

確率論的 安全性分析 데이터베이스

盧潤來·洪承烈
(韓電技術研究院 原子力研究室)

1. 緒 論

原子力發電所는 우리에게 값싸고 良質의 전기를 공급해주는 매우 유용한 産業設備이지만 만약에 重大한 事故가 발생할 경우에는 엄청난 被害를 초래 할수도 있으므로 原電을 設計・製作・運轉하는데 있어서는 安全性 確保를 最優先으로 한다. 原電은 설계시 부터 深層防禦 및 多重防禦 개념을 도입하여 사고발생 가능성을 최대한 줄이며, 사고가 발생하더라도 被害의 擴大를 최대한 防止하기 위하여 二重・三重으로 安全裝置를 설치하고 있다. 原電의 安全性을 確保하고 確認하기 위한 방법으로는 傳統的으로 決定論的인 분석방법(Deterministic Approach)이 사용되어 오고 있는데 이는 현재 原電 安全性에 대한 規制指針이 되고 있다. 결정론적인 분석방법은 一連의 設計基準事故(Design Basis Accident)를 가정하고 이러한 사고가 발생하더라도 原電이 安全基準値를 넘지 않는다는 것을 분석함으로써 안전성을 확인하는 방법이다. 그러나 設計基準事故보다 심각한 사고가 발생하면 어떻게 될 것이며 그러한 사고가 일어날 가능성은 얼마나 되고, 그러한 사고로 인한 原電의 危險性은 人間이 日常生活에서 處하는 다른 危險에 비하여 얼마나 될까하는 의문이 생긴다. 이러한 의문에 해답을 주기 위하여 시도된 방법이 PSA(Probabilistic Safety Assessment)로서 1970年代부터 개발되기 시작하여 현재 原電의 安全性분석 뿐만 아니라 設計 및 運轉에 이르기 까지 광범위하게 응용되고 있다. PSA방법의 핵심요소는 原電의 信賴度를 분석하는 것으로서 발전소를 구성하고 있는 各 器機들의 신뢰도로 부터 출발하여 系統의 신뢰도를 분석하고, 系統의 신뢰도를 綜合하여 原電전체의 신뢰도를 산출해 낸다. 신뢰도분석의 가장 根幹은 各 器機와 신뢰도로서 이 데이터의 正確성에 따라 최종결과의 信賴性이 좌우된다.

PSA 분석을 위해서는 決定論的인 분석방법에서 사용하고 있는 데이터도 필요하나 여기에서는

PSA 技法의 고유한 부분인 신뢰도분석 데이터만을言及하기로 한다. 本稿에서는 PSA 개념을 간략히 소개하고, 신뢰도분석에 사용되는 데이터의 構成・蒐集・評價 및 處理를 집중적으로論議하고, 國內外 데이터 베이스(Data Base) 現況을 살펴 봄으로써 PSA 데이터 베이스에 대한 理解를 돕고자 한다.

2. PSA 概念 및 信賴度 데이터

가. 原電 PSA 概念 및 分析方法

原電 安全性분석에 PSA의 응용은 原電으로 인한 危險이 人間の 日常生活에서 다른 危險에 비하여 어느정도 될까 하는 것을 定量的으로 나타내 보이려고 하는데서 시작되었다. 이 技法은 1975년에 발간된 WASH-1400¹⁾을 分岐點으로 하여 그 응용이 급격히 확대되었으며 TMI사고가 발생하자 이 사고가 WASH-1400에서 예측한 Scenario중의 하나라는 사실이 밝혀지면서 PSA의 有用性이 더욱 인정받기 시작하였다. PSA에서의 原電 危險度(Risk)는

$$\begin{aligned} \text{Risk} & \left(\frac{\text{Consequence}}{\text{Unit Time}} \right) \\ & = \text{Frequency} \left(\frac{\text{Events}}{\text{Unit Time}} \right) \\ & \quad * \text{Magnitude} \left(\frac{\text{Consequence}}{\text{Event}} \right) \end{aligned}$$

로서 定義되며, 여기서 Frequency는 原電事故가 일어날 發生頻度を 나타내고 Magnitude는 사고가 발생했을 경우의 被害정도를 의미한다. 즉 原電事故는 사고의 被害(Magnitude)는 크지만 사고발생 可能性(Frequency)이 아주 희박하기 때문에 이로인한 危險度(Risk)는 日常的으로 處하는 다른 위험에 비해 相對적으로 적은 것이다. 原電 危險度分析에서 Magnitude는 傳統的인 分析方法으로 計算되며 Frequency는 信賴度分析을 통하여 얻어진다.

