

# 퍼지모델을 이용한 인적오류확률의 타당성 검증

장통일<sup>†</sup> · 이용희<sup>\*</sup> · 임현교<sup>\*\*</sup>

(주)지엔피시스템 · \*한국원자력연구소 계측제어 · 인간공학연구부 · \*\*충북대학교 안전공학과  
(2006. 3. 10. 접수 / 2006. 5. 26. 채택)

## A Validity Verification of Human Error Probability using a Fuzzy Model

Tong-Il Jang<sup>†</sup> · Yong-Hee Lee<sup>\*</sup> · Hyeon-Kyo Lim<sup>\*\*</sup>

Human Factors Research Team, GNP System

<sup>\*</sup>I&C · Human Factors Division, Korea Atomic Energy Research Institute

<sup>\*\*</sup>Department of Safety Engineering, Chungbuk National University

(Received March 10, 2006 / Accepted May 26, 2006)

**Abstract :** Quantification of error possibility, in an HRA process, should be performed so that the result of the qualitative analysis can be utilized in other areas in conjunction with overall safety estimation results. And also, the quantification is an essential process to analyze the error possibility in detail and to obtain countermeasures for the errors through screening procedures. In previous studies for the quantification of error possibility, nominal values were assigned by the experts' judgements and utilized as corresponding probabilities. The values assigned by experts' experiences and judgements, however, require verifications on their reliability. In this study, the validity of new error possibility values in new MCR design was verified by using the Onisawa's model which utilizes fuzzy linguistic values to estimate human error probabilities. With the model of error probabilities are represented as analyst's estimations and natural language expression instead of numerical values. As results, the experts' estimation values about error probabilities are well agreed to the existing error probability estimation model. Thus, it was concluded that the occurrence probabilities of errors derived from the human error analysis process can be assessed by nominal values suggested in the previous studies. It is also expected that our analysis method can supplement the conventional HRA method because the nominal values are based on the consideration of various influencing factors such as PSFs.

**Key Words :** human error probability, fuzzy, linguistic value, Onisawa model

### 1. 서 론

안전을 최우선으로 하고 있는 원자력발전소(이하 원전)에서는 인적요소(human factors)에 의한 부정적 영향에 대비하기 위하여 인간신뢰도 분석(Human Reliability Analysis : HRA)을 수행하고, 원전의 설계 과정에서 인적오류 가능성에 대비하기 위한 노력을 하고 있다<sup>1)</sup>. HRA는 전체 원전에 대한 확률론적 안전성 평가(Probabilistic Safety Assessment : PSA)의 일부분으로, 원전의 안전성에 끼치는 영향이 큰 인적오류 항목을 도출하고 이에 대한 확률을 평가하는 것에 의하여 설계에서 대응방안을 모색하고, 인터페

이스 (Man-Machine Interface : MMI) 등 최종적으로 설계 결과에 대한 확인 및 검증을 통해 신뢰할 만한 수준으로 인적오류가 방지되었음을 확인하는 과정이다<sup>2)</sup>.

이러한 인적오류 분석을 위하여 이제까지 원전설계에 적용된 HRA기법으로는 운전원들의 행동단위에 주로 분석의 초점이 맞추어졌던, THERP, SLIM/MAUD, HCR/TCR, ASEP 등의 기법들과 ATHEANA, CREAM, CES 등과 같이 운전원의 인지적인 측면을 고려하여 분석을 수행한 기법들이 있다<sup>2,3)</sup>. 이 중 THERP는 원전의 대표적인 HRA 평가기법이라고 할 수 있으며, PSA에 인적오류 확률을 제공하기 위하여 HRA Handbook(NUREG/CR-1278)<sup>4)</sup>을 기초자료로 활용하고 있다.

<sup>†</sup> To whom correspondence should be addressed.  
humancti@chungbuk.ac.kr

한편, 최근에는 원전 운전원의 작업수행도(work performance) 향상을 위한 수단의 일환으로 기존의 전통적인 아날로그(analog) 제어방식에서 모든 제어 및 감시를 대형정보표시화면(Large Display Panel : LDP)이나 CRT에 표시하는 디지털(digital)화된 운전방식으로 설계가 변경되면서, 지금까지와는 다른 형태의 인적오류 발생 가능성이 증가하고 있다<sup>3,5)</sup>. 즉, 새로운 설계에 의하여 운전원과 기기사이에 새로운 형태의 상호작용(interaction)이 발생하게 되고, 이에 따른 오류가능성이 증가하고 있다. 그렇기 때문에 기존의 HRA 기법들을 개선된 설계에 그대로 적용하였을 경우에는 평가의 민감도 감소, 분석가능한 오류범위의 제한 등과 같이 여러 가지 측면에서 한계가 있다<sup>6,7)</sup>.

