

원자력발전소 인간신뢰도 분석의 한계점 분석과
차세대 방법을 위한 요건 개발

Analysis of Limitations on Human Reliability Analysis in Nuclear Power
Plants and Development of Requirements for an Advanced Method

정원대* · 김재환* · 장승철* · 하재주*

W.D. Jung · J.W. Kim · S.C. Jang · J.J. Ha

(1999년 2월 4일 접수, 1999년 5월 10일 채택)

ABSTRACT

More than twenty methods were suggested for Human Reliability Analysis (HRA) in the field of safety analysis for Nuclear Power Plants (NPPs). However, there is still a high uncertainty on the analysis and a difficulty in performing HRA. New methods and approaches are under studying to overcome such limitations of current HRA. This paper presents some results of study to analysis limitations of current HRA in viewpoint of user, i.e., HRA analyst. The limitation analysis was based on 89 human error events modeled in a Probabilistic Safety Assessment (PSA) project for NPPs in Korea. Total 17 specific limitations were identified and categorized into seven groups. Important analysis has also been undertaken to assess the order of priority among those limitations. Finally, seven requirements with priority ranking were generated for an advanced framework and methodology of HRA.

1. 서론

기술의 발전과 지속적인 설계 개선에 힘입어 원자력발전소를 포함한 대형 산업 설비의 기계적 신뢰도는 매우 높은 수준에 도달하였으나, 이를 운용하는 인간은 그 능력이 고유한 인지적

특성과 한계로 제한되어 있어 전체 시스템의 안전성과 효율성을 저해하는 요소로 인식되고 있다. 궁극적으로 시스템의 안전성을 높이기 위해서는 오류를 방지하거나 혹은 발생하더라도 시스템에 영향이 없도록 설계/운전해야 하며, 이를 위해서는 우선 시스템 사용자인 인간의 관점에

* 한국원자력연구소

서 오류에 대한 연구가 선행되어야 한다. 오류 연구에는 기 발생한 사고나 사전분석을 통해 인적 오류의 원인과 대책을 분석하는 회고적 오류 분석과, 설계나 운전 중인 시스템에서 발생 가능한 오류를 예측해 보는 예견적 오류분석이 있다¹⁾. 오류 자료의 부족과 사고의 사전 예방이 강조되는 상황을 고려할 때 앞으로 예견적 오류 분석의 중요성이 보다 강조될 것으로 보인다.

시스템 안전성 평가 관점에서 인적오류를 예견적으로 평가하는 방법으로서 인간신뢰도분석(Human Reliability Analysis: HRA)이 있다²⁾. 주로 원자력발전소(이하 원전)에 대한 확률론적 안전성평가(Probabilistic Safety Assessment: PSA)³⁾의 일부로 수행되어 왔는데, 주어진 직무를 수행하지 못하는 인적오류 확률을 정량적으로 평가하는데 초점이 맞추어져 있다. PSA에서는 원전 핵연료 손상을 초래하는 사고 시나리오를 파악하고 그 발생 빈도를 추정하는데, 이 과정에서 인간의 직무 수행도를 기기의 고장과 같이 하나의 사건으로 모델링하고 직무 수행 실패 확률을 HRA를 통하여 추정한다. HRA를 위해 THERP(Technique for Human Error Rate Prediction)⁴⁾를 비롯하여 많은 HRA 방법이 개발되어 사용되어 왔으나, 대부분 오류 발생의 근본 원인이나 구조를 분석하기 보다는 인간행위의 외면적 부분만을 고려하여 정량적 평가에 치중한 방법이었다.

그러나 원전은 많은 부분이 자동화되고 중앙 집중화된 복잡한 대형 시스템으로서 인간은 시스템을 감시하고 조정하고 종합적으로 관리하는 인지적 직무를 주로 수행한다. 따라서 인간직무의 외면적 행위부분에 초점을 맞추고 있는 기존의 HRA 방법은 오류분석의 궁극적인 목적인 시스템 안전성의 향상이나 오류 감소를 위한 구체적인 해결 방법의 도출에는 많은 한계가 있다. 원자력 분야 안전성 평가의 일부로 주로 수행되던 HRA에 대한 인간공학, 인지 공학자들의 관심이 증가하면서 기존 HRA 방법에 대한 문제 제기와 함께 새로운 방법 개발에 대한 움직임이 활발해졌다. 이런 노력의 결과로 기존 방법에서 다루지 못하던 인지과정에서의 오류를 분석하기 위하여 이미 몇몇 새로운 오류분석 기

법과 HRA 방법이 제안되었다⁵⁾. 그러나 새롭게 제안된 방법들이 원전 PSA의 HRA에 직접적으로 적용된 경우는 많지 않다. 이는 이들 방법들이 아직은 이론적인 모델 개발과 분류체계 확립에 치중하고 있고 범용성 HRA에 적합한 수준으로서, 원전 PSA의 HRA 수행에 직접적으로 적용하기에는 부적절하거나 불충분한 부분이 많기 때문이다. 원전과 같이 복잡한 대형 시스템은 관련된 직무나 오류 유형이 다양하고 오류 발생 구조 및 원인이 복합적인 경우가 많아서 범용성 HRA 방법으로는 직접적인 적용이 어려운 경우가 많다. 원전 HRA는 다양한 직무를 대상으로 하기 때문에 각 직무의 특성에 맞는 방법과 분석 수준을 적용해야 하며, 결과적으로 몇가지 방법과 수준이 선별적으로 적용될 수 있는 HRA 분석 체계/framework를 구축해야 한다.

최근에 인지과정에 대한 분석을 강조한 차세대 HRA 방법의 등장으로 인지오류분석과 보다 정성적 분석에 근거한 HRA가 원칙적으로 가능하게 되었다⁶⁾. 그러나 원전 HRA에 실제적인 적용이 아직 미흡한 상황에서, PSA 적용성 관점에서 새로운 HRA 체계 개발의 방향과 구체적인 요건을 다시 한번 정리할 필요가 있다. 본 논문에서는 원전에 적합한 새로운 HRA 체계와 방법을 개발하기에 앞서서 기존 HRA의 한계점을 체계적으로 분석하고, 이를 해결하는 관점에서 향후 새로운 방법 개발을 위한 요건을 제안하고자 한다. 기존 HRA의 한계점에 대하여 언급한 연구^{7,8)}가 있었으나 너무 포괄적이고 개념적인 지적이 대부분으로 실제 문제를 해결하기 위해서는 보다 구체적인 한계점 파악이 필요하다. 이를 위해 첫째, HRA 분석자의 관점에서 기존 HRA 수행 상의 구체적인 한계점을 수집, 분류하였다. 한계점 분석에는 한국 표준 원전 PSA의 HRA 수행 결과가 사용되었으며 일곱 개의 유형과 17개의 세부 한계점이 파악되었다. 둘째, 파악된 한계 유형의 상대적 중요도를 평가하였다. 중요도 분석에는 한계점의 발생 빈도와 오류사건의 PSA 중요도를 고려한 두 가지 척도를 사용하였다. 그리고 파악된 한계점을 해결하는 관점에서 새로운 방법 개발을 위한 요건을

도출하였다.

