2000 춘계학술발표회 논문집
한국원자력학회

엔트로피 개념을 사용한 비상운전절차서의 절차 단계 복잡도 평가에 관한 연구

Development of the Step Complexity Measure for Emergency Operating Procedures using Entropy Concepts

박진균*, 정원대, 김재환, 하재주
한국원자력연구소, 종합안전평가팀, 대전 유성우체국 사서함 150
*e-mail: kshpjk@nanum.kaeri.re.kr

요 약

비상운전절차서의 절차 단계 복잡도를 평가하기 위해 엔트로피 개념을 사용한 평가척도를 개발하였다. 개발된 평가척도를 검증하기 위한 평가가 수행되었고, 적합성 평가 결과 개발된 평가척도는 절차 단계 복잡도를 비교적 타당하게 정량화할 수 있다고 판단된다.

ABSTRACT

The measure that can evaluate step complexity of emergency operating procedures is developed. To verify appropriateness of developed measure, some comparative evaluations were performed. From these comparisons, it can be concluded that developed measure reasonably quantifies the degree of step complexity.

I. 서 론

현재 가동중인 원자력 발전소의 경우 많은 종류의 증상기반 비상운전절차서(symptom-based emergency operating procedure)가 사용되고 있다. 이 증상기반 비상운전절차서는 비상상태시 급격히 증가할 수 있는 운전원들의 작업부하(workload) 감소를 통해 원자력 발전소의 안전성을 향상시키는데 그 목적이 있기 때문에, 비상시 운전원이 수행해야 하는 직무들이 일련의 절차 단계(procedure step) 형태로 운전원들에게 제공된다. 그러나 이러한 증상기반 비상운전절차서는 원자력 발전소의 필수안전기능(critical safety function)들을 운전원의 절차 단계 수행과 동시에 감시하도록 요구하고 있다 [1]. 이는 비상시 운전원들은 절차서에 기술된 절차 단계를 이해한 후 이들을 수행해야 할 뿐 아니라 필수안전기능들의 위반 여부를 동시에 감시해함을 의미하기 때문에, 운전원들의 작업부하가 과중하게 될 수 있는 가능성을 여전히 포함하고 있다 [2-4].

이러한 문제점을 해결하기 위해, 비상운전절차서의 개발 및 개선에 있어서 "비상운전절차서는 그 내용을 운전원이 쉽고 명확히 이해할 수 있도록 구성되어야 한다" 또는 "비상운전절차서는 운전원들이

주어진 직무를 적절한 작업부하 및 직무수행시간 안에서 수행할 수 있도록 구성되어야 한다" 등과 같은 요건들이 강조되고 있다 [5, 6].

또한 운전원들의 오류(error)를 유발하는 많은 원인들 중 절차서가 주된 원인으로 부각됨에 따라 [10, 11], 위의 요건들을 정성적으로 평가하기 위한 많은 checklist 들이 제안되었다 [7-9]. 그러나 이러한 checklist 를 통한 평가는 사용하기 쉽다는 것과 같은 많은 장점이 있기는 하지만 평가자의 경험이나 지식수준에 따라 그 결과가 매우 주관적일 수 있다는 점과 평가를 수행하더라도 비상운전절차서가 위의 요건에 합당하도록 개발되었는지 확신할 수 없다는 단점을 가지고 있다. 비록 이러한 checklist 평가의 단점을 보완하기 위해, "비상운전절차서의 적합성은 mock-up 시험이나 발전소 실사(walk-through)를 통해 증명되어야 한다"와 같은 요건이 추가적으로 강조되기는 하지만 이러한 방법들은 본질적으로 많은 시간, 인력 및 비용이 투입되어야 하기 때문에 여러 번 또는 상세한 평가가 매우 어려운 상황이다. 따라서 운전원들이 수행해야 하는 절차 단계에 대한 복잡도(즉, 복잡한 절차 단계일수록 운전원의 작업부하 및 단계 수행시간이 증가할 것이기 때문에)를 개략적으로나마 평가할 수 있는 방법이 있다면, 본격적인 mock-up 또는 발전소 실사 전에 이를 적용하여 시간, 인력 및 비용 등을 크게 절약할 수 있을 것이다.

본 연구에서는 소프트웨어 공학에서 소프트웨어 복잡도(software complexity)를 평가하기 위해 사용되는 엔트로피 평가척도(entropy measure)를 사용하여, 비상운전절차서의 절차 단계 복잡도(step complexity; SC)를 정량적으로 평가할 수 있는 방법을 개발하였다. 또한, SC 평가척도의 적합성을 검증하기 위해 임의의 절차 단계에 대해 예측된 SC 값들을 대표적인 주관적 직무부하 평가 방법인 NASA-TLX (NASA task load index)를 통해 얻은 값들 및 full-scope simulator 에서 얻은 절차 단계 수행시간과 비교하였다.

이러한 비교를 통해 NASA-TLX 및 평균 절차 단계 수행시간은 SC 값과 비교적 잘 일치하는 것으로 판명되었기 때문에, SC 평가척도는 비상운전절차서 절차단계의 복잡도를 평가하기위한 방법으로 사용될 수 있다고 판단된다.

II. 비상운전절차서의 일반적인 특성과 절차 단계 복잡도 인자

증상기반 비상운전절차서의 일반적인 특성은 크게 1) 전체적인 비상운전절차서의 구조, 2) 절차 단계의 수행 논리 및 3) 계속수행단계(continuous action step) 또는 비순차적 단계(floating step)로 구분될 수 있다 [1].

II.1 비상운전절차서의 전체적인 구조

일반적으로 원자력 발전소에서 발생할 수 있는 사고들은 두가지 범주로 구분될 수 있다 [12, 13]. 첫번째 범주는 과거의 운전경험 및 다양한 연구를 통해 사고에 대한 현상이 비교적 잘 알려진 설계기준사고(design basis accident; DBA)로, 이러한 종류의 사고들은 사고 발생 초기에 정확하게만 진단되면 사고를 효율적으로 완화/회복시킬 수 있는 일련의 절차 단계를 구성할 수 있기 때문에, 비상운전절차서의 최적화가 가능하게 된다. 이러한 사고로는 냉각재 상실사고(loss of coolant accident; LOCA) 및 증기발생기 세관파단(steam generator tube rupture; SGTR) 등을 들 수 있다.