信賴度分析은 앞의 確率論的 安全性 分析技法에서 언급한 바와 같이 事件樹木(Event Tree)과 故障樹木(Fault Tree)이라는 특수한 分析技法을 사용하여 수행한다. 事件樹木을 분석하기 위해서는 事件樹木에 나타나는 各 系統의 信賴度を

알아야 되는데 이때 各 系統의 信賴度を 분석하는 技法이 故障樹木이다. 系統의 故障樹木을 이용하여 이 系統에 속하는 器機의 신뢰도로 부터 출발하여 系統진체의 신뢰도가 산출되게 된다. 여기서 계산된 系統의 신뢰도가 事件樹木 분석의 入力으로 사용되며, 事件樹木 분석결과 事件樹木 各 Branch와 같은 類型의 사고가 일어날 確率 즉 事故經緯發生確率이 얻어지고, 이로부터 주어진 사고유형에 대한 原電의 신뢰도가 결정된다. 原電의 신뢰도는 주어진 사고유형에 대한 放射能漏出量과 함께 被害分析의 기초가 되며, 모든 사고유형에 대한 被害를 綜合하여 最終적으로 原電全體의 危險度を 평가하게 된다.

다. 信賴度 데이터

原電 신뢰도분석에 있어서 분석결과와 質을 좌우하는 가장주된 요소는 PSA 적용 방법과 아울러 데이터의 正確性이다. 신뢰도 데이터는 대부분 과거의 경험을 統計처리 하여 얻어지는데 原電은 수많은 系統과 部品으로 구성되어 있고 또한 많은 發電所로 부터 資料가 생산되고 있기 때문에, 이들 資料를 蒐集하고 분석에 사용할 수 있는 데이터로 處理하기 까지에는 상당한 努力과 技術的인 技法이 요구된다. 이와같이 방대한 量의 데이터를 處理하고 손쉽게 사용하기 위하여 外國에서는 신뢰도 Data Base System을 構築하여 운영하고 있는 실정이다.

發電所 신뢰도분석을 위하여 필요한 데이터는 크게 나누어 初期事象(Initiating Event) 데이터, 器機데이터, 人間失手(Human Error) 데이터, 共通原因故障(Common Cause Failure)데이터이며 다음 章에서는 이들 데이터의 構成・蒐集 및 處理과정을 상세하게 設述하였다.

3. 信賴度 데이터의 構成・蒐集 및 處理

가. 初期事象(Initiating Event)데이터

初期事象이란 爐心損傷까지의 사고진행을 誘發할 수 있는 가장 원천적인 원인으로서 安全系統의 작동을 요구하는 어떤 狀況을 의미한다. 初期事象은 事件樹木 사고과정의 始發點으로서 爐心傷을 誘發시키는 初期事象 원인은 爐心冷却機能喪失(Loss of Core Cooling)과 爐心の 過出

