



미국 원전의 위험도 평가에 의한 안전성 이득

John Gaertner¹⁾ · Dong True²⁾ · Ian wall³⁾

확률론적 위험도 평가(PRA)와 위험도 관리는 미국 원전에서 오늘날 아주 보편적인 운영 기법이 되었다. 위험도 평가는 일반 대중의 안전성 보장 관점에서 기기, 인적 조치와 안전 위협 사항의 상대적인 중요성에 관한 통찰 사항을 제공한다. 이 결과로서 수많은 안전성 개선책들이 이행되어 왔으며, 새로운 위험도 정보를 활용한 안전 문화가 태동되었다.

이 글은 기존의 전통적인 규정 준수 문화에서 위험도 정보 활용 안전 문화(risk-informed safety culture)까지의 전개 과정을 설명한다. 이 변화로 인한 이점을 예시하기 위하여 자료와 사례 연구를 제시한다.

또한 모든 이해 당사자들에게 안전하고 비용-효과적인 발전소 운영의 새로운 시대를 가능하게 해주는 위험도 정보 활용 의사 결정의 역량

을 이해하고 이용할 수 있도록 도와준다. 위험도 정보 활용에 대한 전반적인 전망을 제시하자면 다음과 같은 사항들이 거론될 수 있다.

◆미국 사업자는 그들의 원전에 대한 확률론적 위험도 평가의 활용을 통해 안전성을 향상시켜 왔으며 위험도 정보 활용 안전 문화를 서서히 전개시키고 있다. 확률론적 위험도 평가는 1975년부터 지금까지 발달되었다.

따라서 각 사업자가 이에 대한 모델과 전문가를 확보하고 있으며 자신의 발전소에 대한 활용 경험을 보유하고 있다.

미국 원전으로 인해 일반 대중에 미치는 위험도는 미국 원자력규제위원회(NRC)의 안전 목표 정책 및 다른 종류의 위험도와 비교하여 볼 때 상대적으로 아주 낮다.

발전소 정지 횟수, 이용률 및 안전성 위협과 같은 다양한 안전 지표의 최근 추세는 괄목할만한 개선점

을 보이고 있다. 이 개선점들은 위험도 추정치에서 3배 정도의 감소를 가져왔다.

확률론적 위험도 평가 결과로 얻어진 안전 통찰 사항은 어떤 초기 사건, 기기 혹은 인적 조치가 위험도에 중요하지 제시하며 위험도 관리의 새로운 문화를 촉진하는 데 도움을 주고 있다.

이 글의 많은 세부적인 사례들이 위험도를 감소시키거나 낮은 수준의 위험도를 유지하면서도 발전소 운전을 단순화하는 것과 같은 변경 사항들의 범위와 크기를 예시하고 있다.

이런 변경 사항들의 몇 가지는 원전 소유자/운영자에 의해 청원되거나 NRC에 의해 시작된 위험도 정보 활용 규제에 의해서 가능해졌다.

산업체는 위험도 정보 활용 개선 사항을 확대하는 입장에 있다. 규제에서의 지속적인 변화와 위험도 정보 활용 및 성능 기준 운전

• 1) EPRI 2) ERIN 3) Consultant

마음가짐이 필요하다.

역사

미국 원전의 안전 설계 및 규제는 전통적으로 결정론적인 기준과 규범적인 요건에 기반하여 왔다.

이 기준과 요건은 다수의 보수적인 여유도와 안전성 확인 모델, 즉 설계 기준 사고, 심층 방어, 단일 고장 기준, 안전 여유도와 같은 개념을 사용한다. 이런 요건들이 정립된 당시에는 원전에 대한 경험 부족 때문에 보수적인 기준들이 정당화되었다.

원전에 대한 첫 번째의 대규모 위험도 평가는 NRC의 1975년 원전 안전성 연구(Reactor Safety Study, WASH-1400)[1]이다. 이 연구는 노심 손상 빈도(CDF), 방사성 물질 방출 빈도 및 일반 대중 보건 영향의 평가 관점에서 2개 원전의 위험도를 정량화하였다. 게다가 이 연구는 초기 사건, 기기 및 인적 조치의 상대적 중요도에 관한 정보를 포함하였다.