원자력 발전소에서 발생할 수 있는 또 다른 범주의 사고들은 계측기 고장이나 복합사고 등이 원인이 되어 발생하는 것들로서, 그 현상이 매우 복잡하고 관련된 연구들도 거의 없기 때문에 최적화된

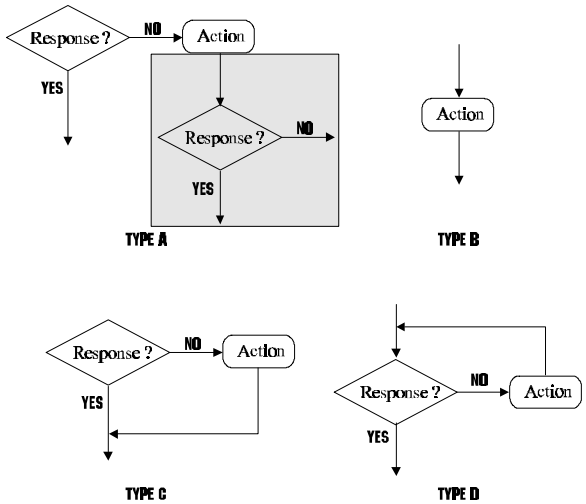
비상운전절차서를 구성할 수 없다. 이러한 범주에 속하는 사고들은 주급수 및 보조급수의 완전상실 등이 포함되고, 이러한 사고의 발생에 대비하여 일방관류냉각(once-through cooling; OTC 또는 feed and breed) 절차서가 운전원에게 제공된다.

이러한 두가지 범주에 포함되는 사고들을 모두 고려하기 위해, 증상기반 비상운전절차서는 최적복구절차서(optimal recovery guideline; ORG) 및 기능회복절차서(functional recovery guideline; FRG)를 제공하고 있다. 여기에서 ORG 는 첫번째 범주에 포함되는 사고들에 대해 적용되는 절차서이고 FRG 는 두번째 범주에 포함되는 사고들에 적용되는 절차서이다. 일반적으로 ORG 는 원자력 발전소를 고온정지상태까지 유도하기 위한 최적화된 절차 단계들로 구성되는 반면 FRG 는 특별한 사고를 고려하는 대신 발전소의 필수안전기능(critical safety function; CSF)들의 상태를 유지하기 위한 절차 단계들로 구성된다.

이러한 비상운전절차서의 구성에 의하면 운전원은 ORG 를 수행하면서 동시에 CSF 의 상태를 확인하여, 만일 CSF 상태가 악화될 경우 곧바로 FRG 를 수행해야 한다. 이러한 사실은 운전원들이 현재 수행중인 ORG 의 절차 단계에 관련된 정보들 뿐 아니라 FRG 에 관련된 정보들도 동시에 감시해야 함을 의미하기 때문에 [1, 14], 운전원이 감시해야 하는 정보의 양이 늘어날 수 있고 극단적인 경우 운전원의 직무부하가 급격히 증가할 수 있는 가능성을 포함하게 된다.

II.2 절차 단계의 논리적 수행 구조

앞에서 이미 언급한 바와 같이, 비상운전절차서는 ORG 와 FRG 로 구성되어 있고, 이들은 다시 다양한 사고상황에 대처하기 위한 여러가지 절차서(procedure)를 포함하고 있다. 각각의 절차서는 많은 수의 절차 단계를 포함하고, 각 절차 단계에는 운전원이 수행해야 할 운전원 조치사항들이 two-column 형태로 기술되어 있다. 여기에서 왼쪽 column 은 현재 원자력 발전소의 상태를 기술하고 있는 "예상 반응 및 조치" 부분이고 오른쪽 column 은 "예상 반응 및 조치" 사항들이 불만족 될 경우 운전원들이 취해야 하는 조치사항들을 기술하는 "불만족시 조치 사항" 부분이다. 따라서 운전원은 왼쪽 column 부분에 기술된 조건들이 만족될 경우 그 다음 운전원 조치사항들을 수행해야 하고, 그렇지 못할 경우에는 오른쪽 column 에 있는 조치사항들을 수행해야 한다. 이러한 절차 단계 수행순서는 그림 1 과 같이 크게 네가지 형태로 구분될 수 있다 [15].



< 그림 1. 전형적인 절차 단계 수행순서 >

II.3 계속수행 단계 (또는 비순차적 단계)

증상기반 비상운전절차서의 또 다른 특징은 계속수행 단계 또는 비순차적 단계로 알려진 특별한 절차 단계이다. 앞에서 설명한 바와 같이, 일반적인 절차 단계들은 순차적으로 (1.0 단계 → 2.0 단계 → ..) 수행되는 반면, 계속수행 단계는 기존의 수행순서와는 관계없이 어떤 시점에서나 수행될 수 있는 절차 단계를 의미한다 [12, 13, 16]. 이러한 계속수행단계는 증상기반 비상운전절차서의 특성상 필연적인 것으로, 이는 제한된 증상들만을 가지고 다양한 종류의 사고들에 적용될 수 있는 절차서를 구성해야 하기 때문이다. 예들 들어, LOCA 는 사고 특성에 따라 대형/중형 LOCA (large/medium break LOCA) 및 소형 LOCA (small break LOCA)로 세분될 수 있다. 이때 대형/중형 LOCA 의 경우에는 원자로 냉각재 펌프(reactor coolant pump; RCP)의 운전이 발전소의 안전성에 큰 영향을 미치지 않지만, 소형 LOCA 의 경우에는 RCP 가 운전될 경우 노심손상빈도(core damage frequency)가 크게 증가하게 된다 [12]. 그러나 비상운전절차서에는 한 개의 LOCA 절차서만 제공되기 때문에 이런 미묘한 차이를 적절히 고려할 수 없게 된다. 따라서 이 문제를 해결하기 위해 LOCA 절차서를 수행하다가 소형 LOCA 로 판단되는 즉시 RCP 를 정지시키는 절차 단계를 수행할 수 있도록 계속수행 단계를 도입할 필요가 있다. 일반적으로 이러한 계속수행 단계는 발전소 설계특성, 운전 전략, 경제성 및 안전성 등과 같은 다양한 요인으로 결정되게 된다.

II.4 절차 단계 복잡도에 영향을 주는 인자

지금까지 절차 단계 복잡도에 영향을 줄 수 있는 인자들이 많이 연구 및 보고되고 있다 [7, 15, 17-22]. 이러한 인자들을 살펴보면, 앞에서 설명한 바와 같이, 증상기반 비상운전절차서의 특성상 절차 단계 수행에 필요한 정보의 양이나 절차 단계 수행논리 및 절차 단계에 포함된 운전원 조치사항들의 수 등과 같은 것들이 포함되어 있음을 알 수 있다. 또한 원자력 발전소 외에 화학 및 항공 산업분야의 운전경험 및 연구 결과들에서도 유사한 결과를 얻을 수 있다. 표 1 은 이러한 인자들을 정리하여 보여준다.

<표 1. 절차 복잡도에 영향을 주는 인자>

참고 문헌	복잡도 인자	분야
[17, 21]	• 절차 단계 수행을 위해 필요한 정보의 양	원자력 발전소 운전 경험
[15, 19]	• 절차 단계 수행논리의 복잡성/부적절성	
[7]	• 절차 단계 수행을 위해 필요한 정보의 양 • 절차 단계에 포함된 운전원 조치사항들의 수	
[20]	• 절차 단계 수행을 위해 필요한 정보의 양 • 절차 단계 수행논리의 복잡성/부적절성	
[22]	• 절차 단계에 포함된 운전원 조치사항들의 수 (the number of check items)	항공 산업
[18]	• 절차 단계에 포함된 운전원 조치사항들의 수 (the depth due to sub-tasks included in a given task)	화학 공장

비록 표 1 에는 절차 복잡도에 영향을 주는 다른 인자들이 포함되어 있지는 않지만, 절차 복잡도에 영향을 주는 주된 인자들 중 일부로서 고려될 수는 있을 것이다.

