

# 원자력발전소 위험도 평가를 위한 인간신뢰도분석

정 원 대 · 김 재 환

한국원자력연구원, 종합안전평가부

## Human Reliability Analysis for Risk Assessment of Nuclear Power Plants

Wondea Jung, Jaewhan Kim

Integrated Safety Assessment Division, Korea Atomic Energy Research Institute,  
1045 Daeduk-daero, Yuseong, Daejeon, Korea 305-353

### ABSTRACT

**Objective:** The aim of this paper is to introduce the activities and research trends of human reliability analysis including brief summary about contents and methods of the analysis. **Background:** Various approaches and methods have been suggested and used to assess human reliability in field of risk assessment of nuclear power plants. However, it has noticed that there is high uncertainty in human reliability analysis which results in a major bottleneck for risk-informed activities of nuclear power plants. **Method:** First and second generation methods of human reliability analysis are reviewed and a few representative methods are discussed from the risk assessment perspective. The strength and weakness of each method is also examined from the viewpoint of reliability analyst as a user. In addition, new research trends in this field are briefly summarized. **Results:** Human reliability analysis has become an important tool to support not only risk assessment but also system design of a centralized complex system. **Conclusion:** Human reliability analysis should be improved by active cooperation with researchers in field of human factors. **Application:** The trends of human reliability analysis explained in this paper will help researchers to find interest topics to which they could contribute.

Keywords: Human reliability analysis, Human error, Probabilistic safety assessment

### 1. Introduction

여러 산업 분야의 시스템 운전 경험에 따르면, 사고의 30~90% 정도가 인적오류에 의해 유발되는 것으로 알려져 있다(Reason, 1992; Wickens, 2000). 따라서 사고를 예방하고 시스템의 안전을 확보하기 위해서 인적오류를 체계적

으로 평가하고 관리하는 것이 필수적인 선결조건이 되었다. 더 나아가 이제는 시스템의 설계 단계에서부터 인적오류 가능성을 평가하고 이를 방지하고 대응할 수 있는 시스템의 개발이 제도화 되고 있다(USNRC, 2004).

인적오류를 평가하는 한 방법으로서 인간신뢰도분석(Human Reliability Analysis, HRA)이 있다. HRA는 시스템에서 발생할 수 있는 인적오류를 파악하고 그 발생 가능

Corresponding Author: Wondea Jung, Integrated Safety Assessment Division, Korea Atomic Energy Research Institute, 1045 Daeduk-daero, Yuseong, Daejeon, Korea 305-353.

Mobile:\*\*\*-\*\*\*\*-\*\*\*\* E-mail: wdjung@kaeri.re.kr

Copyright©2011 by Ergonomics Society of Korea(pISSN:1229-1684 eISSN:2093-8462). All right reserved.

성을 평가하는 업무로서, 1970년대 원전의 안전성 평가를 위해 처음으로 도입된 후(USNRC, 1975), 지금까지 원전의 확률론적 안전성 평가(Probabilistic Safety Assessment, PSA)의 한 부분으로 활발히 수행되어 왔다. 최근에는 철도, 석유화학 및 항공우주 시스템의 신뢰도와 안전성 평가 분야에도 HRA가 도입되고 있다.

이렇듯 활발한 HRA 수행에도 불구하고, 인적오류를 평가하는 데는 여전히 많은 기술적 난제가 있다. 오류를 평가하기 위해서 인간의 행동 특성과 한계는 물론 오류 발생 메커니즘에 대한 이해가 필요한데, 아직까지 밝혀지지 않은 부분이 많다. 특히 오류 확률을 정량적으로 평가하는 부분에서는 방법의 기술적 적합성과 결과의 신뢰성에 대한 논란이 계속되고 있다.

HRA 방법 역시 초기에는 이론적 기반이 없이 공학적 평가나 전문가 판단 기법에 의존하였고, 최근 들어서 기술적 근거를 보강한 새로운 방법들이 개발되고 있다. 1970년대와 1980년대에 개발된 HRA 방법이 인간의 행위적 직무의 오류 평가에 초점을 두고 있었다면, 1990년 중반 이후에 나온 HRA 방법은 상황 판단이나 진단과 같은 인지적 직무의 오류 평가에 목표를 두고 개발되었다. 편의에 따라서, 전자를 1세대 HRA 방법, 후자를 2세대 HRA 방법이라 부른다.

본 논문은 원자력 분야를 중심으로 HRA 수행 및 방법 개발 현황을 소개한다. 2장은 HRA 개요를, 3장에서는 1세대 및 2세대 HRA 방법을 간략히 설명한다. 그리고 4장에서 HRA 분야의 현안과 연구 개발 현황을 소개한다.

## 2. Overview of HRA

HRA는 인적오류 분석의 한 분야이다. 인적오류 분석은 회고적 오류분석(retrospective error analysis)과 예견적 오류분석(predictive error analysis)으로 구분할 수 있다(Hollnagel, 1998). 회고적 오류분석이란 이미 발생한 사건이나 사고의 원인으로서는 인적오류를 분석하는 일로서, 일반적으로 사건분석(event analysis)의 일부로 수행된다. 반면에 예견적 오류분석은 발생할 가능성이 있는 인적오류를 사전에 예측하는 분석으로서, 시스템의 안전성 평가를 위해 수행된다. 서론에서 언급한 바와 같이, 인적오류를 정확히 평가하고, 오류를 예방하고 이에 대응하기 위해서는 이 두 가지 인적오류 분석이 상호 연계되어 유기적으로 수행되어야 한다.

HRA는 예견적 오류분석 방법으로서, 수행 내용과 절차는 다음과 같다(IAEA, 1995).

