A Comparison of Human Reliability Analysis Technique Using SMART Emergency Operating Guidelines

ABSTRACT

Objective: This study is objected to select the methodology for SMR HRA which has characteristics that are different with existing nuclear power plant and digital-based plant. **Background:** We must assure safety to preoccupy export of technology to developing countries or countries interesting in nuclear application. And we can be an advanced country of nuclear technology by securing original technology in the field of SMR such as SMART. **Method:** THERP, which is the most representative HRA methodology among all, and NARA, which are the latest HRA methodology. This study, compared and evaluated with THERP and RARA. **Results:** As a result of applying THERP, RARA methodology which is based on LOCA EOG task analysis result, this research concluded that RARA has higher personal error than THERP. **Conclusion:** This study need validation for LOCA, emergency operations, normal and abnormal scenario since HRA methodology was only focused on LOCA scenario. **Application:** The result can apply this study as base line data when designing MMIS, which is the main control room of SMART, and when building simulator.

Keywords: Human reliability analysis, Probabilistic Safety Assessment, SMART

1. Introduction

아날로그 기술의 퇴행과 디지털 기술의 진보로 현재는 원자력, 항공, 철도, 위성 등 안전과 관련한 분야에서도 거의 모든 기기에 디지털 기술이 적용되는 추세에 있다.

신규 원자력 발전소는 물론이고 기존의 원자력 발전소에서도 아날로그 설비를 디지털 설비로 교체하고 있다. 이러한 변화에 따라 디지털 계통의 안전성 평가에 대한 필요성이 강조되고 있고, 외국에서도 이와 관련된 많은 연구가 진행 중이다(Tang 1998, Naser 2004, Ciesielski 2004, Ngyyen 2004, HSE 1998).

특히 SMART(System-integrated Modular Advanced ReacTor)와 같은 SMR(Small and Medium Sized Reactors) 영역에서 원천기술 확보를 통한 원자력기술 선진국 진입 및 개발도상국이나 원자력 활용 관심국가 등에 기술수출 선점의 기회를 얻기 위해서는 안정적인 성능과 안전성이 확보되어야만 한다. 이에 본 연구는 SMART와 같은 SMR PSA(Probabilistic Safety Assessment)를 위한 HRA(Human Reliability Analysis) 방법을 검토하여 SMR HRA에 적합한 방법론을 선정하는데 그 목적이 있다. 이를 위하여 산업계에서 사용되는 대표적인 HRA방법론을 검토하여 적절하다고 판단되는 THERP(Technique for Human Error Rate Prediction)(Swain and Guttmann,1983)와 최근 발표된 RARA(Railway Action Reliability Assessment)(RSSB 2004,2012)를 비교하였다.

우리나라를 비롯한 세계 각국에서는 디지털 계통의 PSA를 수행하고 있다. 하지만 디지털 계통의 PSA 기술은 아직 초기 개발 단계에 있어 명확한 체계 및 방법론이 정립되어 있지 않은 상태로 매우 시급한 세계적 현안 문제가 되고 있다. PSA는 WASH-1400 (NUREG/CR-1278, 1983)이 발간된 이후 원자력 발전소의 안전성을 종합적으로 평가하는 중요한 수단으로 사용되어져 왔으며, 인허가 요건 만족, 계통의 최적 설계안 도출, 규제 요건 완화 등의 다양한 분야에서 사용되어져 왔다. 지금까지 원자력 발전소에 대해 수행되어 왔던 PSA의 결과, 노심손상빈도의 40%~70% (Doughtery and Fragola, 1988, NEA, 2004)가 인간행위와 관련이 있는 것으로 밝혀져 PSA에서 인간행위를 적절히 다루는 것은 매우 중요하다. 원전의 안전성을 높이기 위해서는 인간 작업자가 유발하는 오류를 방지 하거나 감소시켜야 하며, 이를 위해서는 우선 시스템 사용자인 인간의 관점에서 오류에 대한 분석과 평가가 선행되어야 한다. 오류를 분석하고 평가하는 방법의 하나로서 HRA가 원전 안전성 평가 분야에서 널리 사용되어 왔다. 그러나 기존 HRA 방법은 오류확률을 정량적으로 평가하는 데만 초점을 맞추고 있어 많은 한계점이 지적되어 왔으며, 최근에는 이에 대한 개선안으로 정성적 오류분석을 강조하는 방법들이 개발되고 있다 (Dougherty 1992, Hollnagel 1997, USNRC 1998)

US NRC(2004)에서는 발전소의 설계 단계에서부터 HRA를 고려하도록 요구하고 있으며, NASA(2008) 역시 인간이 관여하는 모든 우주 시스템의 설계 시 작업자의 안전은 물론 시스템의 안전성에 미치는 HRA를 최대화하도록 설계할 것을 요건으로 명시화하고 있다. 그러나 디지털계통의 HRA는 디지털 계통의 PSA와 마찬가지로 국내외를 막론하고 전 세계적으로 아직 명확한 체계 및 방법론이 정립되지 못

한 상태에서 디지털 기술의 발전 속도가 빨라짐에 따라 더욱 다양한 현안 문제들이 도출되고 있는 실정이다. 예를 들어 컴퓨터 화면에 보여질 수 있는 정보량은 제한되어 있어 정보를 순차적으로 보여줘야한다(Flach et al., 1995; Allen, 2007). 이는 중요한 정보를 이전화면에서 간과하게 된다면 다음화면에 대한 정보에 효과적으로 대처하기 위한 어려움이 있어 연속적인 사고로 이어질 수 있다(Bullemer et al.,2011)

특히 SMART와 같은 SMR은 아날로그 기반의 기존 제어실직무와 두 가지의 다른 특징을 보인다. 첫째는 APR-1400과 마찬가지로 디지털기반의 주제어실로 설계되어 있어 기존 제어실 운전직무와 다르다. 둘째는 APR-1400을 비롯한 기존 주제어실의 운전원 구성과 달리 정상 운전 시 2인 운전이 가능하도록 간결(Compact)화된 컴퓨터기반 표시 및 제어기를 채택한다. 이에 본 연구는 기존 원전 및 디지털 기반 원전과도 다른 특징을 가진 SMR HRA를 위한 방법론 선정을 목적으로 한다. SMR HRA 방법론 선정을 연구체계는 그림 1과 같다.

