

액체금속로 KALIMER를 위한 확률론적 안전성 해석 방법론에 관한 연구 The Methodology on Probabilistic Safety Assessment for KALIMER

정관성, 양준언, 이용범, 장원표, 한도희
한국원자력연구소, 대전시 유성구 덕진동 150

Abstract

한국원자력연구소에서 개발중인 액체금속로인 KALIMER는 경수로나 중수로와 근본적으로 설계가 상이하므로 PSA 방법에 대한 새로운 접근방법을 개발해야 한다. 액체금속로 KALIMER에 대한 확률론적 안전성 평가 방법 (PSA, Probabilistic Safety Assessment) 관련 연구는 초기 사건의 도출 및 빈도 계산 방법과 주요 계통의 신뢰성 예비 평가에 대한 것이다. 초기 사건이란 원전에 과도 현상을 유발하여 발전소 정지를 초래하는 모든 비정상 사건을 의미하는 것으로 PSA에서 사건 수목을 구성하는 데 기본이 되는 정보이다. 액체금속로는 기존의 경수로 및 중수로와는 전혀 다른 설계를 갖고 있으므로, 액체금속로 특유의 초기 사건을 도출하는 방법 및 이들 초기 사건의 빈도를 계산하는 방법에 대한 연구를 수행하였다.

KALIMER 주요 계통의 신뢰성 예비 평가를 수행하기 위하여 확률론적 안전성 평가에서 계통분석기법으로 널리 이용되는 고장수목분석의 절차와 방법에 대한 방법론을 선정하여 PSA 방법론을 개발하였다.

1. 서론

원자력 발전소에 대한 확률론적 안전성 평가 (Probabilistic Safety Assessment, PSA)를 통해 원전의 안전 관련 사항에 대한 많은 중요한 정보를 얻을 수 있으므로, PSA는 운전단계 뿐만 아니라 설계 단계에서도 원전의 안전성 평가 도구로 널리 사용하고 있다.

한국원자력연구소에서 개발중인 액체금속로인 KALIMER는 경수로나 중수로와 근본적으로 설계가 상이하므로 PSA 방법에 대한 새로운 접근방법을 개발해야 한다.

KALIMER의 기본설계 개념이 미국 GE에서 개발한 PRISM 발전소와 유사하므로 본 논문에서는 KALIMER PSA 방법 개발을 위하여 PRISM PSA 방법을 조사 분석하였다.

본 연구에서는 확률론적 안전성 분석을 수행하기 위하여 필요한 주요 업무인 초기 사건 빈도 평가 방법을 설정하였다. 그리고 한국원자력연구소에서 개발중인 액체금속로 KALIMER의 고유 특성인 피동 계통에 대한 신뢰도 분석 방법도 개발하였다.

2. KALIMER PSA를 위한 권고 사항

KALIMER의 설계 개념이 GE에서 개발한 PRISM 발전소와 유사하므로, KALIMER PSA 방법의 개발을 위하여 먼저 PRISM 발전소의 PSA 방법론을 분석하였다.

PRISM PSA 방법은 기본적으로 다음과 5가지 과정으로 이루어져 있다.

(1) 초기사건의 도출

Master Logic Diagram의 사용이 초기 사건을 체계적으로 도출하는 유용한 방법이 될 것으로 보인다. 초기 사건은 원자력 발전소의 설계에 의존하고 있기 때문에 PRISM PSA에서 도출된 초기 사건 들은 경수로/중수로 PSA와 비교해 볼 때, 'RVACS Blockage' 등과 같은 몇 개의 독특한 초기 사건들로 구성된다.

(2) 계통 사건 수목의 구축

PRISM PSA에서 사용되는 계통 사건 수목의 개념은 경수로/중수로 PSA의 계통 사건 수목과 유사하다. PRISM PSA에서는 계통 사건 수목의 종결 상태

에 대해 23개의 사고 유형이 정의 되어 있다.

(3) 노심 반응 사건 수목의 구축

노심 반응 사건 수목을 이용하여, 계통 사건 수목의 23개 사고유형이 노심의 반응 상태에 따라 12개의 노심 손상 범주로 나누어진다.

KALIMER PSA에 노심 반응 사건 수목과 같은 동일한 개념을 사용하려면, KALIMER PSA를 위한 노심 반응 사건 수목을 구축하기 위해서 다음과 같은 점을 고려해야 한다:사건 조건 하에서의 용융 노심 거동은 PRISM 발전소와 KALIMER 발전소 사이의 핵연료 재료 차이로 인해 서로 다른 면을 보일 수 있다. PRISM 노심은 I-Pu-Zr 금속 연료를 사용한다. KALIMER 노심은 Na-U235-U238을 사용하고 있다. 이러한 연료 재료의 차이는 서로 다른 용융 온도와 핵분열 생성물이 초래될 수 있을 뿐만 아니라, 사고 후 서로 다른 노심 거동을 나타내게 된다.

