

# 원자력발전소 인간신뢰도분석의 연구 현황 및 방향

정원대 · 김재환 · 박진균 · 강대일

한국원자력연구소 종합안전평가부

## 1. 서 론

대형 시스템의 안전에 미치는 인적요인의 영향이 매우 크기 때문에, 시스템의 안전성을 정확히 평가하기 위해서는 인적요인에 대한 체계적인 평가가 선행되어야 한다. 원자력 분야에서는 발전소 안전성에 미치는 인적오류를 평가하기 위하여 인간신뢰도분석(Human Reliability Analysis : HRA)<sup>1)</sup>을 수행해 왔다. 그러나 데이터의 부족과 인적행위 메카니즘에 대한 이해 부족으로 인하여 아직까지 HRA 수행에는 많은 불확실성이 존재한다. 최근 HRA를 포함한 안전성 평가 결과가 원자력발전소 설계 및 운전 관련 의사결정에 주요 정보로 활용<sup>2)</sup>되면서 HRA의 신뢰성을 높이기 위한 연구 개발 노력이 활발히 진행 중에 있다.

본 논문에서는 HRA 결과의 불확실성을 감소시키기 위하여 HRA 입력 데이터베이스의 개발을 포함한 표준 평가 방법의 개발, 차세대 HRA 방법 개발 등 원자력 분야에서 진행 중인 HRA 연구개발 현황을 소개한다. 원자력분야와 일반 산업체간의 정보와 기술의 교류와 공유를 통하여 대형 설비의 안전성에 미치는 인적요인을 체계적으로 평가하고 궁극적으로 인적수행도를 향상시키는데 기여할 수 있을 것으로 사료된다.

## 2. 인간신뢰도분석(HRA)의 문제점

HRA란 작업자가 미리 정의된 직무를 수행함에 있어서 성공적으로 작업을 수행하지 못하는, 즉 기대하는 결과를 얻지 못하는 오류확률을 정량적으로 평가하는 작업이다. 여러 가지 방법이 있지만 THERP, ASEP HRA, HCR 방법 등이 널리 사용되고 있다<sup>3)</sup>.

원전에 대한 종합적 안전성 평가 방법인 확률론적 안전성평가(Probabilistic Safety Assessment; PSA) 결과에 의하면 인적오류가 전체 안전성에 가장 큰 영향을 미치는 것으로 밝혀졌다. 미국 Exelon사의 발표 자료에 의하면 인적오류확률이 시스템 안전성에 약 60%까지 영향을 미치는 것으로 나타났으며<sup>4)</sup>, 국내 PSA 결과를 보더라도 전체 안전성에 영향을 미치는 사건들을 중요도 순서로 나열했을 때 가장 중요한 10개 사건 중 4개가 인적오류 사건으로 분석되었다<sup>5)</sup>. 이와 같은 PSA 결과는 산업 현장에서 실제로 발생한 많은 재해가 인적오류로 유발되었다는 사실과 부합하고 있다.

이렇게 인적요인이 전체 안전성에 미치는 영향이 큼에도 불구하고, 인적오류 평가의 불확실성이 계속 지적되어 왔다. 이의 근본 원인으로서 1) 인적오류 데이터 부족, 2) 인

적행위 메커니즘에 대한 이해 부족, 3) 통일된 분석 방법 및 절차 부족, 4) 분석자의 주관적 판단 처리의 미흡 등을 들 수 있다<sup>6)</sup>. 이런 상황에서 국내에서도 분석 기관마다 사용하는 HRA 방법이 다를 수 있고, 심지어 동일한 방법을 사용하더라도 분석자마다 적용 규칙과 수준이 다르므로 인해서 분석결과에 차이가 발생할 수 있다. 보다 객관적인 HRA 분석 결과를 얻기 위해서는 실제 사례에 근거한 데이터가 있어야 하나 인적 오류의 특성상 자료의 취득이 어렵고 결과적으로 객관적인 데이터가 매우 부족하다. 원자력 분야의 경우 국내 운전원의 특성이 반영된 인적수행도 자료는 전무한 실정이다.

