

원자력발전소의 안전성평가를 위한 인간신뢰도분석 사례

(A Human Reliability Analysis (HRA) for Nuclear Power Plant Safety)

이 용 희*

Abstract

The possibility of human error in operation of nuclear power plant has been proved to be one of the most important factors for safety analysis. This study established the HRA methodology according to THERP steps for performing PRA (probabilistic risk assessment) of nuclear power plants and made two sample calculations : Availability of auxiliary diesel generator, possibility of Davis-Bess #1 accident in 1985.

요 약

원자력발전소의 안전성에 대한 관심과 중요도에 비추어 운전원의 오류가능성은 가장 중요한 분석대상의 하나로 부각되었다. 이러한 대규모 체계에 대한 운전원의 수행과정에서 발생할 수 있는 인간오류확률의 도출을 인간신뢰도 분석이라 한다.

본 연구는 확률론적 위험도분석의 일부분으로서 수행되는 인간신뢰도분석의 체계적인 방법론으로서, 비교적 최근의 기법이고 가장 많이 쓰이는 HRA의 실제적인 적용과정과 방법론을 정립하였다. 또한 원자력발전소의 안전성에 영향이 큰 디젤보조발전기의 가용성과 Davis-Bess #1 발전소의 주급수펌프 트립사고 등의 두 가지 사례를 분석하였다.

1. 원자력발전소의 안전성과 인간신뢰도분석

1. 1 원자력발전소의 안전성

원자력발전소는 원리적으로 화력발전소의 보일러를 원자로로 대체한 것과 같다. 그러나 방사능을 포함하는 고밀도에너지의 핵연료에 의한 우려로 그 안전성의 확보를 최우선과제로 삼아 설계단계로부터 건설, 시험, 운전, 보수, 수명 후의 폐로와 폐기물처분에 이르기까지 엄격한 기준에 의하여 이루어진다. 각 부품에 대해서도 "Nuclear Grade"라는 높은 품질기준을 요구하여 전체 시스템의 신뢰도를 사고확률 백만분의 일 이하를 유지하도록 되어 있다 (8, 9).

이를 위하여 원자력발전소는 여러가지 안전방호대책을 수립하고 있다. 첫째로 "Fail Safe"

* 한국에너지연구소

의 개념에 의하여 기기고장이나 오조작에도 안전성을 유지하도록 설계하고, 둘째로 “Multiple Barrier”의 개념에 의하여 다중설계를 갖추며 세째로 공동사고를 막기위해 개통의 독립성을 유지하며, 네째로 개통운전의 신뢰성을 확보하는 등이다.

이러한 원자력발전소 안전성을 본격적으로 평가한 것으로는 Rasmussen 등이 1975년에 발표한 WASH-1400이 처음이라고 할 수 있다. WASH-1400은 사건수목(Event Tree)과 고장수목(Fault Tree) 등을 통하여 사고추이, 사고 발생순위, 인간오류의 중요성 등의 확률적인 평가를 제시하였다 (12). 이러한 확률론적인 표현과 평가에 대하여 처음에는 매우 논란이 많았으나 1979년 발생한 TMI-2 사고를 계기로 그 타당성이 입증되었다 (6). 즉 조사결과 사고의 주요 원인은 운전원의 실수에 있었으며, 사고추이가 WASH-1400에서 예견된 것과 일치하였다는 것이다. 이에 따라 원자력발전소의 안전성을 평가하는데 확률론적 위험도분석(PRA : Probabilistic Risk Assessment)의 방법론이 주목을 받게 되었다.

1. 2 확률론적 위험도분석(PRA)과 인간 신뢰도분석(HRA)

원자력발전소의 안전성을 평가하는 방법으로 가장 널리 쓰이는 것은 확률론적 위험도분석이다. 확률론적 위험도분석은 원자력발전소의 안전성을 부품 및 계통의 신뢰도를 통하여 노심용융(core melt-down) 등의 확률로 나타내고 평가하는 작업이다. 그러나 앞서 언급한 TMI-2 사고를 통하여 원자력발전소의 안전에 근본적으로 다른 측면에서의 고려가 필요함을 알게 되었다.

즉 사고의 원인으로 가장 중요한 요인의 하나는 인간오류(Human Error)이며, 그것은 원자력발전소가 20세기 최대의 복잡한 시스템임을 고려할 때 중대한 문제라는 것이다. 이는 최근 NRC, INPO 등의 보고자료에서 현재 운전중인 원자력발전소에서 발생하는 이상 사태의 절반 이상이 인간오류의 문제에 관계한다는 것과

1986년 4월에 발생한 체르노빌사고에서도 잘 나타나고 있다 (17).

