2003 추계 학술발표회 논문집

한국원자력학회

PSA 품질 향상을 위한 사고 전 인적오류 모델링 지침 개발과 적용

Development and Applications of Guidance for Modeling Pre-Accident Human Errors to Improve the Quality of PSA

강대일 • 정원대 • 양준언

한국원자력연구소

요 약

표준 원전 PSA 모델의 품질 향상을 위하여 ASME PRA Standard를 사용하여 표준원전 PSA의 인간신뢰도분석에 대해 평가하고 등급향상을 위한 보완 사항을 파악하였다. 평가 결과 사고 후 인적오류의 인간신뢰도분석보다 사고 전 인적오류의 인간신뢰도분석에 대한 보완 사항 비율이 상대적으로 높았다. 파악된 사고 전 인적오류의 인간신뢰도분석 보완사항 중 50%이상이 사고 전 인적오류의 파악과 선별분석 등과 관련이 있는 것으로 나타났다. 이에 본 연구에서는 사고 전 인적오류 모델링 지침을 개발하고, 개발된 모델링 지침을 표준 원전 보조급수계통의 인적오류 분석에 적용하였다. 적용 결과, 보조급수계통의 사고전 인적오류 인간신뢰도분석에 대한 보완 사항의 50%이상이 해결될 수 있는 것으로 나타났다.

Abstract

We evaluate the human reliability analysis (HRA) results of Probabilistic Safety Assessment (PSA) for Korea Standard Nuclear Power Plant (KSNP) and identify the items to be improved using ASME PRA Standard to improve the quality of PSA. Evaluation results show that the ratio of items to be improved for pre-accident human errors is relatively high comparing with the ratio of those for post-accident human errors. They also show that more than 50% of the items to be improved for pre-accident human errors are related to the identification and screening analysis, etc. for it. In this paper, we develop the guidance for modeling for pre-accident human errors and apply it to auxiliary feedwater system of KSNP. Application results show that more than 50% of the items to be improved for pre-accident human errors of auxiliary feedwater system are resolved.

1. 서론

원자력분야의 자원(resources)을 효율적으로 사용하려는 위험도정보활용 적용/규제가 원자력 분야 전체로 확대 적용되면서 위험도정보활용 적용/규제업무에 기반이 되는 확률론적 안전성평가(probabilistic safety assessment: PSA)의 품질이 중요시 되고 있다. 원자력발전소의 PSA 수행시 지금까지 사용되었던 방법론과 데이터의 기술과 품질 수준은 개별 발전소의 PSA마다 다르게 나타났다. 이에 미국의 원자력기계학회인 ASME(The American Society of Mechanical Engineers)와 미국의 원자력발전소 사업자 협의체인 NEI(nuclear energy institute)에서는 PSA의 기술수준과 품질 향상을 위한 지침서인 ASME PRA Standard[1)]와 NEI PRA Peer Review Guidance[2)]를 발간하였다. 이들 지침서에는 위험도정보활용 적용/규제 분야에 따라 사용될 PSA에 등급을 부여하고, 등급에 따라 사용 데이터와 방법, 그리고 문서화 수준 등에 차이를 두고 있다.

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. 표준원전의 PSA 모델 품질향상을 위하여 한국원자력연구소에서는 ASME PRA Standard와 NEI PRA Review Guidance를 사용하여 표준원전인 울진 3,4호기의 PSA 모델[3)]을 평가하고 PSA 등급향상을 위한 보완사항을 파악하였다[4,5)]. ASME PRA Standard의 PRA 기술요건이 NEI PRA Review Guidance보다 다소 더 엄격하고, 국내.외 규제기관이 ASME PRA Standard를 선호하기에 ASME PRA Standard를 사용하여 파악된 보완사항을 반영하여 표준원전의 PSA 모델을 개정 중에 있다.

기 수행된 원자력발전소 PSA 결과에 의하면 인적오류가 안전성에 가장 큰 영향을 미치는 요인 중 하나로 나타났고 실제적으로 발생된 대형사고 대부분은 인적오류와 밀접히 관련이 있는 것으로 밝혀졌다. PSA에 모델링되는 인적오류는 크게 2가지로 사고 후 인적오류(post-accident human errors)와 사고 전 인적오류(pre-accident human errors)가 있다. 사고 후 인적오류는 이상사태나 사고 발생시 이에 대응하는 운전원 행위와 관련되어 있고, 사고 전 인적오류는 보수나 시험 등의 직무 수행과 관련되어 있다. 지금까지의 PSA 수행 결과, 노심손상빈도에 많은 영향을 끼치는 행위는 대부분 사고후 인적오류로 밝혀졌다. 그래서, 대부분의 PSA의 인간신뢰도분석(human reliability analysis: HRA) 전문가들은 사고 후 인적오류 HRA에 많은 시간과 노력을 기울여왔고, 사고 전 인적오류 HRA에는 상대적으로 관심을 두지 않았다. 하지만 국내 표준원전 PSA의 HRA에 대해 ASME PRA Standard를 이용하여 평가한 결과, 사고 후 인적오류의 HRA보다 사고 전 인적오류의 HRA에 대한 보완사항 비율이 상대적으로 높게 나타났다[4,6)]. 파악된 사고 전 인적오류의 HRA 보완사항 중 50%이상이 사고 전 인적오류의 파악과 선별분석 등과 관련이 있는 것으로 나타났다.