2. 원전 HRA 방법 검토

원전 HRA는 1975년 WASH-1400⁹⁾에서 THERP방법이 처음 적용된 이래 원전 안전성평가의 일부분으로 활발히 수행되어 왔다. 원전 HRA는 원자로의 안전한 정지나 사고 전개를 방지하고 완화하는 과정에 개입되는 인간 직무를 파악하고, 운전원/작업자가 주어진 직무를 제한시간 내에 수행하지 못하는 사건을 인적오류 사건으로 정의한 후 이의 확률값을 평가하는 작업이다⁴⁾. 1979년 TMI 사고 이후 원전 안전성에 미치는 인적오류의 중요성이 크게 대두되면서 HRA 방법 개발이 활발했으며 이에 따라 많은 방법이 개발되었다. 다양한 관점의 방법이 개발되었으나 크게 다음과 같은 분석적 방법(analytical methods)과 전문가 판단 방법(expert judgment method)으로 구분할 수 있다¹⁰⁾.

• 분석적 방법

- THERP (Technique for Human Error Rate Prediction)
- ASEP HRA (Accident Sequence Evaluation Program HRA)
- SHARP (Systematic Human Action Reliability Program)
- TRC (Time Reliability Correlation)
- HCR (Human Cognition Reliability)
- OAET (Operator Action Event Tree)
- HEART (Human Error Analysis and Reduction Technique)

• 전문가 판단 방법

- PC (Paired Comparison)
- APJ (Absolute Probability Judgment)
- SLIM (Success Likelihood Index Methodology)
- IDA (Influence Diagram Approach)

분석적 방법은 기본적으로 인간의 직무를 분해하고 주요 영향인자를 파악한 후 각각을 평가해서 해당 직무의 오류확률을 산출하는 방식이다. THERP과 ASEP HRA가 이런 기본적인 접근법에 가장 충실한 기법이며, TRC와 HCR은

오류확률이 허용시간에 크게 영향을 받는다는 전제하에 개발된 방법이다. HEART는 직무 유형을 분류하고 기본 오류값을 제공한 후 이를 다양한 영향인자를 고려하여 보정하는 방법이다. 전문가 판단 방법은 의사결정 이론의 전문가 의견을 취합하는 모델을 근거로 한 것으로서, 오류확률을 직접적으로 평가하는 APJ방법과 여러 오류사건을 두개씩 상대적으로 평가하여 오류확률을 산출하는 PC, 오류영향인자를 정의하고 이의 상대 가중치(weighting)와 평가(rating)로 오류확률을 산출하는 SLIM 방법 등이 사용되고 있다. 기존 HRA 방법 개요와 비교는 여러 참고문헌¹⁰⁻¹³⁾에 잘 정리되어 있다. 이외에도 시뮬레이터 모델¹⁴⁾을 통한 오류분석 움직임이 있었으며, 최근에는 인지오류에 초점을 맞춘 오류분석 방법이 연구되고 있다¹⁵⁾.

여러 HRA 방법 중에서 원전 PSA의 HRA 수행에 직접 적용된 방법은 주로 THERP, ASEP HRA, HCR, HEART 및 SLIM이 있으며, 그 중에서도 THERP과 ASEP HRA가 가장 널리 사용되었다. 따라서 본 분석에서는 두 방법을 대상으로 기존 HRA의 한계점을 평가하였다.

3. 기존 HRA 한계점 도출 및 평가

3.1 문헌을 통한 기존 HRA한계점 조사

앞에서 살펴본 기존 HRA 방법과 원전 적용에 내재하는 많은 한계와 문제점이 오래 전부터 제기되어 왔다. 그러나 이러한 문제점이 본격적으로 논의되고 이를 해결하기 위한 노력이 시작된 것은 1990년대 들어와서이다. 1990년 Dougherty⁷⁾가 "HRA? Where Shouldst Thou Turn"이라는 논문을 통해 기존 HRA의 한계점 및 향후 방향 정립을 주장한 이후, Swain⁸⁾, Hollnagel¹⁶⁾, Parry¹⁷⁾ 등 HRA 전문가에서부터 인지요류 전문가에 이르기까지 다양한 관점에서 기존 HRA의 한계를 언급하였다.

Dougherty는 다양한 인적오류를 고려하지 못하며, 실제 오류 발생에 영향을 미치는 다양한 오류요인을 고려하지 못하는 점, 수행오류를 반영하지 못하는 문제, 분석 결과의 검증 문제 등

을 기존 HRA 방법의 한계점으로 파악하였다. Swain은 주로 인적오류의 정량적 분석 관점에서의 한계를 언급하였다. 데이터의 부족과 부적절, 전문가 판단 기법 적용의 문제, 분석결과의 정확성과 검증 문제, 인간행위의 이론적 근거 미흡 등을 주된 한계로 정리하였다. Hollnagel은 기존 HRA는 인적오류를 기계적 신뢰도분석 방법인 분해적 기법으로 분석하려는 시도가 잘못된 것이며, 실제 작업 상황의 동적특성을 반영하지 못하고, 오류분석 자료가 부족하다는 점을 기존 HRA의 한계로 지적하였다. Parry는 수행 오류를 다루지 못하고, 정량화 과정 및 방법이 타당한 과학적 근거를 갖지 못하는 점을 기존 HRA의 한계로 적시하였다. 이외에 조직/관리 및 안전문화의 영향을 고려하지 못하는 점도 기존 HRA의 한계점으로 지적되고 있다.

이와 같이 여러 전문가에 의해 제기된 기존 HRA 방법의 한계점은 크게 다음과 같이 정리할 수 있을 것이다.

- 분해적인 기계적 신뢰도분석 방법 적용
- 관찰 가능한 행위의 외부적 특성만 고려한 분석
- 수행오류를 포함한 다양한 오류유형과 오류 발생 영향인자를 반영하지 못함
- 정량화 과정 및 방법의 이론적 근거 미흡
- 오류 데이터의 부족과 분석 결과의 검증 어려움

3.2 HRA 결과 분석을 통한 한계점 파악

문헌에 언급된 기존 HRA 한계점은 분석 방법 측면에서부터 데이터의 문제까지 다양한 관점과 수준을 나타내고 있다. 한계점의 정의 역시 개념적이고 포괄적이어서 이에 대한 구체적인 해결 방안의 수립이 쉽지 않다. 한계점 파악을 통하여 향후 방법 개발을 위한 구체적인 기술적 요건이 도출되어야 하나 현재 문헌상에 언급된 한계점은 포괄적인 상위 수준의 정의에 그치고 있다. 이제까지 제안된 차세대 HRA 방법은 인지오류에 대한 심층 분석이 기존 한계점을 해결하는 방향임을 주장하고 있으나 이것이 기존 한계점의 전부를 해결하지는 못하고 있다. 앞에서 언급한 것처럼 새로운 방법들이 아직은

이론적인 모델과 방법 개발에 초점을 맞추고 있어 원전 HRA에 적용을 위해서는 보다 구체적이고 기술적인 요건을 도출하고 이에 맞는 형태로 발전적인 보완을 계속해야 한다.

