日本에서의 最近의 原子力安全性 論點

— 原子力 基本政策, 原電 認可節次 및 TMI事故後 對策 —

日本에서의 最近의 原子力安全性에 관한 論點에 대해서 日本 原子力의 基本政策, 原子力發電所의 認可節次 및TMI－2事故以後 일본에서 論議되어온 중요한 安全上의 문제점을 포함해서 概述紹介코자 한다. 安全하고, 신뢰할 수 있는 原子力發電所 運轉을 위해서는 높은 技術水準으로 플랜트를 설계·제작·건설하여야 되며, 주의 깊게 운전하여야 된다. 또한 異常事態의 波及에 의한 영향을 逓減시킴으로서 이상사태 발생방지에 최대한의 노력을 해야 할 것이다. 원자력안전연구를 熱流体變動에 焦點을 맞추었을 경우 1963년 이후 국가프로젝트로 진행된 것중 몇가지는 國際協力으로 되어 있는데 Source term, 重大事故, 安全目標 및 立地評価와 서로 관련시켜서 생각해야 할 것이다.

Ⅰ. 日本에서의 原電 開發

日本은 總에너지需要의 약70%를 海外의 石油資源에 의존하고 있다. 따라서 세계적인 에너지 파동은 일본의 에너지 基盤에 심각한 영향을 주었고 가장 다급한 國策으로 石油를 代替할 에너지源을 개발키로 했다. 日本의 代替에너지源 開發에서 가장 적합한 것중의 하나가 原子力開發이였다. 에너지위기 이후 산업계가 情報化時代로, 그리고 省에너지化로 변천해나가는 가운데서도 원자력의 平和利用은 日本에서 착실히 成長되어 왔다.

대다수의 일본사람들은, 현재의 원자력발전소가 안전하며 또한 신뢰성이 있다는 것을 발전소의 운전실적에 의해서 實感하고 있다. 그러나 原子炉의 리스크에 對하여서는 대단히 確率이 적은 사고에 潛在的 우려를 가지고 있는 사람들이 상당히 있는 것도 사실이다. 또한 일반사람들은 放射性廢棄物處理處分, 使用後核燃料貯蔵, 燃料再處理 등에 관련한 安全問題에 대해서 걱정하는 경향이 있다. 그래서 日本에는 원자력에너지의 성장을 抑制하는 政治的, 技術的, 經濟的, 心理的으로 복잡하게 혼합된 피할 수 없는 문제가 아직 존재하고 있다.

현재 日本에 있는 32基의 商業用原子力 發電所는 14個敷地에서 운전되고 있으며, 總發電設備容量은 24.52GWe이다. 이것은 日本 總發電設備의 16%를 點하는 것이다. 이들 외에 10基의 플랜트(총발전설비용량9.9GWe)가 건설중이며, 6基의 플랜트(총발전설비용량6.275GWe)가 가 設置許可申請中에 있다. 1983년에 日本政府에 의해서 정해진 原子力發電長期計劃에서는 1990년에 34GWe, 1995년에 48GWe의 발전설비용량 달성을 목표로 하고 있다.

日本의 商業發電 外의 原子力設備는 다음과 같다.

(1) 1基의 가스冷却炉(166MWe, 1966년부터 운전) 이외의 모든 商業發電所는 輕水炉(LWR, 20基는 PWR이고 21基는 BWR)이며, 이들

은 당초 미국으로부터 기술도입된 것이다.

(2) 新型轉換炉(ATR)의 原型炉인 "FUGEN"은 重水減速輕水冷却沸騰水型炉(165MWe)로서 1979년이후 운전되고 있다.

(3) "MONJU"라고 불리는 液体金属冷却商速增値炉(LMFBR, 280MWe)는 건설중이며, ATR의 實証炉(600MWe)는 계획중이다.

Ⅱ. 原子力發電所의 運轉經驗

日本에서는 1985년 3월 31일까지 19년동안 216原子炉·年의 운전경험을 축적했다. 최근 4년동안은 平均플랜트設備利用率이 每年 70% 또는 그 이상에 달하고 있다. 즉, 1985년에는 74.2%였다. 과거 19년동안 원자력발전소에서 부터 外部로 放射性物質을 放出한 原子炉事故나 異常事態는 일어나지 않았다. 또한 外部電原喪失이나 시스템 및 설비의 異常時 誤換作등에 의해서 예기치 않았던 운전중 自動停止(scram) 回數는 평균 1原子炉當 1년 동안에 1回이하 였다. 28基의 플랜트에 대해서 18件의 異常事象이 1984년도에 보고되었다. 이들은 이상상태에 의한 運轉時의 스크램이 4회, 운전시에 발견되어 검사와 수리를 위해 手動停止한 트러블이 3회 및 定期檢査中에 발견되어 수리를 필요로 한 고장이 10회 였다. 나머지 1회는 放射性廢棄物建物에서 일어난 放射能漏洩이었다.