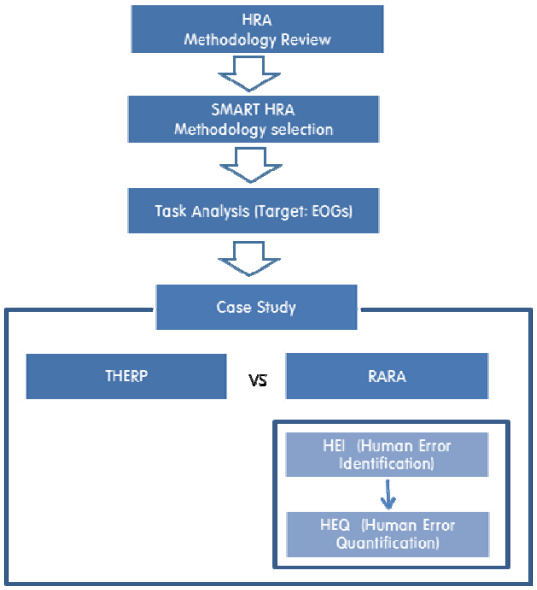


Figure 1. Structure of research

2. Consideration of HRA existing methodologies

원전의 사건이나 운전경험, 그리고 PSA를 통해서 인적오류가 원전의 리스크에 주요 기여인자로 확인되고 있으나 HRA는 기술적 근거의 부족으로 정확한 분석이 어렵고 결과의 불확실성이 높은 것으로 인식되어 왔다. 일반적으로 HRA에서 인적오류 분류체계를 사용하는 데 대부분 관찰 가능한 행위(Observable Behaviors)들로 구성된다. 원자력 및 항공 산업에서는 1970년대부터 다양한 HRA 방법이 개발되어 안전성 평가에 활용해 오고 있는데, 대표적인 방법으로는 THERP, HEART(Human Error Assessment and Reduction Technique), THERP의 개정판인 ASEP(Accident Sequence Evaluation Program), HCR(Human Cognitive Reliability), SLIM을 포함한 1세대 HRA 방법은 대부분 오류발생의 근본원인이나 구조를 분석하기 보다는 공학적 관점에서 정량적 분석에 치중하고 있다. 또한 인간 직무를 외부적으로 관찰 가능한 부분을 위주로 평가함으로써, 인간이 문제를 인식하고 상황을 판단한 후 대응조치를 결정하는 일련의 의사결정과정에서 발생하는 오류를 제대로 다루지 못하였다. 최근 인지공학, 인지심리학의 발전으로 인해 인간의 인지적 특성과 한계에 대한 연구결과들이 나오면서 기존 HRA방법에 대한 문제 제기와 새로운 방법 개발에 대한 움직임이 활발해지면서 2세대인 CREAM(Cognitive Reliability and Error Analysis Method) ATHEANA(A Technique for Human Error Analysis), 3세대 IDAC (Information Decision Action in crew Context)등의 새로운 방법들이 제안되었다. 이들 방법의 등장으로 기존 HRA의 대표적인 한계점인 인지오류분석이 공학적 수준에서 원칙적으로 가능하게 되었다. 그러나 2~3세대 방법론은 구체적인 도구나 지침을 제공하지 않고 있어 분석자의 경험과 각자 수집한 정보에 근거한 판단에 의존할 수밖에 없는 한계점을 가지고 있다. HRA 방법론은 다양하지만 이러한 많은 기법들은 기본적으로 Rasmussen(1981)의 Skill based, Rule based, 그리고 Knowledge based, Reason's(1990)의 Slips, Lapses, Mistakes 그리고 Violations 분류들에 영향을 많이 받았다. Rasmussen et al.'s(1981)의 HEI(Human Error Identification) 기법이나 HRA 기법들에 대해 Shorrock and Kirwan(2002)은 Low usability(e.g. lack of structure, excessive requirements for supporting analysis, excessive jargon or excessive 'resolution',); low contextual validity(particularly important for PSFs); and limited applicability(e.g. to skill based and rule-based performance only, to small-scale systems or applications only; to retrospective or predictive use only) 등의 주요문제를 언급하였다, HEI나 HRA 방법론들은 사고조사자나 설계자들이 사용할 수 있는 현실적인 기준들과 쉽고 빠르게 사용할 수 있도록 방법론에 대한 맥락과 설명을 제공해야 한다. 하지만, HEI나 HRA 방법론들은 specific domain에 제한되거나, 너무 경험에만 의존하고, 오류를 설명할 수 있는 정보를 단편적으로만 제공한다. Error classification techniques이 유용하게 사용되기 위해서는 이전의 기법들보다 오류 선택의 범위가 다양한 기준을 제공해야 한다. 또한, 다양한 카테고리

