Journal of the Korean Society of Safety, Vol. 30, No. 4, pp. 174-180, August 2015
Copyright@2015 by The Korean Society of Safety (pISSN 1738-3803, eISSN 2383-9953) *All right reserved.* *http://dx.doi.org/10.14346/JKOSOS.2015.30.4.174*

원자력 안전문화의 정량화 방법론 개발

제무성† · 한기윤

한양대학교 원자력공학과

(2015. 4. 28. 접수 / 2015. 8. 4. 수정 / 2015. 8. 10. 채택)

Development of A New Methodology for Evaluating Nuclear Safety Culture

Moosung Jae† · Kiyoon Han

Department of Nuclear Engineering, Hanyang University

(Received April 28, 2015 / Revised August 4, 2015 / Accepted August 10, 2015)

Abstract : This study developed a Safety Culture Impact Assessment Model (SCIAM) which consists of a safety culture assessment methodology and a safety culture impact quantification methodology. The SCIAM uses safety culture impact index (SCII) to monitor the status of safety culture of the NPPs periodically and it uses relative core damage frequency (RCDF) to present the impact of safety culture on the safety of the NPPs. As a result of applying SCIAM to the reference plant (Kori 3), the standard for the healthy safety culture of the reference plant is suggested. SCIAM might contribute to improve the safety of the NPPs (Nuclear Power Plants) by monitoring the status of safety culture periodically and presenting the standard of healthy safety culture.

Key Words : safety culture, PSA, minimal cutsets, risk, safety culture impact index, safety culture impact assessment model

1. 서 론

전 세계 많은 고 위험도 산업에서의 주요 사고들에 대한 사고검토보고서에 의하면 조직의 안전문화가 사고에서 중요한 역할을 한다고 명시하고 있다[1]. 안전문화란 용어는 1986년 체르노빌 원전 사고 이후에 사고 원인의 분석과 사고예방에 대한 대책을 세우기 위해 구성된 국제원자력 안전자문단(INSAG)에서 처음으로 사용되었다. 그 정의는 “안전 문제가 무엇보다 최우선의 관심사임을 스스로 다짐하는 조직과 개인의 자세와 품성이 결집된 것”으로, 조직의 강건한 안전문화 형성은 발전소의 안전성을 증진시키는데 필수적이다[1].

그러나 안전문화 평가방법은 평가자의 주관적의 의견이 많이 들어갈 수 있어 숙련된 평가자가 아니면 안전문화 평가의 일관성을 유지하기가 어려우며, 안전문화 평가주기가 매우 길어지게 되면 이로 인하여 안전문화 품질의 저하로 인한 사건, 사고를 예방하는데 한계점이 있다. 또한 안전문화가 발전소의 안전성에 미치는 영향 관계를 설명하지 않기 때문에 안전문화 저하로 인한 발전소 위험도의 변화를 측정할 수가 없다.

본 논문에서는 이러한 안전문화 평가방법의 단점을 보완하기 위해 새로운 안전문화 평가모델인 안전문화 영향평가모델을 개발하였으며 이 모델은 안전문화 영향지수와 안전문화 영향평가방법론으로 구성되어 있다. 본 연구에서 정의한 안전문화 영향지수는 발전소의 안전문화 건전성을 나타내기 위한 지표로써 안전문화 평가의 일관성을 확보할 수 있으며 주기적으로 안전문화 상태를 모니터링하여 안전문화 저하로 인한 사건을 예방하기 위해 사용될 수 있다. 안전문화 영향평가방법론에서는 안전문화가 발전소의 안전성에 미치는 영향을 설명하고 확률론적 안전성평가(PSA)의 노심손상빈도(CDF)를 사용하여 안전문화의 영향을 정량화한다.

2. 안전문화 영향지수

2.1 안전문화지표

안전문화지표란 한 조직에서 안전문화의 수준, 특성

† Corresponding Author : Moosung Jae, Tel : +82-2-2220-4729, E-mail : jae@hanyang.ac.kr
Department of Nuclear Engineering, Hanyang University, 222, Wangsimni-ro, Seongdong-gu, Seoul 04763, Korea

혹은 상태를 살펴보기 위해 설정하는 지표로서 이를 통해 한 조직의 안전문화의 건전성을 파악하고, 취약점이 있을 경우 문제가 발생하기 전에 개선할 수 있도록 하기 위한 것으로 안전문화에 대한 실천방법을 강구하는데 있어 기초자료라고 할 수 있다[1].

