

영향도를 이용한 저출력/정지시 인적오류 평가 방법 개발

김윤익, 정창현

서울대학교
서울시 관악구 신림동 산 56-1

계무성

한성대학교
서울시 성북구 삼선동 2-389

요 약

저출력/정지시의 사고가 노심손상에 미치는 영향이 작지 않은데 비하여, 그 영향을 평가할 수 있는 체계는 확립되어 있지 않다. 특히 인적오류가 차지하는 비중이 크며 따라서 그 평가 방법을 개발하여야 한다. 본 연구에서는 영향도를 이용하여 인적오류에 영향을 주는 수행특성인자들을 동시에 고려함으로써 수행특성인자들 사이의 의존성 평가를 어느 정도 가능하게 하였다. 특히 저출력/정지시 대표적인 MRA 작업을 선정하여 인적오류 평가 방법을 적용함으로써, 본 방법이 다른 저출력 정지시 수행작업들에 대한 인적오류에도 적용 가능한 매우 유연한 방법임을 보여 주었다.

1. 서론

1989년 US NRC는 저출력/정지시 노심손상빈도가 내부 초기사건에 기인한 전출력시 노심손상빈도와 비교될 만큼 위험성을 내포하고 있음을 발표한 바 있다^[1, 2]. 저출력/정지시의 구성상태는 전출력(Full Power)에서 정상적으로 작동되거나 작동될 계통들의 구성상태와는 매우 다르다. 정지냉각계통(잔열제거계통)은 정상적으로 작동되지만 그 외의 안전계통을 포함한 대기 계통(Standby System)은 작동될 수 없도록 격리되어 있다. 그리고 대부분의 저출력/정지시에는 보수 작업이 진행되고 있다. 특히 부분중수운전(Mid-loop Operation)시에는 원자로 냉각재 수위가 낮으므로 정지냉각계통의 부주의한 운전시 잔열 제거 기능을 상실할 가능성이 많다. 특히 부분중수운전시 잔열 제거 기능상실의 경우, 초기 사건인 잔열제거펌프의 흡입 유량 상실에 대한 운전원의 부적절한 판단과 조치에 의해 노심 손상까지 초래할 수 있는 것이다.

저출력/정지(Low Power and Shutdown, LP&S)시에는 발전소 조건들과 배열들이 계속해서 변화하며, 많은 자동 보호 계통들이 동작하지 않게 되며 결과적으로, 전출력 운전 동안보다 저출력/정지 동안에 인간 요소는 훨씬 큰 역할을 하게 된다. 즉 인간 조치의 역할의 증가로 인하여 인적오류 가능성이 증대되므로 작업의 거동을 더 정확히 모델링해야 하며 새로운 저출력/정지시의 인적오류 평가 체계가 개발되어야 한다.

현재 전출력시에 대해서는 THERP(Technique for Human Error Rate Prediction)^[3], HCR(Human Cognitive Reliability) 모델^[4], 그리고 SLIM(Success Likelihood Index Methodology)^[5] 등의 인적오류를 평가할 수 있는 방법론들이 개발되어 원전에 적용되어 왔다. 그러나 이러한 방법들은 인간오류를 고장수목의 한 요소로서만 취급하며 전출력 운전시의 인적오류 평가에 적용해 왔기 때문에 원전의 저

출력/정지시에 대한 인적오류 평가에 이를 그대로 적용할 수는 없으며 각 모델의 가정, 접근방법 및 적용 범위에 있어 한계가 있으므로 보완의 필요성이 있다. 현재까지는 그 중요성에 비하여 저출력/정지시의 인적오류 평가에 대하여 확립된 방법론이 수립되어 있지 못하며 따라서 새로운 기준과 평가체계를 개발하여 저출력/정지시의 인적오류를 체계적으로 평가하여야 한다. 본 논문에서는 영향도를 이용한 개선된 인간오류 평가체계를 개발하여 저출력/정지시 대표적인 운전자 작업인 MRA (Over-draining으로 인한 RHR 기능 상실 회복 작업) 수행오류 평가에 적용하였다.