여러 사업자에 의한 PRA가 1980년대 초기에 수행되었다. 이 가운데 Big Rock Point 원전 및 Oyster Creek 원전의 PRA는 사업자에 의해 제기된 안전성과 결부된 변경 사항을 정당화하고 우선 순위화하기 위하여 수행되었다.

Zion 원전, Indian Point 원전

및 Limerick 원전 PRA는 원전 주변 가까이 거주하는 주민들의 위험도 특성을 알아보기 위하여 수행되었다.

또한 Oconee 원전 PRA[2]는 PRA 방법론이 향후 사업자 연구의 모델로서 제공되며 종사자를 훈련시키는 데 적절한지 규명하기 위하여 사업자 및 EPRI에 의해 수행되었다.

보다 더 많은 PRA 수행이 뒤따랐다. 1980년대 후반기에는 다양한 설계 유형의 5개 원전에 대한 포괄적인 PRA 연구가 NRC에 의해 시작되었으며, 그 결과가 NUREG-1150[3]으로 발표되었다.

1988년에 NRC는 모든 원전 인허가 취득자에게 발전소 안전성을 확인하고 사고 취약점을 파악하기 위하여 발전소별 안전성 점검(IPE)을 이행하도록 요구하였다.

이에 따라 106개 미국 원전을 포괄하는 총 74개 PRA가 위험도 안전 지표로서 CDF와 대량 조기 방출빈도(LERF)를 평가하였다.

이 분석이 완료된 1992년 이후 발전소 소유자/운영자는 자체 PRA 모델을 유지하여 왔으며 이를 다양한 위험도 정보 활용 의사 결정에 사용하고 PRA 성능을 향상시켜 왔다.

이 결과, ① 안전성 지배 인자 및 우선 순위에 대한 새로운 이해, ② 이용률, 신뢰도 및 비용 효과성을

향상시키면서도 안전성이 향상됨을 증명할 수 있는 능력, ③ 기존의 결정론적 관점에서 위험도 정보 활용 관점으로, 그리고 규정한 관점에서 성능 기준 관점으로 발전소 규제를 단순화할 수 있는 기회를 제공하였다.

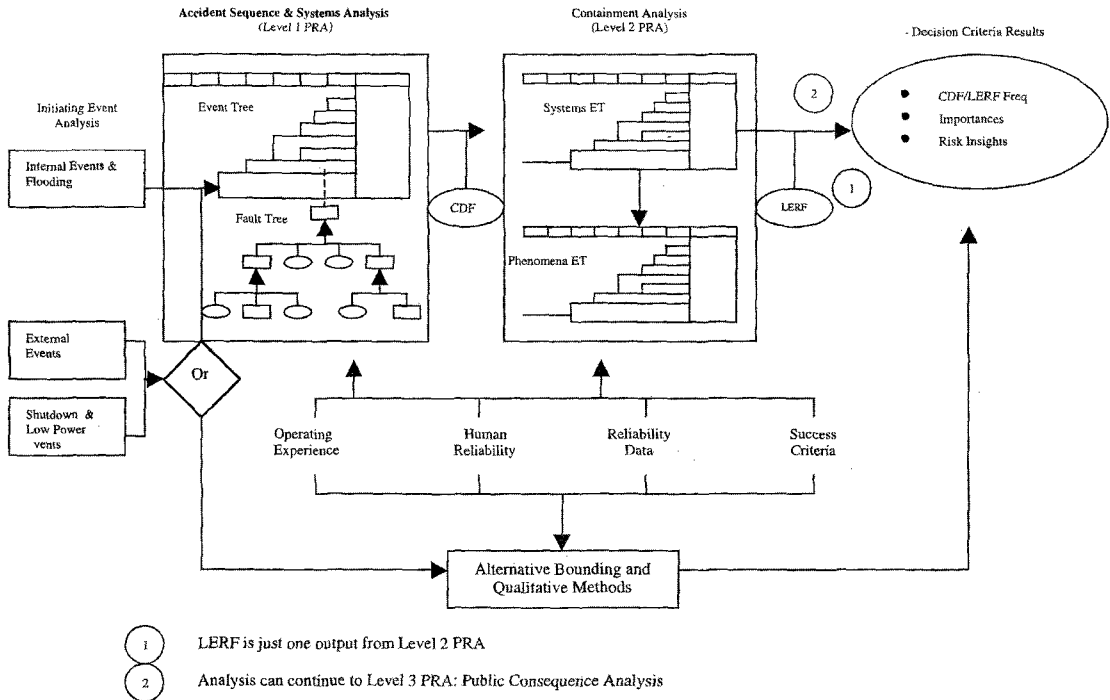
이 글의 나머지 부분은 변화된 각 분야를 예시하기 위한 자료와 사례 연구로서 구성되었다.

