

응용논문

원자력발전소에서 정성적 요인을 고려한 신뢰성 평가  
- Reliability Assessment of Nuclear Power Plants Considering the  
Qualitative Factors under Uncertainty -

강 영 식\*  
Young-Sig, Kang

Abstract

The problem of system reliability is very important issue in the nuclear power plant, because the failure of its system brings about extravagant economic loss, environment destruction, and quality loss.

This paper therefore proposes a normalized scoring model by the qualitative factors order to evaluate the robust reliability of nuclear power plants under uncertainty.

Especially, the qualitative factors including risk, functional, human error, and quality function factors for the robust justification has been also introduced.

Finally, the analytical reliability and safety assessment model developed in this paper can be used in the real nuclear power plant.

1. 서론

원자력발전에 의한 전원 공급은 저렴한 경제성과 질 좋은 전력계통의 안전성을 바탕으로 전력을 안정적으로 공급하기 때문에 국가경쟁력을 강화시키는 중요한 역할을 수행하고있다. 또한, 원자력발전은 안전성이 매우 강력하게 요구되는 설비이기 때문에 다양하고 중복적인 안전설비와 운영체계를 갖추어야만 한다. 그러므로 원전은 다른 시스템과 달리 다중적 안전 시스템으로 운영되고 있다.

그러나 현재 세계의 원전은 강력한 다중 보호막으로 운영됨에도 불구하고 체르노빌의 방사능 누출사고, 일본의 쓰루가 원전의 중수 누출 사고, 월성 원전의 품질 결함에 의한 사고들을 단지 계량적 요인으로만 신뢰성을 평가하는 것은 계량적 신뢰성 평가의 한계를 보여주는 결정적인 사례들이라 할 수 있다. 따라서 원전의 신뢰성의 평가 시에는 계량적 요인에서의 방사능 누출사고 보다는 잠재위험이 더욱 더 크게 내포되어있는 정성적 요인을 추출하여 세부적, 체계적으로 종합적인 신뢰성을 평가해야 만이 방사능 누출에 의한 중대한 사고를 사전에 철저히 예방할 수가 있는 것이다.

그러므로 본 논문의 목적은 불확실성 하에서 원자력발전소의 신뢰성을 평가하는 요인을 정량적 요인뿐만 아니라 정성적 요인을 추출하여 정규화한 점수산정 모형의 개발을 통하여 견고하고 종합적인 신뢰성 평가 모형을 개발하는 것이다.

\* 세명대학교 산업안전공학과

정량적 요인은 기존의 고장수목(Fault Tree: FT)을 이용하여 각 요인의 발생 확률 값을 고려하는 고장수목 분석(Fault Tree Analysis: FTA)을 이용하며, 계량화가 힘든 정성적 요인은 위험 요인, 기능적 요인, 인간공학적 요인, 그리고 품질기능 요인으로 추출하여 점수화한다.

원전의 신뢰성 평가에 관한 기존의 연구로 단순한 확률이론을 도입하여 계량적인 신뢰도를 다룬 문제가 1957년 Brookhaven National Laboratory[19]에 의해 연구되어 처음으로 WASH-740에 발표되었으며, Rasmussen과 Levine[21]는 원자력발전소에서 원자로의 안전에 관한 안전도 문제를 분석하여 기본적인 초석을 다지게 되었다.

Wyckoff[23]는 원전에서 정상교류전력인 소의전력이 상실되면 원자로 잔열 제거, 비상 노심 냉각 및 격납건물 열제거 등 필수 안전기능의 수행에 필요한 부하에 전력을 공급하기 위해 비상디젤발전기가 정상적으로 가동되어야 하는데 이 비상디젤발전기에 대하여 운전성공의 비율을 최우 추정량을 근거로 하여 신뢰도를 구하였다.

그러나 이 기법은 일정기간의 자료를 대상으로 신뢰도를 추정하기 때문에 기계의 경험적 특성에 대한 반영이 어려우며, 추정치의 변이성이 높기 때문에 신뢰도 추정치의 정도가 상대적으로 낮아지는 단점이 있다.

이성종[6]은 한국 원자력발전소 5, 6호기를 대상으로 격납용기 살수계통에 대한 신뢰도를 고장수목 분석기법을 사용하여 계량적인 분석을 하였으며, Blank[17]는 원자력발전소의 제어계통에서 사용하고있는 내고장성 제어모듈에 대한 미국방성 전자기기 신뢰도예측 지침서(MIL-HDBK-217)를 현장에 적용 시에 정확성의 결여, 예측모형의 단순화, 초기고장의 배제, 단순한 점추정치, 시간에 따른 고장률의 변화를 반영하지 못하는 문제점을 분석하였다.

최근에 Martz[20]는 기존의 Wyckoff[23]에 의한 신뢰도 추정에 관한 단점을 보완하여 성공률을 이항 모수라하고 이를 추정하기 위해 베타분포를 사전분포로 하여 얻은 사후분포로부터 비상디젤발전기의 추정량을 계산하는 PEB(Parametric Empirical Bayes) 추정법을 제안하였다.

