

# 표준 원자력발전소 확률론적 안전성 평가의 인간 신뢰도 분석 평가

강대일<sup>†</sup> · 정원대 · 양준언

한국원자력연구소 종합안전평가부  
(2003. 2. 12. 접수 / 2003. 5. 6. 채택)

## Evaluation of Human Reliability Analysis Results in Probabilistic Safety Assessment for Korea Standard Nuclear Power Plants

Dae-Il Kang<sup>†</sup> · Won-Dea Jung · Joon-Eon Yang

Integrated Safety Assessment Division, Korea Atomic Energy Research Institute  
(Received February 12, 2003 / Accepted May 6, 2003)

**Abstract** : Based on ASME probabilistic risk assessment (PRA) and NEI PRA peer review guidance, we evaluate a human reliability analysis (HRA) in probabilistic safety assessment (PSA) for Korea standard nuclear power plants, Ulchin Unit 3&4, to improve it performed at under design. The HRA for Ulchin Unit 3&4 is assessed as higher than Grade 1 based on ASME PRA standard and as higher than Grade 2 based on NEI PRA peer review guidance. The major items to be improved identified through the evaluation process are the documentation, the systematic human reliability analysis, the participation of operators in the works and review of HRA. We suggest the guidance on the identification and qualitative screening analysis for pre-accident human errors and solve some items to be improved using the suggested guidance.

**Key Words** : nuclear power plant, probabilistic safety assessment, human reliability analysis

### 1. 서 론

원자력발전소에 대한 최초의 확률론적 안전성 평가 (probabilistic safety assessment: PSA) 보고서인 WASH-400<sup>1)</sup>이 발간된 이후, PSA는 원자력발전소의 정량적인 안전성 평가 수단뿐만 아니라 원자력발전소의 설계 및 운전과 정비 등에 폭넓게 사용되는 중요 도구로 자리매김을 하였다. 최근에는 원자력분야의 자원(resources)을 효율적으로 사용하려는 위험도 정보활용 적용/규제가 원자력 분야 전체로 확대 적용되면서 이의 위험도정보활용 적용/ 규제업무에 토대가 되는 PSA의 중요성은 더 부각되고 있다. 하지만 원자력발전소의 PSA 수행시 지금까지 사용되었던 방법론과 데이터의 기술과 품질 수준은 개별 발전소의 PSA마다 다르게 나타났다. 이에 미국의 원자력기체학인 ASME (The American Society of Mechanical Engineers)와 미국의 원자력발전소 사업

자 협의체인 NEI(nuclear energy institute)에서는 PSA의 기술수준과 품질 향상을 위한 지침서인 ASME PRA standard<sup>2)</sup>(이하 ASME PRA 지침서)와 NEI PRA peer review guidance<sup>3)</sup>(이하 NEI PRA 지침서)를 발간하였다. 이들 지침서에는 위험도정보활용 적용/규제 분야에 따라 사용될 PSA에 등급을 부여해 등급에 따라 데이터와 방법, 그리고 문서화 수준 등에 차이를 두고 있다. 예를 들면 원전의 안전성 취약 부분을 파악하는 낮은 등급 단계인 설계 중 원전 PSA에서는 일반 (generic) 데이터를 사용해도 되지만, 보다 높은 등급을 요구하는 위험도정보활용 가동중시험 등의 분야에서는 적용 대상 발전소의 고유 경험 (plant specific) 데이터를 사용하여 PSA를 수행하여야 한다고 명시하고 있다. 따라서 기존에 수행되었던 국내 원자력발전소 PSA 대부분은, 설계중인 원전의 안전성 확인과 취약점을 파악하는 목적으로 수행되었기 때문에 국내 원자력발전소의 위험도정보활용 적용/규제 분야를 활성화하기 위해서는 기 수행된 PSA의 검토와 이의 개선이 필요하다.