PRA 분석 과정

PRA는 원자로 정지와 같은 초기 사건에서 시작하여 노심 손상 빈도의 추정, 방사능 물질의 환경으로의 방출량과 빈도의 추정을 계산하는 격납 건물 성능의 분석, 그리고 끝으로 일반 대중 보건 영향, 재산 손실의 정도와 빈도를 추정하는 환경에서의 방사능 물질의 주요 확산 분석으로 이루어지는 주요 사고 경위에 대한 체계적 분석 기법이다.

이 각 분석 과정은 보통 각각 1단계, 2단계 및 3단계 PRA로 명명된다. 방법론에 대한 상세 설명을 위한 다른 좋은 참조 문헌들[4]이 있다. <그림 1>은 다음에 설명하는 원전 위험도 평가 과정의 체계도를 보여 준다.

본 글에서 언급한 안전성 개선과 고찰 사항의 근거가 되는 대부분의 사업자 PRA는 개량된 1단계 PRA 범주에 속한다. 이는 포괄적인 노심



〈그림 1〉 원전 위험도 평가 과정 체계도

손상 빈도 추정과 더불어 LERF 평가에는 충분하지만 제한적인 2단계 PRA에 해당된다. 이런 PRA에 관한 기술 요건들은 최근의 ASME 표준 지침[5]에 기술되어 있다.

대부분의 PRA는 원전이 '출력 중'에 있는 내부 사건에 의해서 야기되는 주요 사고에 초점을 맞추고 있다.

내부 사건은 평가 대상 원전 내부에서 발생하는 사건들로서 통상적으로는 소외 전원 상실이나 내부 홍수를 포함하지만 화재는 제외하고 있다.

주로 지진·화재로 대별되는 외부 사건들을 평가하는 방법은 PRA 뿐만 아니라 엄격한 보수적 포괄(bounding) 분석 또는 정성적인 접근 방법을 포함한다[6,7,8].

대부분의 PRA는 저출력 또는 정지중 운전 상태를 포함하지 않는다.

하지만 그런 조건에 대한 평가에는 제한적 분석 또는 정성적인 접근 방법뿐 아니라 PRA 방법도 가용하다 [9].

화재를 제외한 외부 사건 ANS 지침과 저출력/정지중 상태 및 화재에 대한 ANS 지침이 각각 개발 중이거나 계획중에 있다.

성능 향상

1. 산업체의 위험도 변화 추세

IPE는 운전중인 각 호기별 원전에 대한 CDF 추정치를 제공한다. 평가는 원자로가 출력중인 상태에서 내부 홍수를 포함한 내부 요인에 의해 발생하는 사건들에만 국한되어 있다.

IPE의 일차적 목적은 다양한 노심 손상 기여 인자들의 상대적인 발생 가능성에 대한 발전소 고유의 추

정치(추정)를 제공하는 것이다. 1992년경에 이르러 그 결과들은 미국 원전의 안전성을 입증하였다.