(기준)들은 명확한 구분과 함께 쉽게 내용을 이해될 수 있어야 한다(Shorrock and Kirwan, 2002). 다양한 HRA 방법론 중에서 실제 원전에 적용한 방법론을 선정하기 위하여 HRA방법론이 작성되어 있는 PSA 보고서를 검토하였다 (Hanaman 1984, Electricite de France 1990, Institute de Protection et de Nucleaire 1990). 대표적인 HRA 방법론인 THERP와 THERP의 개정판인 ASEP을 사용함을 확인할 수 있었다. 이에 본 연구에서 가장 대표적인 HRA 방법론인 THERP가 SMR HRA에 적합한지 평가해보고자 한다. 추가적으로 기존 HRA 과정과 방법을 검토하여 SMR HRA를 선정하기 위해 HRA 분석 시 고려되어야 할 사항들과 필요정보들을 파악할 필요가 있다. 이에 다양한 HRA 방법론 중 Expert judgement를 제외한 Publish되어 있는 THERP, HEART, SPAR-H, ATHENANA, CREAM의 대표적인 5가지 방법론을 선정하여 각각에 대한 방법론, HEP(Human Error Probability), PSF(Performance Shaping Factors)에 대한 현황분석을 수행하였다. 5개의 HRA방법론 중 HEART와 CREAM을 제외한 나머지 방법론들은 진단오류와 실행오류로 분류하여 HEP를 정의하였다. 수행오류 계산에는 기본적인 HEP값에 PSF항목을 반영하여 도출하였으며 기본 HEP 값으로 THERP 이외의 방법론은 1960년대의 비원자력분야에서 얻은 경험자료 및 전문가판단에 의해 구축된 THERP데이터를 활용하고 있다. 대표적인 5개의 HRA방법론에서 사용하는 PSF를 정리하였다. 사용된 PSF는 3개에서부터 27개까지 다양한 개수의 PSF를 사용하고 있다. 5개의 방법론에서 사용된 PSF 중 공통으로 사용되거나 다수의 방법론에서 언급된 PSF은 다음과 같다.

- Experience/Training
- Stress(Work load)
- MCR environment _ (THERP N/A)
- Time availability _ (THERP N/A)
- Complexity
- Procedure _ (THERP N/A)

이 공통적인 요소를 구체적으로 제시하고 있는 것이 제3세대 HRA 방법론 NARA(Nuclear Action Reliability Assessment)를 기반으로 하는 RARA이다. 표 1과 같이 RARA는 구체적인 운전 환경 요소들을 분류하여 HEI PSF로 1차 작성하고 난 뒤 HEQ(Human Error Quantification) PSF라는 HEART의 PSF에 매칭 되도록 구체적인 항목으로 작성되어 있다. 이에 본 연구는 가장 최신 HRA 방법이며 TRACEr(Technique for the Retrospective and predictive Analysis of Cognitive Errors)와 HEART, NARA 평가체계를 보완한 RARA와 대표적인 HRA 방법론인 THERP와 비교 평가하여 그 결과에 따라 SMR HRA에 적합한 방법을 제안하고자 한다.

Table 1. Sample of RARA vs. HEART

RARA PSF(HEI PSF)	HEQ PSFs to consider (HEART PSF)
Motivation/Attitudes	Ability to detect and perceive
Emotional state (Anxiety/Panic/Anger/ Depression)	
Concentration	
Confidence	
Fatigue	
Time stress	
Load stress	
Time Sharing	
Duration of stress	Concentration
Job satisfaction	Consistency of displays
Circadian rhythm	

3. Task analysis for SMART HRA method selection

SMR HRA를 수행하기 위해서는 먼저 직무분석이 이루어져야 한다. 본 연구는 다양한 직무분석 기법 중 정보를 수집하고 구성하는데 경제적이며, 전체 직무와 더불어 세부직무(Sub-Task)에 대한 분석을 집중할 수 있는 장점이 있는 계층적 직무분석(Hierarchical Task Analysis: HTA)을 적용하였다(Kirwan 1992). 분석대상은 EOG(Emergency Operating Guidance) 중에서 LOCA(Loss Of Coolant Accident)의 직무를 선정하였으며 직무분석 결과는 표 2와 같다. LOCA EOG에 작성된 상위직무는 102개이며, 최대 5단계의 하위직무로 나누어 전체 직무분석결과 수행직무는 326개가 도출되었다.

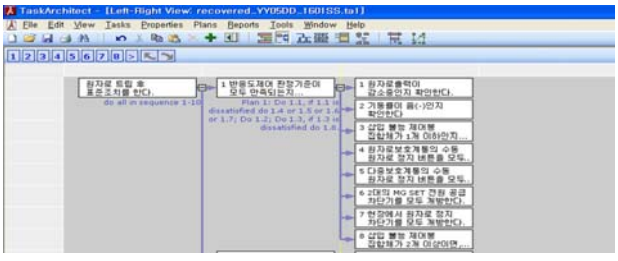


Figure 2. Result of Task analysis

326개의 직무분석 결과를 바탕으로 THERP, RARA 방법론의 적용을 위한 예시로 아래 두 개의 직무를 선정하였다. 그 이유는 MCR 환경이 디지털 기기로 변화함에 따라 컴퓨터화면을 통해 운전을 수행하기 때문이다.