따라서 원자력발전소의 안전성을 단순히 기계체계의 신뢰성으로 평가하던 관점으로부터 그와 관련된 인간의 기능 및 상호작용을 고려하는 인간기계체계(Man-Machine System)의 관점으로 전환하며 인간오류에 대한 체계적인 분석이 필요하다는 것이다. (10, 21)

인간신뢰도분석은 원자력안전성평가의 정량적인 기법으로서 널리 이용되고 있는 확률론적 위험도분석작업의 하나로 이루어지고 있다. 인간신뢰도분석을 통하여 원자력발전소의 가동과 관련된 인간오류를 확률로 산출하려는 것이다. 확률론적 위험도 분석의 성공여부가 통계적 입력자료의 가용성에 달려 있으므로, 인간신뢰도분석은 확률론적 위험도분석의 결과에 대한 신뢰성을 높여 확률론적 위험도 분석의 이용도를 제고할 뿐 아니라, 발전소의 인간기계접촉면(MMI : man-machine interface) 설계기준과 운전보수원의 교육훈련기준으로 제시될 수도 있을 것이다 (10).

1. 3 인간신뢰도분석모형

인간신뢰도분석이란 어떤 주어진 일련의 행위과정을 수행하는 중, 인간이 발휘할 수 있는 수행능력의 정도를 인간을 포함하는 전체 시스템의 수행도(mission effectiveness)라는 입장에서 확률적으로 분석하는 작업을 통칭하는 것으로 군사항공분야에서 발달해 온 인간공학(Human Factors Engineering)의 한 영역이다. 그러나 본격적으로는 TMI-2 사고 이후 WASH-1400에 주목하면서 인간오류에 대한 관심이 일어나고 원자력에서 안전성평가의 주요항목으로 인간신뢰도분석을 수행하게 되었다. 인간신뢰도 분석과 관련하여 원자력발전소의 안전성평가와 사고해석시의 사건취급모형으로는 다음과 같은 기법이 있다. (1, 2, 7, 9, 18, 19)

- THERP-diagnosis model

- SHARP (Systematic Human Action Reliability Procedure)

- Operator response model
- Reponse-time correlations
- OAT (Operator Action Tree)
- Confusion matrix
- HCR (Human Cognitive Reliability) 모형
- SDT (Signal Detection Theory) 모형
- SLIM (Success Likelihood Index Methodology)
- OPSS (Operator Performance Prediction System)
- Ramsussen's Mental Schematic Model

이중에서 확률론적 위험도분석에는 THERP (Technique for Human Error Rate Prediction) 기법이 가장 많이 쓰이고 있다. 그것은 THERP의 방법론이 확률론적 위험도분석의 연장선상에 있는 손쉬운 정량화 기법이라는 장점에 기인한다.

THERP는 1963년 SNL (Sandia National Lab.)에서 A. D. Swain등이 개발 발표한 것으로 군사적인 목적이었으나 WASH-1400에서 인간신뢰도분석의 방법론으로 사용되면서 널리 쓰이게 되었다 (12).

2. 인간신뢰도분석의 기법

2. 1 인간신뢰도분석의 범위

일반적인 인간신뢰도분석은 대상 작업자의 행위를 구성하는 기본적인 생리학적, 심리학적 구조에서 출발하여, 의사결정과 행동결과 및 대상 작업자와 그 환경을 포함하는 전체 시스템의 수행도평가를 대상으로 한다. 그러나 본 연구에서는 원자력발전소 대한 Level-1 PRA의 일부로서 각 계통의 운전에서 발생할 수 있는 인간의 오류가능성 (Human Error Probability)을 찾고 이를 확률적으로 표현하며, 그 결과가 계통의 운전신뢰도 및 발전소전체의 안전성에 어떠한 영향을 주는가를 파악하는 것으로 그 범위를 축소해야 할 것이다 (16).

원자력발전소의 운전과 관련된 인간오류의 문제는 단순히 확률의 개념만으로는 부족하지

만 확률론적 위험도분석에서는 여러형태의 자료가 필요하다. 어떠한 사건의 가능성을 확률로 표현하기 위해서는 통계적인 수단을 사용하여 그 값은 많은 표본으로부터 추출하는 것이 가장 보편적인 방법이다. 따라서 인간오류의 가능성도 확률적인 표현을 쓰기 위해서는 많은 동일사상의 실행자료가 필요하다. 그러나 원자력산업의 역사가 일천하여 통계적으로 유의할 만큼의 자료도 없을뿐 아니라 원자력발전소의 일반 H/W에 관한 통계자료조차 절대량이 부족하여 특별한 통계적 수단을 이용해야 하는 상황에서 인간오류가능성을 평가할 수 있는 자료란 전혀 얻을 수 없다고 보아야 할 것이다 (3, 10).

따라서 본 인간신뢰도분석은 전체 발전소의 기능을 수행하는데 운전원(또는 보수원등)에게 부여된 임무의 수행신뢰도를 정상운전 (필요시 는 비상운전)의 상황에서 계통의 작동과 관련된 운전과정의 분석으로부터 평가추정하고 이를 확률론적 위험도분석에 제공하는 것을 연구범위가 된다.

