

# PRA 세미나

## — 發表內容要約 —

科學技術處 原子力局 原子爐課 提供

다음은 지난 86년 2월 21일 科學技術處에서 開催한 PRA세미나에서 發表 및 討議된 內容을 要約한 것으로 이 분야에 關心을 가진 原子力界 여러분을 위하여 科學技術處 原子力局 原子爐課에서 제공한 原稿입니다.

## 緒 言

原子力發電所의 信賴性 및 安全性을 提高하기 위하여 從來의 決定論的 評價方法에 追加하여 確率論的 評價方法 (PRA : Probabilistic Risk Assessment)이 各國에서 活發하게 活用되고 있다.

우리 나라에서도 設計分野에 稼動中인 發電所에 있어서 補助給水펌프의 信賴性에 關하여 一部 PRA가 活用되고 있지만, 標準化 對象이 되는 11, 12號機 後續機 建設과 關聯하여 우리나라가 公式的으로 PRA를 채택할 것인지 여부와 채택할 경우 어디까지 채택할 것인지에 대한 政策的인 決定이 시급히 要請되고 있다. 이러한 관점에서 지난 2월 21일 PRA세미나를 開催하여 우리나라에서의 PRA現況 및 앞으로의 方向에 關한 폭넓은 討議가 있었기에 이를 要約하여 紹介코자 한다.

## 1. PRA 세미나 開催趣旨

### 황 경 호

(과학기술처 원자력국장)

오늘날 原子力分野에서 信賴性 및 安全性 評價에 關한 確率論的 方法論은 相當한 關心을 불러 일으키고 있다. 지금까지 定性的方法으로 安全性 및 信賴性 評價를 遂行해 왔으나 좀더 確實性을 높이기 위해서 確率論的方法으로 定量的인 評價가 要求되고 있다.

돌이켜 보면, 確率論的 技法은 1940年代 초반 航空産業에서 提案된 것으로 航空機 事故는 時間當  $10^{-5}$  이하의 確率을 갖도록 要求했었다. 1942년에 獨逸의 V-2Rocket開發에 이 概念이 使用되었고 그후 約 20년간 다듬어지고 擴張되었다.

1960年 NASA의 Apollo計劃에서 理論的인 分

析에 이 技法을 使用함으로써 이 技法에 대한 概念은 進一步했다. 그리고 原子爐 '安全에 이 確率論的 方法論을 適用하는데 선구적인 報告書가 소위 '原子力 安全性 研究'로 알려진 WA-SH-1400이다. 그러나, 불행히도 複雜性, 難解性 때문에 原子爐 安全性 評價에 適用을 強調하지 못했으나 1979年 TMI事故후 立場은 劇적으로 바뀌어서 "爐心熔融事故를 包含한 原子力發電所의 事故后 影響과 可能性(確率)에 대한 深度있고 持續的인 研究가 要求된다"고 美國 原子力規制委員會(NRC)의 Kemeny委員이 勸告하였다.

各國에서도 이 技法에 대한 研究가 活發히 展開되고 있으며, 우리나라도 原子力發電所 및 後續機 技術自立과 관련하여 確率論的 危險度 評價技法의 採擇與否 및 採擇時 그 範圍에 대한 政策決定을 해야 할 時點에 와 있다. 따라서, 當處에서는 數次에 걸쳐서 세미나 또는 會議를 開催할 豫定이며 關係諸位의 끊임없는 指導鞭撻을 바란다.

## 2. 確率論的 危險度評價의 方法論에 관한 考察

장 순 홍  
(韓國科學技術院 부교수)

### I. 序 論

原子力發電所를 設計建設할 때는 利用率, 信賴性, 安全性 등 여러 工學的 要件을 考慮하여야 한다. 또한, 이들 工學的 要件은 相互 獨立의 이 아니라 相互 補完的이므로, 이들 要件의 最適化가 必要하다.

이들 工學的 要件中에서도 특히 原子力發電所의 安全性은 原子力의 開發 및 商業化 段階에서부터 根本的인 關心事項이 되어 왔다. 이에 따라 保守的인 假定을 통한 上限值 設定形態의 分

析方法에 의해 뒷받침이 되는 深層防禦 및 多重防禦 原理에 重點을 둔 安全性 概念이 導入되었다.