이에 본 연구에서는 국내 표준 원전 PSA 모델의 품질 향상을 위한 노력의 일환으로 사고전 인적오류 모델링 지침을 개발하였다. 2장에서는 ASME PRA Standard내용과 HRA 요건, 그리고 ASME PRA Standard를 토대로 한 표준원전 PSA의 사고 전 인적오류 HRA 평가결과를 기술하였다. 3장에서는 사고 전 인적오류 모델링 지침 개발과정과 내용, 그리고 개발된 지침을 표준원전 보조급수계통에 적용한 결과를 기술하였다. 끝으로 4장에서는 결론을 기술하였다.

2. 표준원전 인간신뢰도분석 평가결과

2.1 ASME PRA STANDARD개요와 HRA 요건

서론에서 언급했듯이 원전에서 위험도정보활용의 적용/규제를 활성화하기 위해서는 PSA의 기술 수준이 적정하게 유지되어야 한다. 현재 국내.외의 원자력발전소 사업자들이 많은 관심을 갖고 있는 새로운 안전등급 분류체계인 Option 2[7]를 수행하기 위해서는 ASME PRA Standard의 II등급을 만족 해야 한다. 표 1에 ASME PRA Standard의 등급과 그에 따른 기준이 나타나 있다. ASME PRA Standard에서는 PSA 품질정도를 나타내는 등급 평가를 위해 PSA의 기술적인 측면을 9개의 요소로 나누고 있다. 이들 기술적 요소에는 등급별 세부 항목이 기술되어 있는데, 전체 세부항목 수는 266개이다. 표 2에 나타난 바와 같이 HRA의 경우에는 세부항목이 34개로 시험/보수 등과 관련된 사고전 인적오류에 대한 세부요건이 15개, 이상사태에 대응하는 사고후 인적오류에 대한 세부요건이 18개, 문서화 항목 1 개로 구성되어 있다. ASME PRA Standard의 등급별 세부항목에서 요구하고 있는 것은 기본적으로 특정 방법(how to do)이 아니라 어떤 내용을 담을 것(what to do)인가이다. 예를 들면 HRA 기술적 요소에서는 특정 방법을 사용해 인적오류를 정량화하라고 요구하지는 않고 정량화시에 운전원 오류에 영향을 줄 수 있는 요소들을 반영해야 한다고 기술하고 있다.

표 1. ASME PRA Standard의 등급분류

	I 등급	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 중요 기여 인자 파악	인적행위를 포함해 기기수준에서 상대적 중요 기여 인자 파악
발전소 특성 반영정도	발전소의 고유한 설계와 운전 설비를 제외하고 일반 데이터/모델 사용	주요 기여 인자에 발전소 고유 데이터/모델 사용	이용가능시 모든 기여인자에 발전소 고유 데이터/모델 사용
발전소 반응에 대한 실제성 반영 정도	실제성의 이탈정도가 의사결정(결론과 위험도)에 작지않은 영향 줄 것 같음	실제성의 이탈정도가 의사결정(결론과 위험도) 에 영향을 줄 것 같지 않음	실제성의 이탈정도가 의사결정(결론과 위험도) 에 영향을 안 줌

표 2. ASME PRA Standard의 HRA 세부요건

ASME - 34개의 세부항목	
사고전 인적오류– 15 항목	파악 – 3 개 항목 선별 – 2개 항목 인간실패사건 정의 등 – 3개 항목 상세/의존성 평가 – 7개 항목
사고후 인적오류 – 18 항목	파악 – 4개 항목 인간실패사건 정의 등 – 2개 항목 상세/의존성 평가- 9개 항목 회복행위 – 3개 항목
문서화 – 1 개 항목	

2.2 표준원전 인간신뢰도분석 평가결과

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 파악하기 위해 수행되는 것이기 때문에 울진 3,4 PSA에서의 HRA 역시 설계단계에서의 PSA에 나타나게 되는 자료사용의 불충분성, 운전경험 미반영 등의 제한성을 갖게 된다. 이 절에서는 본 연구 주제와 부합되게 표준원전인 울진 3,4 PSA에서 사용된 인간신뢰도분석 과정을 간략히 기술하고 사고 전 인적오류에 대한 HRA 과정과 그에 따른 등급평가와 보완사항을 기술하였다.