2. 2 인간신뢰도분석의 방법론

인간신뢰도분석은 궁극적으로 확률론적 위험도분석과정에 인간오류확률을 제공하는 것을 목적으로 한다. 그 과정을 전체 확률론적 위험도분석과의 상관관계로 표현하면 다음 그림 1과 같다. (15, 16, 20, 21)

따라서 인간신뢰도분석은 발전소의 운전 및 계통분석에 관한 전반적인 이해에서 출발해야 하며, 작업을 수행하기 위하여 필요한 정보는

- 1) 운전절차와 관련된 자료
- 2) 발전소 현황에 관련된 자료
- 3) 중앙제어실 및 제어반에 관련된 자료 등이다.

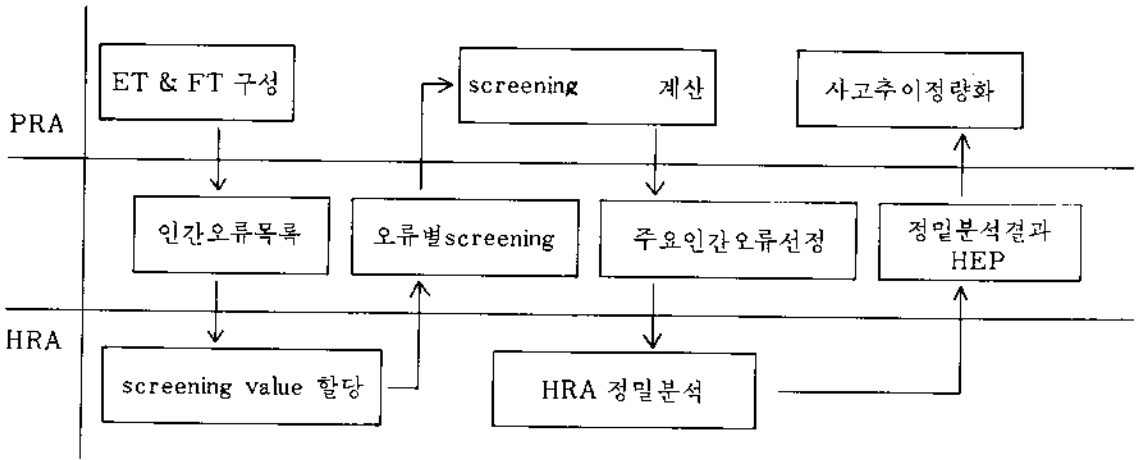


그림 1. 인간신뢰도분석과 화물론적 위험도분석작업의 상관관계

2. 2. 1 전제사항

인간신뢰도분석은 전적으로 화물론적 위험도 분석의 한 부분으로 수행되므로 어느 단계에서나 전체의 진행과 긴밀한 관계로 수정 검토되어야 한다. 그리고 연구의 정도에 따라 다르지만 가능한 인간신뢰도분석의 경험이 있는 전문담당자가 있는 것이 좋다. 인간신뢰도분석의 결과는 어느 단계에서나 최선으로 평가된 인간오류 확률이므로 이에 대한 실질적인 의미를 부여하는 것은 전체 체계분석자들의 반복적인 검토가 전제되어야 한다.

일반적인 인간신뢰도분석의 기본적인 가정사항은 다음과 같다.

- 1) 연구의 대상은 지정된 작업을 수행할 때 발생하는 인간오류에 한정한다. 즉 이상행위나 악의적인 조작은 분석대상에서 제외한다.
- 2) 결과의 도출은 정량적인 것에 한한다.
- 3) 모든 발전소의 요원은 발전소의 운전에서 최선의 주의를 기울인다고 본다.
- 4) 좋은 의도에서의 표준운전절차에 대한 변경은 가능하다고 본다.

본 연구에 쓰인 기초자료는 다음과 같은 사항을 기본가정으로 한다.

- 1) 발전소의 가동조건은 정상이다.
- 2) 작업자는 방어복을 착용하지 않은 상태이다.

3) 관리수준은 적절하다.

4) 운전, 보수 등의 모든 작업은 유자격자에 의해 이루어진다.

5) 중앙제어실의 환경은 양호하다.

그러므로 분석과정에서 이러한 기본과정과의 차이를 검토하여 수정하여 적용하였다.

2. 2. 2 작업수행의 단계

인간신뢰도분석은 다음과 같은 4 가지 단계에 의하여 수행된다. (15, 16, 20)

- 1) 상황인식(Familiarization) : 발전소의 방문 조사 및 정보수집단계
 - 2) 정성적 평가(Qualitative Assessment) : 작업분석에 의한 사건수목 구성단계
 - 3) 정량적 평가(Quantitative Assessment) : 인간오류확률 계산 및 수정단계
 - 4) 종합(Incorporation) : 민감도분석 및 화물론적 위험도분석과의 취합단계
- 이러한 각 실행단계는 모두 반복적인 과정(Iterative Process)을 통하여 수행되며, 분석의 요구정도에 따라 가감되어야 할 것이다. 구체적인 실행과정은 다음 그림 2 와 같다.