<sup>†</sup>To whom correspondence should be addressed.  
dikang@kaeri.re.kr

기 수행된 원자력발전소 PSA 결과에 의하면 인적요인이 안전성에 가장 큰 영향을 미치는 요인 중 하나로 나타났고 실제적으로 발생한 대형사고 대부분은 인적요인과 밀접히 관련이 있는 것으로 밝혀졌다. 인간신뢰도분석 (Human Reliability Analysis: HRA)은 인간 행위를 기기처럼 생각하여 원자력발전소의 안전성에 중요한 초기사건 이전 행위나 초기사건이후 인간행위를 파악/정량화하여 PSA 논리구조인 사건·고장 수목이나 사고경위 단절집합에 포함시키는 것이다.

본 논문에서는 국내 표준 원자력발전소인 울진 3,4호기 PSA<sup>4)</sup>의 HRA를 앞에서 언급한 ASME와 NEI의 PRA<sup>2,3)</sup> 지침서를 기반으로 평가하고 개선사항을 파악하였다. 2장에서는 ASME와 NEI의 PRA 지침서를 소개하고, 동 지침서에서 규정한 HRA 요건사항을 소개하였다. 3장에서는 표준원전인 울진 3,4 PSA에서의 HRA에 대해 ASME와 NEI PRA 지침서를 토대로 평가한 결과와 개선안을 기술하였다. 또한 현재 한국원자력연구소에서 수행되고 있는 HRA 개선활동도 소개하고 있다. 끝으로 4장에서는 결론을 기술하였다.

## 2. PSA 지침서와 표준 원전 인간신뢰도 분석방법

이 장에서는 ASME와 NEI의 PRA 지침서의 일반사항과 HRA 요건, 그리고 평가 대상 HRA인 울진 3,4 PSA의 HRA 절차와 방법을 소개하였다.

### 2.1. ASME와 NEI PRA 지침서 개요와 HRA 요건

서론에서 언급했듯이 원전에서 위험도정보활용 / 규제를 활성화하기 위해서는 PSA의 기술 수준이 적정하게 유지되어야 한다. ASME와 NEI에서는 위험도 정보활용/규제 적용분야에 따라 PSA 기술과 품질 수준을 달리하여 등급을 부여하고 있다. 두 지침서 모두 위험도정보활용/규제 적용분야에 대해 요구하는 등급과 해당 등급에 따른 PSA의 품질과 기술 수준은 유사하다. Table 1과 2는 ASME와 NEI의 PSA 등급별 적용분야를 나타내고 있다. 현재 국내,외의 원자력발전소 사업자로부터 커다랗게 요구되는 분야인 위험도정보 기술지침서개정/가동중검사 등을 수행하기 위해서는 PSA 등급이 ASME는 II등급, NEI는 3등급을 만족해야 한다.

Table 3에 나타난 것과 같이 PSA 등급 평가를 위

해 두 지침서 모두 PSA의 기술적인 측면을 요소별로 나누고, 다시 요소별로 등급별 세부 항목을 기술하고 있다.

Table 1. Capability category based on ASME PRA standard<sup>2)</sup>

	I등급	II 등급	III 등급
범주와 상세수준 정도	인적행위를 포함해 계통이나 계열 수준에서 상대적 중요 기여 인자 파악	인적행위를 포함해 구조, 계통, 기기(SSC) 수준에서 상대적 중요기여 인자 파악	인적행위를 포함해 기기수준에서 중요 기여인자 파악
발전소 특성 반영정도	발전소의 유일한 설계와 운전 설비클 제외하고 일반 데이터/모델 사용	주요 기여인자에 발전소 고유 데이터/모택 사용	이용가능시 모든 기여인자에 발전소 고유데이터/모델 사용
발전소 반응에 대한 실제성 반영 정도	실제성의 이탈정도가 의사결정(결론과 위험도)에 작지않은 영향을 줄 것 같음	실제성의 이탈정도가 의사결정(결론과 위험도)에 영향을 줄 것 같지 않음	실제성의 이탈정도가 의사결정(결론과 위험도)에 영향을 안 줌