그래서 최근, 이러한 설계변화에 대응하여 인적오류의 가능성을 분석하기 위한 새로운 인적오류 분석방법이 제시되어, 인간신뢰성을 분석하기 위한 연구가 시도되고 있다<sup>6,8)</sup>. 그러나, 이러한 방법을 활용하여 인간신뢰도 분석을 수행할 때, 새로운 설계에 적용할 만한 기존의 확률값이 존재하지 않기 때문에 정량화에 한계가 있다.

이러한 문제점을 해결하기 위하여 기존의 연구<sup>6,8)</sup>에서는 전문가들의 평가에 의하여 명목치를 부여하고 그 값들을 해당 확률값으로 사용하였으나, 단순히 전문가들의 경험 및 판단에 의하여 부여된 값이기 때문에 어느 정도 신뢰할 수 있는지에 대한 검증이 요구된다. 따라서, 본 연구에서는 전문가들의 평가에 의하여 부여된 새로운 설계에서의 인적오류 확률값에 대하여, 인적오류확률평가에 퍼지(fuzzy) 언어변수(linguistic value)를 활용하였던 기존의 모델을 적용하여 그 타당성을 검증하고자 하였다.

## 2. 정량화의 의의

도출된 오류 가능성에 대한 정량화는 정성적인 분석 결과를 전체 안전성 판단에 결합하여 다른 분야에서 쉽게 활용하도록 제공하는 과정으로 PSA나 다른 업무를 위해서 반드시 수행되어야 한다. 또한, 오류 가능성에 대한 다양한 범위를 현실적인 수준으로 선별(screening)하여 각 중요도에 따른 상세 분석 및 설계에서의 대응방안을 마련하도록 하는데 필수적인 과정이다<sup>9,10)</sup>.

또한, 정원대 등<sup>11)</sup>은 현재 원전의 HRA 기법 중에서 일부를 활용하여 실제 적용한 사례연구에서, HRA

기법은 “인간오류에 대한 정성적, 정량적 분석을 모두 포함해야 하며, 정량적 분석은 정성적 분석 모델에 기반하여야 한다.”라는 요건을 제시한 바 있다. 이러한 요건을 만족하고 또한 정확한 확률평가를 위해서는, 새로운 설계내용에 대하여 전문가들의 경험과 판단에 의하여 제시되었던 인적오류발생 확률의 타당성 검증이 반드시 수행되어야 한다.

## 3. 새로운 인적오류 확률에 대한 명목치(Nominal Value) 부여

최종적으로 시스템에 유의한 영향을 미칠 것으로 판단되는 오류들이 HRA를 위한 정량적인 평가의 대상이 된다. 정량화는 Table 1에서 보는 바와 같은 정량화 기준에 따라 0.5, 0.1, 0.01, 0.001, 0.0001 등 5가지 정도 수준의 명목치(nominal value)를 부여하는 방식으로 평가하였다<sup>6,7)</sup>. 이는 전체 HRA 과정은 물론 MMI 설계자들의 판단과 결합하여 중요하지 않은 오류 항목들이 선별되는 과정을 반복적으로 거치도록 제안된 것이다. 인적오류에 대한 정성적인 분석 결과를 전체 안전성 판단에 결합하여 다른 분야에서 쉽게 이해하고 활용하기 위하여 필요하다.

제안된 정량화 방법은 개괄적인 명목치를 사용하지만 분석의 실무를 위한 선별과정을 병행하는 방법이다. 명목치 부여는 새로운 기기의 설계에 대한 세부적인 상호작용의 가능성이므로, 기존의 확률자료가 존재하지 않는다. 따라서, 현재로서는 오류 가능성에 대한 전문가 집단의 합의에 의한 평가만이 가능하다. 하지만, 분석이 필요한 가능한 경로를 감소시키기 때문에 제안된 기법을 실무적으로 가능하게 하기 위하여 반드시 필요하다.

