulatory Commission Advisory Committee on Reactor

らの安全目標は、1983年のNRCの安全目標政策声明の基礎となった。⁷⁹
⁸⁰ この政策声明により、許容可能な放射線によるリスクレベルの広範な目標が設定された。それにより、「どれだけの安全水準であれば、十分に安全か」という質問に回答がなされた。この方針声明は、Farmerにより始められた許容可能なリスク基準としての「限界線」に関する検討の集大成である（2.1.3項）。

数多くのPRAから、特に公衆に関する「許容可能な」原子力発電所の放射線リスクを理解する必要性が生じた。NRCの安全目標政策声明は、この必要性を満たすものであった。⁸¹

政策声明の策定にあたって、NRCは1981年に2件の公開ワークショップを主催してパブリックコメントを入手し、1982年に4回の公開会議を持ち、1983年から1985年の期間中に2年間の評価を実施するとともにACRSからの見解を受け取った。NRCは、定性的安全目標を1983年3月の改正政策声明から変更しないままにすることを決定し、原子力発電所の運転にかかる安全目標としてそれらを採用した。政策声明はまた、Three Mile Island事故に関する大統領諮問委員会の提言によっても報告された。

2.3.5.1 実施

NRCは、2件の定量的目標により支援される2件の定性的安全目標を制定した。これらの目標は、当初1983年1月に発表され、一連の公開会議を経て、最終的に1986年に連邦官報に提出された。定性的目標には、以下のように記述されている。

公衆の個人は、原子力発電所の運転の影響により、
 個々人の生命と健康に著しい追加的リスクが生じない
 ように防護されること

[及び]

原子力発電所の運転による生命と健康に係わる社会的
 リスクは、他の現実的に競合する発電技術による
 リスクと同等あるいはそれ以下とし、他の社会的リ
 スクに対する著しい増加とはならないこと。

NRC安全目標方針の定量的目標あるいはQHO（これは時に「定量的設計

Safeguards, *An Approach to Quantitative Safety Goals for Nuclear Power Plants* (The Committee, 1980).

⁷⁹ Nuclear Regulatory Commission (NRC), “Safety Goals for Nuclear Power Plants: A Discussion Paper” (Nuclear Regulatory Commission, 1982), http://inis.iaea.org/Search/search.aspx?orig_q=RN:14724072.

⁸⁰ Nuclear Regulatory Commission (NRC), “Safety Goals for Nuclear Power Plant Operation” (Nuclear Regulatory Commission, 1983), http://inis.iaea.org/Search/search.aspx?orig_q=RN:14792318.

⁸¹ United States Nuclear Regulatory Commission, “Policy Statement on Safety Goals for the Operation of Nuclear Power Plants” (Washington DC: Nuclear Regulatory Commission, August 21, 1986).

目的」として参照される)は、以下のとおりである。

原子力発電所近傍における原子炉事故の影響による平均的な個人に対する「急性死亡」のリスクは、米国民が通常曝されているその他の事故による急性死亡リスクの合計（およそ年当たり 5×10^{-7} ）の 0.1 パーセントを越えてはならない。

[及び]

原子力発電所の運転による影響として起こる可能性がある立地地域の公衆に対する「がん死亡」リスクは、他の全ての原因によるがん死亡リスクの合計（およそ年当たり 2×10^{-6} ）の 0.1 パーセントを越えてはならない。

NRC は、「十分安全である」と考えられる安全レベルを確立することは、規制基準に対する公衆の理解と、原子力発電の安全性に対する公衆の信頼を高めることになると信じていた。QHO は、意欲的な指針（2.3.8 サブセクションで議論された「バックフィット規則」はそれらを明示的に使用する）であることに注意すべきである。

1986 年 8 月、NRC は発電所の安全性レベルが安全目標方針と一致するかどうかを決める基準としての性能指針を次のとおり承認した。

「信頼できる格納容器システムを要求する伝統的な深層防護の取組及び事故緩和の原則と一致し、原子炉事故により放射性物質が環境へ大量に放出される全体的な平均頻度は、原子炉運転 1,000,000 年当たり 1 回未満でなければならない。」

NRC は、1989 年に追加の指針を提示した。⁸² 1993 年 NRC は、原子炉運転年当たり 10^{-6} の放出頻度に関係する明解な定性的声明以上の大規模放出の定義は実質的でないとし、規制あるいは設計の目的から必要ないと結論づけた。結果として、大規模放出のリスク定義及びその大きさをさらに開発する作業は終了した。

これらのハイレベルな目的は、規制の意思決定のためには実際的ではなかったため、炉心損傷頻度（CDF）及び大規模早期放出頻度（LERF）のための補助的な目標が制定された。発電所の安全性を決める基準としてこれらの定量値を使用することは、安全目標政策声明と一致すると考えられた。CDF 及び LERF に対する原子炉年当たり 10^{-4} 及び 10^{-5} の補助目標値は、上記 QHO と一致しており、今後ともリスク情報を活用した規制及

⁸² Nuclear Regulatory Commission (NRC), “Implementation of the Safety Goals” (1989, n.d.).

び適用の目標となりつつける。^{83, 84}

2.3.5.2 課題

「どれだけ安全であれば、十分に安全か」という質問に安全目標が対処する一方で、NRC の指針を実務的に展開することは困難であることが分かった。これは、リスク計算において大きな不確実さがあるためであった。事業者は、主として原子炉メーカーに業務を委託していたため、安全目標を順守できていることをどのように明示すれば良いかが分からなかった。これらすべては、国内的に合意された PRA 標準が策定される前のことであった。

PRA の適用範囲が広がり、(火災、地震事象及び溢水等の) 内的事象以外のハザードが含まれるようになったため、プラント固有のベースリスクと安全目標間の裕度が減少することが課題となった。この一因は、これらのハザードを定量化する際の保守性によるものである。

2.3.5.3 ステークホルダーの反応

一般的に、さまざまなアーキテクトエンジニア、事業者、及びメーカーは NRC の政策声明を受け入れた。いくつかの事業者は、予備的な PRA を開発し始め、重要な過酷事故の寄与因子があるかどうかを判定した。

原子力産業協会及び後に原子力エネルギー協会 (NEI) の資金提供のもと、IDCOR プログラムが形成され、既設原子炉の過酷事故リスクについて評価された。IDCOR グループは、入手可能なデータに基づき、過酷事故リスクを評価する新たな計算モデルを開発した。NRC の過酷事故研究プログラムの「ソースターム参照プラント」6 プラントのうちの 4 プラントに基づきモデルが開発された。

NRC は (2.3.7 項で議論されている NUREG-1150 のような) 特別な PRA 研究を実施し、PRA 手法を改善した。NRC は IPE 及び外的事象のための IPE (IPEEE) を開始し、脆弱性を特定し、(制限された適用範囲での) RSS 法を使用して「異常値」を評価した。NRC は現在、すべての新規発電所について、PRA を実施することを要求している。

2001 年の安全目標及び安全文化に関する日本原子力学会及び米国原子力学会の研究会において、NRC の Richard A. Meserve 委員長は、安全目標、安全文化、及びそれらの相互作用についての NRC の考え方を提示した。また、彼は事業者及び規制当局の両者における、リスクを取り込むことに対する深い認識により強化された強い安全文化は、原子力発電所の運転安全性のエクセレンスを創り出し維持する手助けとなるという自分

⁸³ The significance of the goals and objectives, their bases and rationale, the plan to evaluate the goals and public comments are provided in Nuclear Regulatory Commission (NRC), “Safety Goals for Nuclear Power Plant Operation.”

⁸⁴ United States Nuclear Regulatory Commission, “An Approach for Using Probabilistic Risk Assessment In Risk-Informed Decisions on Plant Specific Changes to The Licensing Basis,” RG 1.174, May 2011.

の信念を述べた。⁸⁵

IAEA は、1988 年に 75-INSAG3 を出版し、一般的な原子力安全目標は以下のとおりであるとした。

原子力発電所内で、放射線災害に対する効果的な防護策を確立し維持することにより、個人、社会、及び環境を保護すること。

原子力発電所のリスクが、競合エネルギー源が持つリスクを超えない限り、目的は満たされるように思えた。さらには、PRA モデル、及び定量的目標すなわち安全目標を使用する必要が出てきた。⁸⁶

2.3.5.4 レガシー

過剰な規制は、事業者から発電所の安全性に対する「当事者意識」の感覚を奪ってしまい、一般的には責任意識と成果を低下させる。規制不足では、明白な多くの危険性が存在する。このため、バランスを保たなければならない。このバランス感覚は、一部には事業者の安全文化及び安全目標の役割に対する理解度合によっている。1984 年の PRA 参考文書である「確率論的リスク評価 (PRA) : 規制への適用のための現状報告及び指針」(NUREG-1050) は、安全目標評価プログラムの産物だった。⁸⁷ 本書は、過去の PRA の結果、強み、弱み、及び不確実さの広範囲な議論を含んでいる。許認可解析及び過酷事故要件の導入を PRA が支援する方法は、この報告書の結果に基づいている。

リスクは、規制活動における意思決定を導くひとつの要素に過ぎない。深層防護、安全余裕、及びそれらが意思決定プロセスを補完する方法とリスクとの関係は、後述する規制ガイド RG1.174 の一部である。⁸⁸

規制において、リスクを明示的に考慮している初期の例は、1988 年に初めて発効した NRC のバックフィット規則 (2.3.8 項) である。その後、規制においてはリスクがより包括的に適用されるようになった。その目的は、NRC がリスクに重要な活動に専念でき、安全性を高め不必要な規制負担を減少するよう、リスク情報の活用により規制システムを改定することである。この取組方法を実施するにあたり、NRC は、リスクは規制の意思決定において多くの要素の中のひとつであるというような、かつて

⁸⁵ Richard A. Meserve, Atomic Energy Society of Japan/American Nuclear Society Topical Meeting On Safety Goals And Safety Culture, 2001.

⁸⁶ IAEA, “Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants 75-INSAG-3 Rev. 1,” 1999, <http://www-pub.iaea.org/books/IAEABooks/5811/Basic-Safety-Principles-for-Nuclear-Power-Plants-75-INSAG-3-Rev-1>.

⁸⁷ U. S. Nuclear Regulatory Commission Division of Risk Analysis, *Probabilistic Risk Assessment (PRA): Status Report and Guidance for Regulatory Application, Draft Report for Comment* (Division of Risk Analysis, Office of Nuclear Regulatory Research, U. S. Nuclear Regulatory Commission, 1984).

⁸⁸ United States Nuclear Regulatory Commission, “An Approach for Using Probabilistic Risk Assessment in Risk-Informed Decisions on Plant Specific Changes to The Licensing Basis.” Regulatory Guide 1.174.

一歩前へ

IPE 及び IPEEE の導入により、主要なような過酷事故による脆弱性も特定でき、対処できるという保証が提供された。この取組をとおして、米国の電力事業者は、ベースとなる PRA モデルを構築することができ、原子力発電所のリスクモデルの技術的な所有および管理を行うに足る技術的専門性を取得できた。

の安全目標政策声明で議論された多くの概念に今も従っている。

2.3.6 個別プラント評価 (IPE) 及び外的事象に対する個別プラント評価 (IPEEE)

1985 年の政策声明において、NRC は既存の発電所は公衆の健康及び安全に対し過度なリスクを有しておらず、よってこれらの発電所に対する規制要件について迅速な措置を取る根拠はないと結論づけた。一方、NRC は、改造をとおして緩和できる可能性があるプラント固有の脆弱性を特定するために、系統だった評価が有効であることを (プラント固有の PRA の経験に基づき) 認識していた。

過酷事故問題の解決のための統合計画の一部として、NRC は規制プログラム及び具体方策を策定した。この統合計画には、IPE、IPEEE、過酷事故研究、及びアクシデントマネジメントプログラムが含まれた。

運転認可更新のために行う過酷事故緩和のサイト固有の対応は、過酷事故のリスクあるいは影響を減少させることに費用対効果がある手順面や業務計画面の改善 (及びおそらく小規模なハードウェアの変更) を特定するに留まるだろうと NRC は予想した。⁸⁹

これらのプログラム及び具体方策は、確実にプラント固有の主要な過酷事故の脆弱性を特定し、対処することを意図していた。

1988 年、NRC は Generic Letter 88-20 を発行し、各事業者が IPE を実施するよう要請した。Generic Letter であることから、すべての事業者は、正式な回答を NRC に提出することを要求された。

IPE は確率論的評価であり、内部発生事象 (内部溢水は含むが、内部火災は含まない) に対する炉心損傷頻度、及び格納容器の性能を推定した。IPE により、事業者は、過酷事故挙動を評価でき、起こりうる過酷事故シーケンスを理解でき、炉心損傷頻度及び核分裂生成物の放出頻度をより定量的に理解でき、(必要に応じ) ハードウェア及び手順を改善することによりこれらの発生頻度を減少することができた。

当然、より多くの事業者が参加すれば、より効果的なフォローアップが可能となる。事業者も過酷事故問題の解決策を求めており、IPE 及び IPEEE はこの点に関して有用であると考えた。

2.3.6.1 実施

Generic Letter 88-20 は、以下に示す 4 項目の付帯事項で構成されていた。事業者は、過酷事故に対する脆弱性を特定するための解析を実施するよう指示された。

⁸⁹ “NRC: Generic Environmental Impact Statement for License Renewal of Nuclear Plants—Final Report (NUREG-1437, Revision 1),” accessed November 28, 2016, <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/staff/sr1437/r1/>.

- ・ 項目 1： 過酷事故の脆弱性理解のための IPE の開始 – 10 CFR 50.54(F)
- ・ 項目 2： IPE.
- ・ 項目 3： 格納容器性能改善プログラムの完了、及び過酷事故の脆弱性に対する IPE の利用に関する検討の促進
- ・ 項目 4： 過酷事故の脆弱性理解のための IPEEE。この項目は、事業者、特に次の事項に関して IPEEE を実施するよう要求した。地震事象、内部火災、暴風、洪水、輸送事故、近隣施設の事故、及びプラント固有のハザード。

いくつかの事業者は、レベル 1 及び 2 の PRA を実施し、IPE 及び IPEEE の要件を満足させた。その他の事業者は IDCOR の IPE 手法を実施し、NRC はそれらが容認できる内容であると考えた。

IPE 及び IPEEE は、PRA を拡張することとその必要性を示すことができるものと認識された。NRC は、相当な時間を要すること及び合意された実施標準がないことから、すべての事業者にフルスコープの PRA の実施を要求するのは早すぎると判断した。(リスク情報を活用して適用するような) PRA を組み込む手順を含む許認可の修正要請手順は、まだ開発前であった。

2.3.6.2 困難な課題

IPE 及び IPEEE には、相当程度の事業者の努力が要求された。種々の技術的方法及び評価方法が使用され、ベストプラクティスがどれであるかの合意を得ることが困難であった。また、型式が類似する原子炉に対して、バラツキのある結果となった。

NRC は、関連する外部ハザードが特定され、容認される評価方法が創出され、手順書類が整備され、さらにワークショップを通じて産業界及び公衆からの意見が集まる時点まで、IPEEE の実施要求の発出を遅らせた。

困難な課題の中のひとつが、「脆弱性」の定義ができていないことであり、それは Generic Letter 88-20 で使用されている重要な用語であった。事業者は、脆弱性が存在するかどうか、及び是正措置は必要とされているかどうかを判断するよう求められた。さまざま異なる技術的な評価方法が用いられたため、類似の原子炉設計どうしであっても炉心損傷頻度を比較することは困難であった。大部分の事業者は、平均値ではなくまた不確実さについて示すこともなく、点推定の形で炉心損傷頻度及び格納容器破損確率を報告した。

2.3.6.3 ステークホルダーの反応

原子力産業界は、NRC と頻繁に会合を持ち、過酷事故問題を解決するための容認できる評価方法を決定した。IPE 及び IPEEE の実施に当たっては、産業界及び NRC が数年にわたり相当の努力を必要とすることが認識

された。1988年、原子力管理人材協議会（NUMARC）⁹⁰は、産業界はIPE及びIPEEEを進める準備ができているということをACRSに提示した。その後の数年間にわたり、このプロセスにより事業者は、プラント固有のベースラインPRAモデルを構築でき、プラント固有のPRAを維持し開発するための技術的専門性を（技術移転の取組をとおして）取得できた。

2.3.6.4 レガシー

NRCは104の原子力発電所に対し、75件のIPEを受け取った。主要な結論は以下の通りである。⁹¹

- ・ 事業者は、過酷事故の「脆弱性」を特定し、500件を超える発電所の緩和改善案を検討した。
- ・ いくつかの事業者は、リスク低減と合わせて改善のコストと便益を判定するためにPRAを実施した。

NRCは、すべての運転中の原子炉を対象として、70件のIPEEEを受け取った。NRCはさらに、IPEEEプログラムの結果から得られる一般的洞察、及び重要な安全上の知見を特定し文書化するプログラムを策定した。主要内容には以下が含まれた。⁹²

- ・ 地震及び火災は、炉心損傷頻度に対する重要な寄与因子であった。
- ・ 外部電源及び電気システムの故障は、地震に起因する炉心損傷頻度に対するもっとも一般的な寄与因子であった。
- ・ 制御室火災、開閉器室、ケーブル処理室、及びタービン発電機建屋の火災は、炉心損傷頻度に対する最も一般的な寄与因子であった。

IPE及びIPEEEプログラムは、格納容器の性能改善に関し、Generic Letter 88-20の項目3で意図した事項を統合した。このことにより、一般的な格納容器問題に関連するハードウェア及び手順上の課題を解決することに焦点を絞る方向となった。一般的に、項目3の取組からの結果は、シビアアクシデントマネジメントの手順に関係しており、構造上の課題には関係しなかった。

事業者は、サイト外での健康への影響を調査するような要求を受けていなかった。ほとんどのIPE結果は、QHOに適合することを明示するためには直接的に利用することができなかった。すべての事業者は、格納容器破損頻度及び放射性物質放出頻度という2件の関連するリスク値を推定した。これらの結果は、NUREG-1150のようなスコープが類似するその他の研究と比較された。⁹³ このような（間接的な）方法で、IPE及びIPEEE

⁹⁰ NUMARCは、現在原子力エネルギー協会（NEI）として知られている。

⁹¹ “Individual Plant Examination Program.”

⁹² “NRC: Perspectives Gained From the Individual Plant Examination of External Events (IPEEE) Program – Final Report (NUREG-1742, Volume 1),” accessed November 28, 2016, <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/staff/sr1742/vol1/>.

⁹³ “NRC: Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power

からのリスク管理の知見及びプラント固有のリスクは評価され、NRC の安全目標と比較された。

2.3.7 NUREG-1150 研究—1987 年

NUREG-1150「過酷事故リスク：米国原子力発電所 5 プラントの評価」研究は、主要な NRC の取組であり、リスクの観点から過酷事故のシステム挙動及び現象論的状况を検討した。⁹⁴ 重要なことには、この研究は、異なる発電所及び設計間でのリスクの差異を調査したことであった。目標は、内的及び外的事象に対処するための容認できる技術的 PRA を提示することであった。NUREG-1150 においては、RSS の評価方法が拡張され、外部事象、不確実さ、及び専門家判断の取り込みプロセスが含まれた。産業界の Zion-IPEC 手法は、この研究にとって貴重な入力となった。専門家判断の活用は、特に困難な課題であった。技術的及び学術的団体は、主観的意見がリスク評価のための正当な情報源であることを確信する必要があった。

NUREG-1150 によると、過酷事故リスクの推定値は、改善されたデータ及び精巧なモデルを使用した結果、RSS による推定値よりも低いことが示された。それは、規制プロセスのために PRA を概念的に使用する重要な転機となり、NRC が事故シーケンスをとおして格納容器の性能を評価する方法を大幅に改善できることに繋がった。

2.3.7.1 実施

過酷事故の PRA（レベル 1、2、及び 3 の内的及び外的事象）は、Peach Bottom 原子力発電所、Surry 原子力発電所、Sequoyah 原子力発電所、Grand Gulf 原子力発電所、及び Zion 原子力発電所の米国原子力発電所 5 プラントに対して実施された。最初の 2 プラント（Peach Bottom 及び Surry 発電所）は、RSS の手法により評価された。リスクへの寄与因子は、以下を含む数多くの方法で検討された。

- ・ 2 プラントにおいて、内部及び外部事象により発生する炉心損傷頻度
- ・ 過酷事故による荷重のもとでの格納容器構造の性能
- ・ 潜在的な放射性物質放出の大きさ及びサイト外での影響、及び
- ・ プラント全体のリスク

多くの点で、1980 年代半ばで一般的であった方法を使用して、5 件の PRA が実施された。ある分野においては、以下を含むより進んだ技術が開発された。

- ・ システム応答から生じる炉心損傷頻度の不確実さ推定、過酷事故進展、格納容器建屋構造応答、及び発電所内での放射性物質の移動

主要研究

NUREG-1150 研究は、規制プロセスにおけるリスク概念の利用において重要な転機であった。この研究により NRC は、炉心損傷及び事故進展後の格納容器性能を評価するための方法を大幅に改善することができた。この研究の方法及び結果により、定量的リスク評価技術における貴重な基礎が提供された。

Plants (NUREG-1150).” accessed November 21, 2016, <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/staff/sr1150/>.

⁹⁴ 前掲 (93) と同じ文献を参照。

- ・ 専門家判断の取り込みプロセス及び文書化
- ・ プラント損傷状態の定義（事故頻度と事象進展解析のインターフェイ
スの効率性改善）
- ・ 放射性物質放出評価における実験結果及び解析結果の統合
- ・ （地震事象のような）外的事象による炉心損傷頻度推定のためのよ
り効率の高い方法
- ・ リスク解析及びリスク情報を統合する新しい計算モデル

事故発生頻度解析、原子炉ポンプシール性能、圧力容器内事故進展、格納容器荷重、熔融炉心と格納容器の相互作用、格納容器構造性能、及びソ
ースタームをレビューするために、専門家パネルが召集された。

科学技術界からの膨大な量の報告書及び解析が、研究を支援した。その
結果としての方法は、その後 NRC の Generic Letter 88-20 (2.3.6 項で
議論済み) の基盤として使用された。

2.3.7.2 困難な課題

リスクを定量的に特徴づけることは、主要課題として残ったままであり、これはいずれの PRA においても常につきまとう特性である。基本的な技術課題は、システムあるいは発電所応答の不確実性、事故進展、格納容器性能、及び放射性物質の放出と関係していた。しかし、重要性に鑑みて最も大きな課題は、専門家の判断を活用することは PRA の正当な情報源であるということ、科学技術界に納得させることであった。

2.3.7.3 ステークホルダーの反応

最初のドラフト報告書に対しては、800 ページを超えるコメントが寄せられた。取組に対する一般的な謝意と、調査結果が既に陳腐化していることの懸念の両方があった。事業者は、以下のことに対する懸念から研究の価値について納得していなかった。⁹⁵

- ・ 産業界が行った重要な研究及び解析を考慮していなかった
- ・ 比較できる IDCOR の値を超えた下限確率推定値を含んでいた
- ・ 早期格納容器破損によるリスクを誇張して記述していた
- ・ 核分裂生成物放出の大きさを誇張して記述していた
- ・ 事故を収束あるいは緩和させるための運転員の能力を適切に考慮していなかった
- ・ 十分に文書化された資料がなく、限定され、選択された個人グループ（そこには事業者、あるいはメーカーが含まれていなかった）の専門

⁹⁵ Tennessee Valley Authority, “Comments on Draft NUREG-1150 (Reactor Risk Reference Document),” September 28, 1987, <http://www.nrc.gov/docs/ML1111/ML111151348.pdf>.

的意見に過度に依存していた

- ・ 不適切な仮定に基づく不十分な Sequoyah 原子力発電所のモデルが使用された
- ・ 著しく保守的な内容が示されていた

翌年に出されたドラフトでは、これらの懸案事項は大幅に解決された。特に不確かさ解析に関して、この研究は PRA における最高水準まで進んだと NRC は考えた。NRC はまた、研究のモデル、結果、及びリスク見通しは、以下を含む種々の規制への適用に利用できる可能性があると考えた。

- ・ PRA 政策声明
- ・ 許認可解析の指針の妥当性確認
- ・ 補助的数値目標の妥当性確認
- ・ リスク情報を活用した規則作成
- ・ 一般的安全問題、及び原子力安全研究プログラムの優先順位づけ
- ・ IPE 及び IPEEE

2.3.7.4 レガシー

NUREG-1150 の結果は、設計基準事故評価のための放射性物質の代替ソースターム開発等、原子炉規制の多くの分野で利用された。規制への適用のための代替事故ソースタームを規定した NUREG-1465 が 1995 年に発行されたが、そのソースタームの放出率は NUREG-1150 に基づいていた。⁹⁶

5 件の PRA で使用された改良版のデータ及びより精巧なモデルは、RSS の推定値よりも低い過酷事故リスクの推定値を示した。SBO 及び ATWS 事故 (2.3.4 項で議論済み) は、BWR の炉心損傷頻度に対する主要な寄与因子であることが分かった。電力系統攪乱、小破断 LOCA、インターフェイス LOCA、及び蒸気発生器伝熱管破断は、PWR における主要な寄与因子であることが分かった。

水素発生についての情報のような広範囲の現象論的データが、実験的モデル及び解析的モデルの両方から提供された。この研究で使用された方法は、特に不確かさを明示的に取り扱う点において、当時のアクシデントマネジメント戦略に深みを加えた。

⁹⁶ “NRC: Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants (NUREG-1465),” accessed November 28, 2016, <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/staff/sr1465/>.

規制の安定化

NRC のバックフィット規則は、原子炉規制プロセスの安定化のために、最も重要な項目である。このリスク情報を活用した規則は、原子力発電所の改造がどのように評価されるべきかを規定し、したがって電気事業者が過度に負担の大きい規制の対象にならないことを確認する助けとなる安定的なプロセスを提供する。

バックフィットのプロセスは、原子炉の安全性を公開で検討し解決するための効果的な方法である。

2.3.8 規則 10 CFR 50.109 : バックフィット規則

原子力発電所の安全性に対する既存の取組方法に疑問を呈する新情報は、常に時間の経過と共に出現する。この新情報は、2点を挙げるとすれば、運転経験及び研究成果から生み出される。新たな要求を含む新情報を検討する NRC の能力は、その法的措置とその措置を実施する内部プロセスにより左右される。

NRC により命じられる改造は、「バックフィット」として知られている。NRC のバックフィット規則は、1980 年代半ばに現在の様式に制定された。この規則により、新情報の扱いの観点から原子炉規制プロセスに対する安定化がもたらされた。このリスク情報を活用した規則は、過度に負担の大きい規制を課すことがないような方法で、原子力発電所の改造がどのように評価されるべきかを規定している。

NRC の経験によると、PRA は、発電所の改造がもたらすであろう便益を効果的に評価できることを示している。このことは、その改造を進めるかどうかを決めるために、対象となるバックフィットのコスト（特にそれによって除去されるリスク量との関係において）がどのように分析されるのかということを含んでいる。バックフィット規則は、バックフィットがコスト分析の対象にならない場合について、以下のように示している。⁹⁷

適合性に関する適用除外と適正な防護に関する適用除外の 2 種類があり、これらの場合には実質的な安全性の改善についての所見は求めず、またコストに関する考慮も行われない。

より具体的に、規則では以下のように記述されている。

以下の場合、経済的なコストを考慮に入れることができない。

- (1) 委員会規則、あるいは文書化された事業者の義務内容に施設を適合させるため改造が必要な場合
- (2) 公衆の健康と安全を適正に防護することを保証するため、規制措置が必要な場合
- (3) 適正な防護基準を規定あるいは再規定することが、規制措置に含まれる場合

NRC は、これらの適用除外規定をいつ発動させるかを決定する。2004 年に NRC は、決定基準及び PRA の使用により可能となる改造処置方法に関する指針を発行した。⁹⁸

⁹⁷ “NRC: Backfitting Guidelines (NUREG-1409),” accessed November 28, 2016, <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/staff/sr1409/>.

⁹⁸ “NRC: Regulatory Analysis Guidelines of the U.S. Nuclear Regulatory Commission (NUREG/BR-0058, Rev. 4),” accessed November 28, 2016, <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/brochures/br0058/>.

2.3.8.1 課題

規則が対処すべき最初の課題は、「バックフィット」を定義することであった。バックフィットは、通常 NRC により提案される改造であり、事業者だけで実施する改造ではない。たとえば、特定の規則が意図する内容を満たすために、事業者が実施する代替解決策はバックフィットとはみなされない。

次の課題は、どの時点でコストについて考慮する必要があるかについて、その概要を定めることであった。規制当局の法的措置では、改造を要求する当局の権限、及びどのようにコストが考慮されるべきかを規定する必要があった。NRC の措置は法廷で審議され、ある環境においてはコストを考慮することが許されるが、それ以外の場合は許されないという結果が出た。

このことは 3 番目の課題を生み出した。すなわち、バックフィットがコスト効果的かどうかを判断する際に誰が責任（すなわち、立証責任）を持つのかということである。コストを考慮することが許されるなら、立証責任がどこにあるかを決定することが求められる。米国におけるバックフィットプロセスでは、規制当局である NRC に対して関連するコスト及び便益を明確にすることを要求している。

最後の課題は、便益の計量と意思決定の基準であった。発電所の改造によって得られるであろう便益を明確化することは、定性的あるいは定量的である可能性がある。NRC は 1980 年代に、リスク解析方法を使用し、提案された発電所の改造のリスク低減値を見積もり、定性的及び定量的の考察を含んだ評価方法を採用した。この評価方法で使用されるリスク指標には、炉心損傷頻度、条件付き格納容器破損確率、及び回避される公衆被ばくリスクが含まれる。

2.3.8.2 実施

バックフィットプロセスのいくつかの特徴により、その実施が容易になった。

- ・ **規制体系への組み入れ。**バックフィットプロセスが規制に含まれていることで、その重要性と実行が定着する。
- ・ **公衆の利用可能性。**NRC のバックフィット規則ガイドブックは誰でも利用できるように公開され、それを改定する場合は、公開協議の対象となる。
- ・ **プロセスの公開審査。**バックフィットを発議するために NRC が利用する情報は、公開審査及び公開コメントの対象である。

コストが考慮される場合、リスク情報を直接意思決定のプロセスに利用することが規則に盛り込まれたことは、注目に値する。リスク情報は、最初に「相当量の」安全便益を出さないバックフィットを排除するために利用される。リスク情報は、その後安全便益（すなわちリスク低減値）を定量化するために利用される。

2.3.8.3 ステークホルダーの反応

規則が制定されたのは1970年代であったが、1980年代においてTMI-2事故によりバックフィット規則に対する重要な変更が拍車がかげられた。NRCは、大規模な数のバックフィットを実施するよう事業者に要求したが、その中のいくつかはTMI-2事故とは直接関係がなかったか、あるいはほとんど安全上の便益のないものであった。

ステークホルダーの懸念に対応して、1983年にNRCは、規則に対し新しい文言を導入した改定を提案した。特に、バックフィットは安全性において「相当量の向上」をもたらさなければならないと規則に明示された。その後、PRA及び規制プロセスが、「相当量」を規定するために開発された。

2.3.8.4 レガシー

規則は1985年に公開された。憂慮する科学者同盟は、規制上の意思決定においてコストが考慮されたのがいつかについて、NRCに対し法的に異議を申し立てた。1988年NRCは、規則に対する最終改訂を実施し、PRAに関係するコストを含め、コストがいつ考慮されるかを明確にした。規則は現在、成熟し、安定し、効果的であると考えられている。

2.3.9 さらなる産業界の貢献

1980年代半ばまでに、プラント固有のPRAの価値は明確になった。1984年に利用可能なPRA結果のレビューにより、プラント固有の評価の価値が確認され、以下を含む数点の所見が提案された。⁹⁹

最初の数件の研究が実施された経験をふまえ、PRAはその時点で実施された以上に、さらにプラント固有のものにしていく必要があることが分かった。リスクがプラントごとに相当異なってくるということは、姉妹プラントであるIndian Point 2号機及び3号機における評価において、リスクレベルや寄与因子に差が出てくることにより実証された。

報告書は続けて以下のように述べている。

リスクへの寄与因子は、採用する損傷の指標により違いが出る。炉心損傷頻度と健康リスクに対する寄与因子において違いが出るだけでなく、異なる種類の健康リスクにおいても違いが出る。

2.3.9.1 Kuosheng 原子力発電所（台湾）

Kuosheng PRAは、その当時の多くの他の発電所と同様、レベル3PRAで

⁹⁹ B. John Garrick, "Recent Case Studies and Advancements in Probabilistic Risk Assessment," *Risk Analysis* 4, no. 4 (1984): 267-279.

あった。¹⁰⁰ Kuosheng 発電所は、沿岸立地で高い丘に囲まれている。拡散評価コードを修正し、その特異な地形により影響されるプルームの軌跡を反映するため、「粒子輸送」モデルを取り込んだ。これは、放出形式、放出位置、高さ、及び時期により分別される複数の放出点を考慮することで、拡散モデルを作成する能力を向上させる上で主要なステップとなった。近接効果及び複数放出点の取扱いは、複数号機リスクの PRA の主要な要素となっている。

2.3.9.2 Tennessee Valley Authority (TVA)

TVA もまた、社内及び協業（後者は専門のコンサルタントが関与した）の両方で PRA モデルを開発した PRA の初期利用者であり、Browns Ferry 原子力発電所、Sequoyah 原子力発電所、Watts Bar 原子力発電所、及び Bellefonte 原子力発電所の PRA を開発した。TVA は、PRA の分野において 3 つの主要な貢献がある。

第 1 に、TVA は Browns Ferry 原子力発電所の 3 基がシステムを共用していることに留意した。これらには、電力系統、常用及び非常用のサービス水系、消火水系、及び制御用空気系が含まれていた。「ループ選択論理」及び「共通事故信号論理」は、1 号機あるいは 2 号機のいずれかの ECCS の 1 区分の利用可能性に影響する可能性があった。^{101, 102, 103} 3 基が順次稼働復帰することを支援するには、稼働復帰する対を成す号機に起因するリスクを取り込むことができる、号機固有の PRA が必要だった。¹⁰⁴

第 2 の主要な貢献内容は、Bellefonte 原子力発電所の設計が、ECCS 及び BOP の両方に対して、半導体素子による制御システムへの依存が大きかった。「限定された適用範囲」であるフェーズ 1 の Bellefonte レベル 3PRA により、半導体素子の熱的故障モード及び熱的脆弱性に対する理解が不足していることが指摘された。¹⁰⁵

第 3 の主要な貢献内容は TVA により、Sequoyah 原子力発電所のために、

¹⁰⁰ Pickard Lowe and Garrick Incorporated, “EPZ Determination for the Republic of China – Phase I: Preliminary EPZ for Kuosheng (Volumes 1 and 2),” Prepared for the Atomic Energy Council of the Republic of China, June 1990.