이러한 安全性 概念은 規制過程에서 發生可能事故, 假想事故, 設計基準事故 등으로 事故를 分類하여 이들 事故에 保守的으로 對處하는 方案으로 나타났다. 그러나 原子力産業의 成長과 더불어 工學的 判斷과 保守的 假定에 依據, 上限值를 設定하는 傳統的 安全性 分析方法에 대한 疑問이 提起되기 시작하였다. 즉, 保守的 假定을 통한 上限值 設定形態의 分析을 正確하고 事實的인 것으로 代替해야 할 必要性이 認識되었으며, 이러한 認識과 더불어 安全性 分析에 確率論的 評價技法을 適用하자는 主張이 대두되었다.

이와 같은 與件하에, 美國에서는 U.S. AEC (Atomic Energy Commission)의 後援으로 原子爐 保護系統, 主要 工學的 安全設備 등에 관한 安全性分析에 信賴度分析技法을 適用한 일련의 研究가 遂行되었다. 이러한 研究에 따라 1972년에 原子力發電所 全般에 걸친 確率論的 危險度 評價인 RSS (Reactor Safety Study)가 着手되었다. 1975年 RSS가 完成, 發表되자 이에 使用된 確率論的 評價技法에 대해 많은 贊反討論이 있었다. 그러나 1979年 3月の TMI (Three Mile Island)事故가 本質的으로 RSS에서 檢討된 事故 推移의 하나와 같다는 것이 밝혀지면서부터 確率論的 評價技法은 急激히 擴大되었다.

本稿에서는 現在 使用되고 있는 確率論的 評價技法에 대한 概略的인 方法論 및 이의 長短點, 또한 이 技法의 限界性 등에 대하여 簡略한 紹介를 하고자 한다.

### II. 本 論

#### (1) 理論的 背景

傳統的인 安全性 分析方法인 決定論的 評價方法은 初期 發生事件으로 直觀的 事故만을 考慮

하며 事故經緯도 Single failure criteria 만을 考慮하는 定性的 評價方法이다. 이에 반하여 確率論的 危險度 評價(PRA: Probabilistic Risk Analysis) 方法은 동시에 발생하는 여러 기기고장 및 物理的 反應過程을 수반한 假想事故의 進行經過 및 結果를 取扱하여 가능한 모든 事故에 대한 放射能 漏出確率을 定量的으로 평가하며, 危險에 관련된 事故 推移에 대해 우선 順位를 결정하고 危險에 深刻한 影響을 미치는 部品을 糾明하는 手段을 提할 수 있는 評價方法이다.

PRA는 故障樹木과 事象樹木을 主要 分析方法으로 하여 初期事象分析, 系統分析, 格納容器分析, 事故結果分析 등을 수행한다.

#### (가) 初期事象分析 및 系統分析

原子力發電所에서 公共의 安全에 가장 큰 危險을 주는 것은 爐心으로부터 所外로 放射能이 漏出되는 것이다. PRA의 첫 段階는 어떤 事故가 발생할 때 爐心으로부터 所外로의 放射能 漏出이 일어나는가를 糾明하는 것이다. 이와 같은 問題는 特定失敗를 定點에 位置 시키고 And, Or 등 標準論理게이트를 使用하여 定點事象을 誘發할 수 있는 여러 失敗形態를 論理的으로 展開하는 綜合的 基本 論理圖(Master Logic Diagram) 혹은 綜合的 基本故障樹木(Master Fault Tree) 등을 利用하여 體系의 解答을 얻을 수 있다. 이러한 過程을 통하여 얻어진 爐心熔融을 誘發하는 基本事象의 發生頻度は 運轉經驗에 따른 事故發生資料를 Bayesian技法으로 處理하여 評價한다.

初期事象을 分析한 後 이에 대한 系統 및 運轉員의 反應, 事故進行經路 등은 事故推移度를 통하여 糾明된다. 또한 이의 定量化를 위하여 事象樹木을 使用한다. 事象樹木은 다 初期事象 範疇에 대해 作成되며, 事故緩和和 系統의 動作을 나타내어 該當地點에서 繼續動作의 成功 및 失敗에 따라 分離되어 爐心冷却, 爐心熔融, 다른 事象樹木으로의 轉換 등의 하나로 歸着된다. 事象樹木은 信賴度分析에 의한 各系統의 失敗頻度값

에 따라 定量化되어, 이를 통하여 系統失敗를 定點事象으로 하는 故障樹木(Fault Tree)을 作成한다. 故障樹木은 이를 分析하는 電算코드를 利用하여 各系統의 最少斷絶集合 및 失敗率을 計算한다.