初期플랜트에서의 고장의 主된 원인은 BWR의 內部応力腐蝕균열(SCC), PWR의 蒸氣發生器 튜브 누설 및 燃料棒의 누설, 屈曲, 기타의 초기개발단계에 관련된 여러가지 고장이었다.

BWR의 스테인레스 파이프에서 발견된 SCC 문제는 過応力을 피하도록 설계를 변경, 低炭素스테인레스鋼으로 材質을 바꾸고 酸素와 塩素의 含有率을 줄이도록 주의깊게 水質管理를 하였으며, 용접방법을 개량하여 특별한 熱處理로 용접부분의 残留応力을 줄임으로서 거의 해결되었다. 応力腐蝕균열은 PWR의 各部에서도 발견되었다. 즉, 制御棒 가이드 튜브의 flexible pin, RG튜브의 U字屈曲部, SG의 Sheet구멍과 튜브 사이의 틈 등이다. 이것들은 지금까지 심각한 문제로는 되지 않았으며, 설계나 제작상의 개량에 의해서 해결되었다. 현재 원자로의 応力腐蝕균열에 대한 중요한 對応策은 高品質의 설계, 주의깊은 使用期間中檢査 및 되도록 早期에 균열(cracking)을 검출하여 보수함으로서 해결하고 있다.

減肉現象에 의한 SG튜브의 누설에 관해서는 2次側의 水質管理를 全氣發性化處理(AVT), 즉 燐酸소다處理를 hydrazine 처리로 바꿈으로서 설제상으로 해결했다. 또한 腐蝕性 Sludge는 SG容器內의 2차측 냉각수를 자주 blow down하도록 권고하고 있다. 日本에서는 denting현상은 아직 관측되고 있지 않다. SG 2차측의 熱流体狀態와 化學的 腐蝕의 문제를 조사하기 위한 大型試驗이 日本通産省의 지원으로 1975년이후 6個年計劃으로 행해졌다.

또한 法律로 정해진 定期檢査中에 거의 모든 SG튜브의 검사를 過電流探復法(ECT)에 의해서 행하는 것이 요구되고 있다. 過電流探傷法에 의해서 異常이 認知되면 그 튜브가 漏洩에 이르는 것을 막기 위해 plug를 하여 막거나 Sleeve를 함으로서 수리할 것을 권고하고 있다. 그래서 최근에는 실제로 SG튜브의 누설이 발생한 경우가 거의 없다.

応力腐蝕균열과 SG튜브 누설의 문제가 실제로 해결되었으므로 근년에 일어난 대부분의 異常事象은 制御計測系統의 고장, 건설중·시험검사중 및 운전관리중의 적절한 品質保證(QA)의 결함에 의한 것이었다. 이들 고장은 重大事故에 이르는 것은 아니지만, 신뢰성 있는 운전을 유지하기 위해서는 品質保證이 중요하다.

Ⅲ. 原子力安全의 基本的 理念과 政策

원자력안전의 기본이념과 日本의 輕水炉에

대한 기본적인 安全基準은 당초 미국의 規制와 그 實践을 받아들인 것이었다. 그런데 20년 동안에 플랜트의 증가에 의해서 日本의 조건에 적합한 詳細한 安全基準을 확립할 필요가 생겼다.

원자력 안전의 여러 문제는 국제적 공통의 성격을 가지고 있으며, 국제적인 合意에 바탕을 두어야 함은 自明하다.

그래서 日本의 安全基準을 작성하는데 있어서 IAEA의 NUSS 프로그램에 의해서 확립된 안전기준과 安全指針 및 OECD－NEA에서의 合意事項을 가능한 한 참조할 것이 권장되었다.

그런데 日本의 自然 및 사회적 조건·행정조직이나 30년 동안의 원자력 개발에서 얻은 경험 등의 특수 상황에서 아직도 많은 相違가 존재한다.

일본의 原子力安全에 대한 기본적 理念이나 政策은 다음과 같다.

일본 원자력 플랜트의 안전에 관한 기본적 정책은 원자력발전소의 通常運轉, 異常事態 및 事故에 의한 방사선 및 방사성 물질에 관련한 위험에서 公衆의 건강을 지키는 것과 安全을 확보하는데 있다.

일본의 原子力安全에 관한 어프로치는 국제적으로 널리 인식되고 있는 原則, 즉 保守性, 多重防護, 多重性 및 異常事故에 의한 영향을 최소한으로 막음으로서 異常事故의 발생을 방지하는데 최우선을 둔다는 理念에 바탕을 두고있다. 원자력발전소의 안전을 확실하게 하기 위해서는 高品質의 設計, 製造 및 건설이 필요하며 더욱 주의깊은 品質保證과 質이 높은 運轉員에 의한 신뢰할 수 있는 운전에 의해야만 한다. 원자력발전소의 운전중에 발생하는 漏洩, 磨耗, 腐蝕, 振動이나 기타 작은 徵候에 항상 주의를 기울일 것이 강조되어야 할 것이다. 그것은 이들 작은 徵候에 대한 對応이 異常事故의 防止로 이어지기 때문이다. 작은 欠陷에도 주의하라. 이것이 중요한 motto다.