2. 계산 방법

2.1 영향도 (Influence Diagram)의 개발

영향도는 의사결정 노드와 확률 노드로 구성되어 있고 주로 의사결정 도구로 사용되는 Network이다^[6, 7]. 본 논문에서는 이 영향도를 이용하여 저출력/정지시 인적오류와 관련된 수행특성인자를 도식화하여 평가하는 체계를 도입하였다. 저출력/정지시 대표적인 작업인 MRA를 예제문제로 사용하였으며 이 직무(MRA)의 인적오류 평가를 위한 영향도는 그림 1과 같다.

그림 1의 각 성분에 대한 설명은 다음과 같다. 먼저 수행특성인자로는 조치들 사이의 의존성(DA, Dependency between Actions)을 나타내는 DA 노드가 도입되었다. 이는 현 조치와, 그 조치를 수행할 때 영향을 미치는 조치들, 즉 선행하는 조치나 동시에 수행되는 조치들 사이에 존재하는 의존성 정도를 나타낸다. SSEC 노드는 상황이나 환경 조건에 기인하는 스트레스(SSEC, Stress due to Situation and Environmental Conditions)를 나타낸다. 이는 운전원의 심리적인 조건과 인식 조건에 영향을 미친다. QP 노드는 절차서 지침 마련 정도(QP, Quality of Procedure)로서 절차의 질이 인적오류 가능성에 영향을 미치는 것을 모델링하였다. 노드 CT는 자원, 배치, 그리고 위치에 관한 직무의 복잡성(CT, Complexity of the Task relative to resources, coordination, and location)을 나타내며 이것은 노드 QP와 함께 직무 자체에 대한 요구 사항과 관련된 요소이다. 노드 TE는 조치에 관한 훈련과 경험(TE, Training and Experience relative to the action)으로서 역시 운전원의 심리적인 조건과 인식 조건에 영향을 주는 수행특성인자이다. 이러한 수행특성인자들은 그림 1과 같이 진단 과정과 조치 수행 과정에 모두 영향을 주므로 진단 노드 DF와 행위 노드 AF에 영향을 준다.

진단 과정은 수행특성인자 외에 올바른 탐지(Detection) 여부에도 영향을 받는다. 본 논문에서는 MRA 작업에 대해서는 충분한 계측기의 정보로 인하여 문제 탐지의 오류가 거의 없다고 가정하였다. 그러나 진단 오류는 중요하며 주로 허용 시간에 영향을 받는다. 이 때 진단 오류 확률은 최대 허용 시간(T_m), 작업 예상 시간(T_a), 진단 허용 시간(T_d)에 큰 영향을 받는다. 진단 허용 시간, T_d 는 최대 허용 시간과 작업 예상 시간의 차이이다. 그림 1과 같이, 이 진단 허용 시간은 진단뿐만 아니라 조치 수행에도 영향을 미친다. 최종적으로 인적오류 확률값(HEP, Human Error Probability)은 진단 오류 확률값(DP, Diagnosis Error Probability)과 수행 오류 확률값(AP, Action Error Probability)의 함수로 구해진다.

2.2 수행특성인자(Performance Shaping Factors) 등급화

각 수행특성인자가 진단 과정과 조치 수행 과정에 미치는 영향은 항상 존재한다. 그 영향 정도는 표 1과 같이 High/Low의 두 단계로 구분하였고 5개의 수행특성인자에 대하여 32개의 등급으로 구분되었다. 그러나 어느 하나의 수행특성인자가 미치는 영향이 다른 것들보다 월등히 크거나, 혹은 작지 않으므로 가능한 32 단계를 영향의 크기가 유사한 것끼리 묶어 여섯 군(群, Group)으로 정의하였다.