### 3. 인간신뢰도분석 개선을 위한 연구 현황

PSA 결과가 원전의 운전 및 규제에 관련된 의사결정의 중요한 기술적 근거로 사용되면서 PSA 결과의 신뢰성이 중요해졌고, PSA 불확실성의 가장 큰 원인 요소인 HRA의 불확실성을 줄이는 것이 시급한 현안이 되었다. 이에 따라 HRA 불확실성을 줄이기 위한 연구개발 노력이 활발히 진행 중에 있다. 새로운 HRA 방법의 개발에서부터 HRA 분석을 지원하는 전산시스템의 개발에 이르기까지 다양한 분야와 방향에서 이런 노력이 구체화되고 있다. 한국원자력연구소에서는 HRA의 신뢰성을 높이기 위한 노력으로서, 국내 인적수행도 데이터베이스의 구축, 표준화된 HRA 방법 및 절차의 개발, 차세대 HRA 기반 기술 개발에 대한 연구를 수행하고 있다. 그림 1은 이에 대한 전반적인 연구 체계를 보여주고 있다.

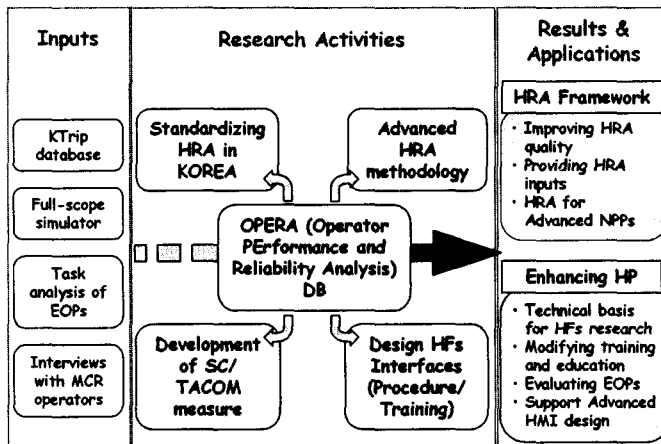


그림 1. 인적수행도 분석 및 HRA 체계 개발 연구

#### 가. 국내 인적수행도 데이터베이스 구축

인적요인의 평가나 개선에 있어서 가장 중요한 기술적 근거는 현장의 데이터이다. 인적오류의 특성상 오류확률과 같은 정량적인 데이터는 생산할 수 없다 할지라도, HRA의 입력 정보가 되는 직무 수행시간 및 여러 수행특성인자 값은 국내 데이터를

사용해야 객관적인 평가가 가능하다. 이제까지는 이와 같은 HRA 입력 정보를 분석자나 운전원의 주관적 판단치를 사용했으며, 결과적으로 HRA 결과의 불확실성을 높이는 원인으로 작용했다.

원자력연구소에서는 그림 2에서 보는 바와 같이 발전소 안전성에 영향을 미치는 인적요인 관련 자료를 수집하고 분석하여 국내 인적수행도 DB인 OPERA (Operator Performance and Reliability Analysis)를 개발하고 있다. OPERA DB는 국내 불시정지 이력 DB인 KTrip DB, 영광 3·4호기의 full-scope simulator에서 수행된 비상사고 모의실험의 녹화기록, 주제어실 운전원들을 대상으로 한 설문조사 및 비상운전절차서 (EOPs; emergency operating procedures)의 직무분석 결과들을 자료원으로 개발하고 있다. 이러한 자료원들의 분석을 통해 얻어진 결과는 크게 정량적 정보(시간정보) 및 정성적 정보로 구분될 수 있다. 표 1은 OPERA에서 얻을 수 있는 대표적인 정보들을 보여준다.