#### (나) 格納容器分析

다음 段階는 各原子爐 損傷狀態에 대한 格納容器的 反應을 評價하는 것으로 爐心熔融現狀, 熔融된 爐心の 壓力容器 内外反應, 格納容器的 反應 등 物理的 現狀을 分析한다. 이러한 分析을 組合하여 原子爐 損傷狀態 各各에 대한 格納容器 事象樹木을 作成하고 格納容器 事象樹木을 定量化하여, 各漏出形態를 惹起하는 損傷狀態의 條件附 確率을 求한다.

#### (다) 事故結果分析

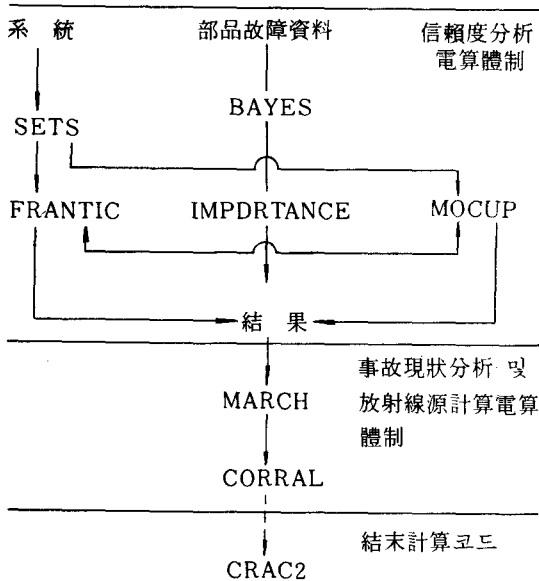
마지막 段階로 早期死亡, 潛在死亡, 財産被害 등 格納容器 漏出範圍에 關聯된 發電所 損傷을 決定한다. 敷地特性, 氣象情報, 疏開計劃에 따른 人口情報 등 發電所 固有資料를 使用하여 各 漏出 範疇를 包含한 事故에 대해 여러가지 損傷程度를 超過하는 條件附 確率을 求한다.

위에서 얻어진 모든 確率들을 組合하여 早期致死, 潛在死亡, 財産被害 등 여러 被害指數에 대해 주어진 程度를 超過하는 確率을 危險曲線으로 나타낸다. 또한, 上記한 여러 段階에 內在하는 不確實性을 分析하고 最終結果에까지 不確實性을 傳播시켜 주어진 信賴度(Confidence)에 따른 危險曲線群을 求한다.

#### (2) 電算코드

이 절에서는 위에서 언급한 PRA의 理論을 實際로 遂行하는 電算코드들 및 그들 사이의 相互關係를 살펴 보기로 한다. 이 電算코드들은 信賴度 計算코드, 事故現狀分析 및 放射線源 計算코드, 結末計算코드 등 크게 3개의 群으로 나눌 수 있다. 이들 코드 사이의 聯關關係는 그림 1과 같다. 또한, 各코드들의 目的 및 特性이 表 1에 주어져 있다.

〈그림 1〉 각 코드의關係



〈表 1〉 각 코드의 目的 및 特性

區 分	代表的 코드명	目的 및 特性
信 賴 度 分 析 코 드	SETS	故障樹木의 最少斷絶集合 혹은 最少經路集合 決定
	BAYES	經驗的 資料를 論理的으로 추론하여 故障資料를 一般化
	FRANTIC	系統의  순간利用不能度와 平均利用不能度 計算
	IMPORTANCE	系統의 故障을 야기시키는 各基本事象 등의 確率論的 重要度값 計算
	MOCUP	故障樹木의 不確實度 傳播分析
事故現狀 分析 및 放射線源 計算코드	MARCH	爐心熔融事故時 爐心일치측 冷却水Sys, 格納容器 Sys.의 T/H分析
	CORRAL	爐心熔融事故時 放射線核種의 放出過程 고려
結末計算 코 드	CRAC 2	放射線 物質放出時 個人과 大衆, 社會財産에 미치는 危險度 計算