그럼에도 불구하고 발전소 소유자/운영자들은 발견된 중대 사고 취약점을 보완하고 그럼으로써 중대 사고의 전반적인 발생 가능성을 감소시킬 수 있는 비용-효과적인 수단을 파악하였다.

IPE가 완료된 이후에 수행된 발전소 개선 사항과 위험도 기여 인자에 대한 보다 나은 이해력을 바탕으로 계산된 위험도 준위에서는 현저한 하향 추세를 보였다. 내부 사건에 의한 산업체 평균 CDF는 1992년에서 2000년까지 경과하는 동안 3배 가까이 감소되었다.

〈그림 2〉는 산업체 평균 CDF의 연간 추정치를 제공한다. 이 그림의 시작점은 제출된 모든 IPE에서 얻어진 CDF의 평균값이다. 미국 원

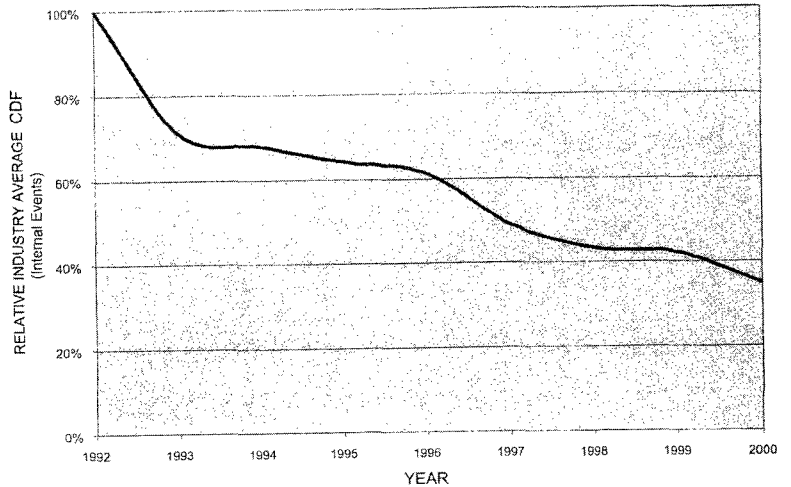
자력산업협회(NEI)의 도움을 받아 각 발전소의 PRA 개선 주기와 이에 따라 개정된 CDF 값의 근사치들이 각 사업자별로 정리되었다. 각각 보고된 PRA 개정 일자에 따라 평균 CDF 개정치를 계산하고 이를 그림에 나타내었다.

그림에서는 IPE 완료 이후 초기 기간에는 확인된 위협 상태의 위협도를 감소시키기 위한 발전소의 설계 및 운전 관행 변경에 힘입어 평균 CDF의 급격한 감소를 보이고 있다.

IPE로 확인된 위험도 감소 계산치의 가장 큰 두 가지로서는 ① 안전 계통의 양 계열을 모두 손상시킬 잠재성이 있는 설계 기준 초과 홍수, ② 주요 안전 계통에 대한 대체 냉각 성능 설비를 들 수 있다.

1993년부터 1995년까지 산업계는 IPEEE, 즉 외부 사건에 대한 IPE 분석의 일환으로서 지진이나 화재로부터의 위험도 평가에 초점을 맞추었다. 또한 그 기간 중에 초기의 산업계 노력은 의사 결정 과정에서 PRA를 활용하는 방법론 개발에 주어졌다.

이 과정에서의 주요 이정표 중의 하나로서는 ERPI에 의한 「PSA 활용 지침[10]」 발간을 들 수 있다. 이 문서는 발전소 변경 사항의 위험도 중요성을 평가하는 포괄적인 체계를 처음으로 제공하고 있으며, 규제 의사 결정에서의 위험도 정보 활용



〈그림 2〉 산업체 평균 노심 손상 빈도 변화 추이

방법에 관한 NRC의 노력에 대한 촉매 역할을 하였다.

