

# 신형경수로 1400을 위한 신뢰성 평가

강 영 식

세명대학교 안전공학과  
(2001. 5. 3. 접수 / 2001. 8. 14. 채택)

## Reliability Evaluation for the Advanced Pressurized water Reactor 1400

Young-Sig Kang

Department of Safety Engineering, Semyung University  
(Received May 3, 2001 / Accepted August 14, 2001)

**Abstract** : The Advanced Pressurized water Reactor 1400(APR 1400) system is advanced of the successful Korean Nuclear Power Plants(KSNP) design which meets functional needs for safety enhancement, reliability improvement, and control in the human-computer monitoring system. Therefore this paper describes the scoring model in order to justify the reliability and safety in APR 1400 under uncertainty. The structure of this paper consists of the human engineering, risk, safety, quality function, safety organization management factors of the qualitative factors in chapter 2, and the expectation results of the normalized scoring model in chapter 3. Finally, the proposed reliability model have provided the technical flexibility not only for functional control fields but also for accidents protection systems in APR 1400 under uncertainty.

**Key Words** : APR 1400, KSNP, human engineering, risk, safety, quality function, safety organization management factors

### 1. 서 론

체르노빌 및 TMI(Tree Miles Island) 2 원전사고는 기능적인 결함뿐만 아니라 운전원의 행위와 역할을 더욱 더 견고하게 하고 안전한 원전을 구축하는 계기를 마련하였다.

우리 나라에서는 한국표준형 원자로의 기술을 한층 더 향상시킨 신형경수로 1400(The Advanced Pressurized water Reactor 1400: APR 1400)을 개발하여 건설 단계의 시점에 와 있다.

신형경수로 1400은 기존의 차세대 원자로라는 명칭으로 사용하였으나, 2001년 2월 13일 제 15차 차세대 원자로 기술개발추진위원회에서 공식 명칭으로 확정하였다.

신형 경수로 1400은 기존의 노심손상방지에서 중대사고 대처능력 보유기준을 추가하고 비정상 시 운전원 조치여유 시간 및 안전여유도를 증대시켜 안전성을 한층 더 강화하였다. 특히, 지적인 인간의 수행도에 관한 문제에서는 첨단 주제어실(Man-Machine

Interface System: MMIS) 설계로 운전원의 운전 편의성을 개선하였다<sup>1)</sup>. 따라서 신형경수로 1400은 기존의 한국 표준형 원전보다 안전성, 수행도 향상, 그리고 유지관리와 운영의 편의성을 획기적으로 증진시킨 신기술을 적용한 시스템이다<sup>2)</sup>. 신형경수로 1400을 위한 설계의 기본 요건은 다음과 같다<sup>2)</sup>.

Table 1에서 보는 바와 같이 신형경수로 1400의 설계수명은 한국표준형의 원자로 보다 훨씬 수명이 긴 60년으로 설계되었으며, 원전의 이용률을 90%로 향상시켰다. 또한, 원전의 신뢰성과 안전성을 한층 더 강화하였다. 따라서 고도의 안전성과 신뢰성을 겸비한 신형경수로 1400을 평가하기 위해서는 생애수명(Life Cycle) 동안에 잠재위험이 내재되어있는 정성적 요인을 어떻게 효율적으로 추출하여 체계적인 신뢰성을 평가하느냐가 관건이 된다.

그러므로 본 연구의 목적은 불확실성하에서 신형경수로 1400의 신뢰성을 평가하기 위하여 정량적인 요인과 정성적 요인을 가지고 정규화한 점수산정모형을 통하여 체계적이며 종합적인 신뢰성 평가모형을 개발하는 것이다.

신뢰성 평가에 관한 기존의 연구를 살펴보면 다

kys@venus.semyung.ac.kr

Table 1. Comparison of major design requirements for APR 1400

Item	APR 1400	KSNP
설비용량	1350 MWe	1000 MWe
설계수명	60년	40년
원전이용률	90%	87%(93년 평균)
핵연료 교체주기	12-18개월	18-24개월
불시정지	<0.8/년	<1-2/년
내진설계	0.3g	0.2g
작업자 피폭선량	연간100렘	연간 150렘
노심손상 빈도	<10-5/년	<10-4/년
격납건물 손상빈도	<10-6/년	<10-5/년
전원상실시 대처여유	8시간	4시간
운전원 조치여유	30분	10분
핵비 등 여유도	10-15%	8%
비상노심 냉각	4-train 직접주입	2-train 저온판 주입

음과 같다.

단순한 확률이론을 도입하여 정량적인 신뢰도를 다룬 문제가 1957년 Brookhaven National Laboratory<sup>3)</sup>에 의해 처음으로 WASH-740에 발표되었으며, Rasmussen과 Levine<sup>4)</sup>는 원자력발전소에서 원자로의 안전에 관한 안전도 문제를 분석하여 기본적인 초석을 다지게 되었다.

Parasurman<sup>5)</sup>은 원전에서 복잡한 모니터링 수행업무에서의 경계 효과, 인간과 컴퓨터 모니터링의 결합에 영향을 주는 인자, 정신적인 작업부하와 경계에 관하여 증가하는 자동화의 영향을 분석하였으며, Kantowitz<sup>6)</sup>는 원전에서 인간의 수행도와 오류를 최소화하기 위하여 인간의 특성, 연령, 능력, 인지, 경험적인 심리학을 바탕으로 인자측정기준을 정하였다. 그리고 Moisisdis와 Ratiu<sup>7)</sup>는 원전 설비에서 펌프와 밸브를 결합하는 볼트의 선정 기준을 사전 하중과 온도를 근거로 나타내고 부식방어프로그램을 개발하였다.