Table 2. Grade based on NEI PRA peer review guidance<sup>3)</sup>

	1 등급	2등급	3등급	4 등급
내용	발전소 취약 정도만을 확인할 수 있는 수준에 해당. 당-모델링, 분석 및 데이터 등에 상당한 보수성이 내포	Grade 2는 계통 및 기기의 위험도 수준에 해당. Grade2는 Grade 1 적용에 관한 사항 수용	Grade 3인 PRA 결과는 정론적 평가 결과와 조합하여 발전소의 물리적 인 변화를 가용하게 함. Grade 3은 Grade 2 용에 관한 사항 수용	하드웨어, 절차서, 요구사항 및 방법론 등을 포함한 인허가 요건 완화에 적용가능. Grade 4는 Grade 3 적용에 관한 사항 수용
적용 분야	발전소개별 평가	전동구동밸브, 중대사고 순위화, 정비요인 평가	위험도정보활용-가동중검사/기술지침서	기술지침서를 위험도감시 모니터링 대체

Table 3. Technical elements of ASME and NEI PRA Guidance<sup>2,3)</sup>

분야	세부 항목 수	
	ASME	NEI
초기사건	30	21
사고경위	21	26
성공기준	16	11
계통분석	41	27
인간신뢰도분석	34	30
데이터분석	28	20
정량화	31	34
대기초기누출빈도	37	28
내부침수	28	
구조반응		13
의존성		14
보수와 개정		15
계	266(238*)	239

\*: 내부침수 제외시

Table 4. HRA technical elements of ASME and NEI PRA guidance

ASME - 34개의 세부항목		NEI - 30개의 세부항목
사고전 인간행위 - 15 항목	과약 - 3개 항목 선별 - 2개 항목 인간실패사건 정의 등 - 3개 항목 상세/의존성 평가 - 7개 항목	일반지침 - 3개항목 사고전 인간행위 - 4개 항목
사고후 인간행위 - 18 항목	과약 - 4개 항목 인간실패사건 정의 등 - 2개 항목 상세/의존성 평가 - 9개 항목 회복행위 - 3개 항목	사고후 인간행위 - 18개 항목 의존성 평가 - 2개 항목 문서화 - 3개 항목
문서화 - 1개항목		

ASME에서는 기술적 요소를 9개로, 세부항목은 266개로 분류하였고 NEI PRA 지침서에서는 기술적 요소는 11개로, 세부항목은 239개로 분류하였다. 세부항목에서 언급한 기술적 요소의 범주는 AMSE의 내부침수를 제외하면 두 지침서 모두 유사하다.

두 지침서의 등급별 세부 항목에서 요구하고 있는 것은 기본적으로 특정 방법 (how to do)이 아니라 어떤 내용을 담을 것(what to do)인가 이다. 예를 들면 HRA 기술적 요소에서는 특정 방법을 사용해 인적오류를 정량화하라고 요구하지는 않고 정량화 시에 운전원 오류에 영향을 줄 수 있는 훈련이나 경험 수준을 반영해야 한다고 기술하고 있다. 두 지침서의 인간신뢰도분석 요건을 상세히 살펴보면, Table 4에 나타나 있듯이 ASME에서는 인적오류 과약, 선별, 인간행위 실패사건 정의와 PSA 모델 반영, 상세 정량화와 의존성 평가이다. NEI PRA 지침서는 ASME PRA 지침서와 유사하게 인적오류 정량화와 의존성 평가이다. NEI PRA 지침서는 유형에 따라 인적오류의 과약과 선별, 정량화 및 정량화 시 고려사항, 회복조치, 의존성 평가에 관한 기준을 제시하고 있다.