울진 3,4 PSA의 HRA 절차는 기존에 수행되었던 대부분의 HRA 절차와 마찬가지로 인적오류 파악, 선별분석, 상세분석, 문서화 순으로 수행되었다. 사고전 인적오류 정량화에 사용된 방법과 데이터는 THERP(Technique for Human Error Rate Prediction) [8] 이고 사고후 인적오류 평가에는 ASEP(Accident Sequence Evaluation Program)[9] HRA을 사용하였다. 사고전 인적오류에는 절차서에 따라 보수나 시험 업무를 수행할 경우 절차서를 빼뜨리는 누락오류(omission error)와 절차서에서 언급한 어떤 기기의 작동을 제대로 못할 경우에 나타나는 조치오류(commission error)가 있다. 울진 3,4 PSA의 HRA에서는 상세 정량화전 사고전 인적오류 가능성을 고려하여 계통 고장수목에 모델링하는지의 여부를 판정하는 정성적 선별분석이 수행되었다. 선별분석 후 모델링해야 할 필요가 있는 인적오류에 대해서는 THERP에서 주어지는 기본 인간오류 확률에 감독자의 회복오류 확률을 고려하여 평가하였다. 평가시 평가 대상 인적오류와 관련된 절차서나 작업 특성 등은 고려하지 않았다.

표준원전 PSA의 HRA를 ASME PRA Standard를 이용하여 평가한 결과, 총 34개 요건 중, I 등급이하가 4(11.2%), I 등급은 15개(44.1%), II 등급은 12개(35.3%), III 등급은 3(8.8%)개인 것으로 판정되었다. II등급 미만으로 판정된 세부항목이 55.3%가 되어 PSA의 다른 분야보다 보완사항이 상대적으로 많은 것으로 나타났다[4]. 사고 전 인적오류는 ASME PRA standard의 세부 항목 15개중 10개가 II등급 미만으로 평가되어 사고 후 인적오류보다 II등급미만 비율이 높게 나타났다. 표 3에 사고전 인적오류에 대한 상세 평가결과가 나타나 있다. 사고전 인적오류 HRA가 이렇게 낮은 등급으로 평가된 이유는 다음과 같은 원인에 기인한 것으로 판단된다:

- HRA 업무는 PSA의 다른 업무보다 운전원과의 면담이나 각종 절차서 등의 검토 등을 필요로 하지만 설계중인 발전소이기에 이들 자료 사용이 용이하지 않았음.
- 사고전 인적오류가 노심손상빈도에 기여하는 정도가 사고후 인적오류에 비해 상당히 낮은 것으로 알려져, HRA 분석자가 사고전 인적오류 HRA에 적은 시간과 노력을 기울였음.
- ASME PRA Standard의 사고전 인적오류 HRA 요건 강화. ASME PRA Standard에서는 사고 전 인적오류 대 사고 후 인적오류 요건 비율이 15: 18인 반면, NEI PRA Review Guidance에서는 4:18

등급 평가 결과를 토대로 사고전 인적오류 HRA를 위한 보완사항을 다음과 같이 파악하였다:

- 사고전 인적 오류에 대해 체계적인 인간 신뢰도 분석 절차서를 사용하여 계기교정 직무 파악 필요
- 인적 오류로 인한 공통원인고장（Common Cause Failue: CCF）유발 업무 파악과 선별 필요
- 사고전 인적 오류 선별 근거 및 문서화 필요
- 사고전 인적 오류 정량화시 관련 절차서와 기기 배치 등 고려 필요
- 사고전 인적 오류의 회복 오류 평가 시 관련 절차서 등의 검토와 직원 면담 통해 근거 보완 필요
- 사고 전 인적 오류의 체계적인 불확실성 분석 필요
- 운전 경험을 검토하여 분석에 반영 필요

표 3. 표준원전 사고전 인적오류 HRA 등급평가 결과

요건 분류	< I	I등급 범주	II등급 범주	III등급 범주	관련사항
HLR-HR-A (3): 사고전 인간오류 파악에 체계적 절차서 사용		2	1		HR-A2:계기교정 직무 파악 HR-A3:인적 오류로 인한 CCF 유발 업무 파악
HLR-HR-B(2): 사고전 인간 오류 선별근거 마련		2			HR-B1:개별행위 선별 근거 및 문서화 HR-B2:인적 오류로 인한 CCF 유발 업무 선별
HLR-HR-C(3): 사고전 인간 오류 정의	1		2		HR-C3: 대기 안전계통의 기동실패 연관 교정업무
HLR-HR-D(7): 체계적인 절차서 사용해 사고전 인간 오류 정량화	1	4	2		HR-D3:관련 절차서와 기기 배치 등 고려 HR-D4:회복오류 평가시 근거 HR-D5:체계적인 결합HEP 평가 HR-D6:체계적인 불확실성 분석 HR-D7:운전경험 반영

