

國內 P.R.A 活 動 및 應 用 現 況

Activities on PRA Researches and its Applications in Korea

韓國에 너지 研究所

原子力安全研究部長 蔡 星 基
原子爐安全研究室長 柳 健 重

韓國電力公社 技術研究院

安全研究役 崔 泳 祥
安全研究 先任研究員 盧 命 燮

要 約

외국에서도 최근에 개발하여 종래의 決定論的 安全性分析方法의 未備點을 補完하여 줄 수 있는 有用한 方法으로 認識되어 있고, 經濟的 意思決定方法으로 널리 活用되고 있는 確率論的 安全性分析方法의 國內 導入 및 그 應用에 관한 活動을 종합·정리하였다. 특히 國內 活動을 研究, 規制 및 應用 分野로 나누어 그 遂行 機關 및 遂行業務를 서술하였으며 최초의 國內 응용연구인 原子力 1, 2號機 補助 給水系統의 信賴度 分析結果를 간단히 紹介하였다.

I. 序 論

1979年에 美國에서 TMI-2 事故가 발생하였으
며 이로 인하여 原子力發電所의 安全性에 대
한 關心이 原子力産業界는 물론 一般大衆에게도
高潮되었다. 따라서 이를 계기로 原子力發電所
의 安全性을 再評價하려는 움직임이 시작되어 종
래에는 그다지 중요하게 인식되지 못하였던 TMI
-2 事故와 같은 경우의 重要性을 지적한 WASH
-1400 (原子爐安全性研究)에서 최초로 原子力發
電所 安全性分析에 이용된 確率論的 分析方法에
대한 關心이 높아지게 되었다.

따라서 1979年以後 確率論的 分析方法論 및
Data Base를 改善·開發하려는 노력과 함께 이
방법의 올바른 活用을 유도하기 위한 遂行節次
開發 노력이 두드러졌으며 실제 발전소에의 응용
도 강화되었다. 특히 確率論的 分析方法是 重要
問題에 대한 意思決定에 經濟的이며, 效果的으로

應用할 수 있다고 알려짐으로써 최근에는 安全
性評價, 技術基準마련, 核施設選定, 運轉員教育,
設計, 安全性改善을 위한 施設補完, 運轉節次 改
善, 試驗·補修節次改善, 發電所 利用率向上 등
여러 分野에의 應用이 이루어지고 있어 그 活用
範圍가 크게 확장되고 있다.

이와 같은 確率論的 리스크分析/評價 (Probabil
istic Risk Analysis/Assessment; PRA)*에 관한
海外活動이 활발해짐에 따라 國內에서도 그동안
이에 관한 關心을 꾸준히 기울여 왔으며 基本的
인 方法論을 導入·應用한 바 있다. 따라서 그간
의 國內 PRA 活動을 研究, 規制 및 應用分野로
나누어 紹介하기로 한다.

II. 研究活動

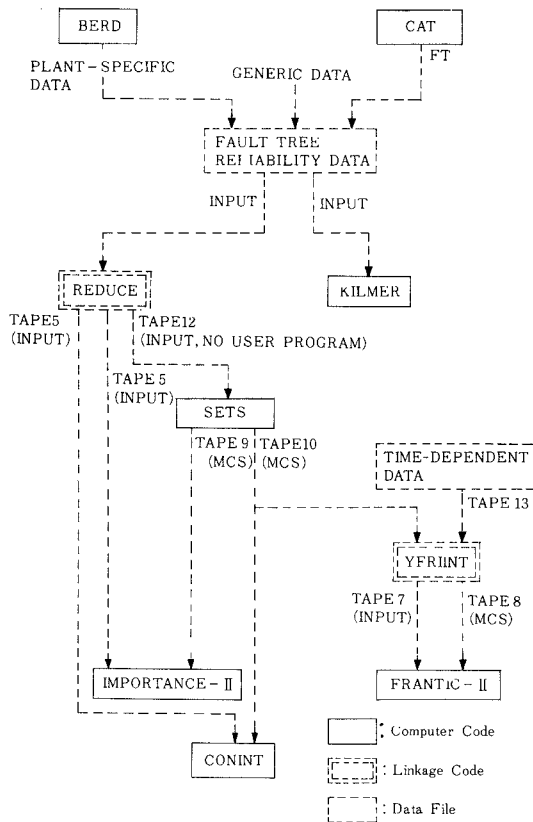
國內 PRA 研究活動은 韓國에 너지 研究所에서
많이 이루어졌으며 서울대학교, 한국과학기술원,

경희대학교 등 대학에서도 PRA에 관한 분석모델 개발 등 基礎研究를 遂行하여 왔다.