(4) 격납용기 반응 사건 수목의 구축

격납용기 반응 사건 수목의 개념은 기본적으로 경수로/중수로 PSA의 격납용기 사건 수목과 동일하다. 격납용기 반응 사건 수목은 노심 파편의 거동, 원자로 용기 파손, 나트륨 기체화와 같은 물리적인 현상을 모델한다. 그러나, 원자로형의 설계 차이로 인해서 격납용기 반응사건 수목은 살수나 수소 점화기 등과 같은 안전 계통의 작동을 모델하기 위해 발전소 손상군 사건 수목을 작성한다. 이 이후에 물리적 현상을 모델하는 격납용기 사건 수목을 구축한다. 그러나, 원자로형의 설계 차이로 인하여 PRISM PSA에는 발전소 손상군 사건 수목이 없다. KALIMER 격납용기의 설계가 PRISM 발전소와 유사하므로, PRISM PSA 격납용기 반응 사건 수목의 접근 방식을 KALIMER PSA에 그대로 사용하였다.

(5) 방출 영향과 위해도 평가

방출 영향과 위해도 평가와 관련된 분석 절차는 원자로의 설계와는 독립적인 부분이므로, 사고 영향을 평가하는 데 있어서는 큰 차이가 없다. 다만 차이가 있다면 부지 주변의 인구 분포나 기상 자료와 같은 부지 특성에서 차이가 있을 것이다. 지진의 발생은 부지의 지질학적인 특성에 의존한다. PRISM PSA의 노심 손상 빈도에 기여하는 주요 인자가 대형 지진 (>0.825g)으로 파악되므로, 지진 사건을 적절하게 평가하기 위하여 부지의 지질학적 특성을 분석하여 KALIMER PSA에 반영시킬 수 있도록 하였다.

단계	위해도 모델 구성 요소	PRISM PSA	경수로/중수로 PSA	KALIMER PSA
1 단계	초기 사건	고장 수목분석 이용률 분석	MLD 과거 PSA 검토	MLD 과거 PSA 검토
	계통 사건 수목	고장/사건 수목분석 신뢰도 불복도 수학적 이용률 모델 취약도 분석 중속성 분석	고장/사건 수목분석 공동원인 고장분석 인간오류분석 취약도 분석	고장/사건 수목분석 공동원인 고장분석 인간오류분석 취약도 분석
2 단계	노심 반응 사건 수목	사건 수목분석 사고에 따른 열변화 변수 평가 반응도 값 및 변화율의 경계 분석	해당 사항 없음	사건 수목분석 사고에 따른 열변화 변수 평가 반응도 값 및 변화율의 경계 분석
	격납용기 반응 사건 수목	열수력 분석 경계 분석	사건 수목분석 사고에 따른 열변화 변수 평가	사건 수목분석 사고에 따른 열변화 변수 평가 경계 분석
3 단계	방출 영향 분석	노심 용량 및 방출 비율 개인 및 사회 위해도 분석		

표 1 PSA의 절차 비교

3. 초기사건 빈도 평가 방법 개발

PSA에서 초기 사건이란 사고 진행의 시작점을 말한다. 여기서 사고란 원전에서 원자로 보호 계통의 작동을 요구하거나 혹은 이상 신호등으로 제어봉이 삽입되는 경우 등을 의미한다. PSA의 사고 경위 모델링에 있어 중요한 점의 하나는 발생 가능한 한 모든 사고 경위를 모델링하고 분석해야 한다는 점이다. 그러나 발전소에서의 발생 가능한 모든 사고 경위를 모델링하여 분석하는 것은 그 수가 너무 많게 되므로 현실적으로 불가능한 일이다. 따라서 사고 경위 모델링에 있어 가능한 한 모든 사고 경위를 포함하면서도 전체 업무량도 감소시킬 수 있도록 체계적인 초기 사건의 정의 및 식별 과정을 통하여 실제 PSA에서 분석을 수행하여야 할 초기 사건을 선정하였다.

KALIMER PSA 초기 사건의 선정을 위하여 다음 3가지의 방법을 사용하였다.

(1) 경험적 평가

경험적 평가 방법은 과거에 검토 대상 발전소나 타 발전소에서 발생하였던 사고 또는 유사한 설계로 이루어진 타 발전소의 PSA 보고서에 나타난 초기사건들을 평가하여 검토 대상 발전소에서 발생 가능한 초기 사건을 도출하는 것이다.

(2) 논리적 평가

논리적 평가 방법은 계통의 고장 원인을 분석 시에 사용하는 고장수목의 논리적 모델을 다량의 방사능 누출 등과 같은 발전소 안전성 관점에서의 정점 사건에 적용하여 여러 단계를 거쳐 논리적으로 초기 사건을 도출하는 방법이다.

Function)으로 분류하였으며, Level 5에서는 Level 4의 안전 기능으로부터 각각의 초기 사건을 도출하였다.

