

신형경수로 1400을 위해 점수산정 모형에 의한 신뢰성 평가

강 영 식

세명대 안전공학과

Reliability Assessment by the Scoring Model for the Advanced Pressurized water Reactor 1400MWe Project Selection under Uncertainty

Young-Sig Kang

Dept. of Safety Engineering, Semyung University

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

Therefore the purpose of this study has developed the reliability evaluation model through the scoring model by the quantitative and qualitative factors in order to justify the evaluation considering the advanced safety factors in the Advanced Pressurized water Reactor 1400MWe(APR 1400MWe) under uncertainty.

Especially, the qualitative factors considering the human, information control, and quality factors for the systematic and rational justification have been closely analyzed.

The proposed model can be simply applied in real fields in order to minimize the industrial accidents in the digitalized nuclear power plant.

Keywords : APR 1400MWe, human factors, information control factors, quality factors

1. 서 론

원자력은 부존자원이 빈약한 우리 나라에서 전력 생산뿐만 아니라 공학, 의학, 농학 등 여러 분야에서 안정적으로 활용함으로써 국민의 복지와 산업발전, 그리고 국가의 경쟁력을 강화하는데 지대한 공헌을 하고 있다.

그러나 원자력의 사용과정에서 발생 할 수 있는 불확정성 위험 때문에 사전에 이에 대한 철저한 안전성 확보와 사고를 미연에 방지하기 위한 체계적인 안전분석과 통제가 선행되어야만 한다. 그러기 위해서는 원전에서 사고가 발생하는 경우에 방사선 피해를 극소화시킬 수 있는 경수로의 개발이 이루어져야만 한다. 이러한 시점에 부응하여 우리 나라에서도 고유의 자체 기술로

신형경수로 1400이라는 원자로를 개발하여 시행 중에 있다.

신형경수로 1400의 원전 건설사업은 2001년 3월에 착공하여 2010년에 완공을 목표로 하고 있다. 그리고 한국 표준형 원전에 뒤이어 21세기 초 국내의 주력노형으로 토대를 굳히면서 외국의 신형원자로와의 경쟁력에서도 뒤지지 않을 것으로 전망된다. 따라서 신형경수로 1400은 이용과정에서 발생할 수 있는 방사선으로부터 국민의 안전과 환경을 보전하기 위해 원자력 시설의 부지확보 단계에서부터 설계, 제작, 건설, 운영 및 폐기단계에 이르기까지 전 생애수명(Life Cycle) 동안에 안전성을 철저히 확인, 분석, 평가 및 통제를 수행하는 것이 무엇보다도 중요한 것이다.

생애수명 동안에 방사선의 피해를 최소한으로 줄이기 위한 신형경수로 1400의 특징은 다음과 같다.

성능면에서 기존의 표준형 원전은 1000만 MW급인 반면에 신형경수로 1400은 1400만 MW급이며, 이용률은 표준형 원전이 87% 인데 반해 신형경수로 1400은 90%를 목표로 하고 있다. 계측제어방식은 표준형 원전은 아나로그 방식으로 사고 분석이 복잡한데 비하여 신형경수로 1400은 매우 간단한 디지털 방식을 채택하고 있으며, 수명 또한 표준형 원전보다 20년이 긴 60년을 목표로 설계하고 있다. 또한, 작업자 피폭선량은 표준형 원전이 연간 150man-rem인데 비해 신형경수로 1400은 연간 100man-rem이다. 이러한 피폭선량은 국제 방사선 방호위원회가 원전 없이 자연적으로 발생하는 권고 선량이 연간 개인 선량 500밀리 램과 비교해 해보면 인간에게 전혀 해롭지 않은 방사선 누출인 것이다.

안전성면에서 볼 때 노심손상빈도는 표준형 원전이 10만년에 1회 미만으로 발생하는데 비하여 신형경수로 1400은 50만년에 1회 미만으로 설계하여 신뢰성을 향상시켰으며, 격납건물에 대한 손상빈도는 표준형 원전이 10만년에 1회 미만인데 비해 신형경수로 1400은 100만년에 1회 미만으로 설계되어 더욱더 견고하고 안정적으로 사전에 방사능을 차단하고 있다[5,11]. 그리고 내진 설계면에서 볼 때 표준형 원전은 진도 7이나 8에도 견딜 수 있는 0.2g으로 설계되었으나 신형경수로 1400은 진도 8이상에서도 견딜 수 있는 0.3g으로 설계하고 있다[5,11].

고도의 정보화, 다기능화된 시스템에서 주로 발생하고 있는 인적 에러에 대한 운전원의 조치는 표준형 원전이 10분인데 반하여 신형경수로 1400은 30분으로 더욱더 여유있는 상태에서 위험에 대한 비상대처를 준비하고 있으며, 전원이 상실되는 경우에 대처여유시간도 표준형 원전은 4시간인데 비해 신형경수로 1400은 8시간으로 연장하고 있다[5,11].

최종적으로 원자료를 차단하고있는 격납건물은 표준형 원전이 단일 격납건물이나 원자로내의 증기냉각로를 이중벽으로 구성하는 이중 격납건물을 채택하고있어 그만큼 방사능의 외부누출을 사전에 차단하고있는 신기술 시스템을 채택하고 있다.

그러나 원전사고는 사고등급이 4등급 이상으로 발생하는 경우에 인명과 환경에 치명적인 손상을 입히기 때문에 계량적 요인(Quantitative Factors) 뿐만 아니라 불확정성 위험이 내재되어있는 정성적 요인(Qualitative Factors)을 철저히 분석, 평가해야 만이 사전에 방사능 누출을 차단할 수가 있는 것이다.

그러므로 본 연구의 목적은 신형경수로 1400에서 위험을 사전에 예방하고 체계적이며 합리적으로 신뢰성을

평가하기 위해 불확정성의 위험 요인을 점수화 한 다음에 이 점수를 가지고 정규화 한 점수산정 모형을 개발하는 것이다.

신뢰성 평가에 관한 기존의 연구를 살펴보면 다음과 같다.

Brookhaven National Laboratory[5]에 의해 단순한 확률 이론을 도입하여 계량적인 신뢰도를 다룬 문제가 처음으로 WASH-740에 발표되었으며, Rasmussen and Levine[16]는 원자력발전소에서 원자로의 안전에 관한 안전도 문제에 관하여 계량적으로 분석하는 초석을 다지게 되었다.

Parasurman[17]은 복잡한 모니터링 수행업무에서의 경계 효과, 인간과 컴퓨터 모니터와의 결합에 영향을 주는 인자, 정신적인 작업부하와 경계에서 증가하는 자동화의 영향을 분석하여 인간-컴퓨터 모니터링 시스템에서 상호 교호작용의 결과에 대한 수행도는 인간 홀로 작동하거나 컴퓨터 혼자 작동하는 것보다 우월하다는 것을 입증하였으며, Kantowitz[14]는 원전에서 인간의 수행도와 오류를 최소화하기 위하여 인간의 특성, 연령, 능력, 인지, 경험적인 심리학을 바탕으로 인자측정기준을 정하였다. 그리고 Moisidis and Ratiu[15]는 원전 설비에서 펌프와 밸브를 결합하는 볼트의 선정 기준에 대해 사전 하중과 온도를 근거로 나타내고 부식방어프로그램을 개발하였다.

Kaufner and Murphy[13]는 경제협력기구(OECD : Organizational for Economic Cooperation and Development)에 속한 나라들을 대상으로 원전에서 인간신뢰도 분석, 원자로 위험성 평가, 소프트웨어 신뢰도, 그리고 사상수(ET : Event Tree) 분석에 근거한 확률론적 안전성 평가로 구분하여 위험성 평가를 수행하는 방법을 제시하고 장래의 확률론적 안전성 평가의 활동에 대해 언급하였다.