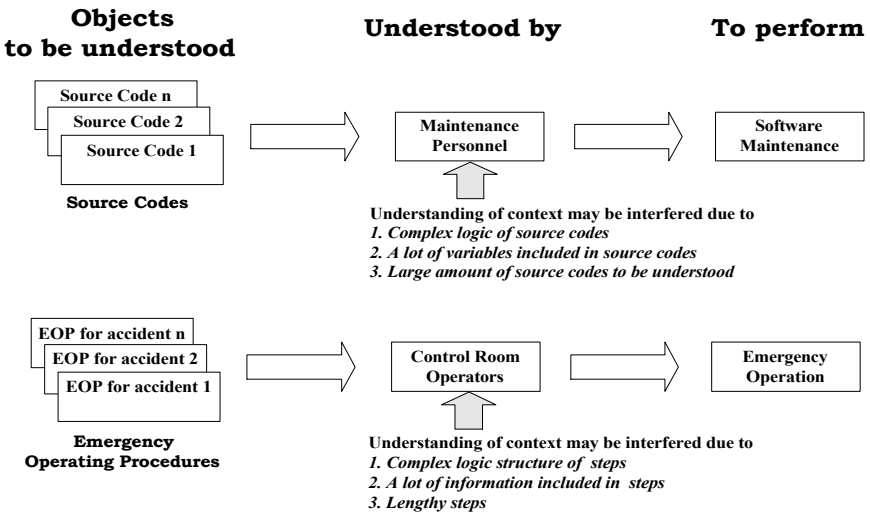
여기에서, 한가지 주지해야 할 사실은 계속수행단계에 대한 고려이다. 즉 현재 수행해야 하는 절차 단계가 아무리 간단하더라도, 운전원이 수행해야 하는 계속수행단계의 수가 많다면 절차 복잡도는 증가할 것이기 때문이다. 그러나 결국 이러한 계속수행단계의 수의 증가는 운전원이 보아야 하는 정보들의 양이나

수행해야 하는 절차 단계의 수행순서가 복잡해지는 것을 의미하고, 이들은 모두 표 1 의 인자들에 포함되기 때문에 본 연구에서는 계속수행단계에 대한 구체적인 고려는 포함하지 않았다.

III. 절차 복잡도 평가 척도의 개발

앞 장에서 이미 설명한 바와 같이, 절차 복잡도에 영향을 미치는 세가지의 주된 인자들이 구별되었다. 따라서 절차 복잡도 평가를 위해서는 이러한 인자들을 정량적으로 표현/평가할 수 있는 이론적인 배경이 필요하기 때문에 본 연구에서는 소프트웨어 공학에서 사용되는 소프트웨어 복잡도 평가척도를 도입하였다.

소프트웨어 복잡도 평가척도의 도입에 대한 타당성을 검토하기 위해서는 우선 소프트웨어 복잡도를 평가하는 이유를 생각해 볼 필요가 있다. 소프트웨어의 복잡도 평가는 프로그램의 원시코드 (source code)가 복잡하다면 프로그래머의 실수 가능성이 증가할 것이고, 이러한 실수로 인해 소프트웨어에 결함(fault)들이 포함된다면 이로 인한 전체 시스템의 기능상실이 발생할 수 있기 때문이다. 그러나 이러한 측면 외에도(즉 소프트웨어 설계관점에서의 복잡도) 소프트웨어 복잡도 평가의 중요한 목적 중 하나는 소프트웨어 관리자의 "이해도"(즉 소프트웨어의 유지 및 보수측면)에 대한 고려이다 [28]. 예를 들어, 완벽하게 주어진 기능을 수행하는 소프트웨어가 있지만, 너무 복잡하게 구현된 소프트웨어가 있다고 가정해 보자. 이때, 소프트웨어를 관리하는 관리자가 이 소프트웨어를 잘못 이해하여 부적절하게 원시코드를 수정했다면 이로 인한 소프트웨어의 고장이 발생할 수 있고, 이는 결국 소프트웨어의 신뢰도를 감소시키기 때문이다. 이러한 입장에서 볼 때, 소프트웨어 복잡도 평가 및 비상운전절차서 복잡도 평가의 상황은 그림 2 에서 보여지는 바와 같이 매우 유사함을 알 수 있다.



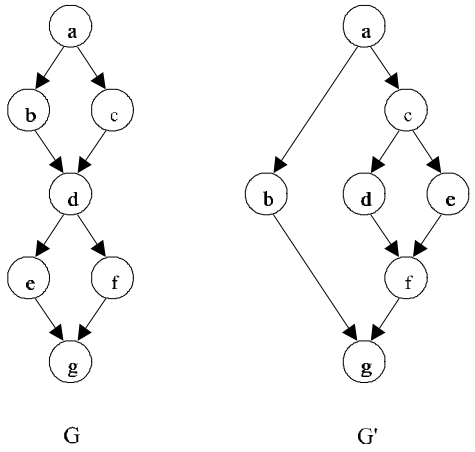
<그림 2. 소프트웨어 및 비상운전절차서의 복잡도 평가의 paradigm 비교>

그림 2 에서 볼 수 있는 바와 같이, 원시코드가 너무 길거나 수행논리(execution logic)가 너무 복잡한 경우 또는 사용된 변수들이 너무 많을 경우 소프트웨어의 관리자가 원시코드를 이해하기 힘들기 때문에 소프트웨어 복잡도 평가척도를 도입하여 이를 평가하는 것처럼, 운전원이 수행해야 하는 비상운전절차서의 절차 단계가 너무 길거나 절차 단계 수행순서가 너무 복잡한 경우 및 절차 단계 수행을 위해 필요한 정보들의 양이 너무 많을 경우 절차 단계의 복잡도가 증가하게 된다. 이는 두가지 경우 모두 유사한

인자들을 평가하고 있다는 것을 의미하기 때문에, 비상운전절차서의 절차 복잡도를 평가하기위해 소프트웨어 복잡도 평가척도를 도입하는 것이 가능하다고 판단된다. 따라서 본 연구에서는 엔트로피(entropy) 평가척도를 사용하여, 비상운전절차서의 절차 단계 복잡도를 평가하였다.

전통적으로, 엔트로피는 복잡도를 정량화 할 수 있다는 특징으로 인해 많은 분야에서 사용 및 적용되어 왔고, 소프트웨어 공학에서도 이러한 개념을 도입하여 소프트웨어의 복잡도를 평가하여 왔다 [23, 24-27]. 소프트웨어의 복잡도를 평가하기 위해 사용되는 엔트로피 개념은 Mowshowitz 가 제안한 그래프에 대한 엔트로피 이론을 근간으로 하고 있고 [29], 이 이론에서는 어떤 그래프가 주어질 경우 일차 및 이차 엔트로피 (the first-order and second-order entropy)의 계산을 통해 그래프의 복잡도를 평가하는 방법을 제안하고 있다.

