



원자력발전소의 확률론적 안전성 분석

이 종 인

(한국원자력안전기술원 안전심사부 안전해석그룹장)

1. 서 론

원자력 발전기술은 수화력 등 다른 에너지 기술 개발과 비교하여 상대적으로 고압, 고온, 고방사능의 운영환경을 갖는 관계로 기술 개발 실용화 단계에서 부터 건설, 운영상의 안전성 확보 측면에서 기술 이용에 따른 문제점 해결에 많은 노력을 경주하여 왔다. 1970년대 말까지 원자력발전소는 소내외 방사능 누출을 발생시킬 수 있는 설계기준사고(Design basis accident)들을 선정하여 그 해석결과가 법적 제한치나 요건을 만족하면 안전성이 확보되며 대중이 방사선 피해로부터 보호될 수 있는 것으로 생각되었다. 그러나 이런 결정론적 방법만으로는 원자력발전소의 안전성을 보장하기에는 미흡하다는 인식이 1979년에 발생한 미국의 TMI-2 원전사고로 부각되었다. TMI 사고 조사 결과, 이 사고경위는 종래의 결정론적 방법에 의해서는 중요성이 부각되지 않았고 따라서 설계, 운영상에 그 대비책을 마련하지 않았던 것으로 밝혀졌다[1]. 한편 1975년에 발간된 라스무센보고서(WASH-1400)에서 확률론적 안전성 분석방법을 이용하여 이 사고 경위의 중요성을 이미 지적된 것으로 알려짐에 따라 1980년대 이후는 확률론적 안전성분석(PSA) 방법론 개발에 대한 연구가 활발히 진행되어 왔다.

TMI 사고 이후 원자력의 안전성을 확보하고자 하는 노력은 사실상 이런 확률론적 안전성분석 방법론 연구 외에도 다양하게 진행되었다. 이에 사고 예방 차원의 안전계통 설비 보강을 통한 다중성(Redundancy) 및 다양성(Diversity)의 확보, 모의제어반(Simulator) 등을 이용한 운전원 훈련프로그램 강화, 사고 증상에 따라 안전기능의 저해 여부를 추적가능토록 요구하는 비상운전절차서의 완비 노력과 사고 영향 완화를 위한 대체 설비의 신설 등이 있다. 하지만 이런 모든 보완 작업들이 얼마나 효율적으로 이루어지며 어느 정도 안전성 향상이나 위험도 관리에 기여할 수 있는 지에 대한 의문은 여전히 남게 되었으며, 이에 대한 정량적인 평가수단으로서 또 다시 확률론적 안전성분

석 방법이 각광받게 되었다. 왜냐하면 확률론적 안전성분석은 그 방법의 특성상 발전소 경험 자료를 토대로 한 가장 현실적인 접근방법을 이용하고 최적 거동 및 현상에 대한 분석을 수행하기 때문이다.

2. 확률론적 안전성분석 방법 고찰

원자력발전소에 대한 확률론적 안전성분석의 궁극적인 목적은 사고 발생 요인 파악, 사고 완화를 위해 요구되는 계통 상호간의 연계성분석, 운전원 간섭에 따른 영향평가, 격납건물 건전성 확보 및 대중의 안전성 확보 등이며, 이에 대한 판단기준으로 보통 노심손상, 격납건물 파손 여부 및 대중의 방사선 위험도를 잡고 있다. 확률론적 안전성분석은 발생하는 각 초기사건(initiating event, Ei)의 가능성을 추정(Pi)하고 이 사건에 의한 결과를 추정(Ci)하는 것으로서 궁극적으로 나타나는 위험도 수치는 이 세가지 요소를 개별적으로 분석하거나 종합적으로 처리하는 과정의 산물로 나타난다. 즉 확률론적 위험도는 다음과 같은 계산식으로 표현된다[2].

$$R = \sum_i P_i * C_i \quad (1)$$

식(1)의 개념을 바탕으로 한 확률론적 안전성분석과정은 그림 1에서 보는 바와 같이 크게 세가지 업무로 구분할 수 있다.

첫번째 업무가 노심손상 사고추이 정량화과정이며, 이는 초기사건(I.E.)별로 노심손상에 도달할 수 있는 사고추이들의 발생빈도 조합을 구하여 노심손상빈도를 구하는 것으로 1단계 PSA라고 불리워지며, 이에 일반적인 신뢰도자료분석, 계통 모델링분석, 사건수목분석, 인간신뢰도분석(HRA) 및 공통원인고장(CCF) 분석 등이 포함된다.