제무성, 박군철[11]은 차세대 원전 또는 저출력 및 정시 시에 부분 충수 운전에 대하여 노심의 손상빈도를 성능성취/성능요구 변수의 상관식을 이용하는 동적 신뢰도 평가방법을 개발하였으며, 정원대, 황미정[9]은 원자력발전소의 신뢰도를 평가하는 대표적 기법인 PSA(Probability Safety Assessment: 확률론적 안정성 평가) 기법으로 정량적 분석은 고장수목을 사용하여 이용불능도(Unavailability)를 처리하였으며, 비계량적 요인에서 발생 할 수 있는 노심, 원자로 냉각재 계통 및 격납건물의 위험분석을 수행하고 결말분석에서는 격납건물이 파손되어 대기 중으로 누출되는 경우의 각 사고로 인한 방사능 방출에 대한 분석을 수행하여 부분적인 정성적 요인을 가미하였으며, 이윤환, 정원대[7]는 PSA기법으로 국내 원자력발전소를 대상으로 불시정지 이력에 근거하여 초기사건에 대한 이용불능도를 계량적으로 분석하였다.

그러나 기존의 연구를 분석 해 보면, 계량적 요인을 위주로 한 신뢰성 평가가 주류를 이루고 있으며, 정성적 요인의 분석으로 정원대, 황미정[9] 등이 부분적으로 정성적 요인을 추출하여 계량적 요인과 더불어 신뢰성을 평가하였다. 따라서 잠재위험이 더욱 많이 내재되어있는 정성적 요인을 추출하여 전체적으로 종합적인 신뢰성을 평가하기 위한 한 방안으로 합리적인 평가를 위하여 각 요인을 정규화한 점수산정 모형이 매우 체계적이며 타당성을 가지고 있는 반면에 각 요인의 요소가 늘어나는 단점을 가지고 있다. 따라서 정성적 요인을 더욱 더 세밀한 분석을 위해서 점수산정 모형을 이용한 신뢰성 평가 모형으로 개발해야 만이 일관성과 종합적인 신뢰성 평가를 수행할 수가 있는 것이다.

본 연구의 구성은 다음과 같다.

제 1장은 서론으로 원전의 신뢰성을 평가 시에 정성적 요인을 고려해야하는 문제점을 제기하였으며, 이를 바탕으로 연구의 목적을 제시하였다. 또한, 원전의 신뢰성을 평가하는 기존의 연구를 체계적으로 분석하여 본 연구와 차별화를 시도하였다.

제 2장은 신뢰성 평가 모형의 정립으로 우리 나라의 원전 사고는 초기사건과 인적 오류 등

에서 주로 발생하기 때문에 정성적 요인을 철저하게 분석하기 위하여 크게 4가지 요인으로 분석하여 점수화 하였으며, 각 요인에 대한 세부항목을 고려하여 분석적이며 종합적인 신뢰성 평가 기준을 제시하였다.

마지막으로 결론으로 본 모형을 적용 시에 기대효과와 추후 연구과제를 다룬다.

## 2. 원전에서 신뢰성 평가 모형의 정립

신뢰성을 철저하게 평가하는 근원적인 목표는 원전의 위험을 최소화하고 안정성을 바탕으로 적절한 전력을 공급하여 원전 설비의 투자에 대한 최대한의 이익을 산출하기 위한 것이다.

현재, 우리 나라는 경제성을 위주로 전력공급을 최우선과제로 삼았던 실용화 단계를 넘어서 독자적인 원전 건설과 차세대 원전개발을 추진하고 있다. 따라서 기존의 경제성을 근간으로 하여 원전 개발에서 탈피하여 보다 더 안정적이며 모든 국민이 신뢰할 수 있는 원전 건설에 초점을 맞추어야 한다[5,14]. 그러므로 본 장에서는 계량화하기 어려운 정성적 요인들을 철저하게 분석한 점수산정 모형을 개발하여 신뢰성을 평가 시에 타당성 있는 의사결정 기준을 제시하려 한다. 따라서 정량적 요인에 대한 분석은 기존의 PSA에서 사용하고 있는 고장수목 분석을 점수화한다.

특히, 정성적 요인을 추출하기 위해서 기존의 원전 자료를 분석 해보면, 계량적 위험보다는 계량화하기 힘든 정성적 요인에 더 큰 잠재위험이 내재되어 있어 위험요인을 추출하였으며, 비상디젤발전기의 신뢰도 또한, 전기가 불시에 정시 시에 원전의 중수누출을 방지하기 위해 세부적 요소로 고려하였다. 또한, 체르노빌 원전에서 보는 바와 같이 수십만 명의 인명사고와 수십 조원의 환경파괴를 유발시킨 요인이 원전의 기능적 결함으로 대형 사고가 발생하여 기능 요인을 추출하였다. 그리고 최근의 월성 원전에서는 품질 불량으로 인한 고무 박킹의 결함으로 2ton의 중수가 누출되어 품질의 설계가 신뢰성에 결정적인 역할을 수행하기 때문에 품질기능 요인을 채택하였으며, 원전설비는 비용이 엄청나게 수반되는 설비이기 때문에 전사적 생산 보전 체제(Total Productive Maintenance)를 세부적 요소로 분석하였다. 또한, 우리 나라 원전사고를 살펴보면, 99년 1사분기 원전사고가 인적오류와 안전절차 미준수에 의한 원전사고가 주요 요인이 되었기 때문에 인간공학적 요인을 추출하였다.

그러므로 정성적 요인은 크게 4가지로 위험 요인, 기능적 요인, 인간공학적 요인, 그리고 품질기능 요인으로 구분하여 분석된다. 위험 요인은 국제원자력 기구에서 권장하고있는 사고 등급과 비상디젤발전기가 고려되며, 기능적 요인은 설비의 기능적 요소와 안전장치, 소프트웨어를 점수화한다. 인간공학적 요인은 인적 요소에서 직무분석과 소프트웨어가 분석되며, 운전절차서와 조작 미숙, 그리고 응급고장에 대한 대책이 분석된다. 품질기능 요인은 각 서브 시스템을 구성하고있는 안전밸브를 평가하며, 품질절차서 및 TPM을 평가하여 점수화한다. 따라서 정량적 요인과 정성적 인자들은 객관적인 타당성을 갖기 위하여 정규화된 점수산정 모형으로 개발되고 이 신뢰성 평가 모형은 선형으로 결합된다.