각 수행특성인자의 중요성을 동일하게 보고 관련 수행특성인자의 도수를 기준으로 구분하여 표 1과 같이 정리하였다.

2.3 보정 인자(Correction Factors)

진단 과정에 대한 보정 인자를 고려할 때 가장 중요한 요소는 것은 전 절에서 기술하였듯이 진단허용시간이다. 기본진단오류 확률의 평가는 기존의 ASEP 방법론과 동일하게 수행되었다[8]. 이에 표 1의 수행특성인자들을 고려한 보정된 진단오류 확률을 구하여 표 2에 나타내었다. 그룹 VI의 값을 기준으로 하여 그룹 I, II, III, IV, V에 대하여 각각 10, 8, 6, 4, 2의 인자를 기본진단오류 확률값에 곱하여 보정하였다.

작업 수행시에 대해서는 수행특성인들의 영향 정도를 Extremely High, Moderately High, Optimum 등 3등급화 하였으며 동적(Dynamic) 작업과 점진적(Step-by-step) 작업으로 구분하였다. 작업 수행시 PSFs 등급에 따른 인적오류 확률값은 표 3과 같다.

2.4 회복 조치(Recovery Actions)

같은 팀의 다른 작업자에 의한 확인 조치는 기본적으로 BHEP의 10배값으로 할당하였으며 항목별 세부 평가 방법은 표 4에 나타내었다. 한편 Information Feedback과 같이 Human Redundancy 이외에 다른 회복 인자(Recovery Factors)가 절차서에 명시되어 있으면 그 실패 확률은 조건부 확률로서, 0.1을 곱하여 보정하였다.

3. 예제 문제: MRA

저출력/정지시의 여러 조치들 중 부분충수운전을 위한 배수시, 과배수(Over-draining)로 인한 RHR 기능 상실 회복 작업(MRA, M: Generic Top Event - RCS Makeup, RA: Initiating Event - Over-draining to Mid-loop)을 본 논문에서 제시한 새로운 인적오류 평가 방법의 예제 문제로 사용하였다. RHR 상실 발생을 진단한 후 절차서 지침 1-AP-27.00(붕괴열 제거 능력 상실의 경우)에 따라 운전원이 취하는 조치는 먼저, 방출선 압력 조절 밸브 1-CH-PCV-1145를 잠그고 충전 유량 밸브 1-CH-FCV-1122를 열어, 물 손실을 중지시키고 RCS 보충수를 증가시켜 RCS 수위를 회복한다. 그리고 Vortexing RHR Pump는 정지, 분리시킨 후 다른 RHR Pump를 가동시킨다.

이 작업에 대한 분석에 다음과 같이 가정하였다; (1) NUREG/CR-6144^[3]에서 사용한 시간창(Time Window)을 사용하였으며, 제 1 시간창(저출력/정지로의 진입 후 75시간 이내)에서의 작업수행만을 고려하였다. (2) PRT(Pressurizer Relief Tank)의 디스크 브레이크 파열(Disk Break Rupture)이 일어나기 전(제 1 시간창의 경우 51분)에 RHR을 회복시키지 못하면, 격납용기 내의 방사선 때문에 RHR을 회복시키지 못하게 된다고 가정하였다. (3) RCS 비동이 시작되면 RHR 회복이 어려워질 수 있으므로 수위 회복은 단 몇 분내에 이루어져야 한다. 따라서 이 작업은 동적인 조치(Dynamic Action)로 상정하였다.

MRA에 대해 고려한 수행특성인자들은 다음과 같다.

(1) 조치들 사이의 의존성(DA): RCS 보충 작업과 동시에 수행되는 다른 조치는 없다. (2) 상황과 환경 조건에 기인한 스트레스(SSEC): 조치 수행 실패에 대한 부담감을 가지고 있다. (3) 절차서 지침(QP): 적절히 마련되어 있으며, 잘 정리된 절차서가 있다(Abnormal Procedure AP 27.00, Revision 4).