- TASK A : 5.1 SIAC : Safety injection Train A & C(SI) 디렉토리 선택
- TASK B : 5.2 SIAS 경고 확인

이는 SMR이 아날로그 기반의 기존 제어실직무와 두 가지 다른 특징을 가지고 있기 때문이다. 직무분석은 먼저 행위 주체 별로 직무단계와 행위 대상(Object) 별로 분석하였다. 필요한 정보의 경우 정보제공 대상(운전원, Display 등), 조치를 취하는 조치행위 대상(운전원, 제어 기기 등)으로 구분하였다. 행위 단위 또한 정보 확인 및 수집 단계, 상황파악 및 의사결정 단계, 작업 수행 단계 등으로 나누어서 분석하였다. 첫 번째로 SMR은 아날로그 MCR처럼 control을 직접 조작하는 것이 아니라 Computer Device를 이용하여 원하는 작업 화면을 찾아가는 내비게이션을 통해 작업을 수행하기 때문이다. 두 번째로 정상운전 시 2인 운전인 SMR은 개인별 Display Unit 조작으로 인해 feedback과 에러 복구 및 수정 등에 대한 감시가 중요하기 때문이다.

3.1 Case study

직무분석 결과를 바탕으로 정량분석을 위한 HEI는 표 2와 같이 THERP와 RARA의 GET(Generic Error Type)로 분류된다. THERP는 진단실패와 수행실패 중 TASK A, B 모두 수행실패로 분석된다. RARA는 TASK A에서 다른 디렉토리를 선택할 수 있는 오류로써 Perception Failure, Decision Failure에 기인하고 있으며 TASK B에서는 Detection Failure, Omission, Perception Failure, Decision Failure, Memory Failure으로 분석할 수 있다.

Table 2. Qualitative analysis

TASK	THERP	RARA_GET
A	Error of commission	Perception Decision
B	Error of commission	Detection Omission Perception Memory Decision

3.2 THERP Method

Swain and Guttmann(1983)에 의해 개발된 THERP는 WASH-1400(U.S.NRC.1997)에서 최초로 사용된 이후 아직까지 가장 대표적으로 사용되고 있는 HRA 방법론이다. THERP는 진단실패와 행위 실패로 분석하는데 진단실패는 진단여유시간을 입력으로 기본 진단오류확률을 구한 후 이에 여러 가지 오류영향인자를 고려한 보정 값을 곱하여 최종 진단오류 확률을 계산한다. 수행실패는 해당 직무를 몇 개의 단위작업으로 구분한 후 각 단위작업의 오류확률을 평가해서 전체 수행오류를 계산한다.

THERP 또한 많은 PSF를 분류하였지만 정량화 단계에서는 스트레스 수준, 경험수준, 허용시간 등 극히 일부만을 사용하고 있다. THERP에서는 스트레스를 매우 낮은 작업부하(very low task load), 최적 작업부하(optimum task load), 과중한 작업부하(heavy task load), 그리고 위협적 스트레스(threat stress) 등 4수준으로 구분하여 직무 수행도에 끼치는 그 영향의 정도를 반영한다. 직무사이의 의존성에 관하여 THERP는 독립(Zero Dependence: ZD), 저 의존성(Low Dependence:LD), 중간 의존성(Moderate Dependence:MD), 고 의존성(High Dependence:HD), 완전 의존성 (Complete Dependence:CD) 등 5수준의 의존성을 고려하고 있다. 또한 각 행위에 대한 실패확률의 추정 확률값은 THERP 핸드북의 Databank(NUREG-1278)을 이용하여 결정한다. 일반적인 평가 과정은 다음과 같다:

- 각 직무별 HEP를 할당하여 실패경로에 대한 확률을 계산한다.
- 스트레스, 경험수준, 회복인자 등을 고려하여 수정계수 반영한다.
- 운전원간의 의존성을 고려하여 조건부 확률 계산한다.
- 최종 HEP의 계산한다.

표 3은 위의 평가 과정에 따라 분석한 결과로 먼저 진단오류와 수행오류 중 직무 A와 B는 RO(Reactor Operator)의 수행직무이므로 수행오류로 구분된다. LOCA 상황이기 때문에 THERP 핸드북의 Databank에 따라 경험수준은 5이며, 과중한 작업부하(Moderately High : MH) 상황에 있다. 또한 운전원간의 직무에 대한 의존성이 존재하여 RO는 ZD, RO와 SRO(Senior Reactor Operator)간의 의존성은 HD, RO와 TO(Turbine Operator)간의 의존성은 MD로 가정하였다. 직무수행 실패에 대한 BHEP는 0.003이며 직무의존도가 ZD일 경우 Error Factor(EF)는 5가 된다. 또한 SRO는 RO의 오류를 수정하는데 실패하고 두 운전원간의 의존성은 HD로 가정하였으므로 SRO에 의한 오류확률은 0.508이 된다. TO 또한 RO의 직무를 수행하는데 있어 범한 오류를 수정하는데 실패하고 두 운전원간의 의존성은 MD로 가정되어 있으므로 TO에 의한 오류확률은 0.145가 된다. 이에 직무 A에 대

한 RO의 스트레스 수준을 고려한 수행오류값 0.015와 SRO, TO의 각 수행오류값 0.508, 0.145를 모두 곱함으로써 총 오류확률 값은 0.001105이 된다. B직무 또한 같은 오류 값이 도출된다.

원자력발전소 직무의 경우에는 정상상황과 비상상황이 뚜렷하게 구분되는 특성이 있는데 현존하는 방법 중 THERP는 운전원 및 운전원간의 차이, 분석에서의 차이, 모형화의 불확실성, 실제적 HEP에 대한 불확실성 등에 기인한 추정된 범위의 변동을 불확실성 한계범위(UnCertainty Bound: UCB)를 THERP Handbook의 표로 제시한다. 이는 HEP들의 산포 정도를 나타내어 평균추정치에 대한 총 불확실성 범

위(Total Uncertainty Bounds: TUB)를 HRA에 반영하고 있다. 하지만 THERP는 1세대 HRA 방법론으로 원자력 직무환경에 맞추어져 있지만 직무의존성 분석 시 운전조의 운전 특성이나 작업자의 개인 특성 등을 고려하지 못하는 단점을 가지고 있다.