Level 4의 분류를 위하여 사용된 안전 기능이란 원전 내의 에너지원과 방사선 사고를 관리하는데 요구되는 기능들을 의미한다. 안전 기능의 개념은 초기 사건의 선정과 사고추이 규명의 기준으로서 사용된다. 일반적으로 안전 기능은 노심 용융 방지, 격납건물 파손 방지 및 방사성 물질 방출의 최소화 등을 의미한다. 이러한 안전 기능은 자동 혹은 수동으로 작동하는 여러 계통들과 원자로 고유의 부반응도 등으로 달성된다.

안전 기능의 정의는 초기 사건의 그룹화에 사용되는 사전 기준을 제공하며, 또한 각 초기 사건에 대한 여러 계통의 반응과 계통간의 상호작용에 대한 정보를 제공한다. 일반적으로 안전 기능은 발전소 형태, 계통 설계, 계통 반응 시간 및 분석자의 기호 등에 따라 여러 가지 방법으로 정의될 수 있다. 또한 안전 기능은 초기 사건에 따라 다르게 정의될 수 있다. 예를 들면 원자로 냉각재 계통의 냉각재 유지기능은 대부분의 과도사건에서는 원자로 냉각재 계통의 건전성(Integrity) 유지가 필요하나 냉각재 상실사고에서는 보충수의 공급이 필요하다.

초기 사건의 도출을 위한 논리적 평가를 수행할 때 정점 사건과 초기 사건 도출까지의 단계가 항상 일정한 것은 아니다. 어떤 경우에는 중간 단계를 생략하고 반응도 제어, 노심열 제거 등과 같은 안전 기능을 정점 사건으로 취하기도 한다. 또한 정점 사건의 종류나 분류방법에 따라 다른 명칭을 부여하고 있다. 예를 들면 Seabrook 발전소 PSA 보고서에서는 "발전소 열평형 고장수목 (Plant Energy Balance Fault Tree)" 이라 하여 발전소에서의 생성열과 제거 열간의 불평형을 정점 사건으로 하며 논리적 모델을 세워 추가적으로 초기 사건을 도출하였고 만산발전소 PSA 보고서에서는 "초기 사건 결정을 위한 계층 구조 (Hierarchical Structure for Determining Initiating Event)"라 하여 "원자로정지"를 정점 사건으로 하는 논리적 모델을 세워 초기 사건을 도출하였다.

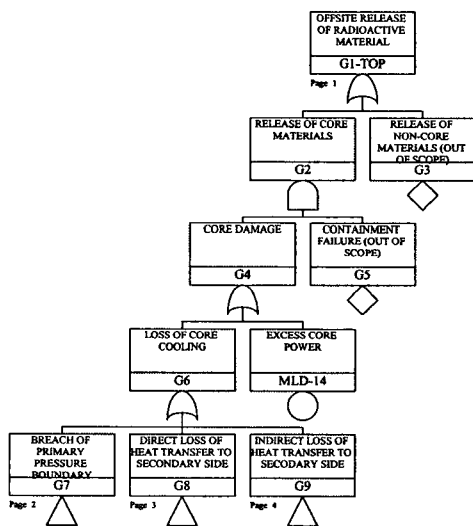


그림 1 Master Logic Diagram

PRA Procedure Guide에서는 정점 사건을 "Excessive Offsite Release"로 정의하여 모델을 세웠으며 이를 "주 논리도 (Master Logic Diagram; MLD)" 라 명명하였다. 그림 1에서 보는 바와 같이 Level 2에서는 방사능 누출 경로를 직접 및 간접으로 분류하였고 Level 3에서는 방사능 장벽을 노심 손상, 일차측 압력 경계파손 및 격납건물 파손 등으로 분류하였다. Level 4에서는 원전의 안전 기능 (Safety

(3) 고장모드 효과분석

초기 사건의 도출을 위한 또 하나의 방법으로 고장 모드 효과 분석 (Failure Mode and

Effects Analysis; FMEA)이 있다. FMEA는 발전소의 하부 계통 즉 전기공급 계통, 계측 설비 등과 같은 보조 계통 등에 주된 관심을 두고 이들의 고장으로 인한 영향을 정성적으로 (필요시 정량적) 분석하여 기점-상향식 (Bottom-Up)으로 초기 사건을 도출하는 것이다. FMEA는 초기 사건을 도출하는 것 이외에도 주요 계통이나 안전 기능간의 상호작용 및 일반적으로 파악이 어려운 보조 계통 (Support System)들 사이 혹은 보조 계통과 1차 안전 계통 사이의 상호 작용 등에 대하여 쉽게 파악할 수 있도록 하여 준다.

논리적 방법을 통하여 초기 사건을 도출함에 있어 최종적으로 다음과 같은 결과물을 얻게 된다.