본 연구에서는 안전문화지표를 주기적으로 모니터링하기 위한 평가지표를 개발하였다. 이 지표는 일반적으로 선행지표와 후행지표로 구분할 수 있다. 선행지표는 안전문화의 취약성의 징후를 조기에 감지하기 위한 지표이고, 후행지표는 이러한 취약성의 징후의 결과로 인해 시간적으로 뒤늦게 나타나는 지표이다. 본 연구에서는 안전문화의 취약성으로 인한 사건 및 사고를 방지하는 것을 목적으로 하기 때문에 평가지표로써 선행지표만을 선택하였다. 안전문화평가지표를 개발하기 위해 IAEA와 한국원자력안전기술원의 평가지표[5]들을 참고하였으며 관련 문헌들에서 제시되지 않는 평가지표에 대해서 본 연구를 통하여 종합적으로 평가지표를 구분하여 Table 1과 같이 제시하였다.

개발된 안전문화평가지표는 횟수 및 비율로 표현이 되어 각 평가지표들은 점수로 표현된다. 비율로 표현되는 평가지표들은 이것들을 점수화하기 위한 기준이 설정되어있는 반면에 횟수로 표현되는 평가지표들은 점수화하기 위한 기준을 설정하는 것에 어려움이 있기 때문에 이 평가지표들은 K. Oien이 제안한[1] 각 조직의 데이터 수집을 통한 상대비교로 점수화하였다.

Table 1. Safety culture indicators

Top Indicators	Indicators	Evaluation Indicators
1. Personal Responsibility	1.1 Compliant	Technical guidelines and procedures violations
2. Effective communication	2.1 Safety Information Exchange	Safety-related Meetings
3. Safety values and behaviors Leadership	3.1 Resources	The ratio of current personnel and quota in department of safety
	3.2 Safety Inspection	Inspection of director, vice president and manager
	3.3 Incentive	Safety-related Prize giving
	3.4 Emphasizes safety	Meetings organized by director, vice president and manager.
4. Continuous Learning	4.1 Operating experience	Operation experience and reflected informations
	4.2 Self-evaluation	Self-evaluation
	4.3 Training	Safety training time
5. Problem identification and resolution	5.1 Problem Check	Safety inspections
	5.2 Trends	Repeat the same field of safety performance indicators decreased
6. Work Process	6.1 Task Management	Modify temporary work plan
	6.2 Documenting	The ratio of revised procedures in revising period

2.2 AHP 분석 방법론 및 안전문화지표 가중치평가

개발된 안전문화지표가 발전소의 안전성에 미치는 영향의 크기는 각각 다르기 때문에 이를 반영하기위해 Analytic Hierachy Process(AHP) 분석 방법론을 이용하여 안전문화지표에 대한 가중치 평가를 수행하였다.

AHP는 다수의 속성들을 계층적으로 분류하여 각 속성의 중요도를 파악함으로써 최적의 대안을 선정하는 기법으로 정량적으로 분석이 어려운 요소의 가중치를 구하는데 응용될 수 있다. 수행 절차는 비교 대상의 구조화 단계, 쌍대비교 단계, 가중치 도출 단계로 이루어져 있다.

첫 번째 구조화 단계는 가중치를 도출하고자 하는 대상들을 몇 개의 계층 또는 네트워크 형태로 표현하는 단계로 강건한 안전문화를 유지하기위해 중요한 안전문화지표의 순위를 도출하였다. 두번째 쌍대비교 단계는 각 계층에 포함된 하위 목표 또는 평가기준으로 표현되는 평가요소들을 두 개씩 짝을 지어 바로 상위 계층의 목표를 기준으로 쌍대비교 하는 단계로 각 계층의 지표들에 대한 쌍대비교를 수행하였다. 세 번째 가중치 도출 단계에서는 쌍대비교를 수행한 항목들을 행렬로 나타내고 이 행렬을 수식적으로 계산하여 가중치를 계산하며 본 연구에서는 Table 2와 같이 쌍대비교의 결과를 행렬로 변환하여 AHP 프로그램으로 가중치를 도출하였다. 정량화는 설문을 통하여 Matrix 계산이 가능한 Excel 프로그램을 이용하여 수행하였다.