3.3 RARA Method

RARA 방법은 영국 RSSB에서 철도 고유 HRA 방법 개발을 목적으로 TRACEr(domain of air traffic control)를 참고한 인적오류의 정성적 분석인 HEI 단계와 HEART와 NARA를 참고한 정량적 평가인 HEQ 단계로 구성되어 있다. 인적오류 확인의 Flowchart format이 존재하여 일관성 있는 오류의 확인과 분류가 가능하며, RARA 모듈의 경우 HEI와 HEQ가 체계적으로 연결되고, 예제도 실려 있어 HRA 분석에 용이하다는 장점이 있다. RSSB-HRA의 HEI 분석 과정은 다음과 같다.

Table 3. Quantitative analysis using THERP

TASK	Failure	BHEP	Experience	Stress	Dependence	EF	HEP	Recovery Failure Probability	Total HEP
A	Error of commission	0.003	5	MH	ZD	5	0.003*5=0.015	SRO: 0.508 TO: 0.145	0.001105
B	Error of commission	0.003	5	MH	ZD	5	0.003*5=0.015	SRO: 0.508 TO: 0.145	0.001105

- 외적오류유형(External Error Mode; EEM)을 파악한다.
- 인지영역(cognitive domains), 내적오류유형(Internal Error Mode: IEM), 심리적 오류 메카니즘(Psychological Error Mechanism: PEM)을 파악한다.
- 영향인자(PSF)를 파악한다.

예비단계로써 정보수집 단계에서는 오류분석에 필요한 직무 관련 정보들의 수집하고, 직무분석 결과를 토대로 하여 오류분석을 수행한다. 외적오류유형으로는 'selection and quality', 'timing and sequence', 'communication' 영역에서 총 24개 오류유형을 제시하고 있다. 인지영역은 Wickens의 인간 정보처리 모형을 기반으로 Perception, Decision, Memory, Action, Violations 등 5개 인지영역을 구분하고 있다. 내적오류유형과 심리적 오류 메카니즘은 각각의 인지영역에 따라 발현 가능한 오류유형과 유발 메카니즘을 제시하고 있다. 앞에서 파악된 각각의 오류에 대하여 오류발생에 영향을 주는 상세 영향인자(Performance Shaping Factors)를 파악한다.

HEQ 과정은 HEART의 분석과정과 유사하나, HEART의 일반 직무유형(Generic Task Type; GTT)이 일반 오류유형(Generic Error Type: GET)으로 변경되었으며, 영향인자 체계가 철도환경에 맞도록 부분 개정 되었고, 영향인자의 영향정도 평가에 대한 사용자 지침이 추가되었다. HEQ 과정은 다음과 같다.

- 일반 오류유형(GET)에 따른 기본 오류확률(GEP)의 결정한다.
- 직무상황과 관련 있는 PSFs를 선정한다.
- 선정된 PSF의 영향정도를 평가한다
- 최종 HEP를 계산한다.

일반 오류유형(GET)은 Wickens의 인간 정보처리 모형에 따라 각 인지단계 별로 7개의 오류유형으로 구분하고 있다. 각 오류유형에 대하여 기본 오류확률(GEP)과 그에 대한 상

한 값, 중간 값, 하한 값을 제시하고 있다. 최종 HEP는 HEART의 체계와 동일하게 기본 오류확률 GEP에 대하여 PSF 가중치(W(i))및 영향정도(R(i))를 고려한 다음 식과 같이 얻어진다.

$$\text{최종 HEP} = \text{GEP} * \prod [\, R(i) * (W(i) - 1) + 1 \,]$$

RARA의 분석과정에 따라 TASK A, B는 표 4와 같이 EEM에 따라 IEM, PEM으로 분석한 HEI 결과이다. TASK A는 '다른 디렉토리를 선택'할 수 있는 가능성이 있으므로 EEM은 Right action on wrong object이 된다. 선택된 EEM에 대해 인식영역과 의사결정영역, 행위영역의 흐름도에 따라 IEM은 Perception-Misidentification(visual), Decision-Incorrect decision, Action-Selection error가 선택된다.

다음으로 PEM은 앞서 결정된 내적 오류유형에 대한 기억영역과 기억영역의 심리적 오류기전에 따라 Memory-Mis-learning, Decision-Incorrect knowledge 등이 된다.

Table 4. Qualitative analysis using RARA

TASK	EEM	IEM	PEM
A	Right action on wrong object	Perception-Misidentification(visual) Decision-Incorrect decision Action-Selection error	Memory-Mis-learning Decision-Incorrect knowledge Decision-Lack of knowledge Perception-Perceptual tunnelling Action-Thoughts leading to action Perception-Stimulus overload Perception-Spatial confusion Action-Spatial confusion Perception-Perceptual confusion Memory-Similarity interference
B	action omitted	Action-Incorrect information transmitted Decision-Incorrect decision Memory-Misrecall stored information Memory-Prospective memory failure Perception-Misidentification(visual) Perception-Misread Perception-No detection(visual) Perception-Visual misperception Violation-Routine violation Violation-Situational violation	Action-Habit intrusion Action-Spatial confusion Decision-Incorrect knowledge Decision-Misunderstanding communication Memory-Mis-learning Memory-Similarity interference Perception-Distraction/Preoccupation Perception-Perceptual confusion Perception-Perceptual discrimination failure Perception-Perceptual tunnelling Perception-Spatial confusion Perception-Stimulus overload
	unclear information transmitted		
	incorrect information transmitted		
	incomplete information transmitted		
	right action on wrong object		

표 4의 정성적 분석을 토대로 정량적 분석을 위해 GEP를 할당하기 위해 GET를 선정하고 해당되는 값을 할당한다. TASK A의 Right action on wrong object의 GET는 perception과 Decision으로 각각의 GEP는 Nominal value로 0.00002와 0.00004이다. 이에 도출된 PSF의 영향력과 가중치를 곱하여 해당 인적오류의 최종 HEP를 수식에 맞춰 계산하면 표 5와 같다.

