2002 춘계학술발표회 논문집
한국원자력학회

조직인자의 정량적 PSA 반영방안 연구

A Survey on the Quantitative Incorporation of Organizational Factors into PSA

박상준, 제무성
한양대학교
서울시 성동구 행당 1동 17

안남성
한국전력연구원
대전시 유성구 문지동 103-16

요 약

지난 수년간 원전의 조직인자가 인간오류와 원전의 안전성에 직·간접으로 영향을 준다는 것이 확인되었으며 최근에 수행되고 있는 안전성평가(PSR)에서도 11개의 요소 가운데 포함되어서 원전안전성 확보에 매우 중요한 연구분야가 되고 있다. 조직인자의 정량화 방법론을 개발하기 위하여 기존의 국내외의 정성적/정량적인 평가 방법론에 관하여 검토하였다. 이 연구 결과는 향후 조직인자의 정량화 방법론을 개발하는데 사용될 수 있을 뿐 만 아니라 국내원전의 PSR 연구와 조직인자의 PSA 반영방안 연구를 위한 기반연구로 활용될 것이다.

Abstract

The effects of organizational factors on the human performance and safety in nuclear power plants have been known through the results of research for several years. The organizational factor, which belongs to 11 elements of PSR (Periodic Safety Review), has been an important research area. In this study the state-of-the-art of qualitative and quantitative evaluation methodologies on organizational factors has been surveyed. The results of this study may contribute to developing a quantitative evaluation methodology on organizational factors as well as the basic research for conducting the PSR research, and for incorporating the quality of organization factors into PSA.

1. 서 론

원자력 발전소의 안전성을 확보하고 운전의 효율성을 증대시키기 위해 원전의 주기적안전성평가(PSR)가 필요하다. 주기적안전성평가의 11가지 요소에 해당하는 조직인자에 대한 평가는 인적오류의 발생배경으로서 매우 중요하다. 지금까지 가장 널리 사용되는 원전의 확률론적 안전성평가(PSA)는 설비고장이나 인간오류평

가에 제한되어 있었다. 최근에 와서 동일한 유형의 원전에 서로 다른 안전성 평과 결과를 통해서 조직의 질이 설비의 신뢰도와 인적오류 정도에 영향을 주고 있으며, 원전의 안전성에 전반적인 영향을 끼친다는 것을 고려하지 않고 있다는 사실이 지적되기 시작했다. 따라서, 조직인자가 원전안전성에 중요한 만큼 기존의 확률론적 안전성 평가방법에 조직인자를 정량적으로 포함시키기 위해서 정보 수집 및 분석, 그리고 정량화 방법론이 개발되고 적용되어야 한다.

2. 조직인자가 안전성에 미치는 영향

주기적안전성평가(PSR)를 위한 조직인자에 관한 연구는 원전의 위험성평가에 조직인자 및 관리인자를 정량적으로 포함시키는 것에서 시작한다. 이를 위해서 먼저 정보수집 및 정량화 도구를 개발하는 것, 각종 제도나 조직이 발전소 운영에 미치는 영향을 평가하는 정량적인 척도의 개발과 조직 및 관리 분야의 평가시 그 합목적성, 일관성, 타당성 등을 파악하고 분석할 수 있는 방법론 개발로 요약 될 수 있다. 원전의 안전한 운전을 위한 안전문화 조성에 중요한 조직인자는 크게 조직과 운전원이 가지고 있는 안전지식의 정도, 직무에 대한 운전원의 자세, 경제성과 안전성의 트레이드 오프와 관련한 최고경영자의 발전소 수행목표, 책임라인과 의사소통라인으로 구분될 수 있으며 원전의 초기사건 발생빈도, 인간신뢰도 그리고 시스템신뢰도에 영향을 준다. 세부내용은 다음과 같다.

2.1 조직인자가 초기사건 발생빈도에 미치는 영향

초기사건파악과, 사고경위의 표본공간(Complete Set) 관련한 이슈는 지금도 중요한 문제 중의 하나이다. 현재의 PSA방법론은 Chernobyl과 같은 초기사건 발단을 고려하지 못하고 있다. 이러한 초기사건으로 야기되는 사고는 기타 초기사건(Other Initiating Events)에 포함하여 분류한다고 할 때, 건전한 조직(High Quality of Organization)은 기타 초기사건의 발생 빈도는 낮추어 반영하고, 취약한 조직의 원전에서는 조직적 오류와 관련한 초기사건에 대해서는 자세한 분석을 수행함으로써 구조적 인자가 초기사건 규정에 미치는 영향을 정량적으로 반영하여야 할 것이다.