계무성, 박군철<sup>8)</sup>은 차세대 원전 또는 저 출력 및 정시 시에 부분 충수 운전에 대하여 노심의 손상빈도를 성능성취/성능요구 변수의 상관 식을 이용하는 동적 신뢰도 평가방법을 개발하였으며, 정원대의 3인<sup>9)</sup>은 차세대 원전의 신뢰도를 평가하는 대표적 기법인 확률론적 안전성 평가(Probability Safety

Assessment: PSA) 기법으로 정량적 분석은 고장수목을 사용하여 이용불능도(Unavailability)를 처리하였으며, 비계량적 요인에서 발생할 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 정성적 요인을 가미하였다.

강영식<sup>10)</sup>은 원전에서 잠재위험이 내재되어 있는 정성적 요인들을 세부적으로 추출하여 견고한 신뢰성을 평가하는 점수산정모형을 개발하였다.

이용희 외 5인<sup>11)</sup>은 기존의 인간신뢰도 기법을 분석하여 차세대 원자로에는 지적인 인간의 수행도에 관한 문제가 수반되기 때문에 인간 오류의 방지를 위해 인지심리학, 인지공학적인 관점에서 개발하는 것을 제안하였다.

김장렬 외 5인<sup>11)</sup>은 소프트웨어 품질보증계획서를 검토 할 때 지침서 및 절차서를 개발하였으며, 이상수 외 5인<sup>12)</sup>은 차세대 원전의 안전 소프트웨어에 대한 안전계획서를 평가 할 때 상위법과 표준들에서의 요구사항들의 만족여부를 평가할 수 있도록 평가항목을 개발하였다.

본 연구의 구성은 다음과 같다.

제1장은 서론으로 신형경수로 1400의 안전설계 기준을 바탕으로 연구의 목적과 필요성을 제시하였으며, 원전에서 신뢰성 평가를 위한 기존의 연구를 분석하였다.

제2장은 신형경수로 1400의 신뢰성 평가를 위한 모형의 정립으로 정성적 요인을 체계적으로 분석하기 위하여 인간공학적 요인, 위험 요인, 안전성 요인, 품질기능 요인, 안전관리 조직 요인으로 구분하였으며, 각 요인에 대한 요소를 추출하여 체계적으로 평가할 수 있는 점수산정 모형을 개발하였다.

마지막으로 결론은 본 모형의 기대효과와 추후 연구과제를 다루고 있다.

## 2. 모형의 정립

TMI 2 원전 사고와 체르노빌 원전사고는 우리나라와 선진국에서 원자력의 안전성을 향상시키기 위하여 신형경수로를 개발하는 계기를 제공하였다. 따라서 최근에 해외에서는 경제성을 극대화하는 동시에 고유안전성과 피동안전성을 도입시킴으로써 안전성을 향상시키는 연구가 활발하게 진행되고 있다.

국내에서도 개량형 경수로인 신형경수로 1400에

대한 개발을 진행중에 있으며, 건설계획은 2001년 3월에 착공하여 2010년 완공을 목표로 하고 있다<sup>11</sup>.

신형경수로 1400은 방사능의 누출을 사전에 차단하기 위하여 다중보호막(Defense in Depth Concept)으로 설계되어 있으며, 원자로를 제어하기 위하여 제어계통에 제어봉과 살수기내의 물 조절 밸브에서 제어한다.

제어봉은 원자로 출력변화 및 운전정지 등과 같은 짧은 시간 내의 반응온도를 제어하고 출력을 조절하는 경우에 사용한다.

기존의 가압경수로에서는 제어봉, 가연성독물질 및 봉산수 등을 조합한 원자로의 반응도 조절기능이 널리 이용되고 있다. 그러나 신형경수로 1400은 제어봉과 무봉산수의 사용으로 산성으로 인한 1차 냉각계통의 구조재들의 부식을 근원적으로 방지하며, 계통이 단순하여 운전 및 유지보수가 용이하기 때문에 액체 폐기물의 양을 현저하게 줄일 수 있는 장점을 가지고 있다. 또한, 주요 제어변수는 원자로의 증기 재 순환이 너무 짧아서 아주 빠른 제어계통을 요구하기 때문에 디지털화 하여 자동화된 고 신뢰도의 전자두뇌로 제어해야만 한다<sup>13</sup>. 그리고 신형경수로 1400은 현재 건설 단계에 있기 때문에 기존의 원자로 사고분석 결과에 의하면 운전원의 조작 미숙, 제어봉 안내관 지지핀의 손상, 제어봉 제어카드 고장, 복수기 덤프밸브 고장 등에 의한 재해가 발생할 수 있다<sup>4</sup>. 따라서 계량적인 신뢰성 평가만을 수행하면 잠재되어 있는 사고의 가능성에 대한 인자의 미 측정 및 미 분석으로 인하여 사전에 재해를 예방하는 데에는 난점이 따르게 된다.

그러므로 본 장에서는 정성적 요인을 5가지로 추출하여 분석, 평가하였다. 인간공학적인 요인은 인적 오류를 최소화하기 위함이며, 위험요인은 계량화가 힘든 잠재위험을 사전에 차단하려는 것이다. 안전성 요인은 설비제어의 안전성과 기능의 결함을 방지한다. 안전관리 조직 요인은 전체 시스템과 하부시스템과의 조직의 유연성을 향상시키기 위함이며, 품질기능 요인은 소프트웨어의 안전성과 재료의 품질 향상 차원에서 고려된다. 따라서 정량적 요인과 정성적 요인들은 서로가 독립적이며 선형으로 결합된다.

마지막으로 각 요인의 독립적인 중요도를 반영하기 위하여 가중치를 부여한다.

**2.1. 정량적 요인의 신뢰도 점수 산정 모형 : QR**

정량적 요인은 고장수목(Fault Tree)으로 격납건

물을 대상으로 중대사고가 진행되는 과정에서 발생할 수 있는 현상학적, 격납건물 상태, 격납건물의 차손유형 등 모든 격납건물의 운영상태와 특성을 손상 위험별로 나누어 사고가 진행될 수 있는 모든 발생가능 조건을 계량적으로 모형화한다.