- 정성적 오류분석
  - 인간 직무의 파악 및 관련 인적오류 도출(human error identification)
  - HRA를 위한 직무분석(task analysis)
- 정량적 오류분석
  - 인적오류의 모델링(human error modeling)
  - 인적오류 확률의 정량 평가(human error quantification)
- 문서화

HRA 과정은 크게 정성적 오류분석 단계와 정량적 오류 평가 단계로 구성된다. 정성적 오류분석 단계에서는 시스템 운전이나 비상 대응에 관련된 인적오류를 파악한다. 그리고 파악된 인적오류에 대한 발생 확률을 추정하는데 필요한 정보를 얻기 위해 상세한 직무분석을 수행한다. 이 직무분석 단계에서는 해당 직무의 상세한 수행절차와 작업자는 물론, 절차서, MMIS, 교육/훈련, 작업 환경 등 오류 발생 가능성에 영향을 미치는 모든 수행특성인자(Performance Shaping Factor, PSF)를 평가한다. 마지막으로 정량적 오류 평가 단계에서는 앞서 얻은 직무분석 결과를 바탕으로 HRA 방법의 정량분석 절차에 따라 오류 확률을 평가한다.

초기 HRA 수행에서의 정성적 오류분석이 해당 HRA 방법에서 필요로 하는 입력 정보를 얻는 수준이었던데 비하여, 최근에는 HRA 방법에 관계없이 직무(task)와 상황(context)에 대한 심층적 직무분석을 강조하는 추세이다. 또한 분석 결과는 물론 전체 분석 과정 및 사용된 모든 정보에 대한 체계적인 문서화 역시 HRA의 기술적 품질을 보증하는 중요한 요건으로 강조되고 있다.

## 3. HRA Methods

원자력 분야의 HRA는 Swain(1983)이 THERP(Technique for Human Error Rate Prediction) 방법론을 제시하면서 본격화되었다. 이 방법은 1975년 원자력발전소의 최초 PSA 보고서인 WASH-1400(USNRC, 1975)에서 처음으로 사용된 후, 1983년 HRA 방법론과 함께 다양한 단위행위에 대한 오류 확률 값을 포함하여 보고서로 발행되었다. 1979년 TMI 사고 이후 PSA가 모든 원전에 적용되면서, 1980년대에 수 많은 HRA 방법들이 제안되었으며 원전 PSA에 사용된 것만도 10여 가지가 넘는다(Kirwan, 1994).

여러 HRA 방법의 등장과 활발한 HRA 수행에도 불구하고, 인적오류를 정량적으로 평가하는 데는 여전히 기술적 어려움이 많다. 오류의 정의에서부터, 오류유형 및 수행특성인

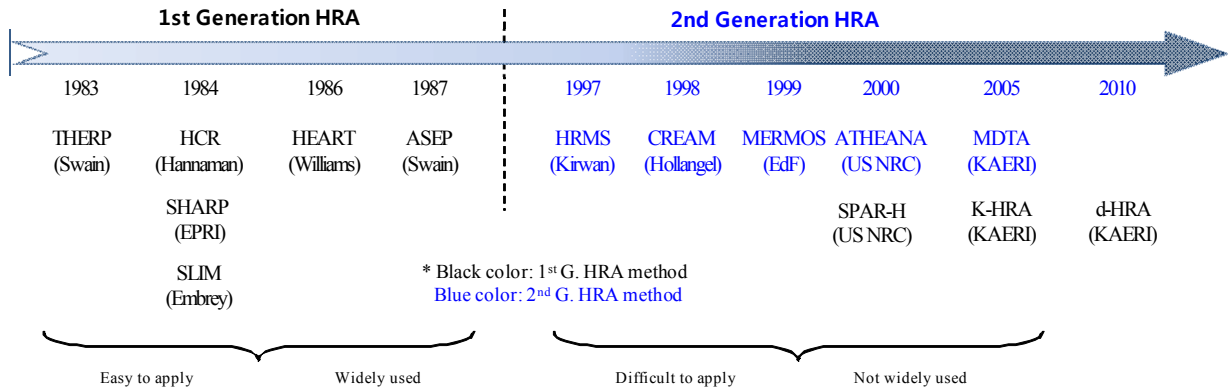


Figure 1. Representative 1<sup>st</sup> and 2<sup>nd</sup> HRA methods

자에 대한 분류체계, 그리고 오류 확률을 평가하는 정량분석 방법에 이르기까지 통일된 이론적 모델과 평가 방법이 없다. 이것은 오류의 평가를 위해서는 인간의 행동 특성과 한계는 물론 오류 발생 메커니즘에 대한 이해가 필요하지만 아직까지도 밝혀지지 않은 부분이 많기 때문이다. 이런 배경 하에서, 시스템 안전성 평가의 입력인 인간신뢰도를 도출하기 위해서, 공학적 기법이나 전문가 판단에 기반을 둔 여러 HRA 방법들이 제안되었다.

HRA 방법 역시 초기에는 이론적 기반이 없이 공학적 평가나 판단 기법에 의존하였고, 최근 들어서 기술적 근거를 보강한 새로운 방법들이 개발되고 있다. 1970년대와 1980년대에 개발된 HRA 방법이 인간의 행위적 직무의 오류 평가에 초점을 두고 있었다면, 1990년 중반 이후에 나온 HRA 방법은 상황 판단이나 진단과 같은 인지적 직무의 오류 평가에 중점을 두고 개발되었다. 편의에 따라서, 전자를 1세대 HRA 방법, 후자를 2세대 HRA 방법이라 부른다. Figure 1은 대표적인 HRA 방법을 시간 순으로 보여준다.

### 3.1 1<sup>st</sup> Generation HRA methods

Figure 1은 대표적으로 사용된 HRA 방법들을 보여주는 데, 오류 확률의 정량적 평가 관점에서는 이들 HRA 방법을 다시 분석적 방법과 전문가 판단 기법으로 구분할 수 있다. 분석적 방법은 오류 확률의 평가를 위한 수리적 모델을 제시하며, 분석자가 모델에서 정의한 상수(parameter)를 결정하면 제시된 수식에 의해 오류 확률이 계산된다. 반면 전문가 판단 기법은 경영분야에서 사용하는 전문가 의견 추출 기법에서 출발한 것으로, 전문가 그룹이 scaling 기법을 활용해서 오류 확률을 추정하는 방식이다.