표 4,5 와 같이 RARA 방법의 분류체계는 크게 오류유형과 영향인자 체계로 나눌 수 있다. 오류유형의 경우, 인간의 정보처리 모형에 기반을 둔 일반 심리학적 분류체계에 철도 직무 환경에서의 오류유형을 추가 및 개정하여 사용하고 있으나 TRACEr, HEART, NARA를 기반으로 항공 및 원자력 분야 직무의 오류분석을 기반으로 변형하였다. 또한, 영향인자의 경우 HEART 방법에서 제시하고 있는 일반 영향인자 분류체계를 사용하고 있다. 그러므로 SMR HRA 방법론 선정에 있어 철도산업에 적용되었다는 한계점은 극

복 가능할 것이라 예상된다. 다만, 주어진 직무 및 환경에 대한 영향인자 선정이 분석자에게 의존하고 있으므로 분석자간의 비 일관된 선정 및 평가가 발생할 수 있는 한계점을 가지고 있다. 또한 RARA의 HEI, HEQ 두 모듈은 독립적으로 사용가능하나 연결고리가 빈약하다는 것이다. EEM, IEM, PEM, PSF로 구분된 HEI를 HEQ와 연계시키다 보니 EEM, IEM, PEM이 GET로 다시 축약되는 단점을 가지고 있다. 하지만 다른 방법론과는 달리 RARA 방법은 분석 과정이 체계화 및 절차화 되어 있어 초보자도 적용 과정이 원활한 장점이 있다.

4. Result

직무 A와 B에 대한 THERP, RARA 방법론의 HRA 정량화 평가 결과는 그림 3과 같다. THERP는 같은 오류로 분류되어 0.001105의 동일한 HEP가 도출되었으며, RARA는 Cognitive Error, Psychological Error Mechanisms에 따라 다른 오류로 분류되어 각각 0.005705와 0.003703이 도출되었다. 직무 A와 B만 보면 RARA 방법의 경우 THERP에 비해 높은 값을 제시하고 있음을 알 수 있다.

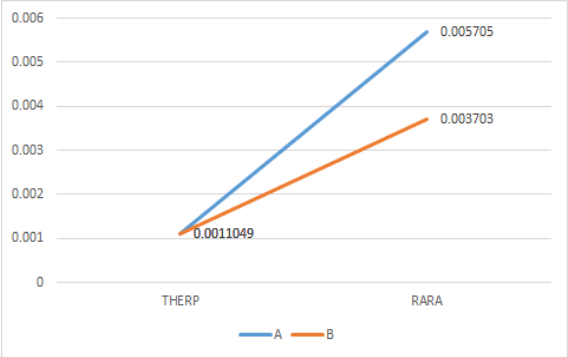


Figure 3. Comparison of Task

직무 A및 B의 예제와 같이 LOCA EOG 직무결과를 바탕으로 THERP, RARA 방법론을 적용하여 분석한 결과는 그림 4와 같다. LOCA EOG 또한 마찬가지로 RARA가 THERP보다 높은 인적오류 확률임을 확인할 수 있다. LOCA 전체 시나리오를 분석결과 또한 HEI 측면에서 RARA는 THERP에 비해 상세한 인적오류 유형을 알 수 있고 각 인적오류 유형별로 HEP 값 도출이 가능함을 알 수 있다. 이는 RARA에서 제시한 바와 같이 HEI를 세분화하여 오류 가능성을 평가하는 분해적 접근법 때문이다

5. Discussion/Conclusion

실제로 HRA를 수행하는 원자력 산업에서는 수행 절차를 일정한 단위작업으로 구분하여 평가하는 THERP 방식을 아직도 가장 널리 활용하고 있다. 하지만 THERP는 1세대 HRA 방법론으로서 Analogue 방식의 운전환경에 특화되어 있다. DB 또한 1960년대의 비원자력분야에서 얻은 경험자료 및 전문가 판단을 대상으로 인적오류 유형과 HEP를 나타내고 있으므로 Digital화 된 SMR 인적오류 유형 및 확률을 예측할 수 없으며 Digital화된 MCR 환경을 반영하는 PSF 또한 없다. 또한 원자력 산업에서는 안전에 있어 특히 보수적(conservative) 접근방법을 적용하므로 그림 4와 같이 LOCA 시나리오만을 대상으로 도출된 HEP 값으로 보면 RARA를 SMR HRA에 적용하는 것이 적합하다고 볼 수 있다.