表 1. PWR의 典型的인 初期事象 및 發生頻度

Int.	PWR Transient Categories	Mean	Variance	Median
1	Loss of RCS Flow (1 Loop)	4.4E-1	1.3E-1	3.2E-1
2	Uncontrolled Rod Withdrawal	2.0E-2	3.2E-4	1.3E-2
3	CRDM Problems and/or Rod Drop	6.1E-1	3.1E-1	4.2E-1
4	Leakage from Control Rods	2.3E-2	5.0E-4	1.6E-2
5	Leakage in Primary System	1.1E-1	1.1E-2	7.3E-2
6	Low Pressurizer Pressure	3.1E-2	6.5E-4	2.3E-2
7	Pressurizer Leakage	9.6E-3	1.5E-4	6.0E-3
8	High Pressurizer Pressure	2.8E-2	5.5E-4	2.0E-3
9	Indvertent Safety Injection Signal	5.4E-2	2.3E-3	4.0E-2
10	Containment Pressure Problems	1.0E-2	1.8E-4	5.9E-3
11	CVCS Malfunction-Boron Dilution	3.6E-2	8.3E-4	2.7E-2
12	Pressure/Temperature/Power Imbalance-Rod Position Error	1.5E-1	2.2E-2	1.0E-1
13	Startup of Inactive Coolant Pump	4.8E-3	5.7E-4	2.3E-3
14	Total Loss of RCS Flow	2.8E-2	5.4E-4	2.0E-2
15	Loss or Reduction in Feedwater Flow (1 Loop)	1.8E+0	9.2E-1	1.5E+0
16	Total Loss of Feedwater (All Loops)	1.8E-1	3.0E-2	1.1E-1
17	Full or Partial Closure of MSIV (1 Loop)	2.3E-1	4.8E-2	1.5E-1
18	Closure of All MSIV	3.0E-2	6.6E-4	2.1E-2
19	Increase in Feedwater Flow (1 Loop)	6.4E-1	3.3E-1	4.4E-1
20	Increase in Feedwater Flow (All Loops)	1.6E-2	3.0E-4	1.0E-2
21	Feedwater Flow Instability-Operator Error	1.8E-1	3.2E-2	1.1E-1
22	Feedwater Flow Instability-Mechanical Cause	2.0E-1	4.0E-2	1.3E-1
23	Loss of Condensate Pumps (1 Loop)	1.0E-1	9.8E-3	6.8E-2
24	Loss of Condensate3Pumps (All Loops)	4.8E-3	5.7E-4	2.3E-3
25	Loss of Condenser Vacuum	2.3E-1	4.2E-2	1.7E-1
26	Steam Generator Leakage	3.7E-2	8.0E-4	2.7E-2
27	Condenser Leakage	5.3E-2	2.6E-3	3.8E-2
28	Miscellaneous Leakage in Secondary System	8.8E-2	5.9E-3	6.4E-2
29	Sudden Opening of Steam Relief Valves	3.9E-2	8.9E-4	3.0E-2
30	Loss of Circulating Water	6.3E-2	2.7E-3	4.7E-2
31	Loss of Component Cooling	1.5E-2	8.8E-2	5.1E-5
32	Loss of Service Water System	1.0E-2	1.8E-4	5.9E-3
33	Turbine Trip, Throttle Valve Closure, EHC Problems	1.6E+0	6.6E-1	1.3E+0
34	Generator Trip or Generator Caused Fault	4.1E-1	8.3E-2	3.2E-1
35	Total Loss of Offsite Power	1.3E-0	6.4E-3	1.1E-1
36	Pressurizer Spray Failure	3.8E-2	7.8E-4	2.9E-2
37	Loss of Power Necessary to Plant Systems	1.1E-1	1.1E-2	7.5E-2
38	Spurious Trips-Cause Unknown	1.3E-1	1.4E-2	9.5E-2
39	Auto Trip-No Transient Condition	1.2E+0	6.4E-1	9.8E-1
40	Manual Trip-No Transient Condition	5.8E-1	3.0E-1	3.9E-1
41	Fire Within Plant	2.3E-2	4.3E-4	1.6E-2

力(Excess Core Power)의 둘로 나누어 볼 수 있다. 爐心冷却機能喪失과 爐心過出力은 분류하는 방법에 따라 그 세부적인 원인이 수없이 많을 수가 있지만 이 모든 初期事象에 대해 各各 事件

樹木을 분석하는 것은 엄청난 시간과 努力이 소요 되므로, 실제분석에 있어서는 類似한 사고과정 및 결과를 나타내는 初期事象끼리 묶어서 限定된 初期事象에 대해서만 분석을 수행한다. 初

期事象 選定은 분석대상 발전소 및 분석방법에 따라 조금씩 달라질 수 있으며 PSA Procedures Guide²⁾에서 분류하고 있는 일반적인 初期事象은 表 1과 같다. 初期事象이 선정되면 各事象이 일어날 頻度(Frequency)를 계산해야 되는데 이 頻度계산은 과거의 발전소 운전경험으로부터 얻어진 데이터를 사용하는 것이 가장 일반적인 방법이며, 表 1에는 PWR의 典型的인 初期事象에 대해 일반적인 발생 頻度가 나타나 있다.

特定發電소에 대해 분석을 수행할때는 대상 발전소의 固有한 데이터도 고려해야 되는데 이때는 既 發表된 一般의인 데이터(Generic Data)와 대상 발전소의 固有 데이터(Specific Data)를 함께 處理한 새로운 데이터를 산출하여 사용한다.

나. 器機 信賴度 데이터^{2,3)}

器機 데이터는 系統의 신뢰도를 분석하는 故障樹木의 가장 기본이 되는 入力 데이터로서 系統을 구성하고 있는 器機가 주어진 機能을 다하지 못하고 機能喪失을 誘發할 利用不能度(Unavailability)를 말한다. 器機가 機能喪失을 하는 것은 故障으로 인하거나 修理·補修 혹은 試驗에 의한 것이며 故障樹木 분석시에는 이들을 모

두 고려해야 한다.

