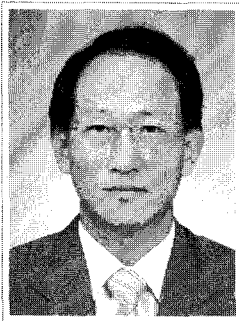


# 종합적 리스크 평가 이슈와 기술 개발 방향

하재주

한국원자력연구원 원자력기초과학연구본부장



서울대 원자핵공학과 학사, 미 오하이오 주립대 원자력공학 석사, 박사

한국원자력연구소 원자력정보기술개발팀 실장, 종합안전평가부 실장, 부장, 원자력안전연구본부 본부장 (2007~)

한국원자력학회 안전전문위원회 회장, 사업이사  
원자력중장기연구개발사업 안전분야 대과제책임자

OECD/NEA CSNI 한국 대표  
Gen IV Risk and Safety Working Group 한국 대표  
KAIST 원자력 및 양자공학과 겸임교수 (2008~)

## 서론

우리나라의 원자력발전소(이하 원전)는 현재 20기가 운전 중이며 발전 설비 비중으로 26%를 담당하고 있다. 정부가 지난 8월 27일 확정된 「국가에너지기본계획」에 의하면 2030년까지 약 38기의 원전을 운영할 것으로 예상되어, 원전의 수 및 비중이 점차 높아질 계획이다.

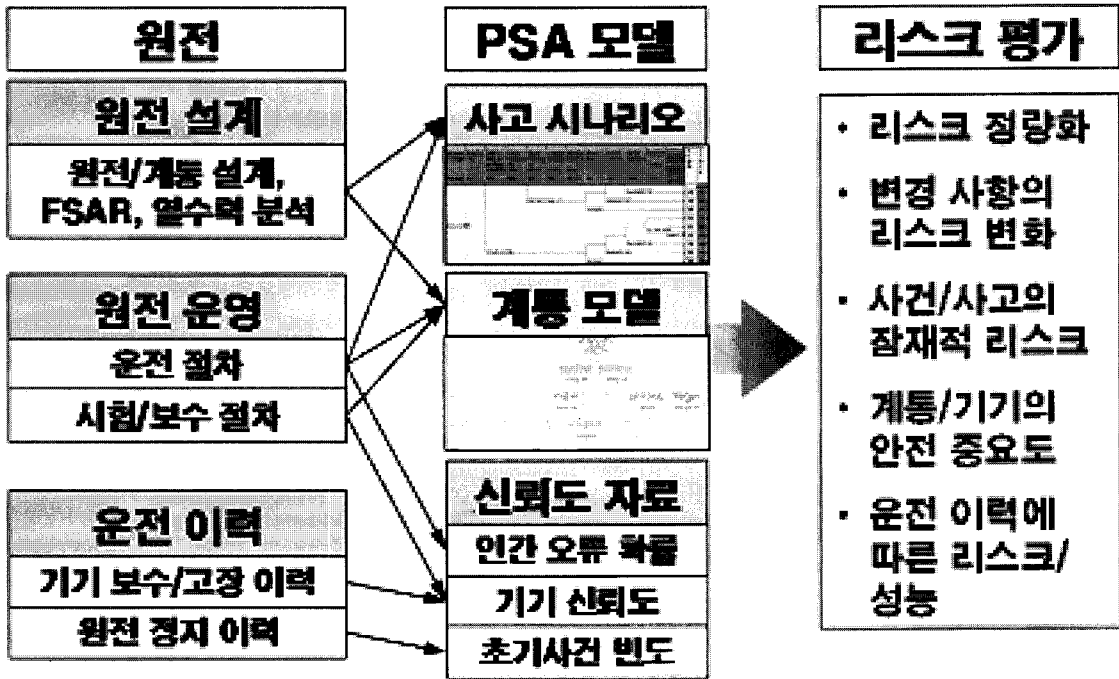
우리나라는 미국 등과는 달리 인구 밀집 지역과 멀지 않은 곳에 원전이 건설되어 운영될 뿐만 아니라 한 부지에 많은 원전이 들어서고 있다. 만일 국내 원전에서 사고가 발생한다면 경제적·사회적으로 미국 등보다 더욱 큰 문제가 될 것이다.

원전의 안전성은 원자력 발전의 가장 기본적인 사항으로서 아무리

강조하여도 지나치지 않을 것이다.

원전의 안전성을 확보하기 위하여 설계 측면에서는 하나의 안전 계통에서 설사 고장이 발생하더라도 다른 안전 계통이 작동하도록 하는 다중 방호(Defence in depth) 개념으로 원전을 설계하였다. 그러나 미국의 TMI-2 사고는 특정 사고에 대비하여 높은 안전성을 가지도록 설계를 하는 것만으로 부족하다는 것을 시사하고 있다.

미국의 「Reactor Safety Study」(보고서 번호인 WASH-1400으로 더 많이 알려져 있음)는 원전에 대해 확률론적 안전성 평가(Probabilistic Safety Assessment; PSA)를 이용하여 종합적으로 리스크를 평가한 최초의 보고서로서 TMI-2 사고 이전에 수행되었음에도 TMI-2와 같은 사고 가능성이



〈그림 1〉 확률론적 안전성 평가(PSA) 개념

있다는 것을 밝힌 것으로 매우 유명하다.

이 보고서는 설계뿐만 아니라 운전, 인적 요인, 정비 등 원전의 모든 것을 종합적으로 평가하는 것이 원전의 안전성 확보에 매우 중요하다는 것을 밝히고 있다.

국내 원전에서도 안전성을 종합적으로 평가하기 위하여 많은 노력을 기울여왔으며, 이의 일환으로 PSA 및 주기적 안전성 평가(Periodic Safety Review; PSR)를 수행하고 있다.