한국에너지연구소의 경우 1981년에 PRA 그룹이 구성되어 PRA 技術의 國內導入에 대비하여 外國의 PRA 研究 및 應用에 관한 技術現況을 분석하고¹⁾ 이에 필요한 基本 電算코드들을 入手·確保하였으며, PRA 技術에 대한 理解增進 및 經驗習得 위해 노력해 왔다.²⁻³⁾ 특히 지금까지는 Level-1 PRA 技術 즉 信賴度分析技術에 관한 研究에 주된 관심을 기울여 왔으나 최근에는 線源項評價 (Source Term Evaluation)에 관한 국내 관심이 높아짐에 따라 格納容器分析 (Containment Analysis) 技術을 포함한 Level-2 PRA 技術에 관한 研究에도 관심을 기울이기 시작하였다.

信賴度分析技術을 확보하기 위하여 미국에서

〈그림 1〉 信賴度 分析 電算體制



開發·使用하고 있는 CAT, KILMER, SETS, IMPORTANCE-II, FRANTIC-II 등의 코드를 導入·確保하고 BERD, CONINT 코드를 자체개발하여 코드들간의 入·出力 資料를 손쉽게 다룰 連結코드 (Linkage code)를 개발, 그림 1에 주어진 바와 같은 信賴度分析 電算體制를 마련하였다. 여기에서 언급한 電算코드들의 기능은 表1에 명시한 바와 같다. 이들 코드중에서 BERD 코드는 Bayesian theorem을 이용하여 特定發電所 故障資料와 一般 信賴度資料를 결합하여 特定發電所 品部故障率分布를 구하기 위한 것이며, CO-

〈表 1〉 信賴度 分析 전산코드

코드이름	기능	입력자료	출력자료
CAT	• 故障樹木構成	• 故障樹木 입력	• 故障樹木
BERD	• 特定發電所 信賴度資料 生産	• 先分布資料 • 加重函數選擇	• 後分布資料
REDUCE	• 入力失手認 • SETS 入力 마련 • IMPORTANCE-II 및 CONINT 入	• 故障樹木資料 • 信賴度資料	• TAPE5: CONINT 入力 • TAPE11: IMPORTANCE-II 入力 • TAPE12: SETS 入力
KILMER	• 故障樹木 Plot	• 故障樹木資料 • GATE 및 EVENT 記述	• 故障樹木圖面
SETS	• 定性分析	• 故障樹木 • 信賴度資料 • User 프로그램	• 최소절단셀 및 순위
IMPORTANCE-II	• 定量分析	• 최소절단셀 • 信賴度資料	• 최소절단셀 및 기본사상중요도 • 利用不能度
YFRINT	• FRANTIC-II 入力	• 최소절단셀 • 시간종속 신뢰도 자료	• FORTRAN 等價 최소절단셀 • FRANTIC-II 入力
FRANTIC-II	• 定量分析	• 최소절단셀 • 시간종속 신뢰도 자료	• 시간종속 利用不能度 • 利用不能度 圖面
CONINT	• 不確實性 分析	• 최소절단셀 • 신뢰도 자료	• 계통 이용불능도 불확실성

NINT 코드는 WASH-1400⁶⁾에서 사용한 SAM-
PLE코드와 유사하나 데이터分類方法을 개선한
不確實性分析(Uncertainty Analysis)코드로서 자체
개발한 것이다.

현재까지는 이와 같이 基本電算코드와 관련되
는 부수적 코드개발, IMPORTANCE-II 및 FR-
ANTIC-II와 같은 코드의 기능강화를 위한 분석
모델 改善 노력을 경주해 왔으며 각 電算코드들
을 結合·活用할 수 있도록 하여 일관된 작업을
수행할 수 있게 하기 위한 노력의 일환으로 코드
들간의 入·출력을 손쉽게 다룰 수 있는 REDU-
CE나 YFRTINT와 같은 연결코드(Linkage Code)
의 개발 노력을 기울여 왔다.