1) 데이터 蒐集

器機의 신뢰도 데이터는 주어진 情報로부터 蒐集·處理하여 분석에 사용할 수 있는 형태로 만들어야 하는데 신뢰도 資料의 근원은 바로 과거의 경험이라 할 수 있다. 과거의 경험은 발전소 記錄·Data Base System·데이터 報告書·既 수행된 PSA 등에서 얻을 수 있으며, 필요로 하는 情報는 1) 器機의 故障率 2) 器機의 試驗頻度 및 期間 3) 修理·補修의 期間 및 頻度이다. 신뢰도 데이터는 一般信賴度 데이터와 特定發電所 信賴度 데이터가 있으며, 일반신뢰도 데이터는 여러 발전소의 운전경험 및 자료를 종합하여 導出되는 데이터이다. 이 일반신뢰도 데이터는 故障率이 극히 작은 원자력 발전소 器機나 系統의 故障率資料를 취급할 경우 여러 발전소의 자료를 포함시킬 수 있으므로 統計의 취급이 가능하다는 長點이 있으나 特定발전소의 特性을 반영할 수 없다는 短點도 아울러 가지고 있다. 일반신뢰도 데이터에 관해서는 많은 참고문헌^{2,3)}들이 발표되고 있으므로 이들을 參考하면 쉽게 얻을 수 있다.

일반신뢰도 데이터에 비해 特定發電所信賴度 데이터는 특정발전소의 部品이나 條件들에 대한

表 2. 信賴度分析 필요 데이터 및 發電所 관련 資料

Parameter	Data requirements	Potential sources
1. Probability of failure on demand	a. Number of failures b. Number of demands	Periodic test reports, maintenance reports, control-room log Periodic test reports, periodic test procedures, operating procedures, controlroom log
2. Standby failure rate	a. Number of failures b. Time in standby	See 1a above Control-room log
3. Operating failure rate	a. Number of failures b. Time in operation	See 1a above Control-room log, periodic test reports, periodic test procedures
4. Repair-time distribution parameters	Repair times	Maintenance reports control-room log
5. Unavailability due to maintenance and testing	Frequency and length of test and maintenance	Maintenance reports, control-room log, periodic test procedures
6. Recovery	Length of time to recover	Maintenance reports, control-room log
7. Human errors	a. Nuber of errors b. Opportunities	Maintenance reports, control-room log, periodic test procedures, operating procedures

表 3. Online System 器機 利用不能度 계산 방법

Component Type/ Unavailability Mode	Time-Averaged Unavailability Expression	Parameter Definition	Data Requirements for Parameter Estimation
1. Nonrepairable Component	$1 - e^{-\lambda_0 T_M}$	λ_0 : Operating Failure Rate T_M : Mission Time (obtained from success requirement)	λ_0 • Number of observed Failures • Total time-to-Failure
2. Online Repairable Component	$\frac{\lambda_0 T_R}{1 + \lambda_0 T_R}$	T_R : Mean Time to Repair	T_R • Observed individual times for repair

特性을 반영할 수 있다는 장점을 갖고 있으나 統計의 취급이 용이할 정도의 많은 故障資料를 토대로 구할수 없다는 단점도 갖고 있다. 특정 발전소 데이터는 발전소 記錄들을 통하여 얻어야 하는데 필요한 데이터와 이를 찾을 수 있는 발전소 記錄은 表 2와 같다.

2) 데이터 構成 및 評價

器機의 신뢰도 데이터는 器機가 주어진 機能을 喪失할 利用不能度를 말하는데 이는 器機가 속한 系統의 운전형태, 즉 Online System 혹은 Standby System 등에 따라 계산하는 방법이 조금씩 달라진다. Online System의 構成器機들은 修理不可能器機와 修理可能 器機로 분류되며 이들의 時間平均 利用不能度는 表 3과 같은 방법으로 계산된다. Standby System의 構成 器機들은 정기적으로 試驗을 받는 器機, 試驗을 받지 않는 器機, 계속적으로 監視를 받는 器機로 분류되며 이들에 대한 時間平均 利用不能度는 참고 문헌 3)의 방법을 따르면 된다. 表 3에는 Online System 器機의 利用不能度を 계산하는 방법이 나타나 있지만 이를 계산하기 위해서는 또다시 계산의 基本要素들인 器機의 故障率, 修理時間, 試驗의 頻度 및 期間등을 알아야 한다. 이러한 基本要素들은 과거의 경험자료로 부터 산출해야 하는데 예를 들어 器機의 故障率을 구하고자 하면

(1) 故障率을 계산하고자 하는 器機의 標本을 選定하고

(2) 總 故障 횟수 (N)와 時間 (T)를 算定하면

(3) 平均 故障率은 $\lambda = \frac{N}{T}$ 로서 나타나고

(4) 不確實性 분석을 위해서는 λ 를 적절한

Probability Density Function으로 나타낸다.