日本에서는 1969년에 확립된 現行의 立地에 관한 가이드라인(立地審査指針)을 현재 改訂하기 위해서 재검토하고 있다. 그러나 과거에 행해진 安全審査 經驗을 고려하면, 立地評価의 기본이념은 指針의 改訂이 이루어진다고 하더라도 現在의 가이드라인과 비교해서 큰 차이가 없을 것이다. 立地評価에서는 非居住區域과 人口密度 및 分布를 검토하며, 또한 플랜트의 설계, 운전의 신뢰성과 플랜트사이트 주변의 자연 및 사회적, 행정적狀況 등을 고려해서 평가해야 할 것이다. 立地指針에는 本質的으로 원자력의 기본적 안전이념이 나타나 있다.

立地評価 政策上에서 가이드라인 등과 관련된 特定의 安全理念은 다음과 같다.

(1) 輕水炉型原子力發電所에서 부터 周辺住民으로의 運轉中 放射線量은 液体 및 氣体放出 모두 합하여 하나의 敷地에서 1年當 全身에 대해서 5 mrem 및 甲狀腺에 대해서 15mrem을 넘어서는 안된다. 이들 線量限度는 법률적으로 의무지워져 있는 것은 아니나, 특히 경수로에 관하여 ALARA (as low as reasonably achivable) 의 이념에 따라서 플랜트의 설계 및 운전의 실제상 목표치가 되어 있는 것이다. 법률에 정해져 있는 개인에 대한 最大許容線量은 1年 동안에 500 mrem이다.

(2) 일어날 확률이 거의 없는 중대한 사고(立地評価事故 (SEA라고 불리는 사고)가 발생한다고 想定했을 경우에도 過度한 방사선에 의한 영향을 周辺住民에 주어서는 안된다. 이 요구를 만족시키기 위해서 원자로의 주위에는 非居住區域을 설치해야 한다. 이 구역은 그 구역에서 만약 생활하는 사람이 있다면 立地評価事故時에 다음의 基準線量(reference dose) 보다 높은 線量을 받는다고 생각되는 구역이다. 즉, 全身에 대해서 25rem, 甲狀腺에 대해서 150rem(혹은 300rem)이 基準線量으로 정해져 있으며,

이것은 原子炉로 부터 居住區域까지의 거리에 관계되는 것이다.

(3) 立地評価事故時에 一般公衆에 대한 集積線量은 플랜트 周辺住民으로의 방사선 確率的 영향을 逓減하도록 特定한 한도를 넘어서는 안된다. 200萬名·rem이 그 기준 값으로 사용되고 있다. 敷地周辺의 人口와 그 分布 및 原子炉에서 부터의 거리는 立地評価事故에 대한 集積線量을 평가함으로서 결정된다. 입지평가 사고와 관련한 公衆의 위험을 최소한으로 막기위해 확립된 이 평가방법은 어느 한 구역에 集中하지 않고 넓은 지역에 인구가 분산하고 있는 日本에서는 타당하다고 생각된다.

플랜트의 안전설계와 경수로 안전설비의 성능이 標準的으로 되어왔으므로 최소의 離隔距離는 立地條件에 따르지 않고 개인의 위험이나 被曝線量에 관하는 限 거의 같은 것으로 定할 수 있을 것이다. 그러나 立地境界거리는 입지장소마다, 플랜트마다 立地評価事故로 별도의 계산으로 평가할 것이 요구되고 있다.

立地評価事故는 國際的으로 말하고 있는 最大設計基準事故와 等価라고 생각된다. 日本에서 입지평가 사고는 아직 議論中이나, 각종 設計基準事故에 의해서 주어지는 公衆에 대한 방사선의 영향을 모두 包括한 最大想定事故라고 생각할 수 있다.

原子力安全을 달성하기 위한 基本方策은 플랜트의 설계와 신뢰할 수 있는 운전에 따라야 할 것이며, 緊急事態에서의 對策에 의존해서는 안된다고 생각된다. 설계·건설과 운전에 관한 기술적인 문제와 立地에 관한 문제 및 긴급시대책은 분리되어서 생각해야 할 것이나 전체의 안전을 確保한다는 점에서는 밀접한 관계를 갖어야 할 것이다. 즉, 公衆에게 妥當한 것으로 받아들여지기 위한 원자력발전소의 安全은 플랜트敷地內에서 완전히 보장되어야 하는 것이다. 플랜트가 이 목표를 만족하도록 설계, 건설, 운전되어야 한다.