두번째 업무가 격납건물 분석으로 노심손상후 부터 격납

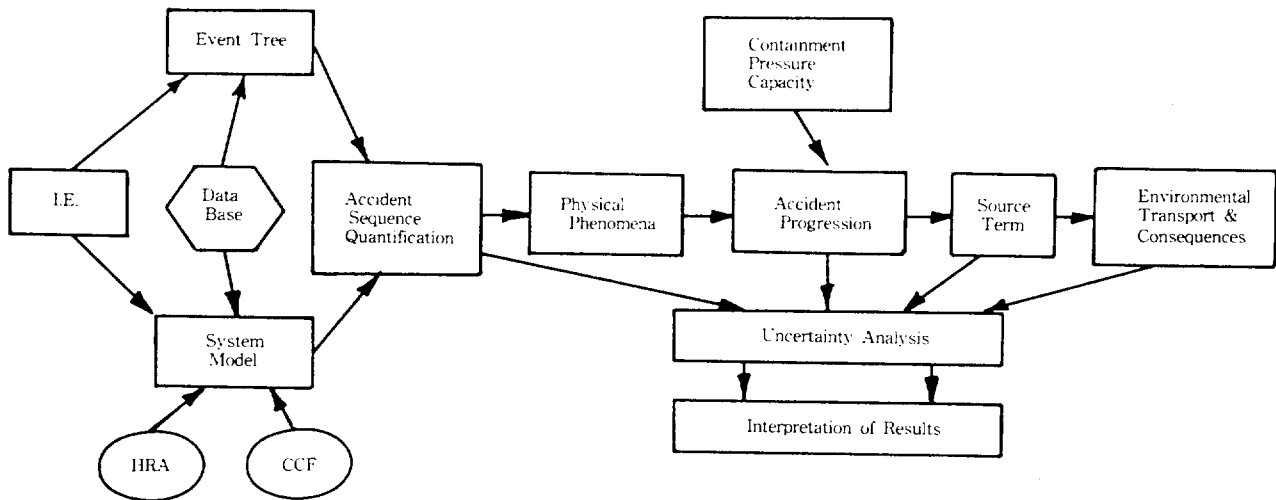


그림 1 확률론적 안전성분석 절차

건물로부터 방사능 방출전까지의 과정을 다루는 것으로 2단계 PSA라고 불리워지며, 이에는 격납건물 압력성능분석, 물리적 현상의 진전과정에 대한 분석과 이에 따른 방사선원향의 거동 (이송 및 침전) 분석이 포함된다.

세번째 업무가 방사선학적 사고결말분석으로서 사고로 인한 격납건물 파손시 대기중으로 방출되는 방사선 핵종의 대기중 이송 및 피폭으로 인한 사고 피해를 대중의 건강상 효과와 경제적 손실로 평가하는 것으로 3단계 PSA라고 불리워진다.

그림 1에서 보는 바와 같이 각각의 업무는 상호 연계되어 있으므로 첫번째 노심손상 사고추이 정량화과정이 수행되어야 다음 단계의 분석이 가능하며 어떤 경우는 두번째 단계의 업무가 첫번째 단계로 반영되어 재계산되는 경우도 있다. 또한 각각의 과정이 방법론의 특성상 많은 불확실성을 내포하고 있으므로 불확실도 또는 민감도분석이 필수적으로 요구된다. 또한 이런 과정을 통해 얻어진 결과들이 면밀히 해석되어 발전소 개선사항등을 도출하게 된다. 다음에 각 단계별 내용을 간략히 언급하였다.

2.1 노심손상 평가방법

1단계 PSA, 즉 노심손상 (Reactor core damage) 평가의 목적은 노심손상을 유발하는 발전소 내부 상황이나 외부사건에 대한 정성적, 정량적인 결과를 도출하여 발전소 위험도 수치를 줄이거나 그 영향을 최소화하기 위한 방안을 도출하는 것이다.

PSA 결과에는 주요 사고추이의 발생빈도 및 방사선학적 영향이 포함되어 있으므로 그 결과를 통해 발전소 계통의 특성중 위험도에 가장 중요한 기여 인자를 찾아낼 수 있고, 관련 요건과의 만족여부를 확인할 수 있다. 결과평가에 있어 중요한 점은 원전 안전성 증진 측면에서 원전의 사고에 대한 취약점을 도출하고, 도출된 취약점을 보완할 수 있는 방안을 강구하는 것이다. 이에 따라 사고를 방지하거나 완

화시킬 수 있는 설비나 운전 대응절차의 개선책도 제시된다. 또한 노심손상을 유발하는 사고조건이나 사건을 조기 인식하는 데 있어 운전원이 해야 하는 역할이 강조되고, 이 정보가 비상운전절차나 운전원 훈련계획을 보강하는데 사용된다.