### Ⅲ. 結 論

以上에서 우리는 PRA의 歷史的 背景과 그 理論 및 電算體系에 대하여 簡略한 紹介를 하였다. 앞에서 언급하였듯이 PRA는 從來의 傳統的인

分析方法에 비하여 많은 長點을 갖고 있기는 하나, 다른 分析方法과 마찬가지로 나름대로의 限界性을 가지고 있다. PRA의 長點으로는 危險度에 寄與하는 모든 事故의 境遇를 合理的이고 組織的으로 分析할 수 있으며, 이의 確率을 實際값으로 定量化할 수 있다는 것과 敏感度 分析을 통한 優先順位를 얻을 수 있으며, 系統과 系統, 系統과 人間사이의 相互作用에 대한 洞察力을 提共하므로 意思決定에 綜合的인 틀을 줄 수 있다는 것 등이다. 反面에 PRA는 故障率 데이터 베이스의 不確實性이 크다는 것, 모델 作成時 많은 假定과 制限이 包含된다는 것 그리고 이에 따라 同一事故에 대하여도 分析그룹에 따라 다른 結果를 얻을 수 있다는 것 등의 限界性을 가지고 있다.

위에서 본 바와 같은 PRA의 長點과 限界性에 따라 이의 適用에 많은 贊反討論이 있다. 이에 대하여 NRC에서는 PRA를 價値있는 Tool로 認定을 하나 PRA의 限界性의 克服을 위하여 이의 標準化 및 適切한 Q. A, 또한 데이터 베이스의 不確實性의 減少가 必要하다는 意見을 提示하였다. 反面에 原子力産業體에서는 PRA가 設計 및 運轉에 관한 安全性 關聯 意思決定 方法을 向上시키며, 運轉員 訓練에 대한 基本的 事項을 提共한다는 점에서 이의 適用에 보다 積極的인 趨勢이다.

### 3. 우리 나라의 PRA 推進現況

홍 승 열  
(韓電技術研究院 專門委員)

PRA는 1940年代 宇宙 航空 및 防衛産業에서 始作되어 原電에 應用되기 始作한 때는 1960年代이다. 1967年 英國의 Farmer는 PRA分析을 통하여 原電으로 인한 大衆의 被害를 요오드

(1<sup>st</sup>)로 規制해야 한다고 主張하였고, 1975년에 發刊된 WASH-1400에서는 PRA技法을 使用하여 原電의 安全性을 綜合的이고 體系的으로 分析하였으며, 以後 WASH-1400은 PRA使用에 關한 里程碑가 되었다.

TMI事故 以後 PRA方法論은 그 妥當性이 더욱 認定되어 關心의 對象이 되었으며, PRA는 現在 原電 安全性 分野뿐만 아니라 設計 및 運轉에도 廣範圍하게 應用되고 있다.

國內에서의 PRA研究는 1980年 경부터 에너지 研, 서울工大 등에서 個人 및 機關別로 研究가 始作되어, 현재는 크게 2건의 課題가 完了되었고 2건의 課題가 進행중이며 各 課題別 研究內 譯은 다음과 같다.

1981년부터 에너지 研에서는 自體研究의 一環으로 原電의 信賴度 및 危險度 評價 研究를 1983년까지 遂行했으며 原電1.2號機 補助給水系統 信賴度 分析 研究(1984~1985)를 TMI 後 續措置 要件을 履行하기 위한 韓電 用役으로 遂行하였다.

國內機關에 의한 것은 아니지만, 1984년에 Korea Nuclear Unit 7 & 8 Auxiliary Feedwater System Reliability Analysis 研究가 NUTECH에 의해 韓電 技術諮問의 一環으로 遂行되어 7·8號機 補助給水系統의 信賴도가 SRP (Standard Review Plan)要件을 滿足시킴을 보여준 바 있다. 또한, 같은 해 原子力發電所 標準化 1段階 事業(1984~1985)의 一部로서 PRA技法을 利用한 系統의 信賴性 및 安全性 評價 研究가 韓國電力 技術(株)에 의해 遂行되어 原電7·8號機 補助給水系統의 信賴도를 確認하였다.

現在 進行중인 課題로서는 韓電과 韓國科學 技術院이 共同 遂行하고 있는 原子力發電所 確率論的 危險度 評價 電算코드 開發研究(1985~1987)'와 韓國電力技術(株)와 에너지 研이 韓電 用役으로 遂行하고 있는 PRA를 利用한 安全性 向上 檢討 研究(1985~1987)'가 있다. 電算

코드 開發 課題는 PRA Level 3까지 分析할 수 있는 電算코드를 開發하여 PRA評價方法 및 計算體系를 確立하고자 함이다. 安全性 向上 檢討 研究는 '原子力發電所 標準化' 2段階 事業의 一部로서 Level 1 PRA를 遂行하여 各 시스템별로 設計 改善案을 찾아내며, 各 改善案별로 價值比較 分析을 遂行하여 最適 設計案을 導出하고, 이를 以後 標準原電에 適用하고자 함이다. 上記 2件의 課題외에 '加壓重水爐 安全系統의 信賴度 評價 研究'가 原子力 安全센터의 自體研究로서 進行 중이다.