Table 1. Nominal value of conditional probability and assignment criteria<sup>6,7)</sup>

Nominal value	Criteria of nominal probability
0.5	The occurrence possibility is recognized in most cases
0.1	The occurrence possibility is partially acknowledged
0.01	The occurrence is possible but its probability is low
0.001	The occurrence is possible but its probability is negligible
0.0001	Almost impossible

## 4. 발생 확률값에 대한 기존 모델과의 비교

위에서 제시한 발생확률에 대한 명목치는 설계

전문가 및 인지공학 전문가, 인간공학 전문가들에 의하여 부여된 값이다. 이러한 값들은 이미 설명한 바와 같이 새로운 기기의 도입으로 인한 상호작용의 발생확률이기 때문에, 운전원들의 오류에 대한 기존의 확률과는 전혀 다른 값을 갖게 된다. 따라서 현재로서는 전문가들의 직관 및 판단에 의존하는 것이 가장 최선의 방법이다. 그러나, 전문가들이라고 하더라도 그러한 상호작용에 대한 경험이 부족하고, 또한 어느 정도의 확률로 발생하게 될지에 대한 판단의 정확성이 부족하기 때문에, 평가된 확률값에 대한 객관성을 확보하기 위하여 기존의 확률평가 모델과의 비교를 수행하였다.

본 연구에서는 인적오류확률평가에 퍼지(fuzzy) 언어변수(linguistic value)를 활용하였던 Onisawa의 모델을 적용하였다<sup>12-15)</sup>. Onisawa 모델에서는 오류확률에 대한 데이터가 부족한 경우, 전문가나 분석자의 주관적 평가와 자연어표현(natural language expression)을 이용하여 수치값 대신 오류가능성으로 표현하는 방법을 사용하였다.

Onisawa가 제시한 모델의 오류가능성에 대한 멤버쉽함수는 아래의 식 (1)과 같다<sup>12,14)</sup>.

$$F(x) = \begin{cases} \frac{1}{1 + 20(x_0 - x)^{m_l}}, & \text{for } x < x_0 \\ 1, & \text{for } x = x_0 \\ \frac{1}{1 + 20(x - x_0)^{m_r}}, & \text{for } x > x_0 \end{cases} \quad (1)$$

여기에서  $x$ ,  $x_0$ ,  $m_l$ ,  $m_r$ 은 인적오류확률  $p$ 의 하한(lower bound)값  $p_L$ , 중앙값  $p_M$ , 상한값(upper bound)  $p_U$ 로부터 구해진다<sup>12,14,15)</sup>.

위의 식 (1)의 멤버쉽함수에서  $x_0$ 는 오류가능성의 대표값으로 정의되는데, 기존의 확률값으로부터 언어변수를 결정하기 위한 매개변수(parameter)이며 아래의 식 (2)의 모델에 의하여 구해진다<sup>12,14,15)</sup>.

$$x_0 = f(p_M) = \begin{cases} \frac{1}{1 + c \log(1/p_M)^3}, & p_M \neq 0, \\ 0, & p_M = 0 \end{cases} \quad (2)$$

$$c = \frac{1}{\log(1/p_s)}$$

여기에서  $c$ 는 매우 작은 오류확률을 평가자나 분석자가 가지고 있는 과오의 가능성에 대한 직관에 맞게 하기 위한 상수이고,  $p_s$ 는 분석자의 표준 오류확률(standard error probability)을 나타낸다. 표준오류확률이라고 하는 것은 오류확률이 보통정도의 수준이라는 것을 의미하며, 원자력의 경우에는 약  $10^{-3}$  정도로 정의된다<sup>12,16)</sup>. 또한,  $p_M$ 은 인적오류확률에 대한 중앙값으로 이 값은 HRA Handbook<sup>4)</sup>에서 제시하고 있는 HEP(Human Error Probability)값을 적용한다. 이러한 과정에 의하여 기존의 인적오류확률값을 식 (2)에 적용시켜  $x_0$ 를 구하고, 이 값을 자연어로 표현하면, Table 2와 같은 결과를 얻을 수 있다.