格納容器分析(Containment Analysis)技術을 확
보하기 위하여 CORRAL 2, MARCH 1과 같은
코드를 導入·檢証하고 소규모로 코드개선 노력
을 하여 왔으나 아직까지 본격적인 기술개발 연
구는 수행되지 못하였다.

최근에 이르러 原電事故로 인해 放出되는 放
射性物質의 量을 다루는 線源項 再評價/現實化
노력이 강화되고 있으며 이에 대한 국내 關心이
고조됨에 따라 1984년부터 미국 NRC(Nuclear R-
egulatory Commission)와 공동연구로 推進하고 있
는 重大事故研究의 일환으로 외국에서 새로이 開
發하고 있는 線源項評價코드를 選定·導入하여 確
保·改善하고자 하고 있다. 또한 線源項再評價
에 따른 規制 및 設計效果를 分析하여 原電建設
費 節減效果를 파악하기 위하여 韓電用役으로
線源項評價에 관한 現況 調査·分析 研究가 1986
년 4월에 시작되어 이 研究結果에 따라 Level
-2 PRA가 原內에서 최초로 遂行될 전망이다.

結末分析(Consequence Analysis)技術을 확보하
기 위하여 CRAC 2 코드를 導入·確保하고 있으
며 國內氣象資料整備 노력과 함께 國內與件에
적합한 放射能大氣擴散모델 개발노력이 이루어
지고 있으나 아직까지는 技術開發活動이 본격적
단계에는 이르지 못하고 있다.

서울대학교의 경우 국내에서 최초로 PRA에
관련된 研究에 關心을 나타내었으며, 주로 原電
敷地內氣象資料나 人口氣象因子를 사용한 結末
分析모델 개발 등 基礎研究에 관심을 기울여 왔
다.⁵⁻⁶⁾ 최근에는 原電 Stand-by系統의 許用運轉停
止時(Allowed Outage Time; AOT)를 最適化하기
위한 모델開發研究를 수행하고 있다.

韓國科學技術院에서도 安全性目標에 관한 數
值指針開發, 人間失手 取扱모델開發, 線源項計算
모델 開發 등 基礎研究에 관심을 기울여 왔으며,
최근에는 韓電用役으로 PRA수행에 필요한 IBM
用 電算시스템을 開發하고 있다.⁷⁾ 이 開發業務를
위해 信賴度分析코드 SETS, FTAP, FRANTIC,
IMPORTANCE, MOCUP와 BAYES, 格納容器分
析코드 MARCH와 CORRAL, 結末分析코드 CRA
C 2 등을 改善, IBM Version으로 전환하고
있다. 여기에서 MOCUP코드는 不確實性分析用
이며 BAYES는 Bayesian theorem을 이용하는 資
料分析用 코드이다.

III. 規制活動

국내에서는 科學技術處가 原電規制業務를 擔
당하고 있으며 1981年 韓國에너지研究所내에 설
립된 原子力安全센터가 科學技術處의 規制活動
을 技術적으로 支援하고 있다.

지금까지는 PRA 技術을 原電規制에 導入·適
用하는 데 관한 구체적 방안이 세워진 바 없다.
그러나 최근에 規制機關에서도 이에 관한 관심
을 표명하여 原電規制와 관련하여 PRA 遂行範
圍 및 適用方法 등에 관한 論議를 위해 國內專問
家들간의 회합이 있었으며, 앞으로 좀더 論議를
계속하여 이에 관한 적용방안이 마련될 것으로
보인다.

그러나 PRA를 原電規制要件의 하나로 규정하
지는 않았어도 규제기관에서도 이에 관한 관심
은 계속 가져 왔으며, 그동안 PRA에 관한 규제
활동이 더러 있었다. 즉 최근에 전설완료되었거

나 건설중에 있는 原子力5, 6, 7, 8號機는 TMI後續措置要件을 건설허가를 얻은 후 2年以内に 만족시킨다는 조건부로 인가받았으며, 이를 만족시키기 위한 방안강구를 위해 PRA技法을 활용할 것을 규제기관에서는 강력히 추천하고 있다.