이렇듯 많은 방법이 제안되었지만 THERP은 이들 모든 방법의 기준이 되었으며, 가장 오래된 방법이면서 아직까지도 널리 사용되는 대표적 방법이다. 본 논문에서는 HRA 수

행 방식에 대한 이해를 돕고자 THERP 방법의 내용 및 과정을 간략히 소개한다.

#### THERP

THERP의 기본 개념은 작업자의 직무를 단위동작으로 세분화하고, 각 단위동작의 오류 확률을 평가한 후, 이를 합하면 대상 직무에 대한 오류 확률을 구할 수 있다는 것이다.

예를 들어, 탱크 A의 수위가 10%가 되면 10분 이내에 유로 차단밸브 B를 열고, 펌프 C를 기동해서 탱크를 보충해야 하는 운전원 직무가 있다고 가정하자. THERP을 이용해서 이 운전원 직무가 실패하는 오류 사건에 대한 HRA 수행 절차는 다음과 같다.

- 상기 직무를 단위동작으로 세분화한다.
- 단위동작을 실패하는 오류 확률을 THERP 오류 확률 표 (Swain, 1983)에서 찾아 결정한다.
- 수행특성인자를 평가하여 THERP에서 제공하는 규칙에 따라 보정 값을 결정한다. 본 예제에서는 수행특성인자로 스트레스 수준, 숙련도 및 작업유형만을 고려한다.
- 보정 값을 곱하여 단위동작별 수정 오류 확률을 구한다.
- 감독자를 통한 오류 복구 가능성을 평가한다. 복구실패 확률을 곱하여 단위동작별 최종 오류 확률을 구한다.
- 모든 단위동작의 오류 확률 값을 더하여 해당 직무를 실패하는 오류 확률을 얻는다.

실제 HRA에서는 보다 많은 수행특성인자를 고려하며, 단위동작 간의 종속성도 고려하고, 불확실성 분석도 이루어진다. 상기 예제에 대한 HRA 분석 결과는 Table 1에 정리되어 있다.

#### SLIM

전문가 판단 기법으로는 Embrey(1984)가 제안한 SLIM

**Table 1.** Example of THERP HRA

Action failure	Nominal HEP <sup>1)</sup>	Factor of PSFs	Modified HEP	Recovery HEP	Final action HEP
Fail to detect level of Tank A	0.01(T20-10, #5) <sup>2)</sup>	1 <sup>3)</sup>	0.01	–	0.01
Fail to open Valve B	0.003(T20-13, #2)	4 <sup>4)</sup>	0.012	0.1(T20-22, #1)	0.0012
Fail to start Pump C	0.003(T20-12, #2)	4 <sup>4)</sup>	0.012	0.1(T20-22, #1)	0.0012
Final HEP of the Task					0.0124

- 1) HEP: human error probability provided by THERP handbook
- 2) (T20-10, #5) means that Table20-10 and item 5 of THERP handbook
- 3) 1 = Multiplier of PSFs(optimum stress level AND skilled operator AND step-by-step task)
- 4) 4 = Multiplier of PSFs(moderately high stress level AND novice operator AND step-by-step task)

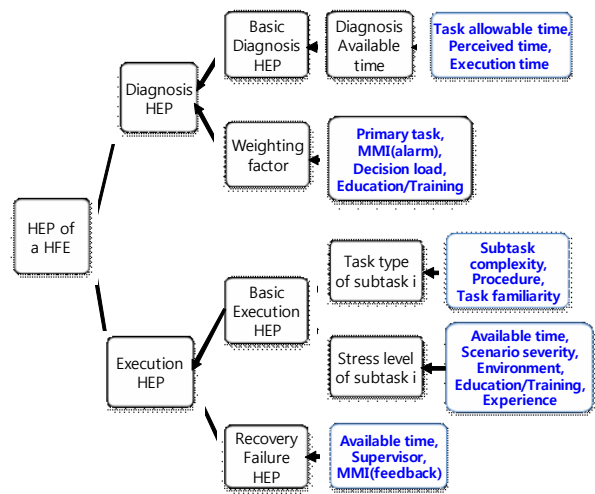
(Success Likelihood Index Method)을 대표적 방법으로 꼽을 수 있는데, 이 방법은 인적오류에 영향을 미치는 수행 특성인자의 영향력을 고려하여 오류 확률을 평가하는 방법이다. 수행특성인자의 평가를 통해 해당 직무의 성공가능지수(Success Likelihood Index, SLI)를 구한 다음 이를 바탕으로 오류 확률을 계산한다. 절차는 다음과 같다.

- 분석자 그룹을 결성한다.
- 해당 직무의 오류 발생에 영향을 미치는 수행특성인자를 선정한다.
- 선정된 수행특성인자가 오류 발생에 미치는 영향력을 가중치(weight)로 표현한다.
- 해당 직무 상황을 바탕으로, 각 수행특성인자의 수준을 점수(rating)화 한다.
- 수행특성인자 별로 가중치와 점수 값을 곱하고, 이를 모두 더하여 SLI를 계산한다.
- SLI와 오류 확률을 알고 있는 두 사건을 기준점으로 놓고, 계산된 SLI에 대한 오류 확률을 구한다.

**K-HRA**

1980년대 후반부터 국내 원전에 대한 PSA가 도입되면서 HRA도 함께 수행되어 왔으며, THERP과 ASEP HRA 방법을 주로 사용하여 왔다. 최근 위험도 정보를 활용한 규제 및 운전 전략이 활발히 도입되면서, PSA의 품질 향상을 위한 방법론 개선이 있었다. HRA도 분석자에 따른 불확실성을 줄이기 위하여 방법의 표준화가 추진되었고, K-HRA 방법(Jung, 2005)이 만들어졌다.

K-HRA는 ASEP HRA(Swain, 1987)를 근간으로 한 방법으로, 분석 절차와 규칙 및 입력 상수 결정 기준을 표준화하였다. 이 방법은 인적오류는 진단부분과 수행부분으로 나누어 분석할 수 있으며, 진단오류는 진단여유시간에 의해 결정되고 수행오류는 단위행위 별로 평가할 수 있다는 전제에 바탕하고 있다. Figure 2는 K-HRA의 오류분석 체계와 고려하는 수행특성인자를 보여준다.