2.2 조직인자가 인적오류에 미치는 영향

조직인자는 운전원의 의도형성(Intention Formation)과 의도수행(Intention Execution)의 두 측면으로 인적오류에 영향을 미친다. 의도형성은 주어진 상황에서 어떤 행위가 적절한지를 진단하고 결정하는 인지행위(Cognitive Activities)를 말하고, 의도수행은 결정된 조치를 수행하는 행위를 의미한다. 의도형성의 인지행위는 지각장소(Conscious Workspace)와 지식기반(Knowledge Base)으로 세분된다. 지각장소는 인지 시스템이 센서를 통하여 외부와 지식기반으로부터 입력을 받고 지식기반은 특별한 상황에 대처했던 이전의 경험들을 저장함으로서, 인지와 행위의 자동조절을 위한 것으로 이용된다. 저장된 정보를 선별하기 위하여 위에서 기술한 조직의 네 가지 요소는 유사사건의 유추짐작(Similarity Matching)과 다중발생사건에 대한 유추짐작(Frequency Gambling) 메카니즘이 바로 조직인자에 의하여 영향을 받는다.

심리학자인 Reason은 SM이 저장된 정보구조의 속성과 현실의 상태사이에서 유사성을 결부시키는 메카니즘이고 FG는 과거에 자주 이용되었던 것을 선호해서 부분적으로 결부되는 조직인자들 사이에서 모순을 해결

하는 메카니즘이라고 정의한다[11,12]. 즉, 조직적 요인은 Similarity Matching과 Frequency Gambling에 근거한 속성과 저장된 정보에 크게 영향을 미칠 수 있으며 가령 안전정보에 역점을 두는 조직은 비상시에 충분한 정보(Solid Knowledge)를 가지는 운전원을 양성하기 원한다. 지식이 충분치 못한 운전원은 Similarity Matching을 위한 적은 표준패턴(Standard Pattern)을 가지므로 사고 시에 주어진 상황에 대해서 유사모듈을 발견하기가 어려우므로 연결이 가능할 때까지 Similarity Matching을 연기하다가 보면 Frequency Gambling을 이행하게 된다. 만약 운전원이 Frequency Gambling을 하게 되면 자기에게 가장 친숙한 추론을 하게 되는데 불확실하고 불안전한 추론을 할 수도 있는 것이다. 즉, 최고경영자가 운용목표를 안전성 보다 경제성에 역점을 둘 때 Frequency Gambling의 결과는 Davis Besse Plant에서의 경우처럼 원전의 안전성을 우선하지 않으려고 하는 쪽으로 기울 것이다. 또한 운전원이 사고경위에 대하여 더 많은 정보가 모여지고 사고 경위가 파악될 때까지 기다리다가 Similarity Matching을 연기할 수 있으며 이 경우에 적절한 시간(Timing)과 수단(Resources)을 놓치고 회복할 수 없는 중대한 사고를 초래할 수 있다. 의도수행(Intention Execution)시에도 절차서가 명확하고 쉽게 씌여졌는가, 운전원이 잘 훈련되어 있는가 하는 등의 조직적 요인이 매우 중요하다.

2.3 인간신뢰도가 시스템신뢰도에 미치는 영향

원전에서 공학적인 안전방호장치는 긴급상황에 대비해 설치되어있고, 평상시에는 대기 상태이다. 안전성 계통의 확실한 작동을 위해, 주기적인 간격으로 공학적인 안전성 계통을 검사한다. 점계통 불이용도인 q(t)는 시간 t에서 계통이 고장일 확률이라고 정의된다. 시간 간격(0 -T)에서 평균 불이용도 q_{av} 는 다음과 같이 정의된다[9].