일반적으로 Data Base System으로부터 얻을 수 있는 자료는 바로 이러한 故障率자료이다.

特定發電所를 對象으로 신뢰도분석을 하고자 한다면 가장 좋은 자료가 對象발전소로부터 생산된 것이지만 원자력 발전소의 器機나 系統들은 높은 신뢰도를 갖는 것들로 구성되어 있어 이들의 故障率이 극히 낮으므로 古典統計를 사용하여 구하게 되면 무리가 따르게 된다. 따라서 특정발전소에 대해 분석을 할 때는 일반신뢰도 자료와 특정발전소 자료의 情報를 모두 사용하는 Bayesian^{4,5)} 統計技法을 응용한다. Bayesian 技法은 일반신뢰도 자료를 先分布 (Prior Distribution)로 하고 특정발전소 고장을 자료를 토대로 Binomial分布 혹은 Poisson分布로 표시되는 Likelihood Function을 결합하여 後分布(Posterior Distribution)을 決定한다. 이 Bayesian 統計技法은 稀事象의 統計의 취급에 널리 이용되고 있는 방법이다.

다. 人間失手(Human Error)데이터

器機나 系統의 利用不能은 고장이나 시험 혹은 수리·보수에 의해서만 일어나는 것이 아니라 人間失手に 의해 일어 날 수도 있다. 예를 들어 펌프를 試驗하고 열어 놓아야 할 것을 닫혀진 상태로 두었다면 펌프는 고장이 나지 않았지만 利用不能 狀態에 있게되고 펌프가 속하고 있는 系統의 신뢰도에 영향을 미치게 된다. 신뢰도분석에 있어서 人間失手를 고려하는 방법은 지금까지 많이 開發되어 오고 있지만 아직까지 PSA의 적용에 가장 좋은 방법이라고 일반적으로 인정된 技法은 없다. 이는 人間失手는 그만큼 不確實性이 크며 定量化 하는데 어려움이 많

表 4. 人間失手(Human Error) 데이터

Event Designation	Event Description	Nominal HEP	Data Source	HEP Assigned to Event	Justification for Deviation	Comments Designation (selection basis for HEP)
X 2239H	Failure to restore Manual valve 2239 after test of pump	.001 (.0005 to .005)	NUREG/CR 1278 Item 1, Table 20~15 Item 2, Table 20~20	.0005 (.0001 to .0008)	Plant Procedures require full operational test after maintenance before System can be returned to operational status. Valve position clearly indicated by Test.	Failure to restore value given written procedure (Normal Op/Omission/Maint/Written Procedures/Checkoff/Shortlist)
R T45234	Failure to Observe high temp. in primary system analog meter, limit band shown during normal operation	.001	ORNL Simulator Data on Plant XYZ-2	.0005 (.0002 to .001)	Plant operator training stresses the identification of this event	Oak Ridge tests taken on new operators working on simulator which was not identical to their plant. (Normal/Op/Omission/Operational/Ck. Read/w. limits)

으므로 아직 개발상태에 있다는 것을 의미한다.

人間失手に 관한 데이터는 基本的으로 세가지 방법을 통해 구할수가 있는데, 첫째 専門家の工學的인 판단을 통해 얻는 방법과, 둘째 模擬實驗을 통해서 얻는 방법과, 셋째 과거의 경험으로 부터 統計値를 구해서 얻는 방법이 있다. 人間失手 데이터를 얻는 세부적인 技法에 대해서는 많은 참고문헌^{2,6,7)}들이 발표되고 있으나 基本的으로는 위 세가지 방법에 기초를 두고 있으며, 어느 技法을 사용하든 최종적으로 얻고자

하는 것은 表 4와 같은 데이터이다.