김시달외 4인[7]은 원전에서 정량적 분석의 대표적인 기법인 확률론적 안정성 평가(PSA : Probabilistic Safety Assessment)기법으로 노심발생빈도를 고장수목(FT : Fault Tree)으로 전개하는 계통신뢰도 분석, 노심손상 후 격납건물의 파손 가능성을 분석하는 격납건물 안전성 분석, 격납건물 파손 시 방사능 누출의 확산범위를 추정하는 결말분석, 그리고 중대사고 현상은 상세한 현상들을 분석하기 위해 분해사건기법(DET : Decomposition Event Tree)을 직접 원전에 적용하였다.

강영식[4]은 원전에서 잠재위험이 내포된 정성적 요인들을 세부적으로 추출하여 견고한 신뢰성을 평가하는 점수산정모형을 개발하였다.

김정렬외 5인[8]은 신형경수로 1400에서 소프트웨어 품질보증계획서를 검토 할 때 지침서 및 절차서로 사용할 수 있도록 하기 위해 체크리스트를 작성하여 담당하고 있는 품질보증 요원 및 안전 소프트웨어 품질보증

계획서를 검토하는 평가자의 업무를 지원하기 위한 절차서를 개발하였으며, 이장수와 5인[9]은 신형경수로 1400에서 안전 소프트웨어의 안전계획서를 평가 할 때 상위급과 표준들에서의 요구사항들의 만족여부를 평가 할 수 있도록 평가항목을 개발하였다.

강영식[5]은 신형경수로 1400에서 정성적 요인 중에서 인간공학적 요인과 안전성 요인을 축으로 하여 전체적으로 신뢰성을 평가하는 모형을 개발하였다.

정원대의 2인[10]은 원전에서 직무를 수행하는 경우에 직무의 전개상황과 관련된 정보분석, 해당되는 직무를 수행할 때 갖게되는 인지적 목표와 수행절차의 관계를 분석하는 목표-수단 분석, 그리고 세부절차 수행단계에서 인지적 패턴과 정보 입·출력을 파악하는 인지정보 분석을 수행하여 원전에서 인간신뢰도를 평가하였다.

본 연구의 구성은 다음과 같다.

제1장은 서론으로 방사능 누출을 최소한으로 차단하기 위한 신형경수로 1400의 안전성과 성능 기준을 바탕으로 연구의 목적과 필요성을 제시하였으며, 원전과 신형경수로 1400에서 신뢰성 평가를 위한 기존의 연구를 분석하였다.

제2장은 신형경수로 1400의 신뢰성 평가를 위한 모형의 구성으로 정성적 요인을 주축으로 인적 요인, 정보제어 요인, 안전성 요인, 품질 요인, 방사선 안전관리 요인, 그리고 보전관리 요인으로 구분하여 각 요인에 대한 요소를 추출한 다음에 전체적인 관점에서 체계적으로 신뢰성을 평가할 수 있는 점수산정 모형을 개발하였다.

마지막으로 본 모형의 기대효과와 추후 연구과제를 다루고 있다.

2. 신형경수로 1400을 위한 모형의 정립

신형경수로 1400은 기존의 표준형 원전보다 안전성과 경제성 및 성능을 훨씬 더 강화한 첨단 신기술 자동화 시스템을 도입하고 있다.

가장 주목할 만한 사실은 제어봉이 중성자를 흡수하여 빠른 시간 내에 반응온도를 제어하고 출력하기 위해 단면적이 큰 물질(Ag-In-Cd의 합금, Hf) 등을 사용하기 때문에 빠른 제어시스템이 요구되므로 원자로의 제어방식은 디지털 방식을 채택해야만 한다. 따라서 신형경수로 1400은 안전성, 성능, 그리고 인간과 시스템에서 더욱더 많은 불확정성 위험이 내재하게 된다.

그러므로 계량적인 신뢰성 평가만을 수행하면 잠재되어있는 불확정성 위험에 대한 인자의 미 측정 및 미 분석으로 인하여 사전에 재해를 예방하는 데에는 난점이 따르게 된다.

본 연구에서 계량적인 요인은 고장수목을 이용한 확률론적 안전성 평가를 정규화 한 점수와, 정성적 요인은 인적 요인, 정보제어 요인, 안전성 요인, 품질 요인, 방사선 안전관리 요인, 그리고 보전관리 요인으로 크게 6가지로 추출하여 분석한다.

정성적 요인 중에서 인적 요인은 디지털 방식을 채택한 제어시스템의 인적에러(Human Error)를 방지하며, 정보제어 요인은 신기술을 가미한 첨단 시스템의 소프트웨어의 신뢰성을 보증하기 위함이다.

정성적 요인 중에서 안전성 요인은 격납건물을 중심으로 노심의 안전성과 성능 및 사고위험을 사전에 차단하기 위함이며, 품질 요인은 설비의 부품에 대한 결함유미연에 방지하기 위한 것이다.

정성적 요인 중에서 방사선 안전관리 요인은 인간의 안전을 확보하기 위하여 전체 시스템과 하부시스템과의 조직의 유연성과 신속성을 평가하며, 보전관리 요인은 신형경수로 1400의 수명과 성능을 유지하여 사전에 방사선의 재해를 방지하기 위함이다. 따라서 정량적 요인과 정성적 요인들은 서로가 독립이며, 선형으로 결합하게 된다.

마지막으로 각 요인의 독립적인 중요도를 반영하기 위하여 가중치를 부여하였다.

2.1 정량적 요인의 신뢰도 점수 산정 모형 : QAR_i

정량적 요인의 신뢰도를 평가하는 방법으로는 우리나라에서 개발한 PSA가 세계적으로 우수성이 입증되어 현재 원전에서 널리 적용하고 있다[18]. PSA는 노심손상빈도(PSA Level I) 분석, 방사능 대량 누출빈도(PSA Level II) 분석, 그리고 결말(PSA Level III) 분석으로 분류하여 신뢰도를 계산한다.

노심손상빈도 분석은 가능한 기본사건의 성공/실패의 논리기호와 기능이나 계통의 성공/실패로 이루어진 사건의 추이 및 초기사건들을 조합한다. 초기사건은 유형별로 2차 측에 의한 열제거 증가 및 감소 사고, 원자로 냉각재 유량감소사고, 반응도 및 출력 이상사고, 원자로 냉각재 증가 및 감소 사고, 부계통 및 설비기로부터 방사능 누출사고, 그리고 원자로 정지가 발생하지 않은 경우에 예상되는 과부하 등을 분석한다.

방사능 대량누출빈도 분석은 발전소 손상상태, 격납건물 파손압력 분석, 격납건물 사상수 분석, 방사선 원형 분석, 민감도분석으로 분류하여 분석된다. 특히, 방사선 원형 분석은 격납건물 파손, 사고경위 각각에 대해 방출빈도, 방출 핵종류, 방출량, 방출시기, 방출시간, 방출위치 및 방출에너지를 평가한다.

신형경수로 1400은 방사능 대량누출빈도 분석을 최소

화하기 위하여 원자로 용기의 직접 주입계통을 4 train으로 설계하였으며, 격납건물 내의 재순환 모드, 개스 터빈의 정전사고, 급수상실사고 등의 신뢰성과 안전성을 원자로 설계에 반영하였다[5,11].

결말 분석은 주민의 피폭경로와 오염된 공기의 호흡, 방사능 운의 통과 시 외부 피폭, 침전된 물질에 의한 외부 피폭, 음식물의 섭취 및 재부유 물질의 호흡 등을 분석한다.