마지막으로 각 요인에 대한 가중치를 부여하여 결정 인자의 중요성을 반영하였으며, 이를 바탕으로 매우 타당성을 갖는 종합적인 신뢰성 평가 모형이 개발된다.

### 2.1 정량적 요인을 고려한 신뢰도의 점수 산정 모형 : QR<sub>i</sub>

정량적 요인은 기존의 PSA의 고장수목 분석을 통하여 점수화한다. 고장수목 분석은 모든 발생 가능한 노심 손상 사고에 대한 시나리오를 밝혀내고 정량적으로 발생빈도를 측정하고 이용 불능도를 계산하여 시스템의 안정성을 극대화하기 위함이다. 따라서 원전 계통의 작동 불가능 요인으로 관련 계통 내의 각종 부품의 고장, 계통 내 여러 기기의 작동 불능을 초래하는 전기,

기기 냉각수, 공기냉각, 계기/제어, 인적오류 등과 같은 계통의 이용불능도를 기본사건으로 표현될 때까지 철저하게 분석해야만 한다[1,22]. 따라서 원전의 계량적 요인을 가지고 신뢰성을 평가하는 하나의 방안으로 PSA가 널리 적용되고 있다. 우리 나라에서 개발한 계량적인 PSA 방법은 세계적으로 우수성이 입증되어 널리 적용되고 있다[1,9,22]. 따라서 기존의 연구를 바탕으로 고장수목을 각 계통의 최소단절집합에 대한 이용불능도를 계산하고 각 계통을 조합하여 전체 시스템의 이용불능도에서 계량적인 신뢰도를 산출한다. 따라서 정량적 요인의 신뢰도를 정규화한 식과 기호는 다음과 같다.

$$QR_i^o = \frac{QR_i}{QR_m}, 0 < QR_i^o \leq 1 \tag{2.1}$$

$QR_i^o$  = 대안으로 등장한 정량적 요인의 신뢰도에 대한 상대점수  
 $QR_i$  = 대안 i에 대한 정량적 신뢰도의 절대평가 점수  
 $QR_m$  = 대안 i중에서 최댓값

**2.2 정성적 요인 중에서 위험 요인 :  $R_i$**

정량적인 신뢰도 분석이 난해한 경우에 사고의 크기에 의한 정성적인 효과 분석으로 국제원자력기구에서 권장하고있는 원전사고 등급이 널리 채택되고 있다.

그러므로 본 절에서는 위험 요인을 세분화하여 국제원자력기구가 제시하는 사고 기준( $ir_1$ ), 전원 공급의 이상이 발생하였을 경우에 원전의 신뢰도를 유지하기 위한 비상디젤발전기의 신뢰도( $er_2$ )로 분류하여 잠재위험 요인을 구체적으로 분석하여 잠재 위험을 최소화시키는 것이다. 위험 요인을 점수화하기 위한 식과 기호 정의는 다음과 같다.

$$R_i = ir_1 + er_2, 1 \leq R_i \leq 12 \tag{2.2}$$

$R_i$  = 대안으로 등장한 정성적 요인에 대한 위험 요인의 절대평가 점수  
 $ir_1$  = 국제원자력기구의 사고 기준에 의해 대안으로 등장한 사고 점수  
 $er_2$  = 대안으로 등장한 원전의 신뢰도를 유지하기 위한 EDG 신뢰도 평가 점수

국제원자력 기구에서는 원전 사고의 위험을 8등급으로 분류하여 0등급은 안정성과는 상관없이 정상운전으로 간주되는 사소한 고장인 반면에 1~3등급은 방사능 오염이 발전소 내부에 국한되는 일반적인 고장(Incident)이며, 4~7등급은 크게 발전소 외부의 주민에게까지 방사선이 영향을 미치는 사고(Accident)로 분류하였다[5,18]. 국제원자력기구의 원전사고등급을 8등급으로 분류한 이유는 원전의 전문 지식이 없는 국민들에게도 사고의 심각성 정도를 올바르게 판단 할 수 있도록 함과 동시에 안전대책 마련에 활용하기 위함이다.

우리 나라의 경우 국제원자력기구가 권장하는 원전사고 등급을 92년부터 적용 해왔으며, 지난 84년 월성 원전에서 방사능에 오염된 24톤의 중수가 원자로 격납용기 내에 유출된 사고가 유일하게 2등급사고로 분류되었다. 나머지 대부분의 국내 원전 사고는 0등급이었으며, 3~4건 정도가 1등급으로 평가되었다[4]. 따라서 기존의 원전사고를 분석하는 것은 이러한 비슷한 사고가 국내에서도 발생할 가능성이 있는지를 확인, 분석하여 원전사고를 미연에 방지하고 차세대 원자로의 설계에 결정적인 정보를 제공하기 위함이다.

그러므로 국제원자력기구에서 권장하는 원전등급 사고를 근간으로 점수화하면 <표-1>과 같다. 단, 원전 사고 점수의 범위는  $0 \leq ir_1 \leq 7$ 이다.

원전에서 안전하게 시스템의 기능을 수행하기 위한 척도로 신뢰도를 이용한다. 따라서 원전의 시스템의 신뢰도가 높으면 높을수록 그만큼 위험의 발생 가능성은 줄어들게 된다.