日本에서 원자력사고에 관한 緊急事態의 對応策은 地震, 颱風, 海溢이나 기타 모든 數害에 관해서 작성되어 있는 災害對策基本法에 따른다. 이 法律에 의하면 行政組織(中央政府와 地方自治團体)은 플랜트의 운전개시전에 防災計劃을 정하든가, 필요할때 그것을 행사할 책임이 있다. 防災計劃地域은 플랜트敷地境界에서 8~10km 半隆에 대해서 確立해 두어야 한다. 防災對策作成 및 그 활동에 필요한 과학기술적인 지식과 정보는 原子力安全委員會 산하에 조직된 專門家그룹에 의해서 다루어 진다.

防災對策은 豫防的으로 취하는 對策·조치이다. 設計基準事故나 그것을 넘는 사고에 관한 残留리스크에도 對応하는 것이 가능하게 된다. 防災對策은 사고가 실제로 일어났을때 사고의 영향과 리스크를 逓減시키는 역할을 가지고 있다.

Ⅳ. 原子炉의 安全研究

日本에서의 原子炉安全研究에 관한 概要를 輕水炉의 熱水力學的 문제와 관련하여 살펴보도록 한다. 日本原子力安全委員會의 指示에 따르는 日本政府機關의 安全研究計劃中 많은 것은 原子力安全規制에서의 心要性을 만족시키는 것이다. 이들 계획 외의 安全性의 實證 및 確認을 위한 大型試驗計劃이 日本의 科學技術廳이나 通産省資源에너지廳의 管轄下에 실시되고 있다.

日本의 輕水炉安全研究中 많은 것이 冷却材喪失事故(LOCA)時의 熱水力 문제를 취급해 왔다. 日本서 LOCA연구가 개시된 것은 1963년이며, 정부와 민간의 協力下에서 國家프로젝트인 SAFE (Safe Assessment and Facility Establishment) 프로젝트가 시작되었다. SAFE프로젝트에서는 BWR에서의 炉心스프레이의 性能試驗, 격납용기스프레이의 성능시험 및 壓力容器의 blow down 過程에 관한 연구가 행해졌다. 실험과정에서 對向 2相流限界(CCFL)의 기본적인 현상이 지

적되었다. 2個年計劃인 SAFE프로젝트는 1970년부터 日本原子力研究所(原研 : JAERI)의 ROSA계획에 인계되었으며, 또한 많은 민간연구계획을 촉진시켰다.

1970년에는 原研 ROSA계획의 최초 실험시리즈인 ROSA-I계획이 시작되었다. 主冷却配管의 破斷에 의해서 생기는 熱水力學現象을 연구하는 ROSA-I계획에서는 blow down過程, 2相監界流 및 壓力容器內의 過渡變化에 대한 연구가 행해졌다.

같은 시기에 미국 아이다호國立工學實驗所(INEL)의 세미스케일計劃에서 非常用炉心冷却系統(ECCS)의 성능과 熱水力的인 시스템 全体의 原子炉安全性에서의 중요성이 지적되어 세계적으로 주목을 받았다. 특히, 1971년 5월에 발표된 800番시리즈實驗에서의 ECCS에 관한 소규모 실험정보는 日本의 원자력산업이나 安全性에 관여하는 사람들에게 큰 충격을 주었다. 이것이 ROSA프로젝트를 보다 더 적극적으로 추진하는 原動力이 되었다.

ROSA-Ⅱ계획은 1974년에 ROSA-Ⅰ계획이 完了됨에 따라 이어서 시작되었다. ROSA-Ⅱ계획에서는 1,100MW級 PWR을 体積比 1/416으로 축소하고, 2개의 主循環루프와 蒸氣發生器를 가진 종합시험장치가 사용되었다. ROSA-Ⅱ계획의 주요한 목적은 PWR의 LOCA時에 熱水力學的인 作動의 確認과 ECS의 有効性을 조사하는 것이었다. 실험은 1977년에 성공리에 끝났다. 연구의 최종단계에서는 上部헤드 注入系統의 연구가 행해졌고, 또한 표준 ECCS보다 더욱 有効한 代替ECC注入法이 연구되었다.

1976년 이전의 연구는 거의 대부분이 日本國內에서만 실시되었는데, 이와 같은 狀況은 1976년에 미국 LOFT계획의 參加 결정과 2D/3D 계획으로 알려져 있는 大型PWR再冠水計劃의 發足으로 변경되었다. 2D/3D계획에서 일본의 시험장치는 円筒炉心試驗裝置(CCTF)와 平板炉心試驗裝置(SCTF)이다. 이 장치는 모두 實炉(PWR)와 같은 높이로 炉心, down comer 그리고 1次系統루프를 模擬하고 있다.

日本에서 가동중인 원자력발전소중 약 반은 BWR이다. 1978년에 日原研의 ROSA-Ⅱ계획이 BWR에서의 LOCA時 ECCS의 성능 평가와 시스템作動을 연구하기 위해 시작되었다. ROSA-Ⅲ장치는 1,100MW급 BWR을 体積比 1/424로 모의한 것이며, 1977년부터 1981년에 걸쳐서 2번들炉心을 가진 2번들루프(TBL)에서 緊急炉心冷却材作動의 실험적 연구가 電力會社와 BWR제조메이커와의 협동으로 실시 되었다. 이 연구에 의해서 CCFL現象을 포함한 실속있는 성과가 얻어졌다.