본 연구에서는 확률론적 안정성 평가에서 산출된 이용불능도를 계산하고 각 계통을 조합하여 전체 시스템의 이용불능도에서 계량적인 신뢰도를 산출한다.

신형경수로 1400의 정량적 요인에 대한 신뢰도를 정규화 한 식과 기호는 다음과 같다.

$$QAR_i^o = \frac{QAR_i}{QAR_m}, \quad 0 < QAR_i^o \leq 1 \dots\dots\dots (1)$$

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 인적 요인 : AH_i

신형경수로 1400은 제어계통을 디지털 방식으로 설계하기 때문에 HSI(Human System Interface)의 급격한 변화에 대처해야만 하는 첨단 자동화 시스템이다. 따라서 인적에러를 최소화하기 위하여 운전원의 직무와 역할의 변화, 첨단 시스템의 적응에 대한 스트레스 및 생활환경, 설계변경으로 인한 운전원의 운전절차서를 중점적으로 분석해야만 한다. 기존의 연구에 의하면 모든 사고의 중대한 원인으로 인적오류가 88%를 차지하고 있기 때문에 인적 요인은 세밀한 분석을 필요로 한다[12].

그러므로 인적 요인은 인지심리학과 인지공학적 요소(hc₁), 생활변화단위 요소(hl₂), 인간-시스템 교호작용(hi₃), 운전원의 운전절차서(ho₄)로 세분화하여 분석한다.

인적 요인을 각 요소에 가중치를 부여하여 점수화하면 다음과 같다.

$$AH_i = hc_1 + hl_2 + hi_3 + ho_4, \quad 4 \leq AH_i \leq 20 \quad (2)$$

AH_i = 대안으로 등장한 정성적 요인에 대한 인적 요인의 절대평가 점수

hc_1 = 대안으로 등장한 인지심리학과 인지공학의 처리능력에 대한 평가 점수

hl_2 = 대안으로 등장한 생활변화단위 평가 점수

hi_3 = 대안으로 등장한 인간-시스템의 교호작용

ho_4 = 대안으로 등장한 운전원의 운전절차서에 대한 평가 점수

1979년에 TMI(Tree Miles Island) 사고는 운전원이 고압 주입을 부적절하게 중지시켜 노심 저냉각과 핵연료의 손상을 초래하였으며, 이러한 원전사고는 인적오류의 중요성을 심각하게 부각시키는 계기가 되었다. 따라서 기존의 THERP(Technique for Human Error Rate Prediction)는 PSA와 병행하여 지식, 정보처리, 전략적, 동기, 조직 특성 등을 분석하기에는 난점이 따르게 된다.

그러므로 이에 대한 해결방안으로 신형경수로 1400에서는 CREAM 기법(Cognitive Reliability and Error Analysis Method)을 적용하고 있다. CREAM 기법은 직무영향 요인이나 상호의존성의 중요도, 작업상황 등의 인지적 요인이나 심리적 요인을 매우 효율적으로 평가할 수 있는 유용한 기법이다.

이러한 관점에서 볼 때 CREAM 기법은 지식 요소, 정보처리자원 요소, 전략적 요소의 운전원 수행도에 미치는 인지적 요인을 매우 효율적으로 평가할 수 있다[3,5]. 따라서 인지심리학과 인지공학적 요소(hc₁)의 처리능력에 대한 점수는 다음과 같다.

<표 1> 인지심리학과 인지공학적 처리 능력에 대한 점수

APR 1400에서 인지심리학과 인지공학적 처리 능력	판정기준	가중점수 (W _{ji})
인지심리학과 인지공학적 요소를 가미한 체크리스트가 매우 체계적이고 단순하며, 수행도에 매우 민감하게 대처	최우수	5
인지심리학과 인지공학적 요소를 가미한 체크리스트가 체계적이며, 수행도에 민감하게 대처	우수	4
인지심리학을 가미한 체크리스트가 체계적이며, 인지공학적 체크리스트의 절차가 다소 미흡	보통	3
인지심리학과 인지공학적 요소를 가미한 체크리스트의 절차와 대처능력이 다소 미흡	미흡	2
PSA를 바탕으로한 체크리스트가 쓰이며, 현재 부분적으로 사용	폐기	1

hc_{j1} = 대안에서 j상태로 평가된 서브 시스템의 수

W_{j1} = j상태에서 인지심리학과 인지공학적 요소의 체크리스트 평가 점수

$$hc_1 = \frac{\sum_{j=1}^5 hc_{j1} \cdot W_{j1}}{n_1}, \quad 1 \leq hc_1 \leq 5 \dots\dots\dots (3)$$

n_1 = 대안에서 인지심리학과 인지공학적 요소에 대한 총 서브 시스템의 수

산업이 고도로 정보화되고 시스템이 복잡해지면 질수록 인적에러는 그만큼 증가하게 된다. 인적요인 중에서 사고를 유발하는 또 다른 중요한 요소는 불안정한 행동과 자세를 유발하여 재해를 일으키는 것이다. 따라서 신형경수로 1400에서는 인간의 행동, 생활양식, 문화, 그리고 심리적인 면에서 체계적이며 실천적인 재해방지모형이 철실하게 요구되는 시점에 와 있다.

그러나 기존의 연구를 살펴보면, 서양의 생활변화단위 모형(LCU : Life Change Unit Model)은 동양적 사고와 문화 및 생활양식이 다르기 때문에 그대로 적용하기에는 중대한 난점이 따르게 된다.

그러므로 본 연구에서는 우리 실정에 맞는 생활변화단위 모형에 대해 중점적으로 분석한다.

생활변화단위 요소(hl₂)에 대한 가중점수와 평가점수는 다음과 같다.

<표 2> 생활변화단위 평가점수

APR 1400에서 생활변화단위 평가	판정기준	가중점수 (W ₂)
한국형 LCU 모형의 체크리스트가 매우 단순, 체계적, 매우 쉽게 현장에서 적용	최우수	5
한국형 LCU 모형의 체크리스트가 체계적, 현장에 쉽게 적용	우수	4
한국형 LCU 모형의 체크리스트가 체계적, 현장 적용 시 다소 복잡	보통	3
서양의 LCU 모형의 체크리스트가 체계적, 매우 쉽게 현장 적용	미흡	2
서양의 LCU 모형의 체크리스트가 다소 복잡하며, 현장에 적용 시 다소 복잡	폐기	1

hl_{2j} = 대안에서 j상태로 평가된 서브 시스템의 수

W_{2j} = j상태에서 생활변화단위모형의 체크리스트 평가 점수

$$Hl_2 = \frac{\sum_{j=1}^5 hl_{2j} \cdot W_{2j}}{n_2}, \quad 1 \leq hl_2 \leq 5 \dots\dots\dots (4)$$

r₂ = 대안에서 생활변화단위 요소에 대한 총 서브 시스템의 수

공정에서 긴급한 신호에 실패할 확률은 0.001이며, 원자력에서도 마찬가지로 긴급한 신호에 응답할 확률은 0.001이다. 신형경수로 1400은 디지털 방식을 채택하고 있기 때문에 인간과 시스템간의 상호 교호작용에서 신속한 제어방식을 요구하고 있다. 따라서 인간-시스템 교호작용에서는 복잡한 모니터링 수행업무에서의 경계효과, 인간과 컴퓨터 모니터링의 결합, 정신적인 작업부하와 경계에서 사용자의 교호작용에 영향을 주어 인적에

러를 유발 할 수 있다. 따라서 인간-시스템 인터페이스(hi₃) 요소는 상호 교호작용의 수행도에 관하여 분석한다.

인간-시스템 인터페이스의 교호작용(hi₃)에 관한 가중점수와 식은 다음과 같다.