그러나 정상교류전력인 소외전력이 상실되면 원자로 잔열 제거, 비상 노심 냉각 및 격납건물 열제거 등 필수 안전기능의 수행에 필요한 부하에 전력을 공급하기 위해 EDG가 정상적으로 가동되어야 한다[23].

<표-1> 국제원자력기구의 사고 기준을 중심으로 원전 사고 등급의 점수

| IAEA의 사고 기준에 의한 위험 가능성                                       | 판정 기준  | 점수 |
|--|--------|----|
| 안전성이나 방사선 누출에 전혀 영향이 없음                                      | 안전에 무관 | 7  |
| 안전대책이 결여된 가능성 또는 운전상의 이상상태                                   | 이상상태   | 6  |
| 안전규정의 재평가를 필요로 하는 기술상의 고장이나 이상상태                             | 고장     | 5  |
| 외부로 방사능 누출, 작업자 파괴 폭 5렘 이상, 안전 계통의 추가고장으로 인해 사고상태로 진전 가능성 내재 | 심한 고장  | 4  |
| 외부 누출로 인한 조사선량율이 0.5렘 정도, 약간의 노심 손상, 작업자 조사선량이 100렘          | 중요설비사고 | 3  |
| 핵분열 생성물의 일부가 외부로 누출, 방사선 비상계획의 부분적 수정, 노심의 심한 손상             | 외부위협사고 | 2  |
| 핵분열 생성물의 외부 누출, 지역 방사선 비상계획의 전면수정                            | 심각한 사고 | 1  |
| 많은 노심 파편이 외부로 유출, 건강상 급성질환 유발 가능성 존재, 장기적인 환경영향 초래           | 대형사고   | 0  |

그러므로 설계 시부터 원전의 수명시간까지 높은 수준의 기동 및 운전신뢰도를 유지해야만 한다. 원전의 신뢰도를 유지하기 위해 EDG의 신뢰도 점수는 다음과 같다.

<표-2> 대안으로 등장한 EDG 신뢰도 평가 점수

| 대안으로 등장한 EDG의 신뢰도 점수 | 기능 상태 | 점수 | 총점수 |
|----------------------|-------|----|-----|
| 99.8% 이상             | 최우수   | 1  | 5   |
| 99.6-99.8% 미만        | 우수    | 1  | 4   |
| 99.4-99.6% 미만        | 보통    | 1  | 3   |
| 99.2-99.4% 미만        | 미흡    | 1  | 2   |
| 99.4% 미만             | 불량    | 1  | 1   |

단, EDG의 신뢰도 점수의 범위는  $1 \leq er_2 \leq 5$ 이다. 위험 요인을 표준화하기 위하여 대안  $i$ 중에서 최댓값으로 나누어준 상대 점수치로 정규화 하였으며, 식과 기호는 다음과 같다.

$$R_i^o = \frac{R_i}{R_m}, \quad 0 < R_i^o \leq 1 \tag{2.3}$$

$R_m$  = 대안  $i$ 중에서 최댓값

$R_i^o$  = 각 대안  $i$ 에 대한 위험요인의 상대평가 점수

### 2.3 정성적 요인 중에서 기능적 요인 : $F_i$

원전의 신뢰성을 결정하는 원자로의 설계는 체르노빌 원전 사고에서 보는바와 같이 안전설계의 기능을 적절하게 반영하지 못한 결과에서 비롯되었으며, 운전능력을 과신한 상태에서 안전운전지침의 위반으로 대형사고를 유발하는 근본적인 원인이 되었다[4]. 또한, 차세대 원전은 설계수명이 40년에서 60년으로 장기화되는 추세이므로 원자로 내에서 방사능 유출을 방지하고 통제 할 수 있는 전체적인 제어 기능이 중요한 역할을 하게되었다[8,12,13]. 따라서 본 절에서는 기능적 요인을 원자로 방호벽을 통제하는 제어기능, 원전설비의 안전장치, 원자로의 소프트웨어 기능으로 세분하여 분석한다. 기능적 요인의 세부적인 요소를 점수화하면 다음과 같다.

$$F_i = cf_1 + ff_2 + sf_3, \quad 2 \leq F_i \leq 12 \tag{2.4}$$

$F_i$  = 대안으로 등장한 정성적 요인에 대한 기능적 요인의 절대평가 점수

$cf_1$  = 대안으로 등장한 원자로의 방호벽에 대한 제어 기능 점수

$ff_2$  = 대안으로 등장한 원전 설비의 안전장치에 대한 평가 점수

$sf_3$  = 대안으로 등장한 원전 설비의 소프트웨어 기능에 대한 평가 점수

원자로의 방호벽은 1차 방호벽인 핵연료 피복관, 2차 방호벽인 원자로 압력용기, 3차 방호벽인 차폐 콘크리트, 4차 방호벽인 격납용기, 그리고 마지막으로 5차 방호벽인 격납건물로 다중 방호개념(Defense in Depth Concept)을 형성하고 있다. 따라서 본 절에서는 각 방호벽에서 발생하는 이상요인을 즉각적으로 제어하는 기능과 각 서브시스템들과의 기능적인 연관 관계를 점수화하였다.