1996년부터 오늘날까지 산업체의 안전 관리 활동의 결과로 인해 계산된 산업체 평균 CDF는 꾸준히 감소하고 있다.

이 기간 동안의 또 다른 이정표로서는 위험도 정보 활용 의사 결정에서의 발전소 고유 PRA 활용을 주제로 하는 규제 지침서 1.174 [11]의 공표를 들 수 있을 것이다.

이 지침서는 발전소 소유자/운영자들에 의해 취해질 수 있는 위험도 감소 지표에 관한 다수의 특정 예제(다음 절에 제시)를 제공한다.

현행 위험도 정보 활용 사안에서 계산되는 다른 주요 위험도 지표로서 LERF가 있다. PRA 결과는 노심 손상이 사전에 발생하지 않는다면 방사능 물질의 대량 방출은 발생하지 않으며, 대부분의 노심 손상 사건도 그런 대량 방출 없이 사고가 진행됨을 보여주고 있다.

따라서 산업계의 LERF 평균 값은 매우 낮다. LERF에 관한 산업계의 실제 변화 추이 곡선을 얻는

것은 어려운데 이는 대부분의 IPE가 직접적으로 이에 관한 수치를 제공하지 않기 때문이다. 하지만 저자는 LERF 값이 안정적인 수치를 유지하거나 그보다는 더 가능성있게 감소되는 경향이 있는 것으로 추론하였다.

2. 일반 대중에 대한 안전 위험도의 비교

원전 소유자/운영자들은 그들 원전의 위험도 수준을 나타내는 척도로서 전형적으로 CDF와 LERF를 사용한다. NRC는 이 척도들이 일반 대중 위험도에 관한 안전성 목표(safety goal), 즉 개인의 즉발 및 지연 보건 영향 각각의 적용에 있어 대체 지표가 될 수 있다고 생각하고 있다.

다수의 산업계 및 NRC 연구들이 안전성 목표 혹은 그 대체 지표에 대한 원전의 상대적인 위험도를 추정하였다. 게다가 그 추정된 위험도는 다른 원인에 의한 위험도 측정치와 비교되었다.

〈그림 3〉에 제시된 수치들은 원



Cause	Deaths per 100 000 per year	% from this cause
All Causes	920	100
Cancer	220	24
All Accidents	35	4
Motor Vehicles	17	2
Fires	1.5	0.2
Natural Disasters/Weather	0.7	0.08
Air Travel	0.3	0.03
Nuclear Plant Accident early health effect ¹	0.000004 to 0.004	<0.0004
Nuclear Plant Accident latent health effect ²	0.00004 to 0.004	<0.0004

¹ Only if within 1 mile of a plant. Varies by plant. NRC QHO (Quantitative Health Objectives) is 0.035 deaths per 100 000 per year.

² Only if within 10 miles of a plant. Varies by plant. NRC QHO is 0.22 deaths per 100 000 per year

〈그림 3〉 미국 인구의 치사율 위험도 비교

전의 사고로 인한 계산 추정치를 제외하고는 모두 실제적인 치사율(mortality) 통계에 근거를 두고 있다는 것을 주지하여야 한다. 이는 미국 내 원전 사고로 인해 일반 대중 개개인이 직접 피해를 입어 나타난 실제적인 측정치는 존재하지 않기 때문이다.

〈그림 3〉은 계산된 원전 치사율 위험도를 다른 원인에 의한 위험도와 비교하고 NRC의 정량적 보건 목표(QHO)와 비교한 것을 보여주고 있다. 여기서 NRC의 QHO는 각각 '모든 사고'와 '암' 발생률의 0.1%로 설정되었다.

원전 위험도에 대한 계산치 범위 결정에서는 NUREG-1150 결과에 근거를 둔 것으로서 1992년 이후의 원전 개선 사항들이 반영되지 않은 수치이다. 이 계산치 범위는 발전소별 변위를 반영하고 있으며,

NUREG-1150 PRA 모델에서 계산되지 않은 추가적인 사고들을 공학적 판단으로 감안함으로써 증가된 것이다.