두개의 지침서에서 나타난 인간신뢰도 분석 요건의 특징은 다음과 같다:

- 기본적으로 두 개의 지침서 모두 가동중 원자력발전소를 대상
- 인간행위 과약, PSA 모델 반영과 정량화에 절차 및 체계성 강조
- 사고경위에 나타나는 인간행위들의 의존성 평가 중요시
- 인간행위 정량화 전·후에 발전소 운전원과의 검토와 면담 중요시

이외에도 새로운 원자로 형태의 원자력발전소에 대한 설계단계 PSA에서 HRA 수행시, 발전소 현장 상황을 반영할 수 없기 때문에 HRA 등급이 제한적으로 평가될 수 밖에 없다. PRA에 대한 지침서의 발간으로 이제는 PSA에서의 HRA 뿐만 아니라 PSA의 다른 기술요소에 대해 규제기관의 심사나 개선 업무의 예측이 용이해질 것으로 판단된다.

## 2.2. 표준원전 인간신뢰도분석 개요

이 절에서는 표준원전인 울진 3,4 PSA에서 사용된 인간신뢰도분석 과정을 간략히 기술하였다.

PSA가 수행목적에 따라 그 분석 폭과 깊이가 달라지듯이 HRA 역시 수행 목적에 따라 분석의 폭과 깊이는 달라진다. 울진 3,4 PSA의 목적이 설계단계에서 원자력발전소의 안전성을 확인하고 위협요인을 파악하기위해 수행되는 것이기 때문에 울진 3,4 PSA에서의 HRA 역시 설계단계에서의 PSA에 나타나게 되는 제한성을 갖게된다.

울진 3,4 PSA의 HRA 절차는 기존에 수행되었던 대부분의 HRA 절차와 마찬가지로 인간행위 과약, 선별분석, 상세분석, 문서화 순으로 수행되었다. 인간행위 정량화에 사용된 방법과 데이터는 ASEP (Accident Sequence Evaluation Program) HRA<sup>5)</sup> 및 THERP<sup>6)</sup> (Technique for Human Error Rate Prediction) 방법이다. ASEP HRA 방법은 THERP 방법을 간략히 개정한 것이다. 울진 3,4 PSA의 HRA에서 인간행위 분류는 다른 원자력발전소 PSA의 HRA와 유사하게 인간행위 특성에 따라 크게 3가지로 다음과 같이 분류하였다:

- 사고 전(pre-accident) 인간행위: 기기의 보수, 시험, 보정 오류와 관련된 인간행위
- 초기사건 유발 인간행위: 초기사건 빈도에 포함. 일반적으로 별도 분석 안함
- 사고 후(post-accident) 인간행위: 발전소 사고나 이상사태 발생시 이의 완화 실패와 관련된 인간행위와 회복행위

ASEP과 THERP에서는 분석대상 인간행위 관련 직무를 단위직무로 분리 (decomposition) 하여 직무와 연관된 오류를 평가하는데, 인간행위 유형마다 정량화를 위해 고려되는 인적오류는 다르다. 인간행위 유형에 따라 고려되는 오류는 다음과 같다:

- 사고 전 인간행위: 수행오류 (누락오류 (omission error) + 조치오류(commission error))

- 사고 후 인간행위: 진단오류(diagnosis error) + 수행오류(execution error)

사고 전 인간행위는 원자력발전소의 일상적인 업무중에 이루어지는 보수나 시험 등의 직무 수행과 관련되어 있다. 이러한 사고전 인간행위 관련 오류 대부분은 1단계 PSA 결과인 노심손상빈도에 크게 기여하지 않은 것으로 나타났다. 위에서 언급한 수행오류는 절차서에 따라 보수나 시험 업무를 수행할 경우 절차서를 누락(omission)하거나 절차서에서 언급한 어떤 기기의 작동을 제대로 못할 경우에 나타나는 조치오류(commission error)를 말한다. 올진 3,4 PSA의 HRA에서는 사고전 인간행위를 THERP 방법과 데이터를 이용하여 정량화 하였다. 상세 정량화된 사고전 인적오류 가능성을 고려하여 계통 고장수목에 모델링하는지의 여부를 판정하는 정성적 선별분석이 수행되었다. 정량화가 필요한 인간행위에 대해서는 THERP에서 주어지는 기본 인간오류 확률에 회복오류 확률만을 고려하여 일률적으로 평가하였다.