이에 본 연구는 비록 철도산업에 적용된 방법론이지만 항공 산업에서 개발된 TRACEr와 NARA, 원자력산업에서 개발된 HEART에 기반을 두고 있으며 Digital 환경에서 인적오류 분류와 인적오류 메커니즘을 찾기 위해 상세한 인적오류 목록을 제공하고 있는 RARA가 SMR HRA방법에 적용할 만하다고 판단된다. 디지털 환경으로의 변화 및 2인 운전에 따른 운전원의 Cognitive Error, Psychological Error Mechanisms를 확인할 필요가 있기 때문이다. RARA 또한 THERP와 HEART등의 1세대 HRA 방법론과 마찬가지로 Analogue 시스템에 적용된 한계점이 있지만 Cognitive Error, Psychological Error Mechanisms에 대한 상세한 분석을 제공하고 있으며, Digital 환경의 2인 운전인 SMR에 적합한 PSF인 Control-Display relationships, Structure of information, Team relations 등이 반영되어 있다. 또한 최대한 객관성을 유지할 수 있는 모듈화 된 분석방법과 예제가 있으므로 SMR HRA에 활용하는 것은 매우 신뢰할 만한 HRA를 제공할 것으로 예상된다. 하지만 본 연구는 LOCA 시나리오 특정 직무만을 대상으로 했기 때문에 운전원 전체 직무에 대한 디지털 환경 전체를 대변한다고 볼 수 없다. 이에 LOCA를 비롯한 비상운전과 정상 및 비정상 시나리오 전체에 대한 추가적인 분석이 필요하다. 또한 Digital 환경에 대한 PSF의 추가 연구와 시뮬레이터를 이용한 실험을 통한 DB개발이 수행되어야 할 것이다.

Table 5. Quantitative analysis using RARA

TASK	EEM	GET	GEP	PSF	Multiplier	Effect	Multiplier * Effect	HER	HEP	Total HEP
A	right action on wrong object	Perception	0.000044	Operator experience	4.8	0.026	1.0988	0.00011499	0.0000019	0.005705
		Response	0.131	Time availability	11	0.045	1.45	0.34235652	0.0056998	
		Decision	0.000064	High workload	6	0.086	1.43	0.00016726	0.0000028	
				Positioning and layout	5	0.026	1.104			
				Education and training	2.3	0.03	1.039			
B	action omitted	Detection	0.00017	High workload	6	0.086	1.43	0.00053276	0.000008	0.003703
					2.3	0.03	1.039			
					4.9	0.057	1.2223			
		Omission	0.00011	Education and training Information quality & availability Time availability	11	0.045	1.45 1	0.00034473	0.0000057	
				Risk perception Positioning and layout	4	0.026	1.078			
					5	0.026	1.104			
	unclear information transmitted	Interpretation	0.0265	Information quality & availability	4.9	0.057	1.2223	0.03258530	0.0005425	

	incorrect information transmitted	Interpretation	0.0265	Consistency of displays	1.2	0.03	1.006	0.03258530	0.0005425	
	incorrect information transmitted	Interpretation	0.0265	Consistency of displays	1.2	0.03	1.006	0.04746899	0.0007903	
	right action on wrong object	Interpretation	0.0265	Education and training Information quality & availability	2.3	0.03	1.039	0.04746899		
				Positioning and layout	4.9	0.057	1.2223		0.0007903	
				Ability to detect and perceive	5	0.026	1.104			
					10	0.03	1.27			
	right action on wrong object	Interpretation	0.0265	Consistency of displays	1.2	0.03	1.006	0.05873153	0.0009778	
		Memory	0.00118	Positioning and layout	5	0.026	1.104	0.00261522	0.0000435	
		Decision	0.000064		10	0.03	1.27	0.00014184	0.0000023	
				Ability to detect and perceive	4.8	0.026	1.0988			
				Operator experience High workload	6	0.086	1.43			

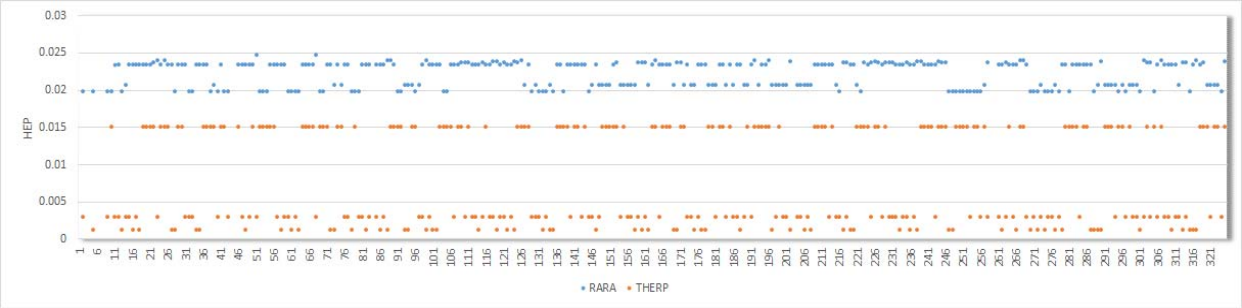


Figure 4. Comparison HRA methods

Acknowledgements

This work was supported by the National Research Foundation of Korea(NRF) grant funded by the Korea government(MEST) (No. 2012M2A8A4025979)

References

D. Tang, M. Hecht, X. An and R.Brill, "*MEADEP and its application in dependability analysis for Nuclear Power Plants safety system*", IEEE Tr. on Nuclear Science, Vol., 45 No.3, P.1014-1021

Joseph Naser, "*Generic Pre-Qualification of Digital Platforms for Safety Applications : A Success Story for Instrumentation and Control Modernization in Nuclear Power Plants*, NPIC&HMIT 2004, Columbus, USA, 2004

Dave Ciesielski, Phil Liddle, "*Qualified Software Tools For Safety I&C Applications*" NPIC&HMIT 2004, Columbus, USA, 2004

Thuy Ngyyen, Dave Blanchard, Robert Flink, Glenn Lang, Ray Torok, *Simplified Risk-Informed Assessment of Defence-in-Depth and Diversity for Digital I&C Upgrades in Nuclear Power Plants*, NPIC&HMIT 2004, Columbus, USA, 2004

Health and Safety Executive, *The use of computers in Safety-Critical Applications*, London, HSE books, 1998

USNRC. 1983 Swain, A. D., Guttmann, H. E., "*Handbook of human reliability analysis with emphasis on nuclear power plant applications*", NUREG/CR-1278, USNRC. 1983

Rail Safety and Standard Board (RSSB). *Rail-specific HRA technique for driving tasks*, Final report. 2004

Rail Safety and Standard Board(RSSB), *Railway Action Reliability Assessment user manual*, 2012

WASH-1400 "*Reactor safety study -An Assessment of accident risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plant*" NUREG-75/014 Wash-1400, 1975,

E.M Doughtery and J.R Fragola, "*Human Reliability Analysis: A System Engineering Approach With Nuclear Power Plant Applications*", SAIC, John Wiley & Sons, 1988

Nuclear Energy Agency, "*Nuclear Regulatory Challenges Related to Human Performance*" NEA No.5334, 2004.