2.1.1 초기사건 선정방법

초기사건의 선정은 PSA 업무에서 가장 먼저 수행하는 실제적인 업무이다. 초기사건이란 일반적으로 정상운전중인 발전소의 정지를 유발시키는 기기/계통 고장 혹은 인적 실수를 말하며 이때 원자로 노심을 보호하기 위해서는 노심 붕괴열 (Decay heat) 제거를 위한 안전계통의 작동이 필요하다. 따라서 초기사건 선정작업은 우선 발생가능한 초기사건 모두를 찾아내는 것으로 주요한 초기사건에 대한 완벽한 목록이 우선적으로 개발된다. 최소한 초기사건의 체계적인 조사는 분석대상 원전에 고유한 계통 고장모형 뿐만 아니라 분석대상 원전의 가동중 경험의 조사, 유사한 설계특성을 가진 원전 PSA 및 계통설계의 검토 등을 포함한다. 즉 초기사건을 확인하고 선정, 분류하는 작업은 성공기준의 정의, 초기사건 빈도평가, 사건수목분석 및 고장수목분석 등과 밀접한 관계가 있다. 초기사건은 일반적으로 냉각재상실 사고 (loss of coolant accident)와 과도사건 (transient)의 두 가지 형태로 크게 구분할 수 있으나 이에는 지진, 화재, 홍수, 태풍 등의 외부적인 요인이나 자연재해와 관련된 사건들도 포함된다.

초기사건의 확인은 보통 세 가지 단계로 나누어 수행한다. 첫번째 단계는 대분류논리도 (master logic diagram)나 고장모드 및 영향분석 (FMEA) 방법을 사용하여 일반적 개념에서 초기사건 범주에 속하는 것들을 찾는 것이며, 이로서 주요 사건 원인간의 논리적 상관성을 표현한다.

발전소 초기사건의 임시 목록이 작성되면 업무의 효율화를 위하여 사고의 방지 혹은 완화에 필요한 필수 안전기능이 비슷한 초기사건들을 그룹화하는 것이 필요하다. 이렇

각 초기사건들을 그룹화하여 분석할 경우 각각의 개개 사건수목을 구성하여 작업하는 것과 비교하여 그 분석결과에는 차이가 없어야 하는 것이 전제가 된다. 즉 발전소 거동 및 사고특성에 차이가 있는 초기사건들을 하나의 분석 대상 그룹으로 묶을 경우, 주요한 발전소 고유 취약성을 간과하게 될 가능성이 있게 된다.

2.1.2 사고추이 분석

초기사건이 선정되면 각 초기사건에 따라 사고 시나리오 또는 재해도 (hazard)의 영향을 조사하고 이러한 사고의 진행을 막기 위한 안전기능을 설정한다. 여기서 안전기능이란 노심의 손상이나 방사성 물질의 소외방출을 막기 위한 기능을 의미한다. 사건수목을 구성할 때 각 표제에 포함될 수 있는 안전기능은 한 개 혹은 여러 계통에 의해 수행될 수 있으며, 이는 각 초기사건에 따른 계통 성공기준에 좌우된다. 사고추이분석은 이 성공기준에 따라 기능적이거나 계통적인 사건수목 (functional or systemic event tree)을 구성하여 노심손상 및 방사능 누출이 가능한 사고 시나리오를 도출해 내고 이에 대응하는 발전소의 거동 모델을 개발하는 것이다. 발전소 모델은 가능한 성공 및 실패상태를 정의하는 기본사상의 조합들을 묘사하는 논리모형, 기능이나 계통의 성공/실패로 이루어진 사건추이 및 초기사건들의 조합으로 구성된다. 따라서 각 사건수목의 최종 상태는 성공 (Success state)이나 노심손상의 하나로서 표현된다.

각 초기사건에 대해 관련된 안전기능을 확인하고 이를 수행할 수 있는 안전계통 (front-line system)을 조사한 후에 사건수목의 논리적 모형을 구성하며, 각 안전기능을 나타내는 사건표제들은 대부분 사고진행시간에 근거하여 순차적으로 배열한다. 또한 다른 계통의 이전 상태에 따라 종속되는 계통의 기능, 운전원 회복조치 및 회복시간 등의 추가적인 분석요인을 고려하며, 격납건물 계통이나 격납건물 내부에서의 사고현상이 노심손상을 방지하는 데 필요한 계통이나 설비의 이용가능성에 미치는 모든 영향도 포함된다.