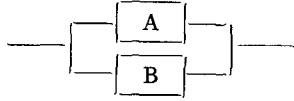
라. 共通原因故障(Common Cause Failure) 데이터

共通原因故障^{8,9)}은 하나의 原因으로 인하여 系統의 여러 部品에 동시에 영향을 미치는 事象이다. 共通原因으로는 環境에 의한 것, 人間失手に 의한것, 補修・點檢에 의한 것 등 여러가지가 있을 수 있으며, 이 共通原因故障은 신뢰도 분석 결과에 큰 영향을 미치므로 특별히 고려를 해 주어야 한다. 例를 들어 그림과 같은 系統이

表 5. 共通原因故障 처리기법 및 응용범위

Category	Method	Applicability to steps in risk analysis			
		Selection of initiating events	Definition of accident sequences	System modeling	Quantification
Explicit	a. Event-specific models	X	X	X	X
	b. Event-tree analysis		X	X	(d)
	c. Fault-tree analysis	X		X	(d)
	d. Cause-table analysis	X		X	(d)
	e. Human-reliability analysis		X	X	X
Parametric	f. Beta factor				X
	g. Binomial failure rate				X
Computer aided	h. GO		X	X	X
	i. WAMCOM	X		X	
	j. COMCAN	X		X	
	k. BACFIRE	X		X	

있다고 가정을 하자.



이 시스템이故障날 확률 P_s 는 A와 B가 완전히 독립的(Independent)이라고 가정한다면

$$P_s = P_{AI} \cdot P_{BI}$$

와 같이 계산된다. 그러나 고장이 共通原因(예를 들어 날씨가 더워져서 온도 상승으로 인한 고장)에 의한 경우에는 A가 고장나면 B도 따라서 고장날 가능성이 매우 높고 A와 B는 이미 독립的이 아니다. 이럴 경우 시스템의 P_s 는

$$P_s = P_{AI} \cdot P_{BI} + P_{CC}$$

로서 표시된다. 여기서 P_{AI} , P_{BI} 는 독립的인 原因에 의한 고장이며 P_{CC} 는 共通原因에 의한 故

障確率을 나타낸다.

이와 같은 共通原因에 의한 고장을 신뢰도 분석에 반영하는 데에는 시스템 혹은 器機에 따른 共通原因 分類, 共通原因에 의한 故障率 산정, 신뢰도 분석에 반영 및 처리 등의 까다로운 문제가 따른다. 共通原因 處理技法은 人間失手處理와 더불어 PSA 분석에서 아직 많이 開發되어야 할 분야이며 현재까지 개발된 技法 및 응용범위는 表 5와 같다.

4. 데이터 베이스(Data Base)

데이터 베이스란 같은 데이터가 여러응용에 중복되어 사용될 수 있다는 多目的性에서 발전된 共用의 개념에서 출발하였으며, 統合·貯藏

表 6. 代表的인 原電信賴度 Data Base System

	PRIS Power Rx Inf. Sys.	IRS Incid. Rep. Sys.	ERDS Eur. Rel. Data S.	USERS UNIP Signf. Evt. Rep. S.	NPRDS Nuc. Plt. Rel. Data S.
機關名	IAEA(UN)	NEA(OECD)	EC	UNPEDE	INPO
加入者	會員國, 東歐圈除外	會員國	會員國+USA+3S	英, 佛, 伊, 荷, 벨, 3S, 日	Util. Vendor A/E etc.
報告週期	年 1 會	即時: 事故後 1個月 追跡: 事故後 3個月	年 4 回	即時: 事故後 1週 追跡: 適當期間內	Interactive(Failure) 年 4 回(運轉實績)
稼動時期	1970~1981~	1979	1979	1985	1975~1983~
데이터의 양	◦ 世界原電의 90% ◦ 2000 Ry 運轉記錄 ◦ 12000 Outages (1982) ◦ 每年 1300 Outages	◦ 世界原電의 80% ◦ 1/Ry	?	◦ 138原電	◦ 美國內 原電의 85% ◦ 388000 Eng. Record ◦ 32,000 Failures (1985) ◦ 每年 18000 F. 增加
데이터의 종류	◦ Unit Basic Data ◦ Outage Briefs ◦ Causes of Outage	◦ Significant Incident	◦ Comp. Event D/B ◦ Abnor Occ. D/B ◦ Op. Unit Status D/B ◦ Gen. Rel. Para. D/B	◦ Significant Event	◦ Unit Infor. ◦ Operating Data ◦ Eng. Data (Comp/Sys.) ◦ Com. Fail. Data
報告對象	◦ 容量 100MW以上 ◦ Outage > 100hrs	◦ Incident (1/Ry)	◦ LWR	◦ All Types ◦ Outage > 3hrs	◦ Safety Event ◦ Signif. Plant Transient
REPORTS	◦ Ann. Perf. Record ◦ Outage Statistic (Pie-Chart)	◦ Analysis Report	◦ Event Report ◦ Monthly Performance Report	◦ Event Description	◦ SOER ◦ SER
特 徵	◦ World Record의 比較	◦ 同種 事故再發防止 및 研究對象選定에 主力	◦ 4個 D/B 獨立的 ◦ Analysis Team 運營	◦ MOTEPAD와 類似하나 分析機能 없음.	◦ Nuclear Network 運營 ◦ Full Analyses