$$q_{av} = (1/\mathrm{T}) \int_0^T q(t)dt \tag{1}$$

순차적인 검사(Sequential Testing)를 받고 있는 One -out -of -Two 계통의 평균 불이용도는 다음과 같이 4개의 term들의 합으로 구분하여 표현할 수 있다.

$$q_{av} = q_R + q_C + q_D + q_{TM} \tag{2}$$

q_R 은 임의적으로 발생하는 독립적인 고장 기여도를 나타내고, q_C 는 의존적인 고장 기여도를 나타낸다. q_D 는 수요에 대한 고장 기여도를 나타내며, q_{TM} 은 시험과 보수 기여도를 나타낸다. 여기서 시험과 보수 기여도는 식(1)을 이용하여 정리하면 다음과 같은 수식을 얻는다.

$$q_{TM} = \gamma_O \left[\gamma_1 + (1-\gamma_1)\mathrm{Q} + (2-\gamma_1)(\lambda_R+\lambda_C)(\tau/2) + (2\tau_r/\tau) + (2 f \tau_m) \right] \tag{3}$$

여기서,

τ = 검사 사이의 간격
τ_r = 검사 기간
γ = 검사/보수에 기인하는 고장확률

Q = 수요에 대한 고장확률 (Probability of Failure on Demand)

λ = 고장율

f = 보수 빈도 (Frequency of Maintenance)

τ_m = 보수 평균기간 (Average Duration of Maintenance)

τ_r / τ = 검사 기여도

γ = 인간 오류 기여도

Q = 수요에 대한 고장 기여도

$(1/2)\lambda\tau$ = 기기가 대기 상태일 동안에 검사 사이에 발생하는 "Random" 고장으로부터의 기여도

$f\tau_m$ = 교정 보수로부터의 기여도

λ_C = 두 개의 기기를 고장내는 "Shocks"의 발생율

γ_1 = 검사와 보수 오류로 기인되는 첫 번째 고장이 발생했을 경우, 두 번째 기기가 고장일 확률

$\gamma_O\gamma_1$ = 두 기기에 대한 의존적인 오류의 기여도

$\gamma_O Q$ = 한 기기는 인간오류에 기인하여 고장이 나고, 다른 하나는 수요에 대해 고장이 나는 것

$2\gamma_O f\tau_m$ = 한 기기는 인간오류에 기인하여 고장이 나고, 다른 하나는 보수 때문에 고장이 나는 것

3. 조직인자의 영향

3.1 시스템 불이용도에 대한 조직인자의 영향

조직적인 결함으로 인해 발생하는 인간오류는 확률론적안전성평가시 사용되는 사건수목의 중요요소이므로 원전의 안전성에 영향을 끼치지만 정량적이고 직접적인 영향의 정도를 파악하는 것은 어려운 문제이다. 인간오류는 궁극적으로 초기 사건 빈도와 안전성 계통의 신뢰도에 영향을 줄 수 있다. 즉, 시정되지 않은 오류가 보수기간 동안에 초기 사건의 발생빈도를 증가시킬 수 있다. 이것의 사례로, 일본에서 발생한 Mihama-2 사고의 경우 초기사건이 Small LOCA로 판명된 사건이었다[19]. 그 사건은 경험이 부족한 기술자가 증기발생기안의 Antivibration Bar를 잘못된 구멍에 삽입하므로 시작되었다. 그 Bar가 적절하게 고정되지 않았기 때문에 기술자는 각 Bar의 40cm를 잘라버렸다. 이 실수로 인해 몇 개의 Tube가 파단되었고, Small LOCA의 범위에 속하는 증기발생기 튜브 파단이 발생하게 되었다. 조직단계에서 명확한 절차와 높은 차원의 기술적인 지식을 기술자가 소유하고 있었다면 이 사건의 발생원인을 줄일 수 있었을 것이다. Mihama-2 사고의 경우 조직인자가 보수작업을 담당하는 직원의 실수에 영향을 주었음을 확인할 수 있다.