**Figure 2.** Framework of K-HRA method

예를 들어, 직무A(Task A)를 실패할 오류 확률은 다음과 같이 구한다.

$$HEP(\text{Task A}) = HEP(D) + \sum HEP(E_i)$$

여기서, HEP: human error probability

HEP(D): 진단오류 확률

HEP(E<sub>i</sub>): 단위행위*i*의 수행오류 확률

$$HEP(D) = \text{Basic HEP}(D) \times M(\text{weighting factor})$$

여기서, Basic HEP(D) = *f*(진단여유시간)

*M* = *f*(MMIS, 교육/훈련, 절차서)

$$HEP(E_i) = \sum [\text{Basic HEP}(E_i) * HEP(R)]$$

여기서, Basic HEP(E<sub>i</sub>) = *f*(직무유형, 스트레스)

HEP(R) = *f*(감독/작업자 복구실패)

진단오류 확률은 먼저 직무의 필요성을 인지하고 대응을 결정하는데 주어진 여유시간을 가지고 Figure 3을 통해 기

본 진단오류 확률(Basic HEP(D))을 구한다. 다음으로, 직무의 진단에 영향을 미치는 수행특성인자를 고려한 보정 값을 곱하여 최종 진단오류 확률을 계산한다. Figure 4는 보정 값을 결정하는 규칙을 보여준다.

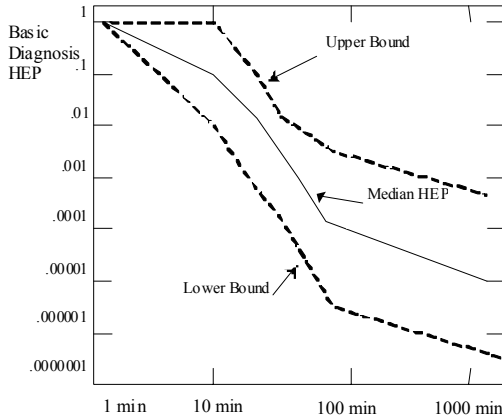


Figure 3. Basic diagnosis error probability

주관심작업 (Yes/No)	MMI 수준 (상, 중, 하)	절차서 수준 (상, 중, 하, 없음)	교육/훈련 수준 (상, 중, 하)	보정값	
Yes (1)	상(1/2)	상(1/3)	상 (1/3)	0.054	
			중 (1)	0.165	
			하 (5)	0.825	
	중(1)	중(1)	상	0.165	
			중	0.500	
			하(5)	2.500	
	하(2)	상	상	0.825	
			중	2.500	
			하	12.500	
		중(1)	중	상	0.109
				중	0.330
				하	1.650
No (20)	상(1/2)	상	상	0.330	
			중	1.000	
			하	5.000	
	중(1)	중	상	1.650	
			중	5.000	
			하	25.000	
하(3)	하	상	0.218		
		중	0.660		
		하	3.300		
상(1/2)	상	상	0.660		
		중	2.000		
		하	10.000		
중(1)	중	상	3.300		
		중	10.000		
		하	50.000		
하(3)	하	상	10.000		
		중	20.000		
		하	60.000		

Figure 4. Weighting factor for revised HEP of diagnosis error

수행오류의 경우에는, 앞서 설명한 THERP의 계산 방식과 유사하게 단위행위별로 오류 확률을 계산한 후 이를 합하여 최종 수행오류 확률을 계산한다. 단위행위별 수행오류 확률 단위행위 직무 성격과 스트레스 수준에 의해 결정되는데, 이것들은 다시 Figure 2에 표시된 바와 같이 관련 수행 특성인자에 의해 정해진다.

d-HRA

d-HRA 방법은 전산화절차서, 워크스테이션 기반 정보계통, 대형정보표시판, 소프트웨어기 등으로 구성된 첨단 주 제어실에서 이루어지는 운전원 직무에 대한 인간실패도분석 방법이다. d-HRA 방법의 기본 분석체계는 K-HRA 방법과 유사하며, 첨단 주 제어실 설계 특성과 인적행위 특성에 따른 주요 수행특성인자의 개발과 영향 정도를 K-HRA 체계에 반영함으로써 개발되었다(Kim, 2010). K-HRA 방법과 비교하여 크게 변경되는 부분은 진단오류 부분에서는 운전원의 의사결정의 중심이 되는 전산화절차서에 대해 직무유형과 설계 수준별 인적오류 영향 정도를 고려할 수 있도록 개발되었다는 것이며, 수행오류 부분에서는 전산화 환경에서 도입되는 화면관리(interface management; IM) 작업의 복잡도(IM complexity)와 오류 복구 역량의 반영이다. 설계 수준에 따른 인적오류 영향 정도의 결정은 AHP 기법을 이용한 국내 인간공학 전문가들의 의견취합을 통해 이루어졌다.

진단오류에 미치는 전산화절차서의 대표적인 직무유형에 대한 설계요소별 수준을 반영할 수 있는 인적오류 영향 정도 결정수목의 한 예가 Figure 5에 제시되어 있다.

기본 설계요소		추가적 설계요소		수준분류	보정값
판단문/지시문 의 명확성	기타기본요소	정보의 제공	감시창 감시가능		
최상	적절	적절	적절	최상-상	1/5
		부적절	부적절	최상-중	0.3
	부적절	적절	적절	최상-중	0.3
		부적절	부적절	최상-하	0.8
상	적절	적절	적절	상-상	1/4
		부적절	부적절	상-중	1/3
	부적절	적절	적절	상-중	1/3
		부적절	부적절	상-하	1.0
중	적절	적절	적절	중-상	1/3
		부적절	부적절	중-중-중	0.5
	부적절	적절	적절	중-중-하	0.5
		부적절	부적절	중-하	2.0
하	부적절	적절	적절	하	5.0
		부적절	부적절	하	5.0

Figure 5. An example decision tree for determining weighting factor with respect to the designed level of computerized procedure system

d-HRA 방법은 이미 설계된 첨단 주 제어실 직무에 대한 HRA 업무에 활용할 수 있을 뿐 아니라 설계 중인 원전의 HRA에도 활용되어 주요 설계 요소별 설계 수준을 HEP에 반영할 수 있는 방법이다.