원전의 안전성을 종합적으로 평

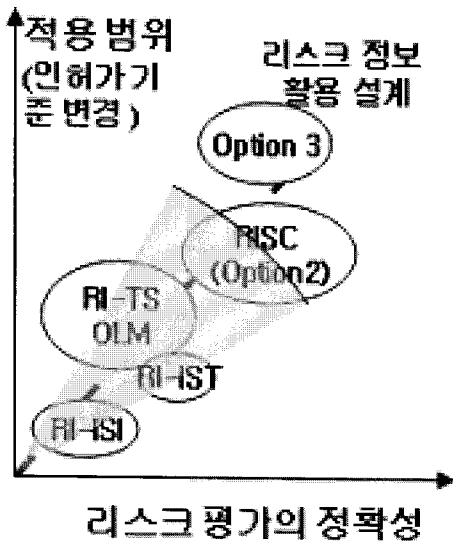
가할 필요성이 높아짐에 따라 2008년 12월 10일 한국원자력안전기술원에서 종합적 원자력 안전성 평가 국제 동향과 향후 과제라는 주제로 제08-3회 원자력안전포럼이 개최되었다. 본 저자는 '종합적 리스크 평가 이슈와 기술개발 방향'이라는 제목의 주제 발표를 하였고, 이 글은 안전포럼에서 발표한 내용을 정리한 것이다.

원전의 안전성을 종합적으로 평가하기 위해서는 PSA 방법에 기반한 리스크 평가가 필수적이다. PSA는 원전의 설계부터 운전, 시

험 및 보수 절차, 기기의 보수, 고장 등의 운전 이력까지 모두 하나의 모델로 통합하고 이를 정량적인 리스크로 평가해낼 수 있는 유일한 방법이다(〈그림 1〉).

PSA는 원전의 안전성을 정량적인 수치로 나타낼 뿐 아니라, 안전성에 주요한 인자, 리스크의 주요 인자들을 수치적으로 평가할 수 있다.

예를 들면, A라는 사고 시나리오가 전체 리스크의 20%를 차지하며, B라는 기기의 고장이 전체 리스크의 3%를 차지한다는 식으로, PSA를 이용하면 어떤 인자가 리스



<그림 2> 리스크 평가의 정확성과 활용 범위

크에 얼마만큼의 기여를 하는지 정량적인 수치로 평가할 수 있다.

또한 설계 변경이나 운전 방식의 변경이 안전성에 미치는 효과를 정량적인 수치로 평가할 수 있어 의사 결정에 매우 유용한 정보를 제공할 수 있다.

PSA는 이러한 특징에 힘입어 미국에서는 1980년대부터 원전의 종합적 안전성 평가용으로 도입되어 사용되고 있으며, 우리나라 역시 모든 원전에 대해 PSA를 수행하여 안전성을 평가하고 있다.

본 글에서는 PSA와 관련하여 기술개발이 필요한 현재의 리스크 평가 이슈와 차세대 원전의 리스크 평가 이슈에 대해 차례대로 살펴보기로 한다.

### 현재의 리스크 평가 이슈

PSA에서는 발생할 수 있는 모든 리스크를 가능한 정확하게 평가하는 것이 원칙이다. 원전에서 발생할 수 있는 사건들은 기기들의 고장과 같은 내부적인 원인과 화재·침수·지진 등 외부적인 원인 등이 있다.

PSA 방법에서 원전 내부의 기기들의 고장을 보수적으로 리스크를 평가하는 방법은 예전부터 잘 확립되어 있었다. 화재·침수·지진 등으로 인한 리스크가 비교적 낮은 것으로 인식되어 이에 대한 리스크 평가 방법 역시 비교적 간단한 방법을 사용하여 왔다.

그러나 최근 PSA 결과를 활용한 리스크 정보 활용이 활성화되면서 PSA의 보수성을 배제하고 가능한 정확하게 리스크를 평가할 필요성이 대두되었다.

정주기 시험 주기 변경과 같은 경우는 어느 정보 보수적인 PSA 결과를 활용할 수 있지만, 안전 등급 기기 분류나 리스크 정보 활용 설계와 같은 경우는 상당히 정확한 PSA 모델과 결과를 활용하여야 한다(<그림 2>).

더구나 디지털 계측 제어 및 피동 안전 계통과 같은 새로운 기술의 도입, 원전의 노후화로 발생하는 문제, 최근 일본에서 발생한 지진에서 나타난 새로운 사실들을 리스크 평가에 반영할 필요성이 생기는 것은 물론이고, 중대 사고 관리 및 불시 정지 감소에까지 PSA를 활용하고자 하면서 세계적으로 리스크 평가 기술의 개발에 많은 노력을 기울이고 있다. 여기서는 이와 같은 이슈들에 무엇이 있는지에 대해 살펴보기로 한다.

### 1. 디지털 계측 제어 환경하의 리스크 평가

디지털 기술의 발전으로 프랑스, 일본 등은 물론 국내 원전에서도 계측 제어(I&C) 계통은 아날로그 방식에서 디지털 방식으로 바뀌고 있다(<표 1>).

그러나 원자력 분야에서의 검증

<표 1> 국내 원전 I&C 계통의 디지털화(주제어실 포함)

		안전관련				비안전관련		
발전소	제어계통	원자로 보호계통	ESF 작동 신호계통	기기제어계통	Protective Process	NSSS 제어계통	터빈제어계통	주제어반(MCB)
		고리 1	Relay Logic (W/H)	Relay Logic (W/H)	H-line (Foxboro)	H-line (Foxboro)	H-line (Foxboro)	DCS
고리 1 (Upgraded in 1998)	Relay Logic (W/H)	Relay Logic (W/H)	Spec200, 200m (Foxboro)	Spec200, 200m (Foxboro)	Spec200, 200m (Foxboro)	DCS	Conventional MCB	
월성 1,2,3,4	Relay Logic (AECL)	Relay Logic (AECL)	Relay Logic (AECL)	Analog/PDC (AECL)	DCC X/Y, Computer 제어	Mark V (GE)	Hybrid	
...(중략)								
울진 5,6	PLC (W/H)	PLC (W/H)	PCS (HFC)	Analog (W/H)	Spec200 (PLC)	Mark V (GE)	Hybrid	
신고리 1,2 신월성 1,2	PLC (W/H)	PLC (W/H)	Teleperm XP (Siemens)	Analog (W/H)	Spec200 (PLC) Ovation (W/H)	Mark VI (GE)	Hybrid	
신고리 3,4 (APR-1400)	PLC (W/H)	PLC (W/H)	PLC (W/H)	Analog/PLC (W/H)	Ovation (W/H)	Mark VI (GE)	Compact Workstation	

된 사용 이력이 없고 기기의 복잡화로 인한 고장 가능성의 증가와 소프트웨어의 적용으로 인한 불확실성의 증가가 규제 기관과 원전 운영자 모두에게 큰 부담으로 작용하고 있다. 미국의 경우에는 규제 기관이 아직도 디지털 기기의 안전계통 도입을 허용하지 않고 있다.