Table 2. Weights of the indicators for safety culture assessment

Top Indicators	Weighting	Ranking	Indicators	Weighting	Total weighting
1. Personal Responsibility	0.400	1	1.1 Compliant	1.000	0.400
2. Effective communication	0.036	6	2.1 Safety Information Exchange	1.000	0.036
3. Safety values and behaviors Leadership	0.050	5	3.1 Resources	0.535	0.027
			3.2 Safety Inspection	0.241	0.012
			3.3 Incentive	0.118	0.006
			3.4 Emphasizes safety	0.107	0.005
4. Continuous Learning	0.101	4	4.1 Operating experience	0.297	0.030
			4.2 Self-evaluation	0.540	0.055
			4.3 Training	0.163	0.016
5. Problem identification and resolution	0.202	3	5.1 Problem Check	0.750	0.152
			5.2 Trends	0.250	0.051
6. Work Process	0.211	2	6.1 Task Management	0.667	0.141
			6.2 Documenting	0.333	0.070

2.3 안전문화 영향지수 정의

본 연구에서는 안전문화지표의 점수와 가중치를 활용하여 발전소의 안전문화 건전성을 표현하기 위한 지표로써 새로운 용어인 안전문화 영향지수를 정의하였다. 안전문화 영향지수는 안전문화지표의 점수와 안전문화지표의 가중치를 합산하여 나타내며 다음과 같이 표현된다.

$$SCII = \sum_i R_i \times W_i \quad (1)$$

SCII(Safety Culture Impact Index): 안전문화 영향지수
Ri: 안전문화지표 i의 점수(0 - 10)
Wi: 안전문화지표 i의 가중치이다.

3. 안전문화 영향평가방법론

Swiss Cheese Model[2)]은 사고의 원인과 결과에 관한 여러 가지 이론 중 오늘날 가장 타당하게 받아들여지는 모델로써 원자력, 항공, 병원 등 여러 가지 산업에서 일어날 수 있는 사고를 예방하기 위해 사용되고 있다. 사고의 원인은 불안전한 행위, 불안전한 행위를 유발하는 조건, 불안전한 감독 그리고 조직의 시스템과 프로세스로 나누어진다. 직접적인 원인을 제외하고 나머지 원인들은 스위스 치즈의 구멍처럼 사고가 날 수 있는 잠재적 결함으로 존재하고 있다가 이 결함들이 동시에 나타날 때 사고가 발생하게 된다. 이러한 구멍이 생기게 되는 과정을 설명하는 것이 조직 사고 모델이다. 조직 사고 모델에서는 이러한 구멍이 생기게 되는 과정을 크게 두 가지로 설명하고 있다[2)]. 첫 번째는 조직 인자 및 작업 인자들의 영향으로 구멍이 생기는 경우로써 이는 잠재적인 조건에 의한 영향을 설명한다. 두 번째는 불안전한 행동에 의해 생기는 구멍으로써 이는 작업자가 조직 인자에 영향을 받는 작업 인자의 영향에 의해 불안전한 행동을 하게 된다고 설명한다.

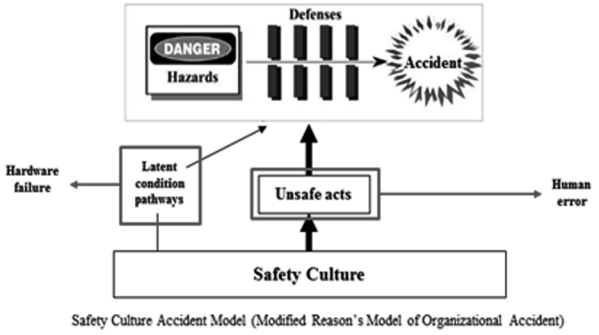

Fig. 1. An accident model associated with nuclear safety culture.