1979년에 輕水炉 安全研究의 方向決定에 중요한 轉換點이 생겼다. 1979년 3월에 발생한 TM1-2號炉의 사고에 의해 小破斷LOCA와 過渡現象에 대하여 연구를 강력하게 추진함으로서 ROSA-Ⅳ계획이 立案되었다. 마침 이 시점에서 ROSA-Ⅲ계획이 시작되고 있었으므로 BWR에 대해서도 小破斷實驗을 追加하여 실시되게 되었다.

1982년 5월에 시작된 ROSA-Ⅵ계획은 PWR에서의 小破斷LOCA와 運轉上의 異常過渡現象에 대한 연구에 焦點을 맞추고 있다. ROSA-Ⅳ계획에서는 定常2相流시험장치(TPTF)와 大型非定常시험장치(LSTF)가 사용되고 있다. TPTF는 이미 시험이 행해졌으며, 水平配管內의 水一蒸氣分離流를 포함한 기초적인 熱水力學的 데이터가 얻어지고 있다. LSTF는 1,100MW급 PWR의 1/48모델로서 1985년 4월에 시험이 시작되었다.

ROSA-Ⅳ계획이 시작될 당시부터 국제협력이 고려되고 있으며, 日原研와 미국 NRC(原子力規制委員會) 및 日原研와 프랑스의 CEA (原子力廳) 間에 이미 협정이 체결되어 있다. 日本은 OECD-NEA(經濟協力開發機構-原子力機關)

에서 실시되고 있는 LOFT프로젝트의 국제협력에도 참가해 왔다.

日本은 이와 같은 실험계획과 함께 1973년 이후 熱水力計算코드의 개발, 驗證 그리고 適用이 추진되고 있다.

Ⅴ. TMI－2事故後의 問題點

TMI－2號機 사고 직후에 日本原子力安全委員會는 사고의 기술적인 조사를 실시했다. TMI－2 사고를 감안하여 실시하는데 있어서 중요하고, 바람직한 것은 TMI－2 사고에서 관찰된 특별한 고유의 문제점에 대해 조사하는 것이 아니라 얻어진 教訓에서 普遍的인 문제점을 찾아내어서 모든 원자력발전소의 안전성을 높인다는 관점에서 實際플랜트에 적용시키는 것이다.

다음은 日本原子力委員會가 처음에 지적한 52個項目과 부합되는 주요대책중 실시된 것의 例이다.

(1) 새로운 重要度分類가 安全系統에서 뿐만 아니고 安全關聯系統에 대해서 확립되었다.

(2) 사고시에 정부에 技術的 助言을 하기 위한 緊急技術助言組織이 확립되었다.

(3) 사고시 환경에서의 放射線 線量 豫測이나 通報를 하는 시스템이 개발중이다.

(4) ROSA－Ⅳ계획이 PWR의 小·中破斷 LOCA에서의 熱水力的現象硏究를 위해서 행해지고 있다.

(5) 運轉操作패널디자인의 변경이나 컴퓨터에 의한 診斷시스템의 설치가 human factor를 보다 크게 반영하여 추진되고 있다.

(6) 電力會社에서는 운전원의 訓鍊이 강화되었으며, 公認의 運轉員檢定制度가 확립되었다.

TMI사고에서 얻어진 교훈에 의해 離率論的安全評価(PSA) 開發強化의 필요성, 重大事故, 炉心損傷事故 및 소스·텀의 문제에 대한 개념이나 대책에 관한 연구강화의 필요성이 명백해졌다. 여기서 고려해야 할 것은 소스·텀, 중대사고, 안전목표 그리고 立地評価는 별도로 취급할 것이 아니라 확률론적 평가와 관련시켜서 서로 긴밀히 관련지워야 한다는 點이다.

重大事故는 設計基準事故(日本에서는 SEA도 포함)를 넘든가 혹은 설계기준사고의 개념에 포함되지 않으나 炉心의 崩壞, 重大炉心損傷, 壓力容器溶融貫通, 格納容器損傷 그리고 환경으로 破局的인 核分裂生成物을 放出할가능성이 있는 仮想的事故로 定義지워야 한다.

安全目標란 생각하기에 따라서는 다른 大型産業設備와 마찬가지로 원자력발전시설에서도 어느 정도의 리스크가 남는다는 이해하에서 cost-benefit의 균형이라는 관점에서 국민들에게 받아들여진다고 생각되는 残留리스크와 관련된 기본적인 安全레벨과 그 定量的 目標로 정의되어야 한다고 생각된다.