(4) 작업 도구, 배치, 그리고 위치에 관한 직무의 복잡성(CT): 미치는 영향이 작다. (5) 조치에 관한 훈련과 경험(TE): 운전원은 모의 실험을 통해 사건 경위에 대해 훈련을 하며, 그 이전의 부분충수운전 동안에 RCS 수위를 유지하고 회복시키는 경험을 쌓는다. 이로부터 상황을 잘 이해하고 조치 행위를 숙지하고 있다.

한편 제 1 시간창의 경우 RCS 비등까지의 시간과 노심 손상까지의 시간은 각각 15분, 219분의 값을 사용하였다^[2].

4. MRA 직무에의 적용

4.1 HRA 사건 수목

MRA에 대한 사건 수목을 구성하면 그림 2와 같다. A는 진단 오류이며 나머지는 조치 수행 오류이다. 한편 B와 C, 그리고 D와 E는 각각 의존성을 가지고 있으며, 다른 조치들은 서로 독립적이다.

4.2 인적오류 평가

우선, 진단시 인적오류를 평가하기 위해 최대허용시간(Tm)은 3장의 가정(3)에 의해 51분으로 추정하였다. 그리고 작업예상시간(Ta)은 수위회복작업과 RHR 펌프에 대한 작업에 걸리는 시간을 합하여 15분이라 추정하였다. 이에 따라 진단허용시간(Td)은 (51분 - 15분 = 36분)이 된다. ASEP HRA Table 8-2로부터 BHEP = 0.001, EF = 10이다. 3장의 가정과 상황들을 고려해 볼 때 이 경우는 제 V 군에 속한다. 이에 따라 표 2의 보정인자를 고려해지면, 진단오류 확률은 0.002가 된다.

조치 수행에 대한 인적오류 확률값을 구하면, 위에서 본 바와 같이 제 5 군에 속하고 동적 조치이므로 표 3에서 BHEP = 0.025, EF = 5이다. 그리고 밸브 여닫는 조치는 서로 중간 의존성(MD, Medium Dependency)이 있다고 볼 수 있다. 회복 조치의 경우는 표 4에 나타내었으며, 밸브 확인 작업은 단계적 조치로, 펌프 확인 작업은 동적 조치로 보아 각각 0.2와 0.5의 확률값이 부여되었다. 수행 조치와 회복 조치의 해당 확률값을 표 5에 정리하였다.

THERP Handbook의 표로부터 도출된 각 단위동작의 인적오류 확률값은 모두 대수정규분포(Lognormal Distribution)를 하고 있다. 따라서 인적오류를 계산하기 위해서는 HRA 사건수목상의 확률값들에 대하여 불확정성 분석(Uncertainty Analysis)을 수행해야 하며, 이를 통해 최종적인 인적오류 확률값을 계산해낼 수 있다. 그 계산과정은 다음과 같다;

그림 2의 HRA Event Tree는 크게 진단 오류 확률과 수행 오류 확률로 나눌 수 있으며, 진단과 수행 둘다 성공해야 Success Criteria를 만족한다. 따라서 전체 인적오류 확률값은 다음과 같이 구할 수 있다.

$$F_T = 1 - (1 - P_d)(1 - P_a) = P_d + P_a - P_d P_a \quad (1)$$

식 (1)의 불확실성 분석을 통해 최종적으로 F_T 의 확률 분포를 구하여야 한다. 이것은 그림 1의 노드 V를 계산하는 과정이다.

$$\alpha_{FT} = \overline{P_d} + \overline{P_a} - \overline{P_d} \overline{P_a} \quad (2)$$

$$\beta_{F_T}^2 = \beta_{P_d}^2 + \beta_{P_a}^2 - \beta_{P_d P_a}^2 \quad (3)$$

이 또한 대수정규분포이므로 아래식에 의해 전체 인적오류 확률의 분포를 구할 수 있다.

