

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

김승환\*, 정원대\*

### 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 안전성 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. HRA 방법은 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] HRA 방법이 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

#### 2.21 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.

#### 2.22 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.

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

따라서 인간의 진단오류확률은 다음과 같이 평가하였다.

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

$$Pr(\text{기본 진단오류})$$

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

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

인간의 수행오류확률은 다음과 같이 평가하였다.

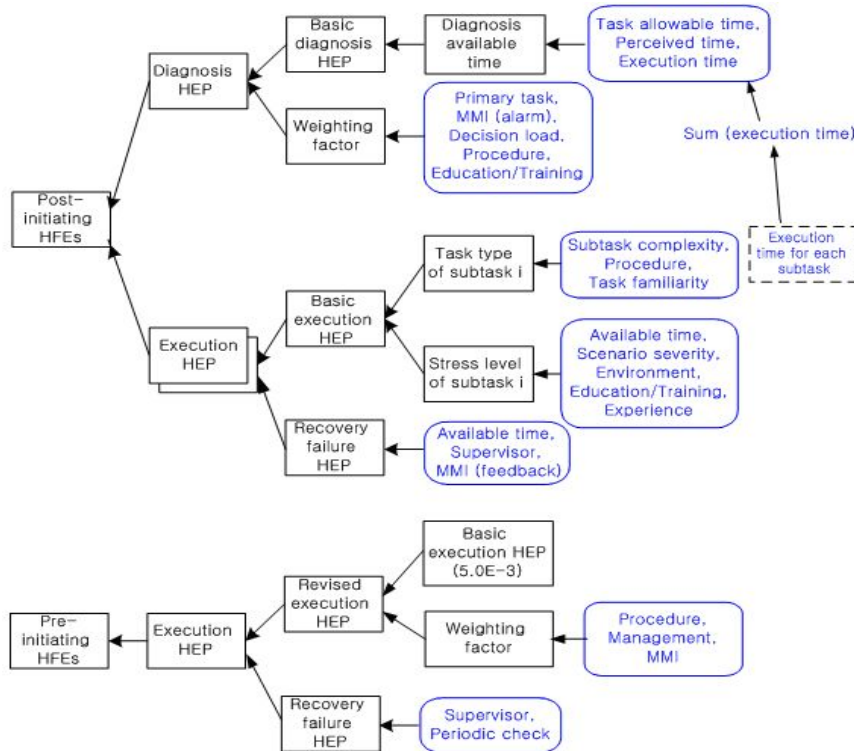


그림1. 표준 HRA 방법론 수행체계 구성도  
Fig1. Framework of the standard HRA method

$Pr(\text{수행오류}) = \sum [Pr(\text{단위작업오류})] * Pr(\text{복구실패})$   
 $Pr(\text{단위작업오류}) = f(\text{작업유형, 스트레스수준})$   
 작업유형 =  $f(\text{단위작업복잡도, MMI, 절차서, 직무 친숙도})$   
 스트레스수준 =  $f(\text{시간긴급성, 상황심각성, 작업위험성, 교육/훈련})$   
 $Pr(\text{복구실패}) = f(\text{시간긴급성, 감독/확인, MMI})$

위와 같이 평가된 인간의 진단오류확률과 수행오류확률의 합으로서 인간의 인적오류확률을 계산할 수 있으며, 표준화된 HRA방법은 HRA수행에 있어서 필요한 모든 종류의 규칙 및 의사 결정 정보 들을 명시적으로 포함한다.

### III. HRA 분석 지원 도구의 설계

현재 표준 HRA 방법을 이용하여 HRA 분석을 수행하기 위해서는 그림2와 같은 자료 입력 양식을 이용하여 자료를 입력하고, 이를 기초로 HRA 분석을 수행하였다.