3. 사고전 인적오류 모델링 지침 개발과 적용

2장에서 기술된 사고전 인적오류 HRA의 보완사항을 일정부분 해소하기 위하여 사고전 인적오류 모델링 지침을 개발하였다. 동 지침을 작성하기 위하여 국내 표준 원전의 여러 가지 절차서와 발전소 직원과의 면담, 그리고 ASME PRA standard 및 NEI PRA Guidance 및 표준 원전 계열 PSA 보고서 및 다른 원전 PSA 보고서 등을 검토하였다. 지침서 작성과정을 다시 나타내면 그림 1과 같다. 개발된 지침서는 크게 사고전 인적오류 모델링(파악, 정성적 선별, 공통회복오류)과 상세안내서로 구성되어 있다. 모델링 지침에는 사고전 인적오류에 대한 일반적인 모델링, 선별 등에 대한 원칙이 기술되어 있고, 상세 안내서에는 시험/정비/교정 직무별로 사고전 인적오류에 대한 상세 모델링 지침이 기술되어 있다.

표 4에는 사고전 인적오류 파악과 정성적 선별, 공통회복오류에 대한 모델링 지침서가 나타나 있다. 이 지침서는 계통분석자들이 사용하는 것으로 계통분석자들은 시험이나 보수, 교정 등의 절차서를 검토하여 기기 상태의 변경을 초래하거나 잘못된 신호를 발생시킬 수 있는 사고전 인적오류 관련 직무의 종류와 방법, 주기 등을 파악하여 표 5와 같은 형태의 표를 계통별로 계통분석자가 작성한다. 다음에는 표 4의 2에 있는 선별분석

지침에 따라 계통분석자 자신이나 HRA 담당자가 파악된 사고전 인적오류가 정성적으로 선별될 수 있는지의 여부를 검토한다. 선별되지 않는 사고전 인적오류 모두는 계통 고장수목(fault tree)에 모델링 한다.

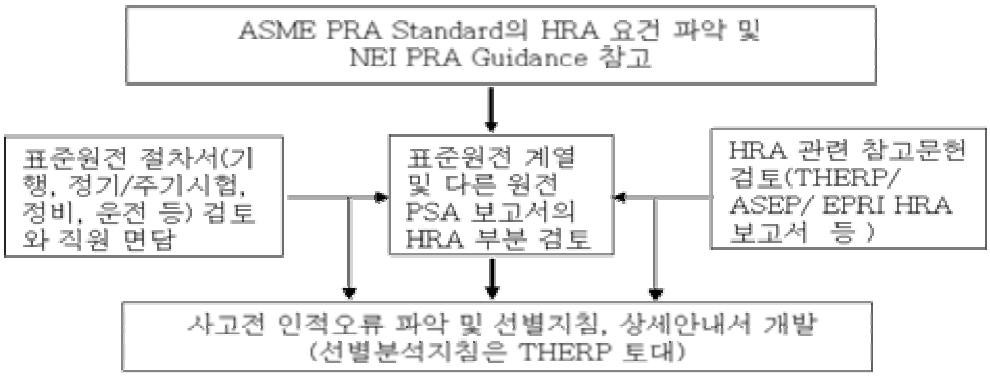

그림 1. 사고전 인적오류 모델링 지침 개발 과정

표 4. 사고전 인적오류 모델링 지침

1. 사고전 인적오류 파악지침		
1.가	밸브- 시험/정비 절차서나 운전 방법 등의 검토를 통하여 정상적인 운전이나 대기상태의 변경을 초래할 수 있는 시험이나 정비 등의 직무 파악	
	A	출력 운전 중 기기의 정.주기 시험 또는 **정비**시 관련 밸브의 상태 변화가 있을 경우
	B	정지운전 중 기기의 정비작업시 밸브 상태 변화가 있을 경우
1.나	계측/제어- 교정/시험/정비 절차서나 운전 방법 등의 검토를 통하여 대기 상태의 안전기기를 필요시 작동 못하게 하거나 잘못된 작동을 초래할 수 있는 계측/제어 기기 교정이나 시험 직무를 파악	
	A	모델링할 기기에 계측/제어 관련 고장이 모델링되어 있으면 잠재적으로 계측/제어 기기에 교정오류 고려(압력전송기, 수위전송기, 유량전송기 등에 의해 구동되는 기기 모두(인터록 포함)).
	B	계기의 교정 작업 또는 계기의 시험시 교정 직무
	C	계기의 신호발생 설정치를 변동하는 시험/운전/정비 등의 직무
1.다	2 계열 이상의 기기에 동시에 영향을 줄 수 있는 직무를 파악	
	A	펌프 등의 정기적인 시험 또는 정비 작업시 교차(staggering)방법이 아닌 동시(simultaneous) 또는 연속(sequential) 작업 수행시 관련 기기
	B	계측/제어 기기(transmitter, temperature/pressure switch, trip unit) 등의 교정 또는 시험 작업시 관련 계측/제어 기기
2. 사고전 인적오류 정성적 선별지침		
2.가	기기 상태 변경이 제어실에 경보로 나타난 경우	
2.나	기기 상태가 제어실에 표시되고, shift마다 점검되는 경우	
2.다	계통 요구에 따라 기기가 자동으로 작동되는 신호를 받는 경우	
2.라	정비나 교정 작업후 오류를 확인할 수 있는 기능점검 시험이 수행되고	
	A	적어도 shift마다 점검이 수행되는 경우
	B	작업직후 독립확인이 수행되는 경우, 또는
	C	원자로 전출력 기동전 기기 상태가 점검되는 경우
2.마	시험,정비나 교정 작업 후에 기동절차서 등에 따라 계통 또는 기기가 재 배열되거나 운전되어 시험/정비/교정 관련 인적오류를 확인할 수 있는 경우	
2.바	PRA 결과에 영향이 없거나 미미함. 미미하다는 기준은 인간오류 확률의 정량화 결과가 1.0E-4(평균 값 기준) 이하로 평가될 경우.	
3. 사고전 인적오류로 인한 공통회복오류 모델링 지침		
3.가	2계열 이상으로 이루어진 계통내의 기기들이 교차방식으로 시험되거나 정비 작업이 수행되면 공통 회복 오류는 고려 안 한다	
3.나	교차방식으로 교정되더라도 같은 기능을 하는 기기들 사이의 공통 교정오류 가능성을 고려한다.	