사고후 인간행위는 발전소에 사건이나 사고 발생 시, 이에 대처하는 운전원 행위와 관련된 행위이다. 이 인간행위에는 기기 고장시 이를 정상적으로 작동케하는 회복행위도 포함한다. 사고후 인간행위는 1단계 PSA 결과인 노심손상빈도에 크게 기여하는 것으로 나타났다. 이 행위는 정량화가 어렵고 노심손상빈도의 주요 사고경위와 연관성이 크기 때문에 HRA 분석자나, 연구자, 규제기관의 주된 관심이 되어 왔다. 올진 3,4 PSA의 HRA에서는 사고후 인간행위 평가를 ASEP 방법과 데이터를 이용하여 평가하였다. 상세 정량화된 사고전 인간행위 평가에서와 마찬가지로 선별분석을 수행하였다. ASEP을 이용한 사고후 인간행위 정량화는 THERP와 마찬가지로 방식으로 진단오류 확률과 수행오류 확률을 다음과 같이 정량화한다:

- 진단오류 확률 = 기본 진단오류확률 (진단여유시간) × 보정 인자 (factors)
- 수행오류확률 = ∑ [세부직무 기본오류확률 × 보정 인자]

진단오류 확률 평가에서 기본 진단오류 확률은 진단여유시간에 따라 다른데 이 값은 ASPE과 THERP의 표에 나타나있다. 진단 여유 시간이란 1단계 PSA 결과인 원자력발전소의 노심손상빈도 전까지 주어

Table 5. Assessment results based on ASME PRA standard

항목과 항목수	<I	I	II	III
사고전 인간행위(15)	2	8	5	0
사고후 인간행위(18)	2	6	7	3
문서화(1)		1		
계(34)	4	15	12	3

Table 6. Assessment results based on NEI PRA peer review guidance

항목과 항목수	1	2	3	4
일반지침(3)		1	2	
사고전 인간행위(4)		4		
사고후 인간행위(18)		8	8	1
의존성 평가(2)	1			1
문서화(3)		2	1	
계(29+1(적용안됨))	1	15	11	2

지는 시간이다. 보정인자는 운전원의 훈련이나 경험 등의 정도를 반영하여 기본 진단오류 확률을 증가시키거나 감소시키는 인자이다. 올진 3,4 PSA의 HRA에서 진단오류 평가시 고려한 보정인자는 사건의 친숙성, 스트레스, 꺼리김(hesitancy), 절차서 품질이다. 올진 3,4 PSA의 HRA에서 평가 대상 행위의 세부직무에 대한 기본오류 확률 평가는 운전원이 받는 스트레스에 따라 다르게 주어지는 ASEP의 표를 사용하여 평가했다. 올진 3,4 PSA의 HRA에서 수행오류 평가시 고려한 보정인자는 행위형태(step-by-step, dynamic)와 스트레스, 행위 수행장소이다.

### 3. 등급평가와 개선안

이 장에서는 한국원자력연구소가 수행한 HRA에 대해 ASME PRA 지침을 기준으로 평가한 결과와 개선사항을 기술하였다.

#### 3.1. 등급 평가와 보완사항

Table 5와 6에는 ASME와 NEI의 등급 평가결과가 나타나 있다. 평가 결과 평균적으로 ASME는 I등급이상, NEI는 2등급이상 평가되었다. 목표로하고 있는 등급인 AMSE의 II등급과 NEI의 3등급 측면에서 등급 평가 결과를 살펴보면, ASME는 II등급 미만 비율이 55.9%이고 NEI는 3등급미만 비율이 55.2%로 나타났다.