안전문화는 조직에 의해 형성이 되므로 안전문화 결여에 의한 사고 또한 조직 사고 모델로 설명할 수가 있다. 조직 사고 모델을 참고하여 안전문화 사고 모델을 개발하였으며 이는 Fig. 1과 같다.

조직 사고 모델과 같이 단계적인 실패에 영향을 주는 요인들은 잠재적인 조건 및 불안전한 행동이다. 잠재적인 조건에 의한 영향은 PSA 모델의 기기 실패에 해당된다. 초기사건 발생 시 이를 완화하기 위한 기기들의 잠재적인 오류가 존재한다면 초기사건 완화에 실패할 수가 있다. 반면에 불안전한 행동은 PSA 모델의 인간 오류에 해당된다. 초기사건 발생 시 이를 완화하기 위한 조치들이 운전원의 불안전한 행동에 의해 실패할 수가 있다. 본 연구에서는 이 두 가지 영향을 고려하여 안전문화가 노심손상빈도에 미치는 영향을 정량화 하였으며 이를 나타내기 위한 지표로써 Relative Core Damage Frequency(RCDF)를 정의하였다. 새로 정의한 RCDF는 안전문화영향에 의한 상대적인 노심손상빈도 증가율로서 다음과 같은 식으로 표현된다.

$$RCDF = \sum_{i=1}^{2} RCDF_i \quad (2)$$

$$RCDF_i = \frac{CDF_i(SC) - CDF}{CDF} \times 100 \quad (3)$$

i=1: 기기고장(HW), i=2: 인간오류(HE)
CDFi(SC): 안전문화의 영향을 고려한 노심손상빈도
CDF: 기존 PSA 모델의 노심손상빈도

3.1 안전문화가 기기실패에 미치는 영향평가

안전문화가 기기실패에 미치는 영향은 잠재적인 영향으로 그것을 파악하기는 어렵다. 이러한 잠재적인 영향은 개별적인 기기 실패 사건에서 나타나는 것이 아니라 공통요인을 공유하고 있는 기기 실패 사건 사이에서 나타날 것이다. 예를 들어 같은 계통에서 운전되고 있는 펌프가 두 개가 있다. 이 두 개의 펌프에 대한 관리가 잘되고 있고 이 펌프들을 관리하는 정비원의 교육훈련이 잘되어있는 경우 두 개의 펌프의 고장 확률은 실제의 고장 확률보다 작을 것이다. 여기서 정비원들에 대한 교육훈련 수준은 두 개의 펌프 고장에 대한 공통원인 및 잠재적인 오류의 원인으로 작용할 수 있다. 이러한 원인 때문에 PSA 모델 고장수목의 기본사건 사이에는 상관관계가 존재하게 된다. 이와 같은 원인들을 파악하여 안전문화의 영향을 정량화하기 위해 Common Uncertainty Source(CUS) 방법론[3)]을 사용하였다. 논문에 따르면 모든 입력변수들이 대수정규분

포를 따르고 있다면 기본사건 i의 확률변수 X_i가 식 (4)와 같이 n+1개의 확률변수의 곱으로 표현된다고 증명하였다.

$$X_i = m_i X_{i0} \prod_{j=1}^{n} X_{.j}^{\sigma_{ij}/\sigma_{.j}} \tag{4}$$

$$\mu_{ij} = 0 \tag{5}$$

$$\sum_{j=0}^{n} \sigma_{ij}^2 = \sigma_i^2 \tag{6}$$

X_{i0}는 X_i의 독립적인 불확실도 근원(uncertainty source)에 의한 영향을 나타내며 $X_{ij}(j \neq 0)$은 X_i에 대한 j번째 CUS의 영향을 나타낸다. 여기서 X_{ij}는 위 식 (5)와 식 (6)의 μ_{ij}와 σ_{ij}을 가지는 대수정규분포이다. X_{1j}, $X_{2j}, \ldots, X_{kj}$ 중 하나의 대수정규분포 확률변수를 reference로 선택하고 이 변수를 $X_{.j}$로 표시한다.