$$\sigma_{F_T}^2 = \ln \left[\frac{\beta_{F_T}^2}{\alpha_{F_T}^2} + 1 \right] \quad (4)$$

$$\mu_{F_T} = \ln \alpha_{F_T} - \frac{\sigma^2}{2} \quad (5)$$

식 (4), (5)로부터 중간값, $X_{50} = e^{\mu_{F_T}} = 5.64 \times 10^{-2}$, 5% 하한값, $X_{05} = \exp(\mu_{F_T} - 1.645\sigma_{F_T}) = 1.15 \times 10^{-2}$, 95% 상한값, $X_{95} = \exp(\mu_{F_T} + 1.645\sigma_{F_T}) = 2.76 \times 10^{-2}$, 분산도, $EF = \sqrt{\frac{X_{95}}{X_{05}}} = 4.9$, 최종 MRA 수행오류, $\alpha_{F_T} = X_{50} \cdot \exp\left(\frac{\ln EF}{2 \times 1.645}\right)^2 = 8.99 \times 10^{-2}$ 의 결과를 얻었다.

5. 결 론

이전의 HRA 방법이 각 수행특성인자를 독립적으로 고려하여 인적오류 확률값을 구하는 데 적용한 것과는 달리 수행특성인자들의 영향을 동시에 고려하여 적용하였다. 본 연구에서는 영향도를 이용하여 여러 수행특성인자들의 조합에 의한 영향이 비슷한 것들끼리 동일 범주로 그룹화 함으로써, 기존의 방법론들에서 부분적으로만 되어 있던 수행특성인자들 사이의 의존성을 종합적으로 고려한 모델을 개발하여 저출력/정지시 대표적인 MRA 작업에 적용하였다. 특히 저출력/정지시 작업자의 위험 기여도는 전출력시보다 증가하고 더 복잡한 조치 수행 상황에 직면하게 되어, 수행특성인자를 효과적으로 고려하기 어려웠던 한계를 어느 정도 극복할 수 있는 평가 체계이다. 또한 본 연구에서의 예제 문제뿐만이 아니라 저출력/정지시의 다른 여러 상황에도 적용 가능하여 저출력/정지시 PSA 수행에 활용될 수 있을 것이다. 본 연구에서 제시한 인적오류 확률값은 방법론의 적용 결과 얻어지는 예제적 수치이다.

그러나 본 연구에서도 수행특성인자들 사이의 의존성을 명확히 반영하지 못한 미비점이 있으며, 본 논문에서 제시한 수행특성인자 외에도 작업에 따라 고려하여야 할 가능 인자들이 모두 고려되지 않은 점이 있다. 또한 시간 의존적 의도 형성 오류를 모델링하지 못하는 단점도 개선되면 저출력/정지시 인적오류를 효과적으로 평가할 수 있는 보다 나은 체계가 수립될 수 있을 것이다.

참고문헌

1. U.S. NRC, "Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants," NUREG/CR-1150, December, 1990.
2. Evaluation of Potential Severe Accidents During Low Power and Shutdown Operations at Surry Unit 1, NUREG/CR-6144, June, 1994.
3. Swain and Guttman, "Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications," NUREG/CR-1278, June, 1983.
4. G.W. Hannaman, "Some Developments in Human Reliability Analysis Approaches and Tools," Reliability Engineering & System Safety, 1988, Vol. 22.
5. D.E. Embrey, "SLIM-MAUD; An Approach to Assessing Human Error Probabilities Using Structured Expert Judgement," NUREG/CR-3518, 1984.
6. M.S. Jae, A.D. Milici, W.E. Kastenber, and G.E. Apostolakis, "Sensitivity and Uncertainty Analysis of Accident Management Strategies Involving Multiple Decisions," Nuclear Technology Vol. 104, Oct. 1993.
7. M.S. Jae, and G. Apostolakis, "The Use of Influence Diagrams for Evaluation Severe Accident

Management Strategies," Nuclear Technology, Vol. 99, pp. 142~156 (1992)

8. Alan D. Swain, "Accident Sequence Evaluation Program Human Reliability Analysis Procedure," NUREG/CR-4772, February 1987.