2.1.3 계통 모델 분석

계통모델 분석단계는 안전계통이나 관련 보조계통들의 신뢰도 분석모델을 구축하여 이를 정량화하는 것이다. 계통 분석으로 현재 가장 널리 사용되는 것은 고장수목분석방법이다. 고장수목 개발을 위해 요구되는 첫 번째 사항은 발전소 정보를 조사하고 계통 특성 및 운전 환경을 파악하는 것이다. 두 번째 사항으로는 계통 경계 (Boundary)를 정의하고 계통 도면을 단순화시키는 작업이 수행된다. 이런 분석과정을 통해 기기 단위에 대한 계통의 연관성을 나타내는 계통 연관성 도표 (System dependency tables)를 작성하고 시험 및 보수작업에 대한 정보가 취합된다. 최종적으로는 이런 과정 및 이전에 정의된 계통 성공기준을 바탕으로 고장수목 모델을 개발하는 것으로서 더 이상 진전될 수 없는 기본사상에 까지 논리수목을 전개하는 연역적인 과정이 계속된다.

개개 계통 및 부속계통의 신뢰도가 다중성에 의해 항상

되어 있으므로 기능적 상관성이나 환경조건에 의한 종속 고장의 기여도는 점점 커져간다. 따라서 종속고장 또는 공통원인고장의 원인을 확인하고 이를 계통 모델에 포함하는 것은 확률론적 안전성분석의 주요 단계중 하나가 된다.

2.1.4 인간 신뢰도분석

사고추이의 진단 및 완화조치 등의 운전과정, 기기 및 설비의 감·교정 및 의사결정과정에서의 발생할 수 있는 인적 실수들은 안전성에 직접적으로 영향을 미친다. 인간 신뢰도 분석은 이러한 인적실수들이 계통 안전성에 미치는 영향을 정량적으로 평가하는 것으로 보통 다음과 같은 세가지 오류 형태가 고려된다.

- Type 1 오류 : 사고전 오류로서 보수, 시험 및 검·교정 후 기기나 계통을 원래 상태로 회복시키지 못한 오류로서 기기 및 계통의 기능 요구시 발견될 수 있는 오류.
- Type 2 오류 : 사고 진행과정중 사고완화를 위한 운전원 조치로서 절차서를 위반하는 조치오류.
- Type 3 오류 : 발전소를 안정상태로 가져가기 위해 고장난 기기 및 계통의 기능을 회복시키는 조치과정중의 회복실패.

선정된 운전원 조치는 정량화된 인간오류 확률값을 얻기 위하여 각 오류형태별 기본오류확률 값에 오류인자 (Error factor) 및 운전원 수행특성인자 (Performance shape factor)를 결정하여 체계적으로 분석된다.

2.1.5 신뢰도 자료분석

이 과정은 정량화 작업에 필요한 입력자료들의 수집을 통해 신뢰도모형 및 입력변수들의 추정치를 결정하는 것이다. 이에는 초기사건 발생빈도, 부품의 무작위 고장율, 작동 요구시 이용 불능 확률, 보수 및 시험에 의한 이용불능도 (unavailability) 및 공통원인고장율 등이 포함되며, 신뢰도 데이터베이스 작성과정에서의 각종 통계적 처리방법을 통해 각각이 계산된다.

2.1.6 사고추이 정량화

정량화를 위해 필수적으로 수행되는 고장수목 평가에는 보통 종합적인 분석코드가 사용되며, 각 계통의 성공기준별 정점사상에 대한 이용불능도가 산출되고 각 기본사상 및 최소단절집합 (minimal cutset)의 민감도분석 및 불확실도 분석이 수행된다. 사고추이 정량화는 노심손상이 유발된다고 결정된 각 초기사건의 모든 사고추이에 대해 각 계통/기능의 성공/실패모드를 조합하고 이를 바탕으로 한 부우리안 방정식을 생성하여 수행된다. 또한 운전원 회복조치분석을 통해 최종적인 노심손상빈도가 얻어진다.