¹⁰¹ 事故信号が両方のユニットに表示される場合（ドライウエル圧力高及び圧力容器水位低の継続）、1 号機及び 2 号機それぞれにおいて、ECCS の 1 区分が喪失することになる。

¹⁰² Pickard Lowe and Garrick Incorporated, “Browns Ferry Nuclear Plant Unit 2 Probabilistic Safety Assessment with Unit 3 Operating,” Prepared for the Tennessee Valley Authority (Decatur, Alabama, May 1996).

¹⁰³ Pickard Lowe and Garrick Incorporated, “Browns Ferry Multi-Unit Probabilistic Risk Assessment,” Prepared for the Tennessee Valley Authority (Decatur, Alabama, January 1995).

¹⁰⁴ Pickard Lowe and Garrick Incorporated, “Browns Ferry Nuclear Plant Unit 3 Probabilistic Safety Assessment with Unit 2 Operating,” Prepared for the Tennessee Valley Authority (Decatur, Alabama, May 1996).

¹⁰⁵ Pickard Lowe and Garrick Incorporated, “Bellefonte Unit 1 Phase I Probabilistic Risk Assessment,” Prepared for the Tennessee Valley Authority (Knoxville, Tennessee, October 1985).

「GO」手法を使用した成功パスによる PRA が開発されたことだった。¹⁰⁶ GO 手法論は、その後他の発電所において、「運転のための制約条件: LCO」を順守するための運転及び保守管理を支援する目的で、発電所のシステム運転状態の評価に用いられた。

2.3.9.3 Three Mile Island 2号 (TMI-2) における事故対応

原子力産業界は、TMI-2 事故への対応において協力して作業した。その結果、過酷事故への理解が改善され、レベル 1 及びレベル 2 の PRA での改善されたシナリオとして反映された。¹⁰⁷ IDCOR プログラムは 1984 年に開発され、NRC の業務を補完しながら、炉心損傷シナリオを理解する方法を導出した。主要な産業界の貢献内容は、従来の手順が運転員に課していた「診断」の負担を取り除く、兆候ベースの異常時及び緊急時の運転手順書を採用したことであった。

2.3.9.4 Midland 原子力発電所

Midland 発電所の設計改善のために PRA が使用された。Midland PRA は、リスクへの寄与因子が容認できるバランスとなるまで、発電所の改善箇所を繰り返し検討する過程で使用された。安全性を改善するため、発電所のハードウェア及び論理回路の変更を提案するベースには STP の PRA が使用された。¹⁰⁸

2.3.9.5 Beznau 原子力発電所

Beznau 原子力発電所は、2 基の 2 ループ PWR ユニートを有し、運転中の商業用発電所としては世界で最も古い発電所である。規制当局及び事業者は、数多くのコストのかかる改造を特定したが、PRA によると、これらの多くは安全性をある程度にしか改善しない一方、高額であることが示された。PRA は、よりコスト効率が良く、大幅にリスクを低減する対策を特定した。¹⁰⁹

2.3.9.6 Oak Ridge 高中性子束アイソトープ原子炉 (HFIR)

設計に PRA を使用することは、商業用原子力発電所を超えて拡大した。HFIR は、燃料板の形態のアルミニウム基質内に分散された二酸化ウラン燃料を使用する。これらの板は、およそ 0.050 インチの厚さで、0.050 イ

¹⁰⁶ Pickard Lowe and Garrick Incorporated, “Application and Comparison of the GO Methodology and Fault Tree Analysis,” Prepared for The Electric Power Research Institute, December 1981.

¹⁰⁷ レベル 1PRA は、炉心損傷を引き起こす事故の頻度を推定する。これは一般的に炉心損傷頻度 (CDF) と呼ばれる。レベル 1 の炉心損傷事故を起点とするレベル 2PRA は、原子力発電所から放射性核種が放出する事故の頻度を推定する。

¹⁰⁸ Pickard Lowe and Garrick Incorporated, “Survey of System Improvements for Application of Probabilistic Safety Assessments,” Prepared for IEA of Japan, Ltd, August 1997.

¹⁰⁹ M. Richner and S. Zimmermann, “Applications of Simplified and of Detailed PSA Models,” in *Probabilistic Safety Assessment and Management*, 1998.

ンチの冷却材チャネルを備えている。一次系は「液相の水」状態で運転され、当初の設計から 1 リットル当たり 1MW の出力密度を備えていた。高出力密度及びアルミニウム基質により、燃料健全性は圧力変化率に対して敏感になっている。

1980 年代後期、原子炉容器の脆化についての懸念が表面化した。過剰圧力から容器が保護されるよう設計が変更された。制御用空気系が喪失した場合に開弁（フェールオープン）する小さな 2 個の空気作動弁が取り付けられた。ただ、PRA によって、「フェールオープン」の措置は過剰圧力という観点で見た時にだけ、「安全な」故障モードであることがすぐに判明した。この弁が誤開放すると（これは制御空気の喪失により発生する）、プラントの安全を大きく損ねるようなプラント応答を生んでしまう。結局、当該弁なしでも原子炉容器の破損の可能性が低いことが PRA により確認され、制御空気喪失時に当該弁が「フェールクローズ（閉弁）」になるように設定された。¹¹⁰

HFIR PRA の別の興味深い要素は、2 機の移動式 AC 発電機をリスクモデルに組み込んだことである。常用及び非常用の AC 電源の喪失は、地震や暴風のような起因事象要因に対し主要なシナリオだった。2 機の移動式発電機のうちの 1 機を、（地震あるいは暴風の所定のシナリオにより）倒木の可能性がある道路を経由して移動する必要がある。このことは移送時間に影響を与えることになる。種々の現場状況下で、これらの発電機を移送、接続、及び運転することを評価する確率論的モデルが開発された。本評価は、過酷事故条件への対応として、米国の原子力発電所を支援するために遠隔地に保管されている FLEX 設備の評価を予兆するものとなった。

2.3.9.7 レガシー

PRA への基礎的な貢献の多くは、米国産業界からのものであるが、その一方で国際的な貢献によるところも多かった。博田忠邦博士が 1989 年に初めて包括的な地震 PRA を手掛けた時は、三菱重工業の安全部門の上級管理職であった。¹¹¹ この PRA に触れたことがおそらく博田博士（現在は独立コンサルタント）を触発し、複数号機の地震リスクに対応する、シミュレーション及び相関関係に基づく方法論とソフトウェアの開発につながった。¹¹² 2011 年の東日本大震災の後、彼の方法は拡張され、地震及び津波による事象を含むようになった。¹¹³

¹¹⁰ Pickard Lowe and Garrick Incorporated, “The High Flux Isotope Reactor Probabilistic Risk Assessment: Analysis of the Risk from Internal and External Events,” Prepared for Martin Marietta Energy Systems, Inc., August 1991.

¹¹¹ Pickard Lowe and Garrick Incorporated, “Seismic and Fire Risk Analysis, Typical Japanese 4-Loop PWR Plant,” Prepared for Mitsubishi Atomic Power Industries, Inc. (Tokyo, Japan, July 1988).

¹¹² Tadakuni Hakata, “Seismic PSA Method for Multiple Nuclear Power Plants in a Site,” *Reliability Engineering & System Safety* 92, no. 7 (2007): 883-894.

¹¹³ Tadakuni Hakata, D.H. Johnson, and W. Epstein, “Improvement of External Event (Tsunami Seismic) PSA Approach for Severe Accidents of Nuclear Power Plants” (American Nuclear Society, 2013).

RSS の後、人間信頼性解析も改善が必要であることが指摘された。産業界及び規制当局の両者により多くの努力が費やされたが、この課題は継続した取組が必要となっている。

永続的な産業界の貢献によるレガシーは、相当な程度になっている。現在では、データ不足による不確実さを定量化する改善された方法と共に、プラント及びサイト固有のデータを含む拡張されたデータベースが存在する。地震、火災、溢水、及び暴風に対する、より正確なリスクモデルが開発されてきた。損傷炉心の物理現象に対する改善された解析方法、及び事故時の工学的安全システムの役割についてもまた研究されてきた。RSS における放射性物質の放出結果における保守性の程度が確認された。また、フルスコープでサイト固有の（格納容器イベントツリー及び高度な拡散モデルといった）PRA の評価方法もまた産業界により開発されてきた。

第 2.4 節 1990 年代以降 – PRA の発展・発達

PRA は規模と精巧さの面で発展し続けた。受け入れられる手法になるための戦いから、組み込まれた手法になるように変遷した。これには、標準化とガイダンスなどの多くの活動が必要であった。特に、リスクを定量化する方法は、原子力発電所が特定の指標に照らしてどれほど安全であるべきかという質問を引き起こした。

より精巧な手法を可能にするように、計算能力も向上した。最終的に、PRA はさらに便利になり、受け入れられるようになった。

この節では、潜在的なリスクへの取り組みから安全性を確保するための有効な方法までの、PRA の継続的発展の概要を示す。

2.4.1 連邦規則 10 CFR 50.65 : メンテナンス規則 - 1991 年, 1999 年

1990 年代の初頭に、NRC の検査官とマネージャは、容認できないほど安全性が低下すると判断される事業者の行為を見つけた。これには、不十分な根本原因分析、設備のパフォーマンストレンド解析の欠如及び保全計画における RIDM の欠如を含む、保全プログラムに関しての多くの懸念が含まれていた。

NRC は、1991 年に原子力発電所で適切な保守管理を行うための規則を発行した¹¹⁴。事業者が PRA 能力をあまり有していなかった時である。この規則は、(2.3.8 項で議論したように)「バックフィット規則」を使用して確立された。この規則は、公衆の安全を正当なコストで大幅に向上すると判断された。

規則の最終版は 1999 年に発行され、そこではより定量的な方法が含まれた。¹¹⁵ NRC は次のように示している。

1994 年中頃の発電所訪問の時、NRC の何人かの上級管理者は、事業者が出力運転中の保全活動を計画しスケジュールを作成するときに、安全性を十分に評価すること無しに、出力運転中に実施する保守の量と頻度の両方を増加させつつあることに懸念を表明した。

この規則への最も重要な追加事項は a(4) 項であり、次のように記載されている。

保全活動(限定するものではないが、サーベランス、保全後試験並びに事後保全及び予防保全を含む)の実施前に、事業者は、当該の保全活動の結果として増

¹¹⁴ Nuclear Regulatory Commission (NRC), “Monitoring the Effectiveness of Maintenance at Nuclear Power Plants,” July 10, 1991.

¹¹⁵ Nuclear Regulatory Commission (NRC), “Monitoring the Effectiveness of Maintenance at Nuclear Power Plants,” July 19, 1999.

加するリスクを評価し、管理しなければならない。

この要件の意図は、事業者に、自ら行おうとする保全活動を評価させることにあった。この評価の中には、直接的及び偶発的な機器のアンアベイラビリティを考慮すること、事業者がしかるべき情報をふまえて保守時間を最短化すること、さらにプラント固有の PRA に含まれる信頼性パフォーマンス指標と整合する指標を確立することが含まれた。それは、発電所の重要な安全機能を生かしておくためのプラント系統構成管理にも役立つ。

原子力発電所の保全プログラムは、どうしても複雑なものになる。安全性と保全活動の負荷をバランスさせたプログラムを開発し、管理することは大きな課題であり、PRA 手法が注目を浴びるようになった。

メンテナンス規則の改正ごとにコメントを求めて配布されたが、産業界は追加的な規則改正が不必要であるとする考えを表明した。産業界は、規則改正の意図を達成する上では、既存の産業界のプログラムを改良するだけで十分であると述べた。NRC は、規制要求が必要であると考え、これに同意しなかった。その他のステークホルダーのコメントは、一般的に規則改正に賛成であった。

2.4.1.1 PRA の政策声明（1995 年）

1990 年代まで、PRA の信憑性は、NRC が 1995 年の PRA 政策声明を発行する程度であった。¹¹⁶ 政策声明は、そこに含まれるガイダンスの有用性を超えて、PRA が規制プロセスの永続的要素であることも意味した。声明の一部で次のように書いている。

最新技術及びデータによって裏付けられる範囲で、かつ、深層防護の考え方を補完する形で、PRA の利用は増進されなければならない。

現行の規制上の要求、規制上の指針、許可に基づく責任及び職員の慣行に関連した不必要な保守性が抑制されるよう、最新技術の限度内において実行可能である場合、PRA 及び関連する解析（たとえば、感度解析、不確実さ解析及び重要度測定など）を規制事項において使用しなければならない。

PRA は、10 CFR 50.109（バックフィット規則）に従って追加的規制要件の提案を支援するために、必要に応じて使用するべきである

規制要件の変更プロセスに PRA を含めるための適切な手順を開発し、それに従うべきである。PRA 政策声

政策声明

PRA 手法の価値に関する高いレベルな規制当局の声明の重要性はどれだけ誇張しても過ぎることはない。この政策の導入は、NRC の規制プロセスに重要な変更をもたらした。しかし、それでも、上級管理職による継続的な強化がないと不十分である。

¹¹⁶ 1993 年の技術仕様書に関する政策声明は、技術仕様書の範囲に加えるべき機器を特定する上でのリスク情報の重要性を認識したが、機器を除外するためにリスク情報を利用することには特に賛成しなかった。このより限定的な見方は、2 年後の規則変更の時点までに変化した。

明の意図するところは、現行の規制や規則は、それが改正されない限りは順守されるべきであるということだと理解される。

規制に対する決定論的アプローチでは、限られた数の安全を脅かす事象が検討され、これらの事象を軽減する方法が決定される。規制に対する確率論的アプローチでは、以下により、このような従来の決定論的アプローチの改善及び拡張が行われる。

- (1) 安全を脅かす広範な数の潜在的事象の検討が可能になる。
- (2) リスク重要度に基づき、これらの事象に優先順位を付けるための合理的手段が提供される。
- (3) これらの事象に対する防御のために、より広範な一連のリソースを検討することが可能になる。

これは、事業者がライセンス変更の目的で PRA を使用できることを意味している。その当時、産業界の PRA は、取り組み度合い、詳細度、現実性及びプラント固有のものかどうか、という点において非常に様々であった。PRA を使用したライセンス変更は、申請において PRA が技術的に妥当であるとの判断の下に提出する必要があった。この政策ガイダンスにより、産業界と NRC が共同してプラント固有の PRA の標準を作成することになった。

この政策声明は、規制のパフォーマンスを向上することに重点を置いた多くの NRC プログラムの 1 つの結果であった。これらのプログラム（の一部）は、ACRS や原子力産業界からのフィードバックに基づいて定められた。¹¹⁷ 事業者は、いくつかの NRC 規則では、安全上の便益がほとんどなく、過度な試験を要求し、さらに、安全上重要でない機器の品質保証さえ義務付けたと主張した。これらのすべては大変な費用を強いるものであった。¹¹⁸ さらに、PRA の使用の一貫性とその利用増加に対する NRC の抵抗について、懸念が高まった。

2.4.1.2 課題

1995 年まで、米国の全ての原子力発電所は基本的に 10 年から 20 年前の古い概念を用いて設計されていた。当時のプラクティスを導入したり、順守したりするため、相当なインフラが形成されていた。プラント固有の IPE 及び IPEEE は、シビアアクシデントに対する脆弱性を特定し、これらに対処するのに役立った（2.3.6 項）。新たな PRA の活用では、新たな脆

¹¹⁷ 関連する ACRS の書簡は、NUREG-1489 第 1 章の末部に見つけることができる。

¹¹⁸ これら及びこれと同様の懸念は、併せて、「不必要な規制負担」と名付けられ、安全の便益が実施費用に見合わないことを意味する。NRC の PRA 政策声明では、これが「不必要な保守性」と記載されている。

弱性を発見するか、または不必要な保守性を特定するという困難な目標が課題となった。この作業は、成功と失敗の繰り返しであった。

1995年以前のPRAの重点項目は、原子炉安全についての一般的な指標を提供し、指標としてCDFとLERFを使用してプラント固有の懸念を特定することであった。リスク指標の利用を“全ての規制事項”に拡大するという決定は、関連する研修と教育とともに新たな手法を必要とした。その後の多くの公開討議は、NRCの意図とその優先順位を伝えるのに役立った。

2.4.1.3 実施

NRCの政策声明は、規制の意図についての見解を与えたが、法的拘束力を持たなかった。政策声明の草案は1994年にパブリックコメントを求めするために配布された。寄せられたコメントは、PRAの使用を増やす提案に対して一般的に支持を表明するものであった。

NRCは既存のPRA関連活動を説明する「PRA実施計画」を作成した。これは具体的な実施活動の概要を説明し、新たな活動を管理するための仕組みとなった。

2.4.1.4 レガシー

PRA手法の価値に関するハイレベルな規制当局の政策声明は、依然として極めて重要である。この政策声明は、NRCの規制プロセスに重要な変化を与え、原子力産業界全体にわたってリスク関連の活動を促進した。本書の多くの部分で、原子力発電所の規制におけるいくつかの活動とこれに関連する改善点を議論している。しかしながら、政策声明の意図は、規制者と規制される側の両方からの継続的な強化と経営上の関与でのみ実施できることが、経験上分かっている。

2.4.2 PRAの範囲と品質

1995年までに、ほぼ全ての事業者はIPEを完了した。事業者は、発電所の運転、保守、または、設計にPRAが関わるように変更することを期待した。彼らはまた、PRAがリソースの配分の優先順位付けに関与することにも期待していた。

EPRIは、このような適用を念頭において「確率論的安全評価（PSA）適用ガイド」を発行した。これは、プラント固有のPRAの準備、適用、解釈及び維持を支援するためのものであった。¹¹⁹ NRCは1983年に、基礎的な技術的方法論の概要を記載したPRA手順ガイドを公開した。¹²⁰

RSS以来、PRAの詳細度、現実性及び保守性が議論されてきた。NUREG-1150の調査に続いて、PRAの品質（または技術的妥当性）を向上するための重要なイニシアチブが行われた（2.3.7項参照）。これは、コンセンサス委員会設立に関する、標準化機関（SDO）との議論へと進んだ。

多くの事業者は、IPEの完了後、PRAを更新・改良し続けた。NRCは、1999年から2000年の間に、NEI、原子炉蒸気供給系（NSSS）オーナーズグループ、事業者及び公衆と接触を持った。これらの会合では、プラント固有の、オーナーズグループ固有の、及び一般的な原子力リスクの問題を取り上げる、リスク関連情報の定期的及び自主的な交換を促進する方法を検討した。さまざまなステークホルダーは、下記のイニシアチブに関する協力を検討した。

- ・ PRAからの知見とリスク低減につながったプラント改良の進展についての年次報告
- ・ NRCのリスク情報を活用した評価のツールとプロセスが確実に最新情報を反映するようにすること
- ・ ROPまたは他のNRC審査で発生する技術的問題に対処するためのフォーラムを提供すること
- ・ シビアアクシデントの緩和策に関連する問題を解決するのに役立つ包括的なリスクの知見を特定すること

NRCはこれまで、ASME（米国機械学会）、米国原子力学会（ANS）及びその他のグループによる標準の開発を奨励し、これに参加してきた。標準化に向けたNRCの目標が実行され始めた。例えば、SECY-99-256（リスク情報を活用したPart 50の取り組みにおけるオプション2）で、「規則作成先行公示」は、SSC分類プロセスを支援するのに使用するPRAが、NRCによりエンドースされているようなASME/ANSのコンセンサスを得たPRA

¹¹⁹ D. True et al., “PSA Applications Guide. Final Report” (Electric Power Research Inst., Erin Engineering and Research, 1995), http://inis.iaea.org/Search/search.aspx?orig_q=RN:27015409.

¹²⁰ “NRC: PRA Procedures Guide: A Guide to the Performance of Probabilistic Risk Assessments for Nuclear Power Plants: (NUREG/CR-2300),” accessed November 28, 2016, <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/contract/cr2300/vol2/>.

PRA 標準

ASMEのPRA標準は、事業者、NRC、コントラクター、コンサルタント、及び学術機関を含むコンセンサス委員会を通じ、作成するのに3年以上を要した。

標準は、どのようにすべきかではなく、何をしなければいけないかを規定している。これは、3つの「性能カテゴリ」に基づいている。この性能カテゴリは、単純なものから包括的なものまで段階分けされており、範囲と詳細度、プラント固有かどうか、及び現実性に基づく、標準に含まれる全ての技術要件に適用される。

標準に適合するべきであると指摘している。これは、NRC の承認前の PRA 審査及び承認の要求を否定している。

ASME は、レベル 1 の PRA 標準を作成するために 1998 年に原子力リスク管理委員会 (CNRM) を設置した。ANS はこれと同時にリスク情報活用標準委員会 (RISC) を設置し、外部事象、レベル 2 及びレベル 3 の PRA についての標準を作成し始めた。BWR と PWR のオーナーズグループは独自の RISC を導入した。EPRI もリスク管理技術運営委員会を設置した。

事業者、NRC、コントラクター、コンサルタント、及び学術機関を含むコンセンサス委員会を通じ、作成するのに 3 年以上を要した。標準は、どのようにすべきかではなく、何をしなければいけないかを規定している。これは、3 つの「性能カテゴリ」に基づいている。この性能カテゴリは、単純なものから包括的なものまで段階分けされており、スコープと詳細度、プラント固有かどうか、及び現実性に基づく、標準に含まれる全ての技術要件に適用される。

ASME の原子力規格理事会 (BNCS) と ANS の規格理事会は、2004 年に、原子力 PRA 標準を調整して調和させるため、「原子力リスク管理調整委員会 (NRMCC)」を設置することに互いに合意した。ASME と ANS は、NRMCC が提案したイニシアチブである PRA 標準を整備して維持するための「原子力リスク管理合同委員会 (JCNRM)」を設置した。JCNRM は、米国規格協会 (ANSI) によって認定された手順の下に活動する。

ASME は 2002 年に、LWR についての初期の出力運転時内の事象レベル 1 と LERF の PRA 標準を発行した。2003 年と 2007 年には、ANS は、LWR の出力運転時外的事象 (ハザード) 及び内部火災の 2 つの PRA 標準を発行した。2008 年には、これら 3 つの標準が「ASME/ANS RA-S-2008」として纏められた。2013 年に改正され、現在は JCNRM によって維持されている。

121

全ての PRA は、常に最新の設備状態と運用手順に合致させる必要がある。標準は、モデルを更新するための要件、発電所の手順の変更、及び、PRA を更新するために構成管理をどのように使用するかの概要を与える。

産業界は、規制当局による PRA の技術審査の必要性を低減し、または排除するために、PRA の技術的妥当性を確立するための一貫した均一な方法を提供するピアレビュープロセスを整備した。¹²² 産業界のピアレビュープロセスは、時間の経過とともに、外的ハザードや内的事象のような特定のハザードグループのために構成されるピアレビューを含むように進

¹²¹ “ASME – STANDARDS – Standard for Level 1 / Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications,” accessed November 28, 2016, <https://www.asme.org/products/codes-standards/ras-2008-standard-level-1-large-early-release>.

¹²² Nuclear Energy Institute, NEI 00-02, “Probabilistic Risk Assessment Peer Review Process Guidance,” March 20, 2000.

展した。^{123, 124}

現在では、レベル1からレベル3、低出力・停止時と非LWRを対象とするPRA標準が開発されている。標準は、現在、新型炉を含めるように拡張されつつある。

規制ガイドRG 1.200「リスク情報を活用した活動のためのPRAの結果の技術的妥当性を判断する取り組み」は、レベル1とLERFのPRAをエンドースするためのNRCの仕組みである。¹²⁵ このガイドあるいは類似のガイドは、他のPRA標準のプロセスにも適用されると見られている。

2.4.2.1 課題

ステークホルダーに対して、過度に規範的にならずに、共同してPRAの標準化に取り組むことは、時には困難であった。標準の執筆者は、主に「すべき事」を記載していたが、時には、そこには「それをすべき方法」も含まれた。その後、標準から「方法」論を取り除くのに相当の労力が必要であった。標準の中に不必要な保守性を組み込もうとする動きが出ることもずっと悩みであり、特に、NUREG/CR-6850「原子力施設のための火災PRA手法」のガイダンスを使用する火災ベースのPRAについて、そうであった。現在審査されている地震標準も、保守性と明確な方法論に関して同様の悩みに遭遇している。

RG 1.200は、場合によっては、標準の必要性を否定している。混乱を起こす分野は、形式化された規制ガイダンスによって明確に取り上げなければならない。これは資源集約的なプロセスになる。

「チェックリスト・レビュー」なのか徹底的な監査なのか、に関して、懸念が出ている。この批判は、現行のピアレビュープロセスで、時折、認められない「継続的改善」を評価する際に出てくる。これにより、ピアレビュープロセスが、その当初の意図の代わりに、一連の適合性に関する主観的な監査になっているという意見が出てきた。

規制対応に要する時間は、ライセンス変更を支援する技術的基礎としてPRAを利用する多くのリスク情報活用規制のアプリケーションでの進行中の問題である。許認可修正要求(LAR)は、リスク情報活用適用のためにNRCからの「追加情報の要求(RAI)」を招く。RAIとその後の規制審査が多くの年月を要する事例がたくさんあった。

事業者は、迅速な審査プロセスを必要とする。規制者は徹底した技術的な審査を欲する。ビジネスの現実性と規制当局の精査の間でバランスを取り続ける必要がある。

¹²³ NEI 12-13, External Hazards PRA Peer Review Process Guidelines.

¹²⁴ NEI 05-04, Rev 3 Process for Performing Internal Events PRA Peer Reviews Using the ASME/ANS PRA Standard

¹²⁵ Nuclear Regulatory Commission (NRC), “An Approach for Determining the Technical Adequacy of PRA Results for Risk-Informed Activities,” 2009.

進化

リスク情報をよりよく反映するために NRC の規則を改正するという目標は、称賛すべきことであり、安全規則が関連するリスクを本当に反映するために必要不可欠である。実際には、すでに稼働中の発電所の規則変更を提案することは、これらの規則の複雑さ（と相互の関連性）と実施コストからして、完全な成功とは言えなかった。

2.4.2.2 ステークホルダーの反応

産業界は、一般的に RIDM に熱心であり、ピアレビュープロセスを通じて PRA の技術的妥当性を判断している。米国の全ての原子力発電所は、定量的な内的事象 PRA のモデルを保持しており、そのうち、およそ 4 分の 3 は火災 PRA モデルも保持している。方法論やモデルの多くが開発中ではあるが、このような PRA の普及はハイレベルな知見とそれに基づく安全性向上を促進した。

そうは言うものの、Southern 社が連邦規則 CFR 50.69「発電用原子炉の SSC のリスク情報を活用した分類と取り扱い」及び「リスク情報を活用した技術仕様書 (RITS) イニシアチブ 4B」を採択したような、いくつかの注目すべき例外にもかかわらず、リスク情報を活用したイニシアチブに対する産業界レベルでの支持は比較的低い。¹²⁶ しかしながら、最近の出来事はこれらの適用に対する関心を一新した。

2.4.2.3 レガシー

PRA の技術的妥当性は時とともに著しく向上した。初期の多くの RIDM アプリケーションは、運転停止期間の短縮と発電所の信頼性向上によって直ちに便益を生み出した。特定のイニシアチブ（例えば、連邦規則 10 CFR 50.69、リスク管理された技術仕様書及びリスク情報を活用した供用期間中検査）は、原子力安全と作業員の安全を向上する上で有益であった。

NRC のいくつかのエンジニアリング分野には、明らかにまだ課題が残っている。それにもかかわらず、NRC は、従来の決定論的規制の枠組みを強化する手段として PRA 手法やその他のリスクツールを支持した。NRC の政策は、決定論的及び確率論的のアプローチのどちらにも長所と短所があり、それらを統合した方法で使用することにより、原子力安全に対して最もよく貢献できると認識している。

2.4.3 新たな NRC の規則

NRC は、1995 年の PRA 政策声明に従い、リスク情報を活用できる可能性のある一連のアプリケーションを特定した。1980 年代の規則は、原子炉保護系の信頼性への懸念（PRA に基づく規則が有用と考えられた）の反動に基づいていたが、1990 年代の規則は改善の余地を積極的に模索した。これには、いくつかの基本的な規制規則の改善が含まれており、委員会が承認して 1998 年¹²⁷に開始されたプロセスによって改善され、このプロセスは今日まで続いている。

規則の変更は容易ではない。NRC の規制変更は、規範的であり、資源集約的であり、さらに、時間のかかるプロセスに従って行われる。¹²⁸ 実施

¹²⁶ Nuclear Energy Institute, “Letter to the NRC,” December 19, 2013.

¹²⁷ Annette Vietti-Cook, “SECY-98-300: Options for Risk-Informed Revisions to 10 CFR Part 50 - Domestic Licensing of Production and Utilization Facilities.,” June 8, 1998, <http://www.nrc.gov/docs/ML0037/ML003751348.pdf>.

¹²⁸ NRC のプロセスは特定の状況で規則策定プロセスを短縮する取り決めを含んでい

のタイムフレームは、年単位である。事業者はすでに、既存の規則を順守するために相当の労力を費やしてきた。その規則が変更されると、努力が無駄になる可能性がある。変更管理自体が資源集約的でもある。事業者とNRCの双方は、規則を変更するためにこれらのリソースを費やすことに、時には、消極的であった。

いくつかの規則は、曖昧な形で「絡み合っ」ていることがある。提案された規則改正の（概念的には簡単な）評価が、他の規則に及ぼす効果を調査し、緩和しようとすることによって悪化することがある。

2.4.3.1 実施

NRCは最初に「特別措置」要件に関する自発的かつ代替的な規則を作成した。その後、規則を詳細に調べ始め、追加規則や改正規則の必要性及び規則廃止の範囲を特定した。事業者にとって自主的かつ代替の、可能性のある規則が示された。

NRCは、よりリスク情報を活用した形の規則に置き換えることができそうな、いくつかの規則を特定した。これらの規則を以下で議論する。

2.4.3.2 連邦規則 10 CFR 50.46 : 非常用炉心冷却許容基準

NRCは2002年に、連邦規則 10 CFR 50.46 をよりリスク情報を活用した形に改善することを内部的に提案した。¹²⁹ 多くの面で、10 CFR 50.46 の要件は、現在の原子力発電所の設計と安全にとって重要である。これは、PRAの使用を拡大する目標にとって重要な意味があった。実施コストとその節約が相当大きなものになるとも考えられた。提案された改正は2003年に承認された。¹³⁰

NRCはその後、いくつかの規則改正案を作成し、公開の集会を開催し、その問題をACRSと議論した。およそ同じ頃、産業界はこの主題に対して大きな資源を投入した。改正された規則はまだ支持されていない。

2.4.3.3 連邦規則 10 CFR 50.48 : 火災防護

NRCは2000年に再び、連邦規則 10 CFR 50.48 をよりリスク情報を活用した形に改善するべきであると内部で提案した。¹³¹ この代替案は、NFPA

るが、これらの取り決めはほとんど使用されていない。

¹²⁹ William D. Travers, “SECY-02-0057 – Update To SECY-01-0133, ‘Fourth Status Report On Study Of Risk-Informed Changes To The Technical Requirements Of 10 CFR Part 50 (Option 3) And Recommendations On Risk-Informed Changes To 10 CFR 50.46 (ECCS Acceptance Criteria),’ ” March 29, 2002, <http://pbadupws.nrc.gov/docs/ML0206/ML020660607.pdf>.

¹³⁰ Annette Vietti-Cook, “Staff Requirements – SECY-02-0057 – Update To SECY-01-0133, ‘Fourth Status Report On Study Of Risk-Informed Changes To The Technical Requirements Of 10 CFR Part 50 (Option 3) And Recommendations On Risk-Informed Changes To 10 CFR 50.46 (ECCS Acceptance Criteria),’ ” March 31, 2003, <http://www.nrc.gov/docs/ML0309/ML030910476.pdf>.

¹³¹ William D. Travers, “Staff Requirements – SECY-00-0009 – Rulemaking Plan, Reactor Fire Protection Risk-Informed, Performance-Based Rulemaking (WITS

の発行した火災防護基準「軽水炉型発電所の火災防護のためのパフォーマンスベースの基準 (805)」に基づいている。承認と¹³²、コメントのための規則草案の公布の後、最終的な規則が公表された。¹³³ 米国のおよそ半数の原子力事業者は、代替規則を実施する意向を示した。

米国の多くの事業者は新しい規則を実施しつつあるが、そのプロセスは議論が起こりやすく、コストが掛かるものである。産業界からは懸念が示され、対処されつつある。これらの懸念は公式に以下のように示された。

134

NUREG CR-6850 に対して実施した火災 PRA、及び NFPA 805 の FAQ への NRC の回答は、運転経験と矛盾する結果を生み、実際の発電所の火災リスクを示していない。一例として、この手法は、低電圧キャビネットからの発火で重大な火災になる事象がこれまで 100 回以上観測されているはずであると予測しているが、そのような事象は米国の発電所の 3000 炉・年の運転経験の中で、現実にはごく少数しか起こっていない。これらとそのようなその他の仮定が組み合わされて、火災による炉心損傷頻度を過大に示す結果となる。

2.4.3.4 連邦規則 10 CFR 50.61：加圧熱衝撃 (PTS) 事象に対する防護のための破壊靱性要件

連邦規則 10 CFR 50.61 に含まれる加圧熱衝撃 (PTS) 要件は、2006 年に改正が推奨された。¹³⁵ 1985 年の元々の規則は、いくつかの分野で非常に保守的であり、原子炉容器寿命を制限する可能性のあるリスク解析方法を含んでいた。NRC と産業界はこの問題を調査し、規則改正を提案した。

NRC は、パブリックコメントのための規則草案の発表に続き、2010 年に規則の最終版を発行した。¹³⁶ (規制ガイドと補助的技術文書の形の)

Item 199900032),” February 24, 2000, <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/commission/srm/2000/2000-0009srm.pdf>.

¹³² Nuclear Energy Institute, “Letter to the NRC.”

¹³³ “Voluntary Fire Protection Requirements for Light Water Reactors; Adoption of NFPA 805 as a Risk-Informed, Performance-Based Alternative,” *Federal Register*, November 1, 2002, <https://www.federalregister.gov/documents/2002/11/01/02-27701/voluntary-fire-protection-requirements-for-light-water-reactors-adoption-of-nfpa-805-as-a>.

¹³⁴ William D. Travers, “SECY-00-0009 - Rulemaking Plan, Reactor Fire Protection Risk-Informed, Performance-Based Rulemaking (WITS Item 199900032),” January 13, 2000, 00-0009, <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/commission/secys/2000/secy2000-0009/2000-0009scy.pdf>.

¹³⁵ Luis A. Reyes, “SECY-06-0124 - Rulemaking Plan to Amend Fracture Toughness Requirements for Protection against Pressurized Thermal Shock Events (10 CFR 50.61),” May 26, 2006, <http://www.nrc.gov/docs/ML0605/ML060530624.pdf>.

¹³⁶ Nuclear Regulatory Commission (NRC), “10 CFR 50.61a Alternate Fracture Toughness Requirements for Protection against Pressurized Thermal Shock Events,” January 4, 2010, [federalregister.gov](http://www.federalregister.gov).