세부적으로 살펴보면, 원전계통의 작동이 불가능한 요인으로 판단되는 각종 부품의 고장, 전기, 기기 냉각수, 증기냉각로, 계기 제어, 인적 오류 등을 기본사상으로 나타내어 이용불능도를 측정한다<sup>9,15,16</sup>.

신형 원자로 1400의 계량적인 신뢰도를 평가하기 위한 기법으로는 PSA를 바탕으로 고장수목을 가지고 정점 사상에서 기본사상의 현상들을 사상기호와 논리게이트를 이용하여 각 계통의 최소단절집합에 대한 이용불능도를 계산하고 각 계통을 조합하여 전체 시스템의 이용불능도에서 계량적인 신뢰도를 산출한다. 따라서 신형경수로 1400의 계량적 요인에 대한 신뢰도를 정규화한 식과 기호는 다음과 같다.

$$QAR_i^o = \frac{QAR_i}{QAR_m}, 0 < QAR_i^o \leq 1 \tag{1}$$

$QAR_i^o$  = 대안으로 등장한 정량적 요인의 신뢰도에 대한 상대점수

$QAR_i$  = 대안 i에 대한 정량적 신뢰도의 절대평가 점수

$QAR_m$  = 대안 i 중에서 최댓값

**2.2. 정성적 요인 중에서 인간공학적인 요인 : H<sub>i</sub>**

신형경수로 1400은 인적에러를 최소화하고 시스템의 신뢰성과 안정성을 확보하기 위하여 MMIS (Man Machine Interface System)를 채택하고 있다. 이 시스템은 HSI(Human System Interface)의 급격한 변화와 제어계통의 디지털화 및 지원시스템의 보강으로 인하여 운전원의 직무, 역할의 변화, 그리고 설계 개선 등에서 발생할 수 있는 인적에러에 대해 인간공학적인 관점에서 세밀한 분석을 요구하는 것이다<sup>17</sup>. 따라서 인간공학적인 요인은 인지심리학과 인지공학적 요소(hh<sub>1</sub>), 인간-시스템 인터페이스(hs<sub>2</sub>), 운전원의 절차서(ho<sub>3</sub>)로 세분화하여 분석한다.

인간공학적인 요인을 각 요소에 가중치를 부여하여 점수화하면 다음과 같다.

$$H_i = hh_1 + hs_2 + ho_3, 3 \leq H_i \leq 15 \tag{2}$$

$H_i$  = 대안으로 등장한 정성적 요인에 대한 인간 공학적 요인의 절대평가 점수

$hh_1$  = 대안으로 등장한 인지심리학과 인지공학의 처리능력에 대한 평가 점수

$hs_2$  = 대안으로 등장한 인간-시스템 인터페이스의 수행도 점수

$ho_3$  = 대안으로 등장한 운전원의 운전절차서에 대한 평가 점수

인지심리학과 인지공학적 요소( $hh_1$ )는 인간과 컴퓨터 모니터링에서 발생할 수 있는 인적에러를 최소화하기 위하여 체크리스트를 중점적으로 분석한다. 실험경수로 1400은 기존의 THERP(Technique for Human Error Rate Prediction)를 PSA와 병행하여 적용함과 동시에 인적오류의 발생을 PSA의 사고경위에 제한되는 단점을 보완하기 위하여 인지심리학과 인지공학적 요소를 가미한 CREAM(Cognitive Event Tree System) 기법을 적용하고 있다. 체르노빌과 TMI 2 원전 사고를 인지적인 관점에서 볼 때 심각한 사고에서의 운전원 역할은 운전원의 행위가 비논리적인 것에서부터 발생하여 중대한 사고를 유발한 전형적인 사고사례이다. 이러한 관점에서 볼 때 CREAM 기법은 지식요소, 정보처리자원요소, 전략적 요소의 운전원 수행도에 미치는 인지적 요인을 매우 효율적으로 평가할 수가 있다<sup>8)</sup>. 따라서 인지심리학과 인지공학적 처리 능력에 대한 점수는 다음과 같다.

$hh_{j1}$  = 대안에서 j상태로 평가된 서브 시스템의 수  
 $W_{j1}$  = j 상태에서 인지심리학, 인지공학적 처리능력 점수

Table 2. Treatment ability score of cognitive psychology and engineering

실험경수로 1400에서 인지심리학과 인지공학적 처리 능력	수행상태	가중점수 ( $W^j$ )
인지심리학과 인지공학적 요소를 가미한 체크리스트가 매우 체계적이며 수행도에 매우 민감하게 대처	최우수	5
인지심리학과 인지공학적 요소를 가미한 체크리스트가 체계적이며 수행도에 민감하게 대처	우수	4
인지심리학을 가미한 체크리스트가 체계적이며, 인지공학적 체크리스트의 철차가 다소 미흡	보통	3
인지심리학, 공학적 요소를 가미한 체크리스트 철차 대처능력 다소 미흡	미흡	2
PSA를 바탕으로 한 체크리스트가 쓰이며 현재 부분적으로 사용	폐기	1

$$hh_1 = \frac{\sum_{j=1}^5 hh_{j1} \cdot W_{j1}}{n_1}, 1 \leq hh_1 \leq 5 \quad (3)$$

$n_1$  = 대안에서 인지심리학, 인지공학적 요소에 대한 총 서브 시스템 수

자동화된 모니터링 시스템에서는 복잡한 모니터링 수행업무에서의 경계효과, 인간과 컴퓨터 모니터링의 결합, 정신적인 작업부하의 경계에서 사용자의 교호작용에 영향을 주어 인적에러를 유발할 수 있다. 따라서 인간-시스템 인터페이스( $hs_2$ ) 요소는 상호 교호작용의 수행도에 관하여 분석한다. 특히, 실험경수로 1400에서 인간과 컴퓨터의 모니터링을 수행 시에 긴급한 신호에 실패로 응답할 확률은 0.001이기 때문에 세심한 분석이 요구된다[5]. 따라서 인간-시스템 인터페이스의 수행도에 관한 식은 다음과 같다.

