

# 原電의 地震危險度 評價

日本原子力研究所에서는 현재 原子力發電所의 確率論的 安全性評價方法을 開發·作成하고 있다. 이 評價에서는 원자력발전소의 지진에 의한 리스크도 대상으로 하고 있으며, 「地震危險度評價」도 지진리스크 평가의 일환으로 수행되는 것이다. 「地震危險度」란 용어의 定義가 確定되어 있지는 않지만, 本稿에서는 원자력발전소의 사이트에 어느 정도 레벨의 지진이 어느 정도 빈도로 발생하는지로 정의한다.

## 1. 原子力發電所의 PSA

PSA방법은 원자력발전소의 안전성을 종합적으로 평가하는 수단이며, 원칙적으로 원자력 발전소에서 발생할 수 있는 모든 종류의 사고를 대상으로 한다. 그리고 그 발생빈도, 확대에 이르는 인과관계, 발생시 영향의 크기 등을 分析·評價함으로써 그 시설 또는 과정의 안전성을 종합적으로 평가하여 안전성의 정도를 「리스크가 얼마나 적은가」로 나타낸다. 여기에서의 리스크란 원자력발전소의 사고에 의한 주변 대중의 방사선피폭이다. 리스크의 정의는 반드시 일정치 않으나, 일반적으로는 「어떤 사고가 발생하는 빈도와 그 사고가 초래하는 影響의 곱」을 그 사고의 리스크로 한다.

원자력발전소의 PSA는 1975년에 발표된 미국의 「原子爐安全研究」에서 부터 시작된다. 원자로의 안전연구는 발생빈도는 적어도 설계기준사고를 초과한 중대한 사고, 즉 「爐心溶融事故」가 리스크를 지배한다는 견해를 내세웠으며 이 견해는 현재까지 지지받고 있다. 따라서 원자력발전소의 PSA란 실제로는 爐心溶融에 이

르는 여러가지 사고에 대해 그 발생빈도와 사고영향을 평가하는데 귀착된다.

PSA에서는 무작위 고장 등 플랜트와 기기에 내재하는 원인에 의해 발생하는 사고(內的事象) 외에, 설계기준을 상회하는 만일의 지진과 수재·침수 등의 外亂에 의해 발생하는 사고(外的事象)도 대상으로 한다. 내적사상의 평가는 운전경험데이터에 근거한 평가가 가능하지만, 외적사상의 평가는 그 종류마다 외적인 원인사상의 발생빈도와 그것이 플랜트에 주는 영향을 평가할 필요가 있다. 日本原研에서는 1980년도 부터 1985년도에 걸쳐 내적사상평가방법을 개발한후 1985년 부터는 외적사상평가방법의 개발에 착수하여 먼저 일본에 있어서 특히 중요한 지진에 의한 리스크에 대해 개발하고 있다.

PSA는 다음과 같은 절차로 이루어진다.

(1) 事故시퀀스의 分類: 원자력발전소에서 발생할 수 있는 사고를 분류한다. 사고는 어떤 바람직하지 않는 事象(起因事象)이 발생했을 때 그 확대방지와 影響緩和를 위해 갖추고 있는 각종 시스템(安全系統)이 기능을 발휘하지 않았을 때 발생하기 때문에 사고의 종류는 起

因事象과 各 安全系統의 成功·失敗에 따라 정의된다. 발생할 수 있는 起因事象으로서 配管破斷에 의한 냉각재 상실과 급수정지에 의한 트란젠트 등을 想定한다. 이어서 起因事象마다 어느 안전계통이 필요한지를 고려하여 그 성공·실패에 대한 경우로 분류하는데, 그 결과는 그림1과 같은 「이벤트·트리」로 정리된다. 트리 상의 하나하나의 경로가 「事故시퀀스」이다.

(2) 事故發生頻度の 評價: 이벤트·트리 상에서 정의된 각 사고시퀀스의 발생빈도를 평가한다. 이 평가는 ① 起因事象 發生頻度の 評價, ② 「폴트·트리」 등의 시스템 신뢰성 해석방법에 의한 안전계통의 기능상실 확률계산으로 이루어진다.

(3) 事故影響의 評價: 爐心熔融에 이르는 각각의 사고시퀀스에 대해 일반대중으로의 영향을 평가한다. 이 평가는 ① 플랜트 안에서의 事故進展解析, ② 플랜트 안에서의 核分裂生成物(FP=Fission Product) 移行解析, ③ 環境中 FP移行解析으로 이루어진다. 사고영향은 피폭선량과 사망자수의 기대치로 나타낸다.

(4) 리스크의 計算: 어떤 爐心熔融事故시퀀스에 의한 리스크를 발생빈도와 사고영향의 곱으로서 계산한다. 플랜트의 全리스크는 이것을 全시퀀스에 대해 總計한 것이 된다.

## 2. 地震리스크 評價의 概要

원자력발전소의 확률론적 안전평가에서는 外의事象도 대상으로 하며, 外의事象중에서 특히 지진이 중시되고 있다. 이것은 ① 지진은 起因事象과 그 緩和系의 고장을 동시에 발생시킨다, ② 리스크에 대한 불확실함이 크다는 두가지 이유에 의한 것이다.

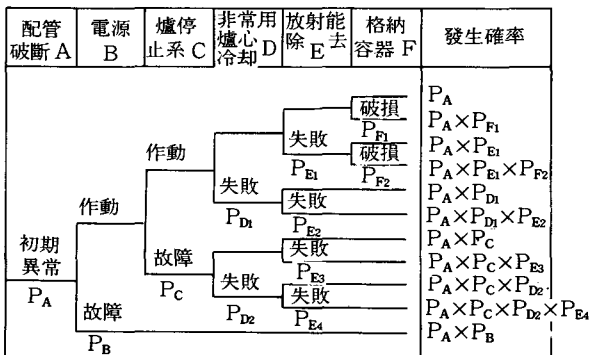
지진리스크의 평가는 당초 미국동해안의 원자력플랜트에 대해 특히 주목되었다. 이것은 미국에서는 종래 약 200년의 역사속에서 사이트 주변지역의 최대지진을 토대로 하여 耐震設計를 해 온 것이 최근의 플레이트·테크노닉스 이론의 발달에 따라 장기간 지진이 없었던 곳에서도 대지진이 발생할 가능성을 부정할 수 없게 되었기 때문이다. 지진국인 일본에서는 1,500년간의 역사이래의 지진데이터를 참고로 큰 지진을 想定하여 원자력플랜트의 耐震設計를 하고 있으므로 미국의 사정과는 크게 다르다. 그러나 보다 합리적인 안전설계를 목표로 하려면 역시 지진리스크를 평가하는 것이 중요하다고 생각된다.

지진리스크의 평가도 內의事象에 대한 PSA와 같이 다음과 같은 절차로 되어 있다.

- (1) 사고시퀀스의 분류
- (2) 사고발생빈도의 평가
- (3) 사고영향의 평가
- (4) 리스크의 계산

이 네가지 프로세스 중 (2)이외는 이벤트·트리의 작성과 환경영향평가에서 지진발생시의 특수조건을 고려할 필요가 있지만, 원칙적으로는 內의事象評價의 경우와 같은 방법을 사용할 수 있다. 이에 반해 (2)의 사고발생빈도는 내적사상평가의 경우는 과거의 운전데이터 분석결과로서의 起因事象 발생빈도가 기기고장률로 평가되는데 반해, 지진의 경우는 현저히 다른 방법으로 평가된다.

지진에 의한 사고의 발생빈도를 평가하는 절



〈그림 1〉 이벤트·트리의 例

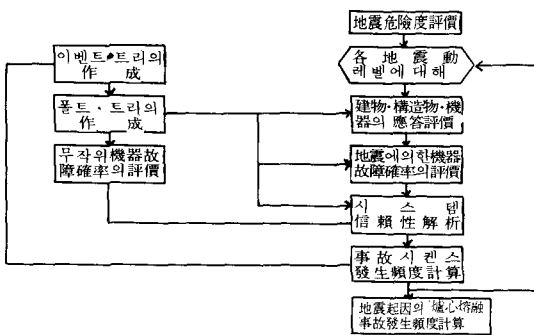
차를 나타내기 위해 日本原研이 확립하고 있는 節次體系에서의 계산의 흐름을 그림2에 나타내었다. 이 절차의 구체적인 내용은 다음과 같다.

(1) 사이트의 지진위험도를 평가한다. 이 평가에서는 먼저 사이트주변에서 어느 정도의 마그니튜드의 지진이 어떤 발생빈도로 발생하는지를 평가한다. 이어서 震源에서 사이트까지의 距離減衰를 고려하여 사이트에서의 각 레벨 地震動의 발생빈도를 평가한다.

(2) 각 레벨의 地震動에 대한 응답을 평가한다. 이 평가에서는 地震動의 基盤에서 表層地盤으로의 파급과 건물, 地盤 상호작용, 건물·구조물내에서의 진동의 파급·증폭·감쇠 등을 고려한다. 各部의 응답은 최대가속도와 최대모멘트의 형태로 표현된다.

(3) 건물·구조물·기기의 손상확률을 평가한다. 이 평가는 (2)에서 계산한 건물·구조물·기기의 응답을 그것들의 耐力과 비교해서 평가한다. 損傷中에는 배관파손과 같이 起因事象이 되는 것도 있다.

(4) 지진에 의한 爐心熔融事故의 발생빈도를 평가한다. 이 평가에서는 먼저 사고시켄스를 정의하는 이벤트·트리(ET)와 시스템신뢰성 해석을 위한 포트·트리(FT)를 작성한다. 작성한 FT에 기기손상확률을 대입하여 시스템의 기능상실확률을 계산하고, 이어서 地震動發生頻度, 起因事象發生確率, 시스템기능상실확률을 ET에 대입하여 각 사고시켄스의 발생빈도를



〈그림2〉 日本原研의 지진리스크 평가절차

를 계산한다.