Table 2. Natural language expression of reliability estimation and corresponding parameter  $x_0$ <sup>12,14)</sup>

Class	Expression of Reliability Estimate	Parameter $x_0$ (Representative Value)	Bounds of HEP
(Human operator has)			
1	no reliability	-	-
2	very low reliability	0.9 ~1.0 (0.95)	6.13E-02 ~1
3	low reliability	0.7 ~0.9 (0.8)	1.25E-02 ~6.13E-02
4	rather low reliability	0.55 ~0.7 (0.625)	4.37E-03 ~1.25E-02
5	standard reliability	0.45 ~0.55(0.5)	2.01E-03 ~4.37E-03
6	rather high reliability	0.3 ~0.45(0.375)	4.51E-04 ~2.01E-03
7	high reliability	0.2 ~0.3 (0.25)	9.89E-05 ~4.51E-04
8	quite high reliability	0.1 ~0.2 (0.15)	5.65E-06 ~9.89E-05
9	extremely high reliability	0.05 ~0.1 (0.075)	1.90E-07 ~5.65E-06
(Human error is)			
10	next to impossible	0.0 ~0.05(0.025)	~1.90E-07
11	impossible	-	-

본 연구에서는 식 (2)의 모델을 이용하여, Table 1에서 제시하였던 인적오류확률의 명목치들에 대한  $x_0$ 값을 구하고, 기존의 오류확률값으로부터 구해진 Table 2와의 비교를 통하여 객관적인 타당성을 평가하고, 언어변수로의 확장가능성을 검토하였다.

먼저, 위와 같은 과정에 의하여 Table 1의 명목치들에 대한  $x_0$ 값을 구하기 위해서는 표준오류 확률값과 명목치들의 하한값 및 상한값을 구하여야 한다.

표준오류 확률값  $p_s$ 의 경우, 이미 설명한 바와 같이 새로운 기기의 도입으로 인한 상호작용의 발생확률에 의해서 결정되기 때문에, 기존 오류확률에 의하여 결정된  $10^{-3}$ 을 그대로 적용할 수 없다. 따라서, 본 연구에서는 새로운 기기도입으로 이전에는 고려

하지 못했던 여러 가지 인적오류 영향요인들에 대한 고려를 포함한 전문가들의 평가에 의하여 이 값은 0.01로 정의하였다.

한편, 명목치로 부여된 오류확률값에 대한 하한값과 상한값은 Swain과 Guttman<sup>4)</sup>이 제시한 아래의 Table 3과 같은 지침에 의하여 결정하였으며, 그 결과는 Table 4와 같다.

**Table 3.** General guideline for estimating uncertainty bounds for estimated error probability<sup>16)</sup>

Error probability	Lower bound ( $p_L$ )	Upper bound ( $p_U$ )
$0.01 < p_M$	$p_M / 5$	$2 \times p_M \sim 5 \times p_M$
$0.001 \leq p_M \leq 0.01$	$p_M / 3$	$3 \times p_M$
$p_M < 0.001$	$p_M / 10$	$10 \times p_M$

**Table 4.** Estimation result of lower and upper bound for the nominal values

Lower bound ( $p_L$ )	Nominal value ( $p_M$ )	Upper bound ( $p_U$ )
0.1	0.5	1
0.02	0.1	0.2
0.003	0.01	0.03
0.0003	0.001	0.003
0.00001	0.0001	0.001

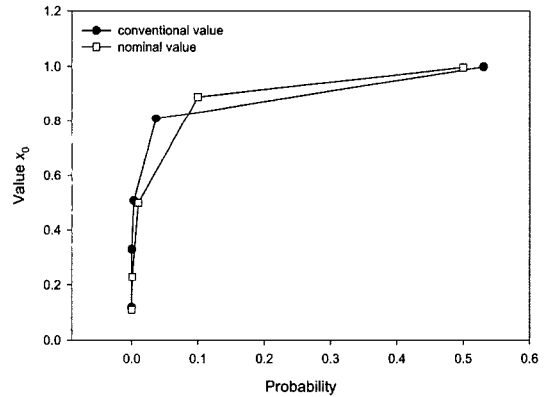
Table 4의 결과를 식 (2)에 대입하여  $x_0$ 값을 구하면, Table 5와 같은 결과를 얻을 수 있다. 그리고, Table 2에 나타난 기존의 등급별 확률값 범위의 중간값에 의하여 구해진  $x_0$ 값과 Table 4에 나타난 본 연구에서 제시한 명목치 확률값의 중간값을 이용하여 구해진  $x_0$ 값을 그래프로 그려보면, Fig. 1과 같다. 보는 바와 같이 두  $x_0$ 값이 큰 차이가 없다는 것을 알 수 있다. Table 5에서 구해진  $x_0$ 값을 기존의 확률값에 대한  $x_0$ 값을 나타낸 Table 2의 값들과 비교하면, Class 1'의 경우, Class 2의 값의 범위와 일치하고, Class 2'의 경우에는 Class 3에서 Class 4의 값의 범위와 거의 일치한다는 것을 알 수 있다.