$hs_{j2}$  = 대안에서 j상태로 평가된 서브 시스템의 수  
 $W_{j2}$  = j 상태에서 인간-시스템 수행도 평가 점수

$$hs_2 = \frac{\sum_{j=1}^5 hs_{j2} \cdot W_{j2}}{n_2}, 1 \leq hs_2 \leq 5 \quad (4)$$

$n_2$  = 대안에서 인간-시스템 수행도에 대한 총 서브 시스템의 수

Table 3. Performance score of human-system interface

실험경수로 1400에서 인간-시스템의 수행도	기능상태	가중점수 ( $W_{j2}$ )
인간-컴퓨터 모니터링의 출력이 매우 적으며, 상호 교호작용에 의한 운영체계가 단순하고 매우 적은 범위 수행	최우수	5
실험경수로에서 인간-컴퓨터 모니터링의 출력이 매우 적으며, 상호 교호작용에 의한 운영체계가 단순	우수	4
인간-컴퓨터 모니터링의 출력이 매우 적으며, 인간 혼자서 운영하는 체계가 단순	보통	3
인간-컴퓨터 모니터링의 출력이 매우 적으며, 컴퓨터만으로 운영하는 체계가 단순	미흡	2
인간-컴퓨터 모니터링의 출력이 다소 많으며, 운영체계가 미흡	폐기	1

실험경수로 1400은 2001년 3월에 착공을 시행하

는 단계에 있으므로 운전원에 대한 운전절차서 미준수에 의한 사고분석은 기존의 영광원전 2호기와 고리 원전에서 발생한 재해를 토대로 하여 분석한다. 영광원전 2호기와 고리 원전의 운전절차서는 원자로 출력 6~7%에서 터빈을 가동하고 전력계통에 병입하기로 되어 있으나 일부 운전원은 관행적으로 가동의 편이성을 위하여 원자로 출력 15~17%에서 터빈가동과 전력계통 병입을 동시에 수행하여 증기 방출밸브의 고장을 초래하였다<sup>14)</sup>. 그리고 조작미숙으로 인하여 과압보호판이 손상되는 경우가 발생하였다. 또한, 운전원의 업무가 189일에서 212일로 증가되어 이에 대한 업무량 증가로 인한 심리적 압박감이 증대되고 있다<sup>14)</sup>.

그러므로 운전원의 운전절차서(ho<sub>3</sub>)에 대한 식과 평가점수는 다음과 같다.

ho<sub>3</sub> = 대안에서 j상태로 평가된 서브 시스템의 수  
 W<sub>3j</sub> = j 상태에서 운전원의 운전절차서에 대한 평가 점수

$$ho_3 = \frac{\sum_{j=1}^5 ho_{3j} \cdot W_{3j}}{n_3}, 1 \leq ho_3 \leq 5 \quad (5)$$

n<sub>3</sub> = 대안에서 운전원의 운전절차서에 대한 총 서브 시스템의 수

Table 4. Operator's operation procedure assessment score

신형경수로 1400에서 운전원의 운전절차서 평가	수행상태	가중점수 (W <sub>3j</sub> )
운전절차서에 대한 교육, 훈련이 매우 체계적이며, 절차서에 의한 철저한 준수와 운행에 대한 관리 감독이 매우 효율적이고 비정상시 운전원의 기기 조작능력과 대처능력이 매우 우수	최우수	5
운전절차서에 대한 교육, 훈련이 체계적이며, 절차서에 의한 철저한 준수와 운행에 대한 관리 감독이 효율적이고 비정상시 운전원의 기기 조작능력과 대처능력이 우수	우수	4
운전절차서에 대한 교육, 훈련이 체계적이며, 비정상시 운전원의 기기 조작능력과 대처능력이 우수	보통	3
운전절차서에 대한 교육, 훈련이 체계적이며, 비정상 시 운전원의 기기 조작능력과 대처능력이 다소 미흡	미흡	2
운전절차서에 대한 교육, 훈련이 비효율적이며, 운전원의 관리감독과 비상시 운전원의 기기 조작능력이 미흡	폐기	1

그러므로 인간공학적 요인을 효율적으로 정규화시킨 식과 기호는 다음과 같다.

$$H_i^0 = \frac{H_i}{H_m}, 0 < H_i^0 \leq 1 \quad (6)$$

H<sub>m</sub> = 대안 i 중에서 최댓값

H<sub>i</sub><sup>0</sup> = 각 대안 i의 인간공학적 요인에 대한 상대 평가점수

### 2.3. 정성적 요인 중에서 위험 요인 : R<sub>i</sub>

신형경수로 1400에서 위험요인은 설계단계에서 폐기단계까지 생애수명 동안에 발생할 수 있는 잠재 위험의 정성적 요인을 전체시스템의 관점과 비상시에 대처 할 수 있는 능력에 초점을 맞추었다. 따라서 위험 요인은 사고의 위험가능성(rp<sub>1</sub>), 비상디젤발전기(Emergency Diesel Generator: EDG)의 신뢰도(re<sub>2</sub>), 폐기물저장소의 저장능력과 방사능 측정장비(rw<sub>3</sub>)로 구분하여 분석하려 한다.