분석에서 회복조치는 기본적으로 고장수목이나 사건수목 모델링 단계에서 수행되는 것이 아니고 각 노심손상 사고경위들에 대한 최소단절집합들을 구한 후 각각의 최소단절집합들에 대하여 분석하는 것이다. 회복조치분석은 크게 4가지 단계로 구분되어 수행된다. 분석의 첫 단계는 최소단절집합 발생시간, 포함된 기본 사상 (Basis event), 고장원

부품의 위치 등을 파악하며 아울러 회복가능한 기본사상이 존재하는 가를 파악하는 것이다. 다음 단계로 최소단절집합 발생후 노심손상까지 걸리는 시간, 회복조치에 걸리는 시간 등을 평가하여 회복조치에 가용한 시간을 결정한다. 그 다음으로 최소단절집합에다가 '주어진 시간 내에 회복조치를 취하지 못함'을 나타내는 사건을 'AND' 논리로 추가시키게 된다. 그 결과로 주어지는 최소단절집합은 초기사건후 여러 사상들이 복합적으로 발생하고 또한 그 고장들에 대한 회복조치도 성공하지 못하여 노심손상이 일어나는 것을 나타낸다. 마지막으로 가용시간, 위치, 가용한 인력 등의 여러 인자들이 고려된 회복조치 실패 확률을 평가하여 입력시킨 후 노심손상빈도를 재평가하게 된다.

2.1.7 불확실도 및 민감도 분석

이 과정은 분석결과에 포함되어 있는 불확실성을 정량화하고 이를 바탕으로 주요 가정사항의 영향에 대한 민감도를 평가하는 것이다. 불확실성의 크기는 입력자료, 분석모델 및 계산과정의 변화 가능성에 의해 달라지며, 정량적인 분석 또는 위험도에 기여하는 주요 인자 파악을 위한 정성적인 분석도 이루어진다.

그림 1에서 보듯이 불확실성분석은 PSA의 전반적인 단계에서 종합적으로 수행되며, 원전 안전성 관련 의사결정에 사용될 사항에 대해서 상세한 불확실도 전파분석이 수행된다. 불확실성의 적절한 특성화는 확률론적 결과를 이해하는 데 주요한 과정이며, 불확실성의 정량화를 통해서 그 분석의 기술현황에 대한 신뢰도가 얻어진다. 즉, 결과의 불확실도가 크면 클수록 현재의 분석기술이 많은 한계가 있음을 나타낸다고 볼 수 있다. 따라서 도출된 여러가지 핵심적인 결과들에 대한 평가, 가정사항이나 인수값의 불확실한 변화가 최종 분석결과에 미치는 영향이 평가과정에서 파악될 수 있다.

2.2 격납건물 건전성 평가방법

2단계 PSA는 1단계 PSA의 수행결과인 노심손상으로 갈 수 있는 사고전개과정과 그 각각 사고전개과정의 발생빈도 계산으로부터 원자로용기 및 격납건물 손상확률과 방식 등을 분석하고 이에 바탕을 두어 격납건물내의 방사선원황을 분석하여 외부로 누출되는 방사성 물질의 양과 그 각각의 확률을 계산하는 단계이다.

2.2.1 노심손상사고 전개과정 평가

노심손상사고의 전개과정은 일반적으로 일단의 집합군(bin)으로 묶여질 수 있다. 이는 소위 발전소손상군(Plant damage state)라 불리우며 특정 군에 속한 모든 사고전개 과정이 격납건물 사고전개과정과 방사선원 거동 측면에서 유사한 결과를 나타내도록 정의한다. 또한 격납건물 계통에 대한 분석에는 노심 손상 방지계통과 격납건물 계통간의 공통고장 형태들이 고려된다. 계통의 거동을 포함해서 사고군을 분석단계에 적용하려면 각 발전소 손상군에 적용되는

발전소내 현상학적 분석변수들을 정의하는 과정이 필요하다.

2.2.2 현상학적 모델링

격납건물 분석을 위해 관련된 물리적 거동들을 좀 더 세분화하기 위한 현상학적 격납건물 평가모델에는 정성적인 측면을 포함하여 일반적으로 다음과 같은 내용들이 포함된다.

- 가) 자연순환에 의해 노심에서 발생한 잔열이 일차계통으로 전달되어 일차계통을 구성하고 있는 구조물들의 온도가 증가되고 열 용력이 가해져서 압력차이에 의하여 일차계통이 파손되는 현상.
- 나) 진행되어 가고 있던 사고가 원자로 압력용기내에서 중지될 수 있는 지에 대한 모델링.
- 다) 노심 용융물이 원자로용기 하부로 떨어져 가는 도중에 내부에서의 증기폭발(Steam explosion)에 의하여 원자로용기 상부 덮개(Upper head)가 미사일처럼 되어 격납건물을 파손시키는 조기 격납건물 파손 방식.
- 라) 원자로 압력용기를 빠져나온 노심 용융물이 원자로공동에만 있지 않고 격납건물 대기로 방출되어 격납건물 대기와 열전달로 인하여 격납건물 압력을 급격하게 상승시키고 수소연소를 발생시킬 수 있는 격납건물 직접가열(Direct Containment Heating) 현상을 발생시킬 수 있으므로 이에 의한 압력상승량을 평가하기 위한 격납건물 대기로의 노심 용융물 방출량.
- 마) 조기 격납건물 파손과 관련한 고유의 파손방식과 관련한 모델.
- 바) 후기 격납건물 살수 재순환 가용성.
- 사) 원자로 압력용기 외부에서 노심 파편층 냉각 모델링.
- 아) 격납건물 우회사고 등 격납건물 파손시기 및 방식.
- 자) 고온의 노심 용융물이 원자로 공동으로 떨어진 후 냉각이 안되어 콘크리트와 서로 상호작용(Core-Concrete Interaction)을 일으키고 이로 인해 격납건물 하부 콘크리트가 용융 관통되는 현상.