<표-3> 원전에서 원자로의 제어 기능에 대한 점수와 가중치

| 원자로의 제어기능과 서브시스템의 기능   | 모수         | 가중 점수치 |
|--|------------|--------|
| 다중 방호벽의 출력 제어가 간단하고 신속하게 제어하며, 외부전원 상실 시에 10초 이내에 비상 제어 기능이 양호 | $cf_{j11}$ | 1      |
| 다중 방호벽의 출력제어가 복잡하며, 비상전원 공급 기능이 2-3분 소요하여 비 양호                 | $cf_{j11}$ | 0      |
| 서브 시스템과의 제어 기능이 양호   | $cf_{j12}$ | 1      |
| 서브 시스템과 제어 기능이 비 양호  | $cf_{j12}$ | 0      |

$cf_{j11}$  = 대안의 j상태에서 서브 원전의 상태 1  
 $cf_{j12}$  = 대안의 j상태에서 서브 원전의 상태 2

$$cf_1 = \frac{\sum_{j=1}^4 (cf_{j11} + cf_{j12})}{n_1}, 0 \leq cf_1 \leq 2 \tag{2.5}$$

$n_1$  = 대안에서 총 서브 원전 체제의 수

원전에서 사고가 발생할 경우에는 거시적인 관점에서 저온, 과압, 그리고 내진 상태에 즉각적으로 대처할 수 있는 안전장치가 설치되어 신속하게 작동을 해야 만이 사고를 미연에 방지할 수가 있는 것이다. 따라서 원전에서 안전장치의 처리능력은 전체적인 관점에서 기능적으로 분석하였다.

<표-4> 원전에서 안전장치 이상 시에 평가 점수와 총점수

| 원전에서 안전장치 이상 시의 기능                    | 기능 상태 | 총점수 |
|---------------------------------------|-------|-----|
| 원전에서 저온, 과압, 내진에 2중으로 안전하고 신속하게 자동 대처 | 최우수   | 5   |
| 원전에 저온, 과압, 내진에 2중으로 안전하나 수동 후 가능     | 우수    | 4   |
| 원전에서 저온, 과압, 내진에 서브시스템 수동 후 가능        | 보통    | 3   |
| 원전에서 저온, 과압, 내진에 상당한 시간이 필요           | 미흡    | 2   |
| 원전에서 대처 미흡                            | 대체    | 1   |

단, 안전장치의 점수 범위는  $1 \leq ff_2 \leq 5$ 이다. 원전에서 시스템적인 측면에서 불 때 안전, 품질, 생산성 등을 지속적으로 유지, 향상시키기 위해서는 설비를 도입하는 단계에서부터 각 서브 시스템들을 체계적으로 극대화하는 소프트웨어의 기능을 분석, 평가하는 것이 선행되어야 한다[2,3,15]. 또한, 최근에 전력, 원전, 에너지 분야에서의 Y2K 문제는 해결 단계를 넘어서 시험 운용 단계에 있는 실정이다. 따라서 본 절에서는 원전을 운영하기 위한 소프트웨어의 처리 능력에 대해 집중적으로 분석하였으며, 원전과 서브시스템에 대한 안전장치의 처리능력을 기준으로 점수화하면 다음과 같다.

$sn_{j1}$  = 대안에서 j상태로 평가된 서브 시스템의 수  
 $W_{j1}$  = j 상태에서 소프트웨어 절대평가 점수

$$sf_3 = \frac{\sum_{j=1}^5 sn_{j1} \cdot W_{j1}}{n_2}, 1 \leq sf_3 \leq 5 \tag{2.6}$$

$n_2$  = 대안에서 소프트웨어에 대한 총 서브 시스템의 수

<표-5> 원전에서 소프트웨어의 처리 능력에 대한 점수

| 원전에서 소프트웨어의 처리 기능                                 | 기능 상태 | 가중점수(W <sub>ji</sub> ) |
|---|-------|------------------------|
| 원전에서 다른 서브 시스템과 체계적이며 사고방지의 최소화에 적절하고 신속한 결정기준 제시 | 최우수   | 5                      |
| 원전에서 다른 서브 시스템과 체계적이며 사고방지의 최소화에 결정기준 제시          | 우수    | 4                      |
| 원전에서 현재 보편적으로 쓰이며 사고방지의 기준을 제시                    | 보통    | 3                      |
| 원전에서 새로운 프로그램에 적합치 않으며, 사고방지의 기준 분석이 미흡           | 미흡    | 2                      |
| 원전에 적합치 않으며 현재는 쓰이지 않음                            | 폐기    | 1                      |

따라서 기능 요인을 체계화하여 정규화시킨 식과 기호는 다음과 같다.

$$F_i^o = \frac{F_i}{F_m}, 0 < F_i^o \leq 1 \tag{2.7}$$

F<sub>m</sub> = 대안 i중에서 최댓값

F<sub>i</sub><sup>o</sup> = 각 대안 i의 기능 요인을 체계화하여 정리한 상대평가 점수

2.4 정성적 요인 중에서 인간공학적 요인 : H<sub>i</sub>

기술이 고도화, 정보화 됨에 따라 시스템은 더욱 더 복잡하고 정교하기 때문에 그만큼 인적 오류에 의한 사고는 한층 더 잠재적인 위험을 내포하게된다[1,16]. 이와 마찬가지로 원전사고에서도 인적오류에 의한 사고가 점차적으로 증가하고있으며, 인적오류에 의한 사고를 미연에 방지하기 위해 인간신뢰도분석(Human Reliability Analysis)을 이용하여 체계적으로 수행하고 있다[10]. 최근에 우리 나라의 원전사고는 고장 가능성이 큰 증기발생기 세관, 지지핀 등의 기기의 결함을 제외하면 운전원의 운전절차서를 준수하지 않거나 조작 미숙에 의한 사고가 주류를 이루고 있다[4]. 따라서 본 절에서는 인적오류를 유발하는 요소를 직무구조분석과 인지오류분석(th<sub>1</sub>), 조직내의 역할분담 및 상호 의존성(oh<sub>2</sub>), 운전절차서의 미준수와 응급조치에 대한 조작 미숙(ph<sub>3</sub>)으로 분류하여 분석하려한다.