그리고, 식 (3)에 대해 분석을 하면 계통의 불이용도와 인간 오류, 조직, 관리들 사이에 잠재적인 의존성이 존재함을 알 수 있다. 우선 q_{av}의 매개변수들이 관련변수 임을 알 수 있으며 오류율이나 실패율에 대한 자료는 절차의 질이나 발전소 운전의 질, 그리고 보수의 질 같은 공통적인 요소들에 의해 영향을 받는다. 독립기기의 경우에는 보수의 질이 보수 시에 소비되는 시간과 검사, 보수 후 시험(Post-Maintenance Testing)으로 교정이 될 때까지는 그 실수는 방치되게 된다. 그렇게 되면, τ_m의 값이 증가하므로 계통의 불이용도도 함께 증가한다. 또한 절차가 명확하지 못하거나 작업자가 훈련이 잘 되어 있지 않는 경우, 또는 조직적인 Barrier가 존재하지 않거나 적합하지 않은 경우, 보수에서 발생하는 실수가 확인되지 않음으로서 직접적으로 계통의 고장을 초래한다. 여기에서 매개변수로 구성된 함수는 발전소 기기의 이용도에 중대한 영향을 미치는 매개변수들 사이의 연관성을 제시하였다.

3.2 인간신뢰도에 대한 조직인자의 영향

하나의 조직 안에서 작업의 조정(Coordination)은 전체적인 업무의 수행을 용이하게 하기 위해, 의사 결정이 하나의 일련과정(Series)으로 표현된다. 각각의 현장 업무가 서로 다른 목적들을 수행하기는 하지만, 전체적인 현장 업무들은 표준화된 흐름 경로를 따른다. 예를 들어, 보수 부서에서는 두 개의 다른 현장 업무로 밸브수리와 펌프수리를 한다. 그러나 이것들은 같은 단계의 경로를 따른다. 즉, 작업 요청이 시작되고, 작업 요청이 검토되고, 작업을 계획하고, 계획표를 작성하고, 계획표를 실행하고, 보수 후 검사(Post-Maintenance Testing)를 하고, 기기를 원래의 상태로 돌려놓고, 작업을 문서화하는 일련의 단계를 따르는 것이다. 작업과정은 특별한 목적을 수행하는 조직의 작업 환경 안에서 설계된, 업무의 표준화된 추이(Sequence)로서 정의되며, 각 작업과정의 단계들은 정해진 양식을 따른다. 원전 안의 대부분의 작업과정들은 서면 절차서를 통해 기술된다. 서면 절차서는 업무 관련한 상황에 직면하게 되는 운전자와 작업자를 올바른 방향으로 인도하기 위해 상세하고 단계적이며 문서화된 지시사항을 포함한다.

원전 조직 안에서, 정보에 기초한 결정과정의 대부분은 반복적인 흐름 경로(Routine Flow Paths)를 따른다. 작업과정에 대한 계통적인 분석은 주어진 작업과정의 적절한 설계를 알아내고, 작업과정에서의 장단점을 고려하는 수행기구(Performance Measures)를 계발하는데 용이하다. 또한 작업과정은 발전소 수행과 밀접하게 관련되어 있기 때문에, 조직인자와 PSA를 연결시키는 데 용이하다.

세부적으로 보수작업과정에 대해 살펴보면, 보수는 안전한 원전 운전과 관련하여 중요한 역할을 담당한다. 일반적으로, 원전에서의 보수 프로그램은 검사(Testing)와 교정 보수(Corrective maintenance)를 의미한다. 기본적으로, 검사는 기술적인 규제와 Surveillance Requirements를 충족시키는 작업과정이다. 예를 들어, 이 작업은 운전 시간(Operating Time)에 기초한 주기적인 보수, 모니터링(Monitoring)과 경향 분석(Trending Analyses)에 기초한 예측 보수(Predictive Maintenance), 산업현장에서의 경험에 기초한 주기적인 보수 등을 포함한다. 반면에, 교정 보수는 고장이 발생한 기기를 고치거나 복구하는 것을 의미한다. 일반적으로 원전에서 교정 보수 작업과정에서 발전소 결함들이 검사를 통해서나, 계통고장의 결과로서 확인된다. 결함이 확인되면, 우선순위를 결정하고, 그 추이에 따라 결함의 원인들을 분석하고, 필요한 보수를 세부적으로 계획한다. 계획과 조정은 보수작업 조절 주기(Control Cycle)에서 중요한 단계이다. 특정한 보수 업무들에 대한 계획표를 짜고, 각 부분을 조절한 후에 작업이 실행된다. 그 다음에 보수 후 검사가 수행되고, 기기는 정상적인 운전상태로 돌아간다.