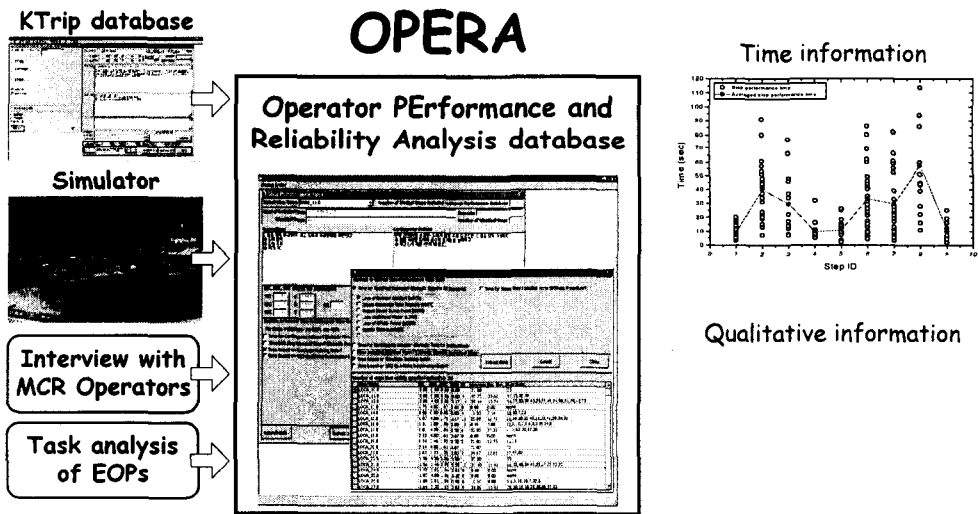


그림 2. OPERA의 개략적인 구조 및 주요 정보들의 예

표 1. OPERA에서 제공할 수 있는 주요 정보들의 종류

종류	인적수행도 정보 항목
정량적 정보	<ul style="list-style-type: none"> <li>원자로 트립 후 우선조치들에 대한 평균 수행시간</li> <li>각 비상 사고별 평균 사고 진단시간</li> <li>비상직무별 평균 수행시간</li> <li>비상운전절차서에 포함되어 있는 절차단계별 평균 수행시간</li> </ul>
정성적 정보	<ul style="list-style-type: none"> <li>원자로 불시정지와 관련된 인적요인</li> <li>운전원 경력에 따른 비상운전 수행 형태의 변화</li> <li>직무 복잡도에 따른 비상운전 수행 형태의 변화</li> <li>직무 특성에 따른 운전원 수행도 변화</li> </ul>

기존 HRA 수행에 있어서 가장 큰 문제점들 중 하나가 '정확한 입력 정보의 부족으로 인한 결과의 신뢰성 부족'이라는 점을 고려한다면, OPERA를 통해 얻어진 다양한 인적수행도 정보는 HRA 결과에 대한 신뢰성 제고에 크게 기여할 것으로 기대된다.

#### 나. HRA 표준 방법 개발

HRA 불확실성의 또 다른 중요한 요인은 분석 방법의 일관성 결여이다. 앞에서 언급한대로 분석 방법과 절차가 통일되지 못하여 다양한 분석 방법이 현장에서 사용되고 있어, 분석 결과가 달라진다. 이와 같이 분석 방법 및 절차의 차이로 인한 불확실성을 줄이기 위하여 HRA 표준 방법을 개발하고 있다. 이것은 새로운 방법의 개발이라기 보다는 이제까지 사용되던 방법을 중심으로 국내 관련 기관이 공동으로 참여하여 절차와 분석 기준을 통일하는 것이다. 또한 개발된 표준 방법을 공히 국내에서 사용함으로써 HRA 결과의 일관성을 높이는 것을 목적으로 연구 개발이 진행 중에 있다.

HRA 표준 방법은 그림 2에서 보는 바와 같이 기존 방법에 대한 검토 결과와 대상 운전원 조치에 대한 직무분석을 바탕으로 요건을 도출하고, 방법과 절차를 표준화한 후 HRA 지원 소프트웨어까지 개발하고 있다. 이 과정에서 원자력 분야의 모든 HRA 전문가가 참여하고 있다.

