

원자력 발전소 안전성 평가를 위한 인간 신뢰도 분석 방법론 개발 및 지원 시스템 구축

김 승 환*, 정 원 대*

The Development of a Human Reliability Analysis System for Safety Assessment of a Nuclear Power Plants

Seung Hwan Kim*, Wondea Jung*

요 약

원자력발전소의 정량적 위험성 평가를 위해서 확률론적 안정성 평가 기법이 이용되고 있는데, 이를 위해서는 여러 가지 분야의 다양한 신뢰도 데이터가 필요하다. 이러한 신뢰도 자료 중에 인간의 지각 행위 및 수행 행위로 부터 발생하는 인적 오류 확률은 그 특성상 실제 오류 확률을 얻기가 매우 어렵다. 따라서 인적 오류 확률을 구하기 위해서는 인간 신뢰도 분석 분야의 전문가들이 제안한 인간 신뢰도 분석 방법을 이용하여 인적 오류 확률을 추정한다. 한국 원자력 연구소에서는 이를 위해 인간의 지각 및 수행 행위에서 야기되는 인간 오류 사건을 관리하고 인적 오류 확률을 추정하기 위한 인간 신뢰도 분석 시스템을 개발하고 있다. 본 연구에서는 인간 신뢰도 분석 방법론 개발 및 이를 이용한 인간 신뢰도 분석 전산 지원 시스템의 개발 과정에 관하여 기술하였다.

Abstract

In order to perform a probabilistic safety assessment (PSA), it requires a large number of data for various fields. And the quality of a PSA results have become more important thing of the risk assessment. As part of enhancing the PSA quality, Korea Atomic Energy Research Institute is developing a full power Human Reliability Analysis (HRA) calculator to manage human failure events (HFES) and to calculate the diagnosis human error probabilities and execution human error probabilities. This paper introduces the development process and an overview of a standard HRA method for nuclear power plants. The study was carried out in three stages: 1) development of the procedures and rules for a standard HRA method, 2) design of a system structure, 3) development of the HRA calculator.

▶ Keyword : 인간신뢰도분석(HRA: Human Reliability Analysis), 확률론적안전성평가(PSA: Probabilistic Safety Assessment), 인적오류, 인간공학

• 제1저자 : 김승환

• 접수일 : 2006.11.15, 심사일 : 2006.11.18, 심사완료일 : 2006. 12.26

* 한국원자력연구소 책임연구원

I. 서론

원자력 발전소의 정량적 위험성 평가를 위해서는 초기사건빈도, 기기고장율 및 인적오류확률 등 여러 가지 신뢰도 자료가 필요하다. 초기사건빈도나 기기고장율은 기기의 운전, 고장 및 보수 자료를 분석하여 얻어지나, 인적오류확률은 그 특성상 실제 오류 데이터를 얻기가 매우 어렵다. 따라서 인적오류확률은 전문가들이 제안한 인간 신뢰도 분석(Human Reliability Analysis : HRA) 방법을 이용하여 오류확률을 추정한다. HRA방법은 여러 가지가 있으나 대부분 원자력발전소 위험성 평가를 위해 제안된 것들이다[1][2][3].

HRA란 작업자가 미리 정의된 직무를 수행함에 있어서 성공적으로 작업을 종료하지 못하는(기대하는 결과를 얻지 못하는) 작업 실패(오류) 확률을 정량적으로 분석하는 작업이다. 여러 가지 방법이 있지만 THERP[4]나 ASEP[5] HRA방법이 가장 널리 사용되는 것 중 하나이다. ASEP HRA 방법은 THERP의 단순화된 방법으로서, 분석에 많은 시간과 전문적 경험을 필요로 하는 THERP의 단점을 보완하여 개발된 방법이다. 한국 원자력 연구소에서는 국내 원자력 산업체에서 많이 사용되는 ASEP HRA 방법을 기초로 하여 확률론적 안전성 평가(Probabilistic Safety Assessment : PSA) 품질 향상의 한 부분으로서, PSA 불확실성의 주요 요소로 꼽히고 있는 인간 신뢰도 분석의 절차와 규칙들을 표준화 하는 연구가 수행 중에 있으며[6][7], 이를 위해 인간 오류 사건들을 관리하고 인간의 진단 오류 확률 및 수행 오류 확률을 계산하여주기 위한 HRA 계산 지원 도구를 개발하고 있다. 이 논문은 HRA 표준화 방법론 및 분석 지원 도구의 개발에 대하여 기술하였다.