예를 들어, 그림 3 과 같은 두가지 종류의 프로그램 제어 그래프(program control graph 또는 프로그램의 흐름도)가 있다고 가정해 보자.



< 그림 3. 임의의 프로그램 제어 그래프 >

어떤 그래프에 대한 일차 엔트로피는 프로그램 제어 그래프의 노드들을 그들의 입력/출력 arc 들의 개수를 사용하여 class 를 구별한 뒤 이들에 대한 확률값을 할당하여 계산하게 된다. 표 2 는 그림 3 에 표시된 그래프 G 및 G'에 대해 구별된 class 들의 종류를 보여준다.

<표 2. 그래프 G 및 G'에 대한 일차 엔트로피 계산에 사용되는 class 구별 방법>

Graph G			Class	Graph G'		
In	Out	Node		In	Out	Node
0	2	{a}	*I*	0	2	{a}
1	1	{b, c, e, f}	*II*	1	1	{b, d, e}
2	2	{d}	*III*	1	2	{c}
2	0	{g}	*IV*	2	1	{f}
			V	2	0	{g}

이렇게 구별된 class 들에 대해, 일차 엔트로피는 식 (1)을 통해 얻어진다.

$$Entropy = H = -\sum_{i=1}^{h} p(A_i) \cdot \log p(A_i) \quad \cdots\cdots (1)$$

여기에서 A_i, h 및 $p(A_i)$의 정의는 다음과 같다.

A_i = identified classes in a graph

h = the number of identified classes

$p(A_i)$ = estimated probability of A_i = $\frac{A_i\text{에 포함된 노드의 수}}{\text{그래프에 존재하는 노드의 수}}$

예를 들어, 그래프 G에 포함된 모든 노드들은 {a}, {b, c, e, f}, {d} 및 {g}와 같이 구분되기 때문에 class 수로서 정의되는 h 는 4 가 되고, class I, II, III 및 IV 에 대한 확률은 각각 1/7, 4/7, 1/7 및 1/7 가 된다. 이와 동일하게 그래프 G'에 대해서도 class 들을 구분하면 그래프 G 및 G'에 대한 일차 엔트로피는 식 (1)을 사용하여 다음과 같이 계산될 수 있다.

$$H_G^1 = \sum_{i=1}^{4} p(A_i)\log_2(A_i) = (\frac{1}{7}\log_2\frac{1}{7}) + (\frac{4}{7}\log_2\frac{4}{7}) + (\frac{1}{7}\log_2\frac{1}{7}) + (\frac{1}{7}\log_2\frac{1}{7}) = 1.664$$

$$H_{G'}^1 = \sum_{i=1}^{4} p(A_i)\log_2(A_i) = (\frac{1}{7}\log_2\frac{1}{7}) + (\frac{3}{7}\log_2\frac{3}{7}) + (\frac{1}{7}\log_2\frac{1}{7}) + (\frac{1}{7}\log_2\frac{1}{7}) + (\frac{1}{7}\log_2\frac{1}{7}) = 2.128$$

이러한 일차 엔트로피는 그래프의 규칙성(regularity)을 평가할 수 있는 척도이다. 예를 들어 동일한 소프트웨어 관리자가 2 개의 원시 프로그램을 관리할 때, 프로그램의 내용은 규칙적인 쪽이 그렇지 않은 쪽보다 훨씬 더 쉽게 이해될 수 있을 것이다. 즉 규칙적인 프로그램 제어 구조는 대칭적인 특성을 갖고 있기 때문에 쉽게 이해될 수 있지만, 규칙성이 적은 프로그램 제어 구조의 경우에는 반복되지 않는 모든 부분을 다 이해하기 위해 더 많은 노력이 필요하게 된다. 따라서 일차 엔트로피는 "원시 프로그램의 제어구조가 얼마나 쉽게 이해될 수 있는가?"에 대한 평가척도로 사용되고 있다. 위의 예에서 볼 때, 그래프 G 는 G'보다 규칙성이 크기 때문에 일차 엔트로피도 예상대로 작게 계산되었음을 알 수 있다.

이차 엔트로피의 경우도, 노드의 class 구분 방법만 제외한다면, 일차 엔트로피와 유사한 방법으로 계산될 수 있다. 즉, 이차 엔트로피의 경우 노드의 class 는 각 노드를 기준으로 "one arc distance"만큼 떨어진 노드들을 기준으로 구분된다. 예를 들어 그림 3 의 그래프 G 및 G'에 포함된 노드들의 class 는 표 3 과 같이 구분될 수 있다.

<표 3. 그래프 G 및 G'에 대한 이차 엔트로피 계산에 사용되는 class 구별 방법>

Graph G		Class	Graph G'	
Node	Neighbor nodes		Node	Neighbor nodes
{a}	{b, c}	*I*	{a}	{b, c}
{b, c}	{a, d}	*II*	{b}	{a, g}
{d}	{b, c, e, f}	*III*	{c}	{a, d, e}
{e, f}	{d, g}	*IV*	{d, e}	{c, f}
{g}	{e, f}	*V*	{f}	{d, e, g}
		VI	{g}	{b, f}

따라서 일차 엔트로피와 동일하게 식 (1)을 사용하여 이차 엔트로피를 구한 결과는 아래와 같다.

$$H_G^2 = \sum_{i=1}^{5} p(A_i)\log_2(A_i) = (\frac{1}{7}\log_2\frac{1}{7}) + (\frac{2}{7}\log_2\frac{2}{7}) + (\frac{1}{7}\log_2\frac{1}{7}) + (\frac{2}{7}\log_2\frac{2}{7}) + (\frac{1}{7}\log_2\frac{1}{7}) = 2.236$$

$$H_{G'}^2 = \sum_{i=1}^{6} p(A_i)\log_2(A_i) = (\frac{1}{7}\log_2\frac{1}{7}) + (\frac{1}{7}\log_2\frac{1}{7}) + (\frac{2}{7}\log_2\frac{2}{7}) + (\frac{1}{7}\log_2\frac{1}{7}) + (\frac{1}{7}\log_2\frac{1}{7}) + (\frac{1}{7}\log_2\frac{1}{7}) = 2.521$$

이러한 이차 엔트로피는 그래프를 노드들을 구별하기 위해 필요한 정보의 양이나 그래프의 크기(size)를 의미하게 된다. 즉 어떤 그래프에 포함된 노드들이 모두 각각의 이웃 노드들을 가지거나 그래프에 포함된 노드들의 수가 매우 많은 경우 노드들을 구별하기 위한 정보는 증가할 것이지만, 만일 많은 노드들이 있더라도 공통된 주위 노드들을 가진 노드들이 많다면, 노드들을 구별하기 위한 정보는 줄어들 것이다. 예를 들어, 그래프 G 에 포함된 노드 e 및 f 의 경우, 노드 e 를 구별하기 위한 정보는 주위 노드 d, g 이고, 이들은 동일하게 노드 f 를 구분하는 데 사용될 수 있다. 따라서 노드 d 를 구별할 수 있는 정보를 가지고 있다면, 노드 g 에 대한 구별 정보는 추가적인 노력 없이도 쉽게 기억될 수 있다. 이러한 특성 때문에 이차 엔트로피는 소프트웨어 공학 분야에서 "그래프에 포함된 정보의 양" 또는 "그래프의 크기"에 대한 평가척도로 사용되고 있고, 특히 프로그램 내에 포함된 변수들의 자료 구조 그래프(data structure graph)를 평가하기 위해 사용된다. 즉 프로그램 내에 포함된 변수들의 자료 구조 그래프에서, 이차 엔트로피 값이 크다는 것은 그만큼 자료 구조를 이해하기 위해 사람이 구별해야 하는 정보의 양이 많다는 것을 의미하기 때문이다.