이 이외에 NUTECH에 의뢰하여 韓電이 작성·제출한 原子力7, 8號機 補助給水系統 信賴度分析結果⁸⁾를 심사한 바 있으며, 최근에는 原子力3號機의 安全性을 評價하고 信賴度分析을 위한 規制要件을 養成하기 위한 目的으로 한국에너지연구소 원자력안전센터에서는 CANDU 原電 安全系統의 信賴度分析을 遂行하고 있다.

IV. 應用現況

국내의 PRA應用活動은 주로 한국에너지연구소와 韓國電力技術株式會社에서 수행하고 있다.

국내 PRA應用現況을 살펴보면 다음과 같다.

遂行完了된 사업으로는 한국에너지연구소에서 原子力1, 2號機 補助給水系統 信賴度分析을 1984년 4월부터 1년에 걸쳐 국내 최초로 수행한 바 있으며⁹⁾ 한국전력기술주식회사에서도 原電標準化 一段階事業의 일환으로 표준원전설계에 PRA技法을 應用하기 위한 타당성연구와 原子力7, 8號機 補助給水系統 信賴度定性分析을 수행한 바 있다.

현재 진행중인 사업으로는 原電標準化 2段階事業의 일환으로 PRA技法을 이용한 安全性 向上方案檢討에 관한 研究를 1986년 1월부터 20個月에 걸쳐 한국전력기술주식회사와 한국에너지연구소가 공동으로 추진하고 있으며, 技術仕様書 最適化事業을 한국에너지연구소 원자력안전센터에서 추진할 예정으로 있다. 이 사업을 통하여 국내 原電 監視試驗週期를 PRA技法을 이용하여 再檢討할 것이다.

다음에 국내에서 최초로 수행한 原子力1, 2號機 補助給水系統 信賴度分析研究와 현재 진행중인 PRA技法을 이용한 安全性向上方案 검토 연

구를 간단히 소개하기로 한다.

原子力1, 2號機 補助給水系統 信賴度分析

이 연구는 TMI 後續措置要件을 만족시키고 補助給水系統의 安全性을 評價하여 그 脆弱點을 發見함으로써 安全性改善方案을 提示하는 데 그 수행목적이 있었다.

原子力1, 2號機는 美國에서 도입하였으므로 공급국인 美國의 規制基準인 SRP(Standard Review Plan) 10.4.9에서 언급한 NUREG-0611¹⁰⁾에서 취급한 故障樹木方法과 信賴度資料에 의거하여 분석하였다. 또한 主給水喪失時, 主給水喪失 및 所外電源喪失時, 主給水喪失 및 全交流電源喪失時 등 세가지 경우에 발생하는 過渡狀態에 대한 解析을 수행하였다.