II. HRA 표준화 방법

2.1 HRA 수행 체계

인간 신뢰도 분석의 절차와 규칙들을 표준화하기 위하여 개발한 인간 신뢰도 분석 표준화 방법론에서는 인간 오류 확률을 크게 진단 오류 확률부와 수행오류확률부의 2가지 단계로 나누어서 구분하였다. 그리고 인간의 수행 직무는

크게 사고 전 인적오류사건(Pre-initiating Human Failure Event)과 사고 후 인적오류사건(Post-initiating Human Failure Event)으로 구분하였다. 사고 전 인적오류사건은 테스트, 보수, 교정등과 같이 일상 운전 상태에서 주기적으로 수행하는 직무로부터 발생하는 인간 오류를 의미한다. 사고 후 인적오류사건은 원자로 정지후 개입되는 모든 인적직무 수행 중에 발생하는 오류 사건을 말한다.

그림 1은 HRA 표준 방법의 수행 체계를 도식적으로 보여주고 있다.

2.1 인적오류분석

2.2.1 사고 전 인적오류분석

사고 전 인적오류는 정기 시험이나 정비작업(연차정비 또는 비정기 정비) 또는 연차보수 기간 중의 교정 작업 등 모든 일상직무의 수행 중에 발생 할 수 있는 오류를 말한다. 일반적으로 주기적으로 수행하는 직무는 절차서 혹은 사전 계획된 작업으로 구성되기 때문에 진단 오류로 인한 사고 발생의 가능성은 무시할 수 있을 정도로 작다고 말할 수 있다. 그러므로 사고 전 인적오류사건에 있어서 진단 오류 경우는 고려하지 않았다.

2.2.2 사고 후 인적오류분석

사고 후 인적오류는 원자로 정지후 수행되는 인간의 진단 및 수행조치 작업에서 발생하는 인적오류로서 진단오류와 수행오류로 분리하였다.

$$\text{사고 후 인적오류} = \text{진단오류(mistake)} + \text{수행오류(slip)}$$

즉 사고 후 인적오류확률은 진단오류확률과 수행오류확률의 합으로 나타내었다.

$$\text{Pr(인적오류)} = \text{Pr(진단오류)} + \text{Pr(수행오류)}$$

따라서 인간의 진단오류확률은 다음과 같이 평가하였다.

$$\text{Pr(진단오류)} = \text{Pr(기본 진단오류)} * \text{보정 factor}$$

$$\text{Pr(기본 진단오류)}$$

$$= f (\text{진단 여유시간} = \text{허용시간} - \text{수행시간})$$

보정 factor : 주관심작업, MMI, 절차서, 교육/훈련, 의사결정부담감

인간의 수행오류확률은 다음과 같이 평가하였다.

그림2에서 보는바와 같이 HRA 기본사건에 대하여 분석에 필요한 기본 정보 및 진단 관련 정보 그리고 수행 관련 정보들을 입력하고 이를 기초로 인간 오류 확률 (HEP)을 계산하였다.

본 연구에서는 위와 같은 HRA 표준 방법에 따른 인간 신뢰도 분석을 하기 위해, 입력 변수별 항목 및 입력값, 입력 규칙, 결정 규칙 등을 검토 하였으며, 각 항목간 연관성을 파악하였다. 이를 기초로 DB 구조 설계하여 진단오류 및 수행오류 테이블 생성하였고 이를 구현하기 위한 전산 프로그램을 개발하였다.

3.1 소프트웨어 설계요건 정의

HRA 표준 방법을 지원하는 HRA 분석 지원 전산 프로그램 개발하기 위한 소프트웨어 설계 요건은 다음과 같다 [8][9][10].