### 3.2 2nd Generation HRA methods

1세대 HRA 방법의 가장 큰 한계 중 하나는 인간의 정보 처리 과정 즉 인지 과정에서 발생하는 오류를 제대로 다루지 못한다는 점이다. 실제로 대형 산업재해에 관련된 중요 인적오류는 사고 초기에 상황을 판단하거나 대응조치를 결정하는 일련의 의사결정 과정 중에서 발생하는 오류임이 밝혀졌다. 하지만 1세대 HRA에서는 인지과정을 black box로 처리하였으며, 이런 이론적 취약점으로 인해 기존 방법은 HRA 전문가, 인간공학 분야로부터 많은 비판을 받아왔다 (Apostolakis, 1992). 그러나 인지심리학과 인지공학의 발전으로 인간의 문제 파악과 해결 과정에 대한 인지적 특성과 한계가 조금씩 밝혀지면서 인적오류의 발생 원인 및 구조에 대한 연구도 활발해졌으며, 이에 따라 인적오류 분석에 초점을 맞춘 HRA 방법의 개발이 시작되었다.

1세대 HRA 방법은 대부분 오류 발생의 근본 원인이나 구조를 분석하기 보다는 공학적 관점에서 정량적 분석에 초점을 맞추고 있다. 또한 작업자의 직무를 외부적으로 관찰 가능한 부분을 위주로 평가함으로써, 작업자가 문제를 인식하고 상황을 판단한 후 대응 조치를 결정하는 일련의 의사결정 과정에서 발생하는 오류를 제대로 다루지 못하였다 (Jung, 2001). 그러나 원전과 같이 자동화되고 중앙 집중화된 대형 시스템에서의 인간의 역할은 시스템의 감시와 운전과 같이 의사결정이 중요한 직무 특성이 있다. 따라서 1세대 HRA 방법은 오류분석의 궁극적인 목적인 시스템의 안전성 향상이나 오류 예방을 위한 구체적인 해결 방안 도출에는 많은 한계를 갖고 있다.

1990년 중반부터 개발되기 시작한 2세대 HRA 방법은 정량적 평가에 무게를 둔 1세대 방법과는 달리 직무수행 과정에서 발생 가능한 오류유형과 분류체계 및 오류가 발생하는 구조 등 정성적 오류분석을 중시한다. 2세대 방법론은 이러한 인적오류 유형, 분류체계, 발생구조에 대한 분석 과정을 통하여 인적오류를 저감할 수 있는 방법을 제시하는데 상대적으로 효과적이라는 장점이 있다. 2세대 HRA 방법의 대표적인 특징을 정리하면 다음과 같다.

- 인적오류 유발 원인 및 상황(context)에 대한 분석
- 부적절한 수행오류(Errors of Commission, EOC) 사건을 포함하는 다양한 오류유형 파악
- 정성적 분석에 기반한, 즉 인적오류 발생 상황 정보에 근거한, 정량적 평가

대표적인 2세대 HRA 방법으로는 HRMS(Kirwan, 1997), CREAM(Hollnagel, 1998), ATHEANA(US NRC, 2000), 그리고 MDTA(Kim, 2005; 2008) 등이 있다.

#### HRMS

HRMS(Human Reliability Management System)는 Kirwan(1997)에 의해 개발되었으며, 인적오류의 정성적 분석과 정량화 방법을 모두 다루고 있는 인간신뢰도 분석체계이다. HRMS는 Rasmussen(1994)의 사다리꼴 의사결정모형과 Reason(1992)의 GEMS 모델을 기반으로 포괄적인 오류분석이 가능하도록 하였다. 오류분석을 위하여 외적 오류유형(external error mode), 내적 오류발생구조(psychological error mechanism) 및 수행특성인자 등의 분류체계를 제공하고 있다. 오류 분석 시에는 외적 오류유형과 내적 오류발생구조를 밝혀내며, 수행영향인자는 오류발생 가능성 평가 시에 사용된다.

HRMS의 정성적 오류분석 과정은 분석자가 방법에서 제공된 질문을 통해 대상 직무에 대하여 발생 가능한 오류유형을 선택하고, 선택된 오류유형에 대하여 연관된 내적 오류발생구조를 결정할 수 있게 한다. 정량적 오류 평가를 위해서는 별도의 정량화 시스템을 제공하고 있으며, 앞서 파악된 외적 오류유형에 대하여 관련 수행특성인자의 평가를 통해서 오류 확률을 추정하도록 한다.

#### CREAM

Hollnagel(1998)에 의해 개발된 CREAM(Cognitive Reliability and Error Analysis Method)은 인간의 인지 과정이 Rasmussen이 제안한 사다리꼴 의사결정모형에서처럼 순차적(sequential) 것이 아니라 순환적(recursive)이며, 인지적 제어는 직무의 유형에 따라 미리 정해진 여러 패턴 중 하나로 결정되는 것이 아니라 당시 상황(context)에 의해 결정된다는 가설을 바탕으로 한다. 예견적 오류분석을 위해서 Rasmussen의 여덟 단계의 인지과정이 실제 적용에서 어려움이 있다고 보고 이를 4단계(observation, interpretation, planning, execution)의 인지과정으로 단순화하였다.

CREAM에서는 직무 특성에 따라 우선적으로 중요한 인지 과정이 있다고 가정하고, 대표적 인지직무유형을 15개 동사로 분류하였다. 따라서 분석자가 각 직무수행 절차에 적합한 인지직무유형을 선택함으로써 해당 직무수행 절차에 직접적으로 관련된 인지과정을 정의하고 있다. 이를 위해, 각 직무유형에 우선적으로 개입되는 인지 단계를 제시하고 있다. 또한 각 인지과정에서 발생할 수 있는 기본적인 오류유형을 제시하고 있다. 최종적으로는 각 인지 단계별로 주어진 오류유형 후보 중에서 공통수행조건(Common Performance Conditions, CPC)을 고려하여 가장 가능성 높은 오류유형을 결정한다.