:: 3S : Swiss, Spain, Sweden

된 운영 데이터의 集合이라고 定義할 수 있다. 데이터 베이스는 發電所의 화일·캐비닛에 들어 있는 記錄들을 말하는 것이 아니라 데이터나 디스크와 같이 컴퓨터가 處理할 수 있는 저장장치에 수록된 데이터를 말한다. 데이터 시스템(Data System)이나 데이터 뱅크(Data Bank)는 데이터 베이스와 유사한 개념으로 쓰이고 있다.

가. 外國 信賴度 데이터 베이스

原電의 信賴度 데이터들은 대부분 과거의 發電所 운전경험으로부터 얻어지고 있으며, 이들은 많은 발전소와 발전소의 수 많은 部品들로부터 生産되고 있기 때문에 資料를 處理하여 使用 가능한 데이터로 만들기 까지에는 큰 어려움이 따른다. 따라서 外國에서는 발전소 資料들을 蒐集·處理·記錄·保存하는 電算體系 및 組織을 구축하여 필요한 데이터를 손쉽게 生産할 수 있는 體制를 갖추고 있다. 데이터 베이스는 국제적으로 공동 設立한 것과, 각 국가에서 國營으로 운영하고 있는 것, 원자력 관련 機關에서 個別的으로 보유하고 있는 것이 있는데 이중 국제적으로 共同 사용 되고있는 것들을 살펴보면 表 6과 같다. 이외에도 日本의 RES, 美國의 GADS, 프랑스의 Event File, 스웨덴의 ATV, 캐나다의 NUSA, 독일의 ERS등이 代表的인 데

이터 베이스 이다. 外國에서는 데이터 베이스를 단순히 신뢰도분석 資料로만 응용하는 것이 아니라 여기서 導出된 情報를 이용하여 발전소 利用率向上을 적극적으로 모색하고 있다.

나. 國內現況

國內에는 아직까지 外國의 데이터 베이스와 같은 體制가 구축되어 있지 않으며, 지금까지 國內에서 수행되어 온 信賴度分析^{10,11)}은 모두 外國의 一般信賴度資料를 사용하거나 國內발전소 記錄으로부터 蒐集된 資料를 手作業 處理하여 사용해 왔다. 그러나 PSA는 앞으로 原電 安全性 확보를 위하여 더욱 응용될 전망이며, 國內原電의 基數도 증가함에 따라 우리 固有데이터 生産을 위한 데이터 베이스 구축은 필요하다고 본다. 신뢰도 데이터 베이스 구축은 단순히 신뢰도분석 뿐만 아니라 利用率向上을 위해서도 有用한 情報를 얻을 수 있으므로 경제적 利得도 期待할 수 있다.

國內에서는 현재 韓國電力技術(株)에서 국내 실정에 적합한 原電 신뢰도 데이터 베이스 構築을 위한 예비조사를 시행한 바 있으며,¹²⁾ 이 조사에 따르면 국내 原電 신뢰도 데이터 베이스 體制와 이의 活用은 概念的으로 그림 1와 같이 된다.