- HEP 계산 자동화 : HRA의 수행에 각종 정보(진단 정보, 수행정보)들을 DB화하고 세부 직무별 입력 값에 따라 오류(진단, 수행)확률을 자동 계산하여 평가한다.
- 정보 DB화 : 분석에 사용된 모든 정보 DB화하고 분석 시 필요한 항목별로 실시간으로 제공한다.
- 분석 표준화 : 분석 과정과 입력 선택의 전산 지원을 통하여 분석을 표준화한다.
- 문서화 및 QA : 분석 입력과 기술근거 및 분석 결과를 문서화하고 사용자의 요구에 맞춰 보고서로 결과를 출력하는 기능을 제공한다.
- 모든 운전 모드 HRA 지원 : 전 출력운전(Full Power Operation) 및 정지&저출력 운전(Low Power and Shut Down Operation)에 대하여 사고 전 인적 오류와 사고 후 인적 오류 분석 기능을 제공한다.
- KIRAP & AIMS 연계 : 원자력 신뢰도 평가 소프트웨어인 KIRAP 및 AIMS 와 연계되어 인적 오류 기본 사건의 정보를 서로 교환 하는 기능을 제공한다.

3.2 HRA 분석 지원 전산 프로그램 개발

그림2의 HRA 입출력 자료를 토대로 분석한 결과 HRA 분석 지원 도구의 데이터베이스에 진단오류 및 수행오류의 큰 두개의 틀을 기준으로 각각의 하부테이블을 구성하였다. 구성된 데이터베이스 테이블은 기본인간오류사건(HFE) 테이블, 진단인간오류(HE) 테이블, 수행인간오류(HE) 테이블, 그리고 수행인간오류 테이블의 하부 테이블인 단위 작업 테이블이다. 먼저 기본 HFE 테이블은 인간오류사건의 기본

적인 정보들을 저장하고 있으며, 진단 인간오류 테이블은 진단과 관련된 정보를 저장하고, 수행 인간오류 테이블은 수행 업무와 관련된 정보 및 수행 업무를 세분화한 세부 단위 작업에 대한 정보들을 저장하고 있다. 각 테이블들에 저장되어야 하는 필수 항목 들은 다음과 같이 정리 하였다[11].

(기본인간오류사건)

- 사건정보(사건명, 설명, 종류등)
- 시나리오(사건시나리오, 사건진행순서등)
- 직무정보(직무번호, 직무절차서등)
- 비고사항(분석자, 분석일, 검토자, 검토일, 참고사항등)

(진단인간오류)

- 진단여유시간
- 경보(시간, 인지시간등)
- 보정값(MMI, 결정부담감, 교육/훈련수준, 절차서수준등)

(수행인간오류)

- 기본정보(교육/훈련수준, 절차서수준등)
- 단위작업(작업명, 작업자, 작업도구, 작업장소등)
- 단위작업상세(복잡도, 절차서수준, 작업진속도등)
- 스트레스수준(허용시간, 시나리오중요도, 작업환경, 위험성, 교육훈련수준등)

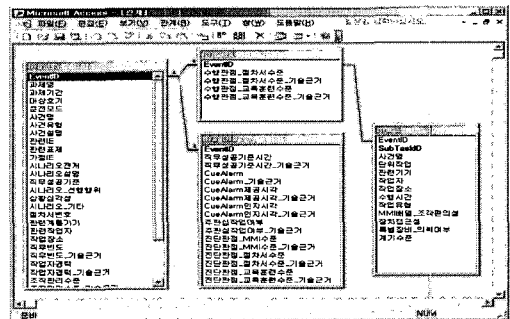


그림3. 데이터베이스 테이블 구성 관계도 Fig.3. E-R diagram

그림3은 HRA 분석 지원 시스템의 데이터베이스 구성 관계도 이다. 그림에서 보는 바와 같이 사건번호(EventID)를 기본 키로 사용하여 입력 자료 간의 유일성을 확보했으며, 다른 테이블 간에 관계설정시의 조인키로 사용하였다.