이를 위해서 본 논문에서는 HRA 수행 결과를 분석하여 기존 방법의 한계점을 조사하였다. 실제 수행했던 HRA 결과를 기술적으로 분석하여 개개 오류사건분석에서 나타난 기술적 한계점을 파악하고 이를 분류하였다. 이를 통하여 문헌에서 조사된 HRA 문제점들이 실제 HRA 수행 경험과 부합되는지를 확인하였고, 보다 구체적이고 실제적인 한계점들을 확인하였다. 분석에 사용된 HRA 자료는 한국표준원전 PSA¹⁸⁾의 HRA 결과였으며, 총 89개의 인적오류 사건을 분석하였다. 이 중 25개는 사고 전 인적오류로서 THERP을 사용하여 분석하였으며, 나머지 64개는 사고 후 인적오류로 ASEP HRA 방법을 사용하여 오류 확률을 평가하였다. 89개 인적오류에 대한 HRA 과정 및 결과 분석을 통하여 총 17개의 구체적인 한계점을 파악하였다. 한계점 파악은 주어진 상황(context)하의 직무에서 발생 가능한 오류유형을 예견하고 그 원인 및 영향인자를 밝혀내며 오류 발생 가능성을 평가하는 관점에서 Bottom Up 방식으로 도출하였다. 우선 문헌 조사를 통하여 수집한 한계점과 89개 오류사건을 검토하면서 파악되는 한계점을 합하여 한계점 예비 목록을 작성하였다. 다음으로 예비 목록에 있는 한계점을 89개 오류사건에 개별적으로 적용해 보면서 한계점의 유사성 및 분별력에 따라 통합, 삭제하여 적용 가능한 수준의 최종 세부 한계점을 선정하였다. 다시말하면 모든 오류사건을 대상으로 해당 한계점을 확인하는 과정을 통하여 세부 한계점 사이의 구분이 어렵거나 모호한 경우에는 이를 하나의 한계점으로 통합하였다. 결과적으로 최종적으로 도출된 각 한계점들은 의미상으로 가능한 상호 배타적(mutually exclusive)이 되도록 하였다.

Table 1에 일곱 개의 한계유형과 세부 한계점을 정리하였다. 총 17개 세부 한계점 중 가장 기본적이고 모든 오류사건에 공통적으로 적용되는 한계점인 '오류사건 데이터 부족 및 HRA 결과 검증 어려움'을 제외한 16개 한계점을 상호

Table 1 List of limitations of current HRA

한계유형	번호	세부 한계점	설 명
오류유형 단순	1	자연오류 고려 못함	현 HRA에서는 'fail to perform task A'라는 식으로 포괄적인 누락오류로 정의. 사고관리 측면에서 중요한 자연오류 고려 못함
	2	수행오류 고려 못함	진단이나 의사결정과정에서의 착오로 인한 수행오류 고려 못함
인지모델 단순 또는 부적절	3	진단/의사결정 부분의 단순처리	원전의 많은 작업은 감시, 운전, 복구조치 등 인지적무 중심. 그러나 기존 HRA는 인지과정을 black box 처리
	4	복구 조치의 단순처리	현 HRA에서는 정량화시 타 운전원에 의한 복구 가능성을 기계적으로 고려. 오류회복은 상황판단의 복구로서 상급자 확인 여부만이 아닌 정보 피드백, attention flow 등 인지과정 고려 필요
직무구조 분석 미흡	5	직무의 병렬구조 고려 미흡	오류는 독립적 사건이 아닌 사고 전개과정의 다른 직무와 상호 연관되어 있음. 이전 직무, 타 직무와의 time sharing, 직무간 상호작용 등 동적 상황 변화를 반영할 수 있는 직무 구조 분석 필요
	6	진단 여유시간 평가 미흡	직무 구조 분석의 미흡으로 진단오류 분석시 여유시간이 너무 보수적이거나 낙관적으로 평가
	7	실제 운전조건을 반영하지 못함	동적인 상황변화를 정확히 반영하지 못하고 대표적인 오류를 유사한 여러 상황에 단순화하여 보수적으로 모델링
	8	오류사건 간 종속성 단순처리	직무 구조 분석의 미흡으로 인해 다른 직무(오류)와의 종속성을 평가하지 못하거나 부적절하게 처리
직무 정의 수준의 일관성 결여	9	오류사건(직무) 정의 수준의 일관성 결여	직무 정의의 기준 미흡으로 오류사건의 정의 수준이 상당히 차이가 날 수 있으며, 이로 인해 분석 결과에 영향이 있음
조직 요인의 고려 미흡	10	개인/팀 수행 직무의 구분 못함	직무가 개인작업인지 팀 작업인지 구분하지 못함. 따라서 조직 내의 역할분담 및 상호 의사소통 방식 및 수준의 영향을 고려치 못함
	11	조직, plant goal, 안전 문화 영향 고려 미흡	조직관리의 수준, plant goal(policy), 안전문화 등의 영향을 고려하지 못함
	12	기술지원센터(TSC) 지원 후의 의사결정 구조의 변화 고려 못함	사고 후 일부 직무는 기술지원 센터의 지휘를 받아야 함. 이 경우 의사결정 구조의 변화가 있으나 현재는 이를 고려치 못함
오류요인, 상황 인자에 대한 확실적 고려	13	수행영향인자의 이론적 근거 미흡	현 HRA에서 제공하는 오류요인, 즉 수행특성인자의 선정이 불충분하거나 이론적 근거가 미흡함
	14	수행영향인자의 회일적 고려	상황에 따라서 수행영향인자의 중요도가 달라지고, 수행영향인자간의 상호 연관성이 있는데 이를 반영치 못함
정량화 과정과 기준의 모호함 또는 부적절	15	수행영향인자를 포함한 관련 입력정보 결정의 주관성	직무분석이 미흡하거나 오류 관련 정보 자체의 불확실성으로 인해 정량화시 수행영향인자를 포함한 입력 정보의 결정이 어려움
	16	수행영향인자의 평가 기준 단순	현 HRA에서 제공하는 수행영향인자의 값(attribute value)이 너무 단순하여 오류분석의 변별력이 떨어짐

연관성과 유사성을 감안하여 다음과 같이 일곱 그룹의 한계점 유형을 정의하였다. 첫째, 오류유형 정의가 예견적 오류분석에 사용하기에는 포괄적이고 단순하다. 기존 HRA에서는 인적오류를 주어진 직무를 허용시간 내에 성공하지 못하는, 즉 주어진 시간 내에 필요한 조치를 취하지

못하는 포괄적인 누락오류(omission error)로만 정의하고 있다. 따라서 가능한 수행오류(commission error), 즉 시간 지연이나 필요치 않은 운전원 조치로 인한 결과는 고려하지 못하고 있다. 실제 원전 운전경험은 수행오류가 적지 않은 것으로 조사되었으나¹⁹⁾ 기존 HRA 방법으로

는 이런 수행오류를 예견하지 못하며 결과적으로 이로 인한 사고 전개를 예측하지 못한다. Table 1에서 보는 바와 같이 이 유형의 세부적인 항목으로는 '자연오류 고려 못함', '수행오류 고려 못함' 등이 있다.