이러한 개념을 바탕으로, 소프트웨어의 복잡도에 영향을 주는 인자들은 다음과 같이 평가되게 된다.

- 프로그램에 포함된 변수들의 양: 자료 구조 그래프의 이차 엔트로피
- 프로그램의 크기: 프로그램 제어 그래프의 이차 엔트로피
- 프로그램의 수행논리의 복잡성: 프로그램 제어 그래프의 일차 엔트로피

이러한 평가방법을 비상운전절차서의 절차 단계 복잡도에 도입하기 위해서는 주어진 절차 단계에 대해 프로그램 제어 그래프 및 자료 구조 그래프에 해당하는 그래프를 먼저 구성할 필요가 있다. 예를 들어 표 4 와 같이 참조 발전소 A 에서 사용되는 LOCA 절차서의 절차 단계를 살펴보자.

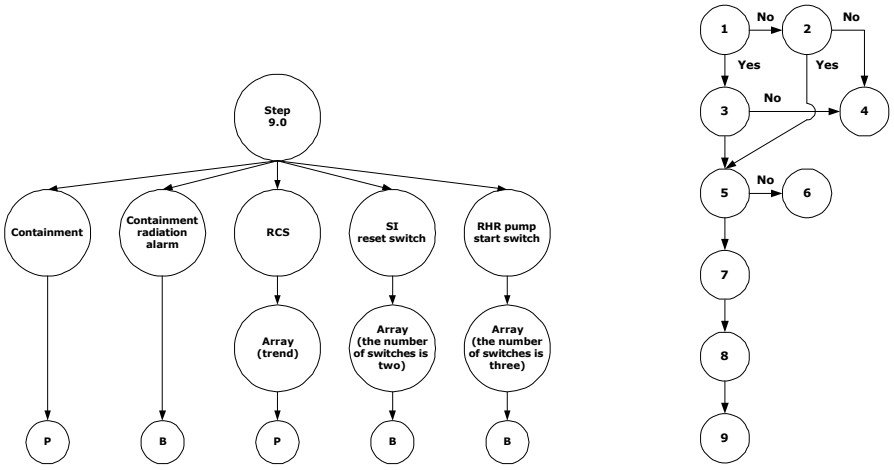
< 표 4. 참조 발전소 A 에서 사용되는 LOCA 절차서의 일부 절차 단계>

Actions or Expected plant response	Response not obtained
9.0 Check if residual heat removal (RHR) pumps should be stopped. 9.1 Check reactor coolant system (RCS) pressure 1) Pressure – Greater than 17kg_f/cm^2 (38 kg_f/cm^2 for adverse containment) 2) Pressure – Stable or Increasing 9.2 Reset safety injection (SI) 1) SB-HS-101 2) SB-HS-201 9.3 Stop RHR pumps	1) Perform step 11.0 2) Perform step 10.0

표 4 와 같은 각 절차 단계에 대해, 운전원이 각 절차 단계를 수행하기 위해 필요한 정보 및 운전원 조치사항들은 표 5 와 같이 나타낼 수 있고, 이들에 대한 자료 구조 그래프 및 프로그램 제어 그래프의 표현은 그림 4 와 같이 표현될 수 있다.

< 표 5. 9.0 절차 단계를 수행하기 위해 필요한 정보 및 운전원 조치사항 >

필요한 정보		운전원 조치사항
Process Variables	• Containment pressure : P • Containment radiation alarm: Boolean • RCS pressure : Trend of P	1. Determine if containment is adverse 2. Determine if RCS pressure > 17kg_f/cm^2 3. Determine if RCS pressure > 38kg_f/cm^2 4. Go to step 10.0 5. Determine if RCS pressure is stable or increasing 6. Go to step 11.0 7. Reset SI switch 8. Stop RHR pumps 9. Go to next step
Control Information	• SI reset switch : Array of Boolean • RHR pump reset switch: Array of Boolean	



< 그림 4. 9.0 절차 단계에 대한 자료 구조 그래프 및 프로그램 제어 그래프의 표현 >

이러한 절차 단계에서 요구되는 정보들을 자료 구조 그래프 형태로 표현할 때의 장점은 각 절차 단계에 포함된 정보들의 양을 쉽게 알 수 있다는 것이다. 즉 앞에서 기술한 바와 같이, 너무 많은 정보들이 포함된 절차 단계라는 것은 운전원들이 많은 정보를 처리해야 함을 의미하고, 자료 구조 그래프의 크기가 커질수록 처리해야 하는 정보의 양은 증가하기 때문에, 그래프에 포함된 정보의 양을 평가할 수 있는 이차 엔트로피를 사용한다면 절차 단계에 포함된 정보의 양을 평가할 수 있게 된다. 이와 유사하게, 절차 단계에 포함된 논리의 복잡성 및 운전원 조치사항의 양도 절차 단계를 프로그램 제어 그래프 형태로 표시하면 쉽게 판단될 수 있다.

그림 4 를 사용하면, 절차 단계 복잡도에 영향을 주는 세가지 인자에 대한 정량화가 가능하다. 우선 절차 단계에 포함된 정보의 양(또는 size)은 절차 단계 정보 복잡도(step information complexity; SIC)라 정의하고, 자료 구조 그래프의 이차 엔트로피를 통해 다음과 같이 계산된다.

$$\mathrm{SIC}_{9.0} = -\sum_{i=1}^{14} p(A_i)\log_2 p(A_i) = -\left[11\cdot\left(\frac{1}{14}\log_2\frac{1}{14}\right)+\left(\frac{2}{14}\log_2\frac{2}{14}\right)\right] = 3.664$$

둘째로, 절차 단계에 포함된 운전원 조치사항들의 수행 논리 복잡도는 절차 단계 논리 복잡도(step logic complexity; SLC)로 정의되고, 프로그램 제어 그래프의 일차 엔트로피를 사용해 다음과 같이 계산된다.

$$\mathrm{SLC}_{9.0} = -\sum_{i=1}^{9} p(A_i)\log_2 p(A_i) = -\left[3\cdot(\frac{1}{9}\log_2\frac{1}{9}) + 3\cdot(\frac{2}{9}\log_2\frac{2}{9})\right] = 2.725$$