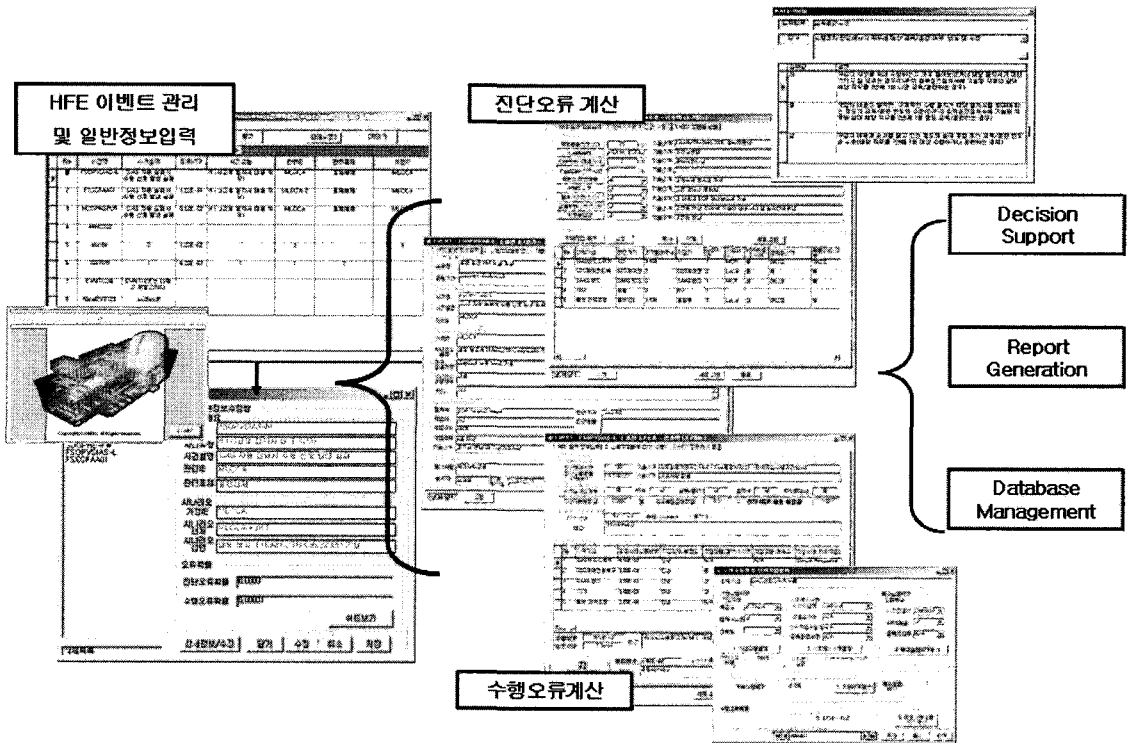


그림4. HRA 분석 지원 전산 프로그램 수행 흐름도
Fig4. Framework of the HRA calculator

IV. HRA 분석 지원 전산 프로그램 개발

HRA 분석 지원 전산 프로그램은 다음과 같이 구성하였다. 즉 사건 정보를 총괄 관리하기 위한 HRA 이벤트 관리자 및 각 이벤트에 대하여 기본 사건 정보, 진단 오류 정보, 수행 오류 정보를 별도의 모듈로 구성하여 자료를 입력하도록 구성하였고, 입력된 자료로부터 평가된 오류 확률을 계산하도록 구현하였다[11][12].

4.1 이벤트 관리자

인적 오류 분석의 기본이 되는 인적 오류 이벤트를 관리하는 기본 모듈이다. 이벤트 관리자는 이벤트 생성/수정/삭제/복사/검색/정렬 기능을 갖고 있으며 간단한 정보를 직접 입력 및 수정할 수 있도록 구현하였다. 사용자는 이벤트를 관리자를 통하여 분석하고자 하는 인적 오류 이벤트를 선택한 후, 상세 분석창을 실행하여 해당 이벤트에 대한 상세 분석을 할 수 있다.

사건명	사건유형	사건설명	상세정보/유형	해당 모듈	평가	Wsp Text
FSOPVSIAS-M	비 사고용 열차지 (대용 오류)	상세 정보 입력창	상세 정보 입력창	진단오류계산	진단오류계산	
FSOPVSIAS-L	비 사고용 열차지 (대용 오류)	상세 정보 입력창	상세 정보 입력창	진단오류계산	진단오류계산	
FSOPVSIAS-L	비 사고용 열차지 (대용 오류)	상세 정보 입력창	상세 정보 입력창	진단오류계산	진단오류계산	
FSOPVSIAS-L	비 사고용 열차지 (대용 오류)	상세 정보 입력창	상세 정보 입력창	진단오류계산	진단오류계산	

그림5. 이벤트 관리자 및 기본 정보 입력
Fig5. The Event Manager

4.2 인간 신뢰도 분석 모듈

인간 신뢰도 분석 모듈은 인간 오류사건의 기본 정보관리 및 진단오류입력 및 진단오류계산을 위한 진단오류 분석 모듈 그리고 수행오류입력 및 수행오류계산을 위한 수행오류분석모듈로 구현하였다.