- 각 초기 사건에 따른 안전 기능과 1차 안전 계통의 안전 기능 및 계통상호 연관성
- 1차 안전 계통의 목록
- 보조 계통의 목록
- 1차 안전 계통과 보조 계통간의 종속성표
- 보조 계통간의 종속성표

위의 분석 과정에서 확인된 계통들은 추후 PSA의 사고 경위 분석 및 계통 분석 과정에서 분석되어야 한다.

위에 기술된 방법을 통하여 일단 예비 초기 사건이 도출되면, 예비 목록에 있는 초기 사건들 중 해당 발전소의 설계 특성에 따라 분석대상에서 제외될 수 있는 초기 사건들은 삭제하고, 나머지 예비 초기 사건에 대하여 발전소의 거동과 원자료를 안전하게 정지시키기 위하여 필요한 안전 계통의 기능적 대응에 기초하여 유사한 양상을 보이는 초기 사건들은 그룹화하는 것이 필요하다.

이와 같은 그룹화는 모든 초기 사건에 대하여 각각의 사건수목을 작성하는데 소요되는 시간과 노력을 절약하기 위한 것이다. 즉, 필요 안전 기능이 비슷한 초기 사건들을 한 개의 그룹으로 하고 각 그룹에 대하여 하나의 사건수목만을 작성하면 적은 수효의 사건 수목을 작성하더라도 모든 초기 사건에 대한 사고 경위 분석이 가능하다. 이와 같은 그룹화 과정을 거친 가압경수로 PSA 초기 사건의 예가 표 3에 나와 있다.

일단 초기 사건이 선정되면 각 초기 사건의 발생 빈도를 평가하여야 한다. 초기 사건의 빈

도를 평가하는 방법은 일반적으로 다음과 같은 2가지 방법이 사용된다.

가. 경험 자료 사용 방법

경험 자료 사용 방법은 과거의 운전 경험으로부터 유사한 사건이 많은 발생한 경우 이들 사건의 발생 빈도를 통계적으로 평가하여 이를 해당 초기 사건의 발생 빈도로 사용하는 방법이다.

그러나 과거에 발생 빈도가 많지 않았던 사건의 빈도를 평가하기 위하여서는 카이스퀘어 평가 방법이라는 통계적 방법을 사용한다. 카이스퀘어 평가 방법에서는 T 를 총 관측시간, n 을 발생한 사건 수라고 할 때 다음과 같이 초기 사건의 빈도를 계산하게 된다.

- (1) 사건 발생간격이 지수분포를 따를 때, 평균 발생간격의 MLE(Maximum Likelihood Estimator)는 다음과 같이 계산된다.

$$\hat{\theta} = T/n$$

따라서 발생률의 MLE는 $\hat{\lambda} = 1/\hat{\theta} = n/T$

※ $n=0$ 인 경우에는 MLE 대신에 근사적으로 다음과 같은 추정치를 이용한다.

$$\lambda = \frac{\chi_{0.5}^2(2n+1)}{2T}$$

- (2) 사건 발생간격이 지수분포를 따를 때, 평균 발생간격의 90% 신뢰구간은 다음과 같이 계산된다.

$$\left[\frac{2T}{\chi_{0.95}^2(2n+1)}, \frac{2T}{\chi_{0.05}^2(2n+1)} \right] \text{ 즉,}$$

$$\Pr \left[\frac{2T}{\chi_{0.95}^2(2n+1)} \leq \theta \leq \frac{2T}{\chi_{0.05}^2(2n+1)} \right] = 0.9$$

발생률 $\lambda = 1/\theta$ 이므로, 사건 발생률의 90% 신뢰구간은 다음과 같이 주어진다.

$$\left[\frac{\chi_{0.05}^2(2n+1)}{2T}, \frac{\chi_{0.95}^2(2n+1)}{2T} \right]$$

나. 고장 수목 분석 방법

고장 수목 분석 방법은 초기 사건의 빈도 정량화에 경험 자료의 사용이 어려운 경우에 사

용하는 방법이다. 초기 사건이란 일반적으로 정상 가동 중 이용되는 계통에서 이상이 발생하여 원인에 과도 현상을 유발하는 것이라고 할 수 있다. 그러나 계통에 따라 거의 고장이 발생하지 않는 경우가 많으며 이런 경우 계통의 복잡성을 고려하지 않고 단순히 통계적 방법만으로 빈도를 도출해 내는 데에는 문제점이 있다.

따라서, 고장 수목 분석 방법은 이와 같은 경우 해당 계통의 이용불능도를 계산하기 위해 작성된 고장 수목을 이용하여 그 계통에서 고장이 발생할 수 있는 빈도를 추정하는 방법이다. 계통의 이용불능도를 계산하기 위한 고장 수목을 초기 사건 빈도 계산용으로 수정하기 위하여서는 일반적으로 다음과 같은 절차를 따른다.