### ATHEANA

ATHEANA (A Technique for Human Event Analysis) (US NRC, 2000)는 부적절한 수행오류(errors of commission)와 누락오류(error of omission)에 대한 인간의 행동을 규명하고, 모델링하며 정량화하는 방법이다. 다른 방법에 비해 직무 상황 및 수행특성인자를 상세히 조사하며, 이 과정에서 사고에 영향을 주는 발전소 거동 및 오류유발상황(error forcing context)을 파악하는 특징이 있다. ATHEANA은 과거의 사고나 사건분석을 통하여 원전의 HRA에 적합한 오류유형과 오류유발상황요인 분류체계를 제공하며, HAZOP 개념을 이용한 다양한 시나리오 분석 과정과 그에 기반한 다양한 부적절한 행위(unsafe action) 분석 방법을 제시하였다.

ATHEANA의 분석 절차는 우선 관련 자료를 수집하고 이를 근거로 인적오류 사건과 관련 부적절한 행위(unsafe action)를 파악한다. 다음으로 파악된 부적절한 행위가 어떤 이유로 발생했는지를 오류유발상황 분석을 통해 밝혀낸다. 오류유발상황은 인간과 관련된 인지적 혹은 심리학적 요인과 시스템의 운전상황과 관련된 변수나 기기의 고장 등을 포함한다. ATHEANA에서 제시한 정량적 오류 평가는 전문가 판단 기법을 통해 오류 확률을 추정한다. 전문가 그룹을 만들어, 해당 오류 사건 및 부적절한 행위에 대해 충분히 설명한 후 관련된 오류유발상황요인을 뽑고 이를 바탕으로 그룹 토의를 통해 오류 확률을 도출하는 방법을 제시하고 있다.

### MDTA

MDTA (MisDiagnosis Tree Analysis) 방법(Kim, 2005; 2008)은 TMI-2와 같은 심각한 상황으로 전개될 수 있는 인적오류는 발생 사건의 오진단 또는 진단실패에 기인한다는 전제하에 발생 사건의 오진단 분석에 초점을 맞춘 방법이다. ATHEANA 방법이 원전 사고 시나리오의 여러 다양한 물리적 상황을 모두 고려하는 접근법을 취하는 것과는 달리 MDTA는 사건의 오진단 분석에 초점을 맞추으로써 분석에 소요되는 노력을 최소화할 수 있는 장점이 있다.

MDTA는 오진단에 기여하는 요인을 발생 사건과 관련된 사고 시나리오의 물리적 동특성(plant dynamics; PD), 운전원 오류(operator errors; OE), 계측 시스템 고장(instrumentation failure; IF) 등 세 가지 요인으로 보고 이들 요인들을 진단규칙에 따라 체계적으로 고려하는 오진단분석수목(MDTA)을 제시하고 있다. 뿐만 아니라, MDTA 방법은 특정 오진단으로 인해 유발될 수 있는 구체적인 인적 오류(누락오류 및 수행오류)를 파악하고, 그 오류의 발생 확률을 정량적으로 평가할 수 있는 체계적인 절차를 제공한다. 또한 MDTA는 오진단 원인과 결과를 체계적으로 제시

해 줄 수 있는 특징이 있으므로 설계 중인 원전의 절차서 개발 과정에 활용하여 오진단 원인 요소를 제거하거나 최소화할 수 있는 진단규칙을 설계하는데 효과적으로 사용할 수 있다.

## 4. Recent Activities of HRA

최근의 HRA 동향은 두 가지 방향에서 정리할 수 있다. 첫째는 HRA 활용의 지면 확대 움직임이고, 둘째는 HRA 관련 현안과 연구 개발 현황이다.

먼저 HRA가 시스템의 설계에 적극 활용되고 있다. 원자력 산업에서의 HRA 역할이 이제까지는 설계와 건설이 끝난 발전소의 안전성을 단순히 검증하는 데 목적이 있었다. 그러나, 최근에는 HRA를 통해 설계 대안을 평가하고 오류를 예방할 수 있는 설계 지침을 개발하는 등 시스템 설계에 HRA를 적극 활용하고자 하는 움직임이 있다. 이를 구체화하여 US NRC(2004)에서는 발전소의 설계 단계에서부터 인간 신뢰도를 고려하도록 요구하고 있으며, NASA(2008) 역시 인간이 관여하는 모든 우주 시스템의 설계 시 작업자의 안전은 물론 시스템의 안전성에 미치는 인간신뢰도를 최대화하도록 설계할 것을 요건으로 명시화하고 있다.

US NRC(2004)가 발행한 NUREG-0711에 따르면, 새로운 원전의 건설 시에는 설계 단계에서부터 인간공학 프로그램 이행하도록 요구하고 있다. 시스템의 설계와 운영 과정을 '계획과 분석 단계', '설계 단계', '검증과 확인 단계', '설치와 운영 단계'로 구분하고, 모두 12개 세부 모듈로 이루어진 인간공학 프로그램에 따르도록 요구하고 있다. HRA도 하나의 세부 모듈로 분석 단계에서 이행하도록 명시되어 있다. 현재 건설 중인 국내 원전에서도 이와 같은 인간공학 프로그램에 따라 시스템 설계를 하고 있다.

최근 국내에서 개발된 MDTA 방법(Kim, 2008)과 d-HRA 방법(Kim, 2010)은 부분적으로 설계 단계에서의 HRA를 지원할 수 있는 역량을 가지고 있다. MDTA 방법은 초기 발생 사건과 사건 전개중의 발생 사건에 대한 오진단 가능성을 절차서의 진단규칙과 시나리오의 물리적 동특성을 반영하여 평가할 수 있기 때문에 오진단 가능성을 제거하거나 최소화할 수 있는 진단규칙을 개발하는데 효과적으로 활용할 수 있다. 또한 d-HRA 방법은 전산화절차서와 소프트웨어의 주요 설계 특성을 중심으로 설계 수준에 따른 인적오류 확률을 평가할 수 있기 때문에 안전성에 중요한 영향을 주는 주요 비상안전 직무의 설계 개선에 효과적인 도움을 줄 수 있다.