Dougherty E, Human Reliability Analysis –Where should sthou turn? Journal of Reliability Engineering and System Safety 1992;29:283-299

Hollnagel 1997, Hollnagel, E*., CREAM - Cognitive reliability and error analysis method*, Elsevier Science Publishers, 1998.

USNRC 1998 Regulatory Guide 1.174, "*An Approach for Using Probabilistic Risk Assessment in Risk-Informed Decisions on Plant-Specific Changes to the Licensing Basis'* July 1998

NRC(2004) USNRC, *Human Factors Engineering Program Review Model, NUREG-0711*, Rev.2, US NRC, 2004.

NASA(2008) *Human-Rating Requirements for Space Systems*, NASA Procedural Requirements, NPR 8705.2B, 2008.

J .H. Lee and Y. N. Bae "A study on the effect of digital and analogue control panels to user interface*" Korea Design Science Research* Vol.4 No.2 (2001. 7) pp.95-104 1229-1072

W. C. Cha "A Comparative Study of Digital and Analogue System Environment to Retrieve Human Factor Elements for the Design of Operator Console, *Journal of the Society of Korea Industrial and Systems Engineering*. Vol. 32, No. 2, pp.140—146, June 2009.

Kaufuman 1999 Lori M. Kaufuman, barry W. Johnson, *"Embedded Digital System Reliability and Safety Analysis" NUREG/GR-0020* USNRC 1999

Thunem,2004 Atoosa P.J.Thunem,"*Computerized Systems' Availability, Safety and Research at the OECD Halden Reactor Project*", NPIC&HMIT 2004, Columbus, USA, 2004

Williams, J. C., "A data-based method for assessing and reducing human error to improve operational performance", *Proceedings of the IEEE Fourth Conference on Human Factors and Power Plants, Monterey*, California. 1988

Swain, A. D. 1987, "*Accident sequence evaluation program human reliability analysis procedure", NUREG/CR-4772*, USNRC. 1987

Hannaman, G. W., Sprgin, A. J., Lukic, Y. D., "*Human Cognitive Reliability (HCR) model for PRA analysis*", Drafts report, NUS-4531, EPRI Project RP 2170-3.1984

Embrey, D., Humphreys, P., Rosa, E., Kirwan, B. and Rea, K., *SLIMMAUD; An Approach to Assessing Human Error Probability Using Structured Expert Judgment, NUREG/CR-3518, Vol.I & II* 1984.

Hollnagel, E., *CREAM - Cognitive reliability and error analysis method*,

Elsevier Science Publishers, 1998.

USNRC, *Technical basis and implementation guidelines for a technique for human event analysis(ATHEANA*), NUREG-1624, Rev.1, US NRC, 2000.

D, Gertman, H, Blackman, J Marble, J. Byers, and C. Smith,“ *The SPAR-H Human Reliability Analysis Method*,” NUREG/CR-6883, 2005. USNRC,

Rasmussen, J., Pedersen, O.M., Carnino, A., Griffon, M., Mancini, C. and Gagnolet, P. (1981). *Classification System for Reporting Events Involving Human Malfunctions*, RISO-M-2240, DK- 4000, Riso National Laboratories, Roskilde, Denmark.

Reason's(1990) Reason, J.T. (1990). *Human Error*. Cambridge, UK: Cambridge University Press.

Shorrock 2002a, The two-fold path to human error analysis:TRACEr lite retrospection and prediction, *Safety Systems* (Newsletter of the Safety-Critical Systems Club), 11 (3), September 2002.

Shorrock 2002b, Error Classification for Safety Management: Finding the Right Approach, *In Workshop on the Investigation and Reporting of Incidents* (2002)

Isaac, A., Shorrock, S.T. and Kirwan, B. (2002). Human error in European air traffic management: the HERA project. *Reliability Engineering and System Safety*, 75 (2), 257-272.

Health and Safety, *Executive, Review of human reliability assessment methods*, 2009

Eletricite de France, *Probabilistic Safety Assessment of Reactor Unit 3 in the Paluel Nuclear Power Centre(1300 we)*, 1990

Institute de Protection et de Nucleaire , *“A Probabilistic Safety Assessment of the Standard French 900 Mwe Pressurised Water Reactor*”, 1990

Kirwan, B. (1992a). Plant control diagnostic failure - just a matter of time? *In Proceedings of the IEEE Conference on Human Factors and Power Plants, Monterey*, USA, June, pp 51-69.

Kirwan, B. (1992b), Human error identification in human reliability assessment. Part 2: detailed comparison of techniques, *Applied Ergonomics*23 (6) (1992), p. 371.

ABB-CE, “*System 80+ PRA*”, 1993

D. Whitehead ei al., “ *Evaluation of Potential Severe Accident During Low Power and Shutdown Operations at Grand Gulf Unit 1*” NUREG/CR-6143 S.N.L,June 1994