HRA worksheet (종목)																
No. 119	page 3/3															
과제명	표준 HRA 모델 개발			대상 초기 및 분반모드			출진, 3.4호기, 전출력									
시도명	MCR/중요															
시간성명	LPS 재순환을 위한 RCS 급속냉각 및 감압유연 실험															
HFE 개요																
비고																
진단오류	기본진단 시간 (분)	87분 (90분-3분)		기술근거	T=90-1+8분, Td=88-2+87분											
	기본진단오류확률(mean)	7.60E-04		기술근거	THEPP의 장안(표모를 장안 진형)											
	중요성지급 여부	예		MMI 수준(Alarm/Out)	중(HPSIS)											
	절차서 수준	핵(핵비절차서 사용)		교육/훈련 수준	핵(이 절차서의 훈련 포함)											
인원오류	진단 기본 모정값	25		직무부담감 모정값	1											
	최종 진단오류 확률(mean)	25.00		1.90E-02												
비고	* 절차서 수준이 진단오류 관점의 수행오류 관점이 분리되어 평가되는 것이 필요															
수행오류	직업유형		스트레스 수준		기본 수행 HEP		오류복구 가능성		최종 수행 HEP							
	단위작업(비수행유형)	단위작업 유형	절차서 수준	시간성/상황성	단위작업 유형	시간성/상황성	단위작업 유형	교육/훈련 수준	기본 수행 HEP	오류복구 가능성	MMI 제 수준/교육/훈련	복구실패 여부	복구실패 HEP	최종 수행오류 확률		
	RCS 냉각 (ADV / TBI)	if then	상	N	Step	120	예	MCR	하	VH	0.02	>10	상	no	0.2	0.004
	RCS 감압 (PRR 삽수, ROD/S)	if then	상	N	Step	120	예	MCR	하	VH	0.02	>10	상	no	0.2	0.004
	인원오류 수행오류 HEP 합계														0.008	
	Remark															
	간 여유시간을 갖고 감압하는 것으로 step-by-step으로 직무유형 평가															
	HEP	2.70E-02		EF		6.8		Distn								
	특기사항	* 현재 절차서가 제대로 없으므로 기본적으로 임목자가 없다고 가정														
	분석자	김재일	최종분석일	2004.12.21	검토자	정원태	검토일	2004.12.28								

그림2. HRA 입력/출력 양식 (분석예)  
Fig2. HRA calculation sheet (example)



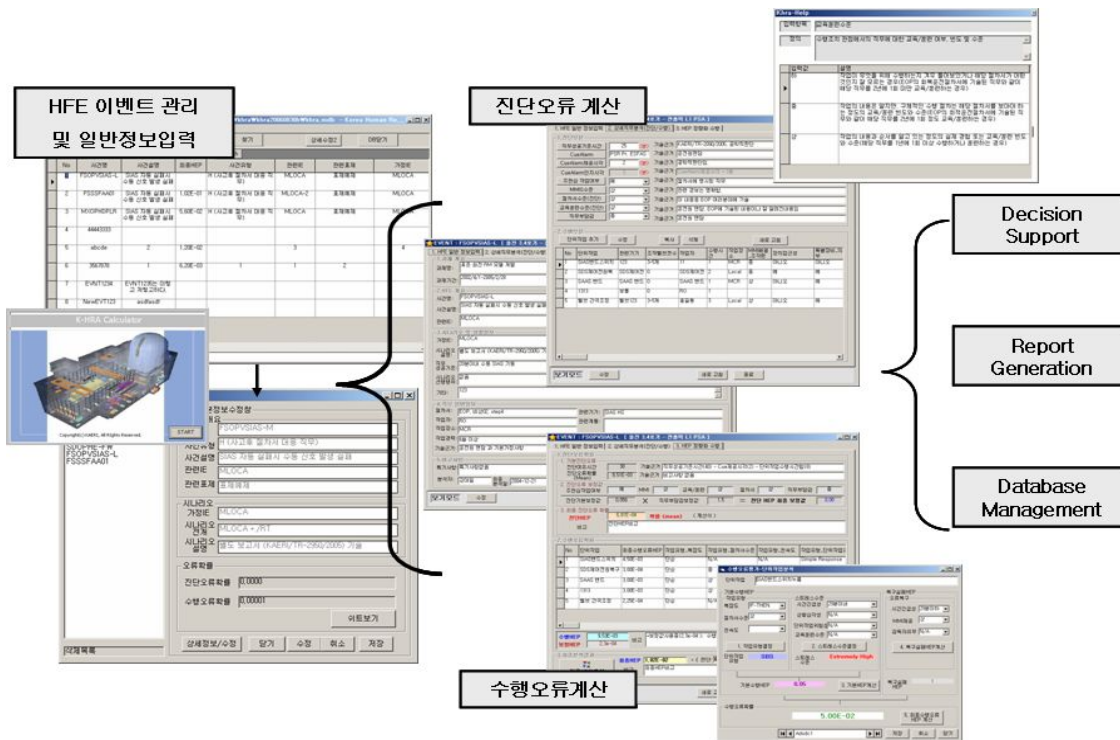


그림4. HRA 분석 지원 전산 프로그램 수행 흐름도  
Fig4. Framework of the HRA calculator

#### 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 이벤트 관리자를 통하여 분석하고자 하는 인적 오류 이벤트를 선택한 후, 상세 분석창을 실행하여 해당 이벤트에 대한 상세 분석을 할 수 있다.