소스·텀의 문제에 대해서는 2개의 다른 분야가 있다. 첫째는 重大事故나 防災對策에 사용되는 소스·텀이 고려되고, 두번째는 원자력발전시설의 설계, 운전 및 유지 그리고 立地評価에 대한 것이다. 현재 미국을 포함한 여러나라에서 행해지고 있는 연구나 議論은 주로 첫번째 문제에 한정되고 있으나, 일본에서는 두번째 문제가 훨씬 重要性이 높다.

Ⅵ. 重大事故와 設計基準事故

重大事故는 설계기준의 개념에는 포함되어 있지 않다. 設計基準事故(DBE)는 시설의 시스템이나 構成機器에서 일어날 것 같지 않은 큰 고장에 의해서 일어나는 想定事故로 정의되고 있다. DBE의 안전평가는 그 事故에 더하여 安全系統의 單一故障과 外部電源喪失을 仮定한 保守的인 解析으로 행해져야 한다고 되어있다. 발전소의 시스템이나 여러 장치는 어떠한 DBE時에 대해서도 放射線·能에 의한 중대한 영향을 주지 않도록 설계되어야 한다. 즉, DBE의 하나로 想定되는 1次冷却系統配管破斷 경우에도 중

대한 燃料의 損傷이나 溶融을 막기 위해서 ECCS가 장비되고 있다. 또한 日本의 立地評価事故(SEA)는 모든 DBE를 포함하는 엄격한 조건이 되도록 고려하고 있다.

TMI-2 사고에 의해서 확실히 原子炉事故에서는 炉心損傷에 이르는 중대한 일이 있을수있으나, 그래도 최종적으로는 炉心冷却을 달성할 수 있음을 나타냈다.

원자력발전소의 설계와 운전의 목표는 우선 첫째로 큰 사고로 발전하는 異常事故發生確率을 低減하는 것이며, 두번째로 異常事故의 진행을 억제하고 다음과 같은 능력을 계속 유지하도록 하는 것이다.

(1) 原子炉를 적절히 停止시키는 것에 대한 保障.

(2) 炉心이 어느 정도 損傷되더라도 충분한 炉心冷却(壓力容器內冷却)을 확립.

(3) 炉心에서 방출된 방사성물질의 格納과 환경으로 방출을 방지.

日本에서의 SEA는 앞의 최종적인 요구 사항과 合致할 필요가 있으며, 또한 예측되는 發生確率이 각 事故에 대해 1原子炉當 10^{-6} 이상이 되리라고 생각되는 모든 設計基準事故를 包括하도록 想定되어야 한다. 이 確率은 격납용기의 밖으로 방출되는 확률로 정의된다.

日本에서는 重大事故의 문제에 대해서 신중한 의론이 행해지고 있음에도 불구하고 重大事故를 원자로 건설의 設置認可問題로 어떻게 고려해야 할 것인가, 그리고 중대사고에 대해 어떠한 대책이 필요한가 등에 관해 아직 결론이 얻어지고 있지 못하다.

설계기준사고에서 만족해야 할 최종적인 조건-原子炉停止, 壓力容器內冷却 그리고 格納-은 원자력플랜트의 설계나 품질보증 및 신뢰할 수 있는 運轉節次에서 지켜야 할 주요한 필요항목으로 강조되고 있다. 이 목적을 위해 炉心이 어느 정도 損傷되었다고 하더라도 壓力容器內冷却을 유지할 수 있는 가능성에 대해서 주의 깊게 연구해야만 한다. 또한 중대한 방사성물질의 방출을 방지하기 위한 격납용기의 성능 평가도 熱水力學荷重, 水素燃燒, 核分裂生成物의 격납용기내에서의 영향 및 기타 등을 고려해서 연구해야 한다.

重大事故나 소스·텀에 대해서 合理的이고 현실적인 평가를 하기 위해서는 確率論的인 사고방식이 필요불가결하다.

日本은 이들 分野에 대해서 세계에서 행하고 있는 연구의 有益한 정보를 얻고 있다. 重大事故의 연구는 현재의 설계에 포함되어 있는 安全마진 보다 정확하고 合理的인 確率論的 安全評価, 그리고 사고의 拡大를 방지하고 사고의 영향을 적게 억제하며 機能을 喪失한 중요한 시스템이나 機器를 正常作動으로 復歸시키기 위한 사고처리에 焦點을 맞추어야 할 것이다.

Ⅶ. 確率論的 安全評価 (PSA)

PSA의 중요성은 일본에서도 충분히 인식되고 있다. 그리고 이 분야의 전문가는 일본의 원자력발전소에서 얻어지고 있는 현재의設計나 技術데이터를 고려해서 연구를 추진해왔다.

그러나 原理的으로 PSA方法은 원자력발전소의 包括的安全問題, 潛在的인 異常事故 그리고 安全系統의 신뢰성을 종합평가하기 위해서 사용되어야 한다. PSA에서 얻어지는 定量的 結果에는 너무나 많은 不確定性이 있으므로 그 값 자체는 원자력발전소에 관한 문제를 비교하기 위한 道具로만 사용해야 할 것이다.