2.2.3 격납건물 내압분석

격납건물 극한강도(Ultimate strength)에 대한 평가는 내압성능과 관련한 격납건물 건전성을 유지하는 데 필요한 모든 설비, 예컨대 격납건물 shell, 해치(hatch), 상용 출입구, 밀봉체, 관통부 및 밸브 등이 포함되며, 노심 파편의 직접 접촉효과와 격납건물 침수 시나리오에서의 격납건물의 동적 하중이 고려된다. 또한 관련된 물리적 현상을 적절히 모델링하기 위해서는 격납건물에 관한 종합적 모델을 사용하여 방사선원의 생성, 증기 불활성(inerting)의 효과, 격납건물의 기하학적 구조 및 격납건물 가압 등이 취급되어야 한다.

2.2.4 격납건물 사건수목 분석

격납건물 사건수목분석은 확률론적 안전성분석시 격납건물 해석의 핵심을 이루는 부분으로서 1단계 PSA로부터

파악된 주요 노심손상 사고추이와 격납건물 방호계통의 적절한 조합에 의하여 선정된 발전소손상군을 초기 조건으로 하여 격납건물 파손 및 방사선원 방출에 영향을 주는 격납건물 내부에서 발생가능한 주요 사고진행 과정을 체계적으로 다룰 수 있는 유용한 수단이다[3]. 이에는 격납건물 하중 및 방사선원향과 관련된 주요 현상학적 현안들을 고려하여 잠재적으로 중요성이 있는 현상을 포함한다. 주요 고려사항들은 다음과 같으며, 이 사항들의 민감도분석 등을 통해 최종 결과의 변동 여부를 분석하고 최종값 (격납건물 파손빈도)을 결정한다.

- 가) 수소 생성을 및 수소연소 가능성
- 나) 원자로용기 손상후 압력 및 온도 하중 스펙트럼
- 다) 비용축성 기체의 생성 및 노심용융물과 콘크리트간의 상호작용에 의한 하중 증가량
- 라) 격납건물 열 제거 가능성
- 마) 배기 (Venting) 가능성
- 바) 격납건물 공동 (Cavity) 부위의 범람 및 재보충 가능성
- 사) 파편냉각 가능성 (필요한 냉각수의 양)
- 아) 격납건물 파손 위치 및 크기

2.2.5 방사선원 방출 범주 (Source Term Release Category)

이 단계는 격납건물 사건수목의 최종점 (end point)들에 대한 방사선학적 영향 평가로서 소외 영향 평가 측면에서 유사한 특성, 즉 방사능 방출량 및 방출물 성분, 방출 시점 등을 가진 것들끼리 군집화하여 수행한다. 방사선원향은 중대사고 발생후 격납건물 외부의 대기로 방출된 방사선 핵종의 방출특성을 말하며, 모든 격납건물 사고전개과정이 유사한 방사선원 방출특성 및 소외 방사능 영향분석 결과를 갖는 군으로 분류된다. 이 방출특성에는 방사선 핵종 성분, 물리적 및 화학적 특성, 방출시각 및 기간이나 관련 에너지량의 평가가 포함된다.

2.3 소외 영향 평가방법

소외 영향 평가를 위한 사고결말분석은 2단계 PSA 결과인 사고 유형에 따른 사고빈도, 방사선원, 방출 열량, 방출 고도 등의 자료와 각종 부지 특성자료를 이용하여 원자력 시설의 사고로 인한 대중과 환경에 미치는 영향을 평가하는 것이다. 이에는 장·단기 사망 및 상해, 유전적 영향, 토지 또는 식수의 오염과 기타 경제적 손실이 포함된다[4].