두 번째 HRA 현안과 관련해서는 HRA의 품질이 기술적

현안이다. 위험도 정보활용이 명문화 되면서, 위험도 정보의 활용 목적에 맞는 일정 수준 이상의 기술적 품질을 갖는 위험도 분석을 요구하고 있다(ANS, 2009). 원전의 HRA를 수행함에 있어서, HRA 수행 범위와 기술적 품질 수준을 분석 결과의 활용 목적에 따라 세 등급으로 구분하고 있다. 이에 따라 HRA 품질에 대한 기준과 요건을 맞추기 위한 HRA 재분석 작업이 국내외 원전을 중심으로 활발히 진행 중이다. 한편으로는 이와 같은 HRA 품질 요건을 만족시키기 위한 노력의 일환으로, HRA 방법의 표준화 또는 여러 방법의 장점을 취합한 hybrid 타입의 방법론 개발이 US NRC를 중심으로 추진되고 있다.

또 다른 현안으로서, 최근 도입되는 첨단 제어실에서의 새로운 유형의 인적오류를 분석하고, 설계도 지원할 수 있는 HRA 방법론 개발이 있다. 첨단 제어실에는 전산화절차서를 포함한 운전지원 시스템, 모니터 및 soft control 작업의 도입으로 직무 환경과 특성이 크게 변한다. 이런 새로운 시스템의 도입이 인적오류에 미치는 긍정적/부정적 영향을 분석하고, 모니터를 통한 정보 취득 과정에서 일어날 수 있는 keyhole 효과 분석, 전산화된 시스템의 고장 시 운전원의 상황 인식 및 대응에 미치는 영향 등을 평가할 수 있는 새로운 HRA 방법이 개발되어야 한다(O'Hara, 1992). 이러한 방법의 개발이 기 개발된 2세대 HRA 방법과 최근 개발된 d-HRA 방법의 기술적인 토대 위에서 진행된다면 가까운 미래에 신형 제어실의 설계를 효과적으로 지원할 수 있는 HRA 방법이 개발될 수 있을 것이다.

마지막으로 HRA 분야에서 세계적으로 가장 공통된 최근의 연구 주제는, HRA의 기술적 근거가 되는 인적수행도 혹은 인적오류와 관련된 데이터의 수집과 생산이다. 이런 배경에는 인간 행동에 대한 사실적인 정보를 바탕으로 하지 않는 HRA 방법론에 대한 논의가 더 이상 의미가 없다는 공통된 인식이 자리잡고 있다. 특별히 비상 상황 하에서 운전원이나 작업자의 직무수행도나 인적오류에 대하여 HRA에 이용할 수 있는 실제 경험 자료가 거의 전무하다. 일부 사건 자료가 있더라도, 오류영향인자나 오류메커니즘을 충분히 파악할 수 있을 정도로 상세히 분석된 자료가 없는 형편이다. 이런 배경 하에서 시뮬레이터 자료를 수집하여 비상 직무에 대한 인적수행도를 분석하고 인적오류를 연구하는 OECD 국제공동연구가 진행되고 있다(Lois, 2008).

국내에서도 원전의 훈련 시뮬레이터를 사용하여 비상직무의 인적수행도 자료를 수집하고 분석한 연구가 있었으며(Park, 2004; 2007), 현재도 관련 연구가 계속 진행 중이다. 앞으로 국내에서 곧 운전실에 들어갈 첨단 제어실의 훈련 시뮬레이터를 사용한 HRA 관련 연구가 추진될 예정이며, 이와 관련해서는 다수의 원전 보유국들이 참여하는 국제공동연구도 계획 중에 있다. 한편으로는, 원전에서 이제까지

발생했던 중요한 사건들을 재 분석하여 관련된 인적오류와 수행특성인자 정보를 추출하고, 이를 HRA에 활용하고자 하는 연구도 수행되고 있다(US NRC, 2005; 2006). 이와 같이 시뮬레이터나 운전 경험 자료의 분석을 통하여 인적오류와 수행특성인자 데이터가 수집되고 DB화 되면, 이를 바탕으로 보다 개선된 HRA 방법론이 나올 수 있으며, 보다 품질이 향상된 HRA를 수행할 수 있을 것으로 기대하고 있다.

## 5. Conclusion

원자력 산업을 중심으로 시스템 안전성 평가 분야에서 수행되어 온 HRA의 내용과 방법을 소개하고, 현재의 연구 동향을 살펴보았다.

시스템의 안전이 어느 때보다 강조되면서, 인적오류를 체계적이고 정량적으로 평가하는 HRA에 대한 관심이 높아지고 이의 활용이 확대되고 있다. HRA 방법론도 지난 30여년간 꾸준히 발전되어 왔으나, 실제 산업 현장에서는 여전히 1980년 대에 개발된 방법들이 사용되고 있다. 하지만 시스템이 대형화, 지능화되면서 인간의 역할이 바뀌에 따라 HRA 방법론에 대한 새로운 제안과 연구가 계속되고 있다. 특히 HRA 신뢰성을 높이고자 하는 노력과, 궁극적으로는 실제 운전 경험 자료에 기반을 둔 새로운 HRA 방법론 개발에 대한 논의가 활발히 진행 중이다.

한편으로는 시스템의 안전성 평가 관점에서만 활용되던 HRA가 최근에 시스템의 설계 및 운영 관리에 사용되기 시작했다. 이는 인적오류의 예방과 저감을 위해서는 HRA와 전통적인 인간공학 분야가 유기적으로 연계될 필요가 있다는 것을 상호 인식하게 되었다는 의미이다. HRA를 위해서는 인간공학 분야에서 오랫동안 축적된 이론적 배경과 데이터가 근거가 되어야 하며, 반대로 인적오류 관리의 대상을 찾는 데는 상대적인 우선 순위를 결정해 줄 수 있는 HRA의 역할이 필요하다. 앞으로 안전성 평가 분야의 HRA와 전통적인 인간공학 분야와의 유기적이고 긴밀한 협력과 활발한 공동 연구가 기대되는 바이다.

