

# 미 완화 결말 분석을 통한 파이로시설의 안전성 분석

서석준\*, 조우진, 전홍래, 임현숙, 노시완, 유길성, 정원명, 이효직, 구정희  
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111  
\*sjseo@kaeri.re.kr

## 1. 서론

파이로시설은 사용후핵연료의 건식처리 공정을 사용하여 사용후핵연료의 재고량을 감축하고, 처분대상 폐기물량을 최소화하여 처분장 활용을 극대화하는 데 도움을 준다. 또한 장반감기 핵종인 TRU원소들을 고속로에서 연료로 사용하여 처분기간을 최소화하고, 민감 핵종들의 전용을 방지하여 핵확산 저항성 측면에서 유리한 사용후핵연료 처리공정이다[1]. 파이로시설의 안전성 분석을 위한 규제지침이 아직 국내외적으로 확립이 되지 않은 상황으로 관련 유관시설의 안전성 분석 방법을 검토하여 파이로시설에 적절하게 적용하는 것이 필요하다. 이를 위해 미국 원자력규제위원회(NRC)에서 발간한 핵주기시설의 인허가 규제를 위한 지침서인 NUREG-1520을 검토할 필요성이 있다[2]. 파이로시설은 NUREG-1520을 바로 적용할 수 없는 것으로 명시되어 있지만, 보고서의 내용을 참조할 때, 화학공정을 포함한 핵주기시설에서는 통합안전성분석(Integrated Safety Analysis, ISA)을 수행하고 이의 요약본 형태의 분석보고서를 제출하도록 요구하고 있다. 관련 문헌에 기술된 ISA를 이용한 위해성 평가방법은 12가지 방식으로 나뉘어지며, 크게 3가지로 분류할 수 있다[3]. 첫째로, 위해성에 대한 광범위한 확인 및 개괄적인 파악을 위해서는 Safety Review, Checklist Analysis, Relative Ranking, Preliminary Hazard Analysis, 그리고 What-If Analysis를 사용한다. 둘째, 광범위한 위해 요소의 구체적인 분석에는 What-If/Checklist Analysis, Hazard and Operability Analysis(HAZOP), Failure Mode and Effects Analysis(FMEA)가 적합한 것으로 알려져 있다. 마지막으로, 특정 사고들에 대한 심층적인 분석은 Fault Tree Analysis, Event Tree Analysis, Cause-Consequence Analysis, Human Reliability Analysis 등의 방법이 유용하고 정량적인 리스크 분석에 사용될 수 있다. 이와 함께, ANSI/ANS-58.16-2014에서는 미 완화 결말 분석(Unmitigated Consequence Analysis) 석을 비원자로 핵시설에서 수행할 것으로 요구하고 있다[4].

## 2. 본론

### 2.1 미 완화 결말 분석

미 완화 결말 분석은 설계기준사고와 관련하여 수행하게 되며, 이 때 모든 종류의 위해 관리수단들(hazard controls)이 사용할 수 없는 상태임을 가정하게 된다. 따라서 해당 설계기준사고의 공정이나 작업의 위해성에 대해 보수적인 결말을 알아보는 것이다. 미 완화 결말의 계산 시에는 위해 물질의 양과 형태, 위치, 분산도 및 작용 가능한 에너지원 등을 고려하여 해당시설의 특성을 잘 반영하여 평가하는 것이 원칙이다. 즉, 모든 종류의 안전 특성들을 제외한 발생가능한 이론적 상한을 현실적인 물리적 특성만을 고려하여 보수적으로 계산하는 것이다.

### 2.2 미 완화 결말 분석의 특성

미 완화 결말 분석 시에 고려해야 하는 사항은 다음과 같다.

- 모든 동적 안전 요소들을 제외한다. 즉, 공조장치, 정화장치 및 공정 관리수단 등.
- 모든 정적 안전 요소들도 제외한다. 즉, 선원항 내의 leak path의 감소를 가져오는 것들, 건물, 핫셀, 드럼, 또는 글러브박스 등.
- 동적 안전요소들의 가용성에 대해서는 각각의 사건시나리오에서 유지 여부 혹은 사건에 독립적으로 영향을 받지 않는지 등을 가정해야 한다.
- 공조장치와 같은 일부 설비들은 훨씬 많은 방출에 기여할 수 있음을 알아야 한다.