이에 따라 PSA 기법의 확장 및

신규 분석 기술 개발을 통해 디지털 기술의 안전성을 정량화하는 것이 국제적으로 중요한 이슈로 부각되고 있으나, 아직은 방법론이 정립되지 않은 개발 초기 단계에 있다.

한국원자력연구원에서는 디지털 I&C의 고유 특성(예를 들면, 소프트웨어에 의한 제어, 장애 허용(fault-tolerance) 및 복원(resili-

ence) 기능, 멀티 태스킹, 다중화 구조의 동특성, 하드웨어/소프트웨어 간의 종속성, 컴퓨터 기반 인간-기계 연계(HMI) 등)의 안전성에 대한 새로운 리스크 평가 기술을 개발하고 있다.

이러한 안전성 정량화 기술들은 디지털화된 원전에 대한 리스크 정보를 활용한 의사 결정에서 필수적

인 요소가 될 것으로 판단되며, 궁극적으로는 보다 안전하고 경제적인 원전 I&C 계통을 개발하기 위한 기본 방법론으로 사용될 수 있으며, 인허가 규제를 위한 정량적 기초를 제공하게 될 것이다.

## 2. 지진 리스크 평가

원전은 지진에 대비하여 충분한 내진 여유도를 가지고 설계하여 왔으며 비교적 지진에 안전한 것으로 인식되어 왔다.

그러나 2007년 7월 16일 발생한 리히터 규모(M) 6.8의 니가타 지진으로 인해 가시와자키시에 있는 가리와 원전에 지진 피해가 발생하였다. 안전 관련 설비의 경우 충분한 내진여유도를 가지고 있어 큰 피해가 발생하지는 않았으나 비안전 관련 시설의 피해가 다수 발생함으로 인해 원전의 지진 안전성에 대한 신뢰가 크게 상실되는 결과를 초래하였다.

지진 발생 후 현재까지 가리와 원전 7기가 모두 가동 중지된 상태에서 1년 이상이 지나갔다. 이로 인한 경제적·사회적 피해는 막대하여 특히 대국민 신뢰성에 많은 손상을 가져왔다.

가리와 원전의 피해 상황을 볼 때 안전 관련 설비의 내진 성능이 우수한 것으로 나타났으나, 이로부터 세계의 모든 원전이 강진에 대해 충분한 안전성을 보유하고 있다

고 판단하는 것은 곤란하다는 것이 전문가들의 일반적인 견해다.

또한 미확인된 단층에서 발생한 강진으로 인해 피해를 입음에 따라 지진 재해도 평가의 중요성이 입증되었다 하겠다.

따라서 주기적으로 원전 부지에 대한 최신 정보 및 최신 기술을 반영하여 지진 재해도를 재평가하고 이에 따른 원전의 내진 안전성을 검토함으로 궁극적인 지진 안전성을 확보할 필요가 있다.

내진 설계가 된 원전이라 하더라도 설계 지진을 초과하는 지진의 발생 가능성은 상존하고 있으며 이에 따라 설계 지진 초과 지진에 대한 원전의 내진 여유도를 확인하고 초과 지진에 대비할 필요가 있다.

설계 지진 초과 지진에 대한 내진 여유도를 평가하는 방법으로 확률론적 지진 안전성 평가 방법이 가장 효율적인 방법으로 대두되고 있다.

지난 6월 발생한 중국의 쓰촨성 지진을 비롯하여 최근 들어 세계적으로 강진이 빈발하고 있어 지진에 대한 관심이 크게 고조되고 있다.

우리나라에서는 중국, 터키, 동남아 등지에 우리 고유의 원전을 수출하고자 많은 노력을 기울이고 있다. 이들 중에는 강진 지역이 많아 강진 지역에 수출하기 위한 대책 마련과 이에 대한 많은 연구 개발이 뒤따라야 할 것으로 판단된다.

## 3. 구조물 및 설비 열화

고리 1호기가 첫 가동에 들어간 지 30년이 경과하여 계속운전을 시작하였으며 월성 1호기도 계속운전을 위한 준비를 하고 있다.

원전이 가동을 시작한 지 많은 시간이 지나갔지만 대부분의 원전 구조물 및 설비는 구조적, 기능적으로 충분한 성능을 유지하고 있어 세계적으로 많은 발전소들이 계속운전을 하고 있다. 유럽에서는 40년, 60년을 넘어 100년까지 가동할 수 있는 원전을 건설하기 위한 노력을 기울이고 있다.

원전 구조물 및 설비는 운전 기간이 지남에 따라 필연적으로 열화 현상이 발생하게 된다. 미국 원전에 대한 구조물 및 설비의 열화 빈도를 분석한 결과, 가동 연수가 증가함에 따라 열화 빈도가 급격히 증가함을 보여주고 있다.

그러나 열화에 대한 충분한 관리가 모든 원전에 대해 이루어지고 있어 안전성 측면에서 현재까지 큰 문제없이 계속운전이 이루어지고 있다.

원전 구조물 및 설비에 대한 열화는 지금까지 주로 구조 재료의 열화 현상에 대한 조사, 관리 측면에서 이루어져왔다.

육안으로의 확인 가능 여부에 관계없이 구조물이나 설비의 열화에 의한 성능 및 응답의 변화에 대한 관리가 반드시 이루어져야 한다.

콘크리트 및 철근의 열화, 프레스 트레싱 텐돈의 긴장력 손실 등이 격납 건물의 성능에 미치는 영향을 정량적으로 평가한다거나 기기 정찰부의 열화에 의한 기기 내진 성능의 저하 및 응답의 변화 등을 정량적으로 평가하기 위한 기술의 개발이 필요하다.