4.2.1 HFE 일반 정보 입력

인간오류사건을 정의하는 기본적인 정보 및 사고 관련 시나리오, 관련 계통 및 기기, 절차서 등에 대한 정보를 입력 및 관리하기 위한 모듈로서, 분석자가 하나의 인적오류사건을 분석하기 위해 필요한 기본적인 정보들을 정보하기 위한 입력도구이다.

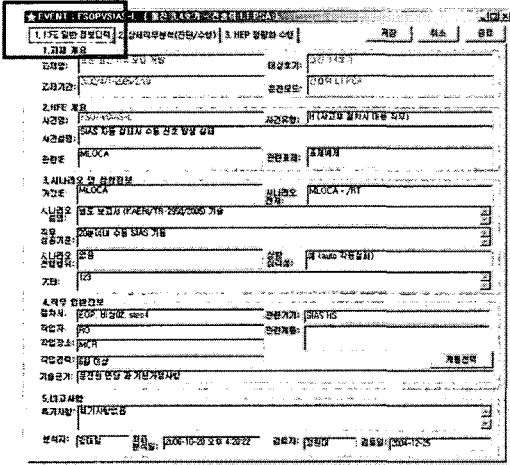


그림6. 이벤트 일반 정보 입력
Fig6. The Event Editor

4.2.2 상세 직무 분석

분석하고자하는 인적오류사건에 대하여 실질적인 정량 데이터를 입력하는 모듈이다. 화면은 상하로 크게 진단 오류 입력부와 수행 오류 입력부로 구성하였다. 진단 오류 입력부는 사고의 발생 및 인지후, 적절한 진단을 하기 위한 여유 시간 정보 및 운전원 (진단자) 오류 인자를 결정하기 위한 각종 부대 상황 등의 정보를 입력받는다. 수행 오류 입력부는 사고에 대하여 진단 후 조치하기 위해서 수행하는 단위 작업들에 대한 정보를 입력받는다. 각 단위작업에 대하여 입력되는 수행시간은 진단 여유 시간 및 수행 오류 확률을 결정짓는 중요 인자로서 필수 입력 사항이다.

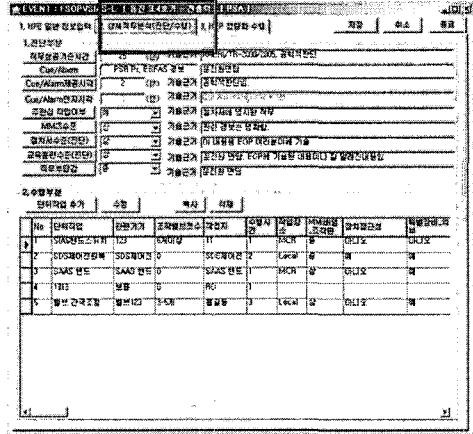


그림7. 상세 직무 분석 화면
Fig7. Task analysis

4.2.3 인적 오류 확률 정량화

상세 직무 분석에서 입력된 진단 및 수행 직무에 대하여 실질적으로 인적 오류 확률을 구하는 모듈이다. 화면은 크게 진단 오류 확률 계산부와 수행 오류 확률 계산부 그리고 이 두개의 확률 계산값을 통합한 최종 분석부로 구성하였다. 수행 오류 확률부는 각 수행 단위 작업에 대하여 그림8과 같이 각각 단위 수행 오류 확률을 계산 한 후에 그 값들을 모두 더함으로써 구해질 수가 있다.