4. 작업과정 분석모델의 사례 검토

4.1 AHP 방법론을 이용한 작업과정 분석

원전에는 상당히 많은 수의 작업과정이 존재한다. AHP 방법론을 이용한 작업과정 분석모델은 Front-Line과 작업과정을 확인함으로 시작된다[20]. 작업과정은 일반적으로 발전소 문서 검토, 상위 관리자와의 인터뷰, NRC 자문 문서, Institute of Nuclear Power Operation(INPO), 그리고 Electric Power Research Institute(EPRI)에 의해 얻어진다. 각 작업과정에 대해, 다음의 질문과정을 거친다. 어떻게 조직적인 고장의

축적(Accumulation of Organizational Failure)이 안전하지 못한 발전소 조건(Unsafe Plant Condition)을 이끌어내는가 달리 말해, '작업과정에서 만들어지는 불안전한 태도나 결정이 어떻게 조직의 장벽(Barrier)를 지나서, 하드웨어의 고장이나 인간오류 같은 불안전한 사건으로 옮겨지게 되는가 라는 질문이다. 이 질문에 대한 답으로, 다음 세 단계 절차를 따른다.

- 각 작업과정의 업무분석 수행
- 각 작업과정에 대한 조직인자행렬(Organizational Factor Matrix) 정의
- 각 업무에 대한 조직인자의 상대적인 중요도 결정

이 모델은 첫째, 원전의 위험도 평가에 조직인자를 포함하기 위한 정량화모델인 SLI를 이용한 분석모델의 입력 값으로 사용된다. 둘째, 원전에서 작업과정의 점검(Inspection)을 계통화하는 도구(Instrument)를 제공하는 것이다. 우선, AHP를 이용한 분석모델의 결과물인 과정 흐름 도표(Process Flow Diagram), Cross-Reference Table 그리고, 조직인자 행렬은 가장 큰 조직적인 의존성을 가지는 Minimal Cut Set을 확인하는데 이용된다. 전형적인 IPE 또는 PSA에서의 대다수의 MCS에 기인하여, 심사(Screening)는 SLI를 이용한 분석모델에서 필요한 정량화의 양(Amount of Quantification)을 현격하게 감소시킬 수 있다. 그리고, AHP 과정의 도입은 Minimal Cut Set 빈도에 가장 큰 영향을 주는 조직인자를 확인하는데 용이하다.

이 모델의 활용도로서 작업과정의 점검에 대해 다음과 같은 부분에 있어 유용하다. 첫째, 현장점검 전에 각 작업과정에 대해 연구된 과정 흐름 도표, Cross-Reference 표와 설계/실행 점검표는, 조직의 활동에 대한 기본적인 지식을 습득한 검사자를 양산하는데 유용하다. 이 결과는 발전소에서 주어진 작업과정 설계에서의 장단점을 확인할 수 있다. 둘째, 현장점검 동안에 연구된 설계/실행 점검표는 검사자가 발전소에서 업무활동의 질과 효율을 산출하는 데 이용하는 기본적인 척도를 제공한다. 예를 들어 경제적인 관점에서, 검사자는 물리적인 위치(Physical Location)의 이익/불이익과, 조정실(Control Room)과 관련이 있는 작업 조절 센터의 배열을 결정하는데 이용될 수도 있다. 여기에서 AHP 방법론은 주어진 작업과정의 여러 업무들을 검사할 경우에 우선순위를 결정하는데 사용된다.