둘째, 기존 HRA 방법은 인지과정을 너무 단순하거나 부적절하게 처리하여 인지오류나 인지적 어려움을 적절히 반영할 수 없다. 원전 비상 운전 중의 운전원 직무는 상태를 파악하고, 고장을 진단하며 대응 조치를 계획하는 것과 같은 인지적 직무가 주된 직무이다. 인지과정에서의 오류는 직접적으로 반응오류를 유발한다. 그러나 현 HRA에서는 인지과정을 단순히 처리함으로써 진단/의사결정 과정에서 발생할 수 있는 다양한 오류유형을 고려하지 못하며, 결과적으로 인적오류 감소를 위한 구체적인 방안 제시에 한계가 있다. 기존 HRA에서는 진단오류의 발생 가능성을 단지 진단 허용시간만을 고려하여 평가하고 있어, 허용시간이 짧은 경우에는 오류 발생 가능성이 매우 높고 허용시간이 긴 경우에는 진단오류 확률이 낮게 평가된다. 그러나 시간요인 외에도 인지직무 유형이나 복잡함, 직무 수행에 필요한 인지적 자원(mental resources), 타 직무와의 연관성 등 진단/의사결정 과정에 영향을 미치는 요인들이 많기 때문에 인지과정에 대한 보다 상세한 분석이 필요하다.

셋째, 직무 구조에 대한 분석이 미흡하다. 사고 상황에서의 오류의 원인과 전과 과정을 분석하기 위해서는 운전원의 인지적 관점에서 직무 구조와 구체적인 상황 정보를 살펴볼 필요가 있다. 오류발생 가능성은 인지직무 유형과 부하, 전후 혹은 병렬 작업 유무 및 상호 연관성, 직무의 추상화 수준 등에 크게 영향을 받는다. 특히 사고초기 단계에서는 운전원이 제한된 시간 내에 여러 가지 작업을 함께 처리해야 할 경우가 많다. 이런 상황에서 동시 혹은 연속적으로 수행되는 직무사이의 시간 분할, 직무 사이의 상호 종속성으로 인한 인지적 간섭, 의사소통과 긴장의 증가 등으로 인해 오류발생 가능성이 증가한다. 또한 오류로부터의 회복 역시 오류 발생을 인지할 수 있는 직무의 구조와 피드백 정보의 유무에 의해 크게 좌우된다. 직무 구조에

대한 분석은 두 번째 항목에서 다루었던 진단 허용시간의 추정에도 역시 중요한 인자이다. 이런 문제들은 운전원의 인지과정에 대한 적절한 모델을 도입함으로써 개선이 가능할 것이다. '직무의 병렬 구조 고려 미흡', '진단 여유시간 평가 미흡', '실제 운전조건을 반영하지 못함' 또한 '오류 사건간 종속성 단순 처리' 등이 세부적 한계점으로 파악되었다.

넷째, 하나의 오류사건으로 정의되는 직무의 수준이 임의적이다. 즉 하나의 절차서가 분석자에 따라서 다섯개 혹은 열개의 세부 직무로 다르게 정의될 수 있다. PSA에서 모델링된 하나의 오류사건은 미리 정의된 한 직무를 성공적으로 수행하지 못하는 사건으로 모델링 된다. 그러나 기존 HRA 방법을 사용할 때, 직무 정의에 대한 명확한 지침이 없는 관계로 한 직무가 두 개나 그 이상의 오류사건으로 분리 모델링 될 수 있다. 문제는 기존 HRA 방법을 사용할 때, 오류사건의 수가 커지면 전체 오류 확률값이 높아지는 경향이 있다. 직무는 인지적 관점에서 행위자가 하나의 작업이라고 다른 것과 구분 지을 수 있는 단위이며, 이는 하나의 목적(goal)을 달성하기 위해 필요한 일련의 행위 집합으로 정의할 수 있다. 세부적으로는 직무 경계에 대한 인지적 구분, 단위 직무의 차이, 직무 간 혹은 직무 내의 상호 종속 구조의 반영 필요성 등의 고려 사항이 있다. 이 문제 유형에 포함되는 구체적인 항목들로는 '오류사건 정의 수준의 일관성 결여', '사건 간 종속성 고려 미흡' 등이 있다. 이중 종속성 고려 미흡은 셋째 유형인 직무 구조 분석 미흡에서 이미 다루고 있다.

다섯째, 조직/관리 요인에 대한 고려가 부족하다. 운전원 간의 의사전달, 작업자에 대한 직무 할당, 지원인력의 참여, 관리의 수준, 발전소 전략 우선 순위, 안전문화 등의 조직요인은 오류의 근본 원인으로, 또한 오류 발생 및 전파에 영향인자로서 중요한 역할을 하는 것으로 밝혀졌다. 조직 요인이 영향을 미치는 한 예로서, 중대사고가 발생하면 사고 후 일정 시간 이내에 기술지원센터가 가동하게 되며 주 제어실내의 운전원은 이들로부터 작업을 지시받게 된다. 이때의 의사결정 구조는 사고 초기 주제어실 운전

원 팀에 의한 의사결정 구조와는 상당히 다를 것으로 보이나 기존 HRA 방법으로는 이를 제대로 고려할 수 없다. 이 유형에 속하는 보다 구체적인 세부 한계점으로는 '개인/팀 수행 직무의 구분 미흡', '조직, plant goal, 안전 문화의 영향 고려 미흡', '기술지원센터 지원 후의 의사결정 구조의 변화 고려 못함' 등이 있다.

여섯째, 상황인자(또는 수행영향인자)에 대한 고려가 제한적이고 보수적이다. 오류 가능성에 영향을 미치는 요소로는 경험 수준, 교육과 훈련 정도, Man-Machine Interface 적합성, 절차서 유무 및 기술 수준, 작업의 성격, 작업 장소, 시간 등 많은 상황인자가 있다. 이런 상황인자는 사고가 진행됨에 따라, 또는 관련 계통의 이용 여부에 따라 연속적으로 변한다. 오류분석 경험에 의하면 이런 상황인자가 단지 오류의 발생 가능성을 조정하는 것이기 보다는 오류 발생에 결정적인 역할을 한다. 예를 들면, 훈련 수준은 매우 중요한 상황인자 중 하나이기 때문에 변별력을 높이기 위해 상세한 세분 값을 갖도록 정의되어야 하고, 경우에 따라서는 다른 상황인자보다 큰 가중치를 부여하여 오류 가능성에 미치는 영향을 적절히 평가할 수 있어야 한다. 그러나 현 HRA에서는 제한된 상황인자와 값으로 인하여 이런 동적 상황을 사실적으로 반영하지 못하며, 이런 변별력의 한계로 인하여 동일한 오류 사건을 여러 사고경위에 획일적으로 적용하고 있다. 보다 세부적인 한계점들로는 '수행영향인자의 이론적 근거 취약', '수행영향인자의 획일적 고려' 등이 있다.