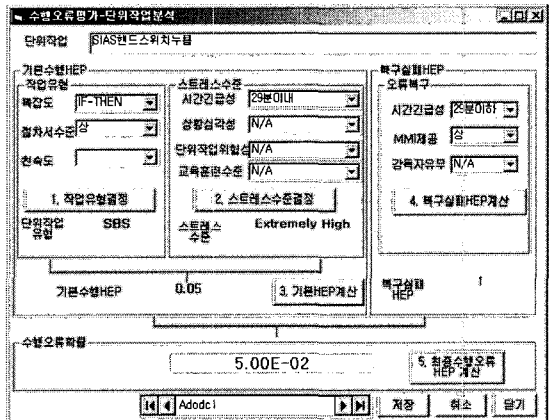


그림8. 단위 수행 오류 확률 계산
Fig8. Subtask analysis

No.	오류지점	오류수행도(HEP)	오류빈도	오류확률	오류유형	오류사유	오류유형, 심각도	오류유형, 심각도
1	시시시시시시	1.0E-03	연속	N/A	연속	연속	Simple Response	연속
2	오오오오오오	3.0E-04	연속	2	연속	연속	Simple Response	연속
3	SAAS 연도	3.0E-03	연속	2	연속	연속	Simple Response	연속
4	123	3.0E-03	연속	2	연속	연속	Simple Response	연속
5	오오 오오 오오	3.0E-04	연속	N/A	N/A	N/A	Simple Response	연속

그림9. 인적오류확률 정량화 수행화면
Fig9. Human Error Probability Quantification

V. 결론 및 향후과제

본 논문은 인간 신뢰도 분석을 위하여 한국 원자력 연구소에서 개발한 HRA 표준화 방법과 HRA 분석 지원 도구의 구현에 대하여 기술하였다. HRA 표준화 방법은 업무 수행 절차의 표준화 및 HRA 분석에 있어서 불확실성을 최소화하기 위한 의사 결정 규칙 등의 표준화에 초점을 맞추어 개발한 것이다. 이렇게 개발한 표준화 방법은 한국 표준 원전의 확률론적 안전성 평가에 직접 사용하였다. 분석 지원 도구인 HRA 지원 계산기는 현재 구현되어 기능 검증 중에 있다. 개발이 완료되면, 한국 표준 원전 PSA 모델의 인간 신뢰도 분석을 수행하는 분석자들에게 수월한 평가도구로 사용될 것이다.

참고문헌

[1] PRA Procedures Guide, NUREG/CR-2300, American Nuclear Society and IEEE, 1982
 [2] Hiromitsu Kumamoto, Ernest J. Henley, "Probabilistic Risk Assessment and Management for Engineers and Scientists", IEEE Press, 1996
 [3] ASME, "Standard for Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Application", ASME RA-S-2002, 2002

[4] A. D. Swain and H. E. Guttman, "Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications", NUREG/CR-1278, S.N.L, 1983
 [5] A. D. Swain, "Accident Sequence Evaluation Program Human Reliability Analysis Procedure", NUREG/CR-4772, S.N.L, 1987
 [6] 정원대, 강대일, 원자력발전소 인간 신뢰도 표준 방법론 개발, KAERI/TR-2961/2005, KAERI, 2005
 [7] 정원대, 강대일, Developing a standard method for human reliability analysis of nuclear power plants, '05 한국원자력학회 춘계학술발표회, 2005
 [8] 윤보현, 서창호, "개념 속성 기반 정보 검색", 한국 컴퓨터 정보학회 논문지, 제10권, 제3호, 2005
 [9] 안병태, 김현아, "UNISQL/X를 이용한 XML 문서 저장 시스템 설계 및 구현", 한국 컴퓨터 정보학회 논문지, 제6권, 제1호, 2001
 [10] 김승환, 정원대, 인간 신뢰도 분석 전산 시스템 개발체제 구축, '05, 인간공학회 추계학술발표회, 2005
 [11] 김승환, 인간 신뢰도 분석 시스템 구축에 관한 연구, '05 한국정보과학회 추계학술발표회, 2005
 [12] 김승환, "확률론적 안전성 평가를 위한 정보 관리 시스템 개발, 한국 컴퓨터 정보학회 논문지, 제10권, 제6호, 2005

저자소개



김 승 환
 1990 : 중앙대학교 컴퓨터공학 석사
 1990~ : 한국원자력연구소 책임연구원
 관심분야 : 데이터베이스, XML, 씨멘틱 웹



정 원 대
 2000 : 한국과학기술원 공학박사
 1987 : 한국과학기술원 공학석사
 1987~ : 한국원자력연구소 책임연구원
 관심분야 : 산업공학, 인간공학