PRA는 現在 外國에서 原電 安全性 規制 指針으로 適用할 움직임이 있으며, 그 應用範圍에 있어서도 單純히 安全性 分析 뿐만 아니라 原電 最適 設計 및 最適 運轉에 있어 有用하게 使用됨으로써 國內에서도 外國技術을 早期習得 消化하여 PRA에 關한 政策方向을 設定하고 發電所 設計 및 運轉에 應用함으로써 原電 技術自立에 寄與하여야겠다.

## 4. PRA技法의 適用現況 및 앞으로의 開發展望

강 선 구

(韓國電力技術株式會社 先任研究員)

原子力發電所に PRA가 처음으로 適用된 것은 1975년 美國에서 發行된 Rasmussen報告書(WASH-1400)로서 原子力發電所 事故로 인한 一般 大衆에 對한 危險도를 評價하기 위해서 중전의 決定論的인 安全性 評價方法과는 다른 確率論的인 方法이 導入되었다.

이 研究에서 使用된 確率論的 危險度 評價技法은 그후 꾸준히 開發되어서 一部分野를 除外하고는 거의 成熟段階에 到達하여 강력한 Engineering tool 및 意思決定 方法으로 使用되고 있

으며 適用範圍도 擴大되어 原子力 뿐만 아니라, 他産業(석탄/LNG發電所, 化學工場, 放射性廢棄物 施設, 保險)에의 活用도 增大할 것으로 豫想되고 있다.

### I. PRA技法의 適用現況

現在 PRA技法은 信賴度/安全性評價, 設計改善, 運轉員教育/Simulator設計, 技術仕様書 要件改訂, 非常計劃樹立, 電力會社의 投資保護 및 効率的 資金管理, 規制要件의 制定 및 評價 등 에 適用되어 原子力發電所 安全에 관련된 意思決定時 有用한 tool로서 그 자리를 굳혀가고 있다.

實例로서, 美國 Midland發電所는 設計改善으로 非常電源 利用率 向上, Service Water System利用不能度 減少 등의 效果를 얻었으며, 英國의 Sizewell-B, 이태리 참조발전소 등에서도 設定된 安全性目標을 滿足시키기 위한 設計改善事項을 追加하였다.

또한, 美國 Big Rock Point發電所에서는 PRA結果를 利用하여 NRC에 安全性에 影響이 적고 費用이 많이 드는 TMI관련 規制要件 免除要請을 하여 7가지의 規制要件을 免除받았으며, 爐心熔融 頻度を 낮추기 위한 設計變更도 遂行하였다. 韓國電力技術(株)에서는 原電設計 標準化와 관련하여 安全性向上을 위한 設計改善에 PRA技法을 活用하고 있다.

그밖에, 美國 Northeast Utility는 設計變更, 運轉變化에 따른 安全性 評價 및 發電所 Transient 評價가 可能하고 必要時 修正 補完할 수 있는 Living PRA모델을 開發하였으며, Davis-Basse發電所(Toledo Edison Co.)는 PRA를 活用한 Integrated Living Schedule Program을 樹立하여 發電所 改良 및 관련 財源의 效果的인 管理에 使用하고 있다.

### II. PRA技法에 대한 各界의 意見

美國 原子力規制委員會(NRC)의 立場은 PRA

技法이 價値있는 tool이지만, 標準化할 必要性이 있으며, 運轉員 相互作用, 事故經緯分析, 事故結果評價, 外部因子에 의한 事故分析 등에서 不確實性を 줄여야 할 뿐 아니라, 適切한 Q.A가 必要하다고 밝히고 있다. 한편, 原子力産業界에서는 PRA適用에 보다 積極的인 趨勢이며, PRA는 發電所 危險度 評價 뿐만 아니라 安全性관련 意思決定 方法의 向上과 運轉員訓練에 대한 基本的 事項을 提共하는 有用한 tool로서 認識하고 있다.

### III. 앞으로의 開發展望

PRA技法에 대한 앞으로의 開發展望을 살펴 보면 PRA技法自體의 問題點解決과 應用分野로 나눌 수 있다.