인간공학적인 요인을 각각의 요소에 가중치를 부여하여 점수화하면 다음과 같다.

$$H_i = th_1 + oh_2 + ph_3, 0 \leq H_i \leq 6 \tag{2.8}$$

H<sub>i</sub> = 대안으로 등장한 정성적 요인에 대한 인간공학적 요인의 절대평가 점수

th<sub>1</sub> = 대안으로 등장한 직무구조분석과 인지오류에 대한 평가 점수

oh<sub>2</sub> = 대안으로 등장한 조직내의 역할분담과 상호의존성 점수

pf<sub>3</sub> = 대안으로 등장한 원전에서 운전절차서 준수와 응급조치의 조작에 대한 점수

원전에서 시스템의 안정성을 향상시키거나 시스템의 오류를 방지하기 위해 직무구조분석과 인지오류에 관한 연구가 필수적이다. 주로 인적오류는 이 두 가지 오류에서 중점적으로 발생하기 때문에 이에 대한 철저한 세부항목인 단순처리, 운전조건, 직무 정의 수준 등에 대한 선행적인 연구가 이루어 져야한다.

그러므로 본 절에서는 세부항목을 종합한 직무구조분석과 서브시스템의 인지오류를 중점적으로 분석하여 점수화한다.

<표-6> 원전에서 인적 요인 중에서 직무구조분석과 인지오류에 의한 평가 점수

| 원전에서 인적 요소를 고려한 직무구조분석과 인지오류    | 모수                | 가중점수(W <sub>ji</sub> ) |
|---------------------------------|-------------------|------------------------|
| 원전에서 직무구조분석이 신속, 단순 체계적이다.      | th <sub>j11</sub> | 1                      |
| 원전에서 직무구조분석이 비능률적이다.            | th <sub>j11</sub> | 0                      |
| 서브시스템의 인지오류 분석시 일관성, 통합적 기능이 양호 | th <sub>j12</sub> | 1                      |
| 서브시스템의 인지오류 분석시 일관성, 통합적 기능 비양호 | th <sub>j12</sub> | 0                      |

th<sub>j11</sub> = 대안의 j상태에서 서브 원전의 상태 1  
 th<sub>j12</sub> = 대안의 j상태에서 서브 원전의 상태 2

$$th_1 = \frac{\sum_{j=1}^4 (th_{j11} + th_{j12})}{n_3}, 0 \leq th_1 \leq 2 \tag{2.9}$$

n<sub>3</sub> = 대안에서 총 서브 원전 체제의 수

원전에서 조직내의 상호 원활한 임무수행은 인적오류에 의한 사고를 최소화하며, 시스템의 수행도를 더욱 더 효율적으로 향상시킨다. 조직내의 역할분담에 의한 임무수행과 상호의존성을 점수화하면 다음과 같다.

<표-7> 원전에서 인적 요인 중에서 조직내의 역할분담과 상호의존성 점수

| 원전에서 조직내의 역할분담과 상호의존성         | 모수                | 가중점수(W <sub>ji</sub> ) |
|-------------------------------|-------------------|------------------------|
| 원전에서 조직내의 역할분담에 의한 임무수행이 양호   | oh <sub>j11</sub> | 1                      |
| 원전에서 조직내의 역할분담에 의한 임무수행이 비 양호 | oh <sub>j11</sub> | 0                      |
| 원전에서 조직내의 상호의존성이 양호           | oh <sub>j12</sub> | 1                      |
| 원전에서 조직내의 상호의존성이 비양호          | oh <sub>j12</sub> | 0                      |

oh<sub>j11</sub> = 대안의 j상태에서 서브 원전의 상태 1  
 oh<sub>j12</sub> = 대안의 j상태에서 서브 원전의 상태 2

$$oh_2 = \frac{\sum_{j=1}^4 (oh_{j11} + oh_{j12})}{n_4}, 0 \leq oh_2 \leq 2 \tag{2.10}$$

n<sub>4</sub> = 대안에서 총 서브 원전 체제의 수

우리 나라 원전에서 운영적 인적오류에 의한 사고는 주로 안전절차서 미준수와 응급처치 능력에 대한 조작 미숙의 사고가 대부분을 차지하고 있다[4]. 따라서 본 절에서는 운전절차서와 응급조치에 대한 능력을 점수화하였다.

$$ph_3 = h_1 \cdot sah_{31} + h_2 \cdot prh_{32}, 0 < ph_3 \leq 2 \tag{2.11}$$

h<sub>1</sub> = 대안에서 운전절차서에 대한 가중치  
 sah<sub>31</sub> = 대안에서 운전절차서의 준수에 대한 평가 점수  
 h<sub>2</sub> = 대안에서 응급 조치에 대한 가중치  
 prh<sub>32</sub> = 대안에서 응급 조치에 대한 조작 평가 점수

따라서 인간공학적 요인을 효율적으로 정규화시킨 식과 기호는 다음과 같다.