마지막으로, 절차 단계에 포함된 운전원 조치사항들의 양 (또는 size)로 인한 복잡도는 절차 단계 크기 복잡도(step size complexity; SSC)로 정의되고, 프로그램 제어 그래프의 이차 엔트로피로 계산될 수 있다.

$$\mathrm{SSC}_{9.0} = -\sum_{i=1}^{9} p(A_i)\log_2 p(A_i) = -\left[9\cdot(\frac{1}{9}\log_2\frac{1}{9})\right] = 3.169$$

여기에서, 절차 단계의 복잡도는 정보의 양, 논리의 복잡성 및 운전원 조치사항들의 수에 따라 영향을 받기 때문에, 절차 단계 복잡도(step complexity; SC)는 세 가지 요인이 결합되어 평가되어야 한다. 따라서 본 연구에서는 절차 단계의 난이도를, 아래의 식과 같이 정보의 양, 논리의 복잡성 및 운전원 조치사항들의 수에 대한 엔트로피 값을 모두 포함하는 공간적 크기(Euclidean norm)로 설정하였다. 따라서 절차 단계 9.0 의 복잡도는 다음과 같이 계산된다.

$$SC_{9.0} = \sqrt{(\alpha\cdot SIC)^2 + (\beta\cdot SLC)^2 + (\gamma\cdot SSC)^2} = 1.852$$

여기에서, α, β 및 γ 는 각각 SIC, SLC 및 SSC 에 대한 가중치(weighting factor)를 의미하며 1/3 로 가정하였다.

IV. SC 평가 척도의 적합성 검증 및 결론

SC 평가 척도의 적합성을 검증하기 위해, 다음과 같은 세가지 평가가 수행되었다.

- SC 에 사용된 가중치들의 값이 동일하다는 가정의 적절성 평가
- SC 로 예측된 복잡도와 전문가들이 주관적으로 평가한 직무 난이도 평가 결과의 비교
- SC 로 예측된 복잡도와 운전원의 평균 절차 단계 수행시간의 비교

IV.1 SLC, SIC 및 SSC 에 대한 가중치의 적절성 평가

우선, SC 값을 계산하기 위해 사용된 가중치 α, β 및 γ에 대한 가정이 적절한지 평가하기 위해 AHP (analytical hierarchy process) 방법을 도입하였다. AHP 방법은 여러명의 평가자들에 의해 수행되는

다기준 결정(multi-criteria decision making)에 있어서, 각 기준에 대한 상대적인 중요도를 결정하기위해 제안된 방법으로 공학 전반 및 경영학 분야에서 자주 사용되는 방법들 중 하나이다 [30, 31].

가중치 결정에 참가한 평가자들의 총 수는 26 명으로, 이들은 모두 주제어실 운전경험이 10 년 이상이고 SRO 자격을 가진 운전원들로 구성되어 있다. 또한 이들 중 20 명은 참조 발전소 A 에 근무하고 있고 나머지 6 명은 참조 발전소 B 에 근무하고 있다.

AHP 방법을 적용하기 위해, 모든 평가자들은 절차 단계 복잡도에 영향을 주는 세가지 인자들의 상대적인 중요도를 평가하도록 요청받았고, 이러한 평가 결과들을 사용해 얻은 결과는 α = 0.38, β = 0.32 및 γ = 0.3 이었다. 이는 가정 사항인 "$\alpha = \beta = \gamma = 1/3$"과 큰 차이를 보이고 있지 않기 때문에, SC 계산을 위해 사용된 가정은 타당한 것으로 판단된다.

IV.2 SC 로 예측된 복잡도와 주관적인 직무 난이도 평가 결과의 비교

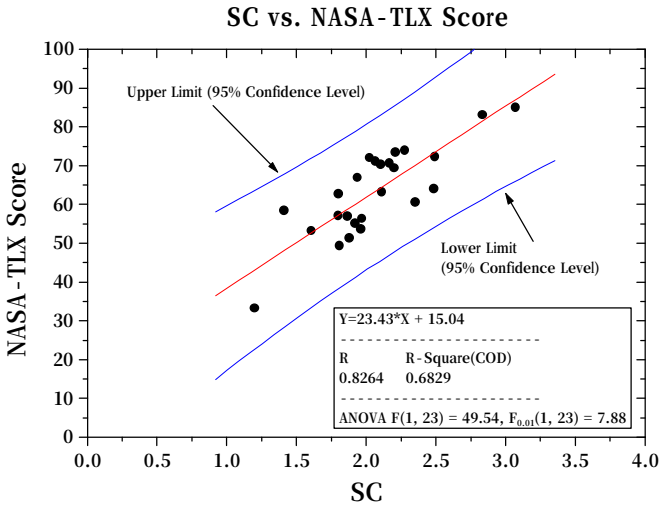
과거 20 년 동안 다양한 종류의 주관적인 평가 기법들이 개발되었고, 이들의 대부분은 작업자의 작업부하(workload) 평가에 집중되어 있었다 [32-38]. 비록 이러한 주관적인 평가 기법들에 대한 적합성에 대해 많은 논쟁이 있었지만, 현재까지도 다양한 분야에서 작업자의 작업부하를 평가하는데 사용되는 것도 사실이다. 따라서 복잡한 직무일수록 직무부하가 커질 것이라는 사실을 놓고 생각해 볼 때, 예측된 SC 값과 이러한 주관적인 직무부하 평가 결과를 비교해 본다면 SC 평가 척도의 적합성이 검증될 수 있을 것이다.

이미 개발된 많은 직무부하 평가 기법들 중, 본 연구에서는 미 항공우주국에서 우주선의 주제어실 설계를 위해 개발한 방법으로 특히 경험된 작업부하에 대한 예측모델에서 얻은 자료를 구체적으로 분석하기에 적합하다고 알려져 있는 [33, 38] NASA-TLX (NASA task load index) 기법을 사용하여 SC 값과의 비교를 수행하였다. 우선 절차 단계에 대한 NASA-TLX 값을 얻기 위해, 참조 발전소 A 및 B 에서 사용하는 LOCA 절차서에 포함된 25 개의 절차 단계를 선정하였다. 여기에서 13 개의 절차 단계는 참조 발전소 A 에서 선정되었고 나머지 12 개는 참조 발전소 B 에서 선정되었다. 또한 앞 절에서 설명한 가중치를 구하기 위해 참가했던 평가자들이 NASA-TLX 평가에도 동일하게 참여하였다. 표 6 은 이러한 평가자들이 각 절차 단계에 대해 평가한 NASA-TLX 의 평균치화 각 절차 단계들에 대해 얻어진 SC 값들을 보여준다.