追加的な規制ガイダンスがそれ以後に作成された。今後どれほどの事業者がこの規則の実施を選択するかは現時点では明らかではない。

2.4.3.5 レガシー

提案された規則変更に対するステークホルダーの反応は、安全性の低下（公衆グループから）及び実施コスト（事業者やその他の産業界関係者から）についての懸念を反映していた。いくつかの規則は、事業者の負担を軽減するように一部変更された。その他の提案された規則変更は一般的に、実施コストに関する懸念と予想される便益の不確かさから、事業者の興味を引かなかった。

それにもかかわらず、リスク情報をより良く反映するための規則改正は、称賛すべきことであり、安全規則が関連するリスクを本当に反映するために必要不可欠である。実際には、すでに稼働中の発電所の規則変更を提案することは、これらの規則の複雑さ、相互の関連性と実施コストからして、完全な成功とは言えなかった。

2.4.4 技術仕様書における PRA

NRC により規制される技術仕様書、発電所の運転条件及び制限は、重要なプラント設備の利用可能性（アベイラビリティ）に重大な影響を及ぼしうる。その延長線上で考えると、これは安定して発電する能力に影響を与えうる。

1980 年代半ばまで、（発電所により異なるが）より多くの設備を技術仕様書の規則の範囲に含める傾向があった。¹³⁷ このため、非常に多くの様々な技術仕様書が見られるようになった。1987 年から 1995 年にかけて、原子力産業界と NRC は、技術仕様書の範囲内の設備を合理化するように努めた。この結果、「標準」技術仕様書、1993 年の政策声明¹³⁸、及び 1995 年の規則変更が続けて発表された。^{139, 140}

メンテナンス規則の施行により、リスク分析の将来性が明らかになった。原子力産業は、一般的に「リスク管理技術仕様書」（RMTS）と呼ばれる新たな方法を提案した。

2.4.5 規制ガイド 1.174 - 1997 年

1995 年の PRA 政策声明以降、NRC は、PRA を使用して許認可ベースの変

¹³⁷ Nuclear Regulatory Commission (NRC), “Rule 10 CFR50.36: Technical Specifications,” 2016.

¹³⁸ Nuclear Regulatory Commission (NRC), “Technical Specification Policy Statement,” 1993.

¹³⁹ Nuclear Regulatory Commission (NRC), “Final Rule - Technical Specifications,” July 19, 1995.

¹⁴⁰ 1993 年の技術仕様書に関する政策声明は、技術仕様書の範囲に加えるべき機器を特定する上でリスク情報の重要性を認識したが、機器を除外するためにリスク情報を利用することには特に賛成しなかった。このより限定的な見方は、2 年後の規則変更の時点までに変化した。

更を行うプロセスに重点を置いた。^{141, 142} これにより、規制ガイドの基本原則「規制ガイド (RG) 1. 174」が策定され、またその関連規制ガイドシリーズが定められた。¹⁴³ RG 1. 174 は、それ以来、当初意図した範囲をはるかに超えて、決定論的方法と確率論的方法の統合において使用されてきた。

2. 4. 5. 1 課題

一般的な政策を現実的な許認可ガイダンスに変換することは、元々決定論的であった許認可プロセスにとって重要な課題であった。NRC は、リスク情報の導入によってプロセスを一層負担のかかるものにするべきではないことは理解していた。

リスク情報を活用したアプローチでは、小さなリスク増加は容認された。これは相当大きな文化の変化であった。本質的には、特定のリスクの僅かな増加は、期待される全体の安全性に照らして容認できる可能性がある。

PRA の品質保証 (QA) の要件と基準は、まだ確立されていなかった。RG 1. 174 では、QA を取り上げたが、基準の整備はこれとは別に行われた (2. 4. 2 項参照)

2. 4. 5. 2 実施

RG 1. 174 のコンセプトは、一連のボランティアプラントにおいて試運用された。RG 1. 174 のより具体的な規制分野への適用は、追加の 4 つの規制ガイドの発行によって達成された。これらのガイドは、機械設備の供用期間中試験、品質保証、技術仕様書及び配管の供用期間中検査においてリスク情報の活用を目指すものである。これらのガイドについて以下で議論する。

個々の事業者も、STP の場合のように (第 3. 2 節のケーススタディで検討)、1 回限りの規則の特別免除を求めるために RG 1. 174 を使用したことは注目に値する。

¹⁴¹ L. Joseph Callan, “SECY-97-077: Draft Regulatory Guides, Standard Review Plans and NUREG Document in Support of Risk Informed Regulation for Power Reactors,” April 8, 1997, <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/commission/secys/1997/secy1997-077/1997-077scy.pdf>.

¹⁴² John C. Hoyle, “Staff Requirements – SECY-97-077 – Draft Regulatory Guides, Standard Review Plans And NUREG Document In Support Of Risk Informed Regulation For Power Reactors,” June 5, 1997, <http://www.nrc.gov/docs/ML0037/ML003752391.pdf>.

¹⁴³ United States Nuclear Regulatory Commission, “An Approach for Using Probabilistic Risk Assessment In Risk-Informed Decisions on Plant Specific Changes to The Licensing Basis,” Regulatory Guide 1.174, 1997.

2.4.5.3 原子炉冷却材配管のリスク情報を活用した供用期間中検査 (RI-ISI)

以前の ASME ガイダンスで取り上げられなかった劣化メカニズムが検査プログラムの中に取り入れられた。リスク上重要で、安全関連でない配管が、検査範囲に加えられた (第 3.16 節で議論する)。

2.4.5.4 リスク情報を活用した技術仕様書

一連のリスク情報を活用した技術仕様書のイニシアチブが特定された。これには、サーベイランス試験の実施漏れに対するリスク情報を活用した取り組み、利用不可能な設備が確認された際の発電所のモード変更、事業者が管理するサーベイランス試験頻度プログラム、及び、リスク情報を活用した完了時間プログラムが含まれた (第 3.17 節で議論する)。

2.4.5.5 リスク情報を活用した等級別品質保証 (RI-GQA)

RI-GQA は、リスク重要度に応じた機器の分類を可能にする (第 3.19 節で議論する)。PRA は、以前に安全関連として特定された多くの機器が、発電所の安全性とリスクに照らして特に重要ではないことを示した。このイニシアチブは後に、連邦規則 10 CFR 50.69「原子力発電所の構造、系統及び機器のリスク情報を活用した分類と取り扱い」となった。

2.4.5.6 リスク情報を活用した供用期間中試験 (RI-IST)

RI-IST は、本来の保守的であった試験要件に対するアプローチを再評価するために PRA を使用し、より現実的で安全性を重視した試験プログラムを提供する (第 3.20 節で議論する)。

2.4.5.7 レガシー

RG 1.174 の適用は事業者の自由意志である。多くの事業者は、従来の決定論的アプローチを熟知しており、その予測可能性から、それを引き続き使用している。これにより、特定のトピックでの実際の実施においては、成功したりしなかったりであった。それにもかかわらず、RG 1.174 の一般的なガイダンスは、当初の範囲をはるかに超えて、決定論的方法と PRA 手法とを統合するためのモデルとなっている。

2.4.6 検査の変更と原子炉監督プロセス (ROP) - 1999 年

ROP は、1990 年代後半に厳しいレビューを受けた。¹⁴⁴ PRA の利用を増やす意図を反映して、新たな ROP はさらにリスク情報活用の要素が関与した (3.18 節で議論)。新たな ROP は、発電所のパフォーマンスについて、より客観的で定量的な尺度を用いた。それは、発電所の安全運転に最も大

¹⁴⁴ William D. Travers, "SECY-99-007: Recommendations for Reactor Oversight Process Improvements," January 8, 1999, http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/commission/secys/1999/secy1999-007/1999-007scy_attach.pdf.

きな影響を与えるパフォーマンスの局面に、NRC と事業者のリソースを集中させた。また、検査の所見に対する規制当局の対応に関する明確なガイダンスも与えた。リスク情報の活用は、NRC の ROP が安全上重要な問題を特定し、その是正措置を講じるという基本的目的を達成することを可能にした。その結果、規制当局と事業者の両方が、原子力安全に最も貢献する機器と発電所の機能を意識するようになり、また、最も重要なこれらの事項に対してリソースを集中させることとなった。

リスク情報を活用した ROP は、第 3.18 節での詳細な議論で示すように、非常にうまく機能している。

2.4.7 米国における PRA

PRA の主なモチベーションは、多くの異常状態（通常の運転状態からの逸脱）にある発電所の挙動について統合的で現実的なモデルを提供することである。従来の安全へのアプローチは、「深層防護」の原則に基づいており、高度に定型化された少数の仮想的な DBA を採用していた。このアプローチは、安全性を確保する上では便利ではあったが、発電所のリスクについての統合的モデルや指標を与えることはできなかった。

QHO、CDF 及び LERF が、公衆と原子力コミュニティ（産業界と規制当局）の両方に対し、リスクレベルとその受容性を伝えるための重要な指標であることが証明された。プラントが複雑な規制要件を満足しているから安全だとする言い方は、不十分で混乱を与える原因となる。

解析の透明性、不確かさの定量化及びリスクの広範なコミュニケーションは、PRA と RIDM の主要な便益であり、それら全ては客観性を高める。PRA の統合的な特性は、リスクへの寄与の観点から、SSC の優先順位付けを可能にする。

PRA と RIDM の確立ではいくつかの課題に直面した。その主なものは、文化的なものであった。米国のほとんど全てのエンジニアは、大学で、PRA はもちろんのこと、確率や統計を学んでいない。彼らに、規制において、従来の「決定論的」アプローチの代わりに確率論的方法を採用するように求めることは、大きな文化的挑戦であったし、今もそうであり続けている。

2.4.7.1 成果

上記で示したリスク情報を活用したイニシアチブは、（ほとんどの場合）自発的であった。事業者は、当然のことながら、それらの採用前にコストと便益のバランスを考える。一般的な問題として、コストは、もっぱら、イニシアチブが導入される前に発生するが、便益はいつか将来時点で得られる - 不正確なタイムフレームと規模であることも多い - ということがある。

安全への便益は疑問の余地がなく、RI-ISI がその最もよい例である。以前に ASME のガイダンスで取り上げられなかった劣化メカニズムが、現在では、検査プログラムの一部となっており、発電所はより安全になっている。他の例として、脆弱性に対する安全性向上箇所を特定し、改造、補

強対策、あるいは、安全性を向上するその他のプロセス変更に繋げた PRA が挙げられる。

重要なことは、PRA はコストを削減しながら、安全性を向上させた。不必要な（コストの掛かる）規制上の負担が取り除かれると安全上の便益が生まれる。すなわち、リスク上重要な問題により多くのリソースが利用できるようになる。

1995 年の NRC の政策声明では次のように表明している。

PRA は現行の規制要求に関係する不必要な保守性を減らすために使用すべきである。

不必要な保守性は、安全性に寄与することなくコストを増大させる。NRC は、ROP を策定するとき、以前の検査、評価、及び対応措置プロセスが必ずしも最も重要な安全問題に重点を置いてるとは限らず、冗長な活動や結果から成り立っており、また、過度に主観的であり、不可解で予測不可能な活動を規定していることに気付いた。

その他のいくつかのリスク情報を活用したイニシアチブはうまく行かなかった。NRC と ASME は、事業者が RI-IST の実施で利用できるプログラムを開発したが、大きな注目を集めることはなかった。上記のように、課題の 1 つは、規制承認取得と実施の初期コストが、特に機器試験数が限定されることを考慮すると、認識された長期的便益を上回るものであった。

産業界が PRA の方法論とその活用を推進し続けると信じる理由がある。新しい原子炉技術の導入を考える事業者と設計者は、リスク指標を幅広く検討している。規制当局は「公衆の適切な防護」を評価するための指標（または、補助的指標）だけを考えるものであるため、産業界は経済性とパフォーマンスを評価する指標を検討しなければならない。プラントの利用可能性（アベイラビリティ）を高めるために、「発電リスク評価」を検討している者もいる。¹⁴⁵ PRA は、炉心損傷を伴わないのにコストが掛かっているシナリオを回避するためにも使用されている。これには、PWR におけるフィードアンドブリードや、BWR におけるホウ酸ナトリウムや消防用水の注入の操作成功を含む。そのようなシナリオでは、長い運転停止期間が残りのプラント寿命を縮める可能性がある。

¹⁴⁵ Pickard Lowe and Garrick Incorporated, “Quantitative Risk Assessment for Non-catastrophic Accidents at a Japanese Nuclear Power Plant,” Prepared for Mitsubishi Atomic Power Industries, Inc., May 1994.

初期の活用

STP は、1990 年代初めに PRA の活用已成功している。

その目的は、NRC による強制的な原子炉の運転停止とそれに続く診断評価に従い、再認証を要するシステムの詳細を調査することにあつた。その結果、当初予定されていた 5 年間の運転停止が、実際には 13 ヶ月に短縮されている。

第 3 章 米国におけるリスク情報活用事例

第 3.1 節 サウス テキサス プロジェクト (STP)
原子力発電所の診断評価

STP は 1 号機と 2 号機からなる。各号機は大型乾式格納容器をもつ、容量 125 万 kW の Westinghouse 社製 4 ループ PWR であり、それぞれ独自に 3 つの独立した冗長な安全系トレインを有する。運転開始はそれぞれ 1986 年と 1987 年である。

第三の安全系トレインを設けた根拠は基本的に、安全性要求が求める以上の予備系統を確保することにあつた。「真の」3 トレイン プラントでは無かつた。その理由は設計基準上の想定にあつた。これらの想定は単一故障基準、予備系統の設置想定、LOCA の想定位置に関連するものであり、(STP の安全注入系及び原子炉冷却系とを併せて考えると、) 結果的に同プラントは 3 トレインの「N+2」設計でなく、修正「N+1」設計であると考えられた。¹⁴⁶

STP の安全注入系の注入配管は、特定の RCS ループに特化したものであつた。つまり、個々のトレインの安全注入系から任意の RCS ループへの注入は不可能であつた。設計基準上の想定に基づけば、第一のトレインが予備系統として使用不能と想定され (単一故障基準)、第二のトレインが故障ループ (設計基準において LOCA が想定されるループ) に注入し、残る第三のトレインが RCS に注入できると想定されていた。

これら設計基準上の想定を見る限り、第三の安全系トレインのメリットが認識されておらず、「予備系統のコンセプト」は理解されるに至っていなかった。STP の技術仕様書は事実上、2 つの安全系トレインを有するプラントの仕様書と同一であるが、現在までに保全対象となる SSC の数は増加している。第三の安全系トレインには、実際 (設計基準における LOCA を上回る事故に対して) 安全上のメリットがあることが一般に認識されているにもかかわらず、こうした状況であつた。

STP では前向きに、第三の安全系トレインのメリットを確認しようとした。その確認手段として PRA を使用した。

3.1.1 PRA の初期の実施

PRA プログラムは、両号機がまだ建設中であつた 1984 年に開始された。当初の目的は、3 トレイン設計に関連する脆弱性やその他「特異性」を特定することにあつた。STP は、PRA グループを新たに設置し、このグループに PRA からの知見を理解し、維持し、活用する役割を持たせようと考えた。STP は、担当者がプラント固有の PRA モデルを所有し、それを活用する能力を持たせようとした。

¹⁴⁶ 「N+1」や「N+2」という用語は ECCS の安全系トレインの数に対応している。「N」は機能喪失するトレインであり (単一故障基準)、「1」は安全注入機能や他の ECCS 機能を受け持つトレインの数である。

STP が設置した PRA グループは、3 名のエンジニアと 1 名のスーパーバイザーから構成される小規模なものであった。その主な責務は以下のとおりであった。

1. 主要なコンサルタントと共同で STP の PRA を開発すること
2. PRA を更新・修正・維持するための十分な技術導入を実施すること

技術導入が完了した時点で、同グループの責務には特殊解析とライセンシングに関する問題へのサポートが追加されている。

予備的なスコーピングスタディとしての PRA の結果が NRC に提出されたのは 1985 年のことであった。このスコーピングスタディは、プラント固有の PRA を確立させるための計画の「第一段階」であった。両号機は建設工事中であったことから、温態機能試験や起動試験の開始前に設計を修正することを目的として、PRA の結果が早急に必要とされた。この PRA の結果からは電気系の補助建屋 (EAB) の換気空調系 (HVAC) と一次冷却材ポンプ (RCP) シール LOCA にかかわる不確かさが非常に大きいことが判明した。

HVAC のリスク上の重要性は、これまで想定されていない安全に関する知見であった。是正措置の 1 つとして、室内の冷房機能の喪失が電気機器及びデジタル機器にどのような影響を及ぼすかに関する運転員を対象とした研修が実施された。STP では、EAB の HVAC の機能低下または機能喪失に対する「非常時手順」を積極的に策定し、承認している。これには、ドアの開放や「強制排煙」と呼ばれるファン駆動のワンスルーの冷却モードの実施が含まれた。この非常時手順を PRA に反映した結果、CDF は低下した。その後、同手順は他事業者の PRA にも盛り込まれた。

PRA スタディの第二段階は、NRC によるレビューに先立ち 1986 年から 1989 年にかけてより包括的な形で実施された。NRC は SER を発行し、STP の PRA が規制目的に適したものであるとの見解を示している (この PRA による知見を基に許認可修正を行うことを含む)。

PRA のプラントウォークダウンの段階において、格納容器パージ系の隔離弁と化学体積制御系 (CVCS) の抽出弁にかかわる設計変更が特定された。これらの弁は電動弁 (MOV) として設置されているため、SBO やその他電源喪失の下では弁が作動しない。通常の格納容器のパージ操作または CVCS の抽出運転中に電源喪失が発生した場合、格納容器の隔離機能も機能しなくなる。これらの弁は、フェイル・クローズの空気作動弁 (AOV) に交換されることになった。

PRA ではまた、「リスクに対して良い効果を生む」知見も特定されている。CVCS 内に関しては、容積式ポンプ (PDP) により燃料取替後の RCS の水圧試験が簡易化されていた。CVCS の配管構成を変えれば、PDP を用いた RCP シール・インジェクションも可能であった。原子炉補機冷却 (GCW) 系による通常の RCP シール冷却機能では、SBO 事故の発生時に機能しなくなる。そこで重要となるのが、シールの劣化 (一般的な PWR の炉心損傷シナリオ) を防止するための代替となる、RCP シール・インジェクションで

あった。PDPであれば、(EDGではなく)技術支援センター(TSC)のディーゼル発電機から電力を供給できるため、代替のシール・インジェクションとして使用することが可能であった。このことは最終的に、プラント設計独自の安全機能の1つとして確認されている。

このような結果、STPでは、PRA活用のモチベーションがさらに高まった。その主要な関心の1つは技術仕様書にあった。STPのPRAに対するNRCの評価が実施されて以降、技術仕様書に関する議論が行われた。PRAからの知見に基づく技術仕様書の変更が提案された。このイニシアティブは、プラントの最新の設備状態と運用手順を反映させるものであり、これによって、PRAモデルの改善が相当進んだ。具体的には、プラントの系統構成管理や、発電所の作業を計画・実施するためのプロセスの分野においてPRAモデルの改善が進んだ。

3.1.2 運転上の問題への糸口

STPのPRAプログラムは、1990年代初めには早くも成熟レベルに達していた。NRCのGeneric Letter 88-20「重大事故への脆弱性に関する個別プラント評価(10 CFR 50.54(f))」に対し、STPは、新たな分析の実施ではなく、既存のPRAを活用して対処した。

当時、STPは運転開始からまだ間もなかった。組織的に見て、「プラント建設」から「運転」へとそのメンタリティーを移行できていない頃であった。この問題はすぐに顕在化することとなった。

安全関連機器に対する作業は、予定よりも大幅に遅れ始めた。予防保全の不足により、機器のサーバランス試験に不合格となっていた。このため、NRCは規制上の関心を高めた。

NRCは拡大検査を実施し、深刻と思われる好ましくないマネジメント、文化的課題を特定した。NRCは包括的な「診断評価」の実施をSTPに指示した。

NRCは1993年に確認措置レター(CAL)を発行した。事実上STPの運転を停止させ、原子炉の再稼働に向けて解決すべき項目を示した。CALにその概要が示された、解決を要する16の項目は以下のとおりであった。

1. タービン動補助給水ポンプに影響を及ぼすトリップ状況の見落としを是正すること。
2. 機器の運転可能性に影響を及ぼす問題に関する、報告及び是正プロセスを改善すること。
3. 開放対応措置要求(open-service requests)に関するバックログ、及び運転員による応急措置の回数を削減すること。
4. 保全のため作動を停止した機器が適切にその機能性を回復したことを確認するための、保全後試験プログラムを改善すること。
5. 大幅な設計変更及び一時的な変更に関するバックログを削減すること。

6. 運転部門に十分な人員を配置すること。
7. 消防隊リーダーに対する適切な訓練を開始すること。
8. 火災防護に使用するコンピューターの信頼性を向上させること。
9. プラントの諸問題の特定及び是正に関するマネジメントの有効性を改善すること。
10. 「意見提起 (Speakout)」(職員が原子力の安全性の懸念を提起できるプログラムの当時の名称) の効果を向上させること。
11. ディーゼル発電機の信頼性を向上させること。
12. 重要な冷却装置の信頼性を向上させること。
13. システム認証プログラムを開始すること。
14. 給水隔離弁バイパス弁の信頼性を向上させること。
15. 安全関連換気系のトルネード ダンパーの定期的な試験を開始すること。
16. 緊急時対応責任に関する訓練の成績を向上させること。

STP の推定によれば、当該の原子炉の運転停止は 5 年間続く予定であった。すべての安全関連システムと、大部分の非安全関連システムを対象に、系統健全性確認プロセスを実施する必要がある、系統認証プログラム (SCP) には多大なリソースを要した。設計基準要件の遵守、保全関連の未解決の問題の解決、並びに CAL に記載された項目への確実な対応を証明する認証が必要であり、最終的には、システムの再認証に向けた NRC の承認を要した。

SCP に従ってシステムを設計基準及び性能要件に準拠する状態まで回復させることにより、規制に関する未解決の問題に前向きな対応を行った。SCP は、エンジニアリング レビュー、エンジニアリング評価、システムウォークダウン、メンテナンスバックログのレビュー、長期にわたる機器関連問題に関するレビュー、修正評価 (恒久的及び暫定的) 及びパフォーマンス履歴に関するレビューから構成された。こうしたプロセスを通じて、CAL への対応に向け、解決策が必要となる活動が特定されることとなった。

SCP には、STP のエンジニアリング、運転及び保全の各部門による多大な支援が必要であった。各担当機関が多様なシステムに関する数百もの項目を請け負い、完了までこれら項目を監視することになった。NRC はプロセスの全体を通じて、SCP に関する規制監督を継続した。SCP の範囲内において各システムのパフォーマンス欠陥 (メンテナンス バックログの削減等)、規制に約束している未解決の問題及び設備改善状況が評価された。

PRA に基づくリスクの知見はこれらの改善項目の実施の優先順位付けに使用され、SCP の追跡システムに記録された。このシステムには、一意

の項目識別子、項目識別名、担当部署、完了予定日、実際の完了日が記載された。

特別なエンジニアリング報告書が作成されて NRC に提出された。ここでは、安全関連及び非安全関連を含めた、SCP の対象となるシステムを定義するために PRA でモデル化の対象とした SSC の範囲が利用された。さらにこの報告書では、重点的な取り組みが必要となる重要な設備についても特定されている（ディーゼル発電機や重要な冷却器等）。NRC は PRA の使用に関して前向きに対応し、報告書で特定されたシステムを承認するに至った。その結果、詳細なプロジェクトのスケジュール設定が可能となった。

3.1.3 課題

STP は、規制による運転停止の結果、大きな課題を抱えることになった。CAL に従い、STP の両号機は NRC の「監視リスト」の対象となった。再稼働の時期は不透明であった。

NRC は STP のパフォーマンスの劣化に驚きを示すとともに、迅速な行動を怠ったことから自らも批判にさらされることになった。NRC と STP の取締役会との会合の結果、経営陣の大半が交代するに至った。支配的な管理形態が、職員が抵抗なく問題を特定することのできない「冷やかな環境」を生む原因となったことが指摘されている。また、優先順位付けが欠如し、取り組みの重点が重要性の低い領域に置かれていたことも明らかとなっている。組織として、「建設のメンタリティー」から「運転のメンタリティー」への移行が行われていなかった。ビジョンと方針において求められる変化が具体化されておらず、その結果、総体的な非効率性が生じていた。

3.1.4 レガシー

NRC は 1994 年に、STP1 号機の再稼働を許可した。1995 年には 2 号機の再稼働も許可され、両号機とも「監視リスト」から除外された。5 年間の運転停止が予定されていたが、最終的に実際の運転停止期間は 13 ヶ月間に短縮されている。その主な理由は、PRA を活用して系統健全性確認プログラムの範囲を絞ったことにある。組織改革によって、以前生じていたような問題の再発防止が図られた。

STP の経営陣と上級管理職は PRA を、安全に関する意思決定と運転効率の改善に関する重要なツールであると考えている。「診断評価」の終わりは、STP によるリスク情報の活用への取り組みの始まりを意味していた。これをきっかけとして、リスクに基づく機器の重要度分類（特別措置要件の免除、後の規則 10 CFR 50.69）、RMTS、発電リスク評価（規制外）といった重要なリスク情報の活用が経営陣に提案され、承認を得ることとなった。

その後、STP はこうした取り組みに関するパイロットプラントとなった。パイロットプラントは、リスク情報活用のための PRA の開発とテストのために利用される。STP によるいくつかの取り組みは、NRC が推進するリ

スクインフォームド規制を推進するために、PRA 手法をどのように活用できるかの実証、すなわち、リスクインフォームド規制の概念実証の基礎となった。

早期の成功

2003年12月9日に、STPの2号機のディーゼル発電機で破局的な故障が発生し、重大な損傷を受けた。

修理に要する期間は当初120日と推定された。12月30日にSTPは修理のために113日間という一回限りのAOTの延長を認められた。

承認の一環で、STPは、延長したAOT全体におけるリスクレベルの変化(CDFとLERFの両方)を示す計画的リスクプロファイルを作成することになった。

実施されたリスク管理は成功であった。すなわち、STPの発電ユニットは電力を供給し続けたし、規制当局はDGの故障について新しい知見を得た。重要なことに、PRAの使用によってAOTを管理するための確実な手段が得られた。

第3.2節 STP - 非常用ディーゼル発電機(EDG)の故障

STPの13か月間にわたる原子炉停止(3.1節で議論した)の後、運転コストと発電の期待は、長期の燃料交換停止(およそ、45~55日)という課題を抱えていた。PRA手法は、使用不能機器のリスクの影響を適切に計算できるくらいに開発が進んでいた。これはオンラインメンテナンス(運転中保全)プログラムの開発を支援するプラントの系統構成リスク管理プログラム(CRMP)」の確立につながった。

系統構成リスクを評価し、その後、技術仕様書(T-spec)変更を提案するための受け入れ可能な方法を決定するため、作業活動が継続された。T-specの範囲については、問題とは見なされなかった。AOTとサーベランス試験要件が問題であると見なされた。これら2分野は、AOTの変更やサーベランス試験間隔の変更によるリスクの変化(Δ CDF)をどのようにして最もよく反映するかを調査の焦点となった。

PRAで得られた知見は、さまざまな保守戦略の開発につながったが、それらの戦略はこれらの制限的AOTによって制限された。STPは、EDGとECCSの機器(例えば、安全注入系と格納容器スプレイなど)のAOTをそれぞれ、3日から14日に、及び3日から7日に延長するために、リスク情報を活用した許認可修正要求において、そのPRAを使用した。

安全性と機器信頼性を向上するのに役立つ規制当局の承認が得られた。STPは、運転停止中の作業範囲を減らし、発電量を増やし、それでもなお、重要な機器が確実に利用できて高い信頼性を有するようになされた。運転停止中に実施することとされていた作業活動が、発電ユニットが出力状態の時に実施できるようになった。燃料交換停止はおよそ20~30日に短縮された。この成功によって、PRAの知見とリスク管理の方法が、安全性の向上だけでなく、発電所のリソースを最適化し、有効性を上げるために実際に使用できることへの道が開かれた。

3.2.1 停止時リスクマネジメント

2003年12月の通常の月例サーベランス試験時に、STPの2号機のEDGでは破局的な故障が発生し、重大な損傷を受けた。これにより、その発電ユニットには必要な3台のEDGのうち2台が残った。



図 3.2-1 : 損傷した非常用ディーゼル発電機

STP は、故障の調査と運転員の対応を評価するために、事象調査チーム (ERT) を招集した。損傷範囲が大きかったので、技術支援チーム (EST) によって ERT が補強された。両チームは根本原因調査に一体として当たるように合併された。この調査には、損傷部品についての膨大な冶金学試験、修理範囲の決定、及び交換部品の特定が含まれた。

修理に要する期間は当初 120 日と推定された。STP の EDGT-spec の記載はすでに 3 日から 14 日に延長されていたが、今回の場合は、修理期間がこの範囲を大幅に超えていた。STP は、2 号機が 14 日間の AOT 終了時において、さらにおよそ 106 日間、炉停止しなければならないという状況に直面した。これは偶然、短い冬のピークシーズンを含んだ。

事業者は、プラント固有の PRA モデルを使用して故障事象の重要性を評価した。推定修理期間にわたって EDG を利用できないこと (アンアベイラビリティ) による CDF と LERF の増加を決定するために、いくつかの計算が実施された。CDF と LERF の計算によって、産業界の標準的リスクしきい値を超えないことが確認された。¹⁴⁷

メンテナンス規則の要件の一部として、¹⁴⁸ EDG のアンアベイラビリティは、機器の保守によるアンアベイラビリティについての全累積年間リスク推定の中で考慮されるであろう。これは、RG 1.174 に含まれるリス

¹⁴⁷ Nuclear Energy Institute, “Industry Guideline for Monitoring the Effectiveness of Maintenance at Nuclear Power Plants (Revision 4A),” February 22, 2000.

¹⁴⁸ Nuclear Regulatory Commission (NRC), “Monitoring the Effectiveness of Maintenance at Nuclear Power Plants,” July 19, 1999.