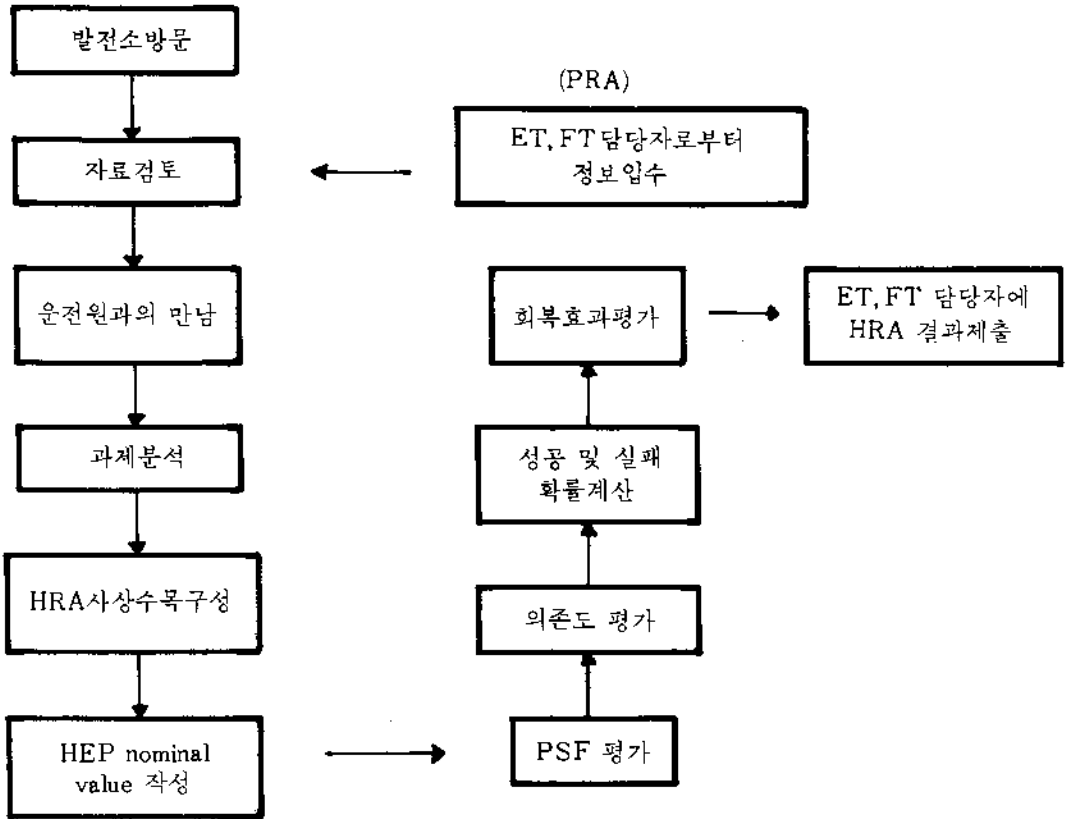


그림 2. 인간신뢰도분석 수행 흐름도

(1) 상황인식 (Familiarization)

목적 : 원자력발전소 계통에 대한 이해

원자력발전소 운전의 상황에 대한 이해

방법 : 발전소방문, 자료수집

절차 :

- PSF 관련기초자료수집 : 중앙제어실 환경, 제어반의 상태(계기배치), 운전원 특성
- 운전관련자료수집 : 서술적인 형태의 운전상태, 운영특성(관리수준, 조직)
- 주요운전절차의 파악 : 안전에 결정적인 운전절차 및 관련 기기

(2) 정성적 평가 (Qualitative Assessment)

목적 : 주요 인간오류항목의 선정

방법 : 운전원면담, simulator 훈련

- 작업분석 : OAT, OSD (Operational Sequence Diagram) Link Analysis 등

- Screening : 인간오류가능성의 중요도 평가 및 선정

- 사건수목구성 : 실패 / 성공으로 이항분지 (Binary-Branch), 내림차순

절차 :

- 표준운전절차의 조사 : 운전절차서, 제어반 및 제어실의 상태
- 운전원별 작업임무 조사 : 할당임무, 작업한계, 임무의 전제조건
- 작업분석표 작성
- 주요 운전세부절차의 조사 : 관련기기 동작분석
- 사건수목 (Event-Tree) 의 구성
- PSF (Performance Shaping Factor) 조사

(3) 정량적 평가 (Quantitative Assessment)

목적 : 인간오류항목별 확률치 계산

방법 : 기존의 인간오류자료의 적용 및 수정
절차 :