<표 3> 인간-시스템 교호작용의 수행도 점수

APR 1400에서 인간-시스템의 교호작용	기능 상태	가중점수 (W ₃)
인간-컴퓨터 모니터링의 출력이 매우 적으며, 상호 교호작용에 의한 운영체계가 단순하고 매우 적은 범위에서 수행	최우수	5
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

hi_{3j} = 대안에서 j상태로 평가된 서브 시스템의 수

W_{3j} = j상태에서 인간-시스템의 교호작용 평가 점수

$$hi_3 = \frac{\sum_{j=1}^5 hi_{3j} \cdot W_{3j}}{n_3}, \quad 1 \leq hi_3 \leq 5 \dots\dots\dots (5)$$

n₃ = 대안에서 인간-시스템의 교호작용에 대한 총 서브 시스템의 수

신형경수로 1400은 아직 건설 단계에 있으므로 기존의 원자로에서 고장이 발생한 경우를 살펴보면, 1999년도에는 고장 가능성이 큰 증기발생기 세관, 지지핀 등의 기기의 결함을 제외하면, 운전원의 운전절차서를 준수하지 않거나 조작 미숙에 의한 사고가 주류를 이루고 있다[5,6].

2000년도에는 고리 3호기에서 원전의 기동시험 중에 운전원의 실수로 원자로가 정지하였으며, 고리 1호기에서는 운전원이 주급수 차단밸브의 오동작에 의해 원자로가 정지하는 고장이 발생하였다[5,6].

2001년도에는 제어계통에 의한 제어판이나 밸브의 손상과 천재지변에 의한 고장이 주류를 이루고 있다[6]. 따라서 운전원의 운전절차서(ho₄)에 대한 식과 평가점수는 <표 4>와 같다.

ho_{4j} = 대안에서 j상태로 평가된 서브 시스템의 수

W_{4j} = j상태에서 운전원의 운전절차서에 대한 평가 점수

$$ho_4 = \frac{\sum_{j=1}^5 ho_{j4} \cdot W_{j4}}{n_4}, \quad 1 \leq ho_4 \leq 5 \dots\dots\dots (6)$$

n_4 = 대안에서 운전원의 절차서에 대한 총 서브 시스템의 수

<표 4> 운전원의 운전절차서에 대한 평가 점수

APR 1400에서 운전원의 운전절차서	수행상태	기준점수 (W_{j4})
운전절차서에 대한 교육, 훈련이 매우 체계적이며, 절차서에 의한 철저한 준수 운행에 대한 관리 감독이 매우 효율적이고 비정상 시 운전원의 기기 조작능력과 대처능력이 매우 우수	최우수	5
운전절차서에 대한 교육, 훈련이 체계적이며, 절차서에 의한 철저한 준수 운행에 대한 관리 감독이 효율적이고 비정상 시 운전원의 기기 조작능력과 대처능력이 우수	우수	4
운전절차서에 대한 교육, 훈련이 체계적이며, 비정상 시 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 비상 시 운전원의 기기 조작능력이 미흡	폐기	1

그러므로 인적 요인을 효율적으로 정규화 시킨 식과 기호는 다음과 같다.

$$AH_i^o = \frac{AH_i}{AH_m}, \quad 0 < AH_i^o \leq 1 \dots\dots\dots (7)$$

AH_m = 대안 i 중에서 최댓값

AH_i^o = 각 대안 i의 인적 요인에 대한 상대 평가점수

2.3 정성적 요인 중에서 정보제어 요인 : AI_i

원자력 산업에서 소프트웨어 기술의 적용은 다른 공학분야와 마찬가지로 시대적 요구에 부응해야만 한다. 현재 원자력 분야에 소프트웨어의 적용이 용이하지 않았던 주된 이유는 원자력의 안전성과 신뢰성에 미치는 잠재적인 위험 때문이다. 따라서 건설 중에 있는 신형경수로 1400의 디지털 계측제어 시스템에 대한 안전성 및

신뢰성을 확보해야만 하며, 소프트웨어의 품질보증을 평가할 수 있는 지침서와 기술을 개발하는 것이 시급한 과제라 할 수 있다.

신형경수로 1400은 격납건물 내의 원자로를 기동하기 위해 증기냉각로는 초임계압 원자로가 높은 열효율에도 불구하고 조정이 쉬운 반면에 증기 재순환시간이 짧아서 매우 빠른 제어 계통과 함께 컴퓨터에 의한 모니터링이 필요하다. 따라서 제어계통의 원활한 피드백과 정보차원의 유연성을 제공해야만 한다.

그러므로 정보제어요인은 소프트웨어의 제어능력(ic_1), 소프트웨어 기능의 유연성(if_2), 소프트웨어의 유용성(iu_3) 요소를 기능적인 관점으로 분석하려한다.

정보제어 요인을 점수화하면 다음과 같다.

$$AI_i = ic_1 + if_2 + iu_3, \quad 3 \leq AI_i \leq 15 \dots\dots\dots (8)$$

AI_i = 대안으로 등장한 정성적 요인에 대한 정보제어 요인의 절대평가 점수

ic_1 = 대안으로 등장한 소프트웨어의 제어능력 평가 점수

if_2 = 대안으로 등장한 소프트웨어 기능의 유연성 평가 점수

iu_3 = 대안으로 등장한 소프트웨어의 유용성 평가 점수

신형경수로 1400에서는 사고가 발생할 경우에는 거시적인 관점에서 저온, 과압, 그리고 내진 상태에 즉각적으로 대처할 수 있는 제어기능이 신속하게 작동을 해야만이 사고를 미연에 방지할 수가 있는 것이다.

따라서 신형경수로 1400에서 소프트웨어의 제어능력(ic_1)은 격납건물 내에서 기능적으로 분석하였다.

<표 5> 소프트웨어의 제어능력 평가 점수

APR 1400에서 소프트웨어 제어능력	판정기준	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

인간-시스템 모니터링에서는 하위 시스템과 상위 시스템과의 상호 교호작용과 하나의 통합된 시스템으로 운영하기 위해서는 각 서브시스템과의 피드백이 원활하게 이루어져야한다. 따라서 본 절에서는 각 서브시스템에서 소프트웨어의 상호 교호작용에 대한 기능의 유연성(if_2)

을 점수화하며, <표 6>과 같다.

소프트웨어의 유용성(iu_j)은 신기술을 가미한 첨단 자동화 시스템의 원활한 피드백을 위하여 분석되며, <표 7>과 같다.

<표 6> 소프트웨어 기능의 유연성 점수

APR 1400에서 소프트웨어의 기능	기능상태	가중점수 (F_{j2})
다른 서브 시스템과 원활한 피드백과 사고방지의 최소화에 적절하고 신속한 결정기준 제시	최우수	5
다른 서브 시스템과 원활한 피드백과 사고방지의 최소화에 결정기준 제시	우수	4
현재 보편적으로 쓰이며 사고방지의 기준을 제시	보통	3
새로운 프로그램에 적합치 않으며, 사고방지의 기준 분석 미흡	미흡	2
현재 적합치 않으며 쓰이지 않음	폐기	1