즉, 재료 자체의 열화 현상 규명도 중요하지만 이러한 열화에 의해 구조적 성능이나 내진 성능이 어떻게 변화하는지에 대한 정량적 평가를 수행하여야 앞으로의 수명 기간 동안 원전의 안전성을 확보할 수 있으며 나아가 추가적인 계속운전에 대비할 수 있다.

#### 4. 최적 중대 사고 관리

원자력 시설의 경우 다양한 사고 예방 계통의 도입으로 타산업 시설에 비하여 사고 발생 가능성이 매우 적은 것으로 알려져 있다.

하지만 이러한 상황은 도리어 사고에 대한 인식 부족으로 연결될 수 있고 이로 인해 크고 작은 인적 유발 사고의 원인이 되기도 한다.

대표적인 예로, 1979년 미국 TMI-2 원전 노심 용융 사고, 1986년 구소련 Chernobyl 원전 폭발 사고, 1999년 일본 JCO 핵연료 임계 사고 등은 기본적으로 원전 또는 방사성 물질을 취급하는 기관의 사고에 대한 인식 부족과 무지가 얼마나 심각한 인적·물

적·사회 경제적 영향을 초래하는가를 여실히 보여주고 있다.

또한, 향후 예상되는 동일 부지 내 다수 원전의 밀집 가능성, 이로 인한 사고전파 및 원전에 대한 국민 수용성 문제 등 부정적 영향의 가능성은 원전에 대한 근원적인 사고 예방 노력뿐만 아니라 효과적인 사고 관리가 얼마나 중요한 것인지를 추가적인 예시를 보여주고 있다.

원전 사고 관리를 위한 기본 개념은 사고를 미연에 방지하기 위한 대책을 수립하는 사고 예방책과 사고의 영향을 최소화하기 위한 사고 완화책으로 구분할 수 있다.

원전 다중 방호 설비는 사고 예방책의 대표적인 경우이고 중대 사고 대처 설비는 사고 완화책의 일환으로 볼 수 있다.

하지만, 앞서서도 언급한 것처럼 원전 사고는 다양한 가능성과 원인으로 유발될 수 있는 까닭에 상기 대처 설비로만으로는 중대 사고를 원천적으로 피해갈 수 없는 경우가 상존한다.

중대 사고시 사고 확대 방지 및 사고 영향 완화를 위한 비상 대처 수단으로 사고 관리 기술의 개발과 사고 관리 지원 체제의 운용이 지속적으로 요구되어 온 것은 이러한 이유 때문이다.

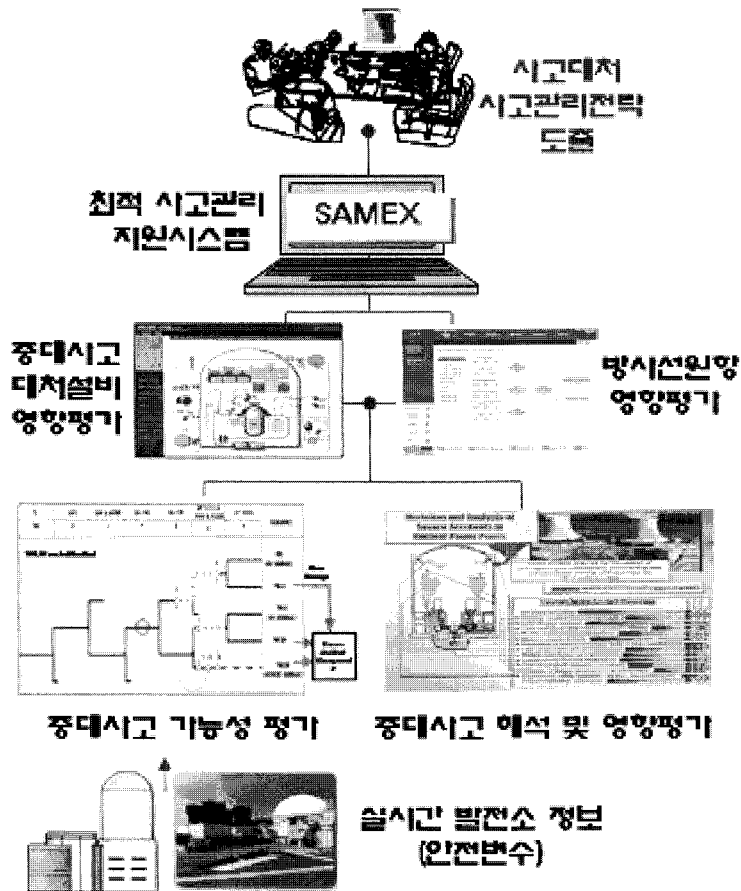
중대 사고 관리 기술 개발은 TMI-2 사고를 기점으로 다양한 방식으로 이루어져 왔으며 수행 기술의 경우 대부분 중대 사고에 대

한 기술적 관리를 담당하는 주체어실(MCR), 비상기술지원센터(TSC) 및 지원용 중대사고관리지침서(SAMG)에 반영되고 있다.

문제는 상기 지침서의 경우 사고 증상 정보를 기반으로 사안에 따라 의사 결정을 수행하는 체제로만 구성되어 있을뿐더러 수행 체제가 복잡하여 긴급한 의사결정이 요구되는 실제 상황에서 활용성이 의문시된다는 점이다.

최근 선진 몇몇 나라에서 이루어지고 있는 사고 관리 기술 개발 방향은 앞에서 언급한 증상 정보 기반의 SAMG는 물론 최신 기술(예, PSA 정보, 인공 지능 기술, 실시간 시뮬레이터 및 중대 사고 예측 기술 등)을 반영한 실제 발전소 손상 상태의 정확하고 신속한 진단 및 예측(SAMG 영향 포함), 그리고 이를 지원하는 최적화된 사고 관리 의사 결정 지원 시스템(USA-ADAM, EU-SAMOS, KAERI-SAMEX 등) 개발에 초점을 맞추고 있다.

국내의 경우 한국원자력연구원에서 개발중인 최적 사고 관리 의사 결정 지원시스템 SAMEX 또한 이러한 노력의 일환으로 수행되고 있다(<그림 3>).