그림3은 미국의 PLG社가 加壓水型 원자력 발전소를 대상으로 하여 행한 PSA중 외적사상 평가까지 한 여섯가지의 예에 대해 爐心熔融에 대한 寄與事象을 나타낸 것이다. 그림에서 알 수 있듯이 몇몇 플랜트에서는 지진리스크를 무시할 수 없을 정도로 커져 있다.

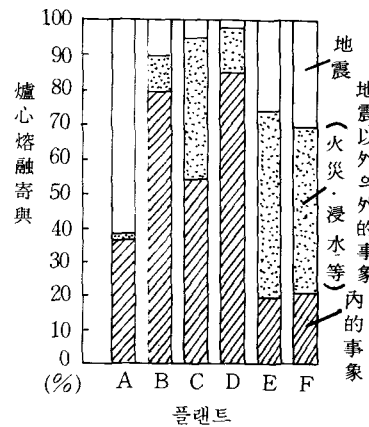
### 3. 地震危險度 評價의 概要

지진위험도평가란 대상으로 하는 사이트 주변의 지진발생과 그것이 사이트에 이르기까지의 距離減衰를 고려하여 사이트에서의 지진동 발생을 확률적으로 평가하는 것이다.

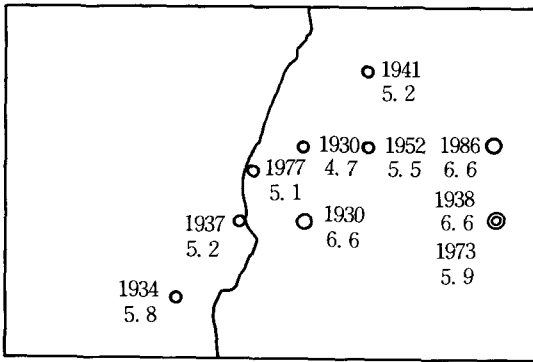
이 평가는 일반적으로 다음 두가지 단계로 구성된다.

(1) 評價對象地震의設定: 사이트주변에 有限個所의 지진을 평가대상지진으로 설정한다. 이 지진은 震源의 空間的位置(經度, 緯度, 깊이), 發生頻度, 마그니튜드(또는 마그니튜드 레벨마다의 密度關數. 이하, 「마그니튜드分布」라 부른다)로 정의한다.

(2) 地震危險度の 계산: 이렇게 정의한 각각의 지진에 대해 距離減衰를 고려하여 사이트기반에서의 지진동을 계산한다. 이 계산을 전부의 평가대상지진에 대해 반복함으로써 사이트



〈그림3〉 爐心熔融事故에 대한 寄與事象



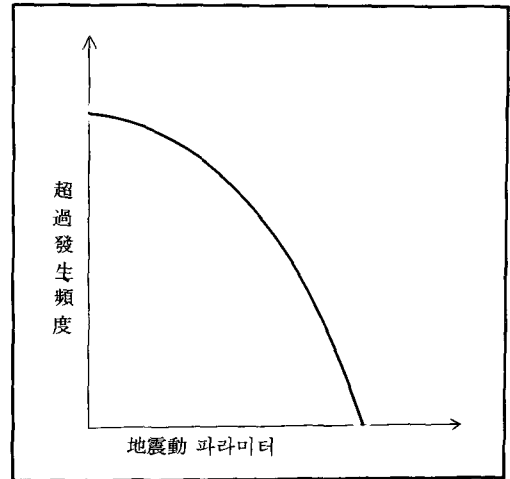
〈그림4〉 日本原研周邊地域の 歴史地震과 活斷層

기반에서의 지진동 레벨과의 生起頻度を 계산한다.

PSA로 지진위험도를 평가함에 있어서 평가 대상지진의 설정은 과거에 발생한 지진을 단지 통계처리하는 것이 아니라, 원자력발전소가 대상사이트에 존재하는 기간중에 사이트주변에서 어떤 지진이 발생하는가를 예측하게 된다.

물론 이 예측에는 과거의 데이터가 참고가 된다. 과거의 데이터란 고문서 등에 기록되어 있는 역사적 지진데이터와 문서로는 남아 있지 않으나 大地自身에 기록되어 있는 활단층데이터이다. 예를 들면, 日本原研이 위치하고 있는 東海사이트 주변에서는 그림4에서와 같이 역사적 지진데이터, 活斷層데이터가 있다.

미국에서는 확률론적인 지진리스크평가가 되어 온 이래 지진발생을 모델化하기 위해 사이트주변에 몇개의 「震源域」을 설정하여 各震源域에서는 똑같은 지진발생분포와 일정한 마그니튜드분포를 가정하는 것이 보통이다. 震源域은 二次元的 또는 三次元的 空間으로서 설정한다. 活斷層을 모델化할 때에는 線狀震源域을 설정하기도 한다. 各震源域에서 지진의 발생빈도와 마그니튜드분포 등은 과거의 역사적 지진데이터와 活斷層의 活動度 등을 사용하여 추정한다. 그리고 震源域의 경계를 어떻게 설정하느냐에 따라 지진위험도를 크게 바뀌는 일이 있다.



〈그림5〉 地震危險度の 表現方法

震源에서 사이트까지의 距離減衰의 계산에서는 대상사이트 주변에 적합하도록 距離감쇠식을 선택해야 한다. 그러나 어떤 식을 선택해도 어떤 마그니튜드, 어떤 진원거리에 대해 항상 같은 최대가속도가 기대되는 것은 아니다. 이 때문에 PSA에서는 距離감쇠식으로 계산된 최대가속도를 中央値로 하여 그 주변에 분포를 갖는다.

지진위험도는 일반적으로 그림5와 같은 곡선으로 표현된다. 그림에서 橫軸은 地震動파라미터이다. 地震動파라미터로서는 地表面 또는 解放基盤에서 최대가속도와 최대속도를 취하지만 무엇을 사용하느냐하는 것은 지진위험도의 평가결과를 무엇에 사용하느냐에 따라 바뀐다. 縱軸은 결정된 지진동파라미터의 어떤 數値를 초과하는 지진동이 발생하는 頻度이며, 통상 1년당의 數値로 나타낸다. 日本原研에서는 지진리스크의 계산과 관련된 초과빈도가 아니라 그 레벨의(구체적으로는 1gal 幅當의) 지진동 발생빈도로도 표현할 수 있도록 하고 있다.

#### 4. 日本原研의 地震危險度 評價코드

日本原研에서는 지진위험도평가를 위해 계

산코드 8HEAT를 개발했다. 동 코드의 계산흐름圖를 그림6에 나타내었는데, 동 코드는 다음 네가지 프로그램으로 구성된다.

(1) 評價用 地震設定 프로그램 : 역사적 지진 데이터·카탈로그에서의 추출과 活斷層데이터의 처리에 의해 제1차 진원데이터를 작성하거나, 여러가지 불확실한 요인(地震域의 구획방법, 지진의 周期性 등)을 고려하여 진원데이터를 변경하거나 한다.

(2) 評價用 地震圖示 프로그램 : 대상으로 하는 진원데이터를 프린터 表示하거나, 地圖上에 플로트하거나 한다.

(3) 地震危險度計算 프로그램 : 모든 진원데이터에 대해 사이트까지의 거리감쇠계산을 하고, 사이트에서의 지진위험도를 계산한다.

(4) 地震危險度圖示 프로그램 : 계산한 지진위험도를 플로트表示한다.

그리고 평가대상지진의 설정에 관해서는 먼저 「사이트 주변의」라든가, 「어느 마그니튜드 이상의」라는 특정조건을 주어 그에 합치하는 것만을 추출하는 것이 필요하다. 또 역사적 지진데이터와 活斷層데이터를 그대로 사용하지 않고 여러가지 불확실한 요인에 대해 전문가의 기술적 지식을 반영하여 그것을 변경하는 것도 필요하다. 이와 같은 추출과 변경을 용이하게 하기 위해 SHEAT에서는 「地震群」이란 것을 定義했다. 지진군이란 일정한 형식으로 표현되는 1개 이상의 지진데이터(震源位置, 發生頻度, 마그니튜드 등)이며, 평가용 지진데이터의 추출, 변경에 있어서의 처리단위임과 동시에 위험도 계산에 있어서의 처리단위이기도 하다.

역사적 지진데이터에 관해서는 SHEAT코드는 사전에 준비한 지진카탈로그에서 적합한 지진을 추출할 수 있다. 지진카탈로그로서는 宇佐美·宇津·氣象廳의 세곳을 준비하고 있다. 추출방법으로는 다음과 같은 것이 있으며, 適宜배합하여 사용할 수 있다.

(1) 최대·최소마그니튜드를 주어 그 사이의

것만을 추출한다.

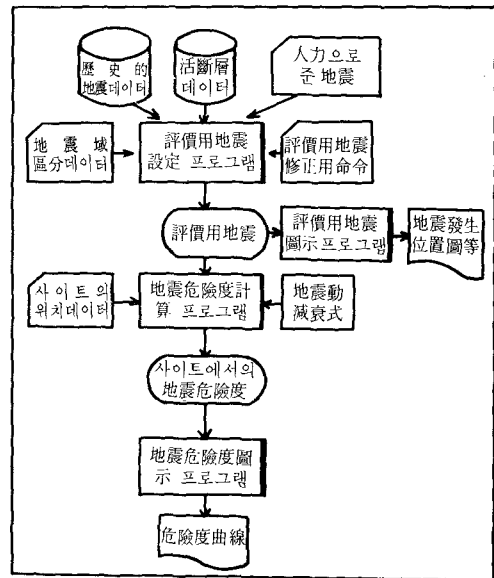
(2) 緯度·經度·깊이의 각각 최대치·최소치를 주어 그 영역 안에 있는 것만을 추출한다.

(3) 中心座標와 半徑 및 깊이의 최대치·최소치를 주어 그 영역 안에 있는 것만을 추출한다.