F_{j2} = j상태에서 소프트웨어 기능의 유연성 평가 점수

$$if_2 = \frac{\sum_{j=1}^5 if_{j2} \cdot F_{j2}}{n_5}, 1 \leq if_2 \leq 5 \dots\dots\dots (9)$$

n_5 = 대안에서 소프트웨어 기능의 유연성에 대한 총 서브 시스템의 수

<표 7> 소프트웨어의 유용성 점수와 가중치

APR 1400에서 대안으로 등장한 소프트웨어의 유용성	기능상태	가중점수 (U_{j3})
현재 쓰이지 않으나 장래 절실히 요구됨	기대	5
현재 사용 증가추세	안정	4
현재 보편적으로 쓰임	동종	3
산업에서 쓰이나 폐기단계	구식	2
현재 쓰이지 않으며 새로운 계획프로그램에 적합치 않음	쇠퇴	1

iu_j = 대안에서 j상태로 평가된 서브 시스템의 수

U_j = j상태에서 소프트웨어 유용성 평가 점수

$$iu_2 = \frac{\sum_{j=1}^5 iu_{j3} \cdot U_{j3}}{n_6}, 1 \leq iu_3 \leq 5 \dots\dots\dots (10)$$

n_6 = 대안에서 소프트웨어 유용성에 대한 총 서브 시스템의 수

그러므로 정보제어 요인을 효율적으로 정규화 시킨 식과 기호는 다음과 같다.

$$AI_i^o = \frac{AI_i}{AI_m}, 0 < AI_i \leq 1 \dots\dots\dots (11)$$

AI_m = 대안 i 중에서 최댓값

AI_i^o = 각 대안 i의 정보제어 요인에 대한 상대 평가 점수

2.4 정성적 요인 중에서 안전성 요인 : AS_i

안전성 요인은 설계단계에서 폐기단계까지 생애수명 동안에 발생할 수 있는 모든 잠재요인을 격납건물을 주 대상으로 하여 분석한다. 따라서 안전성 요인은 격납건물에서 이상이 발생하는 경우에 인간과 환경에 치명적인 손상을 줄 수 있는 요소들을 중점적으로 분석하게 된다.

그러므로 안전성 요인은 위험 가능성(sp_1), 비상디젤발전기(EDG : Emergency Diesel Generator)의 신뢰도(se_2), 핵폐기물저장소(sw_3) 요소로 구분하여 분석하려 한다.

안전성 요인에 대하여 점수화 한 식은 다음과 같다.

$$AS_i = sp_1 + se_2 + sw_3, 0 \leq AS_i \leq 14 \dots\dots\dots (12)$$

AS_i = 대안으로 등장한 정성적 요인 중에서 안전성 요인의 절대평가 점수

sp_1 = 대안으로 등장한 위험가능성 점수

se_2 = 대안으로 등장한 비상디젤발전기의 신뢰도 평가 점수

sw_3 = 대안으로 등장한 핵폐기물저장소의 평가 점수

<표 8> 위험가능성 평가 점수

APR 1400에서 위험 가능성	판정 기준	총점수
방사선 누출, 안전성에 전혀 영향이 없는 정상적 운전상태	안전에 무관	4
운전원 실수, 기기고장, 안전대책의 결여로 운전상의 이상상태	이상상태	3
작업자 파괴폭 5렘이상, 기술상, 안전 추가고장으로 사고가능성 내재	고장	2
핵분열 생성물의 일부가 외부로 누출되어 조사선량율이 0.5렘, 작업자 조사선량이 100렘, 방사선 비상계획의 부분수정이 요구되는 사고	중요설비사고	1
핵분열 생성물과 많은 노심과편으로 한 국가 이외에 광범위한 지역으로 방사선 누출에 의한 인간 및 환경에 치명적인 사고	대형사고	0

국제원자력기구에서는 크게 발전소 외부의 주민에게 까지 방사선이 중대하게 미치는 4등급에서 7등급까지를 사고로 나타내며, 방사능 오염이 발전소 내부에 국한되는 1등급에서 3등급까지를 고장이라 하며, 안전성과는 상관없이 정상운전으로 간주되는 0등급을 등급이하로 판정한다. 따라서 위험가능성 요소(sp1)는 신형원자로의 기본 설계사양과 국제원자력기구가 제시하는 사고 기준을 바탕으로 점수화한다.

신형경수로 1400에서 정상교류전력이 상실되면 이에 대한 즉각적인 비상 전력을 공급해 주어야 한다. 그렇지 않을 경우에는 원자로 잔열제거, 비상 노심 냉각 및 격납건물의 열제거, 증기냉각로의 압력계통 등의 안전기능의 수행에 이상이 발생하여 심각한 사고를 유발하기 때문에 가급적 빠른 시간에 전력을 공급해 주어야만 한다. 기존의 영광원전 5, 6호기에서 EDG의 신뢰도는 각각 97.62%, 97.65%로 산출되었다. 따라서 이 신뢰도를 기준으로 신형경수로 1400의 EDG를 평가한다.

그러므로 신형 경수로 1400의 신뢰성을 안정적으로 유지하기 위한 비상디젤발전기의 신뢰도(se2) 점수와 식은 다음과 같다.

<표 9> 비상디젤발전기의 신뢰도 평가 점수

APR 1400에서 비상디젤발전기의 신뢰도	기능상태	총 점 수
97.8% 이상	최우수	5
97.7-97.8% 미만	우수	4
97.6-97.7% 미만	보통	3
97.5-97.6% 미만	미흡	2
97.5% 미만	불량	1

원전에서 사용한 핵연료의 반감기는 수 만년이지만 현재 포장용기의 수명은 최고 2000년으로 사용한 핵연료의 반감기를 대폭 줄일 수 있는 핵변환 기술이 요구된다. 또한, 우리 나라는 사용후의 핵연료가 매년 596ton 씩 쏟아지고 있기 때문에 총 저장능력이 9천 830ton인 현재의 수용능력으로는 2000년 말에 포화상태가 된다. 따라서 이에 대한 시급한 대책으로 중간저장소를 건설함과 동시에 방사능 측정장비를 갖추어야만 한다[5].

그러므로 핵폐기물저장소의 저장능력과 방사능 측정장비를 평가하는 핵폐기물저장소(sw3) 요소에 대한 점수는 다음과 같다.

<표 10> 핵폐기물저장소 대한 평가 점수

APR 1400에서 핵폐기물저장소의저장능력	판정기준	총점수
방사능 누출에 전혀 영향이 없으며, 중간저장소의 부지확보가 안정적, 자동 방사능 측정장비 보유	최우수	5
방사능 누출에 영향이 없으며, 중간저장소의 부지확보가 안정적, 반자동 방사능 측정장비 보유	우수	4
방사능 누출에 영향이 없으며, 중간저장소의 부지확보가 다소 부족, 반자동 방사능 측정장비 보유	보통	3
방사능 누출에 잠재 영향이 있으며, 중간저장소의 부지확보가 다소 부족, 수동 방사능 측정장비 보유	미흡	2
방사능 누출에 영향이 있으며, 중간저장소의 부지확보가 다소 부족, 수동 방사능 측정장비 미보유	불량	1

안전성 요인을 정규화하기 위하여 대안 i 중에서 최댓값으로 나누어준 상대 점수치로 정규화 시킨 식과 기호는 다음과 같다.

$$AS_i^o = \frac{AS_i}{AS_m}, 0 < AS_i^o \leq 1 \dots\dots\dots (13)$$

AS_m = 대안 i 중에서 최댓값

AS_i^o = 각 대안 i에 대한 안전성 요인의 상대평가 점수

2.5 정성적 요인 중에서 품질 요인 : AQ_i

신형경수로 1400에서는 첨단 자동화 시스템을 지원하는 소프트웨어의 품질 특성, 품질보증계획과 전사적인 관점에서의 전사적 품질관리(TQM : Total Quality Management), 그리고 원자로 내에서 펌프와 밸브의 이음새 역할을 수행하는 볼트와 클립의 부식을 방지하기 위한 재료의 유용성을 분석, 평가해야 만이 복잡한 품질정보시스템에서 발생할 수 있는 사고를 미연에 방지할 수 있다.