<그림 3> 중대 사고 관리 지원 체계(SAMEX)

**5. 일상 직무 관련 불시 정지의 저감화**

2002년부터 2006년 사이에 국내 원자력발전소에서 발생된 99건의 불시 정지 사건들 중 23% 정도가 인적 요인에 의해 발생한 것으로 분석되었다.

특히 인적 요인 관련 불시 정지 사건들 중 상당수가 원자력발전소에서 수행하는 정비·시험 등과 같은 일상 직무 수행중 발생한 부적

절한 인적 행위에 기인한 것으로 밝혀졌다.

따라서 원자력발전소의 안전성 및 경제성 향상 측면에서 볼 때, 이러한 일상직무와 관련된 불시 정지를 저감화하는 것이 매우 중요하다.

불시 정지 저감화를 위해 국내외 모두 불시 정지 고장 수목 모델을 개발하는 연구를 수행하고 있다.

이 모델에는 기존 PSA 모델에서 충분히 고려하지 않는 전력 생산 관련 2차계통을 고장 수목으로 표

현한 후 각각의 기기 고장에 따른 불시 정지 빈도를 정량화한다.

그러나 이 모델은 모두 기기의 무작위 고장(random failure)만을 고려하였기 때문에 원자력발전소의 일상직무 수행과 관련된 부적절한 인적 행위의 영향 평가가 어렵다는 문제가 있다

현재, 국내에서는 원자력발전소의 일상 직무 수행과 관련된 부적절한 인적 행위의 영향 평가를 위한 모델을 개발중에 있다.

이 모델은 부적절한 인적 행위 예측 모델, 부적절한 인적 행위로 인한 원자력발전소 위험도 영향 평가 모델 및 부적절한 인적 행위로 인한 원자력발전소 성능영향 평가 모델과 같은 세 개의 하부 모델을 포함한다.

이러한 모델의 적용을 통해 원자력발전소에서 수행되는 일상 직무들에 대한 영향 평가를 수행한 후 그 결과를 근간으로 중요한 일상 직무들을 분류·관리한다면, 부적절한 인적 행위로 인한 불시 정지 셧다운을 효과적으로 감소시킬 수 있을 것으로 기대한다.

### 차세대 원전 리스크 평가 이슈

최근에 국내외적으로 4세대 원전이라고 불리는 안전성과 경제성을 극대화하는 새로운 개념의 원전이 개발되고 있다. 국내에서는 VHTR(Very High Temperature Reactor)와 SFR(Sodium cooled Fast Reactor)를 다음 세대의 원전으로 설계하고 있다.

4세대 원전은 기존 3세대 원전보다 달리 안전성을 획기적으로 높이기 위해 새로운 개념들을 도입하여 설계되고 있으며, 이들의 안전성 및 리스크 평가를 위해서는 해결해야 할 기술들이 많이 있다.

예를 들어 새로 도입되는 피동 안전 계통의 신뢰도, 열수력 분석의 불확실성까지 고려한 리스크 평가

의 정확성 향상, 새로운 형태의 기기에 대한 신뢰도, 새로운 개념의 제어실 및 인적 신뢰도, 그리고 새로운 노심 도입으로 인한 여러 가지 특성들을 평가하는 방법에 대한 연구가 필요하다.

특히 4세대 원전의 안전성 평가 체제로 논의되고 있는 기술 중립 체제(Technology-Neutral Framework)하에서는 PSA가 핵심적인 역할을 담당하고 있기 때문에 이러한 체제에 대응할 수 있는 PSA의 수행 체제의 수립이 필요하다.

여기서는 이와 관련하여 현재 국내외에서 연구되는 리스크 평가 이슈에 대해 살펴본다.

### 1. 열수력 분석의 불확실성의 리스크 반영

기존의 PSA에서 수행되는 열수력 분석은 원전 안전성 분석 보고서(FSAR)에서 수행되는 설계 기준 사고 분석을 인용하거나 또는 보수적인 가정에 의한 단일 계산을 이용해 왔다. 또한, 전반적인 분석이 아니라 특정 사고 시나리오에 대한 분석이 제한적으로 수행되어 왔다.

이러한 경향은 PSA의 사건 수목의 실제성(realism)을 떨어뜨리게 되며, 또한 PSA 사고 경위의 불확실성을 높이는 원인이 되어 왔다.

이러한 PSA에서 열수력 분석의 문제를 해결하기 위해서는 통계적

열수력 분석 기법의 도입이 필수적이다.

PSA 최적 열수력 분석에서는 이러한 통계적 정보를 얻기 위해 PIRT(Phenomena Identification and Ranking Table)을 이용한 사고 시나리오의 중요 인자 판별 방법을 사용한다. 판별된 중요 인자는 몬테카를로 샘플링 또는 반응 표면(Response surface) 방법을 이용하여 모수 분포를 평가한다.

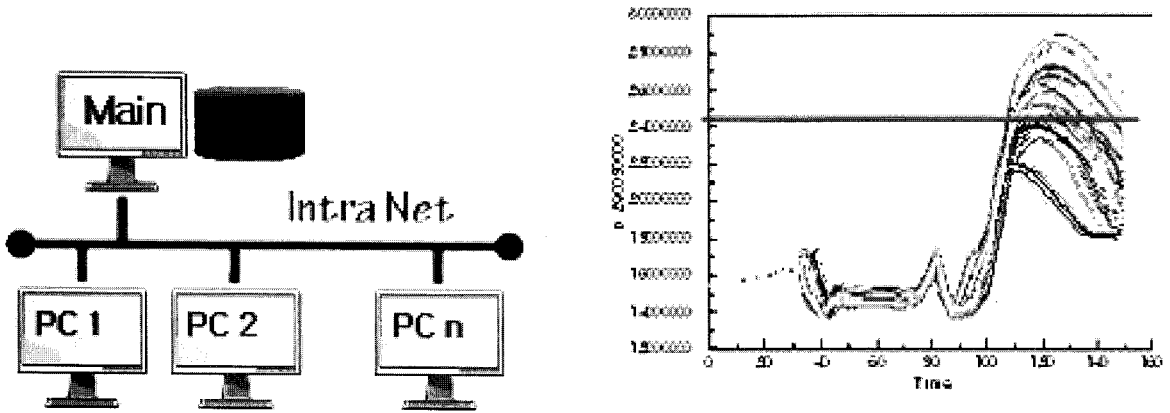
통계적 최적 열수력 분석을 구현하기 위해서는 필요한 샘플링 수만큼 열수력 분석 계산을 수행하여야 하는데 분석 시간이 큰 장애가 되어 왔다.