위험요인에 대하여 점수화한 식은 다음과 같다.

$$R_i = rp_1 + re_2 + rw_3, 2 \leq R_i \leq 14 \quad (7)$$

R<sub>i</sub> = 대안으로 등장한 정성적 요인에 대한 위험 요인의 절대평가 점수

rp<sub>1</sub> = 대안으로 등장한 위험가능성 점수

re<sub>2</sub> = 대안으로 등장한 비상디젤발전기의 신뢰도 평가 점수

rw<sub>3</sub> = 대안으로 등장한 핵폐기물저장소의 평가 점수  
 위험가능성 요소(rp<sub>1</sub>)는 신형경수로 1400의 기본

Table 5. Risk possibility assessment score

신형경수로 1400에서 위험 가능성	판정 기준	총점수
신뢰성, 안전성, 방사선 누출에 전혀 영향이 없음	안전에 무관	4
안전대책이 결여될 가능성이나 운전상의 이상상태	이상상태	3
개인별 전신선량 5렘 이상, 안전계통의 추가고장으로 인한 사고 가능성 내재	고장	2
노심의 심한 손상, 작업자 조사선량 100렘	중요설비사고	1
핵연료 생성물과 노심파편이 외부 누출, 장기적 환경영향 초래	대형사고	0

Table 6. Reliability score of EDG

신형경수로 1400에서 비상디젤발전기의 신뢰도	기능 상태	총점수
99.8% 이상	최우수	5
99.7-99.8% 미만	우수	4
99.6-99.7% 미만	보통	3
99.5-99.6% 미만	미흡	2
99.5% 미만	불량	1

실제사양과 국제원자력기구가 제시하는 사고 기준을 바탕으로 점수화한다.

신형경수로 1400에서 정상 교류전력이 상실되면 이에 대한 즉각적인 비상 전력을 공급해 주어야 한다. 그렇지 않을 경우에는 원자로 잔열제거, 비상노심 냉각 및 격납건물의 열제거, 증기냉각로의 압력계통 등의 안전기능의 수행에 이상이 발생하여 심각한 사고를 유발하기 때문에 가급적 빠른 시간에 전력을 공급해 주어야만 한다<sup>10,16,18</sup>.

그러므로 신형 경수로 1400의 신뢰도를 안정적으로 유지하기 위한 비상디젤발전기의 신뢰도(re<sub>2</sub>) 점수와 식은 Table 6과 같다.

원전에서 사용한 핵연료의 반감기는 수 만년이지만 현재 포장용기의 수명은 최고 2000년으로 사용한 핵연료의 반감기를 대폭 줄일 수 있는 핵변환 기술이 요구된다<sup>19</sup>. 또한, 우리 나라는 총 저장능력이 9천 830ton인 현재의 수용능력으론 2000년 말에 포화상태가 되기 때문에 이에 대한 대비책으로 중간

저장소를 건설해야 하는 시점에 와 있다. 따라서 핵 폐기물저장소(rw<sub>3</sub>)에 대한 점수는 Table 7과 같다. 위험 요인을 정규화하기 위해 대안 i 중에서 최대값으로 나누어준 상대 점수치로 정규화 하였으며, 식과 기호는 다음과 같다.

$$R_i^o = \frac{R_i}{R_m}, 0 < R_i^o \leq 1 \quad (8)$$

R<sub>m</sub> = 대안 i 중에서 최대값

R<sub>i</sub><sup>o</sup> = 각 대안 i에 대한 위험요인의 상대평가 점수

#### 2.4. 정성적 요인 중 안전성 요인 : S<sub>i</sub>

신형경수로 1400은 제어봉과 물조절 밸브의 제어 계통을 원활하게 유지하기 위해서 증기 밀도의 조절은 운전조건에 관계없이 반응도 특성 곡선의 정점에 유지하도록 조정해야 한다. 이와 더불어 증기 냉각로는 초임계압 원자로가 높은 열효율에도 불구하고 조정이 쉬운 반면에 증기 재순환시간이 짧아서 매우 빠른 제어 계통과 함께 컴퓨터에 의한 모니터링이 필요하다. 또한, 이에 대한 사전예방계획이 선행되어야 한다. 따라서 본 절에서는 안전성 요인을 격납건물 내의 제어기능(sc<sub>1</sub>), 원자로의 소프트웨어 기능의 유연성(ss<sub>2</sub>), 사전예방계획의 TPM(st<sub>3</sub>) 요소로 세분하여 분석한다. 따라서 안전성 요인을 점수화하면 다음과 같다.

$$S_i = sc_1 + ss_2 + st_3, 3 \leq S_i \leq 15 \quad (9)$$

S<sub>i</sub> = 대안으로 등장한 정성적 요인에 대한 안전성 요인의 절대평가 점수

sc<sub>1</sub> = 대안으로 등장한 격납건물 내의 제어 기능 점수

ss<sub>2</sub> = 대안으로 등장한 소프트웨어 기능의 유연성 평가 점수

st<sub>3</sub> = 대안으로 등장한 계획예방을 위한 TPM 평가 점수

신형경수로 1400에서는 사고가 발생할 경우에는 거시적인 관점에서 저온, 과압, 그리고 내진 상태에 즉각적으로 대처할 수 있는 제어기능이 신속하게 작동을 해야 만이 사고를 미연에 방지할 수가 있는 것이다. 따라서 신형경수로 1400에서 제어기능의 처리능력(sc<sub>1</sub>)은 격납건물 내에서 기능적으로 분석하

Table 7. Assessment score of nuclear waste storage

신형경수로 1400에서 핵폐기물저장소의 저장능력	판정기준	총점수
방사능 누출에 전혀 영향이 없으며, 중간저장소의 부지확보가 안정적이며, 자동 방사능 측정 장비 보유	최우수	5
방사능 누출에 영향이 없으며, 중간저장소의 부지확보가 안정적이며, 반자동 방사능 측정장비 보유	우수	4
방사능 누출에 영향이 없으며, 중간저장소의 부지확보가 다소 부족하며, 반자동 방사능 측정장비 보유	보통	3
방사능 누출에 다소 영향이 있으며, 중간저장소의 부지확보가 다소 부족하며, 수동 방사능 측정장비 보유	미흡	2
방사능 누출에 영향이 있으며, 중간저장소의 부지확보가 다소 부족하며, 수동 방사능 측정장비 미보유	불량	1

Table 8. Control assessment score in core building

신형경수로 1400에서 격납건물 내의 제어기능	기능 상태	총점수
저온, 과압, 내진에 2중으로 안전하고 신속하게 자동 대처	최우수	5
저온, 과압, 내진에 2중으로 안전하나 수동 후 가능	우수	4
저온, 과압, 내진에 서브시스템 수동 후 가능	보통	3
저온, 과압, 내진에 상당한 시간이 필요	미흡	2
저온, 과압, 내진에 대처 미흡	대체	1

였다.