그러므로 품질 요인은 소프트웨어의 품질 특성(qs₁) 요소, 펌프와 밸브의 이음새역할을 하는 볼트나 클립의 유용성(qv₂), 품질보증계획과 전사적 품질관리(qm₃)로 분석한다.

품질 요인을 평가하기 위한 식은 다음과 같다.

$$AQ_i = qs_1 + qv_2 + qm_3, 0 \leq AQ_i \leq 9 \dots\dots\dots (14)$$

AQ_i = 대안으로 등장한 정성적 요인에 대한 품질 요인의 절대평가 점수

qs_1 = 대안으로 등장한 소프트웨어의 품질 평가점수
 qv_2 = 대안으로 등장한 볼트나 클립의 유용성 평가 점수
 qm_3 = 대안으로 등장한 품질보증계획과 TQM을 위한 평가 점수

소프트웨어의 품질(qs_1) 요소는 소프트웨어의 품질 특성의 결합으로 고장을 유발하는 사항들을 평가한다.

<표 11> 소프트웨어의 품질을 위한 평가 점수

APR 1400에서 소프트웨어의 품질 특성	모 수	가중점수치
정밀성에 대한 품질이 양호	qs_{j1}	1
정밀성에 대한 품질이 비 양호	qs_{j1}	0
적절성에 대한 품질이 양호	qs_{j1}	1
적절성에 대한 품질이 비 양호	qs_{j1}	0
설치성에 대한 품질이 양호	qs_{j1}	1
설치성에 대한 품질이 비 양호	qs_{j1}	0
제거성에 대한 품질이 양호	qs_{j1}	1
제거성에 대한 품질이 비 양호	qs_{j1}	0
성숙성에 대한 품질이 양호	qs_{j1}	1
성숙성에 대한 품질이 비 양호	qs_{j1}	0

qs_{j1} = 대안의 j상태에서 서브시스템의 소프트웨어 수
 S_{j1} = j상태에서 소프트웨어의 품질 특성에 대한 평가 점수

$$qs_1 = \frac{\sum_{j=1}^{10} (qs_{j1} \cdot S_{j1})}{n_7}, \quad 0 \leq qs_1 \leq 5 \dots\dots\dots (15)$$

n_7 = 대안에서 소프트웨어의 품질에 대한 총 서브 시스템의 소프트웨어 수

볼트나 클립의 유용성(qv_2) 요소는 원자로 내의 누수 원인에 직접적인 원인을 제공하는 재료의 품질에 대한 부식방어프로그램이나 이러한 재료의 품질을 철저히 분석, 평가하여 사전에 재해를 예방해야만 한다.

볼트나 클립의 유용성을 평가하기 위한 식은 다음과 같다.

<표 12> 볼트나 클립의 유용성 점수와 가중치

APR 1400에서 볼트나 클립의 유용성	모 수	가중점수치
볼트나 클립의 내구성, 보전성에 대한 품질이 양호	qv_{j21}	1
볼트나 클립의 내구성, 보전성에 대한 품질이 비 양호	qv_{j21}	0
재료에 대한 부식방어프로그램의 수행도가 양호	qv_{j22}	1
재료에 대한 부식방어프로그램의 수행도가 비 양호	qv_{j22}	0

qv_{j21} = 대안의 j상태에서 서브 시스템의 수
 qv_{j22} = 대안의 j상태에서 서브 시스템의 수
 V_{j21} = 대안의 j상태에서 서브 시스템 상태 1의 점수
 V_{j22} = 대안의 j상태에서 서브 시스템 상태 2의 점수

$$qv_2 = \frac{\sum_{j=1}^2 (qv_{j21} \cdot V_{j21}) + \sum_{j=1}^2 (qv_{j22} \cdot V_{j22})}{n_8}, \quad 0 \leq qv_2 \leq 2 \dots\dots\dots (16)$$

n_8 = 대안에서 볼트나 클립에 대한 총 서브 설비의 수

품질보증을 수행하기 위한 필요한 지식, 검토, 감사 기준, 소프트웨어의 능력 등을 절차서를 중심으로 분석해야하며, 이러한 품질을 평가할 수 있는 항목들이 체계적으로 기술되어야한다. 그리고 품질관리를 지속적으로 향상시키거나 유지시키기 위하여 전사적인 관점에서 TQM을 실시해야만 한다. 따라서 품질보증과 TQM(qm_3)에 대한 평가점수는 다음과 같다.

<표 13> 품질보증계획의 절차서와 TQM 평가점수와 가중치

APR 1400에서 품질보증과 TQM	모 수	가중점수치
품질보증계획의 절차서가 양호	qm_{j31}	1
품질보증계획의 절차서가 비 양호	qm_{j31}	0
TQM의 운영상태가 양호	m_{j32}	1
TQM의 운영상태가 비 양호	m_{j32}	0

qm_{j31} = 대안의 j상태에서 서브 시스템의 품질보증계획 절차서의 수
 M_{j31} = 대안의 j상태에서 서브 시스템의 상태 1의 점수

M_{j32} = 대안의 j상태에서 TPM의 평가점수

$$qm_3 = \frac{\sum_{j=1}^2 (qm_{j31} \cdot M_{j31})}{n_9} + M_{j32}, \quad 0 \leq qm_3 \leq 2 \dots\dots\dots (17)$$

n_9 = 대안에서 총 서브 시스템의 수

따라서 품질 요인을 정규화 한 식과 기호는 다음과 같다.

$$AQ_i^0 = \frac{AQ_i}{AQ_m}, \quad 0 < AQ_i^0 \leq 1 \dots\dots\dots (18)$$

AQ_m = 대안 i 중에서 최댓값

AQ_i^0 = 각 대안 i의 품질 요인을 체계화하여 정리한 상대평가 점수

2.6 정성적 요인 중에서 방사선 안전관리 요인 : AR_i

신형경수로 1400에서 방사선 안전관리의 목적은 방사선이 누출되는 경우에 인간의 안전을 확보하는 데 있다. 그리고 관리 대상은 직업적으로 방사능을 취급하고 있는 근로자와 방사선 시설 밖에 있는 우리 국민이다.

그러므로 방사선 안전관리는 방사선 장애 방재 조치(rp₁), 방사선 안전관리 조직(ro₂)으로 분류하여 분석한다. 따라서 방사선 안전관리 요인을 평가하기 위한 식은 다음과 같다.

$$AR_i = rp_1 + ro_2, 0 \leq AR_i \leq 3 \dots\dots\dots (19)$$

AR_i = 대안으로 등장한 정성적 요인에 대한 방사선 안전관리 요인의 절대평가 점수

rp₁ = 대안으로 등장한 방사선 장애 방재 조치를 위한 평가 점수

ro₂ = 대안으로 등장한 방사선 안전관리 조직의 평가 점수

방사선 안전관리를 효율적으로 수행하기 위해 선원관리, 환경관리, 개인관리의 3가지로 구분하여 방사선 장애 방재 조치를 수행한다.

선원관리는 방사선을 발생하는 선원을 사용하는 그 자체를 관리하는 것이며, 환경관리는 선원관리의 철저한 지도, 감독과 방사선 발생에 이상이 없다는 것을 확인하기 위해 수반하는 모든 활동을 의미한다. 그리고 개인관리는 개인의 피폭선량이 적절한 관리상태 하에 있다는 것을 보장하기 위해 수행되는 활동을 말한다.