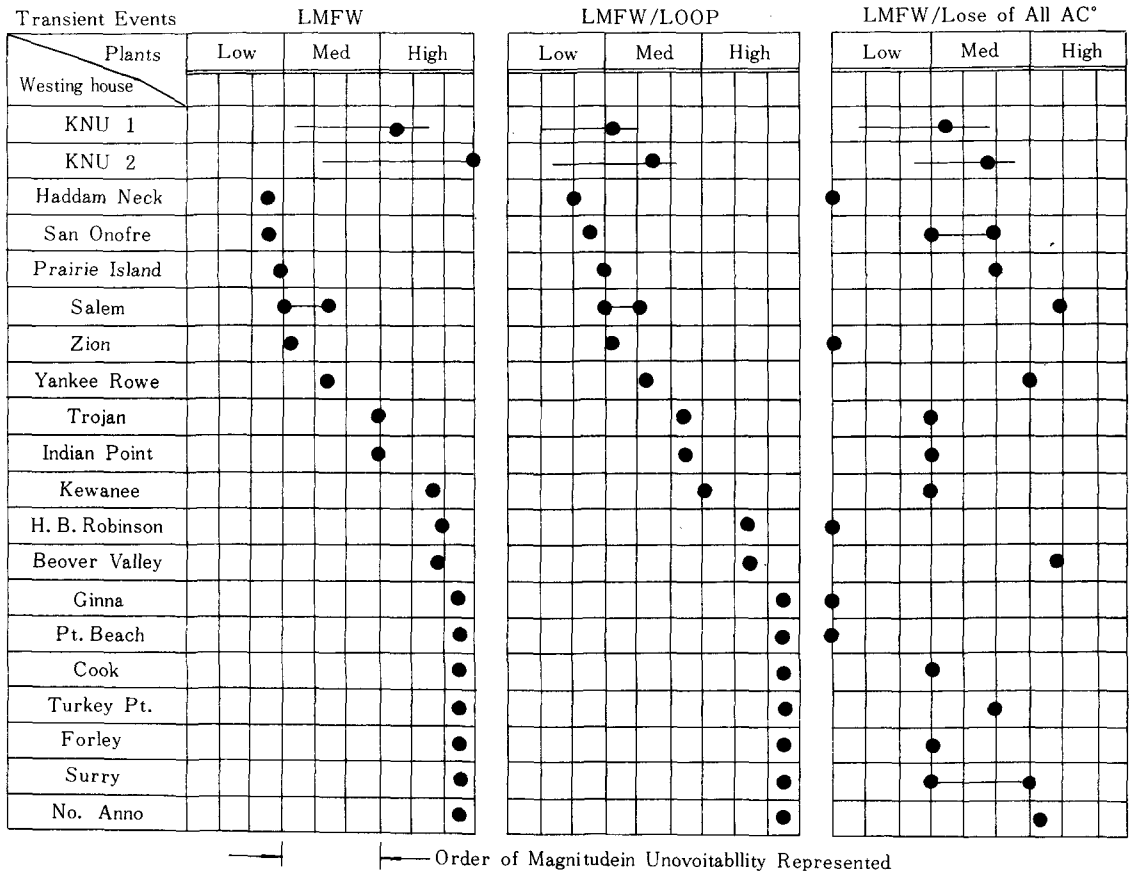
本分析에서는 一般信賴度資料를 사용하였으며 原子力1號機의 경우에는 特定發電所 信賴度資料를 사용한 分析도 병행하여 수행하였다. 一般 信賴度資料는 人間失手나 試驗/補修에 관해서는 原子力1號機와 그 條件이 유사한 UNREG-0611의 資料를, 機械의故障에 대해서는 IREP 資料¹¹⁾를 사용하였으며 필요한 경우 WASH-1400과 原子力7, 8號機⁸⁾나 Seabrook 補助給水系統 信賴度分析報告書를 참조하였다.

本分析은 그림 1에 명시된 전산체제를 이용하여 수행하였으며, 分析結果는 表2에서 보여주는 바와 같이 原子力1, 2號機 모두 SRP 10.4.9의 基準인 主給水喪失時의 利用不能度 $10^{-5} \sim 10^{-4}$ 을 만족하고 있으며 表3에서 알 수 있는 바

(表 2) 補助給水系統 利用不能度(中間值)

發 電 所	1 號 機	2 號 機
過 渡 狀 態		
主給水喪失	7.0×10^{-5}	1.0×10^{-5}
主給水喪失 및 所外電源喪失	9.0×10^{-4}	3.4×10^{-4}
主給水喪失 및 全交流電源喪失	6.8×10^{-2}	2.5×10^{-2}

〈丑3〉 Westinghouse社 設計發電所 補助給水系統 信賴度 分析結果들에 對한 原子力 1, 2號機 補助給水系統 信賴度 分析結果比較



發電所	過渡狀態	脆弱點 최소절단셀	重要度	改善方案
1號機	主給水喪失	COMIFVY	71	•IFV-3503/3054 試驗節次 改善 및 운전 원 교육
	主給水喪失 및 所外電源喪失	COM-DGF * COM-MVX COM-DGF * XPP-58A COM-DGF * XPP-58Y	56 11 9	•디젤발전기 시험 / 보수 강화
	主給水喪失 및 全電源喪失	COM - MVX XPP - 58A XPP - 58Y	75 15 12	•VMS-19A/B 밸브의 Fail Safe 밸브로 교체 또는 비상운전 절차 개선 •XPP-58 펌프 보수 강화 •XPP-58 펌프 시험 및 보수기간 단축
2號機	主給水喪失	없음	-	-
	主給水喪失 및 所外電源喪失	COM-DGF * PMP03CA COM-DGF * PMP03CY COM-DGF * XV1047Y	30 24 15	•디젤발전기 시험 / 보수 강화
	主給水喪失 및 全交流電源喪失	PMP 03CA PMP 03CY XV1047Y	40 32 20	• PMP03C 펌프보수 강화 • PMP03C 펌프 시험 및 보수기간 단축

〈表 4〉 分析結果 發見脆弱點 및 改善方案

와 같이 미국발전소에 비해서도 신뢰도가 비교적 좋은 것으로 나타났다. 또한 一般信賴度資料와 原子力1號機資料가 크게 차이가 없었으며 信賴度分析結果는 두 경우가 같게 나타나서 이 차이에 의한 효과가 거의 없음을 알 수 있었다. 原子力2號機가 1號機에 비해 信賴도가 높은 것으로 나타났으며 따라서 더 改善된 補助給水系統을 갖고 있는 것을 알 수 있다.