그리고, Class 3'의 경우에는 Class 5와 Class 6의 범위에 해당하는데, 이 범위들은 각각 새롭게 정의된 표준오류확률  $p_s$ 값과 기존의 표준오류확률값(0.001)을 포함한 범위로서, 이것은 새롭게 정의된 표준오류확률값이 비교적 합리적인 값이라는 것을 시사한다. Class 2' 및 Class 3', Class 5'는  $p_U$ 값들이 각각의 상위 Class 값들의 범위와 부분적으로 겹치는 부분이 있어  $x_0$ 값도 그 영역에 해당하는 부분에서는 겹치게 된다. 그리고, Class 5'에 해당하는 부분의 확률값을 보면,  $10E-05 \sim 10E-03$ 로 그 범위가 매우 넓

다는 것을 알 수 있다. 이것은 이 부분에 해당하는 발생확률을 정확하게 결정하는 것이 사실상 곤란하며, 발생 가능성이 희박하다는 것으로 해석될 수 있다. 즉, 이 부분은 Table 1의 명목치 값에서 “발생이 거의 불가능”이라고 표현하였던 부분과 일치한다는 것을 알 수 있다.

**Table 5.** Calculation result of  $x_0$  for nominal values

Class	$p_L \sim p_U$ (pM)	Parameter $x_0$ (Representative value)	Class and $x_0$ value of Table 2
1'	0.1~1.0(0.5)	0.89~1.0 (0.99)	Class 2 0.9~1.0
2'	0.02~0.2(0.1)	0.62~0.96(0.89)	Class 3, Class 4 0.55~0.9
3'	0.003~0.03(0.01)	0.33~0.69 (0.5)	Class 5, Class 6 0.3~0.55
4'	0.0003~0.003(0.001)	0.15~0.33(0.23)	Class 7, Class 8 0.1~0.3
5'	0.00001~0.001(0.0001)	0.06~0.23(0.11)	Class 9 0.05~0.1



**Fig. 1.** Comparison of two  $x_0$  values by conventional and nominal probability value.

Table 5에서 구해진  $x_0$ 값과 Table 2의 언어변수, 그리고, Table 1에서 제시한 명목치 및 명목치가 가지는 의미들의 관계를 정리하면, Table 6과 같은 결과를 얻을 수 있다.

Table 6의 결과에 의하여 이전 연구에서 제시한 오류확률에 대한 전문가들의 평가값이 기존의 오류확률평가 모델과 비교적 잘 일치한다는 것을 알 수 있다. 따라서 이전 연구에서 제시하였던 인적오류 분석과정<sup>6,8)</sup>을 통하여 도출되는 오류들의 발생확률은 Table 1에서 제시한 명목치들에 의하여 평가가 가능하고, 객관성이 확인된 것으로 판단된다.

**Table 6.** The relationship between nominal value,  $x_0$ , linguistic value, and the meaning of nominal value

Nominal value	$x_0$	Linguistic value	Criteria of nominal value
0.5	0.89~1.0(0.99)	very low reliability	The occurrence possibility is recognized in most cases
0.1	0.62~0.96(0.89)	low reliability	The occurrence possibility is partially acknowledged
0.01	0.33~0.69(0.5)	standard reliability	The occurrence is possible but its probability is low
0.001	0.15~0.33(0.23)	high reliability	The occurrence is possible but its probability is negligible
0.0001	0.06~0.23(0.11)	quite or extremely high reliability	Almost impossible

### 5. 고 찰

원자력 분야의 경우, 원전에 대한 전체적인 안전성을 확인하는 과정으로 PSA를 수행하고, 그에 대한 입력값을 제공하기 위하여 HRA를 수행한다. 그러나 기존 설계에 대하여 인적오류 가능성을 평가하던 기법들을 개선된 설계에 그대로 적용하였을 경우에는 아래와 같은 한계가 있다.