이와 같은 추출결과 얻어진 複數의 지진은 지진군으로 기억한다. 그리고 複數의 지진을 카드入力하여 지진군을 작성할 수 있다.

活斷層데이터에 대해서는 카드入力에 의하고, 活斷層이 존재하는 確率(信賴度)과 年平均變位速度(活動度)등을 준다. 活斷層의 위치에 대해서는 꺾은 선으로 模擬하기로 하고, 그 좌표를 入力한다. 이렇게 하여 준 꺾은 선을 微小한 等間隔으로 구획한 점을 진원위치로 한다. 그 점에서 발생하는 지진의 발생빈도와 마그니튜드分布(레벨마다의 확률밀도關數)는 活斷層의 길이, 신뢰도, 활동도, b值(마그니튜드의 초과발생빈도분포가 對數軸上에서 直線에 가까왔을 때의 기울기) 등으로 계산한다. 원칙적으로 하나의 活斷層을 하나의 地震群으로 기억한다.

이렇게 하여 작성한 제1차의 지진군데이터에



<그림6> SHEAT 코드의 계산흐름도

대해서는 여러가지 변경처리기능을 준비해 놓았다.

일단 지진군으로 계산기에 기억된 지진데이터에 대해서는 여러가지 조건을 준 추출처리가 가능하다. 추출한 지진데이터를 본래의 지진군과는 다른 새로운 지진군으로 정의할 수도, 본래의 지진군을 새로운 지진군으로 바꿀 수도 있다. 또 추출된 나머지를 별도의 지진군으로 정의할 수도 있다.

또 어느 영역을 몇몇 地震域으로 분류하고 각각의 지진역에 들어가는 진원데이터를 추출한 다음, 각 지진역에 대해 진원위치를 똑같이 분포시킬 수 있다.

이 밖의 변경기능으로는 두 지진군의 통합, 지진군의 消去, 어느 지진군에 속하는 지진발생빈도의 변경, 마찬가지로 마그니튜드분포의 변경 등이 있다.

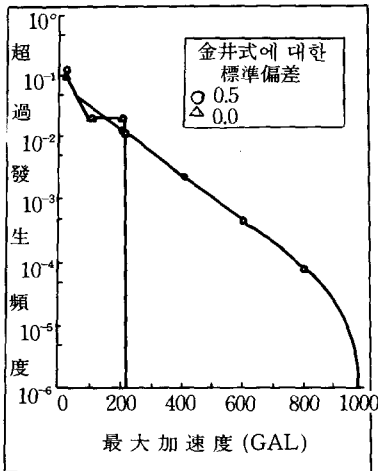
지진위험도 계산결과와 표현은 종래「어느 레벨의 地震動을 초과하는 빈도」로 표현하는 것이 일반적이었으나, SHEAT코드에서는 지진리스크의 계산을 각 레벨의 지진에 대해 수행하므로 「그 레벨의 地震動 發生頻度」로도 나타낼 수 있게 되어 있다. 地震動파라미터로서는 개방기반 또는 地表面에서 최대가속도와 최대

속도를 선택할 수 있다. 또 후속태스크의 응답평가를 보다 정확히 하기 위해 각 레벨의 地震動을 초래하는 지진의 대표적 마그니튜드와 震源距離도 동시에 계산할 수 있다.

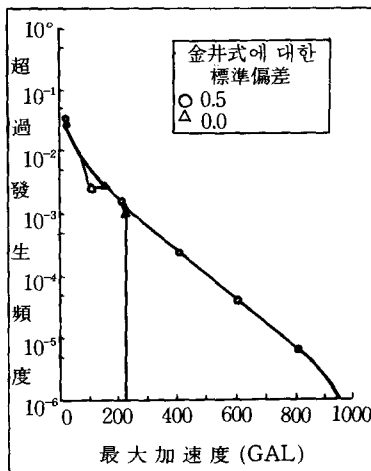
## 5. 地震危險度の 評價例

日本原研은 개발한 SHEAT코드를 사용하여 몇몇 사이트를 대상으로 지진위험도의 감도해석을 실시하여 지진위험도에 큰 영향을 미치는 파라미터의 同定을 도모하였다. 감도해석계산에서는 각 사이트에 대해 먼저 표준케이스를 설정하고 그 위험도를 계산한 후 수많은 파라미터를 변경하여 표준케이스와의 차이를 측정하였다. 그 결과 ① 역사적 지진데이터와 活斷層데이터를 사용하여 평가대상지진을 설정할 때의 진원데이터의 해석, ② 거리감쇠식의 선택 및 그 불확실함 등이 지진위험도에 큰 영향을 주는 것을 알았다.

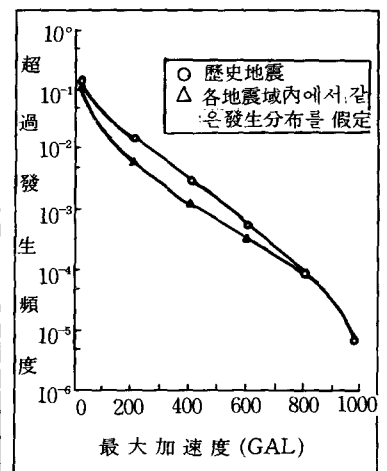
다음은 어떤 사이트를 선정하여 실시한 계산의 例인데, 이 계산은 중요한 파라미터抽出을 위해 실시한 것으로서 표준데이터의 설정이 반드시 적절한 것은 아니다. 지진위험도의 絶對值에 대해 논하려면 감도해석의 결과 중요해



〈그림7〉 地震危險度評價例(1)  
(1885年-1980年の 歴史地震)



〈그림8〉 地震危險度評價例(2)  
(1885年-1980年の 歴史地震)



〈그림9〉 地震危險度評價例(3)  
(그림7과 같은 歴史地震에 대해서  
震源位置의 分布에 의한 差를 比較)

진 파라미터值를 어떻게 정할 것인가를 중심으로 앞으로 더 검토 할 필요가 있다고 생각되고 있다.

또한 이번의 해석에서는 사이트를 중심으로 한 200Km×200Km 영역 안의 역사적 지진과 活斷層을 대상으로 했는데, 本稿에서는 이중 역사적 지진데이터에 근거한 해석결과를 중심으로 소개한다.

그림7은 宇津카탈로그에서 추출한 1885년부터 1980년까지의 역사적 지진데이터를 그대로 사용했을(震源位置도 마그니튜드도 변하지 않았다)때의 지진위험도 평가결과이다. 그림에는 두개의 위험도곡선이 표시되어 있다. 모두 거리감쇠를 金井式으로 계산한 것이지만, △線은 金井式으로 계산한 최대가속도를 그대로 사용했을 경우이고, ○線은 同式의 계산결과를 中央値로하여 그 주변에 對數標準偏差 0.5의 對數正規分布에 標準偏差인 경우이다. 지진리스크 평가에서는 設計地震動을 현저히 상회하는 地震動이 어느 정도 발생할 수 있는가가 중요한 점이지만, 對數標準偏差는 거기에 현저한 영향을 주고 있다.

그림8은 宇佐美카탈로그와 宇津카탈로그의 양쪽에서 추출한 679년부터 1980년까지의 역사적 지진데이터를 대상으로 하여 전술한 것과 같은 조건에서 계산한 결과이다. 그림7과 비교하면 전체적인 위험도는 약 1단위 낮아지고 있다. 이것은 이 사이트의 지진위험도에 가장 큰 영향을 주고 있는 지진이 1891년에 발생한 濃尾地震이며, 그것을 96년간에 한번의 지진이라고 생각하느냐, 1280년간에 한번의 지진이라고 생각하느냐로 큰 차이가 생기는 것을 나타내고 있다. 지진위험도 평가에서는 거대지진의 발생 빈도를 어떻게 어렵하느냐가 중요하다.

그림9는 사이트주변을 몇개의 震源域으로 분류한 다음, 各地震域에서 진원의 분포가 똑같다고 가정했을 때에 위험도가 어떻게 다른지를 나타낸 것이다. 이 예에서는 가속도레벨이 큰

점에서 역사적 지진을 그대로 사용했을 경우와 震源域마다 똑같은 지진발생분포를 가정했을 경우에 똑같은 발생빈도가 계산되고 있지만, 이것은 우연이며 震源域마다 지진위험도를 계산해 보면 결과가 다르며 진원역의 설정방법도 역시 重要因子의 하나이다.

이 밖에 최대가속도 한계치의 존재도 중요한 검토과제의 하나이다.

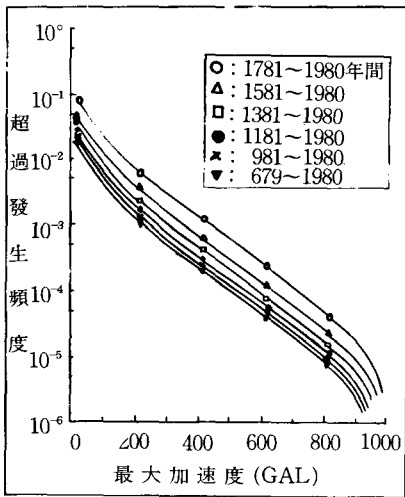
## 6. 地震危險度 評價에서의 不確實性

확률론적 안전평가에서 지진위험도평가란 과거데이터를 근거로한 未來豫測이다. 따라서 해석자의 판단에 따라 결과도 달라진다. 같은 데이터를 보고도 해석자의 지식과 판단능력에 따라 현저하게 다른 판단이 될 수 있는 것이다.

지진위험도평가에서도 과거데이터의 평균치가 그대로 미래를 예측하는 것은 아니다. 과거에 지진이 多發했기 때문에 장래에도 多發할 것이라고 생각하느냐, 그렇지 않으면 당분간 지진은 발생하지 않을 것으로 생각하느냐는 등 결국은 해석자의 지식과 그에 근거하는 기술적 판단에 의하는 바가 크다. 日本原研의 SHEAT 코드로 평가대상지진에 대해 여러가지 변경처리를 할 수 있도록 하고 있는 것도 전문가의 기술적 판단을 되도록 충실히 반영할 수 있도록 하려고 생각하고 있기 때문이다.