이를 해결하기 위해 국내에서는 인트라넷에 연결된 PC를 이용하여 독립적 병렬계산을 통하여 동시에 대량의 계산을 수행할 수 있는 MOSAIQUE라는 소프트웨어를 개발하였다(<그림 4>).

이러한 PSA 최적 열수력 분석 체계의 개발로 인해 PSA의 실제성을 향상할 수 있게 되었으며 또한 불확실성을 정량적으로 분석할 수 있는 기반을 마련하였다.

또한 이러한 분석 체계는 최근 활발히 연구되고 있는 확률론적 안전 여유도 평가 등에 쉽게 적용될 수 있으며, 차세대 원전의 핵심 현안인 피동 안전 계통의 신뢰도 평가에도 적용할 수 있다.





<그림 4> MOSAIQUE 병렬 계산을 이용한 열수력 분석

## 2. 피동 안전 계통 신뢰도

기존의 안전 계통은 능동 기기를 위주로 구성되어 있으며 능동 기기의 특성상 높일 수 있는 신뢰도의 한계가 있다. 이러한 문제를 해결하기 4세대 원전에서는 능동 기기 없는 피동 기기만으로 구성된 안전 계통을 도입하였다(<그림 5>).

피동 안전 계통은 자연력이나 자연 현상을 응용하여 능동 기기 없이 최고의 안전성을 확보하려고 설계된 계통으로서, 기기로 인한 고장 확률은 거의 없지만 다양한 가상적 사고 상황하에서 설계에서 요구되는 기능을 제대로 낼 수 있는가가 보장되어야 한다.

이를 위해서는 현상의 불확실성, 안전 해석의 불확실성을 고려한 신뢰도 평가 방법의 개발이 필수적으로, 피동 안전 계통 신뢰도 평가는

4세대 원전 PSA의 핵심 사안이라 할 수 있다.

피동 안전 계통의 신뢰도는 각종 발생 가능한 시나리오에 대해 안전 해석의 불확실성뿐만 아니라 계통의 내구력의 불확실성까지 같이 평가되어야 한다(<그림 6>).

## 3. 새로운 형태의 기기에 대한 신뢰도

기기 신뢰도 자료는 리스크 평가의 기초 자료로서 매우 중요한 자료이다. 일반적으로 원전의 운영 중에 발생하는 기기의 고장 및 보수 이력을 통계적으로 평가하여 기기 신뢰도 자료를 산출하는 방법을 많이 사용하고 있다.

한수원에서는 PRINS라는 신뢰도 DB를 운영하여 기기 등에 대한 신뢰도 자료를 산출하고 있다.

배관 손상이나 공통 원인 고장과 같이 매우 발생 빈도가 희귀한 경우에는 국내 원전의 이력만으로는 통계적으로 의미있는 자료를 산출하기 어렵다.

이러한 자료에 대해서는 국제 공동 연구를 통해 전 세계 원전의 자료를 모아서 신뢰도 자료를 산출하는 방법을 이용한다.

우리나라도 OPDE(OECD Piping Failure Data Exchange), ICDE(International Common Cause Failure Data Exchange), FIRE(Fire Incident Record Exchange)와 같은 국제 공동 연구에 참여하여 자료를 수집하여 신뢰도 자료 평가에 활용하고 있다.

최근 원전의 자료와 관련된 국제 공동 연구의 경우는 철저히 give and take 방식으로 운영되고 있다. 다시 말해서 우리나라의 자료를 제

공하여야만 외국 원전의 자료를 입수할 수가 있다.

따라서 외국의 자료를 입수하기 위해서는 국내에서 자료를 수집하여 DB화하는 것이 필수적이다.

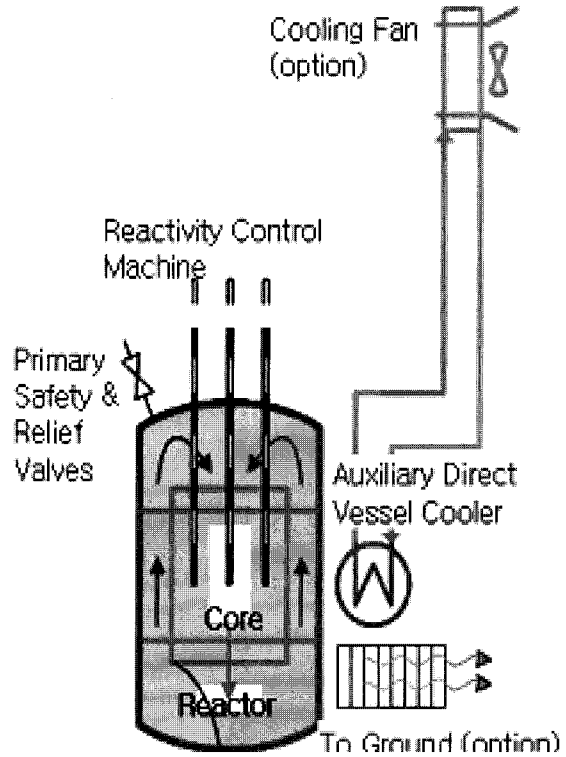
VHTR, SFR, SMART와 같은 차세대 원전이나 PALLAS와 같은 연구형 원자로의 경우는 기존의 상용 원전에서와 같은 유사한 기기가 사용될 수도 있지만 전혀 다른 새로운 형태의 기기가 사용될 수 있다.

기존 상용 원전에서와 유사한 기기가 사용되는 경우에는 기존 기기 신뢰도 자료를 분석하여 사용할 수 있다. 그러나 새로운 형태의 기기를 위해서는 여러 가지 다른 방법을 이용하여 신뢰도를 추정하여야 한다.

원자로 용기 및 배관 등의 경우에는 재료에 대한 파괴 메커니즘을 이론적으로 연구하여 신뢰도를 추정하는 방법을 사용하기도 한다. 그러나 이 방법은 이론적 방법이 확립된 분야에서는 가능하지만 그렇지 않은 경우는 사용이 불가능하다.