<표 6. 각 절차 단계에 대한 NASA-TLX 의 평균치와 SC 값 >

참조 발전소 **A**			참조 발전소 **B**		
단계	NASA-TLX	SC	Step	NASA-TLX	SC
A-1	51.3	1.879	B-1	73.9	2.277
A-2	63.2	2.111	B-2	73.4	2.210
A-3	56.3	1.968	B-3	72.0	2.023
A-4	72.3	2.493	B-4	85.0	3.071
A-5	57.1	1.799	B-5	62.8	1.802
A-6	70.4	2.104	B-6	53.2	1.607
A-7	69.4	2.202	B-7	83.1	2.834
A-8	56.9	1.852	B-8	60.6	2.352
A-9	71.1	2.065	B-9	64.0	2.484
A-10	53.6	1.963	B-10	58.4	1.413
A-11	70.6	2.166	B-11	33.2	1.200
A-12	55.1	1.920	B-12	66.9	1.936
A-13	49.2	1.809			

표 6 의 결과들을 사용하여 회귀분석을 수행하였고, 그림 5 는 이러한 분석의 결과를 보여준다.



< 그림 5. 표 6 의 자료를 사용한 회귀분석 결과>

그림 5 에서 볼 수 있는 바와 같이, SC 값이 증가함에 따라 NASA-TLX 값도 증가하는 경향이 있음을 알 수 있다 (R = 0.827). 또한 분산분석(analysis of variance; ANOVA)을 수행한 결과, SC 값이 NASA-TLX 값에 대해 통계적으로 의미가 있는 관계가 있음을 알 수 있다 ($F_{0.01}(1, 23) = 42.88$, $p<0.0001$). 따라서 이러한 결과를 놓고 볼 때, SC 값은 주관적인 직무부하 평가 결과와 비교적 잘 일치하는 것으로 나타났기 때문에 SC 값은 절차 단계의 복잡도를 비교적 적절히 나타낼 수 있는 평가척도로 판단된다.

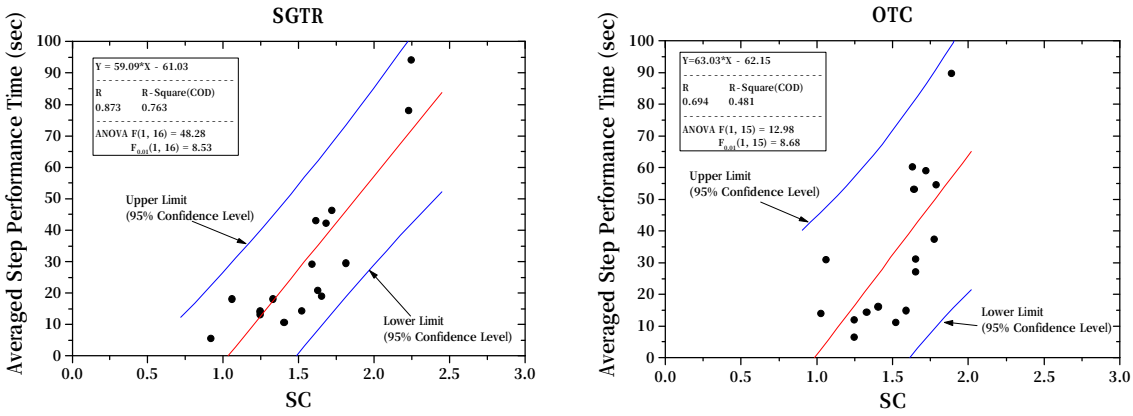
IV.3 SC 로 예측된 복잡도와 운전원의 평균 절차 단계 수행시간의 비교

앞 절에서 살펴본 바와 같이, SC 값은 주관적인 직무부하 평가결과와 비교적 잘 일치했기 때문에 절차 단계의 복잡도를 정량화할 수 있는 평가척도로 판단되었다. 그러나 이러한 주관적인 직무부하 평가는 평가자의 경험(예를 들어 참조 발전소 A 에서 일하는 평가자의 경우 참조 발전소 B 에서 일하는 평가자에 비해 서로 상이한 기기, 비상운전절차서, 훈련과정 및 주제어실 환경 등을 통해 경험하게 된다)에 의해 영향을 받을 수 있기 때문에, 보다 객관적인 비교평가를 수행한다면 SC 평가 척도의 적합성을 확신할 수 있을 것이다. 이를 위해, SC 값과 운전원의 절차 수행시간을 다음과 같은 방법으로 비교하였다. 우선 참조 발전소 B 에서 사용되는 증기발생기 세관파열(steam generator tube rupture; SGTR) 및 일방관류냉각(once-through cooling; OTC)에 대한 절차서에서 각각 16 개와 15 개의 절차 단계들을 선정한 후 이들에 대한 SC 값을 계산하였다. 그 후, 참조발전소 B 에 위치한 훈련센터에서 운전원들의 비상운전 훈련과정을 비디오로 녹화하였다. 각 사고에 대해 5 개 운전조의 훈련과정이 비디오로 녹화되었고 이들을 분석하여 각 절차단계들에 대한 평균 수행시간을 얻었다. 표 7 은 각 절차 단계에 대한 평균 수행시간 및 SC 값들을 보여주고, 이들에 대한 회귀분석 결과는 그림 6 과 같다.

<표 7. 절차 단계에 대한 평균 수행시간 및 SC 값>

절차 단계	평균 수행시간 (sec)	SC	절차 단계	평균 수행시간 (sec)	SC
SGTR-1	10.6	1.406	OTC-1	16.0	1.406
SGTR-2	19.0	1.654	OTC-2	27.0	1.654
SGTR-3	18.0	1.330	OTC-3	14.3	1.330

SGTR-4	13.8	1.247	OTC-4	11.8	1.247
SGTR-5	29.2	1.591	OTC-5	14.8	1.591
SGTR-6	46.2	1.722	OTC-6	59.0	1.722
SGTR-7	20.8	1.631	OTC-7	60.2	1.631
SGTR-8	18.0	1.060	OTC-8	30.8	1.060
SGTR-9	5.5	0.919	OTC-9	6.4	1.247
SGTR-10	13.0	1.247	OTC-10	31.0	1.654
SGTR-11	14.2	1.247	OTC-11	37.4	1.776
SGTR-12	14.3	1.521	OTC-12	11.0	1.521
SGTR-13	29.4	1.817	OTC-13	13.8	1.030
SGTR-14	43.0	1.615	OTC-14	53.0	1.643
SGTR-15	42.2	1.683	OTC-15	89.6	1.888
SGTR-16	94.0	2.250	OTC-16	54.4	1.788
SGTR-17	78.0	2.230			



(a) SGTR 의 경우 (b) OTC 의 경우

< 그림 6. 표 7 의 자료들에 대한 회귀분석 결과>

그림 6 에서 볼 수 있는 바와 같이, 평균 절차 단계 수행시간은 SC 값이 증가할수록 커지는 경향을 보이고 있다 (SGTR 의 경우 R = 0.873, OTC 의 경우 R = 0.694). 또한 분산분석 결과에 따르면 SC 값은 SGTR 및 OTC 두 경우 모두 통계적으로 의미있는 관계를 가진다는 것을 알 수 있다 (SGTR 의 경우 $F_{0.01}(1, 16) = 48.28$, $p<0.0001$, OTC 의 경우 $F_{0.01}(1, 15) = 12.98$, $p>0.00289$). 따라서 이러한 결과들을 놓고 볼 때, SC 평가 척도는 절차 단계의 복잡도를 비교적 타당하게 정량화시킬 수 있는 것으로 판단된다.