지금까지의 감도해석 등을 통해 판명한 지진위험도에 대한 불확실함의 요인에는 다음과 같은 것이 있다.

(1) 오래전의 역사적 지진에 대한 기록의 완전성에는 의문이 있다. 예를 들면 앞의 사이트에서의 대상기간을 현재에서부터 200년, 400년, ...으로 과거로 연장하면서 지진위험도를 계산한 결과는 그림10과 같다. 이것은 濃尾地震이 비교적 가까운 과거에 발생한 점에도 기인하겠지만, 오래 전의 데이터에 결함이 있을 가능성도 고려할 수 있다.



〈그림 10〉 對象期間 設定의 차이에 의한 地震危險度 차이의 評價例 (金井式에 대한 標準偏差 0.5를 假定)

(2) 지진위험도는 사이트주변에서 거대지진의 발생빈도를 어떻게 생각하느냐에 따라 현저하게 변화될 수 있다. 거대지진이 발생하는 週期에 비해 역사적 지진이 기록되어 있는 기간은 충분히 길다고는 할 수 없으며, 거대지진의 週期和 그 표준편차의 평가는 용이하지 않다.

(3) 이번에 검토한 케이스에서는 活斷層데이터에서 구한 지진위험도가 역사적 지진데이터

에서 구한 지진위험도보다 적어졌다. 海底活斷層等 未發見된 活斷層이 많을 경우에는 이러한 경향이 발생한다.

(4) 역사적 지진기록의 震源位置와 마그니튜드, 活動層의 신뢰도와 活動度, 斷層길이 등의 데이터는 본래 어느 정도의 불확실함을 갖고 있다.

(5) 震源域의 설정방법과 거리감쇠식에서 불확실함의 크기 등은 해석자에 따라 다르다고 생각할 수 있다.

원자력발전소의 확률론적 안전평가의 결과는 플랜트의 종합적인 안전성을 나타내는 것이며, 따라서 여러가지 의사결정에 유용한 지식을 주는 것이라고 생각된다. 단, 결과의 불확실함이 크면 그 이용범위가 한정되어 버리는 것도 당연하다. 지진리스크평가의 결과는 보다 합리적인 耐震設計를 도모하거나, 耐震重要度分類 등 각종 기준의 재평가를 하는데 유용하다고 기대되는데, 이를 위해서는 불확실함을 보다 적게 하는 것이 필요하다. 특히, 지진위험도의 평가는 지진리스크에 가장 큰 불확실함을 초래하는 것의 하나로 생각되고 있으며, 향후에도 불확실함의 低減을 목표로 하고 있다.

## 原子力發電所의 許容危險度

### — 英國 HSE報告書의 要約 —

原子力의 위험도 평가에 대한 근거를 상세히 論한 HSE(Health and Safety Executive)의 이 보고서는 Sizewell B 보고서에서 원자력발전소로 인해 원자력발전소에 근무하는 종사자와 一般公衆이 받는 개인적 및 사회적 위험도의 허용가능한 수준에 관해 HSE가 가이드라인을 제정하여 공표해야 한다는 Frank Layfield 경의 제의에 대한 응답으로 제시된 것이다. Frank 경은 그의 제의에서 “위험도 평가는 一般公衆

의 의견에 기초하여 수행되어야 하며..., 그러나 현재 一般公衆은 원자력 안전성에 관한 법규의 근거를 이해할 수 있을 정도로 그에 대한 정보를 충분히 갖고 있지 못하다”라고 하였다.

이 報告書는 사람들이 일상의 생활에서 어떻게 危險度에 접하며, 원자력과 같은 주요 산업으로 부터의 위험도가 어떻게 평가되고 규제되는가를 論하고 있으며, 이어서 放射線被曝에 의한 위험도의 특성, 原子力設備로 부터 위험



도가 발생하는 방식, 그리고 그에 대한 HSE의 NII(Nuclear Installations Inspectorate)의 규제 방식을 설명한 다음 산업으로 인한 위험도의 전체적인 스펙트럼을 고려하여 일상생활에 있어서 다른 위험도와 비교할때 원자력에 있어서는 어느 정도의 위험도를 합리적으로 허용가능하다고 간주할 수 있는가를 제시하고 있다.

어떤 危險이 특정한 利益을 제공하고, 그것이 적절히 制御된다는 믿음이 따를 때 일상생활속에 그 존재를 허용한다는 의미의 許容性(Tolerability)은 그 위험을 수용한다는 것(Acceptability)과는 다른 의미를 지닌다. 위험도는 어떤 수준에서 허용되더라도 그것을 감소하려는 노력없이는 사회적으로 수용되지 않을 수 있다. 또한 전체적으로 수용되는 어떤 위험도 수준에서 그것을 더욱 감소시키려 할 경우 얻어지는 이익보다 감소를 위한 비용이 더 커지는 어떤 한계수준이 있게 된다.

이 보고서에서는 위험도를 특정한 상황에서 바람직하지 않은 어떤 특정한 사건이 일어날 가능성으로 정의하고 있다. 여기서 의미하는 특정한 사건이란 사망을 의미하며, 고려되는 상황 또한 사회 전체에 어떤 이득을 제공하려는 목적을 가졌으나 그로 인해 특수한 위험을 유발함으로써 사회에 의해 규제되는 특수한 상황으로 제한된다. 따라서 핵글라이딩 같은 개인적인 선택에 수반되는 위험도와 번개 같은 자연적인 현상에 의해 발생하는 위험도는 이

논의에서 제외되었다.

또 이 보고서는 위험도와 그에 따른 이익의 공간 및 시간에 대한 불균등한 分布와 어떤 위험도에 대한 친근성을 그 위험도를 수용하려는 성향과 더불어 논하고 있다.

表1은 이익의 대가로 자발적으로 수용되는 위험도에서 부터 보통 무시할 수 있는 것으로 간주되는 위험도까지의 범위를 나타내고 있다.

## 危險度の 規制

위험도의 규제는 다음과 같은 세가지 원칙을 따른다.

○어떤 위험도가 매우 크고 그 결과가 수용될 수 없다면 그 위험도는 완전히 거부되어야 한다.

○어떤 위험도가 매우 작다면 다른 예방조치를 취할 필요가 없다.

○앞의 두가지 상황 사이의 위험도에 대해서는 그로 인한 이득과 그 감소비용을 고려하여 합리적으로 실현가능한 최저수준까지 그 위험도를 감소시켜야 한다(As Low As Reasonably Practicable : ALARP 원칙).

HSE가 산업의 위험도를 평가하고, 그것을 감소시키는데 지켜야 할 원칙을 제정하고, 안전법규를 집행하지만 작업자 및 一般公衆의 안전성에 대한 책임은 그 발전소를 운영하는 고용주에게 있다. 단지 HSE는 무엇을 합리적으로 실현가능한 것으로 간주할 것인가에 관한 지침을 제공한다. 암이나 독성으로 인한 사망 같은 급성위험에 대한 HSE의 접근방식은 일반적으로 다음과 같다.

○허용은 하나 그 이상 초과되어서는 안되는 피폭수준을 설정한다.

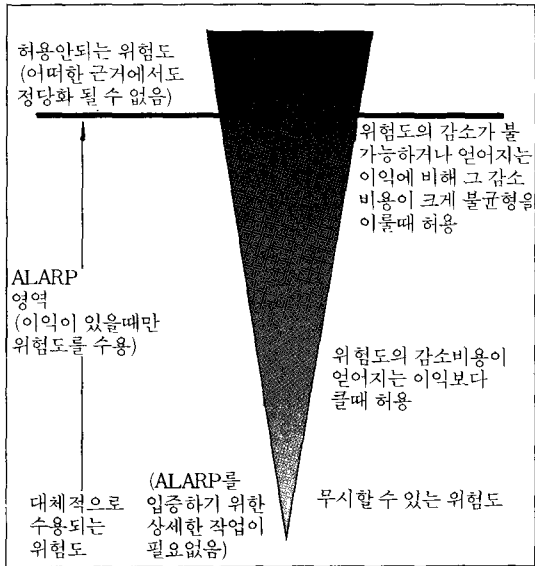
○합리적으로 실현가능한 최저수준까지 피폭 및 위험도를 감소시키도록 더 이상의 계속적인 개선을 요구한다(그림1 참조).

原子力設備에 있어서는 이러한 원칙이 NII의

〈表1〉 연간치사위험도 (평균근사치)

10 <sup>-3</sup>	채광 같은 비교적 위험이 큰 산업에서 높은 위험도를 가지는 사람들의 치사 위험도
10 <sup>-4</sup>	일반적인 교통사고의 치사 위험도
10 <sup>-5</sup>	안전성이 높은 산업에서의 작업중 치사 위험도
10 <sup>-6</sup>	가스폭발이나 화재로 인한 가정에서의 치사 위험도
10 <sup>-7</sup>	번개로 인한 치사 위험도

## 危險度評價



(그림1)危險度 및 ALARP

부지허가에 의해 실제로 적용되는데, NII는 原子力發電所의 설계를 검토하여 이 설계가 앞의 원칙을 만족시킬때 그 부지를 허가한다. 이 허가를 통해 NII는 다음과 같은 권한을 가진다.

○ 특정한 운전 또는 계획안을 승인하거나 보류한다.

○ 일반적인 절차를 심의하여 승인한다.

○ 특정한 행위에 대한 지침을 제공한다.