마지막 일곱번째로 정량화 과정과 기준이 임의적이고 변별력이 부족하다. 기존 HRA 방법의 정량화 과정과 분석 규칙에 불확실한 부분이 있기 때문에 구체적인 문제에서는 분석자마다 적용하는 기준이 다를 수 있다. 이로 인해 여러 차례의 방법 보완에도 불구하고 정량적 분석 결과는 분석자간에 상당한 차이가 있는 경우가 많다. 정량화 과정과 분석 규칙이 불충분하기 때문에 오류사건 사이의 상대적 변별력을 갖지 못할 때도 있다. 또한 여섯 번째에서 언급했던 것처럼, 경우에 따라 상황인자의 상대적 중요도가 달라져야 하는데 이를 일률적으로 적용하고 있

다. 전반적으로 기존 HRA 방법들이 오류 확률의 정량적 평가에 초점을 맞추고 분석적 기법을 사용함으로써 분석자의 경험에서 오는 예견력을 충분히 활용하지 못하는 한계를 갖고 있다. 이 문제와 관련된 보다 구체적인 항목으로는 '수행영향인자를 포함한 입력정보 결정의 주관성', '수행영향인자의 평가 기준 단순' 등이 있다.

3.3 한계점의 상대적 중요도 평가

앞에서 기존 HRA의 한계점을 파악하고 이를 유사한 성격과 의미를 갖는 일곱가지 유형으로 분류하였다. 그러나 일곱가지 한계 유형이라 하더라도 각 유형의 상대적인 영향력이나 중요도는 다를 수 있다. 예를 들어 '오류유형의 정의가 포괄적이고 단순'이란 한계 유형이 일부 오류 사건에서만 관찰되는 한계점인 반면, '오류요인 및 상황인자의 획일적 고려'란 한계 유형은 거의 대부분의 오류 사건에서 나타나는 문제점이라면 두 오류유형의 상대적 중요도는 다르게 평가될 수 있다. 한계점 해결의 우선 순위를 결정하기 위해서도 한계 유형의 중요도 평가는 의미가 있다.

한계점의 상대적 중요도는 여러 척도로 평가될 수 있다. 가장 손쉬운 방법으로는 한계점의 빈도가 있다. 본 논문에서는 89개 오류사건 각각에 대해 관련된 한계점을 체크하고 이렇게 파악된 한계점의 총 빈도를 평가하였다. 빈도를 통한 평가는 각 한계점의 일반성 또는 문제의 광범위한 정도를 표현하는 것으로서 가장 기본적인 척도가 된다. Table 2는 한계점 빈도 평가의 일부를 보여주고 있다. 예를 들어 'MXO-PHDPLI'는 소형냉각재상실 사고시 고압안전주입에 실패할 경우 운전원이 이차측 급속냉각을 통하여 저압안전주입을 시도하는 운전원 조치이다. 이 운전원 직무는 사고 발생 후 안전계통이 기능 상실한 급격한 과도상황 중에서 짧은 시간 내에 상황을 판단하고 이차측을 통한 RCS 급속감압을 시도하는 작업이다. 현 오류사건은 상기 조치를 성공적으로 수행하지 못하는 즉 허용시간 내에 조치하지 못하는 것을 포괄적으로 의미한다. 이 직무는 짧은 허용시간 내에 상황 판단에서부터 해당 절차서 진입, 직무 수행까지 여러

Table 2 Example of importance analysis: Frequency-based

한계 유형	번호	오류사례			
		세부 한계점	MXOPHDPLI	SDOPHEARLY	AFOPHALTWT
		오류확률 값	0.35	0.146	0.00145
		F-V 중요도	0.2275	0.1912	0.0642
오류유형 단순	1	지연오류 고려 못함	1	1	0
	2	수행오류 고려 못함	1	1	0
인지모델 단순 또는 부적절	3	진단/의사결정 부분의 단순 처리	1	1	0
	4	복구 조치의 단순 처리	0	0	1
직무 구조 분석 미흡	5	직무의 병렬구조 고려 미흡	1	1	1
	6	진단 여유시간 평가 미흡	1	1	0
	7	실제 운전조건을 반영하지 못함	0	1	1
	8	오류사건 간 종속성 단순 처리	0	1	0
직무 정의 수준의 일관성 결여	9	오류사건(직무) 정의 수준의 일관성 결여	1	0	0
조직 요인의 고려 미흡	10	개인/팀 수행 직무의 구분 못함	1	0	1
	11	조직, plant goal, 안전문화 영향 고려 미흡	1	1	0
	12	기술지원센터(TSC) 지원 후의 의사결정 구조의 변화 고려 못함	0	0	0
오류요인, 상황 인자에 대한 회 일적 고려	13	수행영향인자의 이론적 근거 미흡	1	1	0
	14	수행영향인자의 확실적 고려	0	0	0
정량화 과정과 기준의 모호함 또는 부적절	15	수행영향인자를 포함한 관련 입력 정보 결정의 주관성	0	0	0
	16	수행영향인자의 평가 기준 단순	0	1	0

단계의 의사결정이 개입되는 조치로서 단순히 누락오류 이외의 수행오류가 발생할 수 있다. 또한 허용시간 내에 적절한 조치를 취하지는 못하지만, 결국 이차측 급속냉각을 통한 저압 안전주입을 시도하여 사고의 진전을 중지시키는 경우도 있다. 이 경우 너무 늦은 운전원 조치로 노심은 손상되어 Level 1 PSA 관점에서는 실패한 운전원 직무이지만 중대사고로의 진전은 막는 의미있는 대응으로 사고관리 관점에서는 중요한 성공적인 조치가 된다. 이런 방식으로 'MXOPHDPLI' 오류사건에 대한 HRA 수행시 내재하는 한계점들을 파악하여 해당되면 '1', 해당 없으면 '0'을 할당하였다.

또 다른 척도로는 오류사건 자체의 중요도를 고려한 한계점 평가가 있다. PSA모델에서 각 오류사건이 노심손상 빈도에 미치는 상대적 중

요도는 다르다. 어떤 오류사건은 전체 결과, 즉 노심손상빈도에 큰 영향을 미치는데 반하여 어떤 오류사건은 전체 결과에 거의 영향을 주지 못한다. 따라서 노심손상빈도에 대한 각 오류사건의 중요도를 고려하여 한계점을 평가하면 PSA 관점에서 HRA 한계점의 상대적 영향력을 평가할 수 있다. Table 3은 오류사건 중요도를 고려한 한계점 평가의 일부분을 보여주고 있다. 각 오류사건별로 해당되는 한계점의 평가 값으로 오류사건의 F-V중요도²⁰⁾ 값을 할당하였다.

상기 두 척도를 사용한 한계 유형의 상대적 평가 결과를 Table 4에 정리하였다. 모두 89개의 오류사건에 대하여 Table 2와 Table 3과 같이 한계점 평가를 한 후, 각 한계점 별로 모든 빈도와 F-V 중요도 값을 합하였다. 한계점 빈도를 이용한 평가 결과는 두 가지로 구분하였다.