인간-시스템 모니터링에서는 하위 시스템과 상위 시스템과의 상호 교호작용을 이루면서 하나의 통합된 시스템으로 운영하기 위해서는 각 서브시스템과의 피드백이 원활하게 이루어져야한다. 따라서 본 절에서는 각 서브시스템의 소프트웨어의 상호 교호작용과 처리 능력(ss<sub>2</sub>)에 대한 유연성을 점수화한다. S<sub>j2</sub> = j 상태에서 소프트웨어 처리 능력의 평가 점수

$$ss_2 = \frac{\sum_{j=1}^5 ss_{j2} \cdot S_{j2}}{n_4}, 1 \leq ss_2 \leq 5 \quad (10)$$

ss<sub>j2</sub> = 대안에서 j상태로 평가된 서브 시스템의 수  
 n<sub>4</sub> = 대안에서 소프트웨어 처리 능력에 대한 총 서브 시스템의 수  
 신형경수로 1400의 이용률이 90%로 향상됨에 따

Table 9. Flexibility score of software capacity

신형경수로 1400에서 소프트웨어 기능의 유연성	기능 상태	가중 점수 (S <sub>2</sub> )
다른 서브 시스템과 체계적이며 사고방지의 최소화에 적절하고 신속한 결정기준 제시	최우수	5
다른 서브 시스템과 체계적이며 사고방지의 최소화에 결정기준 제시	우수	4
현재 보편적으로 쓰이며 사고방지의 기준을 제시	보통	3
새로운 프로그램에 적합치 않으며, 사고방지의 기준 분석이 미흡	미흡	2
현재 적합치 않으며 쓰이지 않음	폐기	1

Table 10. TPM assessment score for plan prevention

신형경수로 1400에서 계획예방을 위한 TPM	판정기준	총점수
계획예방 정지일수가 연간 25일 미만이며, 자주보전에 의한 제안제도가 매우 우수하며, 보전정보의 피드백이 원활	최우수	5
계획예방 정지일수가 연간 25일 이상 -27일 미만이며, 자주보전의 제안제도가 우수하며, 보전정보의 활용이 가능	우수	4
계획예방 정지일수가 연간 27일 이상 -29일 미만이며, 자주보전에 의한 제안제도가 가능하며, 보전정보의 활용이 가능	보통	3
계획예방 정지일수가 연간 29일 이상 -31일 미만이며, 자주보전에 의한 제안제도가 미흡하며, 보전정보의 활용이 미흡	미흡	2
계획예방 정지일수가 연간 31일 이상이며, 자주보전에 의한 제안제도가 활성화되지 않으며, 보전정보의 활용이 거의 없음	폐기	1

라 신기술을 가미한 설비의 성능을 최대한으로 유지, 관리하기 위해서는 전사적 생산보전 체제(Total Productive Maintenance: TPM)로 전환하여 설비의 고장예방 및 성능의 유지를 전사적 관점에서 관리해야만 한다.

특히, 신형경수로 1400은 핵연료의 장전주기가 연간 28일로 계획예방정지 일수 목표인 25일을 초과하므로 이에 대한 세밀한 분석과 설비의 성능을 유지하면서 계획예방 정지일수를 줄 일수 있는 신기술과 보전 체제를 확립해야만 한다.

따라서 안전성 요인을 정규화한 식과 기호는 다음과 같다.

$$S_i^0 = \frac{S_i}{S_m}, 0 < S_i^0 \leq 1 \quad (11)$$

S<sub>m</sub> = 대안 i 중에서 최대값

S<sub>i</sub><sup>0</sup> = 각 대안 i의 안전성 요인을 체계화하여 정리한 상대평가 점수

2.5. 정성적 요인 중에서 품질기능 요인 : Q<sub>1</sub>

신형경수로 1400에서는 인간-시스템 모니터링과 더불어 첨단 자동화 시스템으로 운영되기 때문에 자동화 시스템을 지원하는 소프트웨어의 품질 보증과 원자로 내에서 펌프와 밸브의 이음새 역할을 수

행하는 볼트와 클립의 부식을 방지하기 위한 재료의 유용성을 평가해야만 한다.

그러므로 품질기능 요인은 소프트웨어의 품질보증계획(qs<sub>1</sub>) 요소와 펌프와 밸브의 이음새 역할을 하는 볼트나 클립의 유용성(qv<sub>2</sub>) 요소로 구분하여 분석한다.

품질기능 요인을 평가하기 위한 식은 다음과 같다.

$$Q_i = q_1 \cdot qs_1 + q_2 \cdot qv_2, 0 \leq Q_i \leq 3 \quad (12)$$

Q<sub>i</sub> = 대안으로 등장한 정성적 요인에 대한 품질기능 요인의 절대평가 점수

q<sub>1</sub> = 대안에서 소프트웨어 품질보증계획에 대한 가중치

qs<sub>1</sub> = 대안으로 등장한 소프트웨어의 품질보증을 위한 체크리스트 평가 점수

q<sub>2</sub> = 대안에서 볼트나 클립의 유용성에 대한 가중치

qv<sub>2</sub> = 대안으로 등장한 볼트나 클립의 유용성 평가 점수

소프트웨어의 품질보증계획(qs<sub>1</sub>) 요소는 소프트웨어 품질보증을 수행하기 위한 필요한 지식, 검토, 감사 기준, 소프트웨어의 능력 등을 절차서 중심으로 분석해야하며, 이러한 품질보증계획을 평가할 수 있는 항목들의 체크리스트가 체계적으로 기술되어야한다<sup>11)</sup>.