모든 중대한 사고(특히 방사선의 방출과 관련된 사고)에 대한 상세한 기록과 더불어 NII와 발전소 자체의 안전기구에 의한 정기적인 검사는 이러한 안전제도를 지원하는 정보를 제공한다. 또한 原子爐는 매 2년마다 정기점검 및 보수를 위해 정지되어야 하며, NII의 승인 없이는 再起動할 수 없다. 또 원래의 설계수명 이상 원자로를 운전하기 위한 설계변경이나 계획안은 상세한 안전성 검토를 받아야 한다. 이러한 검토를 통해 그 발전소는 원래의 설계대로 안전하게 운전된다는 것이 입증되어야 할 뿐만 아니라 현재의 설계기준과도 비교된다. 이러한 요건을 만족시키기 위해서 설계개선이 요구되거나 또는 운전제한 요건이 부과될 수 있다.

發電所의 위험도를 평가하여 HSE에 제출하여야 하는 기본적인 책임은 발전소 소유주에게 있다. HSE는 이 위험도평가를 검토한 후 기존의 또는 계획된 조치 외에 추가적인 대책을 요구할 수 있다. 이러한 조치들에는 발전소의 건전성, Back-up設備의 준비(다중성), 공통원인에 의해 주기기 및 Back-up 設備가 동시에 고장나는 경우에 대비하기 위해서 작동방식이 다른 기기의 준비(다양성) 등이 있다. 그러나 가장 중요한 것은 발전소 자체의 品質과 사용되는 운전절차이다. 한편 위험도평가는 발전소 고장의 수치적 평가는 보수적으로 수행되어야 한다.

가장 큰 위험도를 가진 각각의 사고 또는 일군의 연쇄적인 사고를 파악하고 그것을 정량화하기 위해서는 발전소 및 기기들의 고장률에 대한 데이터를 수집하여야 한다. 발전소의 어떤 결함들은 일련의 연쇄적인 고장을 발생시켜 방사능 방출사고를 유발할 수도 있다. 이러한 사고의 가능성은 그 결과를 유발하는데 기여하는 사상들의 확률을 결합하여 계산할 수 있다.

또 방사능방출사고로 인해 一般公衆이 받는 위험도는 방출된 방사성물질의 특성과 기상, 지역성, 인구, 대피수단, 식량 및 음료수원 같은 외부요인에 따라 달라진다.

이러한 모든 요인을 고려하여 계산한 결과는 "X발전소의 0.5마일 이내에 거주하는 사람이 그 발전소의 사고로 인해 피해를 받을 가능성을 연간 Y이다 : 개인 위험도"라는 평가를 할 수 있게 한다. 또한 이를 "X발전소에서 사고로 인해 Y 이상의 사람이 사망할 확률은 연간 Z이다 : 사회적 위험도"라는 방식으로 전체사회로 까지 확장할 수 있다. 물론 이러한 계산에는 경제적 손실 같은 다른 결과도 고려되어야 한다.

## 放射線效果

放射線被曝은 그 받는 量에 따라 두가지 방식으로 사람에게 해를 끼친다.

○매우 큰 피폭선량은 핵무기 폭발이나 심각한 사고에 의해 발생하는데, 이러한 경우에는 수주일 이내에 사망할 가능성이 있는 방사선병 (Radiation Sickness) 같은 조기효과를 유발할 수 있다.

○적은 피폭선량을 받는 경우는 수년이 지난 후 암을(유전적 결함의 가능성도 있음) 유발할 수 있다(만성효과).

表2는 放射線量과 그로 인한 효과의 예를 나타낸 것이다. 암의 발생 위험도에 관한 모든 평가는 비교적 높은 방사선피폭을 받은 사람에 대한 조사로부터 얻어진 것이다. 여기서 매우 낮은 선량이 질병을 유발한다는 확증은 없지만, 그로 인한 위험도는 아무리 낮더라도 피폭선량에 비례한다고 일반적으로 가정한다. 현재 치사율을 발생할 위험도로 받아들여지고 있는 값은(현재 세계적인 검토를 받고 있음) 1,000 mSv의 전신피폭에 대해 1/100이다. 이 값이 表3에 나타낸 법적인 규제제한치의 기준을 이루고 있다.

한편 작업자와 一般公衆은 각기 다른 피폭선량 한계치를 갖는다. 이것은 작업자의 피폭선량은 측정되고 통제되나 공중이 받는 피폭선량은 복잡한 수학적 모델에 따라 계산될 수 밖에 없기 때문이다. 따라서 一般公衆에 대해서는 추가적인 안전인자가 부과된다.

### 確率論的 危險度 評價(PRA)

原子爐가 開發된지 30여년 동안 많은 산업에서도 위험도평가에 대한 연구가 큰 진전을 이룩하였다. 원자력발전소는 그 초기에서 부터 몇겹의 안전장치를 적용함과 아울러 극히 견전하도록 건설되었다. 그후 최근의 발전소에는

〈表2〉 放射線量 및 그 效果

	인체에 흡수되는 방사선에너지는 방사선량으로 표시된다. 어떤 사람이 1Sv의 방사선량을 받았다는 것은 인체 1kg당 1주울의 방사선 에너지를 흡수하였다는 것을 뜻한다. Sv의 1/1000을 mSv라 한다. 한편 선량당량에는 많은 형태가 있는데, 이것은 대체로 암과 유전적 장애의 위험도를 측정하는 단위로 사용된다.
	(방사선량의 예)
10000mSv	짧은 기간동안 이 방사선량을 받았다면 몇달 이내에 사망하게 된다.
3000mSv	짧은 기간동안 일군의 사람들이 이 방사선량을 받았다면 이 사람들중 50%가 사망하게 된다.
1000mSv	방사선병의 증상이 나타난다.
200mSv	혈액내에서의 변화가 탐지된다.
50mSv	방사선 작업자들의 연간 최대허용 선량.
15mSv	법규로서 고용주들에게 공식적인 조사를 실행하도록 요구하는 연간 방사선량.
2.2mSv	영국에서 자연방사선으로 인한 연간 피폭선량.
1.1mSv	원자력발전소 작업자의 연간 평균 방사선량.
1mSv	한번의 X-ray 조사에 의해 받는 방사선량.
0.01mSv	비행기로 영국에서 스페인으로 갈 때 받는 방사선량 또는 영국에서 방사능 낙진으로 받는 평균선량.

PRA를 적용함으로써 이러한 안전성 설계는 더욱 보장되었다.

PRA는 먼저 초기사상을 파악하는 것으로 부터 시작된다. 초기사상이란 직접 또는 일련의 연쇄적인 다른 사고를 통해 방사능 방출을 일으킬 수 있는 최초의 발전소 고장울 의미한다. 이들 초기사상의 모든 가능한 결과와 그 확률은 수집된 고장률에 근거하여 계산되며, 방사능 방출에 이르는 주요 사고추이들을 방지할 수 있는 대책이 고려될 수 있다.

個人危險度の 평가는 방사능 방출이 가장 큰 해를 유발하는 어떤 지점에 위치한-대개 발전소 경계지점-임의의 사람에 대하여 수행된다. NII는 이 임의의 사람에게 상당한 피폭(현재 암을 유발할 확률이 1 / 1000 에 해당되는 100. mSv)을 유발하는 방사능 방출사고가 발생할 가능성이 매우 낮도록 발전소를 설계할 것을 요구하고 있다(설계기준). 이 기준점을 넘어선 지역에서의 피폭선량은 거리에 따라 급격하게 감소하며, 따라서 발전소 주위의 주민에 대한 효과는 매우 낮다. 그럼에도 불구하고 一般公衆의 보호를 위한 비상대책은 이러한 규모의 사고에 근거하여 수립되는데, 이러한 사고는 100기의 원자력발전소가 각각 30년 동안 운전했을 때 한번 일어날까 말까한 가능성을 가지고 있다.

설계기준 보다 더 큰 모든 방사능 방출사고는 몇점의 안전장치가 연쇄적으로 고장나거나 또는 원자로용기의 파손 같은 예측하지 않은 사고에 의해서만 발생할 수 있다(제어불능 방사능 방출 사고). 이러한 사고의 가능성이 매우 낮다는 것을 입증하여야 하며, 그 목표빈도는  $10^{-6}$ 회/년을 초과하지 않는 것이다.

지진 같은 외부사상과 인간오류 등은 체계적으로 정량화하기 매우 힘든 요인들인데, 이들은 위험도 평가시에 반드시 고려되어야 한다.

원자력발전소의 운전은 다른 산업의 공장들을 운전하는 것과 비교할 때 특별한 어려움이 없다. 또한 매우 신속하게 운전되어야 하는 원자로 정지계통을 제외하고는 운전신호에 매우 서서히 반응하여 운전된다. 수동조작은 신속하게 수행할 필요가 없으며, 충분한 시간을 가지고 생각한 후 조작하면 된다.

制御系統은 안전하게 이상의 온도나 압력 등에서 원자로가 운전될 때 즉각 발전소가 정지되도록 설계한다. 이들 계통은 독립적으로 운전되며, 運轉員에 의해서 쉽게 그 기능이 상실되지 않는다.

영국의 발전소에서 체르노빌에서 발생했던 것과 같은 보호계통들의 고장이 일어날 가능성은 극히 희박하다. 왜냐 하면 영국 발전소에는 원자로를 신속하게 자동적으로 정지시키는 많은 안전장치가 설치되어 있기 때문이다. 그러나 자동정지계통의 고장과 더불어 일련의 연쇄적인 고장이 발생할 확률을 완전히 배제할 수는 없다. 이러한 사고는 서서히 진행될 것으로 예측되며 최신의 발전소에 있어서는 自動制御系統이 이러한 사고의 급속한 진행을 방지한다. 사고발생후 약 반시간 정도가 지나면 충분한 시간을 가지고 사고 상황을 검토하고, 다른 전문가와의 협의를 거친 운전원이 사고의 진행에 개입하여 그것을 종결시킬 수 있다.

이러한 모든 요인을 고려하여 이 보고서의 작성자들은 다음과 같은 위험도 값을 제시하였다.

“우리들의 견해로는 최신의 발전소에서 制御不能의 방출사고가 발생할 연간 위험도는  $10^{-6}$  정도이다. 만약 정량화할 수 없는 모든 위험도 요소를 고려한다면 이 값은  $10^{-5}$ 에서  $10^{-6}$  범위의 값을 가질 것으로 판단된다.”