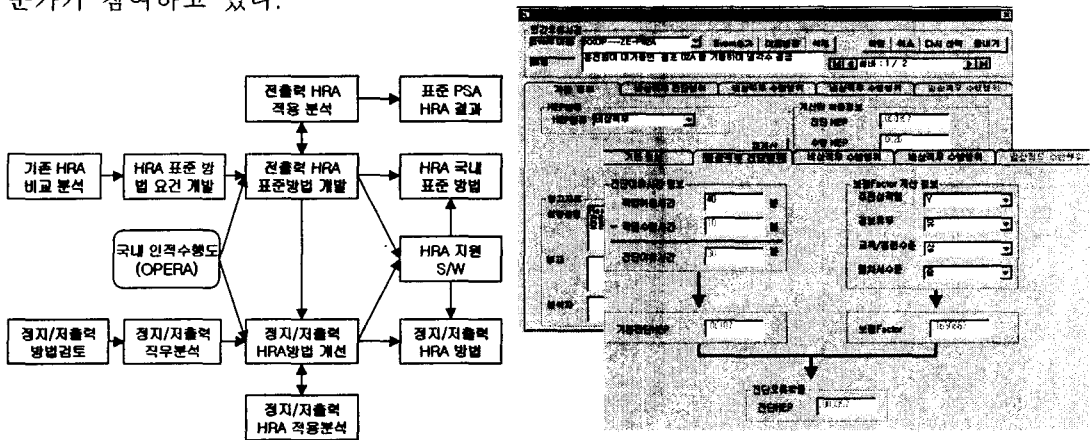


그림 3. HRA 표준 방법 개발 절차 및 지원 시스템 화면 예

#### 다. 차세대 HRA 기반 기술 개발

차세대 HRA 방법 개발은 기존 HRA 방법에서 적절히 다루지 못했던 운전원의 상황판단 및 의사결정을 포함하는 인지과정에서 발생하는 오류를 분석할 수 있는 방법과 절차를 개발하는 것이다. 기본적으로 오류분석 절차는 직무분석, 정성오류분석 그리고 정량오류분석으로 구분할 수 있는데, 차세대 HRA 기반 기술로서 각 부분에 대한 연구 개발을 다음과 같이 수행하고 있다: 1) 비상직무의 직무분석 기법으로서 구조적 정보분석 기법<sup>7)</sup> 개발, 2) 진단 및 의사결정 오류를 포함한 정성오류분석 방법 개발, 3) 오류사건에 대한 정량적 오류평가 체계 개발로 구성되어 있다.

구조적 정보분석 방법인 CASIA는 상세 오류분석을 수행하기 전에 필요한 직무 및 상황 정보들을 수집 분석하는 직무분석 기법으로서, 1) 시나리오 분석 모듈, 2) 목표-수단 분석 모듈, 3) 인지기능 분석 모듈 등 세 단계로 구성되어 있다. CASIA는 거시적인 시나리오 상황 정보에서부터 미시적인 인지과정의 패턴과 입출력 정보까지를 체계적으로 분석할 수 있는 방법이다.

AGAPE-ET의 정성 오류분석 부분은 원전 운전원의 진단 및 의사결정 오류로 인한 인적오류사건을 도출하고, 도출된 사건의 정성적 발생 가능성 및 직무의 취약성을 체계적인 지침을 통해 분석할 수 있는 분석절차를 제공하고 있다. 인지기능별로 오류유발 잠재성이 있는 주요 오류분석 항목을 선정·제시함으로써 오류가능성과 직무의 취약성을 파악할 수 있도록 설계되어 있다. 또한, 현 HRA 방법에서 다루지 못하는 수행오류(error of commission) 사건의 체계적인 분석 방법을 제시하고 있다. AGAPE-ET의 정량 오류평가 부분은 앞의 정성 오류분석 단계에서 파악된 오류사건의 확률적 발생 가능성을 평가하는 체계이다. 각 인지기능별 오류유형에 대하여 기본 작업 상황 하에서의 기본 인간오류확률을 결정하고, 관련 영향인자의 수준을 반영할 수 있도록 구성된 영향인자 의사결정수목(IFDT)을 이용하여 최종 오류확률을 얻을 수 있도록 개발하고 있다.