輕水炉의 안전평가에 관한 限 現行 일본의 許認可節次는 몇가지 例外가 있기는 하나, 거의 대부분 決定論的方法에 따르고 있다. 그러나 設置許可에서 確率論的評価는 規制上의 決定을 補充하기위해 사용되고 있다. 즉, 航空機의 墜落事故와 터빈·미사일이 PSA方法을 직접 적용하여 평가되고 있다. 항공기의 추락사고에 대해서

원자력발전소에 추락할 確率이 年間 10^{-7}미만으로 하는 것이 필요하다. 터빈·미사일에 대한 실제상의 評価指針은 다음의 3가지 確率의 곱(積)이 年間 10^{-7}미만이 될 것을 요구하고 있다. 이 3가지는 터빈·미사일이 생길 확률, 미사일이 중요한 플랜트구조물에 충돌할 확률, 그리고 그 구조물이 破損될 확률이다.

스크램이 없는 운전상의 異常過渡變化(ATWS)는 PWR의 原子炉停止機構의 신뢰성, BWR의 스크램水排出容器의 설계, 비상용디젤발전기의 신뢰성 및 日本에서 지금까지 일어난 過渡變化의 경험을 고려하여 PSA의 개념에 따른 충분한 討議를 한 결과 설계기준을 넘고 있다고 판단되고 있다. 또 全交流電源喪失도 送電線의 信頼性評価에서 設計基準事故의 범위 밖으로 되어 있다.

1983年度末 현재의 데이터베이스에 의하면, 187kV이상의 高壓送電線은 158,665km에 이르며, 30分을 넘는 送電喪失을 日本에서는 지금까지 20回 일어났다. 이로 인해서 송전상실이 일어날 확률은 km年當 1.26×10^{-4}이다. 안전과 관련된 중요시스템은 30분간의 全交流電源喪失에 대해 殘留熱除去能力을 유지할 수 있도록 설계할 것을 권고하고 있다. 비상용디젤발전기의신뢰성에 대한 統計的評価를 하기 위한 조사가 행해졌다. 그 결과 1970년도부터 1983년도에 걸쳐서 얻어진 14,875回 起動經驗의 데이터에 의하면 故障確率은 demand當 1.21×10^{-3}미만 이었다.

高速增殖炉의 안전평가는 高速炉와 輕水炉의 안전성 수준을 調和시키기 위해 PSA의 개념에 따라서 부분적으로 고려되고 있다. 例로는 다음과 같은 것이 있다.

(1) 主冷却配管의 兩端破斷이 일어날 것인가 여부(高温이기는 하나 低壓의 스테인레스製配管)

(2) 仮想的炉心損傷事故의 評価.

(3) 安全保護系統의 評価.

Ⅷ. 安 全 目 標

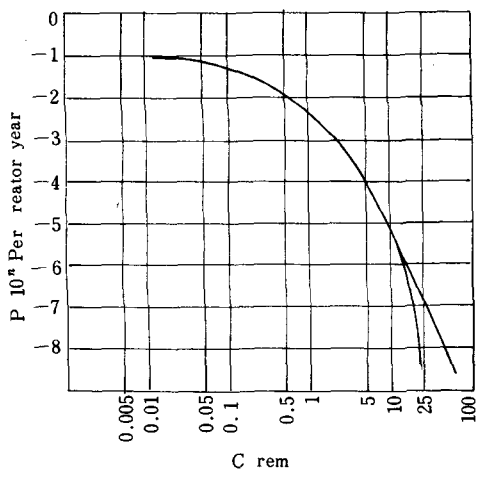
TMI－2 사고후 미국 NRC의 안전목표 검토와 OECD－NEA 등을 통해서 얻어지는 외국의 정보를 배경으로 안전목표에 관한 많은 토론이 행해졌다. 그러나 일본에서는 本件에 관한 公式的인 코멘트는 아직 나오지 않고 있다. 다음은 일본의 原子力安全政策을 고려하여 안전목표문제에 관한 個人的인 見解와 코멘트이다.

원자력발전소는 잘알려진 바와 같이 多重防護의 思考에 따라서 広範한 安全性에 관한 指針이나 規制下에서 설계제조 및 건설이 행해지고 있으며 또한 잘훈련된 運轉員에 의해 의무지워진 안전성의 限界 범위내에서 운전되고 있다. 실제로 日本의 안전목표는 原子炉立地審査指針, 發電用輕水型原子炉施設에 관한 安全設計指針, 發電用輕水炉型原子炉施設의 安全評価에 관한 審査指針 등 여러 規則에서 유도되는 主要原則에 잘나타나 있다.

앞에 제시된 指針에 표현되고 있는 일본에서의 安全政策을 참고로 하여 求한 안전목표에 대한 試案을 그림 1에 나타내었다.