이러한 사고의 극히 낮은 발생확률에도 불구하고 一般公衆을 보호하기 위한 비상대책이 반드시 수립되어 그 안전성이 입증되어야 하며, 또 이에 대한 훈련을 실시하여야 한다.

## 許容危險度

表1에서 영국의 작업조건하에서 작업자가 마주치는 가장 큰 사망위험도는  $10^{-3}$  / 년이라는

〈表3〉英國에서의 被曝線量제한치

성인 작업자	50mSv / 년
성인 작업자에 대한 조사 요구	15mSv / 년
일반공중	5mSv / 년
오랜 기간에 걸쳐 일반공중이 받는 연간 평균선량	1mSv / 년

것을 알 수 있다. 따라서 이 값이 작업자 위험도의 허용-허용불능의 경계값을 이룬다. 一般公衆의 위험도 값은 일반적으로 앞의 값의 1/10, 즉  $10^{-4}$ /년의 값을 가지는데 이것은 교통사고로 사망할 확률과 거의 같다. 실제로 원자력 발전소로 인해 받는 위험도는 집의 위치나 생활패턴에 따라 몇몇 사람이 더 높은 값을 가질 수 있지만 평균적으로  $10^{-5}$ 보다 훨씬 적은 값을 가진다.

### 수용할 수 있는 危險度

이 報告書에서는  $10^{-6}$ /년을 대체로 수용할 수 있는 개인위험도 값으로 제시하고 있으며, 예방조치들이 유지되고 있다면 이 보다 작은 위험도로 비용이 드는 더 이상의 개선을 요구한다는 것은 불합리한 것으로 주장하고 있다. 이 값이 집에서 감전으로 인해 사망할 가능성과 동일하다는 것을 고려하면 이에 대해 우려하거나 더 이상의 예방조치를 취할 필요가 없을 것이다.

최신의 발전소가 NII의 안전원칙을 적용한다는 것과 원자력 사고시에 사람들이 취할 행동 및 그 사고로 인한 재해 등을 고려하여 이 보고서의 작성자들은 발전소 부근에 거주하는 대부분의 사람들이 原子力設備로 인해 받는 위험도는  $10^{-6}$  이하이며, 소수의 사람들이  $10^{-5}$  가까운 위험도를 가지며, 몇몇 사람만이  $10^{-5}$ 보다 더 큰 값을 가진다고 결론내리고 있다.

몇몇 주요한 자연재해에 대한 HSE의 연구에 의하면 수백명을 살상할 수 있는 자연재해의 상한 위험도로서  $10^{-3}$ /년의 사회적 위험도 값을 제시하였다. 이에 따라 영국의 어디에서건 중대 원자력 사고의 허용위험도를  $10^{-4}$ /년으로 제시하고 있다.

방사선에 대한 강한 사회적 우려를 고려하여 一般公衆의 견지에서 본 원자력 사고란 3km의 거리에 위치한 사람에게 100mSv의 피폭을 유

발하는 제어불능의 방사능 방출사고로 정의하며, 이러한 사고가 발생되면 100여명이 사망하게 된다. 영국에서 수행되는 일련의 조치하에서 이러한 원자력 사고의 가능성은 대략  $10^{-6}$  정도이다. 이 보고서의 작성자들은 이러한 위험도를 전체 원자력발전과 관련시켜 다음과 같이 말하고 있다.

“영국에서 20기의 원자력발전소가 운전된다면 앞에서 정의한 公衆的 견지에서의 원자력 사고가 발생할 위험도는  $2 \times 10^{-5}$ /년 정도의 값을 갖는다.”

따라서 원자력발전으로 인한 위험도는 환경적, 경제적, 산업적 및 경제적 요인 등 많은 중요한 원인들에 의해 공동체로서 우리가 가지는 위험도에 거의 기여를 하지 않는다. 그러나 이에 대한 一般公衆의 판단은 그 위험도가 지금까지 극복되어 왔다는 믿음과 그 위험도를 제어하고 감소하기 위한 대책 및 정보의 공개 여부와 중대한 재해의 결과를 완화시키기 위해 취해진 모든 조치에 따라 달라지게 된다.

또한 전력을 생산하기 위한 다른 방법들의 위험도는 원자력발전소에 비해 더 크다. 특히 동일한 量의 전력을 생산하기 위해 化石燃料를 채굴하고 연소시키는데 따르는 위험도는 생태학적, 기후적 영향 및 보건상의 관점에서 무시할 수 없을 정도이다.

한편 영국의 生産工場에서는 대규모의 사고가 발생한 적이 거의 없는데, 이에 높은 水準의 규제가 기여한 바가 크다. 특히, 原子力産業에 적용되는 규제요건은 그 범위와 엄격함에 있어서 모든 다른 産業들에 대해서 보다 훨씬 높으며, 또한 NII의 심사를 받는 영국의 원자력 발전소에서 중요한 방출사고가 발생한 적은 한 번도 없었다. 1957년에 Windscale에서 발생한 방사능 사고는 최신의 안전장치와 NII 자체를 포함한 최근의 규제에 비해 훨씬 낙후된 초기의 원자로에서 발생한 것이었다.

이 報告書에서는 원자력발전소로 인해 발생

가능한 재해와 그 안전장치를 略述하고 이익과 위험도 사이에서 선택을 내려야 할 사람은 전

문가가 아니라 전체로서의 一般公衆이라는 점을 다시 한번 강조하고 있다.

## PRA를 통한 設計 및 運轉의 向上

美國의 원자력규제위원회(NRC)가 1975年 “原子爐 安全性 研究”(WASH-1400)를 발간한 이래로 원자력발전업계에서의 確率論的 危險度 評價技法 利用은 놀랄만큼 증대되어 왔다. 美國에서만도 약 30種에 이르는 多樣한 PRA 연구가 완료 혹은 수행중에 있다. 本稿에서는 PRA研究가 원자력발전소의 設計 및 運轉向上을 위해 어떻게 이용될 수 있는지를 보여주기 위해 이탈리아의 표준PWR인 PUN과 Sizewell B, Ringhals 2, Millstone 3, Zion 1&2, Oconee 3 그리고 Seabrook발전소들의 PRA결과중에서 所內事故들에 대한 평가결과를 비교하였다.

### 1. 爐心損傷頻度와 사고추이

所內에서의 初期事象으로 인한 노심손상 사고의 빈도는 原子爐·年(Reactor Year)當  $1 \times 10^{-6} \sim 2 \times 10^{-4}$ 회인 것으로 평가결과가 나와 있다. 최근에 건설된 Seabrook의 경우 다른 발전소들과 비교해 볼때 노심손상의 빈도가 높게 나타난 것은 다소 예상밖이긴 하지만 이는 발전소의 設計나 運轉, PRA방법, 分析上的 假定 혹은 평가범위 등의 차이에서 비롯되었을 수도 있다.

Ringhals 2 PRA결과를 보면 주된 사고추이의 대부분이 재순환의 결함을 동반한 냉각수상실 사고를 포함하고 있는데, 이는 上位圈 10個 사고추이중에 過渡事故가 전혀 없다는 점과 더불어 Ringhals 2 발전소의 主給水 및 補助給水系統이 우수함을 의미하는 것이라고 하겠다.

Sizewell B의 주된 사고추이는 비상수 주입

혹은 재순환의 결함과 동반된 LOCA, 긴급정지를 유발하지 않는 예상과도사고(ATWS), 그리고 기기냉각수상실을 동반한 LOCA 등을 포함하고 있는데, 여기서 비상수 주입이나 재순환의 결함이란 運轉員의 失手가 아닌 機器故障으로 발생한 것이며 이는 곧 Sizewell B 발전소가 正常 혹은 非正常運轉中에 요구되는 運轉員의 措置를 줄이기 위한 설계로 건설되는데 그 원인이 있다고 하겠다.

Oconee 3호기의 경우 가장 중요한 사고추이는 원자로냉각펌프밀봉수 LOCA로 移行하는 低壓用水 상실사고이며, 다른 주된 사고추이는 運轉員失手로 인한 재순환 혹은 비상수 주입의 실패이다. 또한 이 발전소 특유의 初期事象인 計器用 공기의 상실사고도 포함되어 있다.

Millstone 3에서는 주된 사고추이가 보다 광범위하게 분포되어 있어 그 어느 것도 10% 이상의 비중을 갖지는 않지만 最上位의 추이는 재순환 실패를 동반한 中型LOCA로 나타나 있으며, 기타 주요추이는 몇가지 형태의 필수전력상실, 즉 필수AC전력이나 필수DC전력 혹은 所外전력상실 등이다.

爐心損傷頻度の 46%를 차지하는 재순환 실패를 동반하는 小型LOCA가 주된 사고추이인 Zion 발전소에서는 上位圈 4개 추이속에 운전원실수로 인한 재순환의 실패가 들어 있다.

Seabrook의 경우는 所外전력의 복구실패 또는 所內전력의 계속공급 실패를 동반한 所外전력상실사고가 주된 事故추이이며 기기냉각수, 發電所用水 혹은 필수DC전력 등과 같은 주변

계통의 상실사고도 이들 추이에 포함되어 있다.

이탈리아의 PUN은 재순환 실패를 동반한 LOCA가 주된 事故추이이며, 축압기 고장이나 주변계통(기기냉각, AC/DC전력계통 등)의 상실사고 또한 중요한 것으로 나타났다.

以上の PRA결과들을 종합해 보면 공통된 사고추이들을 발견할 수가 있는데 그것들은 다음과 같다.