표 5. 사고전(시험/교정/정비 관련) 인적오류 파악 및 선별을 위한 표

기기*	관련 절차서*	시험/교정/정비/기타*			잠재적 인적오류	선별기준	비고
		종류	방법	주기			
기기 이름은 동일 기능을 하며 같은 인적오류 가능성 있는 기기들을 기재	시험.교정.정비. 교대운전 등의 절차서,	시험/교정/정비 여부를 기재	교차/연속/동시 시험/교정/정비나 여부를 기재	실시 주기를 기재	잠재적인 인적오류 가능성을 위의 기준(1번항)을 기술	선별로 인한 삭제여부 기술. 선별되면 그 기준 기술	공통원인 고장 가능성 등 특이사항 기술

*: 계통분석자들이 최소한 작성해야 할 부분

3.2 적용

3.1의 사고 전 인적오류 모델링 지침을 표준원전의 보조급수계통에 적용하였다. 인간신뢰도분석의 시작은 PSA의 다른 업무와 마찬가지로 분석대상의 계통이나 기기를 파악해야 한다. 따라서 본 절에서도 보조급수계통의 기능과 설계사양[3)]을 먼저 기술하고, 다음에는 보조급수계통에 이루어지고 있는 시험/정비/교정 직무 관련 사항을 기술하였다.

보조급수계통(AFWS)은 주급수 공급이 상실 될 경우 증기발생기에 보조급수를 공급하는 공학적 안전설비(ESF)이다. 그림 2에 나타나 있듯이 보조급수계통은 분리된 2개의 다중 계열(train)으로 구성된다. 각 계열은 2대의 100% 용량 펌프(전동기 구동 펌프 1대 및 터빈 구동 펌프 1대)와 관련 밸브, 배관, 계측 제어 장치로 구성된다. 보조 급수 펌프는 정상 운전 중 대기 상태에 있고 펌프 방출구측 전동식 보조 급수 유로 격리밸브 및 솔레노이드식 보조급수 변조밸브(modulating valve)는 정상적으로 열려 있다. 비상시 보조 급수 작동신호가 발생하면 대기중인 4대의 보조 급수 펌프는 기동되고, 4대의 유량조절 밸브인 변조(modulating)밸브는 변조모드에 있고, 열려있는 격리밸브는 열림 확인 신호를 받게 된다.

3.2.1 사고전 인적오류 파악과 선별

표준원전의 보조급수계통과 관련되어 있는 각종 절차서와 기술지침서의 검토, 그리고 발전소 직원과의 면담을 통해 보조급수계통에 수행되고 있는 시험, 정비, 교정업무를 다음과 같이 파악하였다:

- 기술지침서와 가동중 시험계획서에 따라 보조급수계통에 적용되는 시험:3개월에 한 번씩 펌프 성능시험과 동력구동 밸브들의 행정시험, 1개월에 1번씩 기기 위치 확인시험, 18개월에 한 번씩 전 유량시험.
- 각각의 펌프에 수행되는 펌프 예방정비는 2번의 핵연료 재장전 주기(36개월)마다 시행되고 펌프 계열의 불시정비(unscheduled maintenance) 주기는 16.3개월마다 시행된다. 정비작업 후에는 펌프 정비 이상 유무를 확인하기 위하여 펌프 성능시험을 수행한다.
- 보조급수계통의 계측/제어 기기들에 수행되고 있는 교정작업은 보조급수계통 작동신호와 다중보호계통을 제외하고 보조급수계통 신뢰도에 직접적으로 영향을 미치는 교정작업은 없다. 보조급수계통작동신호와 다중보호계통은 별도의 계통에 모델링되어 보조급수계통에서는 다루지 않는다.