- (1) Initiator와 Enabler의 구분
- (2) 고장 수목의 변경
- (3) 기본 사건 (Basic Event) 값의 변경
- (4) 초기 사건 빈도 정량화

여기서 Initiator란 직접적으로 계통의 고장을 유발할 수 있는 기기의 고장을 의미한다. 예를 들어 가동 중인 기기의 고장은 바로 계통의 고장을 유발할 수 있으므로 Initiator로 구분된다. 반면에 Enabler란 그 기기 자체의 고장이 바로 계통의 고장을 유발하는 것은 아니지만 Initiator와 동시에 발생할 때 계통의 고장을 유발하는 기기의 고장을 의미한다. 예를 들어 2계열로 이루어진 계통에서 정상 운전 중에 1계열은 가동 중이며 다른 1계열은 대기 중이라면 가동 중인 계열의 기기는 Initiator로 구분되며, 대기 중인 계열의 기기는 Enabler로 구분된다.

이 이외에 Initiator와 Enabler로 동시에 작용하는 기기도 있다. 예를 들어 2계열로 이루어진 계통에서 2계열이 동시에 가동 중인 경우 각 계열의 기기는 자체가 고장을 일으키는 경우는 Initiator로 다른 계열의 기기가 고장을 일으키는 경우는 Enabler로 작용하게 된다. 이 경우에는 모든 계열의 기기가 Initiator인 동시에 Enabler (Initiator/Enabler)의 역할을 하게 된다.

이용불능도를 계산하기 위한 고장 수목을 초기 사건 빈도용으로 수정하기 위하여서는 일반적으로 다음과 같은 절차를 따른다. 먼저 일단 기존의 고장 수목의 기본 사건을 그 특성에 따라 Initiator, Enabler 및 Initiator/Enabler로 구

분한다. 이후 고장 수목으로부터 이용불능도가 아니라 고장 빈도를 산출하기 위하여 고장 수목의 기본 사건의 값을 수정하여야 한다. 이를 위하여 Initiator로 구분된 모든 기본 사건은 확률값 대신에 연간 고장 발생률을 사용하게 된다. 반면에 Enabler로 구분된 모든 사건은 임무 수행 시간 (Mission Time)을 평균 고장 수리 시간 (Mean Time To Repair, MTTR)으로 대체하게 된다.

이와 같은 고장 수목을 이 계열에서 발생하는 초기 사건 빈도를 계산하기 위하여 수정을 하는 절차는 다음과 같다. 먼저 Initiator와 Enabler를 구분하면 가동 중 기기는 Initiator가 되며 대기 중 기기는 Enabler가 된다. 이 때 가동 중 기기로부터의 연간 고장 발생률을 계산하기 위하여 가동 중 기기의 임무 수행 시간을 1년으로 변경한다. 따라서 이때 FR 기본 사건의 값은 가동 중 기기가 연간 고장을 일으킬 빈도가 된다. 다음에는 Enabler의 가동 실패 확률을 계산하기 위하여 이 기기의 MTTR을 72시간으로 가정하여 시험 주기를 대체하여 입력한다. 이와 같이 하여 얻어지는 $3.13E-3/yr$ 가 이 계통에서 고장이 발생할 연간 빈도 즉 이 계통의 고장에 따른 초기 사건의 발생 빈도가 된다.

현재 액체금속로의 운전 경험이 거의 없는 상태이므로 위의 두 가지 초기 사건 빈도 평가 방법 중 액체금속로의 초기 사건 빈도 평가에 사용 가능한 방법은 고장 수목을 사용하는 방법을 설정하였다.

4. 피동 계통 신뢰도 분석 방법 개발

피동 계통의 신뢰성 평가 방법에 대한 연구는 세계적으로 별로 활발하지 않은 편이다. 이는 기존 발전소의 안전성이 일반적으로 능동 기기에 의존하므로 이들 원전에 대한 PSA가 피동 계통에 의한 고장보다는 주로 능동 기기의 고장 확률을 평가하는 데 초점을 맞추어 왔기 때문이며 이후 피동 계통이 도입된 PRISM 발전소, ALWR (Advanced LWR) 등 신형 발전소의 건설이 세계적으로 이루어지지 않고 있기 때문이다. 다만, 근래에 들어 핀란드에서 피동 계통의 신뢰성 평가를 위한 연구를 시작하려 하고 있다. 따라서, 아직 피동 계통의 신뢰성 평가 방법은 명확히 정립된 바가 없으며 다양한 접근 방법이 연구 수준에서

이루어지고 있는 형편이다. 본 논문서는 여러 피동 계통 신뢰성 분석 방법 중 가장 연구가 많이 이루어진 분석 방법인 Sandia National Lab.(SNL)의 “ALWR의 피동계통 평가를 위한 방법의 개발 및 적용 프로그램”을 선정/검토하였다 [Hake, 1992].