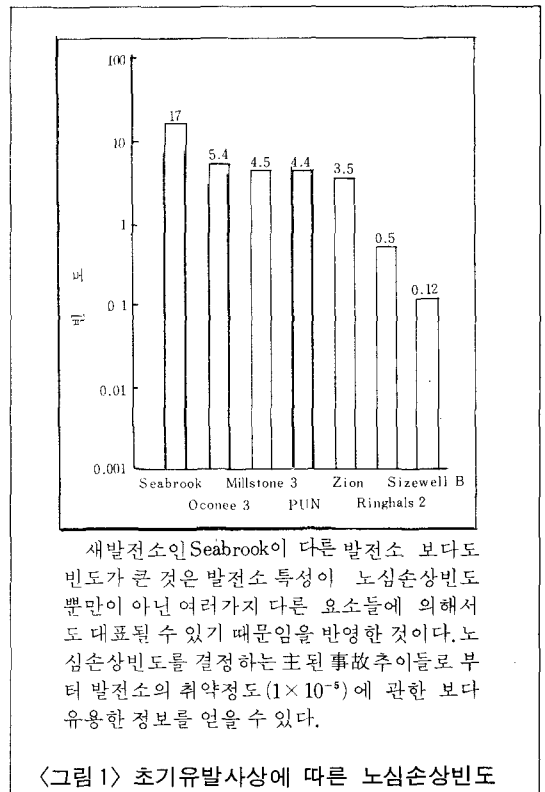
- 재순환 실패를 동반한 LOCA
- 발전소 정전에 이은 전력복구 실패
- 비상수 주입 실패를 동반한 LOCA
- 증기발생기투브 파손과 감압 실패
- 연계계통(Interfacing System)의 LOCA
- 給水가 가능한 상태에서의 과도사고
- 給水가 불가능한 상태에서의 과도사고
- 주변계통 상실사고
- 긴급정지를 유발하지 않는 예상과도 사고(ATWS)
- 所外전력상실사고

이들 사고중 비중이 큰 것은 재순환 실패를 동반한 LOCA, 用水의 상실 혹은 기기냉각수 상실을 유발시키는 사고, 비상수 주입 실패와 동반된 LOCA, 그리고 發電所 停電 등이다.

## 2. 初期事象

노심손상의 빈도에 가장 큰 영향을 미치는 사고는 발전소에 따라 다른데 Oconee 3호기의 경우는 用水상실사고가, Millstone 3호기와 Seabrook은 所外전력상실사고, Sizewell B, Ringhals 2, Zion은 小型LOCA, PUN은 터빈트립사고인 것으로 나타나 있다.

小型LOCA의 初期事象 頻도는  $9 \times 10^{-4} / \text{yr}$  ~  $3.54 \times 10^{-2} / \text{yr}$ 이며, 이 중에 Zion발전소의 사고빈도( $3.54 \times 10^{-2} / \text{yr}$ )는 이미 발생했던 小型LOCA를 頻度計算時에 고려한 값이다. 所外전력상실사고는 Sizewell B의  $3.5 \times 10^{-2} / \text{yr}$ 에서 Ringhals 2의  $7 \times 10^{-1} / \text{yr}$  사이의 頻度を 가지

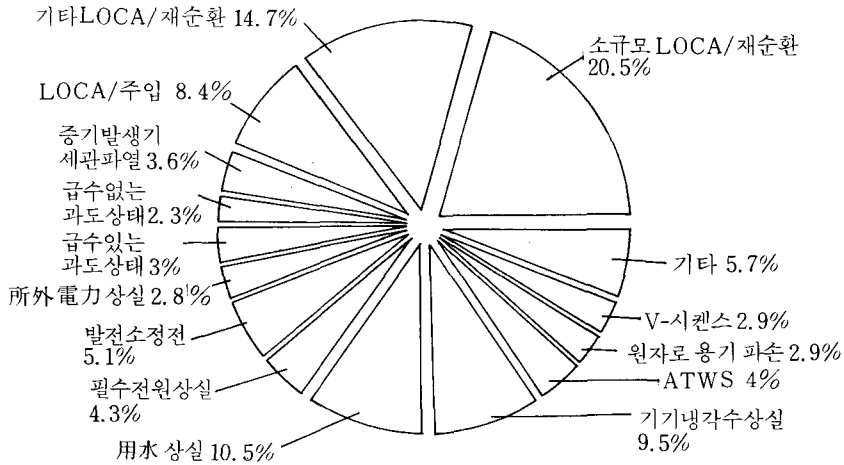


며 대부분의 PRA에서는 0.1회/yr를 사용하고 있다.

분석대상인 7개 PRA결과를 종합하면 初期事象의 총 회수는 10회/yr가 되는데, 이 수치는 PRA가 발전소의 고유자료 혹은 일반자료를 사용하였느냐하는 문제와 頻度계산시에 Bayesian기법을 사용했는지 등의 여부와는 무관하게 대체적으로 일치되고 있다.

## 3. RCP 밀봉수 LOCA를 포함

PRA연구에 있어서 여러가지 요소들의 成熟 정도는 그 결과에 영향을 미치게 된다. 實例로 발전소 停電事故가 나면 RCP 밀봉수 생각이 실패하고 이는 곧 LOCA로 진행될 것임을 대개의 PRA는 예측하고 있고, 만약 AC전력이 재공급되지 않는다면 이 사고는 궁극적으로 爐心損傷까지 도달하게 될 것임이 가정되고 있다.



(그림2) 노심손상을 유발하는 주요사고

RCP 밀봉수 냉각이 전혀 되지 않을 때의 밀봉능력에 관한 초기 PRA 모델은 그 당시로는 밀봉수의 동태가 잘 파악되지 않았기 때문에 간단하였다. 그 모델에서는 냉각능력상실 후 30분이면 300gpm의 펌프누설이 생길 것이라고 가정하고 있는데, 이 가정에 따르면 爐心損傷 발생시까지 AC전력 복구에 쓸 수 있는 시간은 2¼시간 정도로서 이 시간내에 전력복구는 불가능하다. PRA 모델에 사용되는 전력복구 확률은 매우 낮기 때문에 전력복구 실패를 동반한 발전소 停電과 RCP 밀봉수 LOCA가 곧 主事故시퀀스가 되었다.

이러한 가정들과 대개의 PRA에서 主된 事故추이에 이들 사고가 포함되기 때문에 NRC는 RCP 밀봉에 관한 試驗을 수행하였다.

시험결과 밀봉수 누설률은 O-ring의 품질과 냉각가능 여부에 의존한다는 것이 밝혀졌다.

이 결과에 의해 기존방식을 수정, 이전의 PRA에서 사용했던 여러가지 보수적인 가정들중 불필요한 몇가지를 제거하게 되었다. 수정된 새 모델에 따르면 발전소의 停電과 냉각능력 상실 후 爐心の 노출까지는 약 5~6시간이 걸리게 되며 이로써 노심노출확률은 훨씬 낮아졌다. 또한 AC전력 복구확률도 높아져서 결과적으로

爐心損傷頻度가 감소하게 될 것이다.

#### 4. 發電所設計의 適合性

각 발전소들에 대한 PRA결과 발전소설계상의 몇가지 취약점이 발견되었는데 그 예를 기술하면 다음과 같다.

##### 가. 所外전력상실 / 發電所 停電

장기간의 소외전력 상실이나 발전소의 정전에 대응할 수 있도록 발전소를 설계하는 것이 오늘날 規制要件上的의 主要課題로 등장하였다.

Ringhals 2호기는 冬節期中에 자주 발생하는 소금바람(Salt Storm) 때문에 다른 발전소 보다도 소외전력 상실빈도가 더 높는데, 同 발전소는 4대의 소내 디젤발전기와 수대의 가스터빈발전기를 보유하고 있어 AC전력을 확보하도록 되어 있다.

Oconee 3호기는 소내에 水力發電設備를 두어 소외전력 상실에 대응토록 하였는데 이 수력발전기는 디젤발전기 보다 信賴度가 더 높다.

##### 나. 再循環의 실패

LOCA 발생시 재순환운전의 실패는 爐心損



傷을 일으키는 가장 큰 요인으로서 냉각수 취출원을 RWST로 부터 격납용기섬프로 전환시켜 재순환을 시작해야 할 때에 이를 빠뜨려 버리는 運轉員失手가 주된 실패유형이다. PRA결과 노심손상을 방지하는데 극히 중요한 것은 바로 이러한 운전원의 실수를 막는 것임이 밝혀졌으며, 따라서 운전원실수로 인한 영향을 줄이기 위해 節次書와 設計內容이 수정되고 있다.

몇몇의 새로운 설계들에는 이미 재순환 실패요소를 반영하였다. RWST의 저수위를 운전원에게 알려주는 경보장치가 추가되었으며, 운전

원의 훈련과 더불어 運轉節次 또한 改善되었다. 이보다 더 改良된 설계에서는 운전원의 조치를 완전히 배제하고, 自動적으로 運轉方式이 전환되도록 하고 있으며, 또 다른 설계에서는 재순환운전을 기동시킬 필요가 없도록 격납용기섬프로 빠진 물이 다시 RWST로 되채워지도록 하고 있다.

이들 설계중 몇몇은 재순환 실패확률을 분명히 감소시킬 수가 있으며, 따라서 전반적인 노심손상의 빈도에 대한 재순환 실패사고의 영향정도가 줄게 되어 궁극적으로 노심손상확률을 떨어뜨리게 될 것이다.

## 西獨 PWR의 危險度 研究

— 爐心熔融頻度 減少에 寄與 —

西獨에서 수행된 2단계 危險度 研究 結果, 1 단계 연구시에 평가대상으로 삼았던 발전소들에 대하여 취해진 각종 改善조치가 그들의 안전성을 높인 것으로 밝혀졌으며, 이러한 연구를 통하여 西獨 原子爐의 안전성에 관해 有用한 고찰을 할 수 있었다.

1979년에 끝난 1단계에서는 주로 非原子力分野의 자료에서 나온 보편적인 신뢰도자료를 사용하였으나, 2단계의 경우는 수년간에 걸친 Biblis B 발전소의 신뢰도자료를 이용할 수 있었으며, 이러한 發電所 固有의 資料가 부적합할 때에는 서독 또는 全世界의 LWR 운전경험자료를 적용하였다.