ク重要度基準も超えないかどうかを判断するための EDG のアンアベイラビリティの継続的影響を確定した。

STP は、EDG の修理が終わるまで 2 号機の発電を継続することを許可する強制措置の裁量通知 (Notification of Enforcement Discretion : NOED) を NRC に要請した。NOED プロセスは、修理期間が AOT を超えそうな運転不能な機器を修理する場合に使用されることが多い。このプロセスは事業者、NRC の両者に重荷となり、NOED の要請回数を減らす努力につながっている。

プラント固有の PRA で得られるリスク情報を使用することは、NOED に関係する規則にも従う限り、AOT を延長するための技術的基礎を提供した。NRC 職員は、過去の NOED を承認するための技術的基礎としてリスクプロファイルを使用して来なかったが、これは、安全性とリスクを管理するためのリスクプロファイルの活用の道を開くこととなった。NRC は STP に対して、延長した AOT 全体におけるリスクレベルの変化を示す計画的リスクプロファイルを作成するように求めて、最終的に NOED を承認した。

使用不能機器を有する原子力発電所において、リスクレベルを管理するためにリスクプロファイルが使用されたのは、これが初めてであった。これは NRC のリスク情報を活用した取り組みと整合していたばかりでなく、リスク重要度に鑑みたしきい値を確立するための監視可能な方法でもあった。

STP は 113 日間という一回限りの AOT の延長を認められた。計画的リスクプロファイルは、2 号機の機器を供用から外す計画的及び計画外の作業活動を管理するための基礎として使用された。以上のほか、STP は、実際のリスクが計画したリスクと整合することを示す範囲内で、正確な時間と機器の故障発生を含む「実際の」(実時間の) リスクプロファイルを維持した。実際のリスクの重ね合わせ状態 (オーバーレイ) を図 3.2-2 に示す。

「計画された」リスクプロファイルと「実際の」リスクプロファイルの重ねあわせは重要な安全上の知見を与えた。それは、確率論的方法と結合したリスク管理措置によって、事業者がリスクと安全上の知見を使用できるようになることを示した。これらの知見は、保守活動の優先順位付け、リスク増大の緩和、及び、補償措置に対して焦点をあてることができた。

データソース：
 SDG 22 停止中の 2 号機の計画及び実際のリスク（ICCDP）の比較
 NDG 計画 = リスクへの NDG 効果を含んだ PRA 改正 4 版モデル
 (NDG 故障及び関係する運転員のデータを想定)
 改正 4 版 計画= リスクに対して NDG 効果なしを仮定した PRA 改正 4 版モデル
 実際 = 前週の労働時間及び PRA 改正 4 版の RAsCAL データ

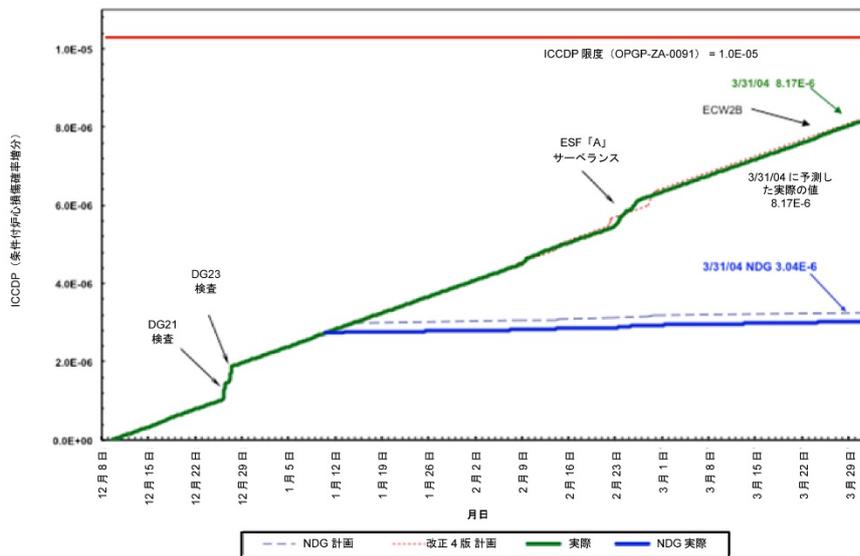


図 3.2-2 : サウステキサスプロジェクト原子力発電所 (STP) の
 リスクプロファイル—ディーゼル発電機 (DG)
 1993 年の #22 運転停止

リスクプロファイルには、EDG 運転停止の間にリスクレベルに影響する 2 号機のそれ以外の活動が含まれている。非安全関連 DG のリスク低減も含まれていた。実線はプロジェクトのスケジュールに基づくリスクを示し、点線は実際のリスクレベルを表している。リスクのしきい値は赤色で示している。CDF プロファイルは、LERF の代替にできると考えられたので、CDF プロファイルだけが作られた。LERF にとって重要ないかなる機器も、EDG の修理期間中に供用外にはしなかった。

3.2.2 課題

事故時には、EDG の設計は 20 年以上も古いものであった。

オリジナルの設計図面の多くは、元の機器製造者 (OEM) である Cooper-Bessemer 社からもはや入手できなかった。これは、いくつかの部品を他の Cooper-Bessemer 社製 DG の検査に基づいて製作しなければならないことを意味した。

NRC の主要な課題は、規制対応への情報提供における PRA の重要性和公衆の健康と安全に関連している。NRC は NOED の承認プロセスの間に STP とたびたび議論し、その議事には DG 故障原因を含んだ。損傷範囲が大きかったため、STP が正確な故障原因を知らないことが NRC にとっては明らかであった。

2号機は、深層防護を維持するため、非安全関連の臨時のDGを利用できるようにした。とはいえ、2号機はそのDGなしでもRG 1.174のリスク重要度基準を満足した。STPのリスク管理グループは、EDGの修理の間、リスク増大を制限するため、系統構成管理プログラム(CRMP)の範囲内のすべての機器の予防保全活動を延期することも決定した。

3.2.3 レガシー

故障の根本原因は、製造中に主連結ロッドに発生した微細なクラックであると判断された。冶金学的試験によって、主連結ロッドのクランクシャフトのベアリング穴の上部付近で高サイクル疲労(HCF)が発生したことが判った。HCFクラックは、関節式ロッドのピン穴部分で反対側に貫通するまで、リガメント(ligament: 隙間)を横切って上方に伝搬した。その後、クラックは、(クランク軸の長さ方向に)上方へ広がって、故障に至った。

修理は、最終的に113日間の一回限りのAOT延長期間内に完了し、その間、2号機は100%出力運転が継続された。明らかに、リスク管理の取り組みが大きな成功を収めた。EDG故障に関して新しい知見がNRCと産業界に広く得られた。しかしながら、重要な成果は、プラント固有のPRAとAOTを管理するためのリスクプロファイルを使用したことであり、その後、法律と規則の制定につながった。

3.2.4 エピローグ

PRAの情報は、発電所内の様々な組織にリスクについての知見と情報を与えるため、次第に使用されるようになった。これは、許認可、運転、作業の計画立案とスケジュール作成、運転停止時管理、緊急時対応組織、エンジニアリング及び保守を含んでいる。

STPのPRAグループは、積極的に探し求められていた新たなイニシアチブへ資金拠出を進めようとする発電所の改善イニシアチブプロセスにも参加した。これらは一般的に、PRAの維持と改良に関係しており、以下の項目を含む新しいリスク情報活用イニシアチブのためであった。

- ・ 検査戦略を改良し、検査の合計回数を減らし、要員の放射線被ばくを減らしたRI-ISI
- ・ 特別措置要件の免除、または、リスク重要度の低い機器を規制プログラムの範囲から外し、安全文化を向上させた「段階的品质保証」
- ・ 全社的リスク手法と発電リスク評価モデルを使用したリスク情報活用による資産管理評価。これは、以下をもたらした。
 - ・ energize-to-actuate 改造¹⁴⁹により、STPはNEIの「Top Industry Practice Award」を受けた。

¹⁴⁹ 「energize-to-actuate」は改造の範囲内でのバルブの作動設計をいう。

- ・ 原子炉容器上蓋の交換
- ・ RCP と循環水ポンプモータコイルの巻き直しを含む主要な保守上の決定

開発されたその他のリスク情報活用イニシアチブは以下の事項を含む。

- ・ 2007 年の RMTS 導入。これによって、STP は 2008 年の NEI の「Best-of-the-Best NEI Top Industry Practice Award」を受けた。
- ・ 緊急時格納容器サンプ性能に関する GSI-191 (Generic Safety Issue-191) のリスク情報を活用した解決

STP の PRA グループは、「高いパフォーマンス」を上げていると考えられた。このグループは、リスク情報を用いたアプリケーションの開発と展開段階のピーク時には 11 人に拡大した。PRA グループは、当時、PRA 構成管理と解析、適用対象業務の開発、及び導入の 3 つのセクションで構成された。PRA グループはその後（導入セクションが廃止された後）、およそ 7~8 名の技術者に減員された。重要なリスク情報を活用する適用対象業務のほとんどが、組織のプロセスで承認され、展開され、さらに取り入れられた。

停止時リスクマネジメント

能動的な停止時リスクマネジメントが停止時リスクの減少をもたらした。米国のプラント停止中の事象は、1980年代以来、着実に減少している。INPOへの事象報告を通じて、産業界の停止時リスクの経験と知見がさらに重要視されるようになった。

第 3.3 節 停止時リスクマネジメント

1980年代後半のいくつかの事象は原子炉停止状態で発生し、「停止時リスク」に注意が注がれた。これらの事象には、1987年のDiablo Canyon原子力発電所¹⁵⁰と1990年のVogtle原子力発電所¹⁵¹の停止時事象が含まれた。さまざまな停止時の系統構成や発電所運転状態のリスクの理解が欠如していたので、停止時の系統構成管理の改善必要性が明らかになった。産業界とNRCはともに、停止時リスクをより良く理解するための研究に着手した。事業者は、すでに義務付けられている以上の追加的安全対策が必要であるという強い認識によって、停止時安全を向上するように動機づけられた。

停止時のリスク管理プログラムを支援するため新しい手順が整備された。停止時リスク管理は、停止時リスクモデルに基づく深層防護ツールを使用した。停止時リスクモデルは、詳細な運転停止計画を評価することによって、発電所の系統構成と利用不可能な機器との望ましくない組み合わせを特定した。米国のすべての事業者は、計画的運転停止のスケジュールのレビューを必須とする詳細な停止時リスクプロセスを有している。実際のスケジュールは、高リスクの系統構成が新たに生じていないことを確認するため、毎日、レビューされる。リスクレベルは一般的に、今後想定される高リスク状態についての予測レポートとともに、深層防護リスクチャートに基づいて、毎日、報告される。

停止時系統構成のもとでの熱水力学解析に焦点をさらに絞ることによって、原子炉冷却系と使用済燃料プールについて「沸騰までの時間」の標準化されたプロット解析が得られた。これは、さまざまなプラント運転状態における防護された機器 (protected equipment) のリスト、高リスク状態進展中 (例えば、重量物の移動) の監視強化、及び、高リスクのプラント運転状態 (例えば、PWR ミッドループ運転) を定義するのに役立った。

3.3.1 課題

停止時リスクモニターを導入する際には、停止時系統構成の包括的管理の必要性が最も大きな課題となる。停止時リスクの管理には、プラント停止中の多くの作業活動の注意深い計画、追跡、管理、及び調整が必要である。系統構成管理においては、機器の突発的な不具合に伴うスケジュール変更、及び個々の停止中作業の完了時間のばらつきに対応することが必要である。

¹⁵⁰ “Loss of Residual Heat Removal System, Diablo Canyon, Unit 2, April 10, 1987 (Augmented Inspection Team Report April 15–21, 29 and 1 May 87). | National Technical Reports Library – NTIS.” accessed November 30, 2016, <https://ntrl.ntis.gov/NTRL/dashboard/searchResults/titleDetail/NUREG1269.xhtml>.

¹⁵¹ Nuclear Regulatory Commission (NRC), *Loss of Vital AC Power and the Residual Heat Removal System during Mid-Loop Operations at Vogtle Unit 1 on March 20, 1990* (Washington, D.C.: U.S. Nuclear Regulatory Commission, 1990).

3.3.2 レガシー

NRC は、米国の原子力産業全体で停止時リスク管理が実施されていれば、停止時系統構成の要件を備えた「停止時規則」を制定しなくて済むと考えた。¹⁵² 事業者は停止時リスク評価プログラムを改良し続けた。これは現在、原子力発電所での標準的な運転手順の一部となっている。

停止時安全機能（計装系、手順及び訓練を含む）の向上、詳細な運転停止手順、及び、能動的な停止時リスク管理は、プラント停止中の安全性の向上をもたらした。米国におけるプラント停止中のリスク事象の回数は、図 3.3-1 に示すように 1990 年から著しく減少した。

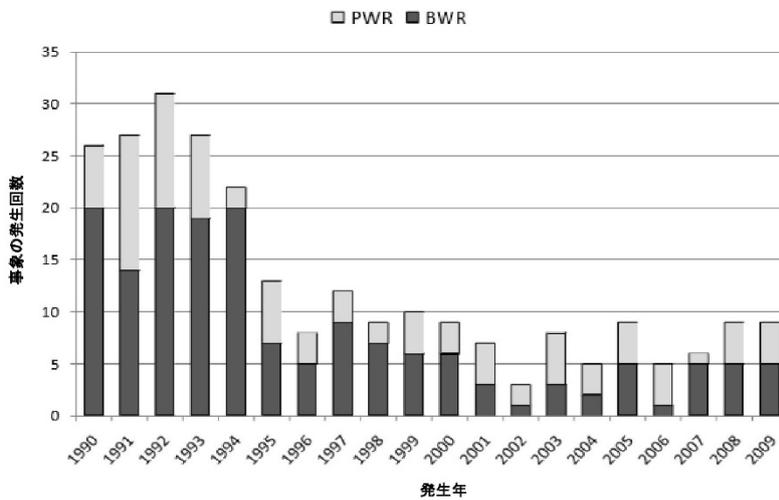


図 3.3-1：原子炉停止中の崩壊熱除去機能喪失事象の傾向
1990 年から 2009 年まで

¹⁵² L. Joseph Callan, “(For The Commissioners) SECY-97-168: Issuance for Public Comment of Proposed Rulemaking,” July 30, 1997.

停止時リスクマネジメント

安全性と経済性は時として、互いに排他的な目標と見なされがちである。安全性の向上は通常、コストが掛かるからである。しかしながら、運転停止計画と管理を実施することで、両方の目標を実現できることが証明された。

発電所の安全性向上、燃料交換期間の短縮、及び発電パフォーマンスの向上が同時に実現されてきた。

第 3.4 節 停止期間とリスクマネジメント

米国の原子力発電所の平均的設備利用率は、1970 年代から 1980 年代を通じておよそ 60%であった。燃料交換停止が長引くことが発電所の低い設備利用率に大きく寄与した。不十分な計画立案によって運転停止期間が大きく影響を受けるという認識が強くなり始めた。運転停止期間中に実施されるいくつかの作業活動（例えば、EDG の保守）が出力運転モード中にも実施できるということも認識された。

第 3.3 節に記載したように、1980 年代には停止時系統構成期間中にいくつかの事象が発生した。これは重大な停止時安全機能に関する運転停止中のリスクに注目させるのに役立った。それらはまた、運転停止に関する詳細計画の欠如が、高い運転停止中のリスクに寄与することを示した。

停止時リスクモデルを導入するには、それらが出力運転時 PRA モデルよりも幾分か簡単であるとはいえ、停止時系統構成についての注意深い追跡と管理（調整）が必要であった。運転停止中のすべてのプラント運転状態における安全機能の状態を評価することによって、停止時リスクの観点で停止中の作業スケジュールが評価された。当初、停止中の作業スケジュールの変更が多数確認されたが、停止時リスク評価が多く使用されるようになって、最終的には、停止中の作業スケジュールがより高い安全レベルを本質的に備えたものになっていった。

停止時の作業計画に対して詳細な注意が向けられることになったことで、個別の作業も円滑に計画されることになり、停止期間を短縮することにもつながった。一つの作業から他の作業への引き渡しがより良く管理された。クリティカルパスやこれに近いパスとなる活動は、運転停止中にスケジュールの変化に応じて注意深く管理できた。作業が計画通りに進捗することを確実にするために、不測の事態への対応プランも整備された。

停止時リスクモデルは、いくつかのプラント系統構成条件において機器の停止作業を禁止するが、停止中作業の計画の細部に注目することが、運転停止期間全体を短縮することに役立った。オンラインメンテナンス活動も、停止中の作業をより簡素化し、運転停止期間をさらに短縮することに寄与し、その結果、全体として設備利用率を上げることができた。

3.4.1 課題

詳細な運転停止計画には、より細かい単位での作業項目の追跡が必要であった。これは作業プロセスとスケジュール作成にいくつかの改良を必要としたが、具体的な停止中作業の進捗（例えば、原子炉容器上蓋の取り外し）によって制約を受けるスケジュールの改善につながった。停止時リスク評価のための新しい手順プロセスが、運転員、運転停止計画担当、PRA 担当、エンジニアリング担当、及び保守要員から構成される複数の専門分野のチームを有する発電所において導入された。これらのチームはその後、改善点や教訓を得るために停止期間終了後の反省会を行うであろう。

3.4.2 レガシー

安全性と経済性は時として、互いに排他的な目標と見なされがちである。安全性の向上は通常、コストが掛かるからである。運転停止計画と管理を実施することによって、両方の目標を実現できることが証明されている。発電所の安全性向上、燃料交換期間の短縮、及び発電パフォーマンスの向上が同時に実現されてきた。運転停止中のリスク（第 3.3 節で議論した）の改善は、発電所の設備利用率が著しく向上したのと同時に起こった。発電所の平均設備利用率は、2000 年までに、およそ 90%に上昇した。燃料交換のための平均運転停止期間はおよそ 60 日から 30 日に短縮された。

機器の優先順位付け

機器の保守の優先順位付けと対象決定はともに、費用を節約し、安全性を向上する。機器のリスク重要度分類プロセスは、これを実施するために米国で採用された方法である。機器に対して正確に優先順位を指定することにより保守は（安全性への効果において）一層効率的となる。発電にとって重要な機器を対象に設定することによって、かなりの費用節約効果も生み出す。

第 3.5 節 機器のリスク重要度と通知

原子力発電所の従来の機器の重要度は、安全関連機器についての規制当局の定義に基づいていた。「基本的な機器」は、原子炉冷却材圧力バウンダリーの健全性、原子炉安全停止能力、または、事故影響の防止と緩和を保証する SSC（または、その一部）である。¹⁵³

基本的な機器は QA 計画に従って設計され製造される。このプログラムは、安全関連 SSC が設計基準条件で意図された機能を確実に発揮できることを目的とする規制要件（特別な措置要件）と組み合わせられる。これらの特別な措置要件は、設備の認定、ASME セクション XI によるポンプとバルブの試験、その他の項目を含んでいる。

原子力発電所の機器は、このような規制上の負荷によって大きな追加費用を招く。産業界の経験によって、供給業者数が増加すれば、費用が大幅に節約され、信頼性が向上することが明らかにされている。機器は製造者による継続的な支援がなくなると時代遅れになりうる。このような状況で、非安全関連機器を安全関連目的として認定するのに商業専用プロセスが使用され、今も使用されている。

産業界は、PRA と決定論的な知見を融合させることによって、安全関連 SSC と非安全関連 SSC の原子力安全に関する重要度をさらに定義するために、リスク情報を積極的に活用し始めた。「リスク重要度分類」は、連邦規則 10 CFR 50.69 (3.19 節) を通じて規制に関連しているのみでなく、リスク重要度の高い設備を特定する上での実務的な適用性も有している。一般的に安全性と設備の信頼性を向上させるのに使用できる規制対象外の活動は数多くある。NRC はリスク重要度分類の概念を図 3.5-1 のように示した。

¹⁵³ “NRC: 10 CFR Part 21-Reporting of Defects and Noncompliance,” accessed November 30, 2016, <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/part021/>.

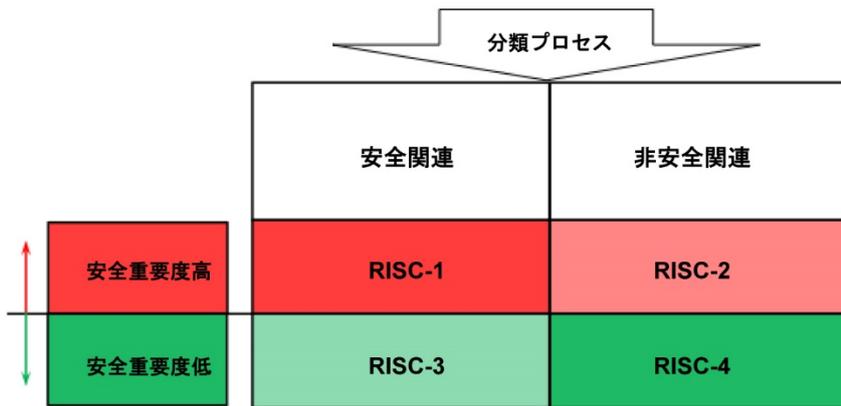


図 3.5-1 : NRC のリスク重要度分類

STP は、リスク重要度分類プロセスの開発を通じて、特別な措置要件から免除される道を拓いた。

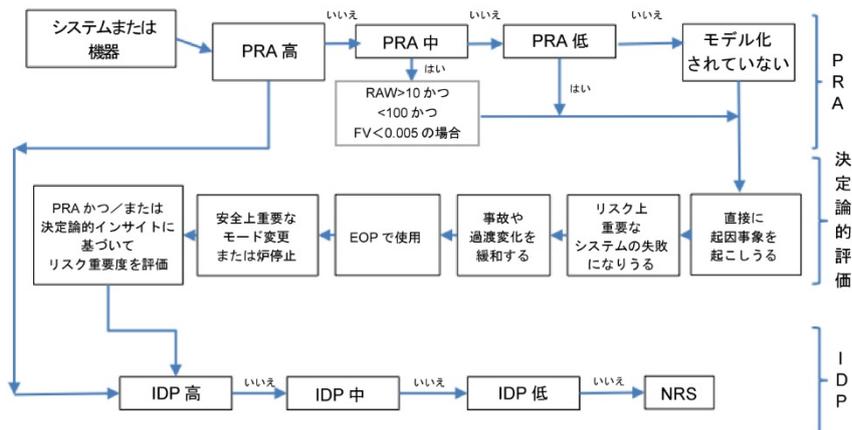


図 3.5-2 : STP のリスク重要度分類プロセス

このプロセスは PRA 情報、工学的情報、及び、運転経験を使用した。リスク重要度は、「統合意思決定パネル (IDP)」によって決定された。さらなる努力によって、図 3.5-3 に示した産業界のリスク重要度分類ガイダンス NEI 00-04 の開発がもたらされた¹⁵⁴。

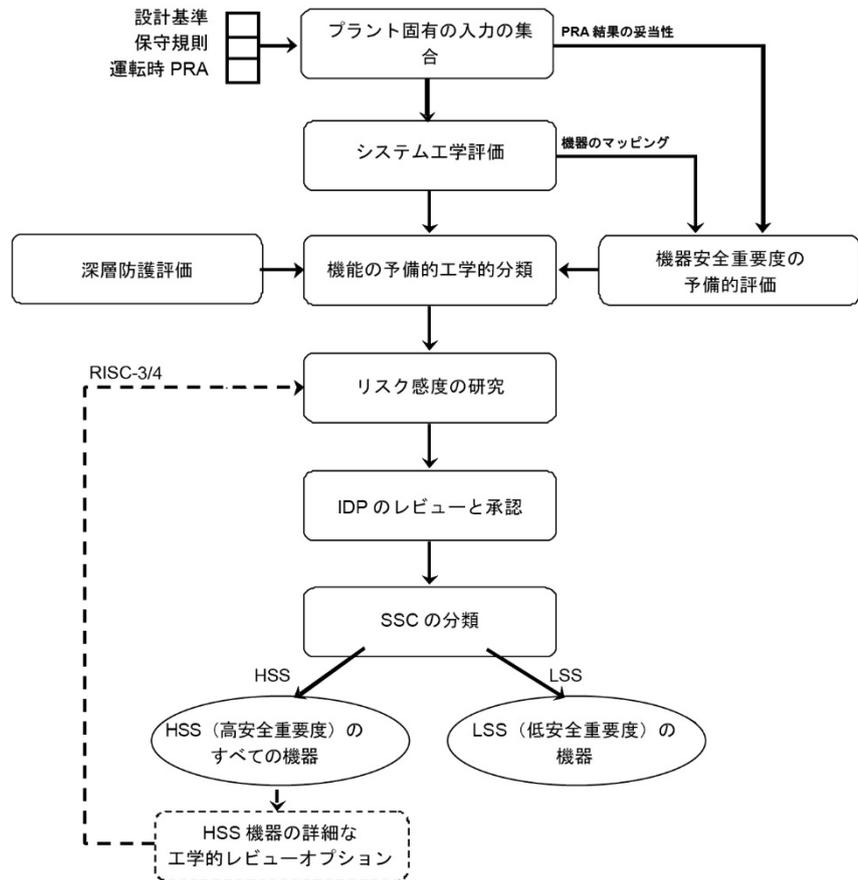


図 3.5-3 : NEI 00-04 のリスク情報を活用した分類プロセス

IDP は設備分類を集合して承認するために使用され、定期的なパフォーマンス評価が実施される。

3.5.1 課題

事業者は、かなりの初期投資が必要なため、リスク重要度分類を徐々に受け入れているのみである。分類それ自体は利益をもたらさない。分類を認識するために手順またはプログラムが変更されたとき、利益が実現される。プラントシステムの分類のために時間スケジュールを設定することも大きな課題である。

¹⁵⁴ Nuclear Energy Institute, “10 CFR 50.69: SSC Categorization Guideline,” NEI 00-04, July 2005.

3.5.2 レガシー

リスク重要度分類プロセスは、重要な設備、関係する故障モード及びアンベイラビリティの原因について多くの理解を深める結果をもたらす。設備の優先順位付けプロセスでは、多くのプログラム間で優先順位を決め、監査の範囲を定め、リスク管理措置その他を特定するために、機器のリスク重要度分類を使用することができる。STP の分類プロセスは、発電所の発電リスクを含むように拡張され、したがって、二つの分類プロセスを作るようになった。発電所プロセス（例えば、作業管理と計画立案）がリスク上重要な機器に影響を与える時間を特定するため発電所データベースが構築できるので、これらの知見は安全文化を支えるうえで重要であった。

システムやシステムグループがいったん分類されると、承認された手順で定義されるようなプログラムや手順は、機器のリスク重要度に基づいて変更されうる。これは、規制対象の業務と規制対象外の業務の両方に適用される。規制対象外での機器のリスク重要度の適用対象業務は、広範囲の問題での優先順位付けスキームを含む。これらは、機器のリスク重要度についての訓練、信頼性プログラム、運転上の重点エリア、非侵襲的（non-intrusive）な監視と検査（例えば、予知保全プログラム）を含む。

リスク重要度分類を導入している事業者は、さまざまな部署の関係者が利用できるように、発電所設備データベース内にこの情報を維持している。一般的に、事業者は異なった発電所システムのために実施される追加的な分類を求める。また、場合によっては、その分類概念を異なった目的で適用する。規制対象外の分類情報は、リスク上重要な機器の作業活動のプロセス変更を特定するためのリスク・コミュニケーションに、または、SSC とそれらの重要性についての一般的情報を提供するために使用することができる。

米国では産業界のイニシアチブとして、現在、10CFR50.69 の実施のために、産業界のガイダンス文書を更新して、LAR を提出する取り組みが行われていることは留意する必要がある。これらの取り組みは、原子力発電所をより安全に、より効率良くするための産業界のより大きなイニシアチブの一部であり、「原子力に関する公約の実現(Delivering the Nuclear Promise)」と呼ばれている。

最適評価解析の価値

PRAは最適評価による事故解析とその他の工学的解析を必要とする。

最適評価法による技術解析は、運転上の事故に対する発電所の応答について、保守的な設計基準解析よりも良い知見を提供する。手順書の執筆や運転員研修のような利用においては、システムの正しいパフォーマンスを理解することが決定的に重要である。

第3.6節 最適評価事故解析に基づく運転員訓練のインサイト

PRAの一般的な受け入れ以前には、運転員の技術的基盤は、発電所が異常な出来事にどのように応答するかを理解するための保守的な設計基準安全解析からの結果と知見に限られていた。従来の原子力発電所の安全解析は一般的に、多くの保守的方針、境界条件の仮定を導入して十分な設計余裕を実証することに焦点を置いていた。

保守的取り扱いは、(例えば、)熱交換器が余剰の能力を有していて劣化に耐えるように設計するといった場合に有用である。それらは、発電所がどのように応答して挙動するかを運転員が理解する上では有用ではない。保守的取り扱いのもとでは、許容される運転員の対応時間を決めるのに必要な、実際の事故シーケンスのタイミングを知ることができない。また、安全解析では、設計基準ルールを使用して、評価が必要なシーケンスの種類を限定する。繰り返しになるが、運転員は、多くの事故シナリオがある場合に、発電所がどのように応答するかを広く理解する必要がある。

PRAの知見は、手順の変更やシミュレータ訓練を通じ、運転員訓練に知識を付加した。より大きな影響は、「最適評価 (best-estimate) による発電所応答」の概念であった。PRAは、起こりうるすべての設備の故障の組み合わせによる事故シーケンスを展開するだけでなく、実際的なリスク評価を支援するための最適評価による事故シーケンス解析も必要とする。

米国のPRAグループは、さまざまなシビアアクシデントのシーケンスに対する発電所の応答を決定するために、日常的に、「Modular Accident Analysis Program : MAAP」のようなシビアアクシデントコードを使用している。この応答には、重要な運転員の対応のタイミングを含んでいる。

(例えば、)「設計基準の」大規模のLOCA(最も大きなRCSパイプの両端ギロチン破断)が起こったとする場合、再循環系への切り替え時間は、30分程度にまで短くなり得る。より現実的な(それでも頻度は低い)、ホットレグでの2インチ直径配管破断の小破断LOCAが起こった場合で、サンプル再循環への切り替え時間は、格納容器スプレイ作動の設定点に到達していない場合は、10時間以上になりうる。同じ小破断LOCAでも蒸気発生器への補助給水がない場合、サンプル再循環への切り替え時間は、およそ2.5時間である。このように、LOCAは、シナリオの特性に基づいて、劇的に異なった事故シーケンスの側面を示しうる。

3.6.1 課題

最適評価によるPRAの受け入れにおける最大の課題は、従来の安全解析が常に保守的であって、そのため、本質的に優れているという認識があることである。システム設計が目的の場合、これは一般的に正しい。しかしながら、運転員のとるべき対応に関しては、これは正しくない。すなわち、保守的モデルにより、事業者が、誤った事故の組み合わせに焦点を当てたり、適切な防止措置や緩和措置の特定に失敗したり、実際の発電所の応答と著しく異なったプラントの性能を期待したりしてしまう恐れがあ

る。

3.6.2 レガシー

実際の発電所事故シナリオの理解と、最適評価による発電所応答をモデル化するためのより良い解析コードの開発は、より優れた運転員訓練につながった。米国の PRA グループは通常、運転員訓練部門に対して、プラント固有の PRA で特定された重要な運転員の対応を提供する。運転員訓練プログラムは、運転員の対応のためのリスクベースの理解と最適評価解析に基づいたシミュレータ実習を含んでいる。

経験からの学習

PRA から得られる知見の使用は、リスク上重要な設備、活動、及び結果として生じる事象に対する安全性を向上するプラントの変更に目を向けさせることによって、運転経験レビューを重点化するのに役立つ。これは規制当局の関与しない、発電所の運転における PRA の有用な利用である。

規則の必要なしに事業者に好ましい挙動を動機づけることは、明らかに良いことであり、運転経験から学習することは、これを達成するための一つの方法である。

第 3.7 節 運転経験から得られた知見の利用

長期安定運転を実現する上で、故障から学ぶことは、(それ自体が) 実効的になるのにあまりにも時間がかかり過ぎる。産業界全体の運転経験は、設備がどのように故障するか、運転員がどのように失敗するか、及び、発電所がどのように異常状態に反応するかを理解する上で役に立ちうる。他の発電所の運転経験は異なった型式の発電所にとって無関係のように思われるが、事業者はすべての経験から学習することの重要性を認識している。これは、より重要な事象の前兆となりうる些細な事象を含んでいる。理想的に言えば、過去の失敗は繰り返されない。

事業者は、運転経験に関する膨大な報告を原子力発電運転協会 (INPO) に提供する。この情報は、事業者が高度の運転データ (例えば、故障の時間的傾向)、機能レベルの運転データ (例えば、EDG 故障事象)、または、詳細運転データ (例えば、具体的な設備のモデル) を入手できるように体系化される。

PRA は、機能的または技術要素レベルで利用可能な運転経験から知見を提供することができる。機器が間違っただけに置かれていることを含む特定の事象は、それが影響を与えるシステムによっては重要でないかもしれない。より重要なシステムに係る同様のエラーは、はるかにリスク重要度が高いことがある。そのような潜在的エラーを取り扱う PRA 手法は、運営的及びハードウェア的管理を特定することを含む。機器が間違っただけに置かれているという案件が見つかった場合、それが他の発電所で起こったものであったとしても、それに対する防御が適切に用意されているか、または強化することができるかを判断するための評価につなげることができる。このような対応を行うことは、組織の意識向上や、人的パフォーマンスのツールとその他の運営管理に一層重点を置こうとする活動につながる。

運転経験レビューは通常、大規模な保守の実施、プラントの改造、または、その他の高いリスクを伴う変更作業に先立って必要とされる。その意図は、特定の機器の種類、作業活動、または、プラントの系統構成に関係しうる経験を探ることである。

PRA は、事象や設備のリスク重要度の形での追加的情報 (例えば、重要な故障モード) を提供する。これは、産業界における通常の運転経験データソースで提供されないものである。そのような前兆解析は、実際に事象が起こったとした場合の条件付きリスクを評価することが出来る。

3.7.1 課題

主な課題は、さまざまな年代や設計の原子力発電所の間で運転経験を翻訳するという作業において生じる。リスクモデルは、起こった事象を、機能レベルで比較できる情報に翻訳するのに役立つ。

リスク評価 (例えば、運転経験レビュー) は、特定のリスクの高い変更のために実施される特別のタスクである。PRA 解析は、通常、事業者の運転経験レビューでは標準的な方法ではない。運転経験グループ内の要員

のためにリスクツールと自動化ツールを提供することは、重点化されたマネジメント活動の中でさらなる改善につながる。

3.7.2 レガシー

米国の事業者は、産業界全体の運転経験の学習の概念を取り入れている。彼らは、それぞれの発電所で運転経験を収集して、定期的に、一貫性のある基準に従い INPO に報告するシステムを有している。他の発電所から得られた重要な事象は、特定の発電所への適用性を調べるため、今や日常的に評価されている。この評価は、PRA の使用によって、それぞれの発電所において機能、システム及び機器のレベルで適用できるようになる。

個々の発電所の運転経験レポートの価値は小さいとしても、産業界全体にわたる累積効果はかなり大きかった。PRA とそこから得られる知見の使用は、リスク上重要な設備、作業、及び結果として生じる事象に対する安全性を向上するプラントの変更に目を向けさせることによって、運転経験レビューを重点化するのに役立つ。これは規制当局の関与しない、発電所の運転における PRA の有用な利用である。

経験による決定

発電所のリスクを理解することによって、原子力発電所の管理者が日常直面する多くの運転上の課題に知見を与えることができる。プラント固有の PRA から得られるリスク指標とその知見は、発電所の運転上の課題に関しての意思決定に重要な情報を与えうる。

事業者における PRA の利用は、その認識と訓練のレベルに依存する。そのことを知っている人は、最大の利益を得ることが出来るが、大事なのは、リスク情報の継続的な利用を恣憑（しょうよう）していくことである。これは、たとえ、確信している人々が最大の利益を受けようとしても、その利用について継続的に促進される必要があることを意味している。

第3.8節 運転上の意思決定におけるリスク情報と知見

管理者は、リソースの制約があって対応の優先順位付けが必要となるような場面に直面することがたびたびある。制約としては、要員、予算、時間または資金に関することがありうる。PRA の知見と運転経験の情報は、優先順位付けを必要とする重要な運転上の決定に情報を与えるのに役立つ。

運転上の課題は多くの形で現れうる。リスク情報（定量的及び定性的なものを含めて）は一般的に、工学的解析、パフォーマンスデータ及び運転経験などの意思決定に用いる情報源を補完する。

下記の2例では、仮想的であるが一般的な「ソフトウェア」面の手順のエラーと「ハードウェア」面の設備の故障について、対処するためのリスク情報と知見の利用について説明する。

3.8.1 緊急時運転手順書（EOP）の例

EOP のひとつに間違いが発見される。すなわち、手順書を改正したとき、下位の手順が不注意で未改正となる。この下位の手順は前のページの手順ステップの続きであった。これは昔からよくあるミスである。いったん発見されれば手直しすることは困難でないが、このような状態がどの程度広がっているのかという懸念を生む。EOP、事故時運転手順書（AOP）及びその他の運転保守の手順書にどれほど多くの間違いがあるのかという疑問が生じる。他の手順書で同様の間違いを発見するのに適した手段は何かという問いも生じる。表 3.8-1 には、リスクの簡単な定性的評価と考えられるリスク管理措置を示す。

このリスク評価は、そのような手順の間違いの頻度（可能性）、及び、間違いが存在する場合の事故緩和操作への影響の定性的評価である。リスク管理措置としては、評価したリスクに釣り合いをとるように提案されている。

頻度評価は、手順上、他に何のミスもなかったプラント固有の運転事象のレビューに基づいている。「頻度評価」結果は、AOP と「運転操作手順」については「非常に低い」であり、EOP については、もともとのエラーのため、「低い」であった。EOP の一般的重要性のため、そのようなエラーによる影響は比較的高いと判断された。

表 3.8-1：手順エラーに対処するためのリスク評価と管理措置

手順の種類	リスク評価		リスク管理措置
	頻度	影響	
緊急時運転手順 (EOP)	低	高	すべての EOP レビュー
事故時運転手順 (AOP)	非常に低	中	AOP サンプルのレビュー
運転操作手順	非常に低	低	レビュー不要

EOP は最大のリスクを有するので、リスク管理措置はそれらに重点が置かれた。実際のリスクはすべての手順において低いかもしれないが、間違いの相対的重要度は EOP の場合が最も高い。リスク管理措置は、オール・オア・ナッシングではない。AOP のサンプルレビューは、それらが比較的高いリスク重要度を有しているため、適切であると判断された。

3.8.1.1 4kV の遮断器の例

開放デマンドがあった時に開放されないという欠陥が 4 kV 遮断器に発見された。この遮断器は、供用されていた同型式で同寸法の安全関連と非安全関連の 12 個の遮断器のうちの 1 個である。他のどの遮断器もこの欠陥を示さなかったが、製造者はこの問題を解決できる保守用改良品を開発した。最初の質問は「作動性」に関してである。すなわち、他の遮断器の機能に合理的な信頼性があるのか、である。この遮断器について過去に問題がなかったという事実に基づけば、この質問は肯定的に答えられるであろう。すなわち、これらの遮断器はまだ作動可能である。しかしながら、これらの遮断器の長期的機能と、改善方策の優先順位付けについては疑問が残っている。

当該プラントの運転経験から得られるパフォーマンスベースの知見は、これが共通の欠陥ではないことを示したが、同様の遮断器を使用している他のプラントでの運転経験を調査すれば、経年変化や使用方法に関してさらに情報が得られるかもしれない。工学的解析によって故障の可能性が特定されれば、事業者は、優先順位を決めて改善のためのスケジュールを定めなければならない。