PRISM 발전소, ALWR 등 신형로들은 안전 기능의 수행을 위해 능동 계통들보다는 피동 계통들에 의존하도록 되어 있다. 이런 경우 비록 현재 운전 중인 발전소의 능동 계통들에 비해 피동 계통들의 다중성은 감소되지만 피동 계통의 도입은 이들에 대한 높은 신뢰도 기대치로 인해 전체적인 발전소의 안전성을 향상시키는 결과를 가져온다. SNL은 이러한 피동 계통의 도입을 평가하기 위한 목적으로 PSA 분석에 포함되는 ALWR의 피동형 안전 특징들에 대한 신뢰도를 평가하기 위한 연구를 수행하였다.

기존의 PSA 방법은 피동 계통의 신뢰도 분석에서 기기 고장 분석 측면에 대해서는 직접 사용할 수 있지만 피동 계통 운전에는 포함되는 자연 현상의 불확실성을 설명하기 위해서는 추가적인 접근방법이 요구된다. 이것은 근본적으로 피동 계통들에 대한 성공 기준 (Success Criteria)의 불확실성에 기인한다. 즉, 주어진 기기의 적절한 기능 수행 (개방 및 폐쇄가 요구 경우 밸브의 동작)에 대해 유체의 구동력 또는 노심 손상 방지를 위해 필요한 열제거 기능을 제공하는 자연 현상들 (자연순환, Gravity induced Flow, Evaporative Cooling 등)에 대한 확실도 (Degree of Certainty)를 평가할 수 있는 평가척도가 필요하다. 이 확실도는 열전도 계수나 마찰 계수 등과 같이 관심 있는 현상과 관련된 변수들에 포함된 불확실도 (Degree of Uncertainty)에서 유도될 수 있다. 또한 냉각재 상실 사고에 대한 파열 부위이나 열수력학적 모델에 포함된 불확실성 등을 포함하는 초기 및 경계 조건들에 대한 추가적인 고려도 필요하다.

피동형 안전 계통 신뢰도의 정량화는 운전 경험의 부족과 물리적 현상에 포함되는 불확실성으로 인해 능동형 계통처럼 직접적으로 계산하기 어렵다. 따라서 계통 신뢰도 평가를 위해 제안된 현재 방법들의 적합성에 대한 검토가 필수적이며 필요에 따라 대안이 제시되어야 한다.

(1) 피동 계통의 신뢰도 분석 방법

SNL에서 수행된 피동 계통 신뢰도 분석 방법 개발은 다음과 같은 3 단계 (Phase)로 구성되어 있다: ①방법론 개발 및 기기 고장의 정량화, ②자연 현상 평가 방법론 실증 및 ③피동 계통 신뢰도(평

가) 방법 구현.

Phase 1에서 개발된 방법은 다시 (1a) 현재 사용 중인 PSA 기법들이 기기 고장의 정량화에 적합한지 그리고 (1b) 자연 현상 평가를 위해 새롭게 요구되는 측면은 무엇인지와 같은 두 부분으로 나누어 수행되었다. 자연 현상 평가 부분은 다시 개발된 방법의 장점 및 발견된 문제점을 검증하기 위해 실증 단계 (Phase 2)를 일부 포함하였다. Phase 2의 검증이 성공적으로 완료된 후 피동 계통의 실제적 신뢰도 분석이 Phase 3에 포함된다.

방법론의 개발에 있어서 그 목적은 NUREG-1150 (1990) 방법들과 같은 현존하는 PSA 기법을 최대한 사용하는 것이었다. 또한 개량형 원자로의 분석을 위해 제안되거나 적용된 모든 유용한 방법을 찾기 위한 문헌 조사로부터 방법론 개발은 출발하였다. 이러한 문헌 조사 결과 피동형 원자로 설계에 대한 거의 모든 과거의 연구들은 피동형 계통 고장의 기기 고장 관점만을 주로 다룬 것으로 판명되었다. 그러나 한 연구에서는 분석 코드를 통해 불확실성의 전파에 의한 개량형 액체금속로의 고유 정지 과정 (Inherent Shutdown Process)에 포함된 불확실성을 정량적으로 설명하였다 [Mueller et al., 1990]. SNL에서 개발된 방법도 이와 유사한 접근을 취하고 있다.

(2) 1 단계- 계통 수준의 정성적 분석

계통 수준의 정성적 분석은 분석하고자 하는 피동 계통들 및 그들의 구동력에 관련된 자연 현상들에 대한 이해를 증진시키는데 그 목적이 있다. 또한 피동 계통의 대략적인 우선 순위를 계통 고장과 관련된 자연 현상의 불확실성에 대한 예상 중요도를 바탕으로 선정하였다. 이렇게 일차적으로 선별된 계통의 우선 순위는 4단계에서 수행될 자연 현상 평가의 상세 분석에도 사용된다. 이러한 계통의 우선 순위 결정은 자연 현상 평가에 많은 자원이 소요되므로 이의 효율적 활용을 위하여 필요한 사항이다.