表 4.5에 分析結果 발견된 취약점과 그 改善方案을 提示하였으며, 두드러진 취약점으로는 밸브의 시험/보수로 인한 人間失手, 디젤발전기의 共通原因故障 등으로 나타났다.

P R A 技法을 이용한 安全性向上方案 檢討

原電後續機 設計 및 標準原電設計의 安全性向上을 위한 方案을 마련하기 위해 推進하고 있는 이 연구는 原電標準化 2 段階事業의 일환으로 이루어지고 있으며, 그 分析對象으로 原子力 7,8 號機를 選定하여 수행하고 있다.

이 사업은 한국전력기술회사와 한국에너지연구소가 협력하여 수행하며 한국전력기술 주식회사에서 사업총괄을 담당하며 事件樹木(Event Tree)을 개발하고 BOP 系統信賴度分析과 系統綜合 事故經緯定量化(Accident Sequence Quantification)分析을 수행하며 한국에너지연구소에서는 N-SSS 系統 信賴度分析을 遂行하고 한국전력주식

〈表 5〉 基本事象說明

COMIFVF	: IFV-3503 및 IFV-3504 밸브의 流路 시험후 동시 폐쇄
COM-DGF	: 디젤발전기 2 대의 동시 고장
COM-MVX	: 全交流電源喪失時 모타구동밸브 VMS-19A/B의 手動作動 失敗
XPP-58A	: XPP-58 펌프 作動開始 失敗
XPP-58Y	: 시험/보수로 인한 XPP-58 펌프의 利用不能
PMPO3CA	: PMPO3C 펌프 作動開始 失敗
PMPO3CY	: PMPO3C 펌프의 시험/보수로 인한 利用不能
XV1047Y	: 시험후 수동밸브 11047 폐쇄

회사의 사고경위정량화분석작업에 협조하기로 되어 있다.

〈參考文獻〉

- 1) W. G. Hwang, et. al., A Review of Probabilistic Risk Assessment Methodology, KAERI/AR-151/81, 1981.
- 2) W. G. Hwang, et. al., A Study on the Reliability and Risk Assessment of Nuclear Power Plants(Auxiliary Feedwater System Reliability Analysis I), KAERI/RR-362/82, Feb. 1983.
- 3) K. J. Yoo, et. al., Nuclear Power Plant Reliability Analysis(Auxiliary Feedwater System Reliability Analysis II), KAERI/RR-415/83, Feb. 1984.
- 4) USNRC, Reactor Safety Study: An Assessment of Accident Risks in the U. S. Commercial Nuclear Power Plants, WASH-1400, Oct., 1985.
- 5) C. S. Kang, "A Risk Evaluation Mode Using On-Site Meteorological Data," J. Kor. Nucl. Soc.11(2), 1979.
- 6) G. T. Park, et. al., "Evaluation of Unavailability of the Containment Spray System by Use of Cause-Consequence Chart," J. Kor. Nucl. Soc. 11(3), 1979.
- 7) S. H. Chang, et. al., Computer Code Package Development for Probabilistic Risk Assessment of Nuclear Power Plant, KRC-85N-J05, 1986.
- 8) NUTECH International, Korea Nuclear Units 7 & 8 Auxiliary Feedwater System Reliability Analysis, "ZKC-01-001, 1984.
- 9) K. J. Yoo, et. al., Auxiliary Feedwater System Reliability Analysis of Nuclear Power Plant, KRC-84N-T10, KEPCO, Apr. 1985.
- 10) USNRC, Generic Evaluation of Feedwater Transients and Small Break Loss-of-Coolant Accident in Westinghouse-Designed Operating Plants, NUREG-0611, Jan. 1980.
- 11) USNRC, Interim Reliability Evaluation Program Procedure Guide, NUREG/CR-2728, Jan. 1983.