$$H_i^o = \frac{H_i}{H_m}, 0 < H_i^o \leq 1 \tag{2.12}$$

H<sub>m</sub> = 대안 i중에서 최댓값

H<sub>i</sub><sup>o</sup> = 각 대안 i의 인간공학적 요인을 효율적으로 정리한 상대 평가점수

### 2.5 정성적 요인 중에서 품질기능 요인 : Q<sub>i</sub>

품질기능과 TPM의 효율적인 대책과 관리는 원전의 신뢰성과 수명을 향상시키는데 매우 중요한 결정 요인이다. 따라서 품질 기능 요인 면에서 안전 밸브 요소(sv<sub>1</sub>)는 각 서브시스템을 구성하고있는 누설, 열림 및 닫힘 시간, 가압기 안전밸브, 토크 및 행정 설정치, 내압력 운전성, 감압밸브 및 안전밸브의 설정치 등의 안전성에 대하여 분석하게 된다. 특히, 가압기 안전밸브는 발생 가능한 어떤 과압 상태에서도 원자로 압력경계를 보호해야하며, 계통압력을 냉각재 계통 설계압력의 110% 이내로 제한시켜 주어야한다[9,12,13].

품질절차서(qp<sub>2</sub>)는 품질에 영향을 미치는 업무를 파악하는 것으로 지시서, 절차서, 도면 및 해당요건에 일치하여 수행하는 지를 검사하며, 시험방법, 시험결과 그리고 합격여부의 판정 방법과 지적된 결함사항에 대한 신속한 조치 등을 분석하게된다.



운영적인 면에서 TPM(tp<sub>3</sub>)은 안전운전에 필수적인 구조물, 계통 및 구성품에 대한 보수, 시험, 검사프로그램이 매우 효율적인 지를 평가한다.

그러므로 품질기능 요인의 신뢰성과 안정성을 극대화하는 측면에서 점수화하면 다음과 같다.

$$Q_i = q_1 \cdot sv_1 + q_2 \cdot qp_2 + q_3 \cdot tp_3, \quad 0 < Q_i \leq 3 \quad (2.13)$$

Q<sub>i</sub> = 대안에서 품질기능 요인의 절대평가 점수

q<sub>1</sub> = 대안에서 안전밸브에 대한 가중치

sv<sub>1</sub> = 대안에서 안전밸브 요소에 대한 평가 점수

q<sub>2</sub> = 대안에서 품질절차서에 대한 가중치

qp<sub>2</sub> = 대안에서 품질영향을 평가하는 품질절차서에 대한 평가 점수

q<sub>3</sub> = 대안에서 보전관리에 대한 가중치

tp<sub>3</sub> = 대안에서 운영적 면에서의 TPM 프로그램에 대한 평가 점수

따라서 품질기능 요인을 효율적으로 정리하여 정규화시킨 식은 다음과 같다.

$$Q_i^o = \frac{Q_i}{Q_m}, \quad 0 < Q_i^o \leq 1 \quad (2.14)$$

Q<sub>m</sub> = 대안 i중에서 최댓값

Q<sub>i</sub><sup>o</sup> = 각 대안 i의 품질기능 요인을 효율적으로 정리한 상대 평가점수

그러므로 정량적 신뢰도, 정성적 요인으로 위험 요인, 기능적 요인, 인간공학적 요인, 그리고 품질기능 요인의 가중치를 부여하여 총체적인 신뢰성 평가를 선형결합으로 묘사하면 다음과 같다.

$$TR_i = A_1 \cdot QR_i^o + A_2 \cdot R_i^o + A_3 \cdot F_i^o + A_4 \cdot H_i^o + A_5 \cdot Q_i^o, \quad 0 < T_i \leq 5 \quad (2.15)$$

$$= A_1 \cdot \left( \frac{QR_i}{QR_m} \right) + A_2 \cdot \left( \frac{ir_1 + er_2}{R_m} \right) + A_3 \cdot \left( \frac{\sum_{j=1}^4 (cf_{j11} + cf_{j12})}{n_1} + ff_2 + \frac{\sum_{j=1}^4 (sn_{j1} \cdot W_{j1})}{n_2} \right) \\ + A_4 \cdot \left( \frac{\sum_{j=1}^4 (th_{j11} + th_{j12})}{n_3} + \frac{\sum_{j=1}^4 (oh_{j11} \cdot oh_{j12})}{n_4} + h_1 \cdot sah_{31} + h_2 \cdot prh_{32} \right) \\ + A_5 \cdot \left( \frac{q_1 \cdot sv_1 + q_2 \cdot qp_2 + q_3 \cdot tp_3}{Q_m} \right) \quad (2.16)$$

단, TR<sub>i</sub>는 불확실한 상황하에서 원전에서 체계적으로 선형결합한 i대안의 총 점수이며, A<sub>1</sub>, A<sub>2</sub>, A<sub>3</sub>, A<sub>4</sub>, A<sub>5</sub>는 5가지 요인에 구체적인 타당성을 제공하기 위하여 각 요인의 비중에 대한 가중치이다.

### 3. 결론

최근의 원전은 시스템화, 다기능화, 고밀도화 함에 따라 소비자는 점점 더 원전의 신뢰성에 대한 욕구가 나날이 증대하고 있다. 따라서 설계, 개발, 생산 및 운영, 폐기단계의 생애수명(Life Cycle) 동안에 성공적으로 기능을 수행하기 위한 원전의 신뢰도를 향상시키는 것은 필수적이며, 선행적으로 해결해야할 사항이다. 따라서 체계적이며 지속적인 신뢰도 예측 및 평가를 하고 이 분석 결과를 차세대 원전에 반영함으로써 신뢰도 성장을 위한 관리체제 및 평가 시스템을 확립하여야한다. 또한, 원자력 발전소의 불시정지는 막대한 경제적 손실뿐만 아니라 국민에게 미치는 파급효과는 상당히 크기 때문에 고도의 신뢰성이 보증되어야만 한다. 특히, 일반 국민이 원전의 방사능 누출에 의한 사고는 상당한 편입견을 가지고 있기 때문에 불시정지로

인한 손실 외에 국민의 신뢰를 얻기 위해서는 원자로뿐만 아니라 원전의 보호계통, 제어계통, 그리고 기타 설비에 대한 신뢰도의 안정성을 구체적으로 평가하는 것이 중요하다.