Table 7. Guidance on identification and screening analysis for pre-accident human errors

<b>1</b>	사고전 인적오류 파악 지침
1.가	시험절차서나 운전 방법 등의 검토를 통하여 정상적인 운전이나 대기상태의 변경을 초래하는 보수나 시험 등의 직무 파악
1.나	교정 절차서나 운전 방법 등의 검토를 통하여 대기 상태의 안전 기기를 필요시 작동 못하게 하거나 잘못된 작동을 초래할 수 있는 계기 교정이나 시험 직무 파악
1.다	2 계열 이상의 기기에 동시에 영향을 줄 수 있는 작업이나 직무 파악
<b>2</b>	사고전 인적오류 정성적 선별지침
2.가	전출력 운전시 수행되는 보수나 시험 작업이 아님(교정오류는 정기 운전시에 수행한다고 하더라도 고려, 일부계통 기능수행 안하는 경우 고려 필요)
2.나	기기 위치 상태가 제어실에 정보로 나타나는 경우
2.다	기기 위치 상태가 제어실에 표시되고, 상태를 24시간마다 점검
2.라	기기가 계통 요구에 따라 자동으로 작동되는 신호를 받는 경우
2.마	기기가 관련 작업 수행후 기능점검 시험(flow test)이 수행되는 경우
2.바	기 상태가 자주(적어도 교대주기에 1번) 점검되는 경우
2.사	2계열 이상으로 이루어진 계통내의 기기가 교차방식으로 시험되거나 보수되면 공통회복오류는 고려 안 함. 다만 교정작업에 대해서는 교정의 기준이 되는 기기 자체의 교정 잘못으로 인한 공통 오교정오류 고려할 수 있음

II등급이나 3등급미만으로 평가된 사고전 인간행위와 사고후 인간행위의 비율을 보면, 사고전 인간행위는 ASME에서 66.6%, NEI에서는 100%로 나타났다. 사고후 인간행위는 ASME가 44.4%, NEI에서는 47%로 나타났다. 결과적으로 사고후 인간행위보다 사고전 인간행위에 대한 개선사항 비율이 더 높은 것으로 나타났다. 다음은 ASME II등급이나 NEI 3등급을 만족하기 위해 올린 3,4 호기 PSA의 HRA에서 추후 수행되어야 할 주요 개선사항이다:

- 인적오류로 인한 공통원인고장 가능성 파악과 분석에 대한 절차/규칙 마련과 시행
- 사고전 인간행위 파악과 정량화에 관한 절차서의 실질적인 검토 결과 문서화

- 선별되었을 경우 그 근거 기술 및 선별되기전의 인간행위 목록
- 열수력학적 분석결과 토대로한 시간분석(time analysis) 수행과 관련 단서(cues) 파악
- 주요 가정사항 및 주요 인간행위의 HRA 분석에 운전원 검토 참여
- 시뮬레이터 훈련 결과 반영 또는 운전원 상세 면담
- 사고경위내의 전체 운전원 실패 오류가 1.0E-6 보다 작은지의 여부 확인. 사고후 인적오류는 보수적인 값(0.5나 1)을 사용하여 평가 열수력학적 분석 등으로부터 주어지는 운전원 허용 시간이나 가정사항 등에 대한 근거 및 정보원의 기술

Table 8. Example of identification and screening analysis for pre-accident human error: auxiliary feedwater system

계통	기기	관련	시험/보정/보수/기타			잠재적 인적오류	선별 기준	비고
		절차서	종류	방법	주기			
AFWS	AFWS Modulating Solenoid Valve 0035/0036 /0037/0038	정기 - 발-06, 보조급수계통 운전 가능성 시험	정기시험	시차 시험	3개월	(1.가) 관련 펌프 시험시 이를 밸브를 잠갔다 그대로 둘 가능성	2.다, 2.라	
AFWS	AFWS Recirculation Line Manual Valve 1015A/1015B 1016A/1016B	정기 - 발-06, 보조급수계통 운전 가능성 시험	정기시험	시차 시험	3개월	(1.가) 관련 펌프 시험시 이를 밸브를 열었다 그대로 둘 가능성	2.나	
AFWS	TD AFWP Steam Isolation Valve 009/010	정기 - 발-06, 보조급수계통 운전 가능성 시험	정기시험	시차 시험	3개월	(1.가) 관련 펌프 시험시 이를 밸브를 잠갔다 그대로 둘 가능성	2.다, 2.라	
AFWS	TD AFWP Main Steam Inlet Line Isolation Valve 109/110	정기 - 발-06, 보조급수계통 운전 가능성 시험	정기시험	시차 시험	3개월	(1.가) 관련 펌프 시험시 이를 밸브를 잠갔다 그대로 둘 가능성	2.다, 2.라	