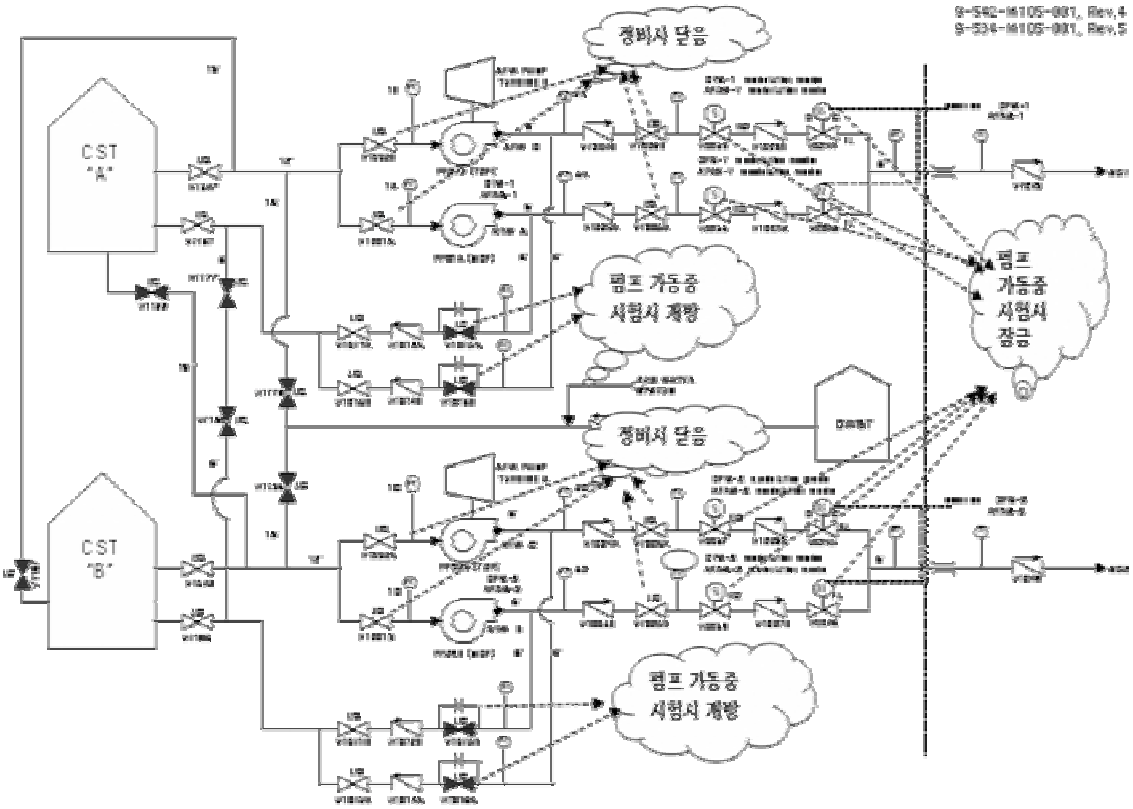

그림 2. 표준원전 보조급수계통 단순계통도

위의 시험, 정비와 관련된 절차서 검토와 운전경험 검토한 결과 기기 상태 변경을 가져올 수 있는 직무를 다음과 같이 파악하였다:

- 펌프 성능시험
  - ■ 펌프 성능시험동안 펌프 방출구 방향의 모든 동력 구동밸브들 닫음, 재순환관 전단부 수동밸브 열음
  - ■ 펌프 성능시험후 펌프 방출구 방향의 모든 동력 구동밸브들 열음, 재순환관 전단부 수동밸브 닫음
- 동력구동 밸브들의 행정시험: 펌프 방출구 방향의 모든 동력 구동밸브들 제어실에서 스위치 이용하여 열고 닫음
- 펌프의 예방정비와 불시정비: 정비시 펌프 전.후단의 수동밸브 닫음, 정비작업 종료후 열음

그림 2에는 펌프 성능시험과 펌프 정비시 상태 변화가 일어나는 밸브들이 나타내고 있다. 이들 밸브들에 표 4의 선별분석 지침을 적용한 결과가 표 6에 나타나 있다. 표 6에는 사고전 인적오류 관련 절차서와 직무, 주기, 선별분석 근거 등이 기술되기 때문에 표 3에서 밝혀진 II등급미만 사항 10개중 6개를 II등급으로 향상시킬 수 있을 것으로 판단된다. 적용결과 대부분의 잠재적인 사고전 인적오류들은 선별되고 펌프 불시정비와 관련된 사고전 인적오류만이 남아 있다. 사고전 인적오류 발생 가능성이 있는 밸브는 펌프 방출구 방향에 있는 수동밸브들이다. 이 수동밸브에 대한 사고전 인적오류 정량화는 다음절에 기술하였다.