볼트나 클립의 유용성(qv<sub>2</sub>) 요소는 원자로 내의 누수의 원인에 직접적인 원인을 제공하는 재료의 품질에 대한 부식방어프로그램이나 이러한 재료의 품질을 철저하게 분석, 평가하여 사전에 재해를 예방해야만 한다. 따라서 볼트나 클립의 유용성을 평가하기 위한 식은 다음과 같다.

qv<sub>j21</sub> = 대안 j상태에서 서버 시스템 상태 1의 점수

qv<sub>j22</sub> = 대안의 j상태에서 서버 시스템의 상태 2의 점수

$$qv_2 = \frac{\sum_{j=1}^n (qv_{j21} + qv_{j22})}{n_5}, 0 \leq qv_2 \leq 2 \quad (13)$$

n<sub>5</sub> = 대안에서 볼트나 클립에 대한 총 서버 설비의 수

따라서 품질기능 요인을 정규화한 식과 기호는 다음과 같다.

$$Q_i^o = \frac{Q_i}{Q_m}, 0 < Q_i^o \leq 1 \quad (14)$$

Q<sub>m</sub> = 대안 i 중에서 최댓값

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

**2.6. 정성적 요인 중에서 안전관리 조직 요인 : O<sub>i</sub>**

신형경수로 1400에서 안전관리 조직은 조직의 유연성을 극대화하여 신뢰성과 안전성을 겸비한 시스템을 구축하고 환경변화에 능동적으로 대처 할 수 있는 조직을 구성하는 것이다. 따라서 인간공학적 요인, 위험 요인, 안전성 요인, 품질기능 요인과의 상호 교호작용에 의한 효율성을 향상시키기 위해서는 신속한 정보전달과 피드백에 의한 조직의 유연성을 유지해야만 한다.

그러므로 전체 조직에서 안전관리 조직의 역할과 수행도는 매우 중요한 위치에 있으며, 서버시스템을 구성하는 안전원의 수행도에 결정적인 영향을 미치게 된다.

따라서 안전관리 조직(om<sub>1</sub>)을 평가하기 위한 점수와 식은 다음과 같다.

$$O_i = o_1 \cdot om_1, 0 \leq O_i \leq 2 \quad (15)$$

O<sub>i</sub> = 대안으로 등장한 안전관리 조직 요인의 절대평가 점수

o<sub>1</sub> = 대안에서 안전관리 조직에 대한 가중치

om<sub>1</sub> = 대안에서 안전관리 조직에 대한 평가 점수

om<sub>j11</sub> = 대안의 j상태에서 서버 조직의 상태 1

om<sub>j12</sub> = 대안의 j상태에서 서버 조직의 상태 2

Table 11. Usability score of fastener material

신형경수로 1400에서 볼트나 클립의 유용성	모수	가중점수치
볼트나 클립의 품질이 양호	qv <sub>21</sub>	1
볼트나 클립의 품질이 비 양호	qv <sub>21</sub>	0
재료에 대한 부식방어프로그램의 수행도가 양호	qv <sub>22</sub>	1
재료에 대한 부식방어프로그램의 수행도가 비 양호	qv <sub>22</sub>	0



Table 12. Performance score of safety management organization

신형경수로 1400에서 안전관리 조직의 수행도	모수	가중점수치
서브 시스템과 안전관리 조직의 수행도가 양호	$om_{311}$	1
서브 시스템과 안전관리 조직의 수행도가 비 양호	$om_{311}$	0
조직내의 역할분담에 의한 임무수행이 양호	$om_{312}$	1
조직내의 역할분담에 의한 임무수행이 비 양호	$om_{312}$	0

$$om_1 = \frac{\sum_{j=1}^4 (om_{j11} + om_{j12})}{n_6}, 0 \leq om_1 \leq 2 \quad (16)$$

$n_6$  = 대안에서 안전관리 조직에 대한 총 서브 조직의 수

따라서 안전관리 조직 요인을 정규화한 식과 기호는 다음과 같다.

$$O_i^o = \frac{O_i}{O_m}, 0 < O_i^o \leq 1 \quad (17)$$

$O_m$  = 대안 i 중에서 최댓값

$O_i^o$  = 각 대안 i의 안전관리 조직 요인을 체계화하여 정리한 상대평가 점수

그러므로 정량적 요인의 신뢰도와 정성적 요인인 인간공학적 요인, 위험 요인, 안전성 요인, 품질기능 요인, 안전관리 조직 요인은 각각의 가중치를 부여하여 선형결합으로 나타내면 다음과 같다.

$$TAR_i = A_1 \cdot QAR_i^o + A_2 \cdot HI_i^o + A_3 \cdot RI_i^o + A_4 \cdot SI_i^o + A_5 \cdot QI_i^o + A_6 \cdot O_i^o \quad 0 < T_i \leq 6 \quad (18)$$

$$= A_1 \cdot \left( \frac{QAR_i}{QAR_m} \right) + A_2 \cdot \left( \frac{\sum_{j=1}^5 (hb_{j1} \cdot W_{j1})}{n_1} + \frac{\sum_{j=1}^5 (hs_{j2} \cdot W_{j2})}{n_2} + \frac{\sum_{j=1}^5 (ho_{j3} \cdot W_{j3})}{n_3} \right) + A_3 \cdot \left( \frac{rp_1 + re_2 + rw_3}{R_m} \right)$$

$$+ A_4 \cdot \left( \frac{(sc_1 + \sum_{j=1}^5 (ss_{j2} \cdot S_{j2}) + st_3)}{S_m} \right) + A_5 \cdot \left( \frac{(q_1 \cdot qs_1 + \sum_{j=1}^4 (qv_{j21} + qv_{j22}))}{Q_m} \right) + A_6 \cdot \left( \frac{\sum_{j=1}^4 (om_{j11} + qv_{j12})}{O_m} \right) \quad (19)$$

여기서  $TAR_i$ 는 불확실한 상황에서 신형경수로 1400을 위해 체계적으로 정리 정돈한 i 대안의 총 점수이며,  $A_1, A_2, A_3, A_4, A_5, A_6$ 는 각 요인의 비중을 부여한 가중치이다.