Table 3 Example of importance analysis: F-V Importance-based

한계 유형	번호	오류사례			
		세부 한계점	MXOPHDPLI	SDOPHEARLY	AFOPHALTWT
		오류확률 값	0.35	0.146	0.00145
		F-V 중요도	0.2275	0.1912	0.0642
오류유형 단순	1	자연오류 고려 못함	0.2275	0.1912	0
	2	수행오류 고려 못함	0.2275	0.1912	0
인지모델 단순 또는 부적절	3	진단/의사결정 부분의 단순 처리	0.2275	0.1912	0
	4	복구 조치의 단순 처리	0	0	0.0642
직무구조분석 미흡	5	직무의 병렬구조 고려 미흡	0.2275	0.1912	0.0642
	6	진단 여유시간 평가 미흡	0.2275	0.1912	0
	7	실제 운전조건을 반영하지 못함	0	0.1912	0.0642
	8	오류사건 간 종속성 단순 처리	0	0.1912	0
직무 정의 수준의 일관성 결여	9	오류사건(직무) 정의 수준의 일관성 결여	0.2275	0	0
조직요인의 고려 미흡	10	개인/팀 수행 직무의 구분 못함	0.2275	0	0.0642
	11	조직, plant goal, 안전문화 영향 고려 미흡	0.2275	0.1912	0
	12	기술지원센터(TSC) 지원 후의 의사결정 구조의 변화 고려 못함	0	0	0
오류요인, 상황인자에 대한 획일적 고려	13	수행영향인자의 이론적 근거 미흡	0.2275	0.1912	0
	14	수행영향인자의 획일적 고려	0	0	0
정량화 과정과 기준의 모호함 또는 부적절	15	수행영향인자를 포함한 관련 입력 정보 결정의 주관성	0	0	0
	16	수행영향인자의 평가 기준 단순	0	0.1912	0

분석 대상 89개 전부를 대상으로 한계점 빈도를 합한 것과 F-V 중요도가 0.0001 이상인 48개만을 대상으로 한계점 빈도를 합한 것으로 구분하여 비교하였다. 표에서 보듯이 한계점 빈도 평가 결과는 89개를 대상으로 하였던 중요한 48개만 대상으로 하였던 한계 유형의 중요도 순위면에서 보면 거의 동일한 분석 결과가 나타났다. '직무구조분석 미흡'이 가장 많이 나타나는 문제점으로 분석되었으며, '정량화 과정과 기준의 부적절', '인지모델 단순/부적절' 등이 뒤를 이어서 빈도가 높은 한계 유형으로 평가되었다.

오류사건의 중요도를 고려한 한계점 평가는 F-V 중요도가 0.0001 이상인 48개만을 대상으로 하였다. 나머지 오류사건은 전체 안전성 관점에서나 한계 유형 평가에 영향이 거의 없는 것들이다. Table 4의 마지막 열에서 보듯이 중

요도를 고려한 한계점 평가 결과는 빈도를 이용한 결과와는 순위에 있어서 약간의 차이가 나타났다. '직무구조분석 미흡'은 중요도를 고려한 평가에서도 가장 우선적인 문제 유형으로 밝혀졌으나 빈도 평가시 두 번째로 나타났던 '정량적 과정과 기준의 부적절'은 여섯번째로 순서가 바뀌었다. 반면 빈도 평가시 여섯번째였던 '오류유형 정의 포괄적'은 중요도 고려시 두 번째로 평가되었다. 또한 '조직요인 고려 미흡'과 '인지모델 단순/부적절' 역시 중요도 순위에 변화가 있었다. '오류유형의 포괄적 정의'의 경우, 대부분 시간이 촉박한 상황에서 진단/의사결정이 중요한 오류사건으로서 F-V 중요도가 큰 사건들이 많이 포함되었기 때문에 중요도 고려시 우선 순위가 높아지는 것으로 나타났다. 반면 '정량적 과정과 기준의 부적절'은 광범위하게 나

Table 4 The result of importance analysis

한계 유형	번호	세부 한계점	한계점 빈도 (89개 오류 대상)			한계점 빈도 (중요한 48개 대상)			중요도 고려한 한계점 평가 (중요한 48개 대상)		
			한계점 빈도	유형별 빈도	중요도 순위	한계점 빈도	유형별 빈도	중요도 순위	한계점 평가값	유형별 평가값	중요도 순위
오류유형 단순	1	지연오류 고려 못함	19	32	6	16	28	6	0.5783	1.1329	2
	2	수행오류 고려 못함	13			12			0.5546		
인지모델 단순 또는 부적절	3	진단/의사결정 부분의 단순 처리	46	107	3	23	51	3	0.5298	0.7032	4
	4	복구 조치의 단순 처리	61			28			0.1734		
직무 구조 분석 미흡	5	직무의 병렬구조 고려 미흡	49	156	1	25	90	1	0.6512	1.8855	1
	6	진단 여유시간 평가 미흡	48			26			0.5496		
	7	실제 운전조건을 반영하지 못함	47			27			0.4079		
	8	오류사건 간 종속성 단순 처리	12			12			0.2768		
직무 수준의 일관성 결여	9	오류사건(직무) 정의 수준의 일관성 결여	7	7	7	7	7	7	0.2653	0.2653	7
조직 요인의 고려 미흡	10	개인/팀 수행 직무의 구분 못함	41	86	5	22	49	4	0.352	0.8955	3
	11	조직, plant goal, 안전문화 영향 고려 미흡	42			25			0.5426		
	12	기술지원센터 지원 후의 의사결정 구조의 변화 고려 못함	3			2			0.0009		
오류요인, 상황인자에 대한 확실적 고려	13	수행영향인자의 이론적 근거 미흡	30	87	4	17	46	5	0.2219	0.6499	5
	14	수행영향인자의 확실적 고려	57			29			0.4280		
정량화 과정과 기준의 모호함 또는 부적절	15	수행영향인자를 포함한 관련 입력 정보 결정의 주관성	37	109	2	16	54	2	0.0445	0.3972	6
	16	수행영향인자의 평가 기준 단순	72			38			0.3527		

타나지만 F-V 중요도가 높은 중요한 사건들에서는 상대적으로 적게 포함되기 때문에 중요도 고려시 순위가 낮아졌다.

한계 유형의 상대적 중요도는 보는 관점에 따라 달라질 수 있으며, 상기 두 척도 외에 다른 기준이 있을 수 있다. 앞에서 살펴본 두 척도 역시 각각의 의미가 있다. 빈도를 통한 평가는 각 한계점의 일반성 또는 광범위성을 표현하며, 반면 중요도를 고려한 평가는 PSA 관점에서 각 한계점의 상대적 영향력을 보여주고 있다. 본 논문에서는 안전성 평가에 적용을 위한

HRA 방법 개발인 궁극적인 목적을 고려하여 오류사건의 F-V 중요도를 고려한 한계 유형의 평가를 기본적인 척도로 선택하였다.