표 1. PSFs 등급화(Categorization)

	수행특성인자 (Performance Shaping Factors, PSFs)					Group	
	조치들 사이의 의존성 정도	SECS	절차서 마련 미비 정도	복잡성	훈련 미비 정도		
1	H*	H	H	H	H	I	
2	L	H	H	H	H		
3	H	L	H	H	H	II	
4	H	H	L	H	H		
5	H	H	H	L	H		
6	H	H	H	H	L		
7	L	L	H	H	H		
8	L	H	L	H	H		
9	L	H	H	L	H	III	
10	L	H	H	H	L		
11	H	L	L	H	H		
12	H	L	H	L	H		
13	H	L	H	H	L		
14	H	H	L	L	H		
15	H	H	L	H	L		
16	H	H	H	L	L		
17	L	L	L	H	H		IV
18	L	L	H	L	H		
19	L	L	H	H	L		
20	L	H	L	L	H		
21	L	H	L	H	L		
22	L	H	H	L	L		
23	H	L	L	L	H		
24	H	L	L	H	L		
25	H	L	H	L	L		
26	H	H	L	L	L		
27	L	L	L	L	H	V	
28	L	L	L	H	L		
29	L	L	H	L	L		
30	L	H	L	L	L		
31	H	L	L	L	L		
32	L	L	L	L	L	VI	

* 'H(High)'라 함은 해당 조치 수행에 장애가 되는 정도가 큼을 의미하며, 'L(Low)'는 장애가 되는 정도가 작음을 나타낸다.

표 2. 진단시 Group별 보정 인자(Correction Factors)

Group	보정 인자 (Correction Factors)
I	HEP*×10
II	HEP*×8
III	HEP*×6
IV	HEP*×4
V	HEP*×2
VI	HEP*×1

* ASEP Table 8-2(또는 Figure 8-1)의 기본 진단 오류 확률값(Nominal Diagnosis Error Probability).

표 3. 수행시 각 Group별 PSFs Level에 따른 인적오류 확률값

PSFs level	Group	HEP*(EF**)	
		Dynamic	Step-by-step
Extremely High	I	0.25(5)	0.05(5)
	II	0.25(5)	0.05(5)
Moderately High	III	0.05(10)	0.02(5)
	IV	0.05(10)	0.02(5)
Optimum	V	0.025(5)	0.025(5)
	VI	0.02	0.02

* NUREG/CR-4772 Table 8-5 참조.

** NUREG/CR-1278 Table 7-2 참조.

표 4. 각 Group별 회복 조치 오류 확률값

PSFs level	Group	HEP		EF*
		Dynamic 조치 수행 결과 확인	Step-by-step 조치 수행 결과 확인	
Extremely High**	I	0.5	0.5	5
	II	0.5	0.5	5
Moderately High	III	0.5	0.2	5
	IV	0.5	0.2	5
Optimum	V	0.2	0.1	5
	VI	0.2	0.1	5

** 작업 허용 시간이 30분 이내로서 Time Stress를 주는 경우 회복 조치 효과 무시.

표 5. MRA 사건수목의 각 단계에서의 확률값

TASK	BHEP	EF	PSF	HEP
A	0.001	10	×2	0.002
B	0.025	5		0.025
C	0.2	5	MH*	0.2
D	0.025	5	MD	0.0214
E	0.2	5	MH	0.2
F	0.025	5		0.025
G	0.5	5	EH**	0.5
H	0.025	5	MD	0.0214
I	0.5	5	EH	0.5

* PSFs 중 'Moderately High'를 의미한다.