ρ_{ij}(correlation fraction coefficient)는 다음 식7과 같이 정의된다. ρ_{ij}는 X_i에 대한 CUS j의 영향 비율이며 다음 식8을 만족한다.

$$\rho_{ij} = \sigma_{ij}^2 / \sigma_i^2 \tag{7}$$

$$\sum_{j=0}^{n} \rho_{ij} = 1 \tag{8}$$

ρ_{ij}값을 구한다음에 σ_{ij}을 다음 식 (9)를 사용하여 구할 수 있다.

$$\sigma_{ij} = \sigma_i \sqrt{\rho_{ij}} \tag{9}$$

CUS 방법론에서 중요한 것은 ρ_{ij}을 구하고 각 기본사건들의 CUS를 정의하는 것이다. CUS를 정의함으로써 각 기본사건 사이의 공통적인 원인을 파악할 수 있으며 ρ_{ij}를 구함으로써 공통적인 원인의 영향의 크기를 알 수가 있다.

CUS 방법론에서 같은 공통원인을 공유하고 있는 기기를 확인하기 위해 정의 되는 것이 CUS이며 이러한 공통원인의 영향의 크기를 나타내는 변수가 ρ_{ij}이다. 안전문화가 PSA모델의 기기실패에 미치는 영향을 고려하기 위해 먼저 CUS를 정의하였다. 공통원인을 공유하고 있는 기기를 확인하기위해 정의된 CUS는 기기, 계통, 고장모드이며 기본사건을 분류한 예시는 Table 3에 나타내었다.

Table 3. Basic event category example

Basic event	Mean	EF	Component code(j=1)	Systme code(j=2)	Failure mode(j=3)
AFTP0019RS	3.51E-02	8.6	12	1	2

여기서 기기코드 12는 터빈 구동 펌프(TP: Turbine-Driven Pump)를 뜻하고 계통코드 1은 보조급수계통(AF: Auxiliary Feedwater System)을 뜻한다. 그리고 고장모드 2는 운전실패(R: Running failure)를 뜻한다. 이것은 PSA모델의 기본사건 명명법에 따라 표현된 기본사건들의 기기코드, 계통코드, 고장모드를 숫자로 표현하였다.

다음으로 안전문화의 영향의 크기를 나타내는 ρ_{ij}값을 구하기 위해 다음과 같은 가정을 하였다. 앞에서 언급하였듯이 PSA모델에서는 각 기본사건이 독립이라고 가정하고 있기 때문에 최소단절군(minimal cut sets)의 평균값을 과소추정하고 있다. 그러므로 발전소의 안전문화 수준이 가장 높을 때 이 과소 추정된 값을 사용하기 위해 기본사건이 독립이라는 가정을 내포하고 있으므로 안전문화 수준이 가장 낮을 때 기본사건 사이에 완전 상관관계가 존재한다고 가정할 수 있다. 안전문화 영향지수의 값이 10점일 때 기본사건들은 완전 독립이며, 안전문화 영향지수의 값이 0점일 때 기본사건들은 완전 상관관계를 가지게 된다. 이러한 가정을 기반으로 여러 가지 유틸리티 곡선이 가능하지만 방법론의 실현성을 보여주기 위하여 안전문화와 ρ_{ij}가 선형의 반비례 관계로 가정하였으며 이 여구에서는 식 (10)이 사용되었다.

$$\rho_{i1} = \rho_{i2} = \rho_{i3} = \frac{10 - SCII}{30} \tag{10}$$

$$\rho_{i0} = 1 - \sum_{j=1}^{n} \rho_{ij} \ (n \leq 3) \tag{11}$$

위의 식에서 SCII는 안전문화 영향지수를 뜻한다. PSA 모델의 최소단절군 안에 기본사건들의 공통원인들은 정의된 CUS에 의해 찾을 수 있으며 안전문화 영향지수에 따른 변수인 ρ_{ij}에 따라 새로운 최소단절군의 평균값을 구할 수가 있다.