4. 원전 차세대 HRA 방법 개발의 요건

향후 차세대 HRA 방법 개발의 방향은 앞에서 살펴본 기존 HRA의 한계점을 해결하는 관점에서 결정되어야 할 것이다. 한계점 분석에서 밝혀진 대로 오류를 유발하는 문제 구조에 대한 체계적 분석 미흡, 인지 과정 및 오류의 단순

처리, 오류 유형 및 수행영향인자의 불완전 등이 상대적으로 중요한 문제점으로 밝혀졌으므로 차세대 HRA에서는 이들 한계점을 우선적으로 해결하도록 노력해야 할 것이다. 또한 오류 자료의 부족 상태가 조만간 해결되기 어려운 상황에서 차세대 HRA 방법은 오류 분석 전문가들이 가지고 있는 경험과 지식을 체계적으로 표출할 수 있는 정보 획득 및 표현 체계를 제공해야 할 것이다. 현재 관련 연구가 활발한 차세대 HRA 방법 개발은 인지오류분석에 초점을 맞추어 진행되고 있다. PSA 적용성 관점에서 살펴본 본 논문의 분석 결과에 의하면 차세대 HRA는 인지오류 분석 뿐만 아니라 역동적인 직무 상황을 체계적이고 명시적으로 분석하는 방법과 이를 PSA 모델에 표현하고 통합하는 부분을 구체적으로 제시해야 한다. 본 논문에서는 앞에서 살펴본 한계점 분석 및 중요도 평가 결과에 근거하여 다음과 같이 차세대 HRA 개발 요건을 정리하였다.

첫째, 체계적이고 명시적인 직무구조 분석 방법을 제시해야 한다. 오류는 동적인 사고 전개 과정 속에서 발생하는 것으로서, 오류를 유발하는 문제 구조의 동적 특성을 분석하지 않고는 오류 발생의 원인과 해결 방안을 찾기 어렵다. 차세대 HRA 방법에서는 오류가 언제 일어날 것인지를 추정하는 것보다는 오류의 발생 가능성이 높아지는 조건, 특정한 상황 패턴을 예측할 수 있는 예견력이 중요하다. 이를 위해서 직무 상황과 문제 구조를 파악할 수 있도록 HRA를 위한 체계적인 직무분석 방법이 제공되어야 한다. 직무의 병렬구조, 보다 현실적인 진단 허용시간, 이론적 근거에 기반한 오류간 종속성 처리 등이 해결되어야 한다.

둘째, 다양한 오류 유형의 파악 및 모델링이 가능해야 한다. 기존의 방법처럼 누락(omission) 오류만을 모델하는 것이 아니라 모든 잘못된 운전원 반응의 현상을 파악할 수 있어야 한다. 그러나 있을 수 있는 반응은 무한하므로, 분석 방법은 사고 시나리오의 문제 구조 속에서 가장 중요하고 잘 일어날 수 있는 오류 유형을 파악하는 방법을 제시해야 한다. 특히 사고 초기 잘못된 진단이나 의사결정으로 인한 수행(com-

mission) 오류, 지연(delayed) 오류 등을 고려할 수 있어야 한다.

셋째, 조직 및 관리 체계의 영향을 고려할 수 있어야 한다. 조직, 관리 요인이 다루기 어렵지만 오류에 미치는 영향을 고려할 때 차세대 HRA에서 이를 더 이상 간과할 수 없다. 오류 분석시 관리 체계 및 책임 소재, 운전원 간의 의사전달, plant goal 우선순위, 기술지원센터 지원 후의 의사결정 구조의 변화 등을 고려할 수 있는 방법이 제공되어야 한다.

넷째, 진단 및 의사결정 과정에서의 인지오류 분석 방법을 제시해야 한다. 안전평가 관점에서는 사고 초기에 개입되는 진단 및 의사결정 직무와 관련된 오류가 중요하다. 차세대 HRA 방법은 이론적 근거에 기반한 인지모델을 바탕으로 의사결정 과정에 발생할 수 있는 인지오류를 파악하고 평가할 수 있는 체계를 제공해야 한다.

다섯째, 인간행위의 이론적 근거에 기반한 수행영향인자의 정의와 이에 대한 개별적 혹은 통합적 평가 방법을 제시해야 한다. 인간신뢰도에 영향을 미치는 다양한 수행영향인자를 이론적 근거하에 선정해야 하며, 이들 인자들의 영향을 상황에 따라 개별적 및 통합적으로 평가할 수 있는 방법이 제시되어야 한다.

여섯째, 정량화 절차 및 기준의 모호함이나 부적절함을 줄일 수 있는 체계적 방법이 제공되어야 한다. 기존 HRA 방법의 가장 큰 문제 중 하나는 수행 절차나 기준이 불확실하거나 부족하여 많은 부분이 분석자 판단에 의존하며, 이로 인해 분석 결과의 일관성을 얻기 어렵다는 것이다. 또한 수행영향인자의 제한된 속성 값(attribute value)으로 오류 평가의 변별력이 미흡하였다. 차세대 HRA 방법은 분석 전문가의 경험과 직관을 최대한 반영할 수 있는 체계를 제공하되, 분석자의 최종 선택을 위한 후보 군을 체계적이고 적절하게 줄이는 방법을 제공해야 한다. 오류 유형과 상황 패턴에 따라 가능한 오류 확률 범위가 제공되고 분석자의 판단에 따라 최종 결과를 부분적으로 보정하는 방식으로 오류 사건간 변별력을 높이도록 해야 한다.

마지막으로 일곱째, 실제 자료의 수집 및 분석, 시뮬레이터 사용 등 다양한 방법을 사용한

오류 자료의 수집 및 분석과 이를 통한 HRA 방법과 분석 결과에 대한 검증 노력이 계속되어야 한다.

5. 결 론

원자력발전소 안전성평가의 한 부분으로서 인적오류를 정량적으로 평가하는 HRA가 수행되어 왔다. THERP 비롯하여 많은 HRA 방법이 개발되어 사용되어 왔으나, 대부분 오류 발생의 근본 원인이나 구조를 분석하기 보다는 인간행위의 외면적 부분만을 고려하여 정량적 평가에 치중한 방법이었다. 최근 들어 인간의 인지과정과 오류 메커니즘에 대한 새로운 연구 결과들이 밝혀지면서 기존 HRA 방법에 대한 문제 제기와 함께 새로운 방법 개발에 대한 움직임이 활발해졌다. 이런 노력의 결과로 기존 방법에서 다루지 못하던 인지과정에서의 오류를 분석하기 위하여 이미 몇몇 새로운 오류분석 기법과 HRA 방법이 제안되었다. 그러나 이들 방법들이 아직은 이론적인 모델 개발과 분류체계 확립에 치중하고 있고 범용성 HRA에 적합한 수준으로서, 원전 PSA의 HRA 수행에 직접적으로 적용하기에는 부적절하거나 불충분한 부분이 많다.

본 논문에서는 원전에 적합한 새로운 HRA 수행 체계와 방법을 개발하기에 앞서서 기존 HRA의 한계점을 체계적으로 분석하고, 이를 해결하는 관점에서 향후 방법 개발을 위한 요건을 제안하였다. 문헌상에 언급된 기존 HRA의 한계점을 살펴보았으며, 실제 원전 HRA에 적합한 분석체계 및 방법 개발을 위해 보다 실제적이고 구체적인 한계점을 분석하였다. 이를 위해 첫째, HRA 분석자의 관점에서 기존 HRA 수행 상의 기술적인 한계점을 도출하고 분류하였다. 한계점 분석에는 한국 표준 원전 PSA의 HRA 수행 결과가 사용되었으며 일곱 개 한계유형과 17개의 세부 한계점이 파악되었다. 둘째, 파악된 한계 유형의 중요도를 평가하여 상대적으로 중요하고 시급히 해결되어야 할 한계점을 파악하였다. 그리고 이들 한계점을 해결하는 관점에서 새로운 방법 개발을 위한 요건을 제시하였다.