PRA は優先順位付けに対して、定量的支援を行うことができる。PRA のモデルに直接組み込まれた（または、PRA でモデル化された設備と関係する）遮断器は、Fussell-Vesely の重要度指標のような標準的リスク指標を使用して、リスク重要度でランク付けすることができる。他の遮断器も、PRA 内で、故障がプラントのリスクに同様の影響を与えるような関連する機器（代替機器のような）を有するかもしれない。そうであれば、他の遮断器は潜在リスクに基づき定性的にカテゴリ分けできるであろう。

この例では、正確な優先順位は特に重要ではない。すなわち、遮断器全体は 3~4 つのセットにグループ分けできる。遮断機の保守のスケジュール作成にあたっては、プラントの出力運転中に行う場合と停止時に行う

場合のトレードオフ（得失）の評価を行う必要がある。この作業を出力運転中に行うことについては、実務的な考慮があってもよい（部品の入手可能性が限られていて作業が何カ月にもわたって待たされるような場合など）。どちらの場合でも、機器のアンアベイラビリティによる影響は、系統構成リスク管理の一環で評価されることになる。

3.8.2 課題

入手できるリスク情報は、目の前にある問題と完全に関係付けられるものではないかもしれない。実際の機器の代替品や機器の故障モードを踏まえた代用品を特定する必要があるかもしれない。しかしながら、目的はより良い決定をなすことである。すなわち、リスクの知見を利用することは常に、意思決定をより良いものにする。不確実さのあるリスクの知見を使うという場合でも、これらの知見を全く利用しないよりましである。

3.8.3 レガシー

意思決定は決して簡単なプロセスではないが、リスク指標と知見を利用できることは、このプロセスに価値ある情報を与えることが多い。PRA 利用に関して事業者が認識を持ち、訓練を用意することは、事業者が PRA を利用するかどうかを決定する上で主要な因子である。運転上の意思決定プロセスには、原子力発電所の運転寿命中に発生しうる多くの問題や状態が含まれる。問題の広がりには複雑なものから簡単なものまでを含んでおり、PRA の知見をどれだけ利用できるかは、その問題が PRA のスコープに含まれる SSC やプロセスとどれだけ密接に関係しているかに依存して変化する。このように、問題によっては PRA 情報やリスクに関する知見に強く依存することが必要であるし、別の場合は、より少なく、または全く依存を必要としない。しかしながら、完全に PRA のスコープ外であっても（例えば、環境安全、作業安全など）、リスクの概念は利用価値がある。PRA グループを運転上の意思決定プロセスに参加させることは、リスク情報を活用した意思決定プロセスを確立する上で重要である。

第 3.9 節 非常用ディーゼル発電機 (EDG) の停止中保守から運転中保守への移行

EDG は、原子力発電所の中で、最もリスク重要度が高い機器の一つである。外部電源喪失及び SBO が CDF、LERF に寄与する割合は、EDG により大幅に緩和される。事業者は、EDG の保守をプラント運転中あるいは停止中のいずれに実施するかを決定する必要がある。そのためには、表 3.9-1 に示すプラス (+) 及びマイナス (-) 要因といったような、いくつかの競合する要因を慎重に検討する必要がある。

表 3.9-1 : 運転中と停止中に実施される EDG 保守の比較

プラント停止中に実施される EDG 保守	プラント運転中に実施される EDG 保守
(+) 一般的にプラント停止中よりもリスクがより高くなる運転中において EDG が利用可能である。	(-) リスクがより高いプラント運転中に、EDG が利用できない (ただし、そのリスクは十分に管理することができる)。
(-) リスクが運転中と同等であり得る、特定のプラント機能停止構成中 (たとえば、PWR のミッドループ運転中) において、EDG を利用できない可能性がある。	(+) EDG の保守を計画的に実施することで、その他の主要な保守活動を最小限に抑えることができる。柔軟性を持って計画できるので、天候その他の事象によって送電網に不具合が生じる場合の影響を最小化するのに役立つ。
(-) プラント停止中の一部の期間で EDG が利用できない。プラント停止中においてのみ実施できる試験及び保守活動により、プラント停止中の外部電源喪失の頻度は一般的に増加する。	(+) 開閉所やその他の主要電気設備の保守活動によって外部電源喪失頻度がより高くなる可能性があるプラント停止中でも、EDG を利用できる。
(-) プラントで最も忙しい保守期間中に EDG の保守が実施されるので、EDG 作業が外部契約業者により実施される可能性がある。	(+) 保守期間中の主要活動として EDG 保守が実施されるので、EDG 作業に完全に集中することができる。
(-) プラント停止中、事業者の経験豊富な保守要員が、EDG 保守には従事せず、EDG 以外の保守活動の監督を任される可能性がある。	(+) EDG について長期間蓄積された知識を持った、プラント保守の第一人者により、EDG 保守が実施される。

これらの要因を両者比較して評価する場合、運転中に EDG 保守を実施することで、事業者がリスクに重点を置くことができ、より良いリスクマネジメントが可能となり、安全面及びコスト面の両方から多くの利点が得られる。このことは、数多くの米国原子力発電所において一般的な慣行となっており、場合によってはその他の設備に対しても拡張されてきた。より厳しい EDG の AOT がある発電所は、運転中保守を適用するために、NRC に対してより長い AOT を申請した。NRC は、運転中保守のリスクレベルは容認できるレベルに維持されている一方で、停止中のリスクが改善されたことに同意した。

運転中保守

非常用ディーゼル発電機の保守、及びその他の安全上重要なシステムの保守を最適化するためには、プラントのすべてのモードにおいてリスクを検討する必要がある。この最適化評価により、多くの事業者が、プラント運転中に保守を実施することを決定した。

運転中に保守を実施するため、米国の事業者は NRC に対して待機除外時間の延長を申請する必要がある。規制当局からの積極的な支援も得ながら、保守を計画するためのより良い方法に目を向けることで、事業者は相当な商業上及び安全上の便益を得ることができる。

3.9.1 課題

大部分の事業者及び規制当局の管理者及び技術者は、従来は「プラント停止状態が安全」という固定観念を持っていた。運転中及び停止中のリスクの得失評価という概念は、非論理的であっただろう。しかし、燃料交換停止中に発生した多くの事象が、この伝統的な固定観念が誤りであったことを示した。

(PWR のミッドループ運転中のような) いくつかのプラント運転状態のリスクレベルは、短時間だけ著しく高まる可能性があることが認識されていた。このことは、停止中の安全性に焦点を当てる理由となり、停止中のリスク評価により、制約条件を特定することができた。停止時モードに対する詳細リスク評価により、停止中のリスクが運転中のリスクに相当しうる場合のプラント系統構成を特定することができる。その後、停止時 PRA モデルを出力運転時 PRA と同じ詳細レベルまで改善することにより、両者を効果的に比較することができる。

3.9.2 レガシー

停止時リスクが良く理解され、それ以降は事業者の管理者及び技術者は、プラントのリスク及び EDG の信頼性に影響するより広い範囲の課題を検討することが可能となった。これにより、安全文化及び安全を意識した作業環境といったその他の組織上の課題に対する認識が改善された。事業者は、EDG 以外の設備の保守を「運転中」に実施することについても評価している。いくつかの事業者は、2015 年に発行された低出力/停止時 PRA 標準に従い、停止時 PRA を改善してきた。¹⁵⁵

¹⁵⁵ “ANS/ASME-58.22-2014, Requirements for Low Power and Shutdown Probabilistic Risk Assessment -- ANS / Store / Standards,” accessed December 1, 2016, <http://www.ans.org/store/item-240304-E/>.

第 3.10 節 使用済燃料プール（SFP）PRA からの知見

停止時 PRA からの知見により、使用済燃料プール（SFP）PRA から同様の知見を行うことができるということが示された。これは、福島第一原子力発電所事故によりその重要性（及び理解不足）がより強く認識されるようになったためである。SFP の安全機能は一般的に、安全注入系及び蒸気発生器への補助給水系等が備えるのと同じレベルの冗長性を備えていない。多くのプラントにおいて SFP の水位を遠隔監視してはいなかったように、停止時リスクへの重要なインプットである主要なパラメータを監視することは、改善の余地がある領域であると認識された。

ある米国 PWR における SFP の PRA では、SFP 内には大量のプール水が存在し、また給水を提供する多くの単純な方法があることによって、関連するリスクを最小化することが示された。¹⁵⁶ しかしながら、PRA を詳細に分析すると、非常に高い条件付きリスクを伴う 2 つの新たな系統構成が特定された。

一つ目は、通常の燃料交換停止中に、全ての使用済燃料が SFP に保管される際の系統構成である。この場合、SFP に最大の熱負荷が生じる。この間は、非常に重要な AC 高電圧母線の一つを含め、主要な安全系統は通常は保守のために待機除外となるため、これが最大の SFP リスクが生じる系統構成の一つとなる。運転中の SFP 冷却系統及びそのサポート系は保護されなければならない。この保護は、作業を制限したり禁止するというリスクマネジメント補償活動を通じて行われる。

二つ目は、燃料取扱い装置の保守のため、SFP 水の一部が水抜きされる際の系統構成である。プールの水位は、燃料移送ゲート及びその空気供給シールにより保護されている。このゲートが故障すると、使用済燃料集合体上の大部分の水が排水される可能性があり、SFP 冷却材喪失及び高放射線レベルの原因となる。系統構成時間は短時間であるが、それ以外は低リスクである SFP において、顕著なリスク増加（リスクピーク）を示す。

3.10.1 課題

SFP の PRA にとって最も重要な課題は、リスクが出力運転中に発生するものではなく、設計及び設備構成により管理されないということである。リスクは、低頻度であるがリスク上重要な SFP の系統構成により増減するのであって、SFP 冷却システムが利用できるかどうかによるものではない。

3.10.2 レガシー

リスク及び簡単な緩和対策が理解され、それ以降は SFP のリスクに関連するリスクマネジメントプログラムを改善する必要があることに事業

燃料とリスク

運転時及び停止時の PRA に明らかに注力しながら、使用済燃料に対する PRA が実行されるまで時間が掛かった。実行された際には、数件の警告リスクが特定された。

使用済燃料 PRA の結果により、リスクを著しく低減できるような簡単な改善措置及び緩和策が特定され、それにより産業界がより安全になった。最近生じた事象から、思慮深く賢明な方法によって使用済燃料のリスクを取り扱うことの重要性が強調されることとなった。

¹⁵⁶ その他のリスクと同様、SFP リスクは発電所ごとに異なる可能性がある。本例は、詳細なリスク評価により得られる可能性がある知見を例示するために提供されている。特定の知見が、すべての SFP に適用できるわけではない。

者は同意している。

第 3.11 節 原子炉トリップ頻度

米国原子力発電所においては、1980 年代及び 1990 年代に、各運転サイクルにおいて複数回の電力計画外のプラント停止を日常的に経験していた。このことは、発電電力の喪失及びプラント過渡事象の両方の観点からコストが発生し、システムの繰り返し損耗の原因となった。INPO はまた、安全に関連する運転中の事象が増加していることを報告した。

表 3.11-1 に示されているように、平均原子炉トリップ頻度は 3/炉・年を超えていたのが 1/炉・年未満に減少した。

表 3.11-1：米国原子力発電所トリップ頻度

年	PWR 原子炉トリップ頻度 (炉・年当たり)	BWR 原子炉トリップ頻度 (炉・年当たり)
1988	3.4	3.1
1992	2.2	2.0
2002	0.6	0.8
2012	0.4	0.6

プラント固有の PRA を適用すること、及び起因事象は事故シーケンスを表す要素の一つという認識を持つことで、このプラント停止リスク減少の一部が達成された。プラント固有の PRA により、起因事象及び重要な事故シーケンスだけでなく、プラントトリップ及び事故緩和に関連する重要な機器も特定された。PRA の範囲内で重要機器を特定することにより、事業者はこれらの機器の信頼性を改善する作業に着手することとなった。

根本原因調査により、再発レベルを減少させるための改良が導き出された。PRA 範囲内の設備の信頼性は、著しく改善された。

起因事象の発生頻度を低下させることは、原子力の安全性を改善する有効な手段である。それはまた、発電所設備利用率の改善、及び熱や圧力の過渡による一次系及び二次系設備の繰り返し損耗の減少、の両方の観点から、発電所の経済性に直接の影響を与えるものである。

3.11.1 課題

プラントトリップを減少させるためには、複数の原因を理解することが必要であり、それによりプラントの運転及び設備の変更に情報を提供することができる。

このトリップを減少させる取組に対して、数年にわたり集中的な努力が必要だった。プラントトリップの原因には、二次系及び一次系の両方の課題、ハードウェア及び計装システムの故障、ヒューマンエラー、及び定期検査のための起動あるいは停止が含まれていた。

これらの原因はすべて「細部に対する注意に欠けていた」ということだが、一方で実際の改善アクションは、そのエラーの詳細な検討により様々であった。

原子炉トリップ

原子炉トリップ頻度の削減により、リスクが低減され（すなわち、安全性が改善され）、発電所の経済性が高まる。

プラント固有の PRA は、原子炉トリップを防止し、あるいはリスク上重要な事象を緩和する重要設備を特定するのに有用である。

3.11.2 レガシー

プラントの経済性及び安全性の両方が改善された。トリップ減少の取組は、事業者により積極的に採用され、NRC もそれを促した。これはプラント固有の PRA へ追加投資される結果にも繋がり、重要設備、特に従来の解析及び手順において注力される傾向が弱かったサポート系を特定することができた。事業者は、プラントのパフォーマンスを改善する上でどの設備が重要であるかを特定すること、主要機器の故障を減少させること、そして規制上の裕度を改善するためのツールとして PRA を認識し始めた。

第 3.12 節 発電リスク評価

原子力発電所の構成要素は、安全関連と非安全関連の SSC に区分される。安全関連 SSC には規制要件があり、これにより機器が適切に機能するよう組織的な対応が実施されることを保証するための組織的行動を規制要件としている。運転仕様書、技術仕様書 (T-Spec)、及び (「規制措置」と言われる) その他の規制要件に基づき、SSC 設計要件、機能要件、最低許容構成、AOT、及び試験要件が設定される。

非安全関連 SSC は、規制要件の対象ではない。事業者は、運転の優先順序に基づき SSC の重要性を設定する。このことは、非安全関連 SSC がどの程度利用できなくても問題ないか、についての手引きがないことを意味する。そこで発電リスク評価 (GRA) により、技術的根拠に基づいた優先順位付けの方法を得ることが出来る。また、リスク情報を活用した T-Spec の AOT 運用方法を規定するのと同様に、GRA はバランス・オブ・プラント (BOP) の AOT 運用方法を規定するためにも使用することができる。

ある原子力発電所では、PRA 手法を利用した GRA を開発し、設備性能及び構成に基づいて、プラントトリップ事象あるいは出力低下事象の確率を想定した。また、事後保全及び予防保全が GRA に組み込まれ、考慮された。

BOP 設備故障の重要性は、全出力あるいは低出力状態を維持するために SSC が備える重要性に左右される。GRA モデルは、設備に関する事象、あるいは「もし何かをしたらどうなるか?」という質問の回答に関連する運転上の意思決定を支援するために使われる。例えば、もし主給水ポンプがトリップあるいは機能喪失したら、GRA は、プラントがトリップする・トリップしない・出力を低下させるというシナリオについて、それぞれ条件付き確率を計算することになる。

GRA の情報は、発電所のリスク監視プログラム、及び関連手順に組み込まれた。したがって、系統構成リスクは、CDF 及び BOP リスクの両方に対して、制御室において監視、評価されることとなった。CDF 及び BOP リスクの特性を、図 3.12-1 に示す。BOP のプロファイルは二つ存在しており、一つは条件付き停止確率増分 (ICTP)、もう一つは週間累積条件付き停止確率 (CCTP) である。ICTP は公称 (あるいは平均) 停止頻度という用語で表現される。実際のリスク増加は、基準となるゼロメンテナンスリスクに対して評価される。ゼロメンテナンスリスクは、全ての SSC が利用可能であると想定しているものである。

発電リスク評価

PRA 手法は、重要な運転上の課題について回答するために使用可能である。発電リスク評価 (GRA) は、プラントトリップあるいは出力低下事象が、設備性能及び BOP の系統構成にどの程度基づいているか、を知ることが出来る。

このことは、発電所管理者が、いかに利益を得るかを意思決定するのに役立つ。

X号機のリスクプロファイル

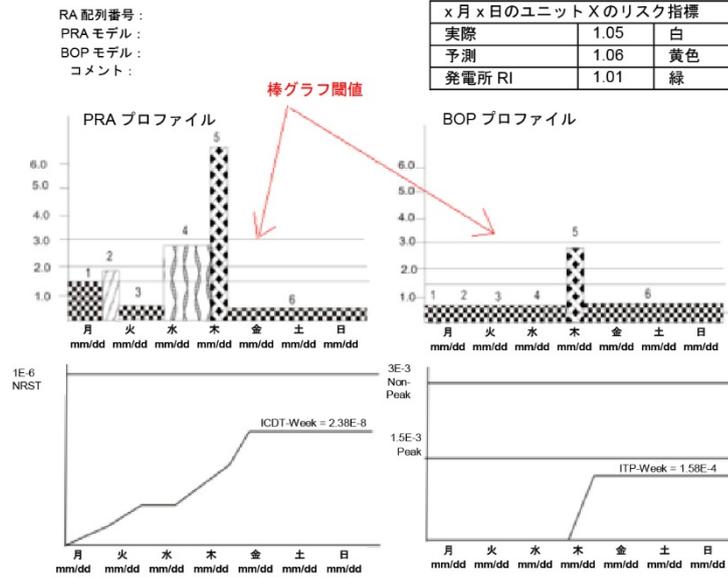


図 3.12-1：炉心損傷頻度（安全性）及び BOP（発電）のリスクプロファイル

リスクが増加する領域は、（発電に関して）リスク重要性をもつ設備が待機除外である期間に発生する。CCTP は週間での確率を示しており、BOP が「保守状態」の期間だけでなく、機器が待機除外の期間における確率でも構成される。CCTP は、図 3.12-2 に示す管理部門が定義した合格基準リスク閾値と比較される。もし計画された業務が閾値を超える見込みである場合、上層部に報告が必要であるとともに、望ましくない重大な結果を生む事象を緩和するためのリスク管理措置を策定し実施する必要がある。

ITP 閾値：

需要期	非リスク重要性閾値	可能性のあるリスク重要性閾値
ピーク時	1.50E-03	3.00E-03
ピーク時以外	3.00E-03	4.50E-03

図 3.12-2：トリップ確率増分（ITP）閾値

GRA はすべての主要 BOP システムを網羅しており、発電所の CRMP（系統構成リスク管理プログラム）にも組み込まれた。CRMP は、原子力安全に関わる閾値と同様に、GRA を基準としたリスク閾値を規定した。管理上及び組織上の措置は、GRA で評価した系統構成リスクに基づき特定された。計画あるいは計画外保守のいずれの結果からも発生する、BOP 構成の停止確率増分（ITP）に基づき、GRA の閾値が規定された。

BOP リスク閾値は、電力需要のピーク時とオフピーク時のリスク感度を反映する必要がある。原子力発電所は、ベースロードとなる発電設備である。電力分野は自由市場であり、電力料金に関する規制のない州では、発電会社間での競争が促されている。このことから、ピークシーズの間、ずっと継続して運転されることが非常に重要になる。ピークシーズンには、その間の経営上の管理と監視を強化するために ITP 閾値は低く設定される。

プラントレベルの GRA 結果として、ユニットトリップ頻度、計画外の MWh 喪失、及び設備利用率に関するものが挙げられる。システムレベルの GRA 結果は、計画外の発電損失及び事象頻度に対する SSC の寄与度に関するものとなっている。設備レベルの GRA 結果は、重要度指標に関するものとなっている。

運転及び作業のコントロールは、BOP 停止リスクプロファイルを用いて、作業活動の優先順位付け、作業の計画化、及び設備の非稼働時間の決定を行う。このような GRA の活用は、NSSS への規制により課されているのと同様の、設備に対する運営管理統制の実施と戦略立案を可能とした。これらのプログラムにより、予期しない事象あるいは課題に対する緊急避難的な措置及び補償的措置が可能となり、運転効率に対するリスク管理構造が確立された。

3.12.1 課題

GRA モデルをリスク監視ソフトウェアに取り込むことは、重要な課題であった。運転部門としては、リスクを評価するツールは単一であることが望ましく、複数のソフトウェアプログラムは望ましいものではなかった。さらに、ソフトウェアの検証及び妥当性確認の作業は、大変な労力を伴いながらも社内で行われた。CRMP の適用範囲内の設備の実際の非稼働時間を記録するといった追加の業務を運転部門として受け入れるためには、組織の文化の変更も必要だった。

3.12.2 レガシー

作業コントロール及び運転において、CDF リスクプロファイルを作成し、解釈する経験を既に相当量積んでいたため、BOP リスクプロファイルを受け入れることは容易なことだった。運転及び保守組織は、GRA モデルを使用し、BOP 設備及び関連する SSC の系統構成リスクを評価するのに役立っている。計画された BOP 停止リスクは、毎週実際の BOP 停止リスクと比較され、継続的改善のための知見と教訓を得ている。

重要課題

安全文化は簡単に測定できるものではない。それは、観察を通じて把握される。規制当局及び産業界における安全文化の訓練は、現行の許認可基準の側面だけでなく、設計基準を超えた事象のリスク情報も含むべきである。

リスク管理は、安全文化における必須の要素である。

第 3.13 節 安全文化の構築

特に TMI-2 事故以降、多くの事象が、原子力「安全文化」は改善されなければならないということを示した。公衆の健康に対する重大な影響はなかったが、TMI-2 事故により事業者は倒産し 10 億ドルの発電装置が喪失した。ハードウェア、手順、訓練及び安全や規制に対する考え方等の、多くの基本的な問題が事故の発生の原因となった。多くの同様の弱点により、1986 年のチェルノブイルの事故という結果につながった。この事故はまた、設計系統構成の維持、発電所状態の制御、原子炉安全に関するライン権限、及び安全に関連する文化的側面の重要性を浮き彫りにした。INPO は、安全意識が欠如していたためにマイナーな事象を超える結果となった 5 件の事象を特定した。この産業界の経験により、安全文化及び安全を意識した作業環境に対し、プログラムを改善することへの注力につながった。

NRC の「原子力発電所の運転実施に関する政策声明」は、安全文化について以下のように言及している。

安全文化とは、安全事項に対する細心の注意、原子力発電所の安全に関与するすべての個人の献身と説明責任。強固な安全文化は、安全第一に強く注意を向ける文化である。¹⁵⁷

NRC は、国際原子力安全諮問グループ（INSAG）の以下に示す安全文化の定義を参照した。

原子力発電所の安全の問題には、その重要性にふさわしい注意が最優先で払われなければならない。安全文化とは、そうした組織や個人の特性と姿勢の総体である。

1996 年 5 月 14 日付け、委員会の政策声明である「原子力産業における安全懸念事項を、報復の恐れなく提起することにおける従業員の自由」は、安全を意識した作業環境（SCWE）について以下のように記述している。

従業員による安全懸念事項の問題提起が奨励され、潜在的な安全重要度に基づく適切な優先順位の下で、懸念事項が迅速に検討され、それが適切に解決されるとともに、懸念事項を最初に提起した従業員及びその他の従業員への時宜を得たフィードバックが行われる作業環境。

SCWE は、2004 年 8 月 30 日に発行された SECY-04-0111 「安全を意識した作業環境、及び安全文化の領域における当局の指針に関するスタッフの推奨行動」の中で安全文化の特性として記述されている。

業界及び NRC の両者は、TMI-2 及びチェルノブイル事故に対して、標準、

¹⁵⁷ Nuclear Regulatory Commission (NRC), “10 CFR Parts 50 and 55: Policy Statement on the Conduct of Nuclear Power Plant Operations,” n.d.

ハードウェア、非常時手順、プロセス、訓練（シミュレータを含む）、緊急時対策、設計及び系統構成制御、試験、人間のパフォーマンス、及び安全に対する態度等を改善することで対応した。INPO 及び NRC は、安全文化に関し重点的に調査を実施し、この領域における改善をさらに支援した。両組織は、原子力技術固有の特徴は、すべての意思決定及び行動において考慮される必要があることを認識した。PRA からの知見は、プラントにおける日々の活動及び変更プロセスにおいて考慮される必要がある。

3.13.1 課題

主要な問題は、安全文化は組織の概念あるいは特徴であり、測定可能なものではないということだ。人はそれを観察することはできるが、それがどのように作り出されるか、あるいはどのように適用されるかを測定することはできない。深く根付く安全文化の欠如は、原子力安全に係る広範囲にわたる組織的な知識がないこと、あるいは要求されること以上の追加の安全改善を実施するためのメリットあるいは動機が認識されていないことを示唆しているかもしれない。運転及び技術グループは、訓練を通して原子力の安全性に影響を与える課題や状況に対する認識を高めることができるだろう。ただ、これを本社やその他の発電所スタッフに同じように当てはめても、同等レベルの認識は得られないかもしれない。

この状況は、規制当局においても真実である。特に気になる点は、設計基準が満たされ、また技術仕様書及びその他の事項が順守されている場合に、誤った安心感が発生する可能性がある。もしこの固定観念が、規制あるいは業界組織にわたり展開される場合、自己満足が発生する可能性がある。

この種の考え方には、原子力安全に対する責任はすべて完全に規制機関に属しているという根強い考えの結果として引き起こされている可能性がある。運転許認可を順守することが安全を守ることに等しいという固定観念は、原子力安全のために何が要求されるのかを決める責任を、事業者から規制当局へ実質的に移転することになる。言い換えれば、事業者は順守責任のみを持ち、規制当局が何を実施すべきかを決定しなければならない。リスクは、設計基準及び設計基準を超える事象と関係しているということを組織として良く理解されていないと、リスクの知見及び関連するパフォーマンス指標が利用されずに、重要な安全性に関する項目は、見過ごされるか、あるいは対応が非常に非効率なものになる可能性が極めて高い。この種の状況では、安全文化が成長し成熟することは期待できない。

現時点までの（チェルノブイリを除く）すべての炉心損傷事象は、設計基準事象を超える事象の結果であり、発電所は「適合」していたということだ。原子力安全に対する責任は、規制側と被規制側の双方が持つ必要がある。

運転許認可を認める規制基準は、運転要件及び技術要件を満たすことである。この基準は、発電所の寿命にわたり発生するかもしれないと合理的に予想される可能性があるすべての事象に対してではなく、設計基準

誤認

設計基準が満たされ、また技術仕様書及びその他の項目が順守されている場合に、誤った安心感が発生する。

この結果、原子力の安全性の責任は、すべて規制機関が負っていると考え自己満足に陥る。

言い換えると、事業者は適合することの責任だけを負い、規制当局が何をなすべきかを決めなければならないという誤認である。

このことは、安全に対する重大な脅威を示している。

事象に対する基準で構成される。実際のところ、SBO 及び ATWS が、その後米国原子力発電所への要求に追加された。実際の事象を反映していない規則には、許認可基準への考慮だけというものも、依然として残っていた。SBO 規則により、事業者は、サイト内のいくつかの電源にクレジットを取ることが認められている。これは、PRA においてモデル化された SBO のケースとは異なる。したがって、ほとんど大部分の設計基準事象よりも、もっと発生しやすいかもしれない設計基準を超える事項を考慮するためのリスク管理を取り込むことにより、現行の許認可基準は拡張されなければならない。

深層防護のような事業者主導の対策、冗長性があり複雑な安全対策、及び「管理された」リスクは、すべて重要である。安全性を改善するためにリスク情報を活用できるようにし、利用を促進する規制イニシアチブも同様に重要である。これらの取組なしでは、安全文化は単なる設計基準事象の範囲に止められ、自己満足を味わう結果となる可能性がある。繰返しになるが、「我々は設計基準を満たしており、技術仕様書に適合している。したがって我々は安全である」という認識になる。

考慮すべき別の要因は、安全に関する組織能力の影響であり、それはヒューマンエラーといった形で表出してくる。ヒューマンエラーは、その組織に根差す安全文化の現れであると考えられる。原因と結果といった点で見た場合の組織的要因は、研究機関あるいは INPO のような評価機関によっては十分には理解されなかった。それらはまた、PRA には明示的には取り込まれなかった。それらの効果は、結果として生じる事象をとおして明白にされるが、それらを直接的に PRA に取り込むことは出来ない。組織的要因を明示的に表示できないことは、リスクを過少評価する結果となり、それは組織的対応、PRA モデル、ヒューマンパフォーマンス失敗データ、及び文化的要因等の相互関係の理解不足を作り出すことになる。PRA からの知見の利用は、安全に対して最も重要である組織のパフォーマンス欠陥を特定するためには必須である。

安全性を改善するためにリスクに関する知見を特定し利用することは、安全上重要な領域を特定し、その領域に注意を集中するという PRA の能力により左右される。このことは、監査及び検査のような伝統的な監視方法をとおしてだけでなく、事業者のスタッフとのコミュニケーションにより安全意識を作り出す土台を創造することによってもまたできる。この一般的意識あるいは成長していく意識は、各個人が責任を持つ領域に先ず注力され、訓練、経験、及び継続する改善をとおして時間をかけ、人に備わった「リスク重要度」の感性を作り出すために拡大されなければならない。このリスク重要度の感性は、サイト全体にまで至る個別の責任に対する個人レベルにおいて、及び企業リスクという観点で要求される責任に対する本社レベルにおいて適用される可能性がある。全社レベルにおいては、リスクは種々のタイプのリスクハザードにわたり、管理され、監視され、測定される。このことは、原子力安全だけでなく、発電リスク、作業安全リスク、環境リスク、経済性リスク、規制順守リスク、及び重要なプロジェクトのリスクを含んでいる。欠陥がより上手く特定され理解されるように、組織は、より主体的に問題点にフォーカスすべきである。

このことは、訓練の改善、手順の改善、及び継続的な改善を支える定期的なフィードバックといった、より効果的な是正対策を特定するための組織の能力を向上させる結果を生む。

3.13.2 レガシー

米国の事業者は、安全文化を評価するプログラムを導入した。調査は毎年実施され、安全文化及びスタッフが問題を発見する意欲が評価された。安全文化及び SCWE に対する NRC 及び INPO の検査もまた実施される。高い安全重要度を有するプラントのある側面を強調するために、リスク情報も活用される。しかし、安全文化の調査や、組織的にデータを集める他の活動に対してより良い情報を提供するためにリスクに関する知見を活用するという点に関しては、まだ改善の必要があり、安全レベルの改善を達成する取り組みにおける、リスク情報及び知見の重要性をもっと強調する必要がある。

重要な課題

着実なリスク監視により、発電所のスタッフが理解でき、事業者がリスクレベルを管理するための能力を取得できるような方法で、複雑なリスク評価結果の連絡が行えるようになる。簡単に言うと、このことにより、良い意味でのリスク文化を確立することから、リスクを緩和するために物事を行うことまで、すべてが支援される。

第 3.14 節 リスク思考を日々のプラント状態に組み入れるためのリスクの監視

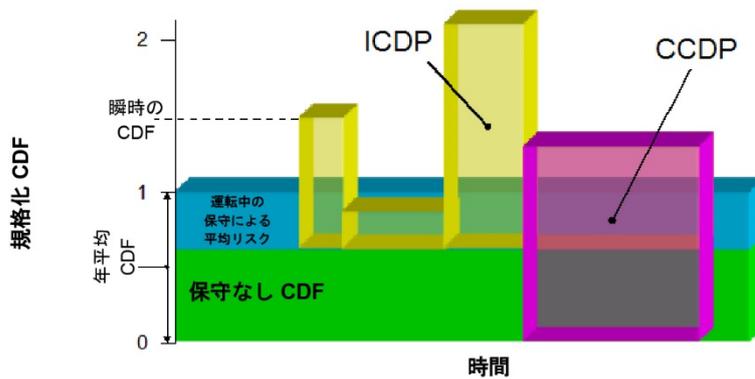
米国において最も初期に PRA を適用した例のひとつに、系統構成リスク管理 (CRM) がある。これは、機器の稼働及び停止中のリスクの変化を評価するものである。この適用により、日常の業務プロセス (計画、予定作成、実施等) に PRA を取り込むことが始まった。そのため、PRA グループ以外の発電所員にリスクの変化を連絡する手段を備えることは、絶対的な要件となった。

事業者は、CRM に基づき複数のバージョンのリスク監視プログラムを開発した。この CRM には、PRA の範囲内の構成機器 (安全系、非安全系とも) が含まれた。当初は、リスクモニターが、プラントの日々の実際の系統構成に基づいて計算された CDF の変化を示した。リスク監視方法が改善されるにつれ、CDF が計算される間隔もその後時間単位から、分単位へと短縮されていった。

これらの数値の意味を発電所員が理解できるようにするため、「保守無し」CDF (CDF_0) が導入された。これは、試験あるいは保守活動が発生しない、すなわち CRM の適用範囲内のすべての設備が利用可能であるという仮定に基づいた CDF だった。「平均」CDF (CDF_{avg}) は、年間平均 CDF である。CRM に関して、リスクは試験あるいは保守が行われている時間の比率がどれくらいかに関係しており、その比率は、 CDF_{avg} を想定する際と同様に、保守あるいは試験の頻度と継続時間によって決まる。

増分リスクプロファイルの理解を容易にするため、プラント固有の CDF_{avg} は図表を用いて規格化される。ある「特定の構成状態」あるいは「保守状態」における CDF (CDF_i) は、 CDF_0 よりも常に大きい。しかし、大まかに言えばほぼ同じくらいの可能性で、 CDF_{avg} よりも小さくなる場合もあれば大きくなる場合もある。 CDF_i が CDF_{avg} よりも大きい場合、その時のプラントの機器構成のリスクは平均的なプラントリスクよりも「高い」が、小さければ「低い」ということを意味している。

CDF_i が時間にわたり積分される場合、その結果得られる作業週にわたる累積確率と、プラント構成の変更ごとに生成されたリスク値によって決定されるリスク閾値とを比較することができる。リスクプロファイルからのその他の重要な知見は、特定の系統構成が設定された場合の「炉心損傷確率増分 (ICDP)」と、特定の系統構成に対する炉心損傷確率である「条件付き炉心損傷確率 (CCDP)」とに見られる。運転中の CDF リスクプロファイルは、図 3.14-1 に図示されている。



CCDP—条件付き炉心損傷確率
 CDF—炉心損傷頻度
 CDP—炉心損傷確率
 ICDP—炉心損傷確率増分

$$CDF_{\text{年平均}} = CDF_{\text{保守なし}} + CDF_{\text{平均保守}}$$

$$CCDP = ICDP + CDP_{\text{保守なし}}$$

図 3.14-1 : 運転中の CDF リスク特性の例



図 3.14-2 : リスク重要度の閾値¹⁵⁸

リスクモニターの開発のある時点において、CDF の数値は、リスクレベルの共通的な理解を促すための良い手段ではないことが認識された。リスクモニターにおいて、図 3.14-2 に例示されるように、より高いリスクレベルに対して異なる色で表示される色分けされたリスクチャートが考案された。各色は、その色に関係する一般的なリスク管理上のアクションも用意されていた。最低及び最高のリスクレベルはそれぞれ緑及び赤であり、その間のリスクレベルはその間の色の变化で示される。累積リスクレベルが緑の領域にあれば、通常作業プロセスが継続される。リスクが黄色領域になれば、リスク管理措置が必要となる場合がある。リスクが赤色領域になるような「自発的なエントリー」は行われるべきでない。保守の

¹⁵⁸ Nuclear Energy Institute, “Industry Guideline for Monitoring the Effectiveness of Maintenance at Nuclear Power Plants (Revision 4A).”