## Acknowledgements

This research was supported by Nuclear Research & Development Program of the National Research Foundation (NRF) grant funded by the Korean government(Ministry of Education, Science and Technology)(Grant code: 2010-0001029).



## References

- ANS, *Standard for Level 1/Large Early Release Frequency PSA for Nuclear Power Plant Applications*, ASME/ANS RA-Sa-2009, American Nuclear Society, 2009.
- Apostolakis, G. E. (Eds.), Special Issue on Cognitive Science Approaches to Process Control, *Reliability Engineering and System Safety*, Vol. 36, 1992.
- Embrey, D., Humphreys, P., Rosa, E., Kirwan, B. and Rea, K., *SLIM-MAUD: An Approach to Assessing Human Error Probability Using Structured Expert Judgment*, NUREG/CR-3518, Vol.I & II 1984.
- Lois, E., et al., *International HRA Empirical Study Pilot Phase Report*, OCED Halden Reactor Project, HWR-844, 2008.
- Hannaman, G., Spurgin, A. and Lukic, Y., *Human Cognitive Reliability (HCR) Model for PRA Analysis*, Draft Report, NUS-4531, EPRI Project RP2170-3, 1984.
- Hollnagel, E., *CREAM - Cognitive reliability and error analysis method*, Elsevier Science Publishers, 1998.
- IAEA, *Human Reliability Analysis in Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants*, Safety Series NO. 50-P-10, IAEA, 1994.
- Jung, W., Yoon, W. and Kim J., Structured information analysis for human reliability analysis of emergency tasks in nuclear power plants, *Reliability Engineering and System Safety*, Vol.71, p21-32, 2001.
- Jung, W., Kang, D. and Kim, J., *Development of a Standard Method for Human Reliability Analysis of Nuclear Power Plants*, KAERI/TR-2961, KAERI, 2005.
- Kim, J., Jung, W. and Park, J., A systematic approach to analyzing errors of commission from diagnosis failure in accident progression, *Reliability Engineering and System Safety*, Vol.89, p137-150, 2005.
- Kim, J., Jung, W. and Son, Y., The MDTA-based method for assessing diagnosis failures and their risk impacts in nuclear power plants, *Reliability Engineering and System Safety*, Vol.93, p337-349, 2008.
- Kim, J., Lee, S. and Jang, S., *Analysis of human error potentials and design-related influencing factors for computer-based procedure and soft controllers to develop HRA method for ACRs*, KAERI/TR-4207, KAERI, 2010.
- Kirwan, B., *A Guide to Practical Human Reliability Assessment*, Taylor & Francis, 1994.
- Kirwan, B., The Development of A Nuclear Chemical Plant Human Reliability Management Approach: HRMS and JHEDI, *Reliability Engineering and System Safety*, Vol. 56, pp. 107-133, 1997.
- NASA, Human-Rating Requirements for Space Systems, *NASA Procedural Requirements*, NPR 8705.2B, 2008.
- O'Hara, J. and Hall, R., Advanced control rooms and crew performance issues: implications for human reliability, *IEEE Transactions on Nuclear Science*, Vol. 39, pp. 919-923, 1992.
- Park, J., Jung, W. and Ha, J., Shin Y., Analysis of Operator's Performance under Emergencies using a Training Simulator of the Nuclear Power Plants, *Reliability Engineering and System Safety*, Vol.83, p179 -186, 2004.
- Park, J. and Jung, W., OPERA - a Human Performance Database under Simulated Emergencies of Nuclear Power Plants, *Reliability Engineering and System Safety*, Vol.92, p503-519, 2007.
- Rasmussen, J., *Information processing and human machine interaction: an approach to cognitive engineering*, New York, Elsevier, 1986.
- Reason, J., *Human Error*, Cambridge University Press, 1992.
- Swain, A. and Guttmann, H., *Handbook of human reliability analysis with emphasis on nuclear power plant applications*, USNRC, NUREG/CR-1278, 1983.
- Swain, A., *Accident Sequence Evaluation Program Human Reliability Analysis(ASEP HRA) Procedure*, NUREG/CR-4772, USNRC, 1987.
- USNRC, *The Reactor Safety Study*, WASH-1400(NUREG-75/014), US NRC, 1975.
- USNRC, *Human Factors Engineering Program Review Model*, NUREG-0711, US NRC, 1994.
- USNRC, *Technical basis and implementation guidelines for a technique for human event analysis(ATHEANA)*, NUREG-1624, Rev.1, US NRC, 2000.
- USNRC, *Human Factors Engineering Program Review Model*, NUREG-0711, Rev.2, US NRC, 2004.
- USNRC, *Good Practices for Implementing Human Reliability Analysis*, NUREG-1792, US NRC, 2005.
- USNRC, *Human Event Repository Analysis(HERA) System: Overview*, NUREG/CR-6903. Vol.1, US NRC, 2006.
- Wickens, C. and Hollands, J., *Engineering psychology and human performance*, Englewood Cliffs, NJ: Prentice-Hall, 2000.
- Williamms, J., "A Data-Based Method for Assessing and Reducing Human Error to Improve Operational Performance," *Proceedings of the IEEE 4th Conference on Human Factors in Power Plants*, Monterey, California, June 6-9, 1988.

## Author listings



**Wondea Jung:** wdjung@kaeri.re.kr

**Highest degree:** PhD, Department of Industrial Engineering, KAIST

**Position title:** Project Manager, Division of Integrated Safety Assessment, Korea Atomic Energy Research Institute

**Areas of interest:** Human Performance and Reliability in Nuclear Power Plant, Risk Assessment and Management



**Jaewhan Kim:** [jhkim4@kaeri.re.kr](mailto:jhkim4@kaeri.re.kr)

**Highest degree:** MS, Department of Nuclear Engineering, KAIST

**Position title:** Principal Researcher, Division of Integrated Safety Assessment, Korea Atomic Energy Research Institute

**Areas of interest:** Human Performance and Reliability in Nuclear Power Plant, Risk Assessment and Management

Date Received : 2011-01-31

Date Revised : 2011-02-08

Date Accepted : 2011-02-09