- 1) 技法의 單純化 및 標準化(Quick PRA)
- 2) 모델作成時 假定事項의 現實化
- 3) 地震, 颱風, 洪水 등의 外部事象 및 放射能源(Source Term)의 不確實성을 줄이기 위한 研究
- 4) 意思決定 向上을 위한 價値 比較分析(VIA)技法 開發
- 5) Real-time事故診斷 및 運轉員 事故對處 能力 改善을 위한 소프트웨어 開發
- 6) 他産業 施設에 適用 擴大(石炭發電所, 化學工場 등)

## 5. PRA研究實績과 安全規制 適用

### 윤 원 효

(原子力安全센터 先任研究員)

### I. 原子力發電所의 PRA適用背景

現在の 原子力發電所는 ANS Conditions(1. Normal Operation & Operational Transients, 2.

Incident of Moderate Frequency, 3 . Infrequent Incidents, 4 . Limiting Faults)를 고려하여設計되어 있으며, 특히 非常爐心冷却系統 滿足要件은 10CFR50, 46 및 10CFR50, APP. K에 準하도록 되어 있다. 즉, 이에 대해 簡單히 살펴보면 假想的인 LOCA時에도 다음과 같은 條件을 滿足하도록 되어 있다.

- Peak Cladding Temperature  $\leq 2200^{\circ}\text{F}$
- Maximum Cladding Oxidation  $\leq 17\%$
- Maximum Hydrogen Generation  $\leq 1\%$
- Coolable Geometry
- Long-Term Cooling

그러나 TMI-2事故에서도 볼 수 있듯이, 既存 Codes & Standards를 滿足하는 原子力發電所라도 上記의 條件을 훨씬 超過할 수 있는 事故가 發生할 (비록 可能性이 稀薄하더라도) 潛在力을 안고 있으며, 實際로 다음과 같은 疑問點이 벌써 부터 擡頭되어 있었다.

- 原子力發電所는 어느 程度로 安全해야 되는가.
- 現在의 原子力發電所는 어느 程度로 安全한가.
- 分析對象이 除外된 (發生 可能性이 稀薄한) 事故는 어느 程度로 發生할 可能性이 없는가 등.....

上記의 疑問點에 대한 解決方案의 一環으로 US NRC主管하에 商業用 原子力發電所에 처음으로 本格的인 PRA를 遂行하여 1975년에 Reactor Safety Study (WASH-1400)를 發刊함으로써 原子力發電所에 대한 PRA의 새로운 章을 열게 되었다. 그렇지만 方法論 自體에 好評을 받았으나, 몇가지 不合理性(例: 非現實的인 假定, 統計處理의 未熟으로 인한 不確實性 등)에 대하여 더욱 補完이 必要하다는 批評속에 TMI事故(1979) 以前까지는 별다른 脚光을 받지는 못하였다. TMI事故가 發生하자 傳統的인 安全性分析으로는 豫見하지 못하였던, 運轉員 失手 및 PORV의 Stuck Open으로 인한 Small LOCA의 重大性を Reactor Safety Study에서 指摘하여 TMI와 같은

類形의 事故를 미리 豫見하였다는 것이 밝혀지면서부터 US NRC 및 各 電力事業者들간에 커다란 關心을 불러 일으켰고, PRA에 대한 本格的인 研究 및 遂行이 活潑해져 왔다. 특히 TMI事故 後 US NRC로부터 많은 設計 補完要件이 提示되자 이들 要件에 대한 代替方案을 講究하기 위한 手段으로써 많은 電力會社들이 PRA를 遂行하였다.

## II. 各國의 PRA適用現況

韓國: 原子力1,2號機 및 原子力7,8號機의 補助給水系統에 대한 信賴度 評價를 遂行한 바 있다.

美國: 所外 住民에 대한 Health Effect까지 考慮하는 所爲 Level3PRA를 遂行하였고 現在US NRC의 安全性 目標는 爐心熔融頻도가  $10^{-4}/\text{Reactor-year}$ 보다 크지 않도록 하는데 重點을 두고 있다.

캐나다: 4 가지의 主要 安全系統 (Shutdown System 1&2, ECCS, Containment System)에 대해서만 定量的 安全性 分析을 하고 있으며, 安全性 目標는 各系統 利用不能도가  $10^{-3}/\text{Reactor-year}$ 보다 크지 않아야 한다.