ためのリスク重要度閾値は、CRMP のために使用された。¹⁵⁹

リスクプロファイルを表示するこれらのプログラムを米国原子力発電所に導入するには、CRM 及び関連する実施手順の開発が必要であった。要求されたプロセスの手順の文書化と、リスク閾値に基づき変更管理を行う役割及び責任を特定することにより、相応の正式訓練を伴うこれらの新たな CRM が導入された。

3.14.1 課題

実際のプラント構成に基づくリスクは、保守活動が開始されたり終了したりすることによって、一日を通して何度も変更する可能性がある。事業者は、保守や試験の組合せによるリスクが高すぎる場合、作業予定を調整することができるように、計画された行動のリスクモニターが必要であることを認識した。

いくつかの事業者の PRA グループは、週ごとにリスクプロファイルを作成している。ある事業者の方法は、所定の週に計画されたすべての作業は同時に発生すると仮定することによる、「境界条件」アプローチに基づいていた。その結果得られるリスクが、それでも緑領域にあれば、その作業週の計画あるいは再計画について制限は課されない。万一リスクが黄色あるいは赤色領域にあれば、再計画の検討が必要となる。

いくつかのプラントにおいては、運転員が設備を直接制御するので、実際のリスクに対する責任を有していると認識されていた。彼らがリスク監視責任を受け入れたことは、重要な組織適応だった。このことは、作業管理・計画を行う箇所が計画リスクプロファイルに責任を持ち、運転部門が実際のリスクプロファイルに対して責任を持つことを意味した。作業管理・計画部門は、作業を時間単位で計画するので、リスクプロファイルは週の時間数を基に作成された。しかし実際のリスクプロファイルは、設備が運転状態に復帰するタイミングに基づいて評価され、そのタイミングは分単位になる。つまり、実際のリスクプロファイルは、中央制御室で当直勤務中の運転員により記録される、分単位のリスクレベルの変化に基づき作成された。運転員は、計画されたリスクと比較しながら実際のリスクを監視する責任があった。実際のリスクプロファイルは、記録に残されたリスクプロファイルとなり、メンテナンス規則の要件を満たすために利用されてきた。

安全性以上に、リスクプロファイルの作成は、実際の保守計画の作成や根本的な考え方に深層から影響を与えた。プラント固有の機能設備グループ (FEG) が見直され、リスクが低減された状態、したがって原子力安全が改善された状態で、同じ物量の作業が達成できるようになった。たとえば、リスクプロファイルの作成により、リスクプロファイルに対して「二重にリスクを上乗せする」のを避けながら、(水冷 EDG のような) 複数の関連システムに対する作業活動を同時に実施する重要性が示された。リスクプロファイルの例を図 3.14-3、図 3.14-4、及び図 3.14-5 に例示

¹⁵⁹ 前掲 (158) と同じ文献を参照

する。

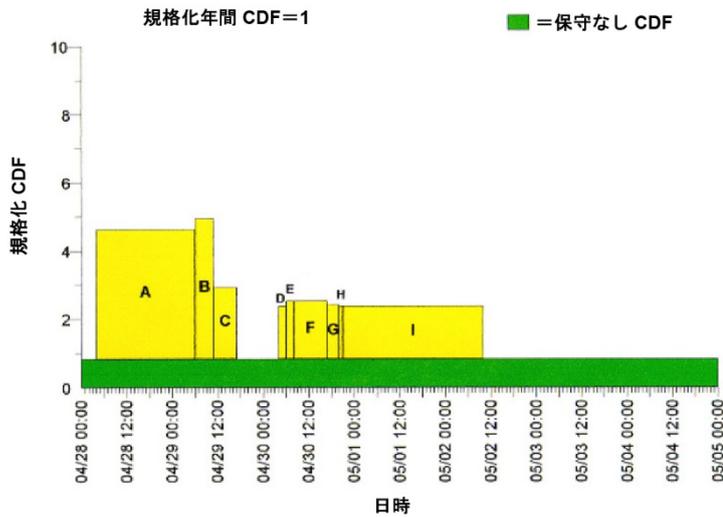


図 3.14-3 : 1 週間の計画されたリスクプロファイルの例

3.14.2 レガシー

リスクモニターは、数値中心から色別 CDF リスク閾値へと進展したので、発電所員はそれらを試験及び保守の計画作成の手段として受け入れた。このことにより、「リスクを許容できるレベルに管理する」能力を向上させる結果となった。このことは、図 3.14-6 に例示されるように、実際のリスクプロファイルが移動平均の 52 週平均値に展開されるグラフに示される場合に見ることができる。この「リスク指標」は、系統構成リスクの視点から、規格化された年間 CDF における変化を示している。これらのリスク測定ツールは、作業行動の予定を立て、計画する上での技術的基礎となった。これらのツールにより、計画された作業項目及び突発の作業項目の両方に対し、必要なリスク管理措置及び調整事項を決めることも可能となった。

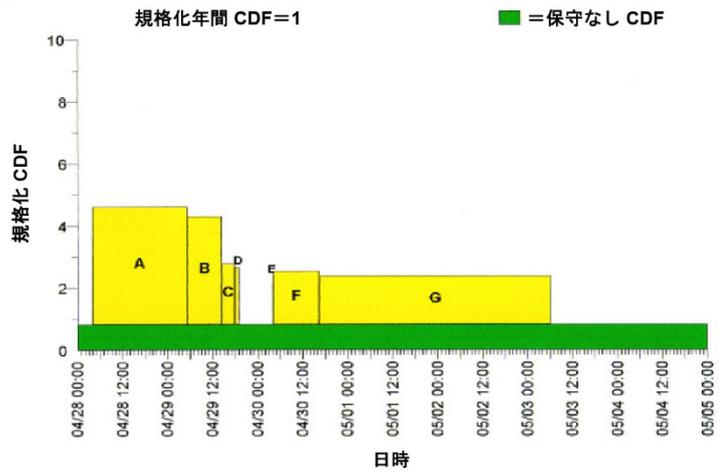


図 3.14-4 : 1 週間の実際のリスクプロファイルの例

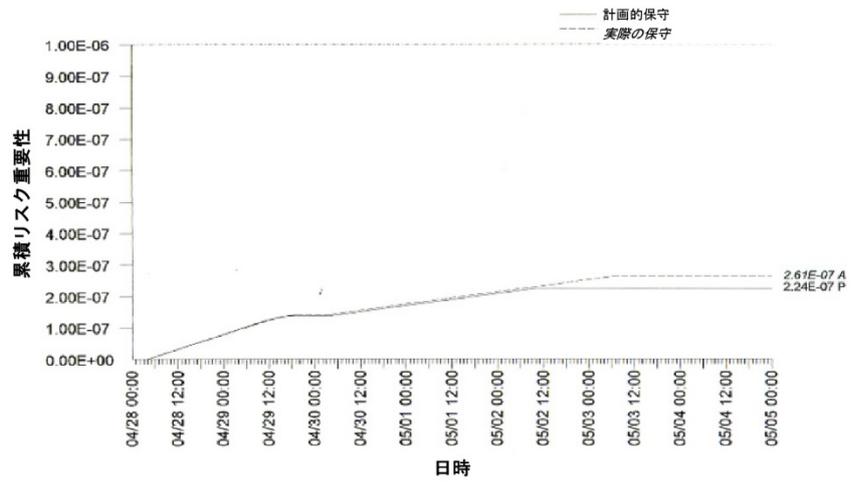


図 3.14-5 : 計画対実際の累積作業週間リスクプロファイル

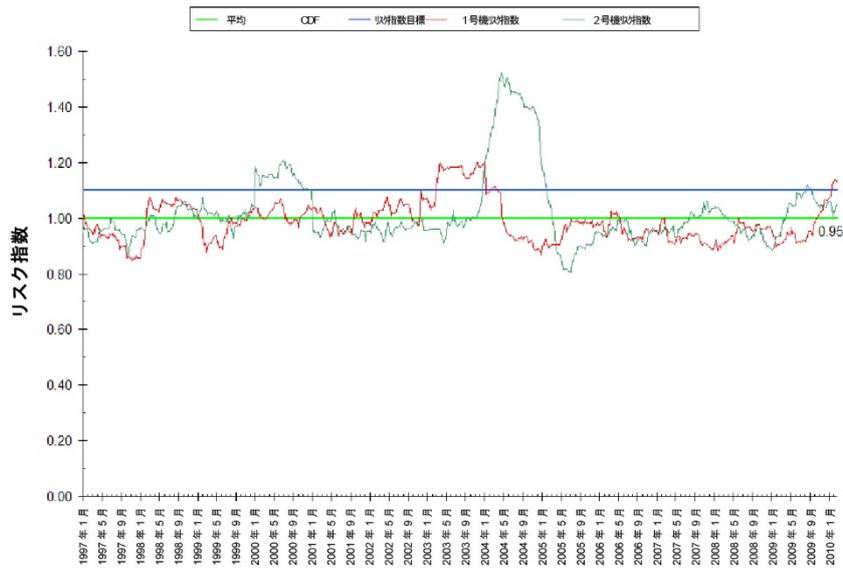


図 3.14-6 : 移動平均 52 週のリスクプロファイルの例

リスク知見の伝達

リスクコミュニケーションは、困難な課題ではあるが事業者及び規制当局の運営においては必須の内容である。それがなければ、安全意識及び当事者意識を持つことは不可能である。

訓練及び継続的な改善についての期待事項には、安全及び運転のパフォーマンスを改善するための会社及び現場支援のための重要な新たな分野として、リスクマネジメント及び PRA の利用が含まれなければならない。

第 3.15 節 リスク知見の伝達

プラント固有の PRA 情報及び知見について話し合うことは、業界全体で安全で効率の良い発電所運営をすることに役立つ。知識の伝達は、情報を簡単に吸収できるような方法で開発され、展開されなければならない。米国の事業者は、プラント固有の PRA データ及び情報の価値を安全及びコストを改善する手段として認識してきた。この情報を全職員に伝達して、これらの利益をもたらすプログラム、プロセス、及び手順を特定することは、安全文化及び意識の改善につながる。

事業者は、いくつかの方法を利用してリスク知見を伝える。グラフ表示された起因事象の寄与割合、リスク上重要な設備、重要な運転操作、(火災防護といった) プログラム固有の知見、及び設備の非信頼性に係る重要な原因などが、PRA グループにより発信される、より一般的な情報である。スタッフのリスク意識を高めるため、一般的に会社のニュースレターが利用される。

リスクモデルは、設計あるいは許認可の基礎に基づき、種々の安全上及び運転上の視点を提供する。ほとんどの事業者は、彼らが管理されている規制体制だけでなく、設計及び許認可の基本的なアプローチについて良く理解している。PRA は、設計基準を超える事象だけでなく、(プラントトリップ、LOCA、及び蒸気発生器伝熱管破断といった) 内部事象、及び(地震、津波、及び暴風といった) 外部事象が考慮され、非常に異なった適用範囲を提起する。意思疎通のためにどのように PRA 情報を組み立てるかは、困難な課題になりうる。異なる組織は異なる責任を有しており、データ及び情報についていえば、それぞれの組織がそれぞれ異なった点に関心を持つことを意味している。

データ及び情報は、(発電所従業員のような) 幅広い受け手、あるいは(火災防護エンジニアのような) 対象グループに対して、意思疎通を図るために構成される。PRA は、事象の重要度、設備の重要度、主要機器の故障モード、ヒューマンエラーの重要度、及び事故シーケンスについての詳細情報を提供することができる。

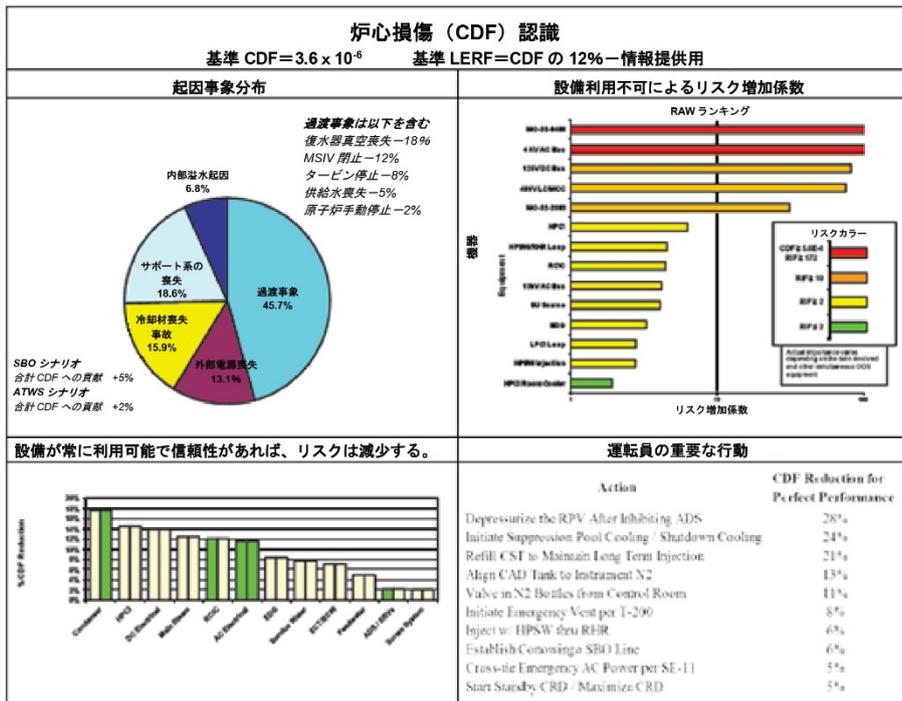


図 3.15-1: 炉心損傷頻度 (CDF) 認識チャート

図 3.15-1 は、起回事象の寄与割合について例示するチャートの例である。この情報は、回復操作及び非常時対応に関連する組織の対応における重点項目を知らせるだけでなく、防止及び緩和戦略を開発する上でも有用である。このような情報によって、事象の種類、及びそれに関連する(設備の応答や人間の応答といった)プラントの応答への気付きを促し、安全意识及び文化が育まれ、この設備の重要度やそれがどのように取り扱われるかに対して組織として高い感受性が維持されるようになる。

図 3.15-1 に示すようなチャートは、会社の訓練プログラム、壁に貼るポスター、パンフレット、及び情報冊子に取り込まれて活用される。意思疎通のためのその他の文書化された様式が、このようなチャートを補強するために開発される。たとえば、プラント固有の PRA で特定されるリスク上重要な設備の重要な故障モードを活用すれば、設備信頼性グループが、予防保全及び予知保全プログラムにおいて、追加で何に焦点を絞れば良いのかを知ることができる。PRA からの空間的知見を利用すれば、リスク上重要な発火区域あるいは内部溢水領域を特定することができる。以下の例は、異なるリスクハザードに対する異なる種類の PRA 知見を示し、コミュニケーションツールや訓練ツールを、原子力発電所組織のリスク感受性や安全文化を改善するためにどのように用意できるかを例示している。

図 3.15-2 に例示される外部事象比較は、異なる外部事象ハザードの相対的な重要性を伝えている。外部事象ハザードグループの中には、不確実性が大きいものもあるが、このことが、CDF に対するそのハザードの相対的な寄与割合が使い物にならない、ということの意味しているわけではない。

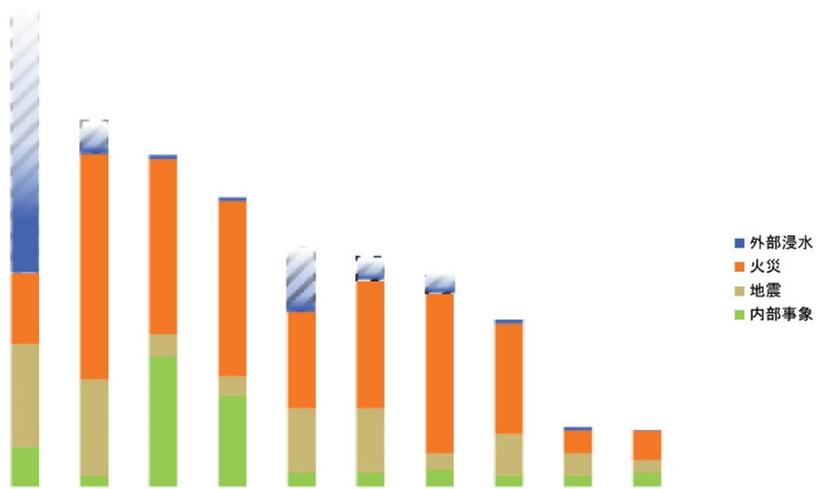


図 3.15-2 : 外部ハザードの比較—サイト/ユニット毎の CDF

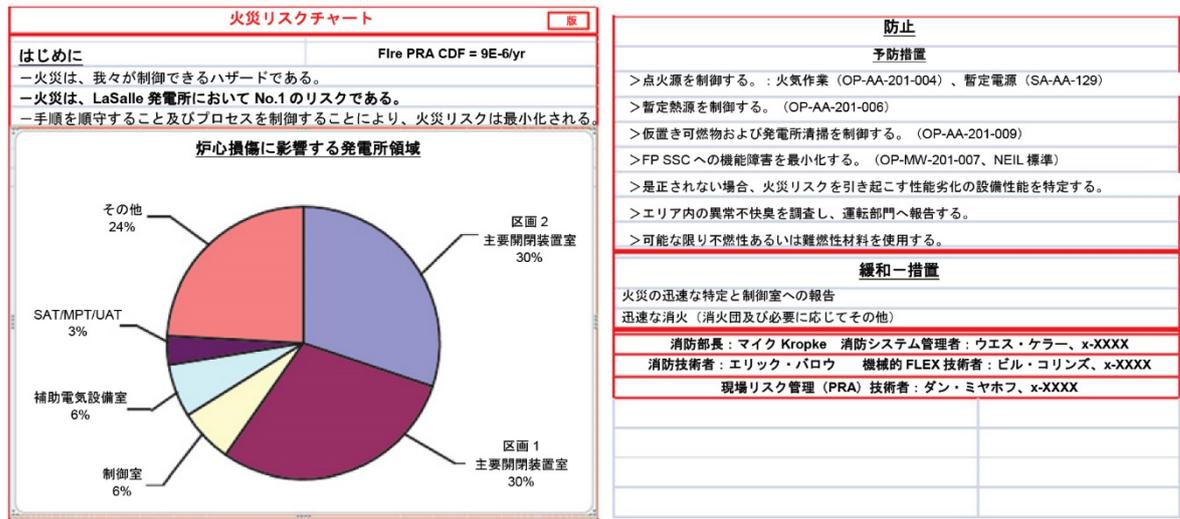


図 3.15-3: 火災リスクチャート

図 3.15-3 の火災リスクチャートは、種々の発電所の発火危険区域におけるリスクへの寄与割合に関連する重要な位置情報を含んでいる。重要な発火危険区域が、重要な発生防止対策や緩和措置に関する情報とセットで示されている。内部火災ハザードに対処するリスクマネジメント戦略を強化するために、この情報を使用することができる。

ニュースレターの例を、図 3.15-4 に示す。これは新規または更新された PRA 情報、及び火災のようなハザードに関するその他の重要な情報を配布する有効な方法である。これらのハザードが規制遵守に関して果たす役割もまた強調されている。

事業者は、これらの手段を使用して、重量物の移動や PWR のミッドループ運転のような高リスクの活動シーケンスや、適切な事象回復措置のタイムラインなど、幅広い PRA のトピックに関する情報を伝達すること

ができる。

図 3.15-4 内の例は、単純にまた簡単に膨大な情報を提供する。リスクハザード及びそれらに関連する主要な寄与因子は、特定の緩和措置及び予防措置と関連付けられる。このグラフはまた、予防戦略から緩和戦略への移行を強調している。より具体的な情報は、リスクハザードごとに作成され、特定の手順ステップ、訓練、あるいは個々のリスクハザードと関連する寄与因子に対処するその他のプログラム制御に関連付けることができる。

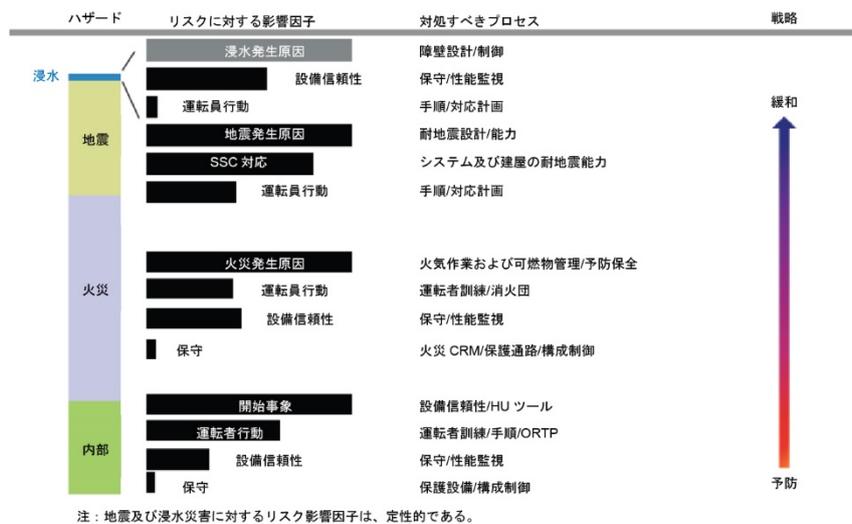


図 3.15-4：原子力発電所リスク影響因子チャートの例

図 3.15-6 は、特定のリスクハザードに関するより具体的な詳細を提供し、組織による取扱いとさらなる対処のために実施できる組織の行動とを関連付けている。さらにこの図は、従業員の認識を高め、訓練を強化し、原子力の安全性を改善する組織プログラムとプロセスを強化するために、発電所組織に具体的な方向性を提供する。

High Risk Fire Areas

Limerick has 6 (six) areas that contribute to ~55% of total plant risk due to fires. These high risk areas are as follows:

1. Auxiliary Equipment Room (Rm #542) – Control Enclosure, EI 289'
2. Division I, 4kV Switchgear Rooms (Rm #435 & 429) – Control Enclosure, EI 239'
3. Safeguard System Valve Rooms (Rm #309 & 376) – Reactor Enclosure, EI 217' (Posted HI-Rad Area)
4. Remote Shutdown Panel Room (Rm #540) – Control Enclosure, EI 289'
5. 13 kV Switchgear Room (Rm #336) – Control Enclosure, EI 217'
6. Main Control Room & Auxiliaries (Rm #529, 530, 531, 532, 533, 534 & 534) – Control Enclosure, EI 269'

Plant personnel should be aware of these areas when performing work or traversing through the plant. It is the responsibility of each person to uphold housekeeping standards in the plant, and especially in these high risk areas. Poor housekeeping can lead to increased likelihood of fires due to improper storage of transient combustible materials and pooling of combustible fluids.



LGS Fire Risk Chart

A new LGS Fire Risk Chart has been developed. This chart combines risk insights from Limerick's approved Fire PRA model with deterministic Fire Protection information. The chart emphasizes the plant areas that are high contributors to fire risk at LGS. Additionally, important actions to help prevent and mitigate fires are identified, along with the applicable site and fleet procedures. Finally, essential equipment that falls within the scope of the site Fire Protection System (sys 022) is listed on the chart. The LGS Fire Risk Chart will be displayed in multiple locations throughout the site.

Fire Risk in Maintenance Rule (a)(4)

10CFR50.65, paragraph (a)(4) states that nuclear power plant licensees must assess and manage the risk prior to performing maintenance activities. This has historically been risk associated with the internal events PRA and

defense-in-depth models. As of December 01, 2013, licensees will also have to evaluate the increase in fire risk prior to performing maintenance. LaSalle and Oyster Creek are NEI pilot plants for implementing this new "Fire in (a)(4)" process. Also, a Fire in (a)(4) workshop was hosted by NEI in Charleston, South Carolina on 01/23/13 and 01/24/13. Limerick is currently in the initial phases of implementing this process. Additional information will be communicated as implementation progresses.

Fire Protection Triennial FASA

A Fire Protection Program Triennial Focused Area Self-Assessment (FASA) will commence in February 2013. The FASA Plan was approved by the Self-Assessment Review Board (SARB) on 01/25/13. This FASA will review a sampling of Fire Protection program attributes related to the 4 (four) fire areas selected. Fire PRA risk insights were considered when determining the areas in the

scope of the FASA, as 3 (three) of the areas selected are high contributors to fire risk. The Fire Protection FASA also contains 3 (three) objectives to review a sampling of Multiple Spurious Operations (MSO) scenario resolutions.

Transient Free Zones

Commercial US nuclear power generation facilities were required to resolve all MSO concerns by November 02, 2012. The MSO Project at Limerick was able to meet this milestone on time. The resolution of several MSO scenarios required the addition of new Transient Combustible Free Zones (TCFZ) in the plant. A TCFZ is an area in the plant in which transient combustible material is strictly controlled. TCFZs are used in lieu of a physical fire barrier to provide separation for fire safe shutdown methods, to justify the lack of automatic detection or suppression, or to satisfy other station specific commitments. Follow the requirements of OP-AA-201-009, Rev 11 for the control of transient combustible material in the plant. Transient combustibles can not be staged/stored in transient combustible free zones unless authorized by a Transient Combustible Permit (TCP), along with any other required evaluations. The Limerick Fire PRA does credit TCFZs in the plant. Contact the LGS Site Fire Marshall with any questions about approved Transient Combustible Free Zones in the plant.

図 3.15-5 : 事業者のニュースレター例

これらの例を通じて、リスク・コミュニケーションは、組織内で水平方向と垂直方向に重要な知見を提供するように構成できることが分かる。これらのタイプのリスク・コミュニケーションは、安全文化を改善するための全般的な取組の一貫として開発することが重要である。

リスク情報を活用した意思決定、
及び改善の継続が原子力の安全性を保証する。

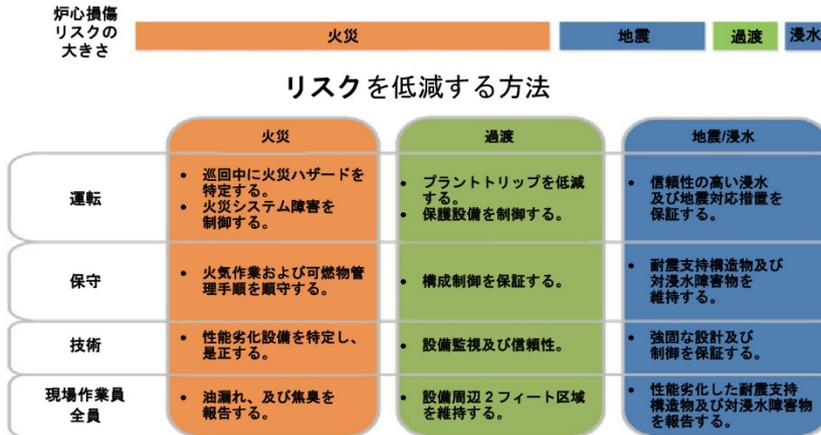


図 3.15-6 : リスク低減対策

3.15.1 課題

効果的なリスク・コミュニケーションは困難であるとともに、容易に誤解を招く可能性がある。PRA と決定論的手法との違いは、伝統的な決定論的考え方に陥る傾向がある人達に、それらが矛盾しているという認識をもたらす。決定論的な設計基準という手法に問題があるのではなく、DBAの限界を理解できるかどうかということである。

決定論的な要件に関連したPRAアプリケーションの理解が必要である：安全関連の機器がなぜリスク上重要ではないのか？安全関連の機器として指定するには、原子力安全上の要件に関連した特定の基準に基づくことになるが、一方、そのリスク上の重要度は、(あるものは設計基準、あるものは設計基準を超える) 様々な事象の全体にわたって機器が果たす可能性及び役割に関係している。

設計基準要件に精通していることは、しばしば個人がそれらに囚われる結果となる。リスクの知見を周知しようとする場合に、そのことが大きな課題となる。PRAを開発することに関連するルールは、十分には理解されていない。決定論的アプローチに適用される制限は、PRAでは適用されない。頻度を求めるといった主要なPRAタスクは、「(地震イベントと同時に起こる設計基準LOCA)のような」設計基準の考え方によりもたらされる絶対的な保証と真正面から矛盾する。

リーダーシップは、リスクの知見を効果的に安全文化に取り込むための重要な必要条件である。リーダーには、十分なリスクマネジメントの訓練が必要になる。リスクマネジメントプログラムのためのPRA手法は、完

全に文書化され、説明されなければならない。訓練には、PRA と決定論的アプローチとの比較が含まれることが不可欠である。訓練受講者には、会社の幹部、上級管理職、本社及び現場の管理職、監督者、技術スタッフ、さらには請負業者も含まれる。特定組織には、運転、保守、及び安全技術部門が含まれる。

組織全体のリスクマネジメント及び PRA 訓練計画の開発は不可欠である。基礎的 PRA から固有の PRA の訓練に至るまで、特定の受講者のためのカリキュラムが必要である。訓練は常に、原子力発電文化の必須の要素であり、この訓練の開発と提供をとおして、スタッフの PRA に対する理解と容認が促進される。決定論的手法と確率論的手法は両立でき、相乗効果があり、発電所の寿命にわたって安全で効率的な運営を確実にするために必要であることを作業員は完全に理解できる。

リスクマネジメントと PRA に対する組織の責任を割り当てることは重要な課題である。事業者の組織及び NRC 内の中心的能力は、リスク評価を実施して、定性的及び定量的リスクマネジメントプログラムを実施するために存在しなければならない。リーダーシップ及び組織構造的な支援がなければ、リスクの特定、評価、予防、及び緩和などの PRA の基本的な方法論は機能しない。

3.15.2 レガシー

組織が重要な安全ツールとして PRA を採用し、完全に支援すれば、設計基準とリスク分析手法との間で生じる組織の混乱や矛盾が軽減される。同時に、他の方法論及びプロセス（例：設計関連コード及び解析、緊急時計画の要求事項、試験及び保守プログラム等）について理解する時にリスクについても周知することにより、有効性と容認性の向上をさらに容易にする。リスクデータ及び情報が発電所のデータベースに組み込まれれば、リスクの知見が積極的に日常の作業プロセスに組み込まれる機会が提示される。これらのプロセスには、作業計画と予定作成、設備の信頼性プログラムと試験プログラムが含まれる。発電所のデータベースを利用したリスクコミュニケーションの方法は、リスクを直接組み込み、リスクに対する感受性を強化する。

どのようなスキルセットでも、再訓練は情報伝達を向上させて、安全意識が継続して改善する。PRA を採用する米国原子力発電所では、原子力安全、発電、及びコスト低減の観点で、模範的なパフォーマンスの記録を残した。

第 3.16 節 原子炉冷却系配管のリスク情報を活用した 供用期間中検査

原子炉冷却系配管は、LWR の深層防護の主要要素である。ASME の指針を活用した性能劣化及び漏洩に対する検査は、常に発電所運転及び保守の一部として扱われていた。¹⁶⁰ 1990 年代半ば、原子炉冷却系配管の供用期間中検査に対してリスク情報を考慮することが数件の要因により動機づけられた。

配管検査は、プラントが停止している間にのみ実行でき、停止期間を長引かせ、事業者のコストも増加させた。検査はまた、作業員の被ばく量を増やしており、包括的な ASME 指針は完全には有効ではなかった。

NRC は、安全性を改善し、不必要な負担を軽減するため、PRA の活用先を増やすよう指示した。その結果、PRA 情報及び運転経験から、リスク上重要な配管は、必ずしも ASME に規定された検査の対象になっていないことが示された。

ASME は、その指針が実際の運転経験を反映することを確実にするための積極的なプログラムを維持した。運転経験が増えるにつれ、指針は多くの劣化メカニズムを特定していないため、現在の指針では不十分であることが明らかになってきた。また、ASME 指針に含まれていない配管も、劣化していることが判明した。

この検査プロセスは、配管及びその他の要素の有効性を保証するためのより大きなプログラムの一部であった。リスク情報を活用した供用期間中検査 (RI-ISI) あるいはその他の検査で提起された課題は、継続して検討され、適切な情報が反映され、必要に応じて措置がとられた。

配管の劣化は、NRC 及び電力研究所 (EPRI) における研究プログラムの対象であった。この研究には、特定された劣化メカニズムに関する冶金学的基礎の検討、及びより予想可能で故障物理方法論の開発が含まれていた。

1995 年の NRC の PRA 政策声明では、以下のように述べられた。¹⁶¹

PRA における最先端手法、及びデータにより支援される程度にまで、リスク情報の利用が増進されなければならない。

PRA の適用範囲は、「安全関連」(あるいは同様に規制当局が指定する) 機器に限定されないため、ASME 指針に基づき以前に検査されたことがない配管であっても、リスク情報に基づいてあるレベルの重要度が判明した場合、新プログラムに含まれなければならないという条項が、RI-ISI プ

大きな成功

産業界及び規制当局の両者が、リスク解析を使用する既存プログラムを改善する動機を持っていたので、配管の RI-ISI は産業界全体にわたり成功した。必要な PRA 情報は、煩雑ではなかった。

RI-ISI は、検査数量 (及び関連コスト)、及び作業員の被ばく量を削減する上で有益であった。以前の指針では対処されなかった性能劣化メカニズムが、現在検査プログラムの一部となることで、発電所はより安全になった。

リスク上重要な非安全関連配管が、検査の適用範囲に追加された。

¹⁶⁰ “Nuclear Inservice Inspection,” accessed November 30, 2016, <https://www.asme.org/shop/standards/new-releases/boiler-pressure-vessel-code/nuclear-inservice-inspection>.

¹⁶¹ “NRC: Commission Policy Statements – Use of Probabilistic Risk Assessment Methods in Nuclear Regulatory Activities (60 FR 42622).”