먼저, 기법이 낙후되어 평가의 민감도가 떨어진다. 최신 원전에서는 주제어실 설계가 매우 급격하게 변화하고, 인터페이스 기구나 운전방식이 기존 주제어실과 매우 다르다<sup>17)</sup>. 그러나, 기존의 인간신뢰성분석 기법들은 인적요소를 다루는 수단이 미리 정해진 범위의 수행도영향요인(Performance Shaping Factors: PSFs)에 의존하고<sup>18)</sup>, 수행도영향요인 항목이 설계의 변화나 동적인 상황과 무관하게 고정적이므로, 각 항목의 값을 설계의사결정에 반영할 만큼 다양하게 변경하기 곤란하다. 따라서, 기존 기법으로는 인적요소의 급격한 변화를 인간신뢰성분석에 반영하는데 제한적이다<sup>6-8)</sup>.

그리고, HRA에 포함되어야 할 오류의 범위가 확대되어야 한다. 원전의 인적오류가 실제로는 거의 경험되기 어려운 희귀사건(rare event)이라고 하더라도 아차사고(near miss)와 같은 경우, 시스템의 상태에 따라서 그 결과가 매우 심각할 수도 있기 때문이다. 운전경험상으로 발생빈도가 매우 낮은 인적오류 항목들이라고 하더라도 보다 보수적인 검출과 평가가 필요하다<sup>19)</sup>. 기존의 전통적인 인터페이스 설계방식에 있어서는 Swain Handbook 등과 같은 자료를 통

하여 확률값을 제공할 수 있는 부분까지만 분석이 가능하기 때문에, 기존의 인적오류확률 기초자료 항목들로는 전산화 및 최근에 개발된 다양한 기기와의 상호작용에 대한 보수적인 평가가 불가능하다<sup>17)</sup>.

이전 연구<sup>6-8)</sup>에서 이러한 점을 고려하여 전혀 다른 상호작용 방식에 의한 새로운 형태의 수행오류의 발생 확률을 고려할 수 있도록, 전문가의 평가에 의한 명목치를 부여하는 방식으로 인적오류확률을 구하는 방법을 제안한 바 있다. 그러나, 이전의 연구에서는 이러한 명목치 확률값들을 어느 정도 신뢰할 수 있는지에 대한 검증이 되지 않은 상태였기 때문에, 본 연구에서는 제안된 명목치 확률값에 대한 타당성 검증을 위하여 기존의 퍼지모델을 활용하여 비교를 수행하였다. 비교결과에서 보는 바와 같이 명목치 값들이 전문가들의 경험이나 직관을 통한 판단에 의하여 부여된 평가라 하더라도 어느 정도 타당성을 확보할 수 있었다.

HRA의 대표적인 기법인 THERP의 경우, 명목 인적오류확률에 각 사상간의 종속성과 수행도영향요인을 고려하여 수정한 값으로 최종적인 확률값이 도출된다. 본 연구에서 제안된 명목치 확률값의 경우에는 이러한 부분이 명시적으로 계산되는 과정은 없지만, 전문가들의 경험 및 직관에 의한 판단에 이미 이러한 것들이 고려되어 평가된 것이라고 할 수 있다.

이상의 결과에서 보는 바와 같이 본 연구에서는 새로운 인터페이스 설계에 대한 HRA 및 설계과정에의 피드백(feedback) 정보로서 활용될 확률값 도출을 위한 방법을 제안하였으며, 제안된 방법에 의하여 기존의 인간신뢰성분석 방법에 대한 보완이 가능하고, 좀 더 용이하게 확률값 평가가 가능할 것으로 판단된다.

### 6. 결 론

본 연구에서는 원전의 새로운 설계변화로 인하여 발생가능한 인적오류에 대하여 전문가들의 평가에 의한 확률값을 부여하고, 그러한 확률값에 대한 타당성을 검증하기 위하여 기존의 퍼지모델에 적용하였다.