그러므로 방사선 장애 방지조치(rp₁)는 이러한 3가지의 철저한 준비와 계획 하에 수행되어야만 하며, 이에 대한 점수와 식은 다음과 같다.

rp_{j11} = 대안의 j상태에서 서브 시스템의 방사선 장애 방재 조치 수

P_{j11} = 대안의 j상태에서 서브 시스템의 방사선 장애 방재를 위한 평가점수

$$rp_1 = \frac{\sum_{j=1}^2 (rp_{j11} \cdot P_{j11})}{n_{10}}, 0 \leq rp_1 \leq 1 \dots\dots\dots (20)$$

n₁₀ = 대안에서 서브시스템의 방사선 장애 방재 조치 총 수

<표 14> 방사선 장애 방재 조치에 대한 평가점수와 가중치

APR 1400에서 방사선 장애 방재 조치	모수	가중점수치
방사선량 및 방사성 오염 측정, 건강진단, 피폭관리 조치, 방출량 및 피폭방사선량에 대한 안전성 양호	rp _{j11}	1
방사선량 및 방사성 오염 측정, 건강진단, 피폭관리 조치, 방출량 및 피폭방사선량에 대한 안전성 비 양호	rp _{j11}	0

방사선 안전관리 조직은 전체 조직과 서브조직과의 원활한 피드백에 의한 조직의 유연성을 극대화하여 신속한 지휘체계와 방사선 안전관리를 효율적으로 수행하기 위함이다.

그러므로 전체 조직에서 방사선 안전관리 조직의 역할과 수행도는 매우 중요한 위치에 있으며, 서브시스템을 구성하는 안전원의 수행도에 결정적인 영향을 미치게 된다. 따라서 방사선 안전관리 조직(ro₂)를 평가하기 위한 점수와 식은 다음과 같다.

<표 15> 방사선 안전관리 조직의 수행도 점수와 가중치

APR 1400에서 방사선 안전관리 조직의 수행도	모수	가중점수치
서브 시스템과 방사능 안전관리 조직의 수행도가 양호	ro _{j21}	1
서브 시스템과 방사능 안전관리 조직의 수행도가 비 양호	ro _{j21}	0
조직내의 역할분담에 의한 방사능 장애 방지의 임무수행이 양호	ro _{j22}	1
조직내의 역할분담에 의한 방사능 장애 방지의 임무수행이 비 양호	ro _{j22}	0

ro_{j21} = 대안의 j상태에서 방사선 안전관리 서브 조직의 상태 1

ro_{j12} = 대안의 j상태에서 방사선 안전관리 서브 조직의 상태 2

O_{j21} = 대안의 j상태에서 방사선 안전관리 서브 시스템의 상태 1의 점수

O_{j22} = 대안의 j상태에서 방사선 안전관리 서브 시스템의 상태 2의 점수

$$ro_2 = \frac{\sum_{j=1}^2 (ro_{j21} \cdot O_{j21}) + \sum_{j=1}^2 (ro_{j22} \cdot O_{j22})}{n_{11}}, 0 \leq ro_2 \leq 2 \dots\dots\dots (21)$$

n₁₁ = 대안에서 방사선 안전관리 조직에 대한 총 서브 조직의 수

따라서 방사선 안전관리 요인을 정규화 한 식과 기호는 다음과 같다.

$$AR_i^o = \frac{AR_i}{AR_m}, 0 < AR_i^o \leq 1 \dots\dots\dots (22)$$

AR_m = 대안 i 중에서 최댓값

AR_i^o = 각 대안 i의 방사선 안전관리 요인을 체계화하여 정리한 상대평가 점수

2.7 정성적 요인 중에서 보전관리 요인 : AP_i

신형경수로 1400의 이용률이 90%로 향상됨에 따라 신기술을 가미한 설비의 성능을 최대한으로 유지, 관리하기 위해서는 전사적 생산보전 체제(TPM : Total Productive Maintenance)로 전환하여 설비의 고장예방 및 성능의 유지를 전사적 관점에서 관리해야만 한다.

따라서 본 절에서는 계획예방을 위한 TPM(pp_1)과 각 서브시스템에서 보전계획(ps_2)으로 평가하며, 보전관리 요인을 평가하기 위한 식은 다음과 같다.

$$AP_i = pp_1 + ps_2, 0 \leq AP_i \leq 6 \dots\dots\dots (23)$$

AP_i = 대안으로 등장한 정성적 요인에 대한 보전관리 요인의 절대평가 점수

pp_1 = 대안으로 등장한 계획예방을 위한 TPM에 대한 평가점수

ps_2 = 대안으로 등장한 각 서브시스템의 보전계획에 대한 평가점수

<표 16> 계획예방을 위한 TPM 평가 점수

APR 400에서 계획예방을 위한 TPM	판정기준	총 점수
계획예방 정지일수가 연간 25일 미만이며, 자주보전에 의한 제안제도가 매우 우수하며, 보전정보의 피드백이 원활	최우수	5
계획예방 정지일수가 연간 25일-27일 미만이며, 자주보전의 제안제도가 우수하며, 보전정보의 활용이 가능	우수	4
계획예방 정지일수가 연간 27일-29일 미만이며, 자주보전에 의한 제안제도가 가능하며, 보전정보의 활용이 가능	보통	3
계획예방 정지일수가 연간 29일-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

신형경수로 1400의 대보수정지기간은 연간 10일 이하, 불시정지는 연간 2.4일 이하로 설정하고 있으며 이러한 설정 목표는 기존의 고리와 울진 원자력 발전소의 연간 정지일 수가 각각 2.5일과 1.2일로 나타나 있어 이미 신형경수로 1400의 목표를 달성하고 있다[11].

그러나 신형경수로 1400은 핵연료의 장전주기를 18-24개월의 재장전 주기로 설계되었기 때문에 42일을 18개월의 재장전 주기로 하여 연간으로 환산하면 연간 28일이 된다. 따라서 신형경수로 1400에서 계획예방정지일수가 25일이기 때문에 이에 대한 세밀한 분석과 설비의 성능을 유지하면서 계획예방 정지일수를 줄일 수 있는 신기술과 보전 체제를 확립해야만 한다[5].

그러므로 계획예방의 TPM을 평가하기 위한 판정기준과 점수는 다음과 같다.

신형경수로 1400에서 전사적 보전체제를 효율적으로 운영하기 위해서는 각 서브 시스템에서 보전계획이 무엇보다도 중요하다. 그리고 각 서브시스템에서 보전계획을 평가하는 결정인자가 평균고장간격(MTBF : Mean Time Between Failure)이다.

그러므로 각 서브시스템의 보전계획을 위한 평가점수와 식은 다음과 같다.

<표 17> 보전계획을 위한 평가 점수와 가중치

APR 1400에서 보전계획	모 수	가중점수치
각 서브시스템에서 부품별로 MTBF의 추정치 용이	ps_{j21}	1
각 서브시스템에서 부품별로 MTBF의 추정치 비합리적	ps_{j21}	0

ps_{j21} = 대안의 j상태에서 서브 보전계획의 상태 1

S_{j21} = 대안의 j상태에서 서브 보전계획의 상태 1의 점수

$$ps_2 = \frac{\sum_{j=1}^2 (ps_{j21} \cdot S_{j21})}{n_{j2}}, 0 \leq ps_2 \leq 1 \dots\dots\dots (24)$$

n_{j2} = 대안에서 각 서브시스템의 보전계획의 수

따라서 보전관리 요인을 효율적으로 정규화 시킨 식과 기호는 다음과 같다.

$$AP_i^o = \frac{AP_i}{AP_m}, 0 < AP_i^o \leq 1 \dots\dots\dots (25)$$

AP_m = 대안 i 중에서 최댓값

AP_i^o = 각 대안 i의 보전관리 요인에 대한 상대평가 점수

그러므로 PSA에서 정량적으로 산출한 계량적인 신뢰도와 정성적 요인인 인적 요인, 정보제어 요인, 안전성 요인, 품질 요인, 방사선 안전관리 요인, 그리고 보전관