다른 방법으로는 부품 단위의 신뢰도를 활용하여 기기의 신뢰도를 추정하는 방법이다. 예를 들어 특정 기기가 A, B, C, D와 같은 부품으로 구성되면 기기의 신뢰도는 이들 부품 신뢰도의 합으로 추정할 수 있다. 그러나 기기 내에서 부품들의 연계로 나타나는 고장을 제대로 고려하기 어렵다는 단점이 있다.

최근에는 이와 같은 문제를 해결하기 위하여 위에 설명된 방법과



<그림 5> VHTR의 피동 안전 계통

전문가 의견을 취합하여 신뢰도 자료를 산출하는 방법을 사용하기도 한다. 이 방법은 객관성이 보장되지 않는 문제가 발생하기는 하지만 유연성과 활용성이 좋은 장점이 있다.

#### 4. 리스크 정보를 활용한 원전 설계의 최적화

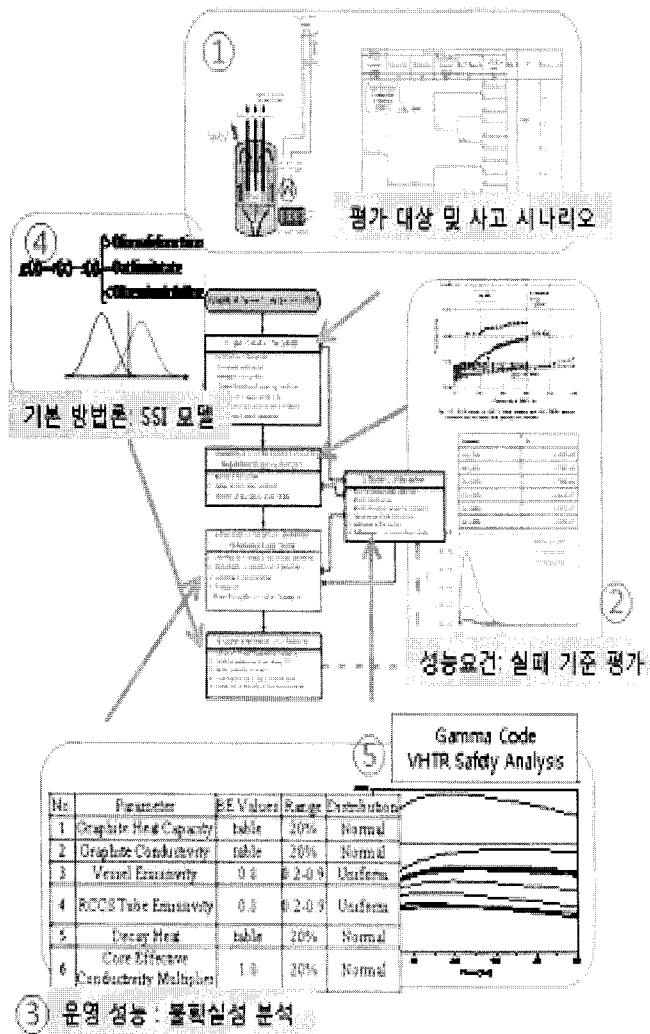
원전을 설계하면서 다양한 설계안이 있을 수 있다. 이러한 설계안들 중 어떠한 설계안이 안전성과 경제성에서 최적인지를 평가하여야 한다.

PSA는 이러한 설계안들에 대해

어느 설계안이 안전성 면에서 우수한지를 정량적으로 평가할 수 있다. 이 결과와 각 설계안에 소요되는 비용을 평가하여 원전 설계의 최적화를 달성할 수 있다.

이와 같이 PSA 기법을 활용하여 원전의 설계를 수행하는 방법을 리스크 정보 활용 설계(Risk Informed Design)라고 부른다.

미국 ANS는 원전 설계시 리스크 정보를 적극적으로 활용할 것을 제안하고 있다. 이의 핵심은 리스크 정보를 이용하여 원전에서 발생 가능한 사건을 분류하고 이에 대한 규제 요건의 수립하는 것과



<그림 6> 피동 안전 계통 신뢰도 평가 방법

SSC(Structure, System and Component)를 분류하는 것이다.

기존의 SSC 분류는 안전 계통 및 비안전 계통에 대해 각기 요건을 적용하였으나, 최근에는 안전 계통 및 비안전 계통으로 분류하는 것은 물론, 그들을 각기 리스크 중

요도에 따라 세분화함으로써 안전성을 확보하고 경제성을 최적화하는 방안을 제시하고 있다.

차세대 원전 및 연구형 원자로 등 새로운 설계의 원전에 대해서는 PSA 기법이 더욱 적극적으로 활용될 수 있다. 원전을 처음부터 설계

할 경우에는 최적화된 설계안이 수립되어 있지 않다.

미국 MIT의 Apostolakis 교수는 이러한 원전의 설계시 초기 설계안을 수립하고 설계안을 평가하여 안전성의 관점에서 목표가 달성될 때까지 설계안을 수정하는 방법을 제안하고 있다(그림 7).

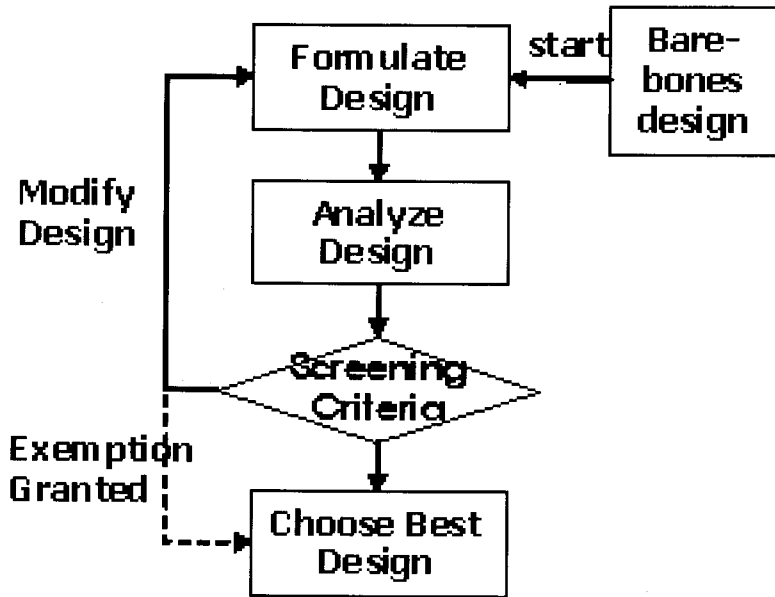
국내에서도 SMART(System-integrated Modular Advanced Reactor) 중소형 원전이나 PALLAS(네덜란드 연구용 원자로)에 대해서 리스크 정보를 활용하여 설계를 하고 있다.