그림에서의 安全目標曲線(C對P)은 敷地밖에 一般公衆에 대한 事故當의 全身被曝線量 Crem의 限界値를 原子炉年當에 생기는 事故의 推定

〈그림 1〉 安全目標에 対한 試案



發生確率 P의 函數로 나타낸 것이다. 또한 여기서는 일어날 것 같지 않은 큰 氣象條件을 통계적으로 가정하는 것으로 했다. 어떤 의미에서 發生確率 P는 사고에 의해서 敷地밖의 一般公衆이 받는 最大被曝線量에 대한 推定事故發生確率 上限値의 提案이라고 할 수 있다.

이 曲線作成上의 주요 포인트는 다음과 같다.

(1) 通常運轉時 目標被曝線量 5 mrem에 대해서 原子炉年當 $1\sim10^{-1}$의 확률로 한다.

(2) 一般公衆에 대한 最大許容被曝線量 0.5 mrem에 대해서 原子炉年當 10^{-2}의 확률로 한다(炉寿命當 1回未滿에 상당).

(3) 放射線作業從事者에 대한 最大許容被曝線量 5 rem을 一般公衆에 해당시켰을 경우에 대해서 原子炉年當 10^{-4}의 확률로 한다(日本 全輕水炉의 寿命當 1회 미만에 상당).

(4) 立地評価事故(SEA)에 대한 基準(reference) 線量 25 rem에 대해서 原子炉年當 10^{-7}의 확률로 한다.

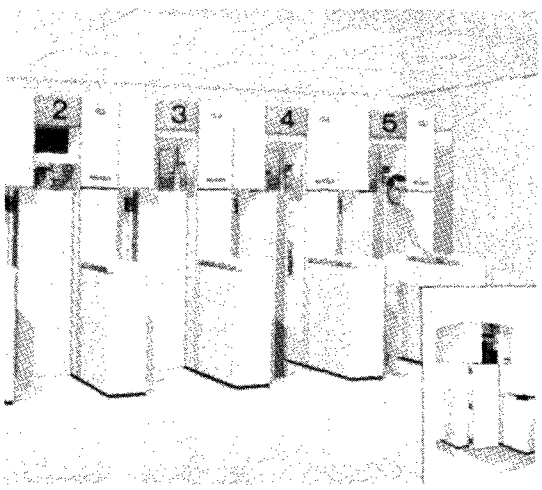
(5) SEA를 넘는 큰 사고시에도 충분한 防災對策에 의해서 피폭선량을 25 rem미만으로 억제할 수 있다고 기대하여 確率 10^{-6}보다 작은 부분은 25 rem에 接近하는 凸狀의 曲線이 된다. 日本放射線審議會에 의해서 피난을 위한 基準線量으로 제안되고 있는 25 rad를 참고로 하고 있다.

안전목표에 관한 기준으로 앞의 방사선 선량이 정해져 있는 것은 아니며, 이들은 曲線을 그리는데 있어서 參考値로 사용한 것이다.

안전목표는 일반적으로 事故發生確率과 사고의 결과(災害)와의 관계에 의해서 표현되고 있다. 이 평가를 위해서 사고의 결과(災害)는 다음과 같은 3가지 方法으로 表現이 可能하다.

(1) 格納容器의 밖으로 放出되는 방사성물질, 즉, 소스·텀을 퀴리(Ci)단위로 나타낸다.

(2) 原子炉施設周辺公衆의 放射線被曝線量을 大氣中拡散의 氣象條件이나 人口分布를 고려하여



개인에 대한 rem 또는 全人口에 대한 人－rem으로 나타낸다.

(3) 방사선의 確率的 혹은 非確率的 영향에 의한 潜在的 死亡者의 推定數 및 物的損害로 나타낸다.

評価方法(3)에 대한 全積算線量 人－rem에서 방사선의 확률적 영향에 의한 잠재적 사망자의 確率로 變換하기 위해 健康리스크 要素, 즉 人－rem當 10^{-4}은 국제적인 医學的 知識에 따라서 放射線医學의 연구에 의해서 구해진 것이다. 따라서 PSA에서 求해지는 工學的 事故에 관한 事故發生確率 등의 성격은 健康리스트 要素의 성격과 매우 다른 것으로 생각된다. 방사선에 의한 비확률적 영향에 관해서는 被曝線量과 死亡率의 관계는 線形關係로 表現되지 않는다. 따라서 사고에 관계한 初期의 잠재적 사망자수는 소스·텀 외 仮定에 깊게 依存한다. 한편, 이 소스·텀은 최근의 연구에 따라 再評価해야 한다. 따라서 PSA또는 安全目標에 評価되어야 할 사고결과(災害)는 잠재적 사망자수가 아니라 제 1 단계의 평가로서 被曝線量推定値로 나타내야 할 것이다. 이는 潜在的 死亡者數의 推定이나 이에 관계한 리스크에 관한 설명은 一般公衆에 대해 過剩의 誤解를 招來할것 으로 생각되기 때문이다.