- 사건수목의 각분지에 대한 검토 : 자료 검색, 가정사항검토
- 명목치의 할당 : 기존의 인간오류자료
- 명목치의 가정사항에 대한 비교검토
- PSF (Performance Shaping Factor) 에 의해 수정
- 수정의 이유를 작업분석표에 기입
- 의존도(Dependency) 평가¹⁾ : 일련의 작업, 상관관계
- 회복효과(Recovery Factor)의 평가²⁾
- 전체체계신뢰도 평가 : 주요 인간오류의 선정

(5) 중합(Incorporation)

정량적 분석의 결과로 얻어진 인간오류확률의 결과에 대하여 전제로 하는 가정사항 및 PSF 등을 변화시켜 계산하여봄으로써 전체 체계의 안전성에 미치는 영향의 불확실성 정도를 파악한다. 즉 최상과 최악의 전제조건을 가정한 인간오류확률의 범위를 파악하여 해석에서의 한계점을 극복한다. 최종적으로 이러한 인간오류 확률과 민감도분석 결과를 체계분석자와 검토하여 취합한다.

2. 3 인간신뢰도 기초자료의 구성

인간신뢰도분석에 쓰일 수 있는 실질적인 인간오류확률의 기초자료는 다음과 같은 범위가 있다.

- 1) HRA Handbook자료 : NUREG/CR - 1287 (1983년)
 - 2) 기존의 분석자료 : WASH-1400(USNRC, 1975년), IREP(1981년), Ocinee PRA, LER 등
 - 3) 전문가집단에 의한 평가자료 :
 - 4) Simulator 등의 실험적인 자료 :
 - 5) 유사분야의 신뢰도 Data-Base : IEEE ST-500, AFISC, NPROS, SROA
- 본 연구에 쓰인 기초자료는 1) 의 자료로서 표 1 과 같이 27개의 표로 구성되어 있다.

표 1. HRA-Handbook의 인간오류확률 자료의 구성

표 번호	관 련 내 용
20- 1 ~ 2	diagnosis & rule-based actions screening
20- 3 ~ 4	nominal diagnosis & post event CR staffing diagnosis
20- 5 ~ 8	omission error
20- 9 ~ 14	commission error for display & control
20-15~19	PSF (tagging, stress, dependence, etc)
20-20~21	uncertainty bound
20-22~27	recovery factors

註) 1) 의존도 평가의 일반원칙

- 1) 같은 단계에서 두가지 이상의 작업은 omission error를 변화시킨다.
- 2) 서로 다른 단계에서 두가지 이상의 작업은 commission error를 변화시킨다.
- 3) 관련기기의 유사성은 의존도가 높다.
- 4) 의존도는 일정하지 않고 작업자와 상황에 따라 크게 변한다.

2) 회복효과(Recovery Factor)

회복효과(Recovery Factor)란 일단 잘못 조작되어 비정상상태에 있는 계통이 사고가 발생하기 전에 정상상태로 수정될 수 있는 가능성을 말한다. 이러한 회복효과(Recovery Factor)는 운전원의 중복이나 check list법 등을 적용하는 관리상황에서 두드러지게 사고방지의 효과를 얻는다. 조사된 회복효과를 기존의 사건수목에서 점선으로 연결하여 나타낸다.

분석대상발전소 고유의 HRA-DATA BASE 를 구축하여 자료의 수정보완과 효율적으로 이용하도록 한다. 또한 모든 원자력관련 신뢰도 자료에서와 같이 인간오류확률도 기존의 자료를 선분포로하고 분석대상발전소의 고유자료를 Bayes 정리에 의하여 적용하여 후분포를 산출하는 갱신(Updating) 과정을 포함하여야 하겠다.

3. 분석기법의 적용

3. 1 디젤보조발전기의 가용성 평가

디젤보조발전기는 발전소의 전원상실시에 보조전원역할을 하는 비상전원이다. 2 개의 발전기로 구성되어 정기 검사시 약 2 시간에 걸쳐 각각 감독자의 지시에 따라 운전원이 실시하는 주요 검사항목중의 하나이다. 이러한 디젤보조발전기의 가용성은 물리적인 부품의 신뢰성보다 초기상태에 달려있다. 즉 계통의 관련부품의 신뢰도가 매우 높아서 가용성의 여부는 초기상태에 “자동”에 있는지 여부에 따라 결정된다. 따라서 디젤보조발전기의 가용성을 위에서 제시