적용결과, 명목치 값들이 전문가들의 경험이나 직관을 통한 판단에 의하여 부여된 평가라 하더라도 어느 정도 타당성을 확보하고 있음을 확인할 수 있었다. 그리고, 본 연구에서 제안된 명목치 확률값의 경우, 전문가들이 그들의 경험 및 직관에 의하여 확

를값을 판단할 때에 수행도영향요인 등과 같은 요인들을 고려하여 평가된 것이라고 할 수 있기 때문에, 기존의 인간신뢰성분석 방법을 보완할 수 있을 것으로 판단된다. 또한, 본 연구의 결과는 새로운 인터페이스 설계내용에 대한 HRA뿐만 아니라 설계 과정에의 피드백(feedback) 정보로서 활용될 확률값을 도출하기 위한 방법으로 사용될 수 있을 것이다.

### 참고문헌

- 1) CEC, Human Factors Reliability Benchmark Exercise, EUR 12356 EN, 1988.
- 2) Hollnagel, E., CREAM : Cognitive Reliability and Error Analysis Method, Academic Press, 1999.
- 3) 이기영 외, 차세대 원자로 설계검증 및 핵심기술 개발(차세대 원자로 설계관련 요소기술 개발), KAERI/RR-2230/2001, 한국원자력연구소, 2002.
- 4) Swain, A. D. and Guttmann, H. E., Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications, NUREG/CR-1278, U.S. NRC, 1983.
- 5) 이용희, 이정운, 박재창, “차세대 원자력 발전소의 인간 신뢰도 평가를 위한 새로운 기법의 모색”, 대한인간공학회 추계학술발표회, pp. 162 ~ 165, 1999.
- 6) Jang, T. I., Lee, Y. H., Lim, H. K., “A development of an analysis technique for human error in nuclear power plant”, 15th Conference of the International Ergonomics Association, 2003.
- 7) 장통일, 이용희, 임현교, “원자력발전소 주제어실 인터페이스 설계를 위한 인적오류 분석 기법의 보완”, 대한인간공학회지, Vol. 22, No. 1, pp. 31~42, 2003.
- 8) 장통일, 이용희, 임현교, “원전의 인적오류(Human Error)에 대한 분석기법의 개발”, 한국산업안전학회 추계학술대회논문집, pp. 245~248, 2002.
- 9) 정광태, 이용희, “전산화된 작업 환경에서 운전원의 오류 가능성에 대한 기초연구”, 대한인간공학회지, Vol. 19, No. 1, pp. 1~9, 2000.
- 10) O'Hara, J.M., et al., Integrated System Validation; Methodology and Review Criteria, NUREG/ CR-6393, 1997.
- 11) 정원대 외, 인간오류분석방법 비교 및 사고관리 사례연구, KAERI/TR-998/98, 한국원자력연구소, 1998.
- 12) Onisawa, T., “Subjective analysis of system reliability and its analyzer”, Fuzzy Sets and Systems, Vol. 83, Issue 2, pp. 249~269, 1996.
- 13) Onisawa, T., “An application of fuzzy concepts to modelling of reliability analysis”, Fuzzy Sets and Systems, Vol. 37, Issue 3, pp. 67~286, 1990.
- 14) Onisawa, T. and Kacprzyk, J., Reliability and Safety Analysis under Fuzziness, Physica-Verlag, 1995.
- 15) 김호영, LPG 이송작업시 인적과오의 Fuzzy FTA, 공학석사학위논문, 충북대학교, 2000.
- 16) Kirwan, B., Human Reliability and Safety Analysis Handbook, 1992.
- 17) 이용희 외, “첨단 제어실 기기 도입을 위한 인적 오류 가능성 검토”, KINS 첨단 계측제어 Workshop 2000, 한국원자력안전기술원, 2000.
- 18) 김재환, 정원대, “원자력발전소 사고관리 직무의 인간신뢰도분석을 위한 수행영향인자의 선정”, 대한인간공학회지, Vol. 20, No. 2, pp. 1~28, 2001.
- 19) Lee, Y. H., “Facilitating HRA through the Input from HSI Design”, 2-nd OECD/NEA Workshop on Building the New HRA, 2002.