분석 모델로서 고려되는 사항으로는 대기중 방사선 확산·이동과 피폭경로 파악 및 피폭선량 계산과 경제적 비용계산을 들 수 있다. 대기중 방사선 확산 및 이동모델에는 관련 기상자료의 통계적 처리, 초기 플룸 (flume)의 크기 추정, 플룸의 상승작용과 플룸의 확산, 이동 및 감쇄현상이 고려된다. 이로서 공기중 및 지표면 방사능 농도를 추정할 수 있다. 피폭경로 파악 및 피폭선량 계산에는 조기 및 장기 피폭의 관점에서 분류되며 방사능 물질의 농도, 선량 환산 인자, 피폭시간, 차폐인자 등과 함께 방사선이 우리 인체에 도달하는 경로를 고려하여 계산한다. 경제적 비용은 초기

보호조치 (비상대응) 및 장기 보호조치로 인한 것으로 대변할 수 있으며, 각각의 계산구간에 대하여 분석하여 합산한다. 부지의 특성, 사고 규모, 보호조치 시간 등에 따라 비용은 가변적이 되며, 원자력발전소 부지 주변의 인구·사회·경제 자료가 중요한 변수가 된다.

소외 영향 평가에는 상기 사항 외에도 보호조치의 형태, 장·단기 건강효과 등이 포함되어야 하며, 이런 모든 변수들이 적절히 고려되고 평가된 후에야 최종적인 결과로서 발전소 가동에 따른 위험도 수치가 정량적으로 평가될 수 있다.

3. 국내 원전의 분석 수행현황

국내 원전에 대해 이미 수행되었거나 수행중인 확률론적 안전성분석의 수행 내역은 표 1과 같다. 표 1에서 보듯이 가동중 원전의 경우는 1단계 PSA를 완료하였거나 이를 바탕으로 2단계 PSA를 수행하려고 계획중에 있으며, 현재 건설중인 신규 원전의 경우는 대부분 2단계 PSA를 수행중에 있다. 또한 이 결과를 바탕으로 하여 만약의 사고시를 대비한 중대사고 관리계획(Severe accident management program:SAMP)을 수립하는 과정에 있다. 2000년대 이후 건설될 예정인 향후 원전의 경우는 궁극적으로는 3단계 PSA를 수행하여야 할 것으로 판단되며 이로서 부지, 환경 영향평가 측면을 포함한 전반적인 원자력발전소 취약성 감소 방안 및 위험도 관리지침이 도출될 수 있을 것이다.

4. 확률론적 안전성분석의 활용

확률론적 안전성분석을 통해 나타난 위험도 수치를 평가하고 그 허용성을 따지는 것은 상당히 복잡한 작업을 요구하나 그 위험도의 상대적인 순위 매김을 통해 위험도 관리 전략의 확립 등에 있어 어느 정도 공통의 활용방법을 찾을 수 있다. 하지만 위험도 관리전략을 세우기 위해 분석된 원자력발전소의 노심손상빈도나 격납건물 파손빈도 등의 단위 시간당 위험도 수치는 그 활용 측면에서 종종 비용·이득분석 내지 가치·영향분석을 요구하고 있다. 한편으로는 원자력발전소의 위험도를 사회적으로 허용가능한 수준으로 맞추기 위해 1980년대 중반이후 나타난 확률론적 안전성목표 (Safety Goals) 개념은 상대적이거나 절대적인 위험도 수치의 비교 또는 평가를 통해 원자력발전소 설계, 건설 및 운전 안전성에 도움이 되는 방안을 강구하고 있다.

이런 활용방안의 하나로서 확률론적 안전성분석 연구 및 취약성 평가 결과를 토대로 하여 분석자들이 발전소 설계자와 운영자들과 협력하여 일반적으로 적용 가능한 일련의 사고관리 지침서를 작성하고자 하는 노력이 전세계적으로 강구되고 있다. 이런 사고관리계획의 확보를 통해 사고 상황에서 발생할 수 있는 각종 징후와 사고결말을 사전에 예방하거나 완화시킬 수 있는 데 도움이 될 수 있다. 이 사고관리계획을 수립하기 위해서는 기존 비상운전절차서의 검