V. 결론

지금까지 살펴본 바와 같이, 비상운전절차서의 절차 단계 복잡도를 평가하기 위한 SC 평가 척도가 개발되었고, 이 평가척도의 적합성을 확인하기 위해 다양한 비교 평가가 수행되었다. 이러한 비교 평가 결과 SC 평가척도는 비교적 타당하게 절차 단계의 복잡도를 정량화 할 수 있는 것으로 밝혀졌기 때문에, 원자력 발전소의 안전성에 큰 영향을 미칠 수 있는 비상운전절차서의 효과적인 개발/개선에 유용하게 사용될 수 있을 것으로 판단된다.

감사의 글

이 논문은 대한민국 과학기술부에서 시행하는 원자력연구개발 중장기사업의 지원으로 수행되었습니다.

참고 문헌

[1] Kang KS. A study on the development of the on-line operator aid system using rule based expert system and fuzzy logic for nuclear power plants. Ph.D. Thesis. published in KAIST. March 1995.

[2] Sato M and Tani M. Human factors considerations related to design and evaluation of PWR plant main control boards. In: Proceedings of an International Symposium on Balancing Automation and Human Action in Nuclear Plants. Munich, July 1990. p. 369-376.

[3] Mitchell K and Fewins A. Balancing automation and human action through task analysis. In: Proceedings of an International Symposium on Balancing Automation and Human Action in Nuclear Plants, Munich, July 1990. p. 439-448.

[4] Sun B, *et al*. Human factored control room operator evaluation of an automated emergency operating procedure expert system. In: Proceedings of an International Symposium on Balancing Automation and Human Action in Nuclear Plants, Munich, July 1990. p. 507-515.

[5] USNRC. Human factors engineering program review model. NUREG/CR-0711. Washington, D.C. July 1994.

[6] Nuclear Energy Agency. Research strategies for human performance. NEA/CSNI/R(97)24, March 1998.

[7] USNRC. Guidelines for the preparation of emergency operating procedures. NUREG/CR-0899. Washington, D.C. August 1982.

[8] USNRC. Evaluation of emergency operating procedures for nuclear power plants. NUREG/CR-1875. Washington, D.C. 1981.

[9] USNRC. Checklist for evaluating emergency operating procedure used in nuclear power plants. NUREG/CR-2005, Washington, D.C. 1983.

[10] Joos DW *et al*. Analysis of Gross Error Rates in Operation of Commercial Nuclear Power Stations. Nuclear Engineering and Design 1979;52. p. 265-300.

[11] Goodman PC and Dipalo CA. Human factors information system: tools to assess error related to human performance in U.S. nuclear power plant. In: Proceedings on Human Factors Society 35th Annular Meeting. San Francisco, October 1991. p. 662-665.

[12] Westinghouse Owner's Group. Emergency response guidance. HP Volume, Rev. 1A. July 1987.

[13] CE Owner's Group. Combustion engineering emergency response guidance. CEN-152, Rev. 03. May 1987.

[14] USNRC. TMI-2 lessons learned task force final report. NUREG-0585. October 1979.

[15] Macwan A and Mosleh A. A methodology for modeling operator errors of commission in probabilistic risk assessment. Reliability Engineering and System Safety 1994;45. p. 139-157.

[16] Dougherty E. Context and human reliability analysis. Reliability Engineering and System Safety 1993;41. p. 25-47.

[17] Long AB. Computerized operator decision aids. Nuclear Safety 1984;25(4). p. 512-524.

[18] Peng CC and Hwang SL. The design of an emergency operating procedure in process control systems: a case study of a refrigeration system in an ammonia plants. Ergonomics 1994;37(4). p. 689-702.

[19] USNRC. Lessons learned from the specific inspection program for emergency operating procedures. NRC information Notices 92-76. Washington D.C. November 1992.

[20] USNRC. Deficiencies in upgrading programs for plant emergency operating. NRC information Notices 86-64. Washington D.C. November 1987.

[21] ABB-CE. Operating experience review for system 80+ MMI design. MPX80-IC-RR7-01, Revision 00. February 1992.

[22] Degani A and Wiener EL, Cockpit checklists: concepts, design and use. Human Factors 1993;35(2). p. 345-359.

[23] Prather RE, Design and analysis of hierarchical software metrics. ACM Computing Surveys 1995;27(4). p. 497-517.

[24] Lakshmanan KB, Jayaprakash S, and Sinha PK. Properties of control-flow complexity measures. IEEE Transactions on Software Engineering 1991;17(12). p. 1289-1295.

[25] Davis JS and LeBlanc RJ. A study of the applicability of complexity measures. IEEE Transactions on Software Engineering 1988;14(9). p. 1366-1372.

[26] Lew KS *et al.* Software complexity and its impact on software reliability. IEEE Transactions on Software Engineering 1988;14(1). p. 1645-1655.

[27] Woodward MR *et al.* A measure of control flow complexity in program text. IEEE Transactions on Software Engineering 1979;SE-5(1). p. 45-50.

[28] Yau SS, *et al*. An integrated life-cycle model for software maintenance. IEEE Transactions on Software Engineering 1988;14(8). p. 1128-1144.

[29] Mowshowitz A. Entropy and the complexity of graphs: I. an index of the relative complexity of a graph. Bulletin of Mathematical Biophysics 1968;30. p. 175-204.

[30] Zahedi F. The analytic hierarchy process: a survey of the method and its applications. Interface 1986;16. p. 96-108.

[31] Saaty TL. The analytic hierarchy process. New York, McGraw-Hill. 1980.

[32] Vidulich MA and Tsang PS. Technique of subjective workload assessment: a comparison of SWAT and the NASA-Bipolar methods. Ergonomics 1986;29(11). p. 1385-1398.

[33] Nygren TE. Psychometric properties of subjective workload measurement techniques: implications for their use in the assessment of perceived mental workload. Human Factors 1991;33(1), p. 17-33.

[34] Dickinson J, Byblow WD and Ryan LA. Order effects and weighting process in workload assessment. Applied Ergonomics 1993;24(5). p. 357-361.

[35] Hendy KC, Hamilton KM and Landry LN. Measuring subjective workload: when is one scale better than many?. Human Factors 1993;35(4). p. 579-601.

[36] Hancock PA. Effects of control order, augmented feedback, input device and practice on tracking performance and perceived workload. Ergonomics 1996;39(9). p. 1146-1162.

[37] Svensson E, *et al*. Information complexity – mental workload and performance in combat aircraft. Ergonomics 1997;40(3). p. 362-380.

[38] Hill SG, *et al*. Comparison of four subjective workload rating scales. Human Factors 1992;34(4). p. 429-439