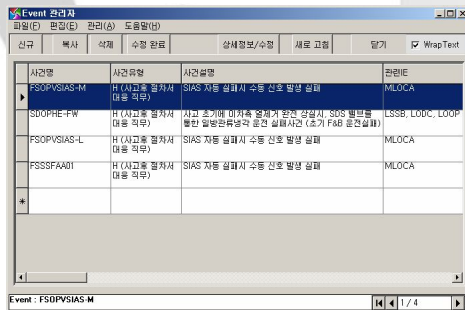


그림5. 이벤트 관리자 및 기본 정보 입력  
Fig5. The Event Manager

##### 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, 절차서등에 대한 정보를 입력 및 관리하기 위한 모듈로서, 분석자가 하나의 인적오류사건을 분석하기 위해 필요한 기본적인 정보들을 정보하기 위한 입력도구이다.

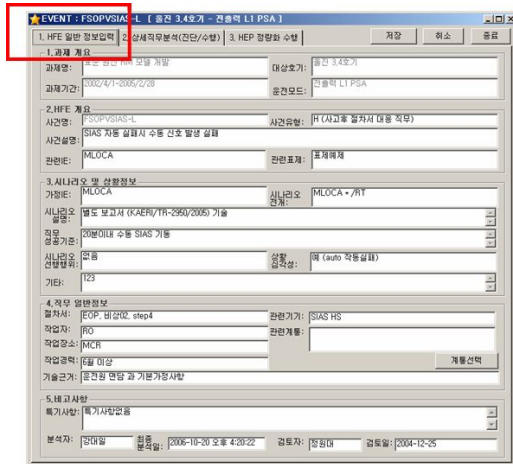


그림6. 이벤트 일반 정보 입력  
Fig6. The Event Editor

### 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 입력 부는 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 입력 부는 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.

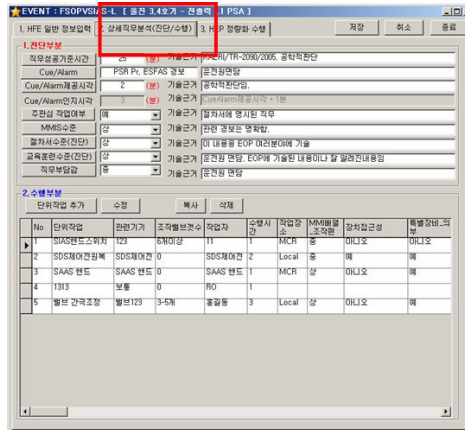


그림7. 상세 직무 분석 화면  
Fig7. Task analysis

### 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.

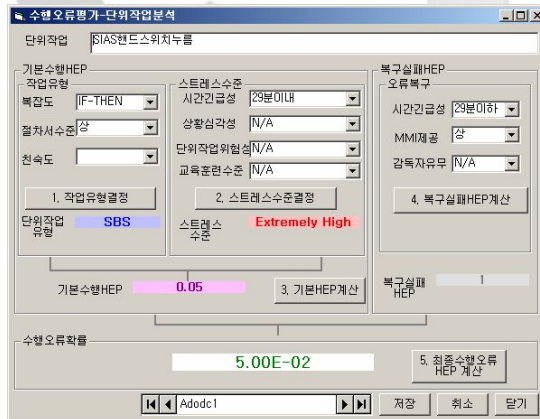


그림8. 단위 수행 오류 확률 계산  
Fig8. Subtask analysis

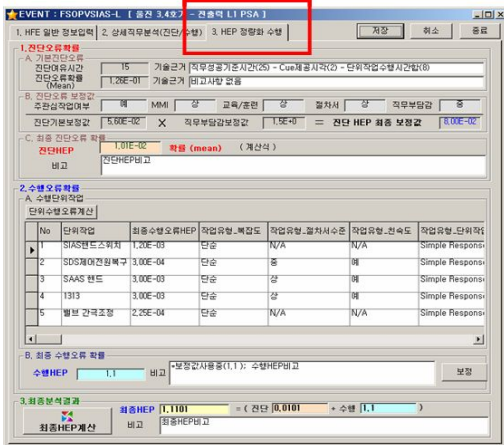


그림9. 인적오류확률 정량화 수행화면  
Fig.9. Human Error Probability Quantification

### 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

### 저자 소개



**김 승 환**  
 1990 : 중앙대학교 컴퓨터공학 석사  
 1990 : 한국원자력연구소 책임연구원  
 관심분야 : 데이터베이스, XML, 씨네틱 웹



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