표 1 국내 원전의 확률론적 안전성 분석 현황

호 기	분석 내용	이행 현황	비 고
고리 1,2호기 및 영광1,2호기	2단계 PSA SAMP	계획중	가동중 경수로형 원전
고리 3,4호기 및 영광3,4호기	1단계 PSA SAMP	수행 완료 계획중	가동중 경수로형 원전
원성 1호기	2단계 PSA SAMP	계획중	가동중 중수로형 원전
영광 3,4호기	2단계 PSA SAMP	수행 완료 수행중	건설중 경수로형 원전
원성 2,3,4호기	2단계 PSA SAMP	수행중	건설중 중수로형 원전
동진 3,4호기	2단계 PSA SAMP	수행중	건설중 경수로형 원전
영광 5,6호기	2단계 PSA SAMP	수행 시작	건설 예정 (경수로형)
향후 원전	3단계 PSA SAMP	-	2000년대 이후

도, 해당 원전의 운전 경험과 유사 또는 참조 발전소의 경험 조사, 비상상태시의 관리 조직, 인건 자원에 대한 훈련 및 교육 프로그램 시행, 물자 및 정보 지원 등과 같은 보다 폭넓은 관리 요소의 확보가 무엇보다 중요하다[5].

기타 측면에서 현재 고려되거나 시행중인 확률론적 안전성분석의 활용방안은 위험도에 근거한 기술지침서, 즉 허용 보수시간 및 점검주기 조정이나 주요 안전계통의 신뢰도나 노심손상빈도를 주기적으로 감시할 수 있는 위험도 재평가 방법 또는 실시간 위험도 계산 모델 구축 등이 있다. 따라서 이런 정량적이고 실시간적인 발전소 안전성 예측을 바탕으로 원자력발전소에 대한 규제는 초기의 보수적이고 결정론적인 방법에서 점차 실제적이고 위험도에 근거한 방법으로 옮겨가는 경향을 보이고 있다. 하지만 한편으로는 확률론적 안전성분석 결과에 존재하는 불확실성이 분석자의 기술적인 판단에 의하여 영향을 받을 소지가 많이 남아 있기 때문에 현재 상태는 결정론적이고 보수적인 기술기준에 대한 보완수단으로 사용되고 있는 것이 현실이다.

5. 결 론

원자력 안전성을 향상하고자 하는 노력의 일환으로 수행되어 온 확률론적 안전성분석 방법을 전반적으로 고찰하고

이를 바탕으로 한 활용방안의 현황 파악을 통해 현재 제시되고 있는 원자력발전소의 위험도 평가방안을 소개하였다.

제시된 원자력발전소에 대한 확률론적 안전성분석의 세 가지 분석단계의 수행방법은 사실상 기존의 신뢰도분석 방법과 국제적인 중대사고 현상연구 등을 통해 얻어진 원자로 내·외부 실험자료에 바탕을 둔 것이며, 미국 TMI사고 이후 약 30년의 기간동안 수행방법론 개발에 많은 진전이 이루어진 결과이다. 한편 원자력 안전성의 궁극적인 목적인 노심 보호, 격납건물 건전성 완비 및 대중의 안전성 확보를 위해서는 세부적인 모델링 개발에 있어서 별도의 노력이 국내외 많은 연구, 규제기관에서 추진되어 왔다.

중대사고 대처 능력을 확보하고 취약성 평가결과를 활용하고자 하는 사고관리계획 등의 연구개발 과정을 통해 나타난 원자력발전소 신뢰성 향상 및 위험도 감소 방법의 적용 노력이 원자력 안전성 증진에 기여하는 면은 점차 커지고 있으며, 현존하는 각종 확률론적 안전성분석의 약점들, 즉 모델의 불확실성, 인간 신뢰도 정량화의 어려움 등은 이런 지속적인 연구개발을 통해 보완될 수 있다고 본다.

참 고 문 헌

- [1] 유건중외, 확률론적안전성분석 기법, 원자력학회지, 제19권, 제2호, p.135-148, 1987. 6.
- [2] M. Modarres, What Every Engineer should Know about Reliability and Risk Analysis, Marcel Dekker, Inc., 1993.
- [3] 안광일의, 격납건물 사건수목 분석방법론에 대한 고찰, 원자력학회지, 제26권, 제4호, p.611-626, 1994. 12.
- [4] 이종인 외, 원자력발전소 중대사고평가 기술개발, KINS/GR-076, 한국원자력안전기술원/과학기술처, 1994. 7.
- [5] 이종인, 중대사고관리계획에 대한 고찰, 원자력학회지, 제23권, 제2호, p.254-266, 1991. 6.

저 자 소 개



이종인(李鍾仁)

1952년 8월 11일생, 1976년 한양대 공대 원자력공학과 졸업, 1978년 한국원자력연구소 연구원, 1983년 미국 BNL 연구소 연구원(중대사고/PSA.), 1985년 한양대 공대 원자력공학과 졸업(공학), 현재 원자력안전기술원 안전심사부 안전해석그룹장.