대상발전소인 Biblis B 1,300MWe KWU 발전소에서의 初期事象에 대해 安全系統으로 事故對處가 성공적으로 이루어지지 않은 사고들의 發生頻度를 表1에 예시하였다. 이들 안전계통이 고장나고 노심용융을 방지할 수 있는 더 이상의 조치가 불가능하게 되면 表에서의 수치는 初期事象으로 인한 노심용융사고의 빈도가 된

다.

1단계 연구에서는 認許可時에 적용되는 悲觀的인 假定下에서 정해진 안전계통의 最小要件이 충족되지 않으면 노심용융이 발생하는 것으로 하였었다. 1단계 연구 이후에는 이들 안전계통의 최소요건을 보다 現實化시키고 또한 계통설계를 변경함으로써 2단계 연구결과는 그 빈도가 보다 낮게 계산되었다.

예를 들어 1단계에서 노심용융빈도에 가장 큰 비중을 차지했던 사고는 제어가 불가능한 소형 LOCA였으나, 自動冷却系統을 추가설치함으로써 그 중요성을 1단계때에 비해 약 1/10에 해당되는  $3 \times 10^{-6}/y$ 로 떨어뜨릴 수 있었다.

두번째로 비중이 큰 사고는 제어가 불가능한 電源喪失事故(즉, 所內電源이 상실되어 非常電源이 요구되는 사고)인데 2단계 평가에서는 그 값이 반으로 줄어든  $2 \times 10^{-7}/y$ 가 되어 결과적으로 중요도가 낮은 사고로 바뀌었다.

이는 예비 계통망연결장치를 추가설치하고 所內電源이 복구된 후 10kV 비상모선(Busbar)

〈表1〉서독의 위험도 연구의 1단계 및 2단계 분석에서의 가장 중요한 事故(Event) 수목 및 고장(Fault) 수목(회/년)

유발사건	1 단계	2 단계
원자로 냉각계통누설	$5.7 \times 10^{-5}$	$3 \times 10^{-6}$
소규모누설		
전원상실중 가압기의 소규모누설		
예상과도사고중	$7 \times 10^{-6}$	$\epsilon$
소규모누설	$2 \times 10^{-6}$	$3 \times 10^{-6}$
전원상실	$1.3 \times 10^{-5}$	$2 \times 10^{-7}$
주급수 상실	$3 \times 10^{-6}$	$3 \times 10^{-6}$
열제거된 상실(주급수는 상실되지 않음)	$\epsilon$	$1 \times 10^{-6}$
주증기 배관의 대규모 및 중간규모누설	-	$8.5 \times 10^{-6}$
주증기의 배관누설시 가압기의 소규모누설	-	$7.5 \times 10^{-6}$

$\epsilon$ - 무시할 수 있음

을 10kV 所內母線으로 되돌려 놓을 수 있도록 하였기 때문인데 이러한 스위칭백(Switching Back)은 비상디젤발전기의 고장시에도 가능하다.

또 다른 주요사고로는 電源喪失事故가 동반된 가압기에서의 소형LOCA가 있는데, 2단계 평가결과 이를 무시할 수 있는 것으로 나타났다. 즉, 전원상실사고가 생기면 즉시 자동적으로 局部冷却을 시킴으로써 가압기 보호밸브의 작동을 방지할 수 있기 때문이다. 또한 殘熱除去에 관한 데이터를 보다 현실성이 있는 값으로 대치함으로써 증기발생기내의 물이 완전히 증발되는데 걸리는 시간이 훨씬 더 긴 것으로 나타나 결과적으로 가압기보호밸브는 전원상실사고의 경우 더 이상 요구되지 않는 것으로 결론짓게 되었다.

이상의 평가결과에 따라 수행된 주요 설계변경사항들을 정리하면 다음과 같다.

- 소형LOCA시에 냉각을 할 수 있도록 자동 냉각계통을 설치.
- 主熱除去源(Main Heat Sink) 喪失時에 자동 局部冷却을 할 수 있는 계통설치.

〈표2〉 1차냉각수 누설시 비상노심냉각 및 잔열제거계통의 최소요건

누설면적 (cm <sup>2</sup> )	필요한 계통기능					급수 공급
	고압 주입	축압기 주입	저압 주입	저 압 재순환	2차측 냉각 지연허용치 (분)	
대규모누설 > 500	-	-	1	1	$\infty$	-
중간규모누설 200-500	1	-	1	1	$\infty$	-
300-500	-	2	1	1	$\infty$	-
소규모누설 80-200	3or4 2	-	2	2	$\infty$	주급수 1개 또는 보조/비상 급수 2개
50-80		1	1	1	60	
25-80	2	-	1	1	60	비상 급수 2개
		1	1	1	90	
2-25	1	-	1	1	60	비상 급수 2개
		-	1	1	>120	
	-	-	1	1	30	

• 차단신호(Isolation Signal)를 추가함으로써 가압기보호계통 밸브들의 위치제어.

• 차단이 가능한 15% 안전밸브를 설치하고 게이트밸브 대신에 신속히 잠글 수가 있는 디스크형 주증기 차단밸브를 설치함으로써 주증기보호계통을 개선.

• 예비 계통망연결장치의 설치.

• 비상디젤발전기 고장시에 10kV 非常母線을 소내전력공급용 10kV 母線에 스위칭백할 수 있도록 함.

### 새로 追加된 初期事象

1단계에서 취급되었던 初期事象에 추가하여 2단계에서는 主蒸氣配管에서의 大型 및 中型파열사고와 증기발생기튜브 파열사고 등과 같은 初期事象에 대해서도 분석을 하였다.

계통의 설계변경을 통하여 안전성이 개선된 상태하에서 주증기배관 파열사고의 기여도 정도를 평가한 결과 약  $10^{-6}/y$ 로 나타났는데, 이

는 주로 철제격납용기내에서의 누설이 그 원인이다.

중증기관 파열과 동시에 가압기에서의 소형 LOCA가 발생하는 경우에도 이와 비슷한 결과가 나왔는데, 이 경우는 가압기보호밸브 작동에 사용되는 공정변수들에 대한 감시를 개선함으로써 감소되었다.

2단계 연구의 주요 성과로는 안전계통의 최소요건을 모든 종류의 LOCA에 대해 평가했다는 점이다.

表2에 비상노심냉각과 잔열제거에 관한 이들 최소요건을 정리하였는데 이 표에 의하면 1단계 연구시에 가정하였던 4개중 2개 트레인의 비상수 주입 보다 적은 수의 트레인으로도 LOCA

에 대응할 수 있음을 알 수 있다.

노심용융빈도에 대한 기여도는 주로 50cm<sup>3</sup> 보다 작은 누설사고에서만 나타나며, 1단계에서 과다하게 계산되었던 대형누설사고의 빈도는 2단계에서 매우 작은 값으로 나와 그 중요도가 낮아졌다.

2단계 연구결과에 따르면 설계여유도 때문에 비롯된 事故頻度는 전체 안전계통에 대해 약  $3 \times 10^{-5} / y$ 로 나왔으며, 과도사고 및 소형누설 사고로 인한 것도 대체로 이 값과 유사하였다.

이러한 과도사고의 빈도는 3대의 주급수펌프, 6대의 보조급수펌프 및 비상급수펌프에서의 급수상실사고와 같은 증기발생기를 통한 열제거 실패에 의해 주로 결정된다.

## 과·학·상·식

### 리 스크 론

安全의 척도는 리스크(危險)의 문제로 논하게 된다.

지난해 사이언스誌의 4월호에 「리스크의 知覺」이라는 제목으로 된 폴·스토틱교수(오레곤大學 心理學)의 논문이 게재되었다. 그는 이 논문에서 미국의 대다수 사람들은 리스크에 관해 직감적인 판단에 의존하고 있으며, 전문가의 견해와 정면으로 대립하고 있다는 것을 지적하였다.

예로 미국민의 調査例에서는 女性有權者同盟과 專門家와의 사이에서 30개 종류의 항목을 비교하면 女性有權者同盟의 서열에서는 原子力이름으로 가장 위험하다고 생각하고 있으며 다음은 자동차, 권총, 흡연의 순으로 되어있다. 전문가들은 자동차, 흡연, 알콜음료의 순으로 原子力은 20번째로 되어 있다.

수 많은 소규모의 댐이 초래할 수 있는 리스크는 原子爐 보다 큼에도 불구하고 어째서 原子爐에 더 두려움을 느끼고 있는지 전문가들은 의아해 하고 있다고 소개했다. 이 결과는 産業界와 規制當局을 困或시키고 있으며, 美國국민들의 「리스크가 없는 사회」를 追求한다는 것이 政治經濟

의 安定性を 잃는 결과가 되지 않을까 하는 염려가 논의되고 있다는 것이다.

본래 리스크론은 여러가지 産業이나 일상생활 가운데 안전을 합리적으로 평가하여 보다 안전하고 건강한 사회를 유지하는데에 있는 것이다.

國際原子力機構의 事務局長 H·블릭스씨도 公衆은 원자력에 대해 자동차나 열차 그리고 비행기 등에 비해 엄격한 안전성을 요구하고 있으므로 이에 충분히 대처하지 않으면 안된다. 이것은 挑戰하는 것이기는 하나 달성 가능하다는 것은 확실하다고 말했다.

그러나 한편에서는 潛在的인 위험성이 크다는 것 때문에 原子力의 모든 것을 否定하는 의견도 있다. 리스크론은 생생한 側面을 갖고 있다. 그것은 年間의 사망자수나 癌의 發生率 등으로 論하고 있기 때문이다. 교통사고나 原子力의 리스크를 줄이기 위해서는 그 활동을 단순히 줄이면 될 것인가. 그렇게는 할 수 없는 문제이다. 오히려 새로 발생하는 리스크나 이에 대신하는 수단이 더욱 위험을 증대시키는 경우가 일어날 수 있다. 진지한 時點에서의 논의가 바람직하다.