### 3. 결 론

신형경수로 1400은 설비용량, 설계수명, 그리고 이용률을 극대화함과 동시에 고도의 신뢰성과 안전성을 확보하기 위하여 첨단 자동화 시스템과 더불어 인간-시스템 모니터링을 채택하고 있기 때문에 이러한 복잡한 시스템에 대한 세밀하고 정교한 분석, 평가가 절실히 요구된다. 그리고 원자로 내의 제어기능이 디지털화 되어 편이성을 갖지만 복잡한 기능과 빠른 제어체통을 요구하기 때문에 운영적 면에서 제어 기능과 더불어 인적 오류를 최소화 할 수 있는 인지 심리학이나 인공공학 기법의 적용과 활용을 우선적으로 고려해야만 한다. 또한 부존 자원이 빈약한 우리 나라에서는 저비용 고효율의 전력 공급으로 인한 생산력 증대를 위한 방안의 하나로 원전에 의한 전력 공급을 최우선 과제로 하고 있다. 따라서 생산성 면에서 볼 때 안전성과 신뢰성을 철저히 갖춘다면 국가경쟁력에서 보다 더 우위를 점할 수가 있는 것이다.

그러므로 본 연구는 정성적인 면에서 재해를 유발할 수 있는 잠재 위험 요인을 인간공학적 요인, 위험 요인, 안전성 요인, 품질기능 요인, 안전관리 요인으로 구분하여 세밀하고 체계적인 분석, 평가를 수행하였다. 따라서 본 연구의 실행으로 기대되는 효과는 다음과 같다.

첫째, 신형경수로 1400에서 잠재위험이 내재되어 있는 5가지 정성적 요인, 즉 인간공학적 요인, 위험 요인, 안전성 요인, 품질기능 요인, 안전관리 요인으로 점수산정 모형에 의한 구체적이며 체계적인 평

가를 할 수 있는 전체적인 신뢰성 평가 모형을 개발하였다.

둘째, 인간-시스템 모니터링에서 발생할 수 있는 인적오류의 가능성에 대한 세밀한 분석을 수행하였다.

셋째, 점수산정에 의해 선형결합한 본 연구의 신뢰성 평가 모형은 실제 현장에서 쉽게 적용할 수 있다.

마지막으로 추후에 연구과제로는 품질과 안전관리 면에서 더 세밀한 요구되며, 신형경수로 1400에 대한 경제성 평가가 고려된다.

**감사의 글 :** 이 논문은 2000년도 세명대학교 교내학술연구비 지원에 의해 수행된 연구입니다.

### 참고문헌

- 1) 한국전력공사, 원자력건설처, “차세대 원자로 기술개발 후속추진방향(원전기술개발 자문회의 안건 2)”, 한국전력공사, pp. 1~18, 2000.
- 2) 김인식, 김동수, “Major NSSS Design Features of the Korean Next Generation Reactors”, 한국원자력연구소, pp. 1~8, 2000.
- 3) Jerry, B., and Fussel, “Nuclear Power System Reliability : A Historical Perspective”, IEEE Transaction on Reliability, Vol. 33, No. 1, pp. 41~46, 1984. 4.
- 4) 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.
- 5) R. Parasurman, “Human-Computer Monitoring”, The Human Factors Society, Vol. 29, No. 6, pp. 695~706, 1987.
- 6) B. H. Kantowitz, “Selecting Measures for Human Factors Research”, The Human Factors Society, Vol. 34, No. 4, pp. 387~398, 1992.
- 7) N. D., Moisisdis and M. D., Ratiu, “Pump and Valve Fastener Serviceability in PWR Nuclear Facilities”, Transactions of the ASME, Vol. 118, pp. 38~41, 1996.
- 8) 제무성, 박군철, “원전의 부분충수 운전에 대한 동적 신뢰도평가”, 한국산업안전학회지, Vol. 11, No. 2, pp. 52~59, 1996.
- 9) 정원대의 3인, “원자력발전소 인간신뢰도 분석의 한계점 분석과 차세대 방법을 위한 요건 개발”, 한국산업안전학회지, Vol. 14, No. 2, pp. 178~191, 1999.
- 10) 강영식, “원자력발전소에서 정성적 요인을 고려한 신뢰성 평가”, 한국산업경영시스템학회지, Vol. 23, No. 54, pp. 167~177, 2000.
- 11) 김장렬외 5인, 차세대 원자로 디지털 계측제어 안전소프트웨어 품질보증 계획 평가절차서, 한국원자력연구소, pp. 1~92, 2000. 3.
- 12) 이장수 외 5인, 차세대 원자로 디지털 계측제어 소프트웨어 안전성 계획 평가절차서, 한국원자력연구소, pp. 1~71, 2000. 5.
- 13) 김공구 외 9인, “신형원자로 개발에 관한 기술 현황 보고서”, 한국원자력연구소, pp. 12~218, 1999. 3.
- 14) 과학기술부, “원전 특별안전점검 결과”, 과학기술부 공보실, 1999. 4.
- 15) 강영식 외 4인, 시스템안전공학(개정판), 태성, pp. 10~248, 2000.
- 16) 강영식 외 2인, 설비신뢰성공학, 동화기술, pp. 1~186, 2000.
- 17) 이용희 외 5인, “차세대원자로 설계를 위한 인간신뢰도분석(HRA)기법 고찰”, 한국원자력연구소, pp. 1~119, 2000. 3.
- 18) Wyckoff, H., “The Reliability of Emergency Diesel Generators at U.S. Nuclear Power Plants”, NSAC-109, EPRI, 1986.
- 19) 한국전력연구원, 신형원전개발센터, “종합사업 현황 및 계획(APR 기술개발II)”, 한국전력연구원, pp. 1~16, 2000.