### 3.2. 사고전 인적오류 파악과 선별지침서

1장에서 언급했듯이 개선되어야 할 항목 비율이 상대적으로 높은 사고전 인적오류 HRA의 개선을 위해 사고전 인적오류 파악과 선별분석을 위한 지침을 만들었다. Table 7에는 지침서가 나타나 있다. 이 지침의 사용으로 3.1에서 언급한 사고전 인적오류 관련 개선사항을 손쉽게 해결할 수 있을 것으로 판단된다. 현재 한국원자력연구소에서 수행중인 표준 원전 PSA 모델 개발 참여자중 계통분석 담당자들에게 본 연구에서 작성한 지침서를 제공하여 사고전 인적오류 파악과 정성적 선별을 수행토록 하였다. 계통분석자들은 시험이나 보수, 교정 등의 절차서를 검토하여 기기 상태의 변경을 초래하거나 잘못된 신호를 발생시킬수 있는 사고전 인적오류 관련 직무의 종류와 방법, 주기 등을 파악한다. 다음에는, Table 7의 2에 따라 정성적으로 선별될 수 있는지의 여부를 검토한다. 계통분석자가 수행한 사고전 인적오류 파악과 정성적인 선별 작업은 이후 인간신뢰도분석자가 확인한다. Table 8은 원자력발전소의 안전성에 중요하게 영향을 미치는 보조급수계통의 사고전 인간행위 파악과 선별 수행한 결과의 예를 나타내고 있다.

## 4. 결 론

본 연구에서는 원자력발전소의 설계 단계에서 수행된 HRA를 개선하기 위해 ASME와 NEI의 PRA 지침서를 기반으로 울진 3,4호기 PSA의 HRA를 평가하였다. 평가결과 울진 3,4 호기 PSA의 HRA는 전체 평균적으로 ASME 기반으로는 1등급 이상, NEI 기반으로는 2등급 이상으로 밝혀졌다. 주요 개선사항으로는 문서화와 체계적인 HRA 수행, HRA 수행

과 결과 검토에 발전소 운전원들의 참여 등으로 밝혀졌다. 사고전 인적오류 파악과 선별분석을 수행하기 위한 지침을 만들어 사고전 인적오류에 대한 개선사항을 일부 해결했다.

본 연구에서 수행된 울진 3,4호기 원자력발전소 PSA의 HRA 품질과 기술 수준 향상을 위한 HRA 개선활동은 원자력발전소 뿐만 아니라 화학공장 등의 정량적 안전성 평가에서 인적오류의 파악과 정량화 개선에 도움을 줄 수 있을 것으로 판단된다.

**감사의 글 :** 본 연구는 과학기술부의 원자력연구개발 사업의 일환으로 수행되었습니다.

## 참고문헌

- 1) E.M. Dougherty and J.R. Fragola, "Human Reliability Analysis: A System Engineering Approach with Nuclear Power Plant Applications," SAIC, John Wiley & Sons, 1988.
- 2) ASME, "Standard for PRA for NPP Applications," Rev. 15, 2002.
- 3) NEI, "PRA Peer Review Process Guidance," NEI-00-02, Aug., 2002.
- 4) KEPCO, "Final Probabilistic Safety Assessment Report for Ulchin Units 3 & 4," KEPCO, 1997.
- 5) A.D.Swain, "Accident Sequence Evaluation Program Human Reliability Analysis Procedure," NUREG/CR-4772, S.N.L., Feb. 1987.
- 6) A.D.Swain and H.E.Guttman, "Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications," NUREG/CR-1278, S.N.L., Aug. 1983.