계통 수준의 평가는 밸브나 탱크와 같이 각 피동 계통 내에서 반드시 운전되어야 하는 기기들의 조사로부터 시작된다. 우선, 기기 고장만을 고려한 계통 고장 확률의 대략적인 정량 평가를 위해 기기 고장에 대한 상위 수준의 고장 수목을 구성한다. 이후 분석되어야 하는 피동 계통들의 형태를 조사하여 그들의 기동에 관련되는 자연 현상들을 파악한다. 이러한 자연 현상으로는 중력, 가스 압력 등과 같은 대안적인 구동력이나 자연 순환 또는 복사 냉각과 같은 열 교

환 현상에 관련된 것들이 포함될 수 있다.

(3) 2 단계 - 경위 수준의 기기 고장 정량화

이 단계에서는 NUREG-1150의 PSA 방법이 사용되었고 다음의 4가지 작업이 수행된다.

- 사건 수목 개발
- 고장 수목 모델 개발
- 자료, 공통원인 및 인간 신뢰도 분석
- Base case에 대한 노심 손상 빈도 정량화

사건 수목은 사건 유발자 (Accident Initiator)에 대해 특정한 기능을 수행하기 위해 사용되는 계통들을 기술한다. 고장 수목 모델은 모든 보조 계통들을 포함하여 관심 있는 계통에 대한 기기 고장을 표현하기 위해 구성된다. 사건 및 고장 수목 개발에 있어서 시공자의 예비 분석 등을 근거로 성공 기준의 "base case"들이 가정되었다.

과거의 PSA 및 현존하는 신뢰도 데이터베이스에서 얻어진 고장 자료들은 기기 고장의 기본 사건에 적용된다. 개량형 원자로의 설계 및 현재 운전 중인 발전소에 포함된 기기들은 서로 유사하기 때문에 현재 운전 중인 발전소 자료들은 일반적으로 적용이 가능하다. 이들 중 기기의 사용이나 계통 안전 분류 (안전 등급과 비안전 등급) 등과 같이 사용 분야가 서로 틀린 자료들은 제외한다. 또한 시공자의 시험 자료, ALWR URD [EPRI, 1990] 및 전문가 판단 등도 사용 가능한 자료로 활용될 수 있다.

자료 분석 작업은 인간 신뢰도 분석 및 공통 원인 고장 분석을 포함하였다. 인간 신뢰도 분석의 경우 개량형 설계에 대한 운전 절차서나 운전 경험이 부족하기 때문에 많은 가정들이 필요하다. 고장 및 사건 수목이 완성되고 데이터베이스가 구축된 후 "base case"에 대한 기능적 노심 손상 빈도의 정량화가 수행되었다. 이 결과는 3 단계의 추후 비교에 대한 기준으로 사용되었다. 또한 이 작업의 모델 및 결과는 4 단계 (자연 현상 평가)의 결과와 종합되어 기기 고장과 자연 현상의 불확실성을 모두 고려한 피동 계통 신뢰도의 전체적인 평가척도로 사용된다.

(4) 3 단계 - 성공 기준의 중요성 평가를 위한 민감도 분석

이 단계의 주 관심사는 피동 계통 운전이 영향을 주는 자연 현상에 포함된 불확실성의 분석이다. 이것은 앞에서 언급한 바와 같이 사고에 대응하기 위해 필요한 많은 계통들에 대한 성공 기준의 불확실성을

의미한다. 한가지 예로서 피동 계통의 기기가 계통의 base case에 대한 성공 기준에 따라 적절히 기동된 경우 (즉 적절한 밸브들의 조합을 통해 계통의 상태가 바뀐 경우)를 들 수 있다. 그럼에도 불구하고 계통에 포함된 자연 현상의 불확실성으로 인해 적절한 유체 흐름이 생성되지 않거나 열제거가 이루어지지 않는다면 좀 더 제한적인 성공 기준들이 적용되어야 한다.

(5) 4 단계 - 자연 현상 평가

피동 계통의 신뢰도 정량화에 자연 현상의 불확실성을 포함시키기 위해서는 피동 계통의 운전을 포함하는 사고 경위를 선택한 후 선택된 사고 경위를 열수력학적 모델을 사용해 분석하여야 한다. 여기에서 관심 있는 피동 계통에 대해 성공적인 기기 기능을 지시하는 경위만이 분석될 것이다. 즉 관심이 있는 사항은 자연 현상의 불확실성으로 인해 전체적인 노심 손상 빈도가 부정적 영향을 받는 상황에만 국한된다. 여기에서 비록 기계적인 기기들의 동작이 가정된 계통의 성공 기준을 만족했다 하더라도 열전달 계수 등과 같은 변수들의 불확실성으로 인해 부적절한 피동 계통의 열제거나 부족한 유량이 유발될 수 있다. 따라서 좀 더 정확한 확실도를 가지면서 제한된 일련의 성공 기준들이 적용되어야 한다.