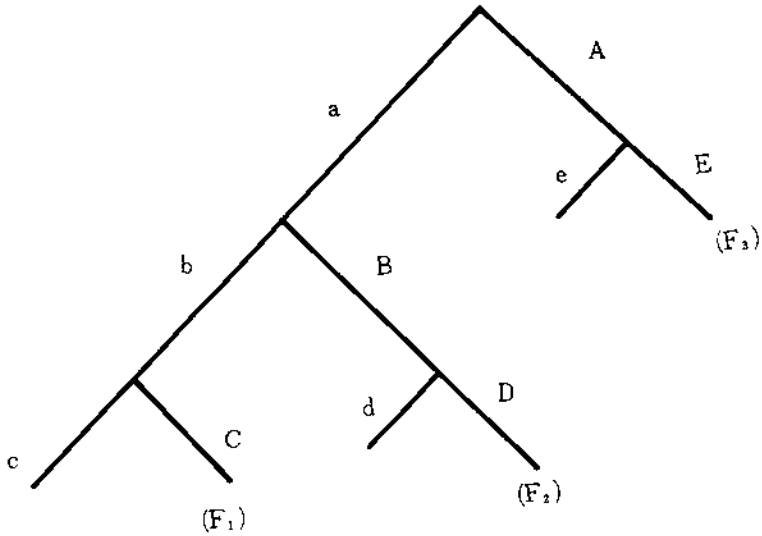
한 방법에 의하여 검사작업 이후에 계통의 초기상태를 “자동”으로 환원시키지 않을 확률로 표현하였다.

- 작업조건 : 1. 주어진 운전절차서에 의한 정기검사과정으로 Stress는 보통이다.
- 2. 작업은 숙련된 운전원에 의하여 수행된다.
- 3. 운전원 이외에 별도의 점검자는 없다.

- 오류형태 : 검사완료 후 계통의 초기상태를 “자동”으로 환원시키지 않음.
- 오류의 가능성 : 운전절차서의 환원단계와 점검규정 관련 5 가지의 가능성. (표 2 Worksheet 참조)
- 인간오류확률의 자료원 : A. D. Swain의 Handbook (NUREG/CR-1278)
- 사건수목의 구성 : 그림 1
- 디젤보조발전기의 가용도 : 약 0.009의 확률로 “자동” 상태에서 벗어남.

표 2. 디젤보조발전기 가용성 평가를 위한 Worksheet

Written Poocedure Step No. or Task Description	Dependence	Potential Error	Table No. & Item No.	Table HEP & UCBs
4.7 Verify diesel set for aute start	ZD	A. Failure to use Written procedure.	20- 6 # 6	0.5 (.01 to .25)
		B. Failure to use checkoff provision properly	20- 6 # 8	.5 (.1 to 1.0)
		C. Omit step 4.7, long list, check off used properly.	20- 7 # 2	.003 (.001 to .01)
		D. Omit step 4.7, long list, check-off used improperly.	20- 7 # 4	.03)
		E. Omit step 4.7, procedures not used.	20- 7 # 5	.05 (.01 to .25)

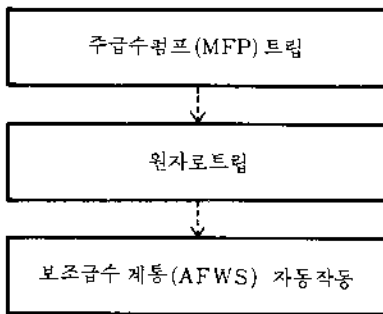


$$\begin{aligned} \text{Pr}(F) &= .05 \times .05 + .95 \times .5 \times .01 + .95 \times .5 \times .003 \\ &= .008675 \approx .009 \end{aligned}$$

그림 3. 디젤보조발전기 가용성관련 인간오류사건수목 및 확률계산

3. 2 Davis-Bess # 1의 발전소의 주급수펌프 트립사고의 해석

다음은 1985년에 발생한 미국 Davis-Bess # 1 발전소의 주급수펌프 트립사고를 위에서 제시한 방법을 적용하여 운전원의 오류에 의한 발전소의 안전유지가능성을 해석한 사례분석결과이다. 사고의 진행은



의 과정중에서 운전원이 보조급수계통을 수동작동시키려다가 스위치선택의 실수로 일차측 가압

기 압력밸브가 개방고착되어 TMI-2 사고와 유사한 사고의 전개과정을 보였다.

-기본가정:

- 1) 수동시동이 성공한 경우 발전소는 안전성을 유지한다.
- 2) 수동시동이 부적절한 경우에는 일차측 가압고 압력밸브가 개방고착된다.
- 3) 운전원의 숙련도는 6개월 이상(숙련)이다.
- 4) 제어반의 상태는 보통이다.
- 5) 운전원의 스트레스 수준은 약간 과중하다.