PALLAS의 경우에는 원자로 보호 계통의 많은 설계안들을 제시하고 이에 대해 PSA를 수행하여 안전성 목표를 달성하는지를 평가하였다.

그 결과로 일차 원자로 보호 계통 및 원자로 제어 계통에 이차 원자로 보호계통을 추가하기로 하였으며, 공통 원인 고장에 대처하기 위하여 일차 원자로 보호 계통은 디지털 기반으로, 이차 원자로 보호 계통은 아날로그 기반으로 원자로 정지 신호 계통을 설계한 바 있다.

### 5. 단일 부지의 여러 원전에 대한 리스크

기존 경수로의 경우에는 소외 보건 리스크에 대한 평가는 단일 발전소만을 고려하여 수행하였다. 즉 단일 발전소의 사고로 인한 조기



〈그림 7〉 MIT의 Risk Informed Design Process

사망 및 암 사망 리스크를 평가하여 정량적 보건 목표 만족여부를 판단하였다.

그러나 미래 원전의 경우에는 모듈화된 원자로가 단일 부지에 여러 개가 건설되어 운영될 수 있다. 이 경우 모듈화된 원자로의 동시 다발적 사고시 적용 가능한 부지 리스크 개념을 도입하여 단일 호기가 아닌 부지별 정량적 보건 목표를 설정하여야 하며 이를 위한 안전 목표가 개발되어야 한다.

필자는 신규 원전의 안전성을 더욱 높임으로써 추가적인 원전 건설이 기존 부지에서 심각한 리스크 증가를 유발하지 않는다는 것을 설명한 바 있다.(<원자력산업> 2008

년 9월호)

### 6. 리스크 기법을 이용한 물리적 방호

미국에서 911 사태가 발생한 이후에 미국은 물론 IAEA(International Atomic Energy Agency)에도 원전에서의 테러 대비 안전 관련 조치를 강화하고 있다.

이에 따라 원자력 설비에 대한 외부 침입 방지 및 저지에서 나아가 원자력 설비 내부의 핵심 보호 구역 파악(Vital Area Identification, VAI) 기술에 대한 관심이 집중되고 있다.

우리나라는 「핵물질방호협약

(INFCRC/274)」 및 「강화된 국제 권고안(INFCRC/225/Rev.4)」을 반영하여 2004년 2월, 「원자력시설 등의 방호 및 방사능방재대책법」을 제정·발효함으로써 법적·제도적 기반을 마련하였다.

그러나 대부분의 물리적 방호와 관련된 핵심 기술은 미국이 보유하고 있으며, 테러 방지를 위하여 대외비로 관리되고 있으므로 관련 기술을 도입하는 것은 사실상 불가능하다. 그러므로 국내 실정에 맞는 핵심 보호 구역 파악 기술 개발이 요구되고 있다.

국내에서 개발중인 VAI 기술은 PSA 모델을 활용하는 것으로, 미국의 SNL(Sandia National



<그림 8> 핵심 보호 구역 설정 과정

Laboratory)이 주도하고 있는 방 단위의 사보타지 고장 수목 모델보다 발전소의 운전 정보를 보다 상세히 다룰 수 있는 장점이 있으며, 국내에서 개발된 VIPEX (Vital area Identification Program EXpert)는 IAEA에 훈련교육용으로 기증된 바 있다(<그림 8>).

### 맺는 말

원전의 안전성은 원자력 발전의 기본적인 조건이다. 원전의 설계뿐만 아니라 운전, 인적 요인, 정비 등 원전의 모든 것을 종합적으로 고려하여 안전성을 평가하는 것이 필요하다.

본 글에서는 종합적 안전성 평가의 대표적인 방법인 PSA를 기반으로 한 리스크 평가의 여러 가지 최신의 기술적인 이슈들에 대해 살펴 보았다.

우리가 명심해야 할 것은 상황이 항상 변한다는 것이다. 이전에는 고려하지 않았던 사건이 일본의 지진에서 나타나기도 하며, 쓰나미와 같은 새로운 사건이 우리나라에서도 고려해야 하는 상황이 나타나기도 한다. '9.11 테러'와 같은 사보타지에 대해서도 대비하여야 한다.

발생 가능한 모든 사건에 대한 원전의 안전성 평가 기술의 개발은 국내 원전의 안전성을 향상시키는 것은 물론 수출에 대비한 기술을 확보하는 부수적인 효과까지 있다.

원전 수출을 위해서는 각종 안전성 이슈들을 모두 해결할 기술을 확보하여야 한다. 예로서 터키와 같이 지진이 활발한 국가에 원전을 수출하기 위해서는 지진에 대한 안전성 문제를 해결할 수 있는 기술을 확보하여야 한다는 것이다.

마지막으로 차세대 원전의 설계에 대해 언급하고자 한다. 국내의

OPR 원전은 능동 계통과 다중성을 위주로 한 기존 개념의 설계에서는 달성 가능한 최고의 안전성에 접근한 것으로 보인다.

원전의 해외 수출을 위해서나 국내 건설될 원전을 위해서나 차세대 원전의 안전성을 향상시켜야 할 것이다.

이를 위해서는 능동 계통은 물론 피동 계통, 다중성 (redundancy)과 다양성 (diversity)을 모두 최적으로 배치하는 새로운 개념의 설계가 요구될 것이다.

이는 리스크 정보 활용 설계를 도입하지 않고서는 불가능하다. 이러한 새로운 방식의 설계는 기존의 방식에 얽매어서는 불가능하며, 도전적으로 큰 목표를 향해 열정을 가지고 접근하는 것이 필요하다.