**PSFs 중 'Extremely High'를 의미한다.

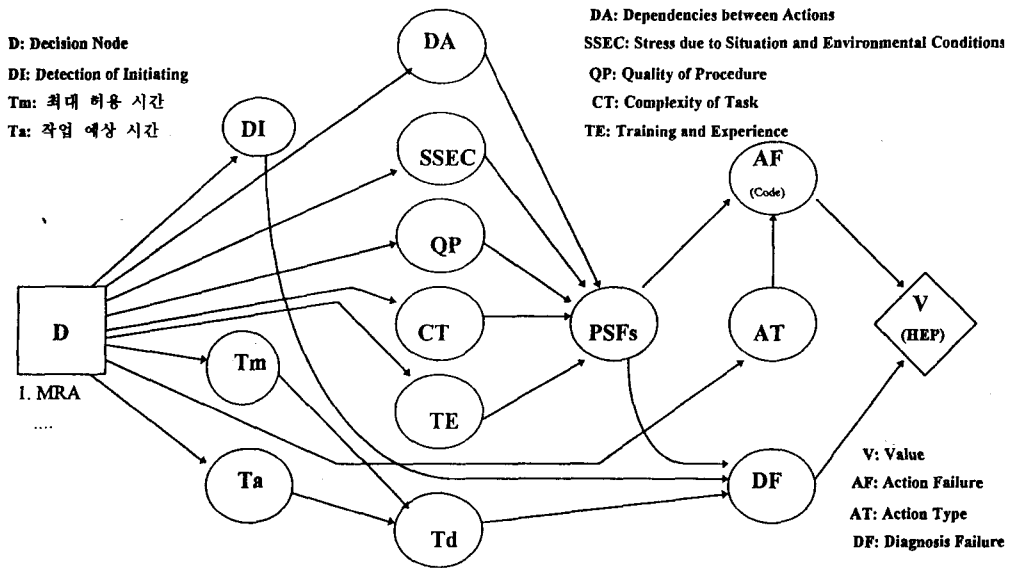
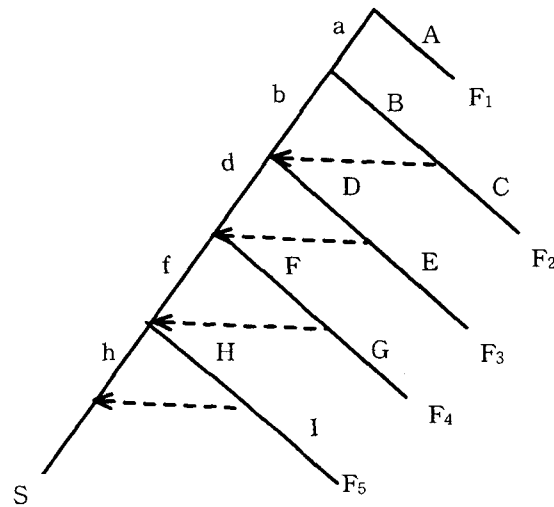


그림 1. 저출력/정지시 인적오류 평가체계 영향도.



- A: 과배수(Over-draining) 발생 진단 실패
- B: Failure to close 1-CH-PCV-1145
- C: 같은 팀의 다른 작업자에 의한 1-CH-PCV-1145 밸브의 잠금 확인 실패
- D: Failure to open 1-CH-FCV-1122
- E: 같은 팀의 다른 작업자에 의한 1-CH-FCV-1122 밸브의 열림 확인 실패
- F: Failure to stop and isolate vortexing RHR 펌프
- G: 같은 팀의 다른 작업자에 의한 vortexing RHR 펌프의 정지 및 분리 확인 실패
- H: Failure to start other RHR 펌프
- I: 같은 팀의 다른 작업자에 의한 다른 RHR 펌프의 가동 확인 실패

그림 2. MRA에 대한 HRA 사건 수목(Event Tree).