리 요인은 각각의 가중치를 부여하면 다음과 같이 선형 결합으로 나타나게 된다.

$$\begin{aligned}
 \text{TAR}_i &= A_1 \cdot \text{QAR}_i^o + A_2 \cdot \text{AH}_i^o + A_3 \cdot \text{AI}_i^o + A_4 \cdot \text{AS}_i^o \\
 &+ A_5 \cdot \text{AQ}_i^o + A_6 \cdot \text{AR}_i^o + A_7 \cdot \text{AP}_i^o, \quad 0 < \text{TAR}_i \leq 7 \dots\dots\dots (26) \\
 &= A_1 \cdot \left(\frac{\text{QAR}_i}{\text{QAR}_m} \right) + A_2 \cdot \left(\frac{\left(\sum_{j=1}^5 (hc_{j1} \cdot W_{j1}) + \sum_{j=1}^5 (hl_{j2} \cdot W_{j2}) + \sum_{j=1}^5 (hi_{j3} \cdot W_{j3}) + \sum_{j=1}^5 (ho_{j4} \cdot W_{j4}) \right)}{n_1 \quad n_2 \quad n_3 \quad n_4} \right) \\
 &+ A_3 \cdot \left(\frac{\left(ic_1 + \frac{\sum_{j=1}^5 (if_{j2} \cdot F_{j2})}{n_5} + \frac{\sum_{j=1}^5 (iu_{j3} \cdot U_{j3})}{n_6} \right)}{\text{AI}_m} \right) + A_4 \cdot \left(\frac{sp_1 + se_2 + sw_3}{\text{AS}_m} \right) \\
 &+ A_5 \cdot \left(\frac{\left(\frac{\sum_{j=1}^{10} (qs_{j1} \cdot S_{j1})}{n_7} + \frac{\sum_{j=1}^2 (qv_{j21} \cdot V_{j21}) + \sum_{j=1}^2 (qv_{j22} \cdot V_{j22})}{n_8} + \frac{\sum_{j=1}^2 (qm_{j31} \cdot M_{j31})}{n_9} + M_{j32} \right)}{\text{AQ}_m} \right) \\
 &+ A_6 \cdot \left(\frac{\left(\frac{\sum_{j=1}^2 (rp_{j11} \cdot P_{j11})}{n_{10}} + \frac{\sum_{j=1}^2 (ro_{j21} \cdot j_{21}) + \sum_{j=1}^2 (ro_{j22} \cdot O_{j22})}{n_{11}} \right)}{\text{AR}_m} \right) + A_7 \cdot \left(\frac{\left(pp_1 + \frac{\sum_{j=1}^2 (ps_{j21} \cdot S_{j21})}{n_{12}} \right)}{\text{AP}_m} \right)
 \end{aligned}$$

여기서 TAR_i 는 불확실한 상황에서 신행경수로 1400을 위해 체계적이며 합리적으로 정리 정돈한 i 대안의 총 점수이며, $A_1, A_2, A_3, A_4, A_5, A_6, A_7$ 은 각 요인의 비중을 부여한 가중치이다.

3. 결 론

신행경수로 1400은 방사능 누출에 의한 인간 및 자연 환경의 치명적인 손상을 극도로 최소화하기 위해 신기술을 가미한 첨단 자동화시스템이다. 주목할 만한 점은 디지털 제어방식에 의한 인간-기계 정보시스템(MMIS : Man-Machine Interface System)을 채택하고 있다. 따라서 운영적인 면에서 불 때 설비 및 제어기능이 매우 복잡하고 정교하기 때문에 인적어러는 그만큼 증가하게 된다. 또한, 소프트웨어나 품질정보 면에서 더욱더 세밀한 분석을 요구하게 된다.

그러므로 본 연구는 정성적인 면에서 재해를 유발할 수 있는 잠재 위험 요인을 인적 요인, 정보제어 요인,

안전성 요인, 품질 요인, 방사선 안전관리 요인, 그리고 보전 요인으로 구분하여 세밀하고 체계적인 분석, 평가를 수행하였다. 따라서 본 연구의 실행으로 기대되는 효과는 다음과 같다.

첫째, 신행경수로 1400에서 잠재위험이 내재되어있는 6가지 정성적 요인 즉, 인적 요인, 정보제어 요인, 안전성 요인, 품질 요인, 방사선 안전관리 요인, 그리고 보전 요인으로 점수산정에 의한 정규화 모형을 통하여 합리적이고 구체적으로 체계적인 평가를 할 수 있는 통합적인 신뢰성 평가 모형을 개발하였다.

둘째, MMIS에서 발생할 수 있는 인적어류, 소프트웨어의 제어기능, 품질정보에 대한 세밀한 분석을 수행하였다.

셋째, 본 연구의 통합적인 신뢰성 평가 모형은 실제 현장에서 매우 쉽고 간단하게 신뢰성 평가 지표로 적용할 수 있다.

마지막으로 추후에 연구과제로는 방사선 안전관리와 보전관리에 대해 보다 더 세밀한 분석이 요구된다.

참고문헌

[1] 강영식의 4인, 시스템안전공학(개정·증보판), pp. 10-248, 태성, 2000.

[2] 강영식의 2인, 설비신뢰성공학, pp. 1-186, 동화기술, 2000.

[3] 강영식의 5인, 인간공학, pp. 38-130, 신광, 2001.

[4] 강영식, “원자력발전소에서 정성적 요인을 고려한 신뢰성 평가”, 한국산업경영시스템학회지, 23(54) : 157-177, 2000.

[5] 강영식, “신형경수로 1400을 위한 신뢰성 평가”, 한국산업안전학회지, 16(3) : 125-134, 2001.

[6] 과학기술부, “원전 특별안전점검 결과”, 과학기술부 공보실, 2002.

[7] 김시달의 4인, “원자력발전소의 정량적인 안전 해석을 위한 사건수목 기법의 응용”, 산업안전학회지, 15(2) : 126-135, 2000.

[8] 김장렬의 5인, “차세대 원자로 디지털 계측제어 안전소프트웨어 품질보증 계획 평가절차서”, 한국원자력연구소, pp. 1-92, 2000. 3.

[9] 이장수의 5인, “차세대 원자로 디지털 계측제어 소프트웨어 안전성 계획 평가절차서”, 한국원자력연구소, pp. 1-71, 2000. 5.

[10] 정원대의 2인, “원자력발전소 오류분석을 위한 직무 분석 방법의 개발 및 직무유형 분류”, 한국산업안전학회지, 16(4) : 168-174, 2001.

[11] 한국전력연구원 신형원전개발센터, “종합사업현황 및 계획(APR 기술개발Ⅱ)”, 한국전력연구원, pp. 1-16, 2000.

[12] Bird, F.; Management Guide to Loss Control, Institute Press, Atlanta, 1974.

[13] B., Kaufer and J. A., Murphy; “OECD nuclear energy agency activities in risk assesment,” Safety and Reliability(Rotterdam), 2; 1493-1498, 1999.

[14] B. H. Kantowitz; “Selecting Measures for Human Factors Research,” The Human Factors Society, 34(4) : 387-398, 1992.

[15] N. D., Moisisdis and M. D., Ratiu; “Pump and Valve Fastener Serviceability in PWR Nuclear Facilities,” Transactions of the ASME, 118 : 38-41, 1996.

[16] 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.

[17] R. Parasurman; “Human-Computer Monitoring,” The Human Factors Society, 29(6) : 695-706. 1987.

[18] USNRC; “PRA Procedures Guide, A Guide to the Performance of Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plants,” NUREG/CR-2300, 1983. 1.