英國: 英國에 처음으로 建設되는 PWR (Size-well-B)에 대해 Level3 PRA를 遂行하였으며, 安全性 目標는 爐心熔融頻도가  $10^{-6}/\text{Reactor-year}$ 보다 크지 않아야 한다.

기타 獨逸, 프랑스, 日本, 대만, 스웨덴, 핀란드, 스페인 등에서는 Level1 또는 Level2 PRA를 遂行完了 또는 遂行中에 있으며, 이들 나라에서는 安全性 目標達成 自體보다는 發電所의 脆弱點을 把握하며, 이들에 대한 補完方法을 講究하기 위한 有用한 手段으로써 PRA를 活用하고 있다.

## III. PRA의 活用目的 및 適用例

PRA는 設計 및 建設, 또는 運轉段階중 어느

때라도 遂行할 수 있으며, 安全性을 定量的으로 分析함으로써 發電所의 脆弱點 把握, 設計補完 方案 講究, 技術仕様指針書 要件의 適合性 判定, 重要도에 따른 檢査項目의 優先順位 選定, 事故時 最少斷絶集合(Minimal Cut Set)을 利用한 故障診斷 등 여러가지 目的에 活用되어지게 되었다.

특히 Hardware Change를 極少化하면서 Software開發을 통한 安全性 向上 方案을 講究하는데 有用하게 活用된다.

US NRC에서는 TMI事故後 擡頭된 問題(Post-TMI Action Plan), 未解決 安全性 問題(Unresolved Safety Issues) 등 많은 Generic Safety Issues에 대하여 PRA를 통한 價値-衝擊分析(Value-Impact Analysis)結果를 바탕으로 各事項의 優先順位를 決定하고 있으며, 많은 電力會社에서는 安全性 確保에 대한 確信 및 US NRC의 要件(將來에 提示될 수 있는 事項을 包含)을 免除받기 위한 妥當性을 提示하기 위한 도구로서 PRA를 活用한다. 즉 많은 US NRC 要件을 여러 發電所에 一括적으로 適用할 境遇, 個個의 原子力發電所 關點에서 볼 때, 모두 같은 程度의 滿足할 만한 安全性 向上이 이루어진다고 期待하기는 어렵기 때문에 各 發電所別로 가장 効果의인 代替方案을 摸索하기 위하여 PRA를 통한 價値-衝擊分析이 活用되어진다. 가장 代表的인 境遇로는 Big Rock Point發電所를 例로 들 수 있으며, TMI要件을 모두 適用할 境遇 約 5千萬弗의 費用이 豫想되었으나, PRA를 통한 價値-衝擊分析을 土臺로 導出된 脆弱點을 補完하는 代替方案을 提示함으로써 US NRC의 承認을 받았으며, 이에 所要되는 費用은 約 3百萬弗이었다.

以上과 같은 點에서 볼 때 PRA는 客觀的이고 論理的인 方法으로서 規制機關과 事業者간에 合理的인 政策決定의 도구로서 活用될 수 있는 것이다.

#### IV. 結論 및 建議

客觀的이고 論理的인 方法으로서 PRA는 世界 여러나라에서 活用되고 있으며, 우리 나라와 여러가지 면에서 立場이 비슷하다고 할 수 있는 대만에서도 Koushang發電所에 대한 Level 2 PRA를 完了하고, 原子力 5&6 號機의 Reference인 Maanshan1&2發電所에서도 PRA를 遂行하고 있는 點에 비추어 볼 때, 우리나라에서의 PRA導入은 相當히 늦은 감이 있다고 思料된다.

우리나라가 現在까지 거의 原子爐供給國의 規制要件을 따르고 있는 點을 勘案할 때, 앞으로도 提起될 수 있는 많은 追加要件들의 國內發電所 適用與否를 決定하는데 많은 論難이 있을 것으로 豫想되며, 現在 그 代表的인 例가 TMI追加要件이라고 볼 수 있다.

現在 提起된 問題點 및 특히 將來에 發生할 수 있는 追加要件의 採擇與否에 대한 自體政策 決定 手段으로서 PRA는 規制機關 및 事業者간에 公히 活用될 수 있는 유용한 도구라고 判斷되며, 또한 比較的인 技術自立이 용이한 分野라는 點에서 國內 原子力 關聯機關에서의 技術畜積 및 研究開發에 많은 配慮가 따라야 할 것이다.