-인간실패도분석의 적용과정:

- 1) 사고의 전개상황조사결과: 표 3
- 2) 사고에 대한 작업분석(Task Analysis): 표 4
- 3) 사건수목의 구성: 그림 2
- 4) 인간오류확률의 계산: 표 5
- 5) PSF 및 의존도에 대한 민감도분석: 표 6

표 3. Davis-Besse # 1 발전소의 사고전개과정

순 번	진 개 사 항	비 고
01:35:00	MEP# 1 트립	
01:35:29	원자로 및 터빈트립	
01:35:31	SFRCS의 우연한 작동	
01:35:36	MSIS# 1 닫힘	
01:35:37	MSIV# 2 닫힘	
01:40:00	MFP# 2 트립	
01:41:04	SFRCS채널# 1 자동시동(AFP# 1 시동)	
01:41:08	증기발생기 저압에 대응한 SFRCS수동시동, AFP# 2 시동 보조급수 차단밸브 닫힘	運轉員誤謬
01:41:13	SFRCS채널# 2 자동시동	
01:41:31	AFP# 1 트립	
01:41:44	AFP# 2 트립	
01:42:00	증기발생기 저수위에 대응한 SFRCS 수동시동	회복효과
01:45-	PORV 개방고착	
01:51	PORV차단밸브 수동폐쇄	運轉員조치
"	보조급수 차단밸브 수동개방	"
01:51	SFP수동시동	"
01:52	AFP# 2 수동시동	"
01:55	AFP# 1 수동시동	"
01:58	"Piggyback" 모드 수동개시	"

SFRCS(Stem Feedwater Rupture Control System)

SFP(Startup Feedwater Pump)

표 4. Davis-Besse # 1 발전소사고의 작업분석

Task Description	Potential Human Error	의존성
Diagnose the auto actuation of SFRCS	A. Fails to recall procedural items of diagnosis	X
	B. Misdiagnose the auto actuation of SFRCS	X
Actuate SFRCS channel # 1 & 2	C. Fails to actuate SFRCS channels correctly	O
Check and correct the error in actuation of SFRCS	D. Fails to check and correct the error in actuation of SFRCS	X
Diagnose PORV condition	E. Fails to diagnose PORV condition	X
	F. Misdiagnose PORV condition	X
Close PORV block valve	G. Fails to close PORV block valve	O
Open S/G isolation valve # 1 & 2 locally	H. Fails to instruct orally to open	X
	I. Error in recalling oral instruction	O (CD)
	J. Fails to open S/G isolation valves # 1 & 2	O
Actuate SFP	K. Fails to actuate SFP	X
Actuate AFP # 1 & 2	L. Fails to actuate AFP # 1 & 2	O

표 5. 인간오류확률 계산

人間 誤謬	Nominal HEP	Table (20-)	Conditional HEP			RF	실제 HEP (MD)
			LD	MD	HD		
A	.003	7 (2)		.003		.05	.003
B	.1	3 (2)		.1			.005
C	.003	12 (2)	.00285	.00247	.0015		.00257
D	.05	22 (3)		.05			.05
E	.003	7 (2)		.003			.003
F	.001	14 (1)		.001		.5	.0005
G	.0005	12 (5)	.00048	.00043	.00025		.00043
H	.005	6 (4)		.005			.005
I	.001	8 (1)		0 (CD)			0
J	.0001	12 (8)	.0001	.00009	.00005		.00009
K	.003	12 (10)		.003			.003
L	.003	12 (10)	.05285	.1454	.5015		.1454

표 6. 평가결과 및 민감도분석 (보조급수계통의 작동실패 확률)

PSF 의존성	LD	MD	HD
1	0.0082	0.0081	0.0081
2	0.0166	0.0165	0.0163
5	0.0435	0.0431	0.0417
10	0.0928	0.0914	0.0861