〈그림 3〉은 미국 내 원전이 NRC의 안전성 목표 또는 다른 원인에 의한 일반 대중의 위험도와 비교하여 상당히 낮은 위험도를 나타내고 있음을 명확히 보여주고 있다.

하지만 이 비교 결과는 어떤 위험도가 자발적인지 또는 부과적인지, 아니면 어떤 위험한 사건들이 개별적으로 또는 다수의 사람들에 동시에 다발적으로 영향을 주는지에 대한 측면은 언급하지 않고 있다. 이런 고려 사항들은 위험도 인식 및 허용성이라는 두 가지 측면에 큰 영향을 준다.

3. 발전소 위험도 및 성능

지난 10년 동안 미국 원전 산업

계는 발전소 성능면에서 놀랄만한 진전을 이룩하여 왔음을 보이고 있다. 몇몇 사람의 경우는 이런 발전소 성능 개선에 관한 산업계의 노력에 대한 반대 급부로서 원전 안전성이 저해되어 왔지 않는가하는 의문을 가지고 있다.

실상은 그 반대이다. 산업계는 대부분의 경제적 성능 지시치가 주요하게 향상됨을 보이는 것과 더불어 위험도 수준이 감소됨을 목격하였다. 예를 들면, 발전소 성능의 중요한 지표 중의 하나는 연간 발전소 정지 횟수이다.

〈그림 4〉는 시간 함수로서 산업계 평균 위험도 준위와 원자로정지 빈도가 동시에 감소하는 경향을 보여주고 있다. 전반적으로 1992년에서 2000년 사이 연간 산업계 평균 발전소 정지 횟수는 1/4 정도 감소되고 있다.

발전소 정지 횟수가 발전소 성능의 몇 가지 지시자 중의 하나이지만 소비자에 대한 발전소 생산성을 맞추기 위한 더 강력한 지시자는 이용률(capacity factor)이다.

단순히 항목을 정의하자면 이용률은 연중 전출력으로 발전소가 생산할 때 얻을 수 있는 총 가능한 생산량에 대한 당해 설비의 상대적인 생산량을 측정한다.

〈그림 5〉는 동일한 기간 동안의 산업계 평균 이용률에 대한 비교치를 보여주고 있다. 여기서 다시 살

퍼보면 발전소의 위험도가 감소되는 동일 기간 동안 이용률 향상이 수반됨을 알 수 있다. 73%에서 89%로의 이용률 증가는 신규 전력량 1,800만 kW 또는 18개 원전 신규 건설에 해당되는 수치이다.

마지막으로 원전 위험도는 안전 기능 위협 상태 횟수의 감소와 동반하여 감소되는 추세를 보일 것으로 기대되었다. 이는 예상대로이다.

〈그림 6〉은 NRC 보고 요건에 따라 제공된 주요 사건의 연간 평균 발생 횟수를 나타낸다. 그림에서 나타나듯이 발전소 위험도가 감소되는 기간 동안 단위 호기당 사건 횟수는 10배 정도 감소되었음을 알 수 있다.