## 6. 補助給水系統에 대한 PRA 遂行經驗

유 건 중

(韓國에너지研究所 責任研究員)

韓國에너지研究所는 1984年 4月부터 1985年 4月까지의 1年間に 걸쳐 國內 原子力1,2號機 補助給水系統의 信賴度 分析을 韓電技術研究院으로부터 用役을 받아 遂行하였다.

本 研究의 目的은 TMI-2事故 後續措置 要件의 하나인 運轉中인 發電所의 補助給水系統 信賴度 分析 遂行을 履行하고 이를 遂行함으로써



國內 原電 補助給水系統의 安全性을 評價하고 이의 脆弱點을 把握·그 改善方案을 提示하는 데 있다.

본 信賴度 分析에서는 美國의 Standard Review Plan(SRP)10.4.9의 規定대로 NUREG-0611에서 提示한 方法論과 Data를 使用하여 主給水喪失, 主給水喪失 및 所外電源喪失, 主給水喪失 및 全 電源喪失 등 세가지 境遇에 對해 分析하였다.

分析結果를 檢討하여 보면, 主給水喪失時 原子力1,2號機 補助給水系統 利用不能度가 各各  $7.0 \times 10^{-5}/\text{demand}$ 와  $10 \times 10^{-5}/\text{demand}$ 로서 SRP 10.4.9의 基準인 利用不能度 中間值가  $10^{-4} \sim 10^{-5}/\text{demand}$ 의 條件을 滿足하는 것으로 밝혀졌다. 또한, 外國 輕水型 原電의 補助給水系統 利用不能도와 比較하여 본 結果 原子力1,2號機 모두 主給水喪失 및 所外電源喪失과 主給水喪失 및 所外電源喪失에는 中間信賴度를 갖는 것으로 알려졌다.

原子力1,2號機 補助給水系統의 脆弱點으로서 는 試驗/補修後 正常 運轉狀態로의 誘導狀態環元이 되지 않도록 할 수도 있는 運轉員 失수가 가장 두드러진 것으로 나타나 이 試驗/補修 節次書의 改善·補強을 勸告하였다.

본 信賴度 分析에서는 一般 信賴度 資料로서 NUREG-0611의 資料를 主로 活用하였으나 그 외에 WASH-1400과 NUREG/CR-2728資料도 함께 活用하였다. 또한, 特定 信賴度 資料로서 原子力1號機 補助給水系統의 主要 部品인 밸브와 펌프의 信賴度 資料를 自體生産, 活用하였다. 一般 信賴度 資料를 利用한 計算과 一般 信賴度 資料와 밸브와 펌프 등 特定 信賴度 資料를 結合 利用한 計算사이에는 利用不能도에 있어 큰 차이를 나타내지 않는 것으로 밝혀졌다.

특히, 特定 信賴度 資料 生産時에 原子力2號機의 境遇 運轉經驗이 적어 除外하였으며 原子力1號機의 境遇 美國의 LER에 相應하는 만년

간 또는 年 運轉實績 資料가 不適當하다고 判斷하여 1號機 補修記錄(作業要求書: Trouble Report) 資料를 主로 活用하였다.

## 7. 討 議

座長: 강 창 순  
(서울대 교수)

- 後續機 Licensing과 相關한 規制機關의 立場은 長期的으로 이 技法을 採擇할 것이냐 안할 것이냐, 또 하면 어느 程度 해야 할 것인가를 決定하기 위하여 여러분의 意見을 모으는 데 오늘이 그 一次的 모임이니 앞으로 數次에 걸친 討議後 決定이 될 것이다.

- PRA는 PRA自體로서 개발하는 것과 그 結果를 실제로 적용하는 두 가지의 面이 있다.

- 11·12號機에 PRA를 遂行하고 그 結果를 後續機(13號機 以後)의 設計에 反映토록 하는 것이 좋겠다.

- 먼저 Reliability Analysis는 하되 Safety Goal은 長期的으로 신중히 檢討해 보자.

- 대만에서는 外國사람(NUS)과 함께 PRA를 遂行해서 技術傳授를 받아 거의 獨自的으로 하며, 日本에서도 APWR에 對하여 했는 것으로 알려져 있다.

- 結論的으로 事業者側에서 System의 Reliability Analysis를 위해서 PRA를 遂行한 事例가 있고, 設計改善을 위한 檢討技法으로 使用한 경우도 있다. 規制政策 決定을 위한 PRA는 계속적으로 檢討되어야 할 것이다.