### 2.3 안전성 분석

해당 문헌은 안전성 분석을 수행함에 있어서 미 완화 결말 분석을 필히 수행하도록 권고하고 있다. 그리하여 위해물질이 내포한 물리적 또는 화학적 특성과 물질을 분산시키는 에너지원들이 고려되도록 한다.

Table 1. Consequence ranges

	일반 대중 Offsite Public	주변 작업자 Collocated Workers	작업자 Workers
Very High Consequence [4]	RD>1 Sv(100 rem) CD=endanger life	RD>>1 Sv(100 rem) CD>endanger life	RD>>1 Sv(100 rem) CD>endanger life
High Consequence [3]	RD>0.25 Sv(25 rem) sol U intake> 30 mg CD=long-lasting health effects	RD>1 Sv(100 rem) CD>endanger life	RD>1 Sv(100 rem) CD>endanger life
Intermediate Consequence [2]	RD>0.05 Sv(5 rem) CD=mild transient health effects	RD>0.25 Sv(25 rem) CD=long-lasting health effects	RD>0.25 Sv(25 rem) CD=long-lasting health effects
Low Consequence [1]	Accidents of lower radiological and chemical exposures than those above in this column	Accidents of lower radiological and chemical exposures	Accidents of lower radiological and chemical exposures

Table 2. Likelihood ranges

발생가능성 (Likelihood)	범위 (Range)
Not Unlikely [4]	> 10 <sup>-4</sup> /yr
Unlikely [3]	10 <sup>-5</sup> /yr - 10 <sup>-4</sup> /yr
Highly Unlikely [2]	10 <sup>-6</sup> /yr - 10 <sup>-5</sup> /yr
Very Highly Unlikely [1]	< 10 <sup>-6</sup> /yr

또한 미 완화 결말 분석에 사용하는 값들이 물질의 방출, 환경으로의 분산, 그리고 결말에 관련이 되는 경우 보수적인 값을 선택하도록 한다. 그리하여 안전과 관련한 관리수단이 적용되었을 때 실제 적절한 보호를 제공함을 보증하기 위함이다. 이러한 미 완화 결말 분석을 수행함에 있어 정성적인 평가를 선호한다. 작업자의 결말은 사고로부터 즉각적인 거리에 위치함을 가정하고 주변작업자의 경우는 100 미터의 거리에 떨어져 있고, 대중의 경우는 제한구역경계를 기준으로 한다.

## 2.4 평가

결말(Consequence)은 Table 1과 같이 NRC에서 제시한 SECY-11-0163에 해당하는 범위를 사용하며, 발생가능성(Likelihood) 역시 Table 2과 같은 범위를 사용한다[5]. 각각의 설계기준사고에 대해서 Table에 나와 있는 기준으로 결말과 발생가능성의 범주를 확인하면 각 범주의 값을 곱하여 그 값이 6을 초과할 경우에는 안전관련품목(IROFS, Items Relied On For Safety)을 선정하여 사고를 예방하거나 완화하여 그 결말의 범주를 감소시키도록 되어 있다.

## 3. 결론

위에 기술이 된 미 완화 결말 분석은 시설이 가진 잠재적인 위해의 수준을 물리적 또는 화학적인 특성을 고려하여 평가하는 데 있다. 이때는 leak path의 감소에 영향을 주는 건물구조와 핫셀을 없애는 것으로 간주하여 결말을 계산하는 과정이 포함되어 있다. 비록 실제의 시설의 결말을 보여주기에는 제한적인 요소가 있지만 결말에 대해 보수적인 측면에서 시설의 잠재적인 상한의 위해도를 확인할 수 있는 방법으로서 그 역할을 담당할 것으로 보여진다. 이를 이용한 실제 검토 결과는 향후 발표할 예정이다.

## 4. 참고문헌

- [1] "파이로 일관공정 시험시설(PRIDE) 개념설계보고서", KAERI/TR-3885/2009.
- [2] "Standard Review Plan for Fuel Cycle Facilities License Applications", NUREG-1520, U.S. NRC.
- [3] "Integrated Safety Analysis Guidance Document", NUREG-1513, U.S. NRC.
- [4] "Safety Categorization and Design Criteria for Nonreactor Nuclear Facilities", ANSI/ANS-58.16-2014, ANS.
- [5] "Draft Regulatory Basis for Licensing and Regulating Reprocessing Facilities", SECY-11-0163, U.S. NRC.