ログラムには含まれていた。

RI-ISI に対する NRC の要件は、NRC スタッフがそれを実施するのが容易になるような方法で記載されていた。10CFR50.55a により、原子炉規制局の部長が承認すれば、代替方法を使用することが認められている。事業者は以下を示さなければならない。¹⁶²

- (i) 提案された代替案は、容認できる品質及び安全性レベルを提供するという、あるいは
- (ii) 品質及び安全性レベルを上げることを補償しなければ、この項に規定された要件を順守することが困難、あるいは異常なほどに難しいということ

これは 1980 年代初期に制定された NRC の火災規制など、非常に規範的な他の規制とは対照的である。

規制ガイド (RG) 1.174 は、NRC がその政策声明 (2.4.5 項) を支持した 1 つの方法であった。RG1.178 は、配管の供用期間中検査に関する補助指針を提供した。¹⁶³ これと対をなす、NRC スタッフによる標準審査プランは、審査プロセスに関する追加の情報を提供した。¹⁶⁴

NRC 指針により、多くの点でリスク情報を活用した RI-ISI の変更が容易になった。第一に、プログラムの変更が、事業者にとって自主となった。事業者は、もし現行のプログラムを継続して使用することを望むのであれば、継続することができた。第二に、影響を受けるプラント設備の範囲が、原子炉冷却系及び接続配管に限定された。このことは、関連する PRA 情報だけでなく、プログラムの大きさ及びコストの両方に影響を与えた。リスク評価については、外部ハザードに対してもいくらかの配慮が必要であったが、主として PRA の内部事象に焦点が当てられた。当時、多くの事業者の PRA は、IPE 及び IPEEE を完了した結果として、内部事象を含む安定したモデルを備えていたので、より多くのプラントが RI-ISI を適用することができた。

Westinghouse オーナーズグループ¹⁶⁵及び EPRI¹⁶⁶が、RI-ISI のプロセス

¹⁶² “NRC: 10 CFR 50.55a Codes and Standards.” accessed November 30, 2016, <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/part050/part050-0055a.html>.

¹⁶³ Nuclear Regulatory Commission (NRC), “Regulatory Guide (RG) 1.178: An Approach for Plant Specific Risk-Informed Decisionmaking for Inservice Inspection of Piping,” April 2003, <http://www.nrc.gov/docs/ML0317/ML031780764.pdf>.

¹⁶⁴ Nuclear Regulatory Commission (NRC), “NUREG-0800: Standard Review Plan For the Review of Risk-Informed Inservice Inspection of Piping – Chapter 3.9.8,” September 2003, <http://www.nrc.gov/docs/ML0325/ML032510135.pdf>.

¹⁶⁵ Westinghouse Energy Systems, “Westinghouse Owners Group Application of Risk Informed Methods to Piping Inservice Inspection Topical Report,” 1999.

¹⁶⁶ Electric Power Research Institute, “Revised Risk-Informed Inservice Inspection Evaluation Procedure,” February 10, 2000.

を標準化し、合理化したより詳細の指針を産業界のために開発した。

3.16.1 レガシー

配管の RI-ISI に関する規制指針案は、1997 年末期にパブリックコメントのために発行された。コメントは、リスク評価の利用についての PRA 政策声明に関係するコメントを反映しており、方法論の限界に焦点を当てたものであった。パブリックコメントを検討した後、NRC は 1998 年に RG1.178 を発行した。ほとんどすべての米国の事業者はその後 RI-ISI を採用した。¹⁶⁷ RG1.178、及び Westinghouse オーナーズグループと EPRI からの実施指針により、配管の RI-ISI に対して安定した環境が提供されている。

ある原子力発電所において実施された比較によると、ある特定の年に実施された検査の数量が 80 パーセントを超えて削減され、作業員の被ばく量 (人・レム) が約 90 パーセント削減された。¹⁶⁸ これらの節減については、図 3.16-1 及び図 3.16-2 に例示されている。

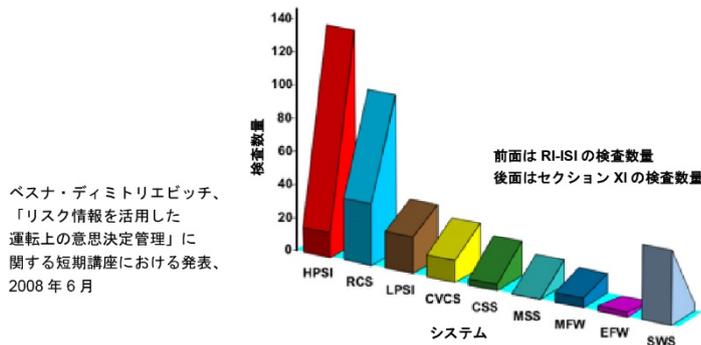


図 3.16-1 : RI-ISI 実施前後の検査数量

¹⁶⁷ IAEA, “Risk Informed In-Service Inspection of Piping Systems of Nuclear Power Plants: Process, Status, Issues and Development,” 2010, <http://www-pub.iaea.org/books/IAEABooks/8375/Risk-Informed-In-service-Inspection-of-Piping-Systems-of-Nuclear-Power-Plants-Process-Status-Issues-and-Development>.

¹⁶⁸ V. Dimitrijevic, “Short Course: Risk-Informed Operational Risk Management” (Massachusetts Institute of Technology (MIT), 2008).

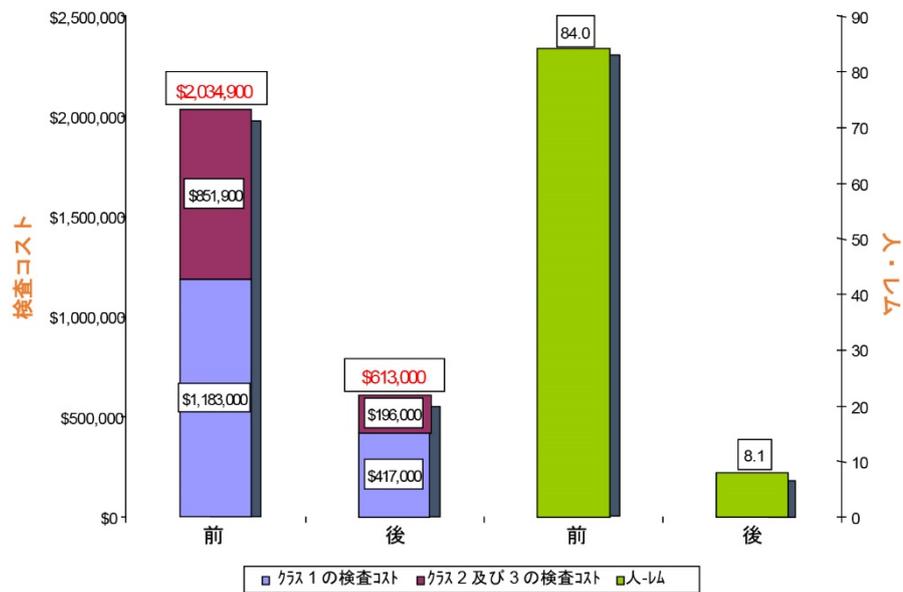


図 3.16-2 : RI-ISI コスト及び被ばく量の減少 (年当たり)

産業界及び NRC の両者が、既存のプログラムを改善する動機を持っていたため、RI-ISI が開始された。RI-ISI プログラムにより、検査数量、コスト及び作業員の被ばく量が減少した。従前の ASME 指針では対処されなかった劣化メカニズムが現在特定されているので、プラントはより安全になった。

第 3.17 節 リスク管理された技術仕様書 (RMTS)

機器の試験及び保守が不安全的な状態に陥らないことを保証するために、NRC は技術仕様書を要求している。¹⁶⁹ 当初に設定された制約及び条件は、不必要なコストの負担に繋がらうる、意図的に保守的な技術判断に基づいていた。

プラント数が増えるにつれ、運転経験も増した。より多くの PRA が実施され、元々の技術仕様書が時にはあまりにも厳しく保守的であり、時には逆に十分に保守的でないことが明らかになってきた。事業者及び NRC の両者は、プラントの利用可能性 (アベイラビリティ)、運転コスト (規制及び産業界コスト)、及び安全性が常に改善されるように、技術仕様書を改善するよう動機づけられた。

産業界及び NRC は数年にわたり会合を持ち、リスク情報を活用した一連の技術仕様書の改善案を確認した。これには、サーベランステストの実施漏れに対するリスク情報を活用したアプローチ、設備が利用できなくなった際のプラントのモード変更、事業者が策定するサーベランステスト頻度プログラム、及びリスク情報を活用した完了時間プログラムが含まれる。

NRC の一般指針、標準化機関 (SDO)、オーナーズグループ、産業界グループ及び事業者により開発されたアプローチの間での複雑な一連の相互作用を通じて、RMTS は実施される。

規制ガイド (RG) 1.177¹⁷⁰、及び標準審査プランのセクション 16.1¹⁷¹は、事業者の RMTS プログラムが容認できるかどうかに関する重要な情報を提供する。規制ガイド 1.174 に記述されている一般規制モデルを使用し¹⁷²、これらの文書は 3 段階のプロセスを記述している。

1. 年平均 CDF 及び条件付き炉心損傷確率増分における僅かの変更あるいは変更なしを保証するための、プラント固有の PRA を使用する個々の技術仕様書の変更の評価¹⁷³
2. 潜在的にリスクの高い系統構成のレビュー及び管理
3. 他のリスク上重要な系統構成が管理されていることを保証するため

¹⁶⁹ Nuclear Regulatory Commission (NRC), "Rule 10 CFR50.36: Technical Specifications," 36.

¹⁷⁰ Nuclear Regulatory Commission (NRC), "Regulatory Guide (RG) 1.177: An Approach for Plant-Specific, Risk-Informed Decisionmaking: Technical Specifications," May 2011, <http://www.nrc.gov/docs/ML1009/ML100910008.pdf>.

¹⁷¹ Nuclear Regulatory Commission (NRC), "NUREG-0800: Risk-Informed Decision Making: Technical Specifications - Chapter 16.1," March 2007, <http://www.nrc.gov/docs/ML0325/ML032510135.pdf>.

¹⁷² United States Nuclear Regulatory Commission, "An Approach for Using Probabilistic Risk Assessment In Risk-Informed Decisions on Plant Specific Changes to The Licensing Basis."

¹⁷³ This is a measure of the risk while a particular test or maintenance activity is taking place, which may place the plant in a high risk condition for a limited amount of time.

技術仕様書

NRC の規制により要求される技術仕様書、プラントの運転条件及び制限は、重要なプラント機器の利用可能性 (アベイラビリティ) に著しい影響を与えうる。さらに、これらの要素は、安定的な発電のためのプラントの能力にも影響を与える。

リスク管理された技術仕様書は、より良くプラントの運転を管理し、安全性を向上させるための効果的な手段を提供する。

の、全体プログラムの策定（この階層は、メンテナンス規則の要件と一致する）

SDO や事業者、NEI のようなその他の産業界グループは、NRC が考慮すべきアプローチを提案した。承認された場合に、これらのアプローチは個々の事業者により実施される。大部分の米国の原子力事業者は、プラント固有の技術仕様書に対して、サーベランス実施漏れに対するリスク情報活用、及び作動不能な設備に対応したモード変更に関するリスク情報活用を実施した。

過去数年間において、産業界のアプローチは2つの領域に集中した。1つ目の領域は、サーベランステスト頻度である。このアプローチ（「技術仕様書イニシアチブ 5b」と称する）は、試験頻度の情報を記載する場所を、技術仕様書から事業者の自主文書へ移すことにより、技術仕様書の適用において事業者に対し、より柔軟性を提供することを意図している。指針文書は、2007年にNRCへ提出され¹⁷⁴承認された。¹⁷⁵ それ以降、多くの事業者が、このアプローチを選択し、実施してきた。¹⁷⁶

産業界のアプローチの2つ目の領域は、RMTSであった。このアプローチ（「技術仕様書イニシアチブ 4b」と称する）は、プラント固有のPRAに基づいて、特定の技術仕様要件に対して完了時間を計算することにおいて、事業者に、より大きい柔軟性を提供する。PRAは、利用不可能な設備のリスク重要度に基づき、適正な完了時間を評価するために広範に使用され、潜在的な便益は上記の「5b」のアプローチよりもはるかに大きいものである。指針文書は、2007年にNRCに提出され¹⁷⁷、承認された。¹⁷⁸ 上述の「5b」のアプローチと比較して、一層の複雑さ¹⁷⁹を反映して、より少ない事業者が現在このアプローチを実施している。

¹⁷⁴ Nuclear Energy Institute, “Risk-Informed Technical Specifications Initiative 5b: Risk-Informed Method for Control of Surveillance Frequencies,” April 2007, <http://pbdupws.nrc.gov/docs/ML0713/ML071360456.pdf>.

¹⁷⁵ Ho Nieh, “Final Safety Evaluation for Nuclear Energy Institute (NEI) Industry Guidance Document NEI 04-10, Revision 0, ‘Risk-Informed Technical Specifications Initiative 5b, Risk-Informed Method for Control of Surveillance Frequencies’ (TAC NOS. MB2531 and MD3077)” (Washington, D.C: Nuclear Regulatory Commission, September 28, 2006).

¹⁷⁶ Nuclear Regulatory Commission (NRC), “Overview of Risk-Informed Regulatory Activities Associated with Technical Specifications,” February 2015.

¹⁷⁷ Nuclear Energy Institute, “Risk-Informed Technical Specification Initiative 4b: Risk-Managed Technical Specifications (RMTS) Guidelines,” November 2006, <http://pbdupws.nrc.gov/docs/ML0713/ML071360456.pdf>.

¹⁷⁸ “Final Safety Evaluation for Nuclear Energy Institute (NEI) Industry Guidance Document NEI 06-09, Revision 0, “Risk-Informed Technical Specifications Initiative 4b, Risk-Managed Technical Specifications” (Washington, D.C: Nuclear Regulatory Commission, May 2007).

¹⁷⁹ Nuclear Regulatory Commission (NRC), “Overview of Risk-Informed Regulatory Activities Associated with Technical Specifications.”

3.17.1 課題

現代のプラントは複雑で何千もの SSC で構成されている。プラントはそれぞれ、独自の設計思想、運転履歴、試験仕様書、及び保守要件を具備している。プラントのリスク、及び1つ以上の SSC が利用不能になった場合に発生しうるリスクの変化を体系的に評価するには、相当の労力が必要である。

RMTS に利用される PRA には、十分な技術的受容性が必要である。ASME/ANS 標準 RA-S-2009 (2.4.2 項にて討議) 能力カテゴリー II を満たす PRA は、一般的に技術的に適正であるとみなされる。評価においては、年平均 CDF (PRA の一般的な結果) 及び個別機器の機能停止の影響を反映した CDF の「増分」の両方を考慮する必要がある。(安全系が非稼動の場合、重要な役割を果たす) 非安全系機器の重要性、及び起因事象 (火災発生因子を含む) を幅広く考慮した、高品質な PRA が必要とされる。

原子炉設計者、事業者、及び NRC は、歴史的に見てプラントの技術仕様書を標準化するための活動をしてきた。プラント間でのばらつきにより、この目標を達成することが難しくなっている。

メンテナンス規則 (2.4.1 項で議論) により、プラント固有の PRA 結果を利用しながら、プラントの安全性に関する追加の要件が導入され、主要なリスク概念 (利用可能性 (アベイラビリティ) と信頼性のバランスなど) が規制に導入される。技術仕様書とメンテナンス規則プログラムを同時に進行することは、それ自体複雑な作業である。

3.17.2 レガシー

NRC 及び事業者の両者とも、技術仕様書を改善することの価値を認識している。両者とも、SDO 及びオーナーズグループの業務を支援することを含め、この分野に多大なリソースを投入し続けている。

リスク管理された技術仕様書の方針と実施に関する議論は、公開されている。方針及び規則変更の素案は、その都度パブリックコメントのため公開されている。

技術仕様書、NRC 規制により要求されるプラント運転条件及び制限は、重要なプラント機器の利用可能性 (アベイラビリティ) に著しい影響を与えうるものである。さらに、このことは安定的に発電をするというプラント能力にも影響する。仕様書の客観性を改善することについては、常に関心をもたれている。PRA は、この客観性を改善することを達成するための貴重な手段であることが証明された。メンテナンス規則 (特に 1999 年の改定版) の実施に伴い、リスク分析の潜在的価値はさらに明白になった。

成功

ROP ではリスク情報の活用
に成功している。

プラントのパフォーマンス
に関するより客観的で定量的な
判断基準を使用することにより、
従来のプロセスと比較し、一貫性
と客観性の向上が実現された。

検査指摘事項への規制対応
に関する明確な指針が確立された。

新たなプログラムの開発と
試験には、多大な投資が必要となり、
実施に対しても多大なリソースを
要した。

しかし、このプログラムがもたらす
メリットは発生したコストに見合う
ものとなっている。

第 3.18 節 原子炉監督プロセス (ROP)

公衆の健康と安全の確保を目的とした NRC の権能の基本的な側面の 1 つに、認可された施設の検査が挙げられる。検査においては、事業者が施設を運転するにあたり、関連するあらゆる規制を遵守しているかが確認される。

1990 年代後半に、NRC は検査プログラムの再評価を実施した。1999 年の NRC の結論は以下のとおりであった。¹⁸⁰

…現行の検査、評価及び措置プロセスが (1) 時に安全に関する最も重要な問題に明確な重点を置かず、(2) 冗長な活動と成果から構成され、(3) NRC の措置が時に理解不能で、かつ、予測不可能な手段で講じられるため過度に主観的なものとなっている。

こうした懸念は、議会や産業界、一般市民といった外部のステークホルダーの懸念を反映したものであった。

NRC では、事業者に対する規制監督の改善を図るべき機会が来たと認識し、目標の達成に向けて取り組むよう職員に指示した。これらプロセスの改善を図るに際しての全体目標は以下のとおりであった。

- ・ 主観的な決定及び判断がプロセスの柱とならないよう、監督プロセスの客観性を高めること
- ・ NRC の措置が事業者のパフォーマンスと明確な関連性を有するよう、これらプロセスの判りやすさを高めること
- ・ 安全なプラントの運転に最も影響を及ぼすパフォーマンスの側面に、NRC と事業者のリソースが集中するよう、リスク情報に基づいたプロセスとすること

その結果として、現在米国のすべての原子炉を対象に実施されている検査プログラムでは、リスク情報に基づき検査対象を決定し、個別のプラントのパフォーマンスを経時的に監視し、事象の重要性を判断している。

NRC では、今後の発展とプログラム変更の実施に向けた計画を策定し、全面的な実施に先立ち、いくつかのパイロットプラントで試行した。

結果出来上がったプログラムは、「原子炉事故につながる恐れのある事象の頻度を低く維持する」等、一連のハイレベルな性能目標から構成され、ハイレベルな目標と、検査対象となりうる発電所の設計や、緩和系のパフォーマンス等運用上の特徴とを結びつける、より詳細な「コーナーストーン」を伴うものとなっている。また一連のパフォーマンス指標 (PI) もこの中に含まれており、各コーナーストーンには 1 つ以上の PI (非常用交流電源の信頼性等) が設けられている。

¹⁸⁰ W. Travers, “SECY-99-007: Recommendations for Reactor Oversight Process Improvements.”

このプログラムには、上述のPIがカバーしていないエリアでの事業者のパフォーマンスを監視する「ベースライン」検査プログラムが含まれている。NRCの常駐検査員が、必要に応じて他の検査員によるサポートを得て、継続的な検査を実施する。最も嚴重な監視対象となるプラントの設計及び運転のエリアに関しては、以下のNRC検査マニュアルに記載のとおり、プラント固有のPRAに基づく。¹⁸¹

リスクは、以下の4つの形でベースライン検査プログラムに織り込まれている。

- (1) 検査エリアは、コーナーストーンの目標の評価におけるリスク重要度に基づく
- (2) 検査頻度、検査対象とする活動の数、及び各検査エリアにおける検査活動に費やす時間はリスク情報に基づく
- (3) 各検査エリアにおける検査対象とする活動の選定は、プラント固有のリスク情報に基づく
- (4) 検査員にはリスク情報の利用に関する訓練を実施する。

PI、ベースライン検査プログラム、その他検査に基づく情報が定期的に集約されレビューされる。その結果を使ってプラントのパフォーマンスを判定する尺度は、今後のNRCの監視レベルを定義する「規制対応マトリクス (action matrix)」に示されている。このマトリクスは、「事業者対応 (licensee response)」（NRCの追加検査の対象とならない）から「許容不可」のパフォーマンスまでの5つのレベルから構成される。こうした情報に関しては全て、公開レビューを目的にその要約がNRCのウェブサイト上で公開され、NRCと各事業者とによる年次パブリック・ミーティングの場で議論が行われている。

個々の検査指摘事項の結果は、リスク重要度に照らして評価される。リスク重要度に関する評価結果に基づき、フォローアップ検査の程度が判断される。その程度は「追加検査なし」から、1人またはそれ以上の検査官による広範な「複数週間の検査 (multi-week inspection)」にまで及ぶ可能性がある。結果は4段階の色で識別され（緑、白、黄、赤）、上述の規制対応マトリクスの評価に盛り込まれる。

実施段階においてPRAの情報は、プラント設計や運転に関するどの側面を、通常の検査やその他検査の対象とすべきかの判断をサポートするために使用される。PRAの情報は、業界全体及びプラント固有の一連のパフォーマンス指標の内容と措置レベルの閾値 (action threshold) を定義するのに利用されるほか、発見された状況または発生した事象の重要度を判断することにも役立つものである。

NRCでは、職員のリスク能力の向上を目的とした一連のプロジェクトに

¹⁸¹ Chapter 0308, Attachment 2 of “NRC: Inspection Manual Chapters.”

着手した。新たな研修プログラムを通じて、検査官とそのマネージャには PRA に関する情報が提供された。これらプログラムは、概要から固有の技術的テーマに関する詳細な訓練に至る多様な分野に及んだ。「上級原子炉分析官」という新たな検査官のカテゴリーも設定された。このカテゴリーの検査官は、検査プロセスとリスク評価の双方に関する専門知識を有している。NRC の各地域事務所には、これら専門知識を有する上級原子炉分析官が数名ずつ配置されている。

3. 18. 1 課題

NRC の検査プログラムは、対象となる職員及び設備の数の点から見て非常に大規模なものであった。これには、プラントのパフォーマンスデータと検査指摘事項の分析に基づいた事業者のパフォーマンス評価が含まれ、その全ての実施には多大な労力を要した。

影響を受ける全ての原子炉ではすでに、早期の規制イニシアティブへの対応として、品質と規制対応レベルにばらつきのある PRA を実施していた。¹⁸² その手法とツール（フォルトツリー解析等）は、当時の PRA 標準の欠如を反映し、PRA ごとに様々であった。¹⁸³ 一部の PRA 要素（火災リスク分析等）に関しては、比較的単純かつ保守的であった。

こうしたばらつきは NRC にとって、現実的かつ客観的な評価ツールの開発を指向する上での重要な課題であった。NRC では、一連の標準プラント評価リスク（SPAR）モデルを開発し、維持しており、こうした開発に対する所見に関しては、本節末尾に付記する。

プラントデータ（システム信頼性に関する定量的推定値に変換された機器の試験結果等）に基づくパフォーマンス指標の開発に際しては、データの収集・分析手段、結果の提示方法、修正措置を促す措置レベルの「閾値」の開発が必要であった。

この新たな「ベースライン」検査プログラムは大きな変更であり、最もリスク重要度の高いプラント機器に重点が置かれるようになった。事業者の活動の一部は、新たなパフォーマンス指標の対象外であった。この新たなプログラムには、当該発電所に対する NRC の SPAR モデルと対比して、事業者のプラント固有の PRA に関するベンチマークを行うことが含まれた。¹⁸⁴ このベンチマークの目的は、より単純な SPAR モデルとプラント固有の PRA のそれぞれから得られるリスク重要度の整合性を確保すること

¹⁸² Nuclear Regulatory Commission (NRC), “Generic Letter (GL) 88-20: Individual Plant Examination for Severe Accident Vulnerabilities 10 CFR 50.54(f),” November 23, 1988.

¹⁸³ SPAR モデルには、事業者の多くのリスクモデル同様、火災やある特定のプラント運転状況といった特定のハザードの現実的なモデリングを行う上での限界が反映されている。SDP プロセスには、こうしたハザードに基づきリスクを考察するための対策（代替アプローチ）が盛り込まれている。これら代替アプローチを用いた結果が、NRC と事業者との重要な議論における焦点となる場合がある。

¹⁸⁴ Brian W. Sheron, “SECY-15-0124: Status of the Accident Sequence Precursor Program and the Standardized Plant Analysis Risk Models,” October 5, 2015, <http://www.nrc.gov/docs/ML1518/ML15188A101.pdf>.

にあった。プラントパフォーマンスの判定基準、現行の規制上の問題及び関連するステータスに対して、追加のベースライン検査が実施された。

NRC と検査対象の事業者とも、PRA に関する専門知識を有する職員の数に限りがあった。PRA の ROP への展開には、特に NRC 内で検査活動に直接関わる部署を中心に、現状を上回る専門知識が求められた。その結果、広範な研修プログラムが導入されることとなった。

3.18.2 レガシー

ROP の改訂の決定には、ステークホルダー、一般市民及び NRC の広範な対話が必要であった。こうした広範な対話とパイロットプラントでの試行がプログラムの実施を成功させるための重要な鍵であった。

事業者の対応は、PRA のプラント固有のリスクモデルへの取り組みのばらつきを（少なくともある程度）反映しながら変化してきた。より高度な PRA モデルを有する事業者の中には、NRC との対話において追加的な知見を持ち込むために PRA を使用している者もいる。例えば、プラントの事象や状態に対して、PRA を使用し、その重要性の度合いを反映させられる。¹⁸⁵ その他事業者は、検査指摘事項の重要性の低減のために（「黄」から「白」等）、NRC の評価に含まれる特定の問題への対処に多大なリソースを費やしている。

ROP は、プラントパフォーマンスに関するより客観的な情報を提供し、リスク重要度が最も高い機器や活動に、規制当局の検査のリソースを充て、プラントパフォーマンスを公開で評価することに、成功を収めるに至った。

NRC では、広範な組織内インフラ、職員の専門知識、研修、プラントモデルを必要とした。関連するコストは、状況によっては回避できる可能性がある。例えば、共通の標準に準拠し、共通のソフトウェアを使用することで、規制側がモデルやソフトウェアを持つ必要性を回避できる。現在では、外部機関による研修を規制当局の PRA 研修として利用できる可能性もあり、研修の開発コストと実施コストを削減できる可能性がある。しかし、客観性と公開性など、このプログラムで得られるメリットは、発生したコストに見合うものであった。

3.18.3 付録：NRC の SPAR モデルの進化

1990 年代半ばに NRC は、内部のニーズに応えるために、一連のリスクモデルの開発に着手した。「単純化」リスク分析モデル（現在の「標準化」リスク分析モデル）または SPAR モデルと呼ばれるこれらモデルが使用される機会は、それ以降、増加し続けている。

1995 年の PRA 政策の発表以降、NRC が直面した 1 つの問題は、産業全

¹⁸⁵ SDP プロセスには、事業者が NRC のリスク評価をレビューし、これにコメントすることのできるステップが含まれている。NRC 職員はコメントを検討し、それが適切であると判断すれば評価に修正を加え、最終的な評価を確定する。

体に影響を及ぼす「一般安全問題 (Generic Safety Issue)」への対処方法であった。¹⁸⁶ 当時利用可能であったリスクモデルには、いくつかの詳細なプラント固有の PRA (第 2.3.2 章を参照)、NUREG-1150 研究 (第 2.3.7 章を参照)、IPE 及び IPEEE (第 2.3.6 章を参照) があった。こうしたモデルには、事業者ごとに大きなばらつきがあった。

NRC では、規制上の決定をサポートする PRA モデル ライブラリーの開発を目的として、様々な選択肢に関する検討を行った。このライブラリーには (1 つの選択肢として)、全ての事業者のモデルと関連ソフトウェア、それらを使うための研修スタッフが含まれる予定であった。NRC は最終的に他の選択肢を志向し、重要なプラント固有の情報の反映を必要に応じて行いつつ、共通のモデル化アプローチとソフトウェアを使用して、一連の単純化したリスクモデルを開発した。これが SPAR モデルとなった。

その後、NRC は SPAR モデルの使用を大幅に拡大した。重要なことに、検査指摘事項の評価を補助し、その指摘事項の重要度を判断するために、NRC はこのモデルを使用し始めた。この追加の用途では、より完全で正確なモデルが必要と判断された。その結果、SPAR モデルのスコープは、外部ハザードやプラント停止時に起こる事象、さらにはレベル 2PRA まで拡張された。SPAR モデルはプラント固有の PRA と比較され、必要に応じた調整が行われてきた。¹⁸⁷

これと時を同じくして、米国の原子力業界は PRA 標準とこれに関連するピアレビュー プロセスの開発への投資を行った (第 2.4.2 章を参照)。2000 年代後半に NRC は、SPAR モデルもこの標準に適合することが望ましいと判断し、2009 年にピアレビューを実施した。¹⁸⁸ SPAR モデルの改善が行われ、数年後に完成した。

当時の PRA 情報の状況を踏まえれば、SPAR モデルの開発は不適切な判断ではなかった。それ以降、SPAR モデルはきわめて有益なものとなってきた。しかし現時点で、1990 年代にはなかった PRA 標準を踏まえて判断を行うと、SPAR モデル (または同様のモデル等) は開発されていなかった可能性もある。

より具体的には、現在、SPAR のようなモデルを開発し使用することを決定する際には、いくつかの要因を考慮に入れなければならない。

¹⁸⁶ 一般安全問題は、NRC の複数の被規制者に影響を及ぼす恐れのある問題である。NRC では、こうした問題に関するデータベースを維持し、問題の特定、その安全性への影響の分析とそれに対する規制措置に関する報告を行っている。詳しくは、“NUREG-0933, Main Report with Supplements,” 0933, accessed December 1, 2016, <http://nureg.nrc.gov/sr0933/>.

¹⁸⁷ SPAR の進化については次の文献で詳細に論じられている、Richard R. Sherry, Peter L. Appignani, and Robert F. Buell, “The NRC’s SPAR Models: Current Status, Future Development, and Modeling Issues,” 2008, <https://inldigitalibrary.inl.gov/sti/4074965.pdf>.

¹⁸⁸ このピアレビューの結果については次の文献を参照、James Knudsen et al., “Peer Review of NRC Standardized Risk Analysis Models” (ANS PSA 2011 International Topical Meeting on Probabilistic Safety Assessment and Analysis, Wilmington, NC: American Nuclear Society, 2011).

- ・ **使用目的** : NRC が SPAR モデルの使用を拡大していない場合、モデルの改善（ピアレビューや標準との比較を含む）へのその後の投資は、費用対効果に優れていない可能性がある。ROP などの規制活動でモデルを使用する決定が下されると、この投資は合理的になものになった。
- ・ **事業者の PRA モデルの開発状況** : すべての事業者が、現在の標準に従って、(SAPHIRE などの) 共通のソフトウェアを使用して PRA を開発している場合、規制当局はそれらをより効率的に採用することができる。NRC が SPAR モデルの開発を開始したときはこのような状況ではなかった。
- ・ **事業者の PRA モデルの規制当局への提供** : 事業者が PRA モデル（及びその更新版）を規制当局に進んで提供し、あるいは要求されて提供する場合、規制当局の採用とその後の使用がより効率的になる可能性がある。NRC が SPAR の決定を下した際も、この状況は当てはまらなかった。

限定的な成功

プラントの高度な複雑さとそれに起因する記録管理の煩雑さといった実務的な理由から、RI-GQAの成功は限定的なものとなっている。さらにこのコンセプトは従来の方針を否定するものであり、その結果、規制当局の職員の中にも変更の許可に難色を示す者もいる。現在のところ、今後の許認可申請が大きな成功を収めることができるかどうかはわからない。

第 3.19 節 RI-GQA や規則 10 CFR 50.69 における限定的な成功

米国の原子炉は、最初に認可された時点で、多くのプラント機器に対して、QA 及びその他特別な措置要件が履行されていた。¹⁸⁹ こうした要件の目的は、機器が信頼でき、確かなものであるという確信を追加的に提供することにあった（第 3.5 章を参照）。

これらのプラントが運転を開始して以降に PRA が登場し、より客観的かつ統合的なリスク評価が可能となった。したがって、従来、特別な措置が必要であるとされた機器の中には、プラントの安全性とリスクに関して特に重要でないものが多く含まれていた。

1995 年に出された NRC の PRA に関する政策声明では、PRA によって重要度がそれほど高くない機器の特定が可能であることが示唆されている。事業者がこれを最初に導入する時に支出するコストは、少なくとも概念的には、その後の運転コストが削減できることにより相殺されることとなる。結果的に規則 10 CFR 50.69 「RI-GQA」は、こうした概念を具体化したものとなった。

3.19.1 課題

RI-GQA プロセスは、プラントにある何千もの機器に適用できる。各機器に関連する特別な措置要件のすべてが、¹⁹⁰ 要件に関する基準も含め、特定されることとなる。これには、多大なリソースを要した。

機器の特定と評価に使用する PRA は、業界の PRA 標準と規制指針 (RG) 1.200 に適合することが求められる。PRA の結果は、モード変更、停止時の安全性、緊急時操作手順の使用、起因事象、別のリスク上重要な機器の故障、事故または過渡事象の緩和など他の要因を含む定性的リスク評価によって補足された。

リスク重要度の分類化プロセスは、業界の指針とプラント適用要件に従って実施された。多くの安全関連システムには、何千もの機器が含まれ、IDP によりそのすべてを分類・評価する必要があった。IDP は、リスク情報の適用と PRA の使用に関する特別な訓練を受けた、多分野を代表する経験豊かな専門家からなる専門委員会である。

IDP により承認されたリスク重要度の分類が、代替的な措置要件を実施する目的でデータベースに実装されることとなった。

¹⁸⁹ 10 CFR 50.69 の草案を公表しコメントを求めることを提案した NRC の文書では、特別な措置要件とは、「商用グレードに分類される機器の業界標準要件を超える SSC に課せられた最新の要件を言い、設計基準条件下で機器が機能要件を満たすことができるという補足的な信頼性を保証する要件を言う」と、スタッフは示唆している。こうした追加となる特別な措置要件には、追加の設計考慮、適格性、変更管理、文書化、報告、メンテナンス、試験、監視、品質保証要求事項などがある。

¹⁹⁰ NRC の指針では、例えば、プラントシステムのサブセットを対象とするなど、プラント内での限定的な適用を認めている。ただし、選定された各システムの十分な評価が求められた。

NRCの担当者は、特別な措置要件を緩和することに懸念を表明した。こうした懸念の一部は、機器のパフォーマンスの潜在的低下に関する技術的なものであった。また一部は、事業者が節減したリソースが必ずしも安全に再投資されるとは限らないという、哲学的な懸念でもあった。こうした反対意見は、レビュープロセスがより抑制的となるように寄与した可能性はある。規制緩和が認められた結果、コントロールが低下した分野で規制当局による追加の調査や検査が実施されるのではないかといった不安が生じるなど、事業者側にも抵抗、理解の不足、変更に対する躊躇があったことは間違いない。現在、こうした問題は、「原子力に関する公約の実現 (Delivering the Nuclear Promise)」に関する業界の新たな取り組みの一環として再検討されている。

負担緩和の実現可能性が不透明であったこと、及びコスト削減を予測する能力の問題を反映して、コスト削減額の見積りはまだ不確実なものであり、リソースの再配分を実現しそれに伴う節減額を手に入れるまでには至らない状況であった。特定の分野での大きな利点としては、分類を行って範囲が削減されたことにより、リスク重要度の高い機器（安全関連機器及び非安全関連機器）に重点が置かれ、その結果、信頼性が向上していることである。