표 6. 표준원전 보조급수계통 사고전 인적오류 파악 및 선별

기기	관련 절차서	시험/교정/정비/기타			잠재적 인적오류	선별 기준	비고
		종류	방법	주기			
AFWS Modulating Solenoid VV 035/036/ 037/038	정기 - 발-06,	정기시험 펌프성능	계열별 시차 시험	3월	(1.가) 관련 펌프 시험시 이들 밸브를 잠갔다가 그대로 둘 가능성	2.나 2.다	동일 계열의 MDP와 TDP 사이 인적오류 CCF 가능성 있지만 미미
	정기-발-34	정기시험 밸브행정	연속 시험	3월			이들 밸브사이 CCF 가능성 있지만 미미
AFWS PP discharge isolation valve 043/044/045/046	정기 - 발-06,	정기시험 펌프성능	계열별 시차 시험	3월	(1.가) 관련 펌프 시험시 이들 밸브를 잠갔다가 그대로 둘 가능성	2.나 2.다	동일 계열의 MDP와 TDP 사이 인적오류 CCF 가능성 있지만 미미
	정기-발-34	정기시험 밸브행정	상동	3월			이들 밸브사이 CCF 가능성 있지만 미미
AFWS Recirculation Line Manual VV 1015A/1015B 1016A/1016B	정기 - 발-06,	정기시험 펌프성능	계열별 시차 시험	3월	(1.가.A) 관련 펌프 시험시 이들 밸브를 열었다가 그대로 둘 가능성	2.가 2.나	동일 계열의 MDP와 TDP 사이 인적오류 CCF 가능성. 하지만 그 오류 확률이 작아 모델링 하지 않음.
TD AFWP Steam Isolation Valve 009/010	정기 - 발-06,	정기시험 펌프성능	시차 시험	3월	(1.가.A) 관련 펌프 시험시 이들 밸브를 잠갔다가 그대로 둘 가능성	2.나 2.다	
TD AFWP Main Steam Inlet Line Isolation Valve 109/110	정기 - 발-06,	정기시험 펌프성능	시차 시험	3월	(1.가.A) 관련 펌프 시험시 이들 밸브를 잠갔다가 그대로 둘 가능성	2.나 2.다	
AFWS PP suct. Line manual VV 1001A/1001B 1002A/1002B	정비 – 기-542-PP01/PP02	고장정비 후성능시험	시차 정비	16.3월	(1.가.A) 관련 펌프 정비후 밸브를 잠갔다가 그대로 둘 가능성	2.라 .B	정비후 수행되는 펌프성능시험시 밸브상태 확인 됨,
		예방정비 후성능시험	시차 정비	36월	(1.가.B) 관련 펌프 정비후 밸브를 잠갔다가 그대로 둘 가능성	2.라 .B	
AFWS PP disch.. Line manual VV 1005A/1005B 1006A/1006B	정비 – 기-542-PP01/PP02	고장정비 후 성능시험	시차 정비	16.3월	(1.가.A) 관련 펌프 정비후 밸브를 잠갔다가 그대로 둘 가능성	선별 안됨	정비후의 성능시험 수행으로 확인 안됨. 30일마다 현장에서 기기 상태 확인.
		예방정비 후 성능시험	시차 정비	36월	(1.가.B) 관련 펌프 정비후 밸브를 잠갔다가 그대로 둘 가능성	2.라 .C	핵연료 재장전시 전유량 시험시 확인

3.2.2 불시정비 관련 사고전 인적오류 정량화

3.2.1에서 파악된 펌프방출구의 수동밸브에 대해 사고전 인적오류를 정량화하였다. 사고전 인적오류 정량화는 다음의 식을 사용해 평가하였다:

HEP= HER*MDT……..(1)

여기서, HEP(human error probability): 인적오류 확률,

HER(human error rate): 인적오류 발생율(/시간),

MDT(mean down time due to human error): 인적오류로 인해 기기가 정상 위치에 있지 않는 평균 시간

HER과 MDT는 각각 다음과 같이 계산된다.

$HER = \Sigma P_i \times R_i / T$ ……(2)

P_i: 인적오류 모드 ***i*** 발생 확률

R_i: 회복인자, 처음 발생된 인적오류 모드 ***i*** 에 대한 다른 작업자나 품질 부서 등의 확인 또는 점검 오류 확률

T: 기기 상태 변경 조작 시간, 인적오류 발생 기준이 되는 시험,정비,또는 교정 작업 주기(시간, 월, 년,)

새로운 시험, 정비, 또는 교정 작업이 시작되면 기존 인적오류는 없다고 가정.

$MDT = H_1 + C_1 \times H_2 + C_1 C_2 H_3 + \ldots\ldots + C_1 \times C_2 \times \ldots C_{m-1} H_{m-1}$ ….(3)

m: 조작 사이의 확인 수,

H: 확인 사이 시간,

C: 주기적(일, 주, 월별 등) 점검시 확인 실패확률

식 (2)를 이용해서 인적오류 발생율인 HER은 다음과 같이 계산된다.