4.2 SLI 방법론을 이용한 작업과정 분석

조직인자에 의해 도입된 의존성은 상당히 중요한 의미를 지닌다. 발전소-특정 자료(Plant-Specific Data)가 조직인자에 영향을 받는지에 대한 것이 오랫동안 논의의 쟁점이 되어왔다. 예를 들어, 발전소 보고서(Plant Report)에 대한 Individual Plant Examination(IPE)는, AC Power의 손실로 인해 발생하는 발전소 배터리 소모(Station Battery Depletion) 확률의 불확실성을 결정하는데 있어, 전문가들은 "사건이 발생한 시간에서의 배터리의 상태"를 고려한다. 어느 시점에서의 발전소 배터리의 상태는 발전소에서의 보수의 질이 어떠한지를 나타내는 중요한 척도이다. 조직인자가 배터리의 소모시간의 분포를 결정하는 중요한 인자가 된다. 그러나, 배터리의 수명이 감소하는데 영향을 주는 특정한 조직인자는 발전소 내의 다른 기기의 이용도나 작동에도 영향을 줄 수 있다. 그러므로, 이 분석모델은 각 MCS(Minimal Cut Set Screening)의 기본사건에 대한 기본 확률을 계산할 수 있다는 것이다.

이것은 기본적으로 MCS Screening과 정량화, 두 부분으로 구성된다. 전자는 각 중대사고 추이에서 MCS

목록을 감소시킨다. 정량화 과정은 SLIM[13,14]과 유사한 접근방법을 통하여 MCS 빈도를 재평가한다. PSA 결과는 중대 사고 추이와 MCS를 포함한다. MCS는 하드웨어고장, 인간 오류, 공통원인고장 뿐 아니라 시험이나 보수 때문에 발생하는 기기/계통 불이용도 같은 기본 사건을 포함한다. 이 기본 사건들은 각각 불이용도 표현과 관련된 매개변수(e.g., λ, γ, τ)에 의해 PSA에서 표현된다. 그러나 PSA에서는 조직인자에 의해 도입되는 매개변수 사이에서의 연관성을 포함하지는 않는다. 이 분석모델에서는 Candidate Parameter Groups(CPGs)같은 PSA 매개변수 사이의 조직적인 의존성을 포함하기 위해, MCS 빈도를 수정하는 것을 제안하였다. 수정된 MCS 빈도는 새로운 확률이 CPGs 사이의 결합을 계산하는 것처럼, 기본 사건 확률을 재계산함으로 얻어진다. 달리 말하면, SLI를 이용한 분석모델은 CPG가 조직인자에 영향을 받는다는 것을 자각하는 동시에, 각 CPG에 대한 새로운 값을 계산하므로 CPG에 의해 영향을 받는 기본사건들의 새로운 확률을 계산하는 것이다. 이것은 기본적으로 MCS와 정량화, 두 부분으로 구성된다. 전자는 각 중대사고 추이에서 MCS 목록을 감소시킨다. 정량화 과정은 SLIM과 유사한 접근방법을 통하여 MCS 빈도를 재평가한다.

5. 결 론

안전문화(Safety Culture)의 조직인자(Organizational Factors)가 어떤 조직의 안전성의 측면에서 중요한 역할을 한다는 것은 원자력산업에서 뿐 아니라 비원자력산업에서 잘 알려져 있다. 최근의 PSA 방법론에서 위험도에 대한 조직인자의 공통원인효과가 반영되지 못하는 한계성을 여러 연구를 통하여 확인하고 있다. 이 문제점을 다루기 위해, 본 연구는 원전에서의 인간오류와 하드웨어 고장의 잠재적인 원인인 조직인자의 영향을 연구하기 위해 연구동향을 조사하여 검토하였다. 더 나아가 PSA에 조직인자를 어떻게 반영시킬 것인지에 대한 기초연구를 수행하였다. PSA에 조직인자 및 관리인자를 정량적으로 포함시키기 위해서 먼저 정보수집 및 정량화 도구를 개발하는 것, 각종 제도나 조직이 발전소 운영에 미치는 영향을 재는 정량적인 척도의 개발, 그리고 조직 및 관리 분야의 검사를 할 때 그 합목적성, 일관성, 타당성 등을 파악하고 처방을 할 수 있는 방법론 개발로 요약 될 수 있다. 본 연구에서는 조직인자의 정량화 방법론을 개발하기 위하여 기존 조직인자의 정성적/정량적인 평가 방법론에 관한 연구결과를 검토하였다. 국내외의 기존 조직인자의 PSA 반영방안 연구를 위한 기반연구를 수행하였고 앞으로 조직인자의 PSA 반영방안을 위한 새로운 정량화 방법론의 개발과 적용의 연구가 수행될 계획이다.