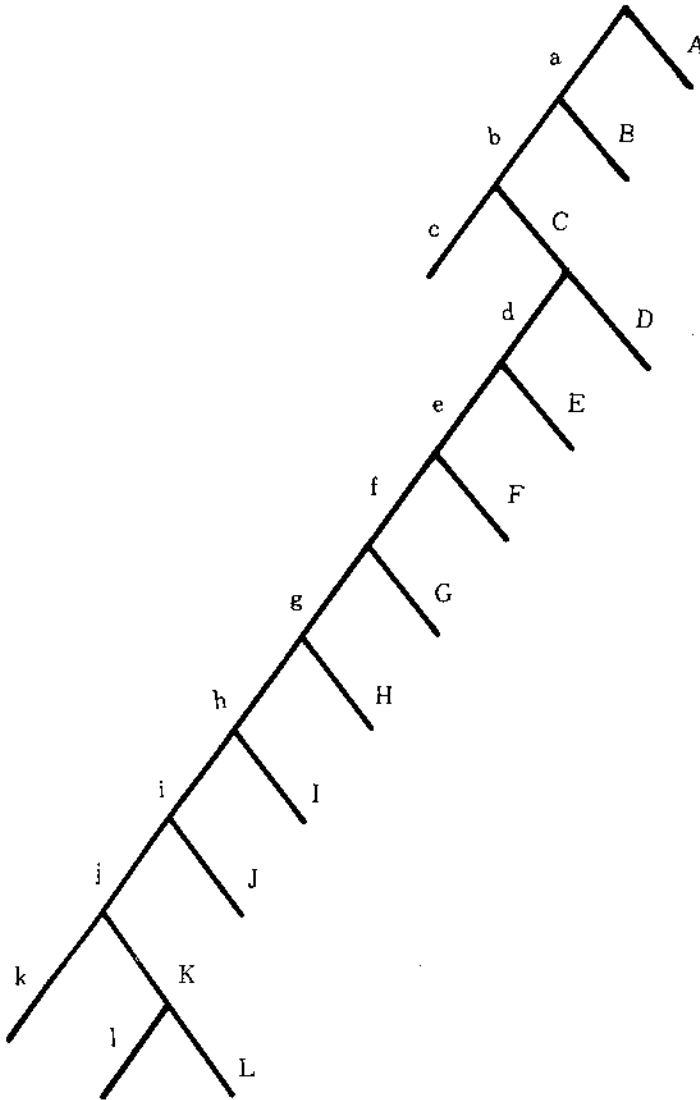


그림 4. Davis-Besse # 1 발전소사고의 사건수목

4. 결론 및 추후연구방향

4. 1 본 연구의 한계

인간신뢰도분석에 대한 본연구는 방법론의 정립에 일차적인 목적을 두어 추후에 본격적인 인간신뢰도분석의 방향을 제시할 수 있는 사례를 보이는데 한계를 두었다. 방법론은 기존의 인간신뢰도분석에서 가장 널리 쓰이는 정량화기법인 THERP를 중심으로 원자력발전소의 운전에 이해적용하는 작업에 현실감을 부여하도록 하였다. 그러므로 본 연구에는 다음과 같은 한계점이 있다.

- 1) 분석대상발전소의 고유한 자료생성기준이 제시되지 않았다.
- 2) Handbook을 제외한 자료의 구체적인 가용성이 희박하다.
- 3) 명목치(nominal value)의 할당 및 수정에 대한 구체적인 방법론과 기준이 제시되지 않았다.

다.

- 4) Stress수준과 숙련도이외의 시간적인 요인등을 확률로 고려하지 못하였다.

4. 2 추후연구방향

위와 같은 문제점을 보강하기 위해서는 다음과 같은 연구가 추가되어야 할 것이다.

- 1) 자료원의 구축 : 인간오류확률의 자료를 확률론적 위험도분석연구의 목적에 합당한 범주(category)로 구분하여 궁극적으로 HRA-DATA BASE를 구축하여야 할 필요가 있다. 여기에 관련되는 내용은 기존의 자료로부터 전문가집단의 평가, Simulator data 등이 가용할 것이다. (3, 10, 16)
- 2) 인식모형의 개발 : 인식모형에 의하여 소요 시간과 가용시간 등 다른 요인의 영향을 인간오류확률에 반영할 수 있는 방안이 추가되어야 한다. (7, 13)

Reference

1. Carnino, A. Human Factors Considerations for Reliability and Safety EDF 1985.
2. Casto, Wm.R. Human Error in Events Involving Wrong Unit or Wrong Train Nuclear Safety 1984.
3. Comer, M.K. et al Human Reliability Data Bank for Npp Operation NRC NUREG/CR-2744/1, 2 1983.
4. Embrey, D.E. The Use of RSFs and Quantified Expert Judgment in evaluation of Human Reliability NRC NUREG/CR-2986 1983.
5. Fisher, J.R. Human Reliability Analysis for PSA AECL 1986.
6. Hagen, E.W. Human Reliability Analysis Nuclear Safety 1976.
7. Hall, R.E. et al Post-Event Human Decision Error:OAT/time reliability corelat NRC NUREG/CR-3010 1982.
8. Lewis, E.E Nuclear Power Reactor Safety Wiley & Son 1977.
9. McCormick, N.J. Reliability and Risk Analysis NewYork Academic Press 1981.
10. O'Brien, J.N. The Uses of HRA-PRA results to resolve personnel performance issues NRC NUREG/CR-4103 1985.
11. Rouse, W.R. Analysis and Classification of Human Error IEEE Trans. Syst. Man, Cybern. Vol.13 1983.
12. Rassmussen, D. Reactor Safety Study USNRC Report WASH-1400 Appendix III 1975
13. Samanta et al. Multiple Sequential Failure Model NRC NUREG/CR-3837 1985.
14. Swain, A.D. A Method for Performing a Human Factors Reliability Analysis SCR-685 1963.

15. Swain, A.D. A procedure for conducting a Human Reliability Analysis for Nuclear Power Plant NRC NUREG/CR-2254 1983.
16. Swain, A.D. Human Reliability Analysis-Handbook NRC NUREG/CR-1278 1983.
17. White, R.F. A Suggested Nethod for the Treatmant of Human Error in the Assesment of Hazard *Reliability Engineering* vol.15 1986.
18. An Analysis of Root Causes of Significis Events identified in 1985 INPO 86-022 1986.
19. ANS/ENS Topical Meeting on Human Factors in NPP 1986.
20. Oconee PRA NASC 1984.
21. PRA Procedure Guide NRC NUREG/CR-2300 1983.