그러므로 본 연구의 구체적인 결과와 기대효과는 다음과 같다.

첫째, 원전에서 생애수명 동안 정량적 요인뿐만 아니라 정성적 요인까지 고려하여 더욱 더 구체적이고 견고하게 정규화된 점수산정 기법으로 종합적인 신뢰성 평가 모형을 개발하였다.

둘째, 정량화하기 힘든 정성적 요인들은 위험, 기능, 인간공학적, 그리고 품질 요인으로 분류하여 신뢰성을 평가 시에 타당성 있는 의사결정 기준을 제시하였다.

셋째, 각 결정인자의 중요성을 반영하기 위하여 각 요인의 비중에 대한 가중치를 부여한 선형결합으로 나타내었으며, 결정인자의 합리적인 기준을 제공하기 위해 정규화된 점수산정 모형을 제안하였다.

마지막으로 본 연구의 신뢰성 평가 모형은 기능적인 관점에서 튼튼한 방식으로 분석하였다.

추후에 다년간 연구과제로는 더욱 더 효율적인 차세대 원전을 위한 신뢰성과 경제성 평가 모형이 고려되며, 원전에서 안전관리에 대한 체계적인 분석이 요구된다.

## 참고문헌

- [1] 강영식의 4인, 시스템안전공학(개정판), 태성, pp. 10-248, 1999.
- [2] 강영식, 함효준, “유연생산 체제에서 점수산정 모형에 의한 경제성 평가”, 대한설비관리학회지, 2(2), pp. 303-320, 1997.
- [3] 강영식, 함효준, “공장자동화를 위한 FMS의 경제성 평가에 관한 연구” 한국품질관리학회지, 19(1), pp.141-150, 1991.
- [4] 과학기술부, “원전 특별안전점검 결과”, 과학기술부 공보실, 1994. 4.
- [5] 이광수, “생애비용을 응용한 원전과 화전의 경제적 수명 설정 비교 연구”, 박사학위논문, 아주대학교, 1997. 8.
- [6] 이성중, “한국원자력발전소 5, 6호기 격납용기 살수계통의 신뢰도”, 석사학위논문, 한양대, 1987.
- [7] 이윤환, 정원대, “국내 원자력발전소 불시정지 이력에 근거한 PSA 초기사건 빈도 분석”, 14(1), pp. 177-184, 1999.
- [8] 이재훈외 9인, “차세대원자로 일반안전요건 개발”, 한국원자력학회 1997년도 추계학술대회 발표 논문집, 1997.
- [9] 정원대, 황미정, “원자력발전소의 안정성 및 신뢰도 평가”, 한국산업안전학회지, 12(4), pp. 143-152, 1997.
- [10] 정원대, 김재환, 장승철, 하재주, “원자력발전소 인간신뢰도 분석의 한계점 분석과 차세대 방법을 위한 요건 개발”, 한국산업안전학회지, 14(2), pp. 178-191, 1999.
- [11] 제무성, 박군철, “원전의 부분충수 운전에 대한 동적 신뢰도평가”, 한국산업안전학회지, 11(2), pp. 52-59, 1996.
- [12] 한국원자력기술원, “차세대원자로 안전규제요건 개발”, KINS/GR-112, 1996.7
- [13] 한국원자력기술원, “차세대원자로 안전규제요건 개발”, KINS/GR-116, 1996.7
- [14] 통상산업부와 한국전력공사, 원자력발전백서, 대성인쇄공사, 1996.
- [15] 함 효 준, 최신경제성공학, 동현출판사, 1999.
- [16] Bird, F., Management Guide to Loss Control, Institute Press, Atlanta, 1974.
- [17] Blanks, H. S. “Reliability Prediction : A Constructive Critique of Mil-HDBK-217E”, Quality & Rel. Eng. Intern., 4, pp. 227-234, 1988.
- [18] IAEA, “Development of Safety Principles for the Design of Future Nuclear Power Plants”, TECDOC-801, IAEA, 1995.
- [19] Jerry, B., and Fussel, “Nuclear Power System Reliability : A Historical Perspective”, IEEE Transaction on Reliability, 33(1), pp. 41-46, 1984. 4.
- [20] Martz, F. M., Kvam, H. K., and Abramson, L. R., “Empirical Bayes Estimation of Reliability of Nuclear Power Plant Emergency Diesel Generators”, Technometrics, 38(1), pp. 11-24, 1996.
- [21] Rasmussen, N., and Levine S., “An Assessment of Accident Risks in US Commercial Nuclear Power Plant”, WASH-1400(Nureg-74/014), Washingtons : US Regulatory Commission, 1975. 10.
- [22] USNRC, “PRA Procedures Guide, A Guide to the Performance of Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plants”, NUREG/CR-2300, 1-2, 1983. 1.
- [23] Wyckoff, H., “The Reliability of Emergency Diesel Generators at U.S. Nuclear Power Plants”. NSAC-109. EPRI. 1986.