감사의 글

본 연구는 전력연구원의 "원자로 연구 개발 중 장기 계획 사업" 과제수행의 일환으로 수행된 것이다.

참고문헌

1. J. Rasmussen, "Human Error and the Problem of Casuality in Analysis of Accidents," Ergonomics, 33, 1185-1199, (1990).

2. C. Perrow, Normal Accidents: Living with High-Risk Technologies, Basic Books Inc., New York, (1984).

3. V.Jokismovich, D. D. Orvis and P. Moieni, "Safety Culture Assurance via Integrated Risk Management Programs," in Proceedings of the Probabilistic Safety Assessment International Topic Meeting, pp. 220-226, Clearwater Beach, FL., January 26-29, 1993, American Nuclear Society, La Grange Park, IL.

4. N. W. Hurst, "Immediate and Underlying Causes of Vessel Failures: Implications for Including Management and Organizational Factors in Quantified Risk Assessment," presented at ICHEME Symposium Series No. 124, Institution of Chemical Engineers, Rugby, England.

5. D. A. Winsor, "Communication Failures Contributing to the Challenger Accident: An Example for Technical Communicators," IEEE Transactions on Professional Communication, 31, 101-107,(1988).

6. INSAG, "Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants" International Nuclear Safety Advisory Group, International Atomic Energy Agency, Vienna, 1988.

7. G.A. Murphy, "Summary of NUREG-1154: Loss of Main and Auxiliary Feedwater Event at the Davis-Besse Plant on June 9, 1985," Nuclear Safety, 27, 233-239,(1986).

8. R. Jacobs, J.Mathieu, F. Landy, et al., "Organizational Processes and Nuclear Power Plant Safety," in Proceedings of the Probabilistic Safety Assessment International Topical Meeting, pp 211-215, Clearwater Beach, FL., January 26-29, 1993, American Nuclear Society, La Grange Park, IL.

9. "PRA Procedure Guide," NUREG\CR-2300, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, D.C.,(1983).

10. S.Haber, J. O'Brien, D. Metlay, and D. Crouch, "Influence of Organizational Factors on Performance Reliability, Vol.1: Overview and Detailed Methodological Development," NUREG\CR-5538, BNL-NUREG-52301, (1991).

11. J. Reason, "Types, Tokens and Indicators," Proceedings of the Human Factors Society 34th Annual Meeting, pp. 885-889, Orlando, FL., Oct. 8-12, 1990. The Human Factors Society, Santa Monica, CA.

12. J. Reason, "Human Errors," Cambridge University Press, Cambridge, UK, (1990).

13. D. E. Embery, P. C. Humphreys, E. A. Rosa, B. Kirwan, and K. Rea, "SLIM-MAUD: An Approach to Assessing Human Error Probabilities Using Structured Expert Judgement," NUREG\CR-3518, U.S. Nuclear Regulatory commission, Washington, D.C.,(1984).

14. D. E. Embery, "SLIM-MAUD; A Computer-based Technique for Human Reliability Assessment," in Proceedings of the International ANS/ENS Topical Meeting on Probabilistic Safety Methods and Applications, San Francisco, CA., FEB. 24-Mar. 1, 1985.

15. Private communication with S. Haber, Brookhaven National Laboratory, 1989.

16. S. B. Haber, J. N. O'Brien, and T. G. Ryan, "Model Development for the Determination of the Influence of Management on Plant Risk," in Proceedings of the 1988 IEEE Fourth Conference on Human Factors and Power Plants, pp. 349-352, Monterey, CA.,June 5-9, 1988, Institute of Electrical and Electronic Engineers, New York, N.Y.

17. G. E. Apostolakis, V.M.Bier, and A.Mosleh, "A Critique of Recent Models for Human Error Rate Assessment," Reliability Engineering and System Safety, Vol.22, 1988.

18. A. D. Swain and H. E. Guttman, "Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Application," NUREG/CR-1278, U.S.Nuclear Regulatory Commission, Washington D.C.,(1983).

19. "Improper Plancement Led to AVB Flaw, Says MITI," Nuclear News, p. 94, August, 1991.

20. T. L. Saaty, The Analytic Hierarchy Process: Planning, Priority Setting, Resource Allocation, McGraw-Hill International Book Co., New YORK, (1980).