3.2 안전문화가 인간오류에 미치는 영향평가

최근 원자력발전소에 대한 보고[4]에 의하면 심각한 사고의 80%가 인적 실수 인해 발생하고 이 80% 중 70%가 그 조직인자에 의한 것이며 나머지 30%가 개인의 실수로 인한 것이라 한다. 이와 같이 조직의 결함 및 안전문화가 사고에서 인간오류에 미치는 영향이 크지만 현재 PSA 수행 체계에서는 개인의 실수에 초점을 맞춘 인간신뢰도분석방법을 사용하여 발전소의 인

간오류를 평가하기 때문에 이를 완벽하게 반영하지 못하고 있다.

본 연구에서는 안전문화의 영향을 인간오류에 반영하기 위해 Success Likelihood Index Methodology(SLIM)에서 사용하는 정량화 방법을 사용하였다[5]. SLIM은 인간신뢰도분석 분야에서 사용되는 방법론으로써 특정 업무에 대한 인간오류확률을 정량화한다. SLIM 방법론에서 사용되는 수행특성인자로는 스트레스 수준, 절차서의 적절성, 직무 복잡도, 교육훈련 수준 등이 있다. 같은 수행특성인자를 가지는 작업들을 그룹화 한 후 인간신뢰도 분석 전문가의 의견에 기초하여 각 수행특성인자의 등급을 1-9 사이로 설정하고 등급의 합이 1이 되도록 정규화시켜서 사용되고 있다. 그 다음 수행특성인자의 중요도를 할당하는데 이 때 쓰이는 방법 중 하나가 AHP 분석 방법론이다. 수행특성인자의 등급과 중요도가 설정되면 식12를 사용하여 성공률지수(SLI : Sucess Likelihood Index)를 구할 수 있다[5].

$$SLI = \sum_i R_i W_i \tag{12}$$

위 식에서 R_i는 수행특성인자의 등급이며 W_i는 수행특성인자의 가중치이다. 다음과 같이 구해진 SLI는 식13을 사용하여 인간오류확률(HEP)로 환산될 수 있다.

$$Log(HEP) = a \times SLI + b \tag{13}$$

상수 a와 b는 비슷한 작업의 인간오류확률에 기초하여 계산하거나 전문가의 의견에 의해 결정된다. 이 확률에 대한 경계값은 SLI가 0과 1일 때 해당하는 상한값과 하한값이다. 그러므로 상한값과 하한값을 알고 있을 때에는 식14에 의해 인간오류확률값을 계산할 수 있다.

$$HEP = UB^{1-SLI} \times LB^{SLI} \tag{14}$$

UB는 인간오류확률의 상한값이며 LB는 인간오류확률의 하한값이다. SLIM 방법론은 위의 식 (14)를 사용하여 기존의 인간오류 확률에 조직인자의 영향을 고려하여 평가하고 있다. 이를 응용하여 안전문화 수준이 가장 낮을 시에는 기존 인간오류확률의 상한값을 사용하고 안전문화 수준이 가장 높을 시에는 하한값을 사용하여 안전문화의 영향을 정량화 할 수 있다. 이 방법을 적용하여 안전문화가 인간오류에 미치는 영향을 정량적으로 평가하였다.

PSA 모델의 인간오류확률은 불확실도 평가를 위해 대수정규분포로 표현되어있으며 각 인간오류확률의 평균값, 상한값, 하한값이 사용된다. 안전문화가 인간오류에 미치는 영향을 정량화하기 위해 아래의 식(15)를 정의하였다.

$$New\ HEP = UB^{1-SLI} \times Mean^{SLI} \tag{15}$$

New HEP는 안전문화의 영향을 고려한 인간오류확률이고 UB는 기존 인간오류확률의 상한값, Mean은 기존 인간오류 확률의 평균값이다. 안전문화가 기기실패에 미치는 영향을 평가할 때 안전문화 영향지수의 값이 10점일 때 기존의 최소단절군의 평균값을 사용하는 것으로 가정하였다. 그러므로 인간오류에 미치는 영향을 평가할 때 위의 가정과 일관성을 갖기 위해 안전문화 영향지수의 값이 10점일 때 기존의 인간오류 확률값을 사용하고, 안전문화 영향지수의 값이 0점일 때 상한값을 사용한다. 위의 식에서 변수인 SLI는 다음 식을 사용하여 구할 수가 있다.