T(기기 상태 변경조작시간) = $1/M_f$ (보조급수 펌프 고장 정비빈도, 펌프 정비시마다 수동밸브가 닫힘) = 1/8.42E-5/hr (울진 3,4 보고서[3] 참조) = 1.187E+4 hr,

P_i: = 3.0E-3 (절차서 누락오류, 다른 오류는 미미해 고려하지 않음, 중앙 값, THERP[8]. 표 20-3, #3)

R_i = 1, 정비작업 후의 성능시험시 주 작업자외에 별도의 작업자가 참여할지 여부는 절차서에 기술되어 있지 않아 고려하지 않음.

따라서, $HER = \Sigma P_i \times R_i / T$ = 2.52E-7/hr 이다.

식 (3)을 사용해서 기기 평균 정지시간은 다음과 같이 계산된다:

1달에 1번씩 점검하므로 H(확인 사이 시간, $H_1 = H_2 = H_3 =$……=1달) = 720hr,

조작사이 확인 수는 위의 T / H = 16.486, 즉 m=16.486 ≈ 17,

주기적 점검시 확인 실패 확률 C = 0.01 (중앙 값, THERP[8]. 표 20-6, #1)가 되므로,

$MDT = H_1 + C_1 \times H_2 + C_1 C_2 H_3 + \ldots\ldots + C_1 \times C_2 \times \ldots C_{m-1} H_{m-1}$

= 720 + 0.01x720 + 0.01x0.01x720 + ……≈ 727 hr

따라서, 펌프 고장 정비로 인한 인적오류 확률은 식 (1)을 이용하면 1.83E-4(중앙 값)이 된다.

기존에 만들어진 표준 원전의 PSA 모델에서는 정비후에 수행되는 펌프 기능시험으로 수동 밸브의 상태점검이 이루어진다고 생각하여 펌프후단에 있는 수동밸브의 불시정비로 인한 인적오류를 고려하지 않았다. 하지만 보조급수계통의 예에서 보았듯이, 펌프 정비 작업후 펌프시험으로 수동밸브의 상태가 확인이 안될 경우 그 수동밸브에 대해 인적오류를 고려해야 한다. 기기 불시정비 주기가 매우 커서, 즉 기기 고장 발생이 거의 안 일어나서 고장정비 등이 수행되지 않는다면 고장정비로 인한 수동밸브 인적오류 발생이 낮다면 수동밸브에 대해 인적오류를 모델링 할 필요성은 없다.

4. 결론

위험도정보활용 적용/규제를 활성화하기 위해서는 적정 PSA의 품질 확보가 필수적이다. 국내에서 수행된 대부분의 PSA는 설계단계에서 수행되었기 때문에 위험도정보활용의 적용/규제를 활성화하기 위해서는 기 개발된 PSA모델의 검토와 보완사항을 파악하여 PSA 모델 개선시 반영해야 한다. 한국원자력연구소에서는 ASME PRA Standard를 이용하여 국내 표준원전 PSA의 HRA에 대해 평가하였다. 평가 결과 표준원전 PSA의 사고전 인적오류 HRA는, ASME PRA Standard의 사고 전 인적오류 HRA 요건 15개중 10개를 만족하지 못하고, 보완사항 10개중 50%이상이 사고 전 인적오류의 파악과 선별분석 등과 관련이 있는 것으로 나타났다. 이에 본 연구에서는 국내 표준 원전 PSA 모델의 품질 향상을 위한 노력의 일환으로 사고전 인적오류 모델링 지침을 개발하고, 개발된 사고전 인적오류의 모델링 지침에 대한 유용성을 보이기 위해 표준 원전 보조급수계통에 동 지침을 적용하였다. 동 지침을 적용한 결과 보조급수계통의 사고전 인적오류 HRA에 대한 보완사항의 50%이상이 해결되는 것으로 나타났다.

감사의 글

본 연구는 과학기술부의 원자력연구개발 사업의 일환으로 수행되었습니다

참고문헌

1) ASME, “Standard for PRA for NPP Applications”, Rev. 15, 2003
2) NEI, “PRA Peer Review Process Guidance”, NEI-00-02, Aug., 2002
3) KEPCO, “Final Probabilistic Safety Assessment Report for Ulchin Units 3 & 4”, KEPCO, 1997
4) 양준언 외, " ASME PRA Standard 기반 국내 표준원전 PSA 모델검토, Rev. 0, “ KAERI/TR-2509/2003, 한국원자력연구소
5) 양준언 외, “NEI PRA Peer Review Process Guidance 기반 국내 표준원전 PSA 모델 검토”, KAERI/TR-2510/2003-09-23
6) 강대일 외, “표준원전 확률론적 안전성 평가의 인간신뢰도분석 평가”, 산업안전학회지, 18권 2호, 2003년
7) NRC, “Draft Regulatory Analysis for Proposed 10 CFR 50.69, 2002
8) 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
9) A.D.Swain, "Accident Sequence Evaluation Program Human Reliability Analysis Procedure", NUREG/CR-4772, S.N.L, Feb. 1987