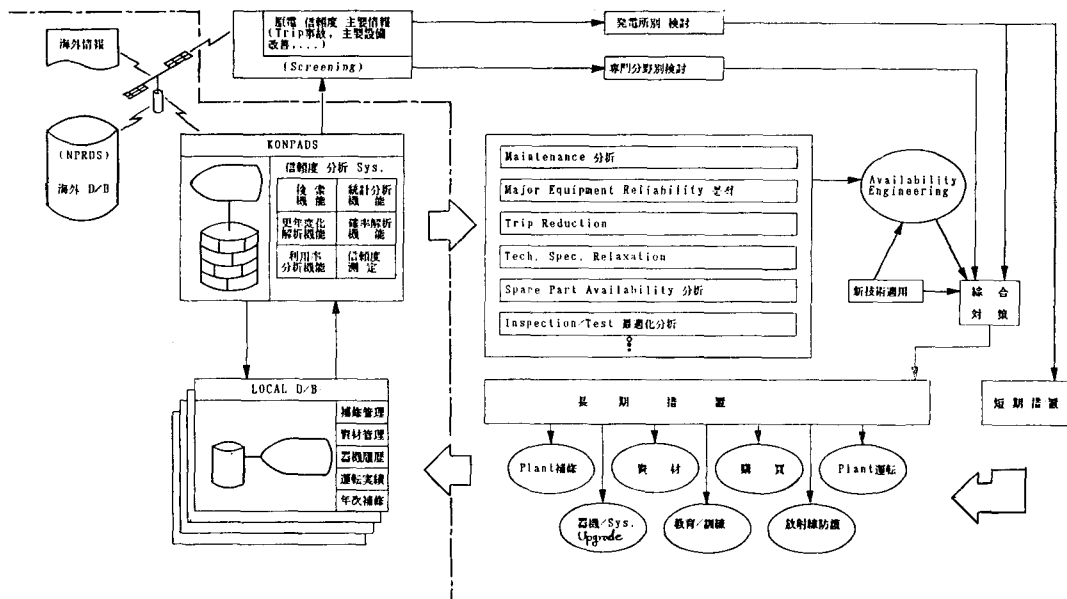


그림 1. 國內 原電信賴度 Data Base System 및 活用 概念 圖

國內 原電 신뢰도 데이터 베이스 開發時, 特別히 유의 해야할 사항은 데이터 베이스의 目的・範圍・機能을 명확히 設定한 후 우리 실정에 적합한 데이터 베이스를 구축함이 필요하다.

5. 結 論

本稿에서는 PSA의 간략한 概念과 여기에 사용되는 데이터의 蒐集・構成・處理 과정을 記述하고 國內外 데이터 베이스 體制에 대해 살펴 보았다. PSA 데이터는 事件樹木(Event Tree) 및 故障樹木(Fault Tree)에 入力되는 각종 데이터로 구성되며 PSA 分析結果의 信賴度 및 正確性은 PSA 적용방법과 아울러 데이터의 正確性에 크게 依存한다고 볼 수 있다. PSA 데이터중 人間失手(Human Error) 데이터와 共通原因故障(Common Cause Failure) 데이터는 不確實性이 높으며 아직도 開發의 여지가 많은 부분이다.

原電의 信賴度 데이터는 대부분 과거의 경험을 토대로 얻어지고 있으며, 수 많은 發電所 및 發電所部品들에 대한 資料들을 蒐集・處理・記錄・保存하기 위하여 外國에서는 데이터 베이스 電算體制 및 組織을 구축하여 운영하고 있다. 國內에서는 아직 外國 데이터 베이스와 같은 體制가 없지만 점차 原子力發電所가 늘어나고 運轉履歷이 증가함에 따라 安全性 確保뿐만 아니라 利用率向上을 위해서도 데이터 베이스 體制 構築은 필요하다.

參 考 文 獻

1. USNRC, "Reactor Safety Study: An Assessment of Accident Risks in the U.S. Commercial Nuclear Power Plants," WASH-1400 (1975)
2. USNRC, "Probabilistic Safety Analysis Procedures Guide," NUREG/CR-2815 (1985)
3. USNRC, "PSA Procedures Guide," NUREG/CR-2300 (1983)
4. Ahmed, S., D.R. Metcalf, "BURD-A Computer Program for Bayesian Updating of Reliability Data," NPGD-TM-582 (1981)
5. Apostolakis, "Data Specialization for Plant-Specific Risk Studies," Nucl. Eng. Deg., Vol. 56 (1980)
6. A.D. Swain, H.E. Guttman, "Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications," NUREG/CR-1278 (1983)
7. B.J. Bell, A.D. Swain, "A Procedure for Conducting a Human Reliability Analysis for Nuclear Power Plants," NUREG/CR-2254 (1981)
8. Smith, A.M., I.A. Watson, "Common Cause Failure-A Dilemma in Perspective," Rel. Eng. Vol. 1 (1980)
9. Fleming K.N., "A Reliability Model for Common Mode Failure in Redundent Safety Systems" GA-A 13284 (1975)
10. 유전중, "原子力發電所 補助給水系統信賴度分析", KRC-84N-T10 (1985)
11. 박구원, 강선구, 이세원, "원자력발전소 표준화 설계를 위한 조사 영역: PRA를 이용한 안전성향상 검토", NDS-122-004/87 (1987)
12. 김충석, "황정구, 원석훈, "원자력발전소 이용률 데이터 베이스 관련 기술 정립 및 기초연구 보고서", KOPEC/86-T-028 (1986)

1. USNRC, "Reactor Safety Study: An Assessment