본 연구를 통해서 밝혀진 가장 우선적인 요

건으로는 '체계적이고 명시적인 직무구조 분석 방법의 제시'인 것으로 밝혀졌다. 오류 데이터가 부족한 상황에서 HRA를 위해서는 분석자의 주관적 판단이 개입될 수밖에 없으며, 분석자의 판단은 직무분석을 통해 얻은 정보와 경험적 지식에 근거한다. 따라서 체계적이고 명시적인 직무분석을 통해 HRA결과의 신뢰성과 일관성을 높일 수 있다. 기존 HRA 수행을 위해서도 여러 직무분석 기법이 사용되고 있으나, 이것은 다른 목적으로 개발된 기법 중 취사 선택하여 사용하는 것으로서 분석자에 따라 직무분석의 방법과 수준에 차이가 많다. 또한 많은 경우 HRA 분석 방법에서 요구하는 입력 자료의 생산에 초점을 맞추어 간략화 된 직무분석을 수행하며 이로 인해 결과의 신뢰성이 떨어지는 문제가 있다. 따라서 새로운 방법에서는 체계적인 직무구조 분석에 근거한 HRA를 수행할 수 있도록 명시적인 방법이 함께 제공되어야 한다. 이외에 '다양한 오류유형의 파악 및 모델링', '인지오류분석 방법 제시', '이론적 근거에 기반한 수행영향인자 고려' 등은 최근에 개발된 차세대 HRA 방법^{19,21,22)}에서 어느 정도 해결 방안을 제시하고 있다. '조직/관리 요인의 고려'는 새로운 연구 주제로 최근 여러 기관에서 연구가 진행 중에 있으므로 그 결과를 지켜볼 필요가 있으며, '데이터 수집 및 분석을 통한 HRA 방법 검증'은 매우 중요하면서도 어려운 주제로서 차세대 HRA 방법 개발을 통해 당장 만족할만한 결론을 얻기는 어렵다. 하지만 장기적 관점에서 보다 체계적이고 지속적인 오류자료의 수집 체계를 구축하기 위한 노력이 계속되어야 할 것이다.

향후 연구는 본 연구를 통해 얻은 요건을 최대한 만족하는 HRA 체계와 방법을 개발하는데 초점을 맞추고 있다. 인지오류 분석 방법과 분류체계는 최근에 개발된 HRA 방법을 기반으로 원전에 적합하도록 보완하고 세분화 하되, 직무구조와 상황요인에 대한 HRA 분석자의 체계적 정보 획득과 표현이 가능하도록 구조화된 정보 분석 방법을 제시하고자 한다. 이를 통해 여러 사고 상황에서 작업자의 직무 수행에 대한 체계적인 관찰과 정보 수집이 이루어지고, 이런 정성적 분석에 근거하여 정량적 오류 평가를 수행

하는 HRA 체계 개발에 대한 연구가 수행될 것이다.

본 연구는 과학기술부의 원자력연구개발 사업의 일환으로 수행 되었습니다.

참 고 문 헌

- 1) Hollnagel, E., "Human Reliability Analysis: Context and Control", Academic Press, London, 1993.
- 2) Swain, A.D. and Guttmann, H.E., "A Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications", USNRC, NUREG/CR-1278, 1983.
- 3) USNRC, "PRA Procedure Guide, American Nuclear Society Institute for Electrical and Electronic Engineers", USNRC, NUREG/CR-2300, 1983.
- 4) Bell, B.J. and Swain, A.D., "A Procedure for Conducting a Human Reliability Analysis for Nuclear Power Plants", USNRC, NUREG/CR-2254, 1983.
- 5) 정원대, 김재환 외, "인간오류분석 방법 비교 및 사고관리 사례 연구", 한국원자력연구소, KAERI/TR-998/98, 1997.
- 6) Jung, W., Kim, J., Ha, J. and Yoon W. "Comparative Evaluation of Three Cognitive Error Analysis Methods through an Application to Accident Management Tasks in NPPs", accepted to publish, Journal of The Korean Nuclear Society, KNS.
- 7) Dougherty, E., "Human Reliability Analysis Where shouldst thou turn?", Journal of Reliability Engineering and System Safety, Vol. 29, No. 3, pp. 283~299, 1990.
- 8) Swain, A.D., "Human Reliability Analysis: Need, status, trends and limitations", Journal of Reliability Engineering and System Safety, Vol. 29, No. 3, pp. 301~313, 1990.
- 9) USNRC, "Reactor Safety Study An Assessment of Accident Risk in U.S. Commercial Nuclear Power Plants", USNRC, WASH-1400, NUREG/CR-75/014, 1975.
- 10) Kirwan, B., "A Guide to Practical HRA", Tayler and Francis, London, 1994.
- 11) Kirwan, B., "Human Error Identification in HRA, Part I: Overview of Approaches", Applied Ergonomics, Vol. 23, No. 5, pp. 299~318, 1992.
- 12) Kirwan, B., "Human Error Identification in HRA, Part II: Detailed Comparison of Techniques", Applied Ergonomics, Vol. 23, No. 6, pp. 371~381, 1992.
- 13) Swain, A.D., "Comparative Evaluation of Methods for HRA", GRS-71, Garching, FRG, 1989.
- 14) Amendola, A., Reina, G. and Ciceri, F., "Dynamic Simulation of Man-Machine Interaction in Incident Control", Paper in IFAC Man-Machine Systems Conference, Italy, 1985.
- 15) Wood, D.D., Pople, H.E. and Roth, E.M., "The Cognitive Environment Simulation as a Tool for Modelling Human Performance and Reliability", USNRC, NUREG/CR-5213, 1990.
- 16) Hollnagel, E., "Reliability Analysis and Operator Modelling", Journal of Reliability Engineering and System Safety, Vol. 52, pp. 327~337, 1996.
- 17) Parry G.W., "Suggestions for an Improved HRA Method for Use in PSA", Journal of Reliability Engineering and System Safety, Vol. 49, pp. 1~12, 1995.
- 18) 한국전력공사, "Ulchin Unit 3 & 4 Final Probabilistic Safety Assessment Report", Vol. 1 & 2, 1997.
- 19) USNRC, "Technical Basis and Implementation Guidelines for A Technique for Human Event Analysis (ATHEANA)", Draft Report for Comment, US NRC, 1998.

- 20) Vesely, W.E. and Davis, T.C., "Evaluation and Utilization of Risk Importance", USNRC, NUREG/CR-4377, 1981.
- 21) 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.
- 22) Hollnagel, E., "Cognitive Reliability Assessment Methodology", Academic Press, London, 1997.
-