$$SLI = SCII/10 \tag{16}$$

여기서 SCII는 안전문화 영향지수를 뜻한다. SLIM에서 SLI는 수행특성인자의 등급과 가중치의 곱을 합산하여 구한다. PSA 모델의 인간오류확률은 수행특성인자가 고려된 확률이므로 SLIM을 적용할 시 수행특성인자의 역할을 안전문화지표가 할 수 있다. 안전문화지표의 등급과 가중치의 곱을 합산한 것이 안전문화 영향지수이므로 최대 점수가 10점인 안전문화영향지수를 1로 정규화하면 SLI를 얻을 수가 있다.

4. 안전문화의 정량적 영향평가

안전문화 영향평가모델(SCIAM : Safety Culture Impact Assessment Model)은 안전문화 영향지수와 안전문화 영향평가방법론을 통합한 모델이다. 이 모델에서는 객관적인 발전소의 데이터를 사용하여 안전문화지표들의 점수를 표현하고 이 지표들의 점수와 가중치를 합산하여 안전문화 영향지수로 표현한다. 안전문화 영향지수가 발전소 PSA 모델의 기기 실패와 인간오류에 영향을 주며 이러한 영향의 결과로써 새로운 척도인 RCDF를 정의하고 계산을 수행하였다. 이 노심손상빈도의 증가율인 RCDF가 일정 기준 값을 초과하면 그 조직의 안전문화 건전성이 유지 되지 않고 있다고 판단하여 안전문화지표가 개선될 수 있게 기초자료를 제공한다. 이 RCDF 값을 참조원전에 적용하여 앞서 설명한 방법으로 정량화하였다.

안전문화 영향지수는 안전문화지표의 점수와 가중치를 사용하여 구할 수 있으며 안전문화지표의 점수는 앞에서 설명한 간단한 수식을 이용하여 구할 수가 있다. 하지만 안전문화 영향평가방법론의 RCDF를 구하

기 위해서는 복잡한 수식을 풀어야하며 PSA모델의 많은 양의 최소단절군을 재계산하여야 하기 때문에 본 연구에서는 C언어와 C#언어 기반의 프로그램을 개발하였다.

안전문화 영향평가모델을 참조원전에 적용하기 위해서는 먼저 참조원전의 발전소 데이터를 사용하여 참조원전의 안전문화지표 점수를 계산하여야 한다. 하지만 본 연구에서 제시한 안전문화평가지표들을 발전소 운영자 고유의 자료이므로 데이터 획득에 어려움이 있다. 그러므로 본 연구에서는 안전문화 영향지수의 변동에 따른 RCDF를 계산하여 발전소 안전문화 건전성의 지표인 안전문화 영향지수의 기준 값을 도출하는 것을 목적으로 하였다. 안전문화 영향평가방법론을 시범 적용하기 위해 먼저 참조원전을 선정하였다. 참조원전인 고리3호기의 2008년 PSA 모델을 사용하였다[7].

참조원전 PSA모델의 최소단절군을 SAREX 코드를 사용하여 구하였으며 최소단절군의 개수는 51,212개, 기본사건의 개수는 1,239개이다. 안전문화가 기기실패 및 인간오류에 미치는 영향을 정량화하여 새로운 최소단절군의 확률이 계산되고 새로운 최소단절군에 의해 RCDF가 계산된다. 본 연구에서 개발된 프로그램을 사용하여 안전문화 영향지수에 따른 RCDF를 구한 결과는 Table 4에 나타내었다. 안전문화 영향에 의한 RCDF의 증가에는 인간오류의 기여가 기기 실패보다 크므로 안전문화가 기기실패보다 인간오류에 미치는 영향이 크다. 또한, 안전문화 영향지수가 가장 낮을 때에는 가장 높을 때에 비하여 노심손상빈도 값이 약 4배가 높아진다는 결과를 얻을 수가 있다. IAEA의 기준에 따르면 기존 원전일 경우 노심손상빈도가 1E-04 미만, 신형원전일 경우 노심손상빈도가 1E-05 미만으로 유지해야 한다고 명시하고 있다[6]. Table 4에 따르면 기존 원전인 고리 3호기의 경우 안전문화 영향지수가 가장 낮은 수준이어도 IAEA의 기준을 충족한다. 그러나 보수적으로 신형원전에 대한 기준을 적용할시 이에 부합하기 위해서는 안전문화 영향지수를 7.5이상으로 유지해야 한다는 결과를 얻을 수가 있다.