(6) 5 단계 - 전체 노심 손상 빈도의 계산 및 현재 발전소와의 비교

이 단계에서는 사고 완화 기능을 수행하는 계통들의 전체적인 신뢰도의 추정을 위해 2 단계 및 4 단계의 결과들을 조합하게 된다. 5 단계의 결과는 노심 및 격납용기 열제거 과정 모두에 대해 기기 고장 및 자연 현상의 불확실성이 고려된 피동 계통 고장 확률의 완전한 분포이다. 이 결과는 현재 운전 중인 원전에 대한 PSA를 통해서 얻어진 값들과 비교될 수도 있다.

5. 결론

본 논문에서는 먼저 경험적 평가, 논리적 평가 및 고장 모드 효과 분석과 같은 초기 사건 도출 방법을 검토하여 현재의 조건에서 액체급속도 PSA를 수행하기 위하여 가장 적절한 초기 사건 도출 방법이 무엇인지를 결정하였다.

기존의 초기 사건 빈도 평가 방법 중 경험 자료를 사용하는 방법은 과거의 운전 경험으로

부터 유사한 사건이 많은 발생한 경우에 이들 사건의 발생 빈도를 통계적으로 평가하여 이를 해당 초기 사건의 발생 빈도로 사용하는 방법이나 현재 액체금속로의 운전 경험이 매우 적으므로 액체금속로 PSA에 적용하기에는 어려움이 있는 것으로 판단된다. 고장 수목 분석 방법은 경험 자료의 사용이 어려운 경우에 사용하는 방법으로 대상 기기/시스템의 이용불능도를 계산하기 위한 고장 수목을 수정하여 이용 불능도 대신 해당 기기/시스템의 고장 빈도를 추정하는 방법이다. 전 세계적으로 액체금속로의 운전 경험이 매우 드문 상태이므로 현재로서는 설계에 근거한 고장 수목 분석 방법이 KALIMER PSA의 초기 사건 빈도 평가에 가장 적절한 것으로 판단된다.

액체금속로는 기존의 경수로/중수로와는 몇 가지 다른 특성을 갖고 있다. (1) 배관의 파손에 따른 나트륨-물의 상호 작용이 주요 사고 원인이 될 수 있으며, (2) 피동 계통을 사용함으로써 피동 계통의 손상이 초기 사건 유발 및 계통 이용 불능의 주요 원인이 된다. 그러나, 앞에서 기술한 초기 사건 빈도의 정량화 방법은 주로 능동 기기/시스템의 고장에 따른 초기 사건의 빈도를 평가하기 위한 방법이다. 그러나, 기존 PSA에서는 배관과 같은 피동 SSC (System, Structure & Component)의 손상 빈도가 무시할 정도인 것으로 간주하여 이를 충분히 고려하지 않았으므로 액체금속로 PSA를 위해서 이의 평가 방법이 필요하다. 따라서, 본 연구에서는 대표적 피동 SSC로 배관을 선정하여 이의 손상 빈도 추정 방법을 연구하였다.

배관 파손에 따른 초기 사건의 빈도를 평가하기 위하여서는 현재까지 나와있는 배관 손상 빈도 추정 방법 중 가장 발전되어 있는 방법인 신뢰도 물리 (Reliability-Physics) 방법이 적절한 것으로 판단된다.

본 연구의 결과는 향후 액체금속로 PSA를 수행함에 있어 초기 사건의 도출 및 빈도 정량화 과정에서 사용이 가능할 것으로 예상된다. 그러나, 액체금속로에 특유한 배관 파손에 따른 초기 사건의 빈도를 평가하기 위하여서는 채택한 신뢰도 물리 방법이 현재로서는 냉각수가 경수나 중수인 경우의 배관 손상 현상만을 다루고 있으므로 신뢰도 물리 방법을 액체금속로 PSA에 적용하기 위하여서는 나트륨에 의한 배관 손상 기제의 파악, 관련 자료의 생성 및 노화현상의 물리 모델 등이 필요할 것으로 예상된다.

6. 감사의 글

이 논문은 대한민국 과학기술부에서 시행하는 중장기사업의 지원으로 수행하였습니다.

7. 참고 문헌

- [1] PSA Procedure Guide, NUREG/CR-2815, Aug., 1985
- [2] PRISM Preliminary Safety Information Document, GEF-00973, UC-87Ta, Dec., 1987
- [3] Pre-application Safety Evaluation Report for the PRISM Liquid Metal Reactor, NUREG-1368, Feb., 1994
- [4] "Level 2 Probabilistic Safety Assessment for PHWR", KEPRI, 1997
- [5] Final Level 1 Probabilistic Risk Assessment for Younggwang Nuclear Unit 3&4, ABB-CE, KAERI, 1992
- [6] Final Level 1 Probabilistic Risk Assessment Update for Younggwang Nuclear Unit 3&4, KAERI, 1993
- [7] "Safety Goals for the Operations of Nuclear Power Plants, Policy Statement" 28044 Federal Register, Vol. 51, No. 149, Monday, Aug. 4, 1986
- [6] 양준언, 액체금속로의 확률론적 위험도 평가 방법 검토, KAERI/AR-524/99, 1999.