RI-GQAの実施には、事業者側の広範なプログラムが必要であった。これには、形状、適合性、あるいは機能の違いに対処しなければならない調達プログラムも含まれていた。また「補足的な信頼性」に関する基準の欠如もあり、結果的に調達に関するいくつかの申請が不合格となっている。エンジニアリングに関する代替措置の開発手順とそれに関連するプロセスの欠如は、便益の創出に対し大きな遅延を招くこととなった。便益の創出に関して経営上の集中化と優先順位を高める対応が行われなかったことが、この問題を悪化させた。事業者側にとっては、非安全関連の部品が安全関連用途に使用される場合に、NRCの追加検査によりどの程度規制の対象となるのかも明確ではなかった。

安全関連の修理及び交換に関しては、現在のところ、代替となる非安全関連の動力配管コードを実際に使用できる、適切なコード、標準またはコードケースが欠如している。

こうした課題への対処として、10 CFR 50.69の実施を目的としたLARの提出をより多くの事業者に促すための新たな産業界の取り組みが行われている。

3.19.2 実施

STPでは、1990年代半ばから、他にあまり例のない設計の冗長性と優れたPRAモデルを活用した、RI-GQAプログラムに着手している。NRCは後年、RI-GQAの実施に向けた許容できる1つのアプローチについて示した指針を（規制ガイドの形で）発表している。STPの申請は2002年に承認され、付録J（タイプB及びCの格納容器漏えい試験）、その他工学試験プログラム（MOV等、Generic Letter 89-10）をはじめとする特別な措置要件プログラムの範囲調整が可能となっている。

範囲の削減として、特別な措置要件を遵守するための業務量が削減され、これにより組織としてバックログ作業項目やその他活動に対してより大きな重点を置くことが可能となった。これとは対照的に、安全関連用途であるがリスク重要度は小さい設備を対象として、一般産業用機器を調達する件に関しては、わずかな成功となった。同等の非安全関連部品の調達が可能となった事例が見られたほか、限定的ながら商用プロセスの実施が実現された場合もあった。

現行の部品と交換候補部品とのわずかな設計の違いや材質の違いにより、このイニシアティブが事実上中止に追い込まれた事例も見られた。配管やその他の静的機器の修理や交換に、代替 ASME 非安全関連コードと標準を使用することはできなかった。配管やサポートといった静的部品の修理や交換に関連する SSC の分類化をサポートするために、ASME により多様なコードケースが開発された。NRC が求める制限（修理が必要な範囲を大幅に超えて、アンカーポイントから次のアンカーポイントまでの範囲を必ず修理するよう求めるといった例）は、代替措置の使用を妨げた。

現時点では、STP は、リスク重要度の分類を、すべての安全関連システム及び多くの非安全関連のシステムを含めて、合計 96 のシステムにまで拡大している。分類化の取り組みにより、SSC の重要度や、SSC と関連する活動及び措置との関連付けに対する大きな理解が育まれた。その結果、様々なプラント活動に関する簡単かつ技術的な優先順位付けが可能となり、多くのプラントプログラム全体にわたる機器の重点的な取り扱いも可能となった。リスク重要度の分類化プロセスは専門的な定性的リスク重要度分類化プロセスへと進化し、発電所のドアやアクセス通路の分類にまで使用されている。

こうした初期の活動に続き、NRC による新たな自主規制である 10 CFR 50.69 が開発され、Vogtle 原子力発電所でその試験が実施された。この規則では、リスク重要度が低い安全関連機器の取り扱いに関する代替手段について規定されている。NRC による審査の結果、2014 年に Vogtle の認可修正が承認された。この認可を受けた事業者は、RI-GQA の全面的な実施を予定しているが、今後更に、様々な工学分野に関する代替の取り扱いプログラムの開発と調達プロセスの確立を進める予定である。こうした取り組みを進めるには、リスク重要度の分類作業と、代替となる取り扱いプログラムの開発の双方の実現に向けた、複数年に及ぶ統合的な戦略が求められる。

3.19.3 レガシー

一般に、事業者は RI-GQA の推進に積極的でなかった。コスト削減額が不透明であったということとともに、機器の追加分析とそれに関連する記録管理に多大な労力を要するものと考えられた。その明確な例外となったのが STP であった。他にあまり例のない設計の冗長性と、確立されたプラント固有の PRA により、RI-GQA プロセスの有用性は高まることとなった。STP では、従来作業の活用が可能であったため、実施コストの効果的な削減が実現された。現在のところ、10 CFR 50.69 の実施に向け

た今後の認可申請がこれ以上の成功を収めることができるかどうかはわからないが、一部の事業者がこれを推進している。

不成功

NRC と ASME が事業者による RI-IST の実施に際して使用できるプログラムを導入したにもかかわらず、双方とも大きな注目を集めることはなかった。

規制当局の承認と実施に要する初期コストは、特に機器試験に関する削減がより限定的である点を考慮した場合、長期的に見た便益を上回る費用となっているようである。

第 3.20 節 リスク情報に基づく供用期間中試験

米国の原子力発電所が設計された当初の時点には、ポンプやバルブなどの安全関連機器の試験に関する情報はほとんど存在しなかった。ASME を含めて、共通の標準策定を担う委員会が、試験の要件や頻度、範囲を定義することを目的とした標準を策定している。保守的なアプローチが当初採用され、その後の試験合格基準にもそれが浸透している。

PRA は、プラント機器の安全重要度に関するより現実的な評価、重要な機器故障モード、更には、試験頻度や系統試験の構成といった運用上の判断に関する安全性の意味合いを提供した。拡大解釈すれば、PRA は当初の保守的な試験アプローチを評価し直すための手段を提供した。¹⁹¹ NRC の PRA に関する政策声明をきっかけとして、RI-IST の開発が推進されることとなった。

3.20.1 課題

RI-IST プログラムにはいくつかの課題が存在した。事業者は、機器のリスク重要度に基づく代替試験アプローチを用いて、新たな試験手順を開発する必要があった。また、RI-IST プログラムの対象となる可能性がある機器の分類を目的とした、広範な情報収集システムの開発も必要であった。

使用中のプログラムとの置き換えには、新たな試験プログラムに対する規制当局の承認が必要であった。この承認には、規制当局のレビュー担当者の懸念を解消するために、長い期間を要する場合もあった。更に、これに関連する PRA のスコープと品質が「十分であること」が求められたが、それが何を意味するかを示す指針はほとんどなかった。

3.20.2 実施

RI-IST プログラムは 2 つの方法で実施することができた。1 つの方法は、規制ガイド (RG) 1.175 を適用し NRC への認可修正申請を伴うものであった。もう 1 つの方法は、SDO による「コードケース」の開発を伴うものであった。これらのコードケースに関しては、継続的な改善を伴うまだ開発中の新たな手法が含まれていた。事業者が NRC との追加交渉の必要なく、新たな手法を実施することが可能となるには、NRC が最新のコードケースを規制ガイドに含めることを承認する必要があった。

1990 年代後半に 6 つの事業者から申請の提出があった。そのうちの 4 つが取り下げとなり、2 つが承認されている (San Onofre 及び Comanche Peak)。¹⁹²

¹⁹¹ PRA 調査は、一部の機器が従来考えられていた以上に安全上きわめて重要であるということも示した。

¹⁹² Comanche Peak は RI-IST 手法を試すパイロット プログラムに参加し、そこで得られた情報が RG1.175 の策定に活用された。

NRCでは、2003年に規制ガイド（RG）1.192¹⁹³において数多くのコードケースを承認している。どの程度の数の事業者がRI-ISTの実施を推進するコードケースを使用しているかについては、現在のところ不明である。

194

3.20.3 レガシー

規制ガイド1.175は、1997年にパブリックコメントを求める目的で発行された。一般公衆からのフィードバックは、原子力業界からの支援と、市民グループからの反対という歴史的傾向に沿ったものであった。最終版は1998年に発表されている。

ほぼ同時期に、NRCの内外においてRI-ISTに関する懸念が浮上している。既存のISTプログラムに関与する一部担当者から懸念が挙げられたが、その懸念とは、リスク情報に基づくアプローチにより、より最適なアプローチが利用可能になることが示されているとはいうものの、RI-ISTプログラムが結果的に、安全関連機器の性能低下をもたらしたり、緊急事態における潜在的に許容できないパフォーマンスを招く恐れがあるというものであった。

実際のところ、許容される変更はNRCの承認に要する実施コストに比して、十分に見合ったものであるとは考えられない。

¹⁹³ Nuclear Regulatory Commission (NRC), “Regulatory Guide (RG) 1.192: Operation and Maintenance Code Case Acceptability,” August 2014, <http://www.nrc.gov/docs/ML1334/ML13340A034.pdf>.

¹⁹⁴ 取り下げの時点において、従来はRG1.175のアプローチを使用していた少なくとも1つの事業者が、コードケースを使用する意向を示した。

参考文献一覽

- Analysis, U. S. Nuclear Regulatory Commission Division of Risk. *Probabilistic Risk Assessment (PRA) : Status Report and Guidance for Regulatory Application, Draft Report for Comment*. Division of Risk Analysis, Office of Nuclear Regulatory Research, U.S. Nuclear Regulatory Commission, 1984.
- “ANS/ASME-58.22-2014, Requirements for Low Power and Shutdown Probabilistic Risk Assessment -- ANS / Store / Standards.” Accessed December 1, 2016. <http://www.ans.org/store/item-240304-E/>.
- “ASME – STANDARDS – Standard for Level 1 / Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications.” Accessed November 28, 2016. <https://www.asme.org/products/codes-standards/ras-2008-standard-level-1-large-early-release>.
- Atomic Energy Commission. *Theoretical Possibilities and Consequences of Major Accidents in Large Nuclear Power Plants : A Study of Possible Consequences If Certain Assumed ... Were to Occur in Large Nuclear Power Plants*. University of California Libraries, 1957.
- Callan, L. Joseph. “(For the Commissioners) SECY-97-077 : Draft Regulatory Guides, Standard Review Plans and NUREG Document in Support of Risk Informed Regulation for Power Reactors,” April 8, 1997. <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/commission/secys/1997/secy1997-077/1997-077scy.pdf>.
- . “(For The Commissioners) SECY-97-168 : Issuance for Public Comment of Proposed Rulemaking,” July 30, 1997.
- Chunis, J.A., and P.J. Amico. “Millstone Unit 1 Probabilistic Risk Assessment of the Decay Heat Removal Systems.” Connecticut : Northeast Utilities Services Company, January 1979.
- Collins, H. E., B. K. Grimes, and F. Galpin. “Planning Basis for the Development of State and Local Government Radiological Emergency Response Plans in Support of Light Water Nuclear Power Plants.” *ResearchGate*, December 1, 1978. doi:10.2172/5765828.
- Dimitrijevic, V. “Short Course : Risk-Informed Operational Risk Management.” Massachusetts Institute of Technology (MIT), 2008.
- Electric Power Research Institute. “Revised Risk-Informed Inservice Inspection Evaluation Procedure,” February 10, 2000.
- Epler, E. P. “A PHILOSOPHY OF CONTROL-SYSTEM DESIGN.” Oak Ridge National Lab., Tenn., 1956. <http://www.osti.gov/scitech/biblio/4351983>.
- Epler, E. P., and D. P. Roux. “Incipient Failure Diagnosis for Assuring Safety and Availability of Nuclear Power Plants.” In *Proceedings of AEC-Sponsored Conference at Gatlinburg, Tenn, October 30-November 1, 1967. CONF-671011. January 1968*, 1967.
- Farmer, F. R. “Siting Criteria-a New Approach.” In *Proceedings of the IAEA Symposium on Nuclear Siting*, 303-29, 1967. http://www.iaea.org/inis/collection/NCLCollectionStore/_Public/44/070/44070762.pdf#page=317.
- “Final Safety Evaluation for Nuclear Energy Institute (NEI) Industry Guidance Document NEI 06-09, Revision 0, “Risk-Informed Technical Specifications Initiative 4b, Risk-

- Managed Technical Specifications.” Washington, D.C : Nuclear Regulatory Commission, May 2007.
- Garrick, B. J., W. J. Costley, and Gekler, W. C. “A Study of Test Reactor Operating and Safety Experience.” Prepared for Phillips Petroleum Company, Prime Contractor to the US Atomic Energy Commission. Homes & Narver, Inc., May 10, 1963.
- Garrick, B. J., W.C. Gekler, J. M. Duncan, R. H. Karcher, and B. Shimizu. “A Study of Research Reactor Operating and Safety Experience.” Prepared for Phillips Petroleum Company, Prime Contractor to the US Atomic Energy Commission, June 12, 1964.
- Garrick, B. J., W.C. Gekler, L Goldfisher, R. H. Karcher, B. Shimzu, and J. H. Wilson. “Reliability Analysis of Nuclear Power Plant Protective Systems.” Prepared for US Atomic Energy Commission. Homes & Narver, Inc., May 1967.
- Garrick, B. J., W.C. Gekler, and H. P. Pomrehn. “An Analysis of Nuclear Power Plant Operating and Safety Experience.” Prepared for US Atomic Energy Commission. Homes & Narver, Inc., December 1966.
- Garrick, B. J., B. Shimzu, E Behrens, W.C. Gekler, L Goldfisher, and J. H. Wilson. “Reliability Analysis of Carolinas Virginia Tube Reactor Engineered Safety Systems.” Prepared for Phillips Petroleum Company, Prime Contractor to the US Atomic Energy Commission. Holmes & Narver, Inc, August 1967.
- Garrick, B. John. “Memo to the Director, Division of Civilian Application, on Considering the Use of Probabilistic Methods in Nuclear Reactor Safety Analysis,” n.d.
- . “PRA-Based Risk Management : History and Perspectives.” *Nuclear News*, 2014. http://www.ans.org/pubs/magazines/download/a_940.
- . “Recent Case Studies and Advancements in Probabilistic Risk Assessment.” *Risk Analysis* 4, no. 4 (1984) : 267-279.
- . *Unified Systems Safety Analysis for Nuclear Power Plants*, 1968.
- Garrick, B. John, and Robert F. Christie. *Quantifying and Controlling Catastrophic Risks*. Academic Press, 2008.
- Garrick, B. John, and et al. “OPSA–Oyster Creek Probabilistic Safety Analysis.” Prepared for Jersey Central Power & Light Company. Pickard Lowe and Garrick Incorporated (PLG), August 1979.
- Gossick, L.V., M. L. Ernst, and et al. “Task Force Report for the Study of the Reactor Licensing Process,” October 1973.
- Hakata, Tadakuni. “Seismic PSA Method for Multiple Nuclear Power Plants in a Site.” *Reliability Engineering & System Safety* 92, no. 7 (2007) : 883-894.
- Hakata, Tadakuni, D.H. Johnson, and W. Epstein. “Improvement of External Event (Tsunami Seismic) PSA Approach for Severe Accidents of Nuclear Power Plants.” American Nuclear Society, 2013.
- Hart, R. S., and W. T. Harper. “Final SNAPSHOT Safeguards Report.” Atomics International, North American Aviation, March 20, 1965.
- Hoyle, John C. “Staff Requirements – SECY-97-077 – Draft Regulatory Guides, Standard Review Plans And NUREG Document In Support Of Risk Informed Regulation For Power Reactors,” June 5, 1997. <http://www.nrc.gov/docs/ML0037/ML003752391.pdf>.
- IAEA. “Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants 75-INSAG-3 Rev. 1,” 1999. <http://www-pub.iaea.org/books/IAEABooks/5811/Basic-Safety-Principles-for-Nuclear-Power-Plants-75-INSAG-3-Rev-1>.

- . “Risk Informed In-Service Inspection of Piping Systems of Nuclear Power Plants : Process, Status, Issues and Development,” 2010. <http://www-pub.iaea.org/books/IAEABooks/8375/Risk-Informed-In-service-Inspection-of-Piping-Systems-of-Nuclear-Power-Plants-Process-Status-Issues-and-Development>.
- “Indian Point Probabilistic Safety Study.” Prepared for Consolidated Edison Company of New York and the New York Power Authority. New York, n.d.
- “Individual Plant Examination Program : Perspectives on Reactor Safety and Plant Performance.” Nuclear Regulatory Commission, Division of Systems Technology, December 1, 1997. <http://www.osti.gov/scitech/biblio/569126>.
- Kaplan, Stanley, and B. John Garrick. “On the Quantitative Definition of Risk.” *Risk Analysis* 1, no. 1 (1981) : 11-27.
- Knudsen, James, Robert F. Buell, John Schroeder, Anthony Koonce, and Peter L. Appignani. “Peer Review of NRC Standardized Risk Analysis Models.” Wilmington, NC : American Nuclear Society, 2011.
- Lewis, Harold Walter, Robert J. Budnitz, W. D. Rowe, H. J. C. Kouts, F. Von Hippel, W. B. Loewenstein, and F. Zachariasen. “Risk Assessment Review Group Report to the US Nuclear Regulatory Commission.” *IEEE Transactions on Nuclear Science* 26, no. 5 (1979) : 4686-4690.
- Lewis, Howard W., R. J. Budnitz, A. W. Castleman, D. E. Dorfan, F. C. Finlayson, R. L. Garwin, L. C. Hebel, et al. “Report to the American Physical Society by the Study Group on Light-Water Reactor Safety.” *Reviews of Modern Physics* 47, no. S1 (1975) : S1.
- “Loss of Residual Heat Removal System, Diablo Canyon, Unit 2, April 10, 1987 (Augmented Inspection Team Report April 15–21, 29 and 1 May 87). | National Technical Reports Library – NTIS.” Accessed November 30, 2016. <https://ntrl.ntis.gov/NTRL/dashboard/searchResults/titleDetail/NUREG1269.xhtml>.
- Meserve, Richard A. Atomic Energy Society Of Japan/American Nuclear Society Topical Meeting On Safety Goals And Safety Culture (2001).
- Mosleh, A., K. N. Fleming, G. W. Parry, H. M. Paula, D. H. Worledge, and D. M. Rasmuson. “Procedures for Treating Common Cause Failures in Safety and Reliability Studies : Procedural Framework and Examples.” *ResearchGate*, January 1, 1988. https://www.researchgate.net/publication/236371031_Procedures_for_treating_common_cause_failures_in_safety_and_reliability_studies_Procedural_framework_and_examples.
- Mulvihall, R. J. *A Probabilistic Methodology for the Safety Analysis of Nuclear Power Reactors*. Planning Research Corporation, 1966.
- Nieh, Ho. “Final Safety Evaluation for Nuclear Energy Institute (NEI) Industry Guidance Document NEI 04-10, Revision 0, ‘Risk-Informed Technical Specifications Initiative 5b, Risk-Informed Method for Control of Surveillance Frequencies’ (TAC NOS. MB2531 and MD3077).” Washington, D.C : Nuclear Regulatory Commission, September 28, 2006.
- (NRC). “Nuclear Regulatory Commission,” November 24, 1981. <https://loc.heinonline.org>.
- . “Nuclear Regulatory Commission,” June 26, 1984. <https://loc.heinonline.org>.
- . “Nuclear Regulatory Commission,” March 21, 1986. <https://loc.heinonline.org>.
- . “Nuclear Regulatory Commission,” June 21, 1988. <https://loc.heinonline.org>.
- “NRC : 10 CFR 50.55a Codes and Standards.” Accessed November 30, 2016. <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/part050/part050-0055a.html>.

- “NRC : 10 CFR Part 21–Reporting of Defects and Noncompliance.” Accessed November 30, 2016. <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/part021/>.
- “NRC : 10 CFR Part 50–Domestic Licensing of Production and Utilization Facilities.” Accessed November 29, 2016. <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/part050/>.
- “NRC : Accident Source Terms for Light–Water Nuclear Power Plants (NUREG–1465).” Accessed November 28, 2016. <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/staff/sr1465/>.
- “NRC : Backfitting Guidelines (NUREG–1409).” Accessed November 28, 2016. <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/staff/sr1409/>.
- “NRC : Backgrounder on the Three Mile Island Accident.” Accessed November 24, 2016. <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/fact-sheets/3mile-isle.html>.
- “NRC : Commission Policy Statements – Use of Probabilistic Risk Assessment Methods in Nuclear Regulatory Activities (60 FR 42622),” August 16, 1995. <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/commission/policy/>.
- “NRC : Generic Environmental Impact Statement for License Renewal of Nuclear Plants–Final Report (NUREG–1437, Revision 1).” Accessed November 28, 2016. <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/staff/sr1437/r1/>.
- “NRC : History.” Accessed November 24, 2016. <http://www.nrc.gov/about-nrc/history.html>.
- “NRC : Inspection Manual Chapters.” Accessed November 27, 2016. <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/insp-manual/manual-chapter/>.
- “NRC : Perspectives Gained From the Individual Plant Examination of External Events (IPEEE) Program – Final Report (NUREG–1742, Volume 1).” Accessed November 28, 2016. <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/staff/sr1742/vol1/>.
- “NRC : PRA Procedures Guide : A Guide to the Performance of Probabilistic Risk Assessments for Nuclear Power Plants : (NUREG/CR–2300).” Accessed November 28, 2016. <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/contract/cr2300/vol2/>.
- “NRC : Regulatory Analysis Guidelines of the U.S. Nuclear Regulatory Commission (NUREG/BR–0058, Rev. 4).” Accessed November 28, 2016. <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/brochures/br0058/>.
- “NRC : Regulatory Effectiveness of the Station Blackout Rule (NUREG–1776).” Accessed November 27, 2016. <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/staff/sr1776/>.
- “NRC : Severe Accident Risks : An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants (NUREG–1150).” Accessed November 21, 2016. <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/staff/sr1150/>.
- Nuclear Energy Institute. “10 CFR 50.60 : SSC Categorization Guideline,” July 2005.
- . “Industry Guideline for Monitoring the Effectiveness of Maintenance at Nuclear Power Plants (Revision 4A),” February 22, 2000.
- . “Letter to the NRC,” December 19, 2013.
- . “Probabilistic Risk Assessment Peer Review Process Guidance,” March 20, 2000.
- . “Risk–Informed Technical Specification Initiative 4b : Risk–Managed Technical Specifications (RMTS) Guidelines,” November 2006. <http://pbadupws.nrc.gov/docs/ML0713/ML071360456.pdf>.

- . “Risk-Informed Technical Specifications Initiative 5b : Risk-Informed Method for Control of Surveillance Frequencies,” April 2007.
<http://pbadupws.nrc.gov/docs/ML0713/ML071360456.pdf>.
- “Nuclear Inservice Inspection.” Accessed November 30, 2016.
<https://www.asme.org/shop/standards/new-releases/boiler-pressure-vessel-code/nuclear-inservice-inspection>.
- Nuclear Regulatory Commission. “Individual Plant Performance Summaries,” 2016.
<https://www.nrc.gov/NRR/OVERSIGHT/ASSESS/>.
- Nuclear Regulatory Commission (NRC). “10 CFR 50.61a Alternate Fracture Toughness Requirements for Protection against Pressurized Thermal Shock Events,” January 4, 2010. [federalregister.gov](http://www.federalregister.gov).
- . “10 CFR Parts 50 and 55 : Policy Statement on the Conduct of Nuclear Power Plant Operations,” n. d.
- . “An Approach for Determining the Technical Adequacy of PRA Results for Risk-Informed Activities,” 2009.
- . “Final Rule – Technical Specifications,” July 19, 1995.
- . “Generic Letter (GL) 88-20 : Individual Plant Examination for Severe Accident Vulnerabilities 10 CFR 50.54(f),” November 23, 1988.
- . “Implementation of The Safety Goals.” 1989, n. d.
- . *Loss of Vital AC Power and the Residual Heat Removal System during Mid-Loop Operations at Vogtle Unit 1 on March 20, 1990*. Washington, D.C : U.S. Nuclear Regulatory Commission, 1990.
- . “Monitoring the Effectiveness of Maintenance at Nuclear Power Plants,” July 10, 1991.
- . “Monitoring the Effectiveness of Maintenance at Nuclear Power Plants,” July 19, 1999.
- . “NUREG-0800 : Risk-Informed Decision Making : Technical Specifications – Chapter 16.1,” March 2007. <http://www.nrc.gov/docs/ML0325/ML032510135.pdf>.
- . “NUREG-0800 : Standard Review Plan For the Review of Risk-Informed Inservice Inspection of Piping – Chapter 3.9.8,” September 2003.
<http://www.nrc.gov/docs/ML0325/ML032510135.pdf>.
- . “Overview of Risk-Informed Regulatory Activities Associated with Technical Specifications,” February 2015.
- . “Regulatory Guide (RG) 1.177 : An Approach for Plant-Specific, Risk-Informed Decisionmaking : Technical Specifications,” May 2011.
<http://www.nrc.gov/docs/ML1009/ML100910008.pdf>.
- . “Regulatory Guide (RG) 1.178 : An Approach for Plant Specific Risk-Informed Decisionmaking for Inservice Inspection of Piping,” April 2003.
<http://www.nrc.gov/docs/ML0317/ML031780764.pdf>.
- . “Regulatory Guide (RG) 1.192 : Operation and Maintenance Code Case Acceptability,” August 2014. <http://www.nrc.gov/docs/ML1334/ML13340A034.pdf>.
- . “Rule 10 CFR50.36 : Technical Specifications,” 2016.
- . “Safety Goals for Nuclear Power Plant Operation.” Nuclear Regulatory Commission, 1983. http://inis.iaea.org/Search/search.aspx?orig_q=RN:14792318.

- . “Safety Goals for Nuclear Power Plants : A Discussion Paper.” Nuclear Regulatory Commission, 1982. http://inis.iaea.org/Search/search.aspx?orig_q=RN:14724072.
- . “Technical Specification Policy Statement,” 1993.
- Nuclear Regulatory Commission, and others. “Overview of the Reactor Safety Study Consequence Model.” *NUREG-0340 (June 1977)*, 1977.
- “NUREG-0933, Main Report with Supplements.” Accessed December 1, 2016. <http://nureg.nrc.gov/sr0933/>.
- Pasternak, T, K. Fleming, and W.J. Houghton. “HTGR Accident Initiation and Progression Analysis Status Report – Volume III : Preliminary Results (Including Design Options).” General Atomic Co., San Diego, Calif. (USA), November 1975. <http://www.osti.gov/scitech/biblio/7283894>.
- Pickard Lowe and Garrick Incorporated. “Application and Comparison of the GO Methodology and Fault Tree Analysis.” Prepared for The Electric Power Research Institute, December 1981.
- . “Bellafonte Unit 1 Phase I Probabilistic Risk Assessment.” Prepared for the Tennessee Valley Authority. Knoxville, Tennessee, October 1985.
- . “Browns Ferry Multi-Unit Probabilistic Risk Assessment.” Prepared for the Tennessee Valley Authority. Decatur, Alabama, January 1995.
- . “Browns Ferry Nuclear Plant Unit 2 Probabilistic Safety Assessment with Unit 3 Operating.” Prepared for the Tennessee Valley Authority. Decatur, Alabama, May 1996.
- . “Browns Ferry Nuclear Plant Unit 3 Probabilistic Safety Assessment with Unit 2 Operating.” Prepared for the Tennessee Valley Authority. Decatur, Alabama, May 1996.
- . “EPZ Determination for the Republic of China – Phase I : Preliminary EPZ for Kuosheng (Volumes 1 and 2).” Prepared for the Atomic Energy Council of the Republic of China, June 1990.
- . “Oconee PRA, A Probabilistic Risk Assessment of Oconee Unit 3.” Cosponsored by the Electric Power Research Institute, Nuclear Safety Analysis Center, and Duke Power Company, June 1984.
- . “Quantitative Risk Assessment for Noncatastrophic Accidents at a Japanese Nuclear Power Plant.” Prepared for Mitsubishi Atomic Power Industries, Inc., May 1994.
- . “Seabrook Station Probabilistic Safety Assessment.” Prepared for Public Service Company of New Hampshire and Yankee Atomic Electric Company, December 1983.
- . “Seismic and Fire Risk Analysis, Typical Japanese 4-Loop PWR Plant.” Prepared for Mitsubishi Atomic Power Industries, Inc. Tokyo, Japan, July 1988.
- . “Survey of System Improvements for Application of Probabilistic Safety Assessments.” Prepared for IEA of Japan, Ltd, August 1997.
- . “The High Flux Isotope Reactor Probabilistic Risk Assessment : Analysis of the Risk from Internal and External Events.” Prepared for Martin Marietta Energy Systems, Inc., August 1991.
- “Reactor Safety Study. an Assessment of Accident Risks in U. S. Commercial Nuclear Power Plants. Executive Summary : Main Report. [Pwr and Bwr].” Nuclear Regulatory Commission, Washington, D.C. (USA), October 1, 1975. <http://www.osti.gov/scitech/biblio/7134131>.

- Reyes, Luis A. “SECY-06-0124 – Rulemaking Plan to Amend Fracture Toughness Requirements for Protection against Pressurized Thermal Shock Events (10 CFR 50.61),” May 26, 2006. <http://www.nrc.gov/docs/ML0605/ML060530624.pdf>.
- Richner, M., and S. Zimmermann. “Applications of Simplified and of Detailed PSA Models.” In *Probabilistic Safety Assessment and Management*, 1998.
- Safeguards, U. S. Nuclear Regulatory Commission Advisory Committee on Reactor. *An Approach to Quantitative Safety Goals for Nuclear Power Plants*. The Committee, 1980.
- Safety Commission, Canadian Nuclear. “Summary Report of the International Workshop on Multi-Unit Probabilistic Safety Assessment,” July 16, 2015. <https://www.cnsccsn.gc.ca/eng/resources/research/technical-papers-and-articles/2015/2015-multi-unit-safety-assessment.cfm>.
- Schon, F. J., O. H. Paris, and J. P. Gleason. “Opinion and Recommendations to the Commission on Societal Significance of Risk Estimates.” Syllabus in the Matter of the Indian Point Special Proceedings, Dockets 50-247G and 50-286G, October 24, 1983. NRC Public Document Room.
- “Seventies.” Accessed November 24, 2016. <http://users.owt.com/smsrpm/nksafe/seventies.html>.
- Sheron, Brian W. “SECY-15-0124 : Status of the Accident Sequence Precursor Program and the Standardized Plant Analysis Risk Models,” October 5, 2015. <http://www.nrc.gov/docs/ML1518/ML15188A101.pdf>.
- Sherry, Richard R., Peter L. Appignani, and Robert F. Buell. “The NRC’ s SPAR Models : Current Status, Future Development, and Modeling Issues,” 2008. <https://indigitalibrary.inl.gov/sti/4074965.pdf>.
- Siddall, E. “Statistical Analysis of Reactor Safety Standards.” *Journal of Occupational and Environmental Medicine* 1, no. 6 (1959) : 352.
- Specter, H. “Lessons from the Indian Point Hearing.” *Nucl. Saf. ; (United States)* 27, no. 3 (1986). <http://www.osti.gov/scitech/biblio/5407889>.
- Starr, Chauncey. “Radiation in Perspective.” *Nucl. Safety* 5 (1964). <http://www.osti.gov/scitech/biblio/4004706>.
- . “Social Benefit versus Technological Risk.” *Readings in Risk*, 1969, 183-194.
- “Technique for Human Error-Rate Prediction.” *Wikipedia*, April 15, 2015. https://en.wikipedia.org/w/index.php?title=Technique_for_human_error-rate_prediction&oldid=656627365.
- Tennessee Valley Authority. “Comments on Draft NUREG-1150 (Reactor Risk Reference Document),” September 28, 1987. <http://www.nrc.gov/docs/ML1111/ML111151348.pdf>.
- Travers, William D. “SECY-00-0009 – Rulemaking Plan, Reactor Fire Protection Risk-Informed, Performance-Based Rulemaking (WITS Item 199900032),” January 13, 2000. <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/commission/secys/2000/secy2000-0009/2000-0009scy.pdf>.
- . “SECY-02-0057 – Update To SECY-01-0133, ‘Fourth Status Report On Study Of Risk-Informed Changes To The Technical Requirements Of 10 CFR Part 50 (Option 3) And Recommendations On Risk-Informed Changes To 10 CFR 50.46 (ECCS Acceptance Criteria),’ ” March 29, 2002. <http://pbadupws.nrc.gov/docs/ML0206/ML020660607.pdf>.

- . “SECY-99-007 : Recommendations for Reactor Oversight Process Improvements,” January 8, 1999. http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/commission/secys/1999/secy1999-007/1999-007scy_attach.pdf.
- . “Staff Requirements – SECY-00-0009 – Rulemaking Plan, Reactor Fire Protection Risk-Informed, Performance-Based Rulemaking (WITS Item 199900032),” February 24, 2000. <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/commission/srm/2000/2000-0009srm.pdf>.
- True, D., K. Fleming, G. Parry, B. Putney, and J. P. Sursock. “PSA Applications Guide. Final Report.” Electric Power Research Inst., Erin Engineering and Research, 1995. http://inis.iaea.org/Search/search.aspx?orig_q=RN:27015409.
- Union of Concerned Scientists (UCS). “Petition for Decommissioning of Indian Point Unit 1 and Suspension of Operation of Units 2 and 3,” 1979.
- United States Nuclear Regulatory Commission. “An Approach for Using Probabilistic Risk Assessment In Risk-Informed Decisions on Plant Specific Changes to The Licensing Basis,” May 2011.
- . “Policy Statement on Safety Goals for the Operation of Nuclear Power Plants.” Washintong DC : Nuclear Regulatory Commission, August 21, 1986.
- U.S. Nuclear Regulatory Commission. “Regulatory Guide 1.155 (Task SI 501-4) Station Blackout.” Washintong DC : Nuclear Regulatory Commission, August 1988.
- Vietti-Cook, Annette. “SECY-98-300 : Options for Risk-Informed Revisions to 10 CFR Part 50 – Domestic Licensing of Production and Utilization Facilities.,” June 8, 1998. <http://www.nrc.gov/docs/ML0037/ML003751348.pdf>.
- . “Staff Requirements – SECY-02-0057 – Update To SECY-01-0133, ‘Fourth Status Report On Study Of Risk-Informed Changes To The Technical Requirements Of 10 CFR Part 50 (Option 3) And Recommendations On Risk-Informed Changes To 10 CFR 50.46 (ECCS Acceptance Criteria),’ ” March 31, 2003. <http://www.nrc.gov/docs/ML0309/ML030910476.pdf>.
- “Voluntary Fire Protection Requirements for Light Water Reactors; Adoption of NFPA 805 as a Risk-Informed, Performance-Based Alternative.” *Federal Register*, November 1, 2002. <https://www.federalregister.gov/documents/2002/11/01/02-27701/voluntary-fire-protection-requirements-for-light-water-reactors-adoption-of-nfpa-805-as-a>.
- Watson, H. A. “Launch Control Safety Study.” *Bell Labs*, 1961.
- Westinghouse Energy Systems. “Westinghouse Owners Group Application of Risk Informed Methods to Piping Inservice Inspection Topical Report,” 1999.
- Willis, C. A. “Statistical Safety Evaluation of Power Reactors.” Memo. Atomic International, 1965.
- “Zion Probabilistic Safety Study.” Prepared for the Commonwealth Edison Company. Chicago, Illinois : Pickard Lowe and Garrick Incorporated (PLG), 1981.