Table 4. RCDF of the reference plant

SCII	RCDFHW	RCDFHE	RCDF	CDF(SC)
10	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	7.32E-06
7.5	4.28E+00	2.96E+01	3.39E+01	9.79E-06
5	1.00E+01	7.69E+01	8.69E+01	1.37E-05
2.5	1.81E+01	1.55E+02	1.73E+02	2.00E-05
0	3.05E+01	2.89E+02	3.19E+02	3.07E-05

5. 결 론

원자력 안전문화는 발전소 운영에 있어 원자력 안전을 최우선으로 하는 발전소 종사자들의 태도와 행동으로 정의가 된다. 본 연구에서는 기존의 안전문화 평가체계의 단점을 보완하는 새로운 안전문화 평가모델을 개발하였다. 개발된 안전문화 평가모델인 안전문화 영향평가모델은 조직의 안전문화 수준을 주기적으로 모니터링하기 위한 지표로서 안전문화 영향지수를 사용하고 안전문화가 발전소의 안전성에 미치는 영향을 정량화하기 위해 일반적으로 원전의 리스크 척도로 사용되고 있는 노심손상빈도의 증가율인 RCDF를 사용한다. 이 RCDF을 구하기 위해서는 PSA모델의 많은 양의 최소단절군을 재계산해야 되기 때문에 이를 계산하기 위해 C#언어 기반의 프로그램을 개발하였다. 개발된 프로그램을 사용하여 안전문화 영향평가모델을 참조원전에 적용한 결과 참조원전의 경우에는 신형 원전에 대한 IAEA의 기준을 만족하기위해서는 안전문화 영향지수를 7.5이상으로 유지해야한다는 결과를 얻을 수 있었다.

기존의 안전문화 평가는 조직의 안전문화의 취약점만을 제시하지만 본 연구에서 개발된 안전문화 영향평가모델은 조직의 강건한 안전문화를 형성하는데 필요한 기준을 제시한다는 것에 의의가 있다. 본 연구에서 개발된 안전문화 영향평가모델은 발전소의 안전문화 상태와 그 영향을 주기적으로 모니터링하여 원자력 발전소의 안전성을 증진시키는데 기여할 수 있을 것이다. 향 후 이 개발된 모델의 검증과 초기사건 빈도의 영향을 반영하는 추후 연구가 필요한 것으로 사료된다.

감사의 글: 이 연구는 산업부 KETEP(Korea Institute of Energy Technology Evaluation and Planning)의 지원(과제번호 2013T100200058-B)을 받아 수행된 연구입니다.

References

1) K. Oien, “A Framework for the Establishment of Organizational Risk Indicators”, Reliability Engineering and System Safety, Vol. 74, Issue 2, pp. 147-167, 2001
2) J. Reason, “Managing the Risks of Organizational Accidents”, Aldershot, 1997.
3) Q. Zhang, “A General Method Dealing with Correlations in Uncertainty Propagation in Fault Trees”, Reliability Engineering and System Safety, Vol. 26, Issue 3, pp.

231-247, 1997.
4) IAEA, “Managing Human Performance to Improve Nuclear Facility Operation, in Nuclear Energy Series”, 2014.
5) K. S. Park and J. I. Lee, “A New Method for Estimating Human Error Probabilities: AHP-SLIM”, Reliability Engineering and System Safety, Vol. 93, Issue 4, pp. 578-587, 2008.
6) IAEA, “Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants”, Specific Safety Guide No. SSG-3, 2010.
7) KEPCO E&G, “Probabilistic Safety Assessments for Kori 3 Nuclear Power Plants”, PSA Report, 2008.