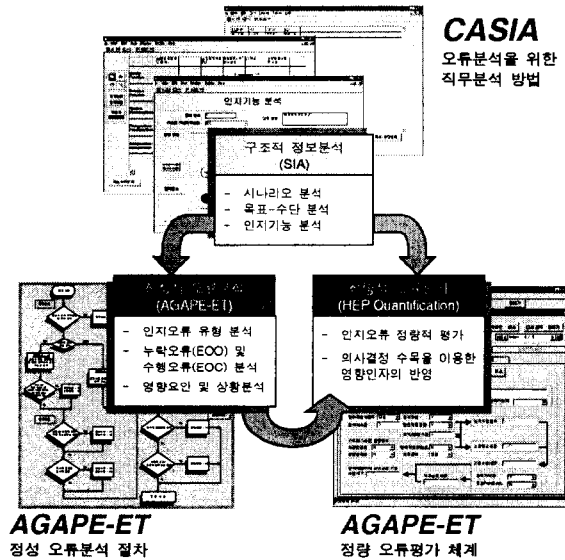


그림 4. 차세대 HRA 방법 개발 체계

#### 4. 결론

본 논문에서는 HRA 결과의 불확실성을 감소시키기 위하여 HRA 입력 데이터베이스의 개발을 포함한 표준 평가 방법의 개발, 차세대 HRA 방법 개발 등 원자력 분야에서 진행 중인 HRA 연구개발 현황을 소개하였다.

연구개발 내용은 크게 세 가지 분야로서, 첫째 인적수행도 정보로는 불시정지에 인적요인 원인분석, 시뮬레이터 모의실험 자료, 운전원 설문조사 결과 등을 분석하여 국내 인적수행도 DB를 개발하고 있다. 둘째, 사용 방법의 불일치로 인한 불확실성을 줄이기 위해서 관련 기관이 공동으로 HRA 표준 방법을 개발하고 있다. 마지막으로 새로운 HRA 방법으로서 수행오류(error of commission) 분석 방법을 개발하고 있다.

본 연구를 통해 수집된 데이터 중 직무 수행시간 정보는 원전 HRA 수행에 이미 사용되었으며, 향후 국내 원전 HRA의 입력 자료와 오류의 방지와 감소 및 운전원 수행도 향상을 위한 연구의 기술적 근거 자료로 사용될 것이다. 또한 HRA 방법 표준화 및 새로운 분석 체계 개발은 인적오류에 대한 보다 정확하고 체계적인 분석 방법을 제공할 것이다.

인적요인 분야는 그 특성상 관련 자료가 많지 않다. 특히 시스템 안전성 관점에서의 인적수행도에 관련된 데이터는 극히 적고 분석 방법 역시 새로운 연구 분야이기 때문에 모든 산업 분야가 필요한 정보와 기술을 공유할 필요가 있다. 원자력 분야와 일반 산업체간의 활발한 교류와 정보 공유를 통하여 국내 대형 산업 설비의 안전성에 미치는 인적요인을 체계적으로 평가하고 궁극적으로 산업 재해를 예방하는데 기여할 수 있을 것이다

## 참고문헌

- 1) Center for Chemical Process Safety (CCPS), Guidelines for Preventing Human Error in Process Safety, American Institute of Chemical Engineers, 1994.
- 2) USNRC, An Approach for Using Probabilistic Assessment In Risk-Informed Decisions on Plants-Specific Changes to the Licensing Basis, Reg. Guide 1.174, 1998.
- 3) Kirwan, B., A Guide to Practical Human Reliability Assessment. Taylor & Francis, 1994
- 4) Exelon Nuclear, Proceedings of IAEA Workshop on Improvement of Safety and Economics of NPPs, 2002.
- 5) 한국전력(주), “영광 5,6호기 확률론적 안전성평가”, 최종보고서, 2001.
- 6) Swain A.D., Human reliability analysis: need, status, trends and limitations, Journal of Reliability Engineering and System Safety, Vol.29, p301-314, 1992.
- 7) Jung, W.D., Kim, J.H., Yoon W.C., Structured Information Analysis for Human Reliability Assessment of Emergency Tasks in Nuclear Power Plants, Journal of Reliability Engineering and System Safety, Vol.71, p21-32, 2001.