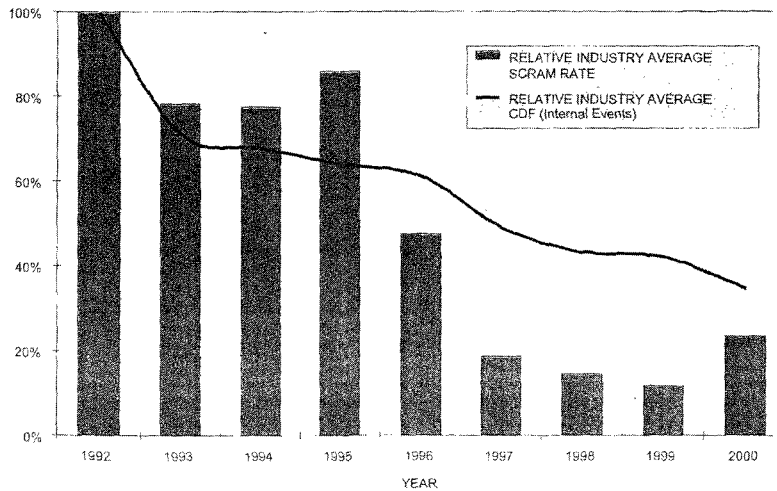
PRA 활용을 통해 얻은 고찰 사항

1. 일반적인 PRA 고찰 사항

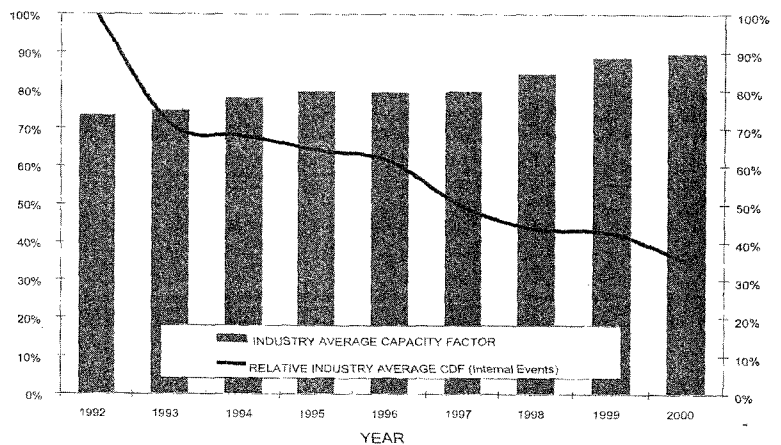
WASH-1400부터 시작하여 초창기부터 미국 내 원전에 PRA를 활용한 결과로서 발전소 종사자들의 안전 문화에 점진적인 변화가 일어나고 있다. 이 변화는 다음과 같은 중요한 고찰 사항들로부터 파생되었다.

① 설계 기준 사고 또는 발전소 설계시 예상된 초기 사건들은 발전소 안전성을 저해하는 가장 큰 위험도를 부과하지 않는다.

대형 냉각재 상실 사고, 주증기 배관 파단, 주급수 배관 파이 이와



〈그림 4〉 발전 정지율 감소 대비 위험도 준위



〈그림 5〉 이용률 성능 대비 위험도 준위

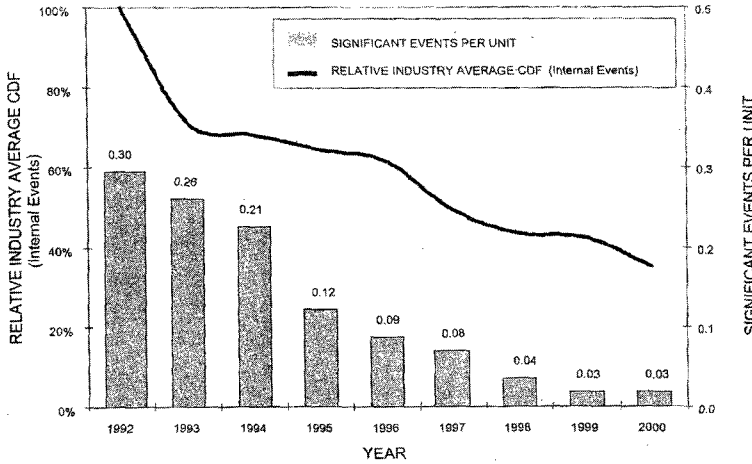
같은 초기 사건의 사례이다.

이런 사건에 대응하기 위한 발전소 설계와 비상 운전 절차서의 개발, 운전원 훈련은 매우 효과적인 것으로 나타났으며, PRA 결과에 근거할 때 더 이상의 추가적인 보완이 불필요하였다.

② 내부 사건들 중에서 자동 발전소 정지, 소외 전원 상실, 소형 냉각재 상실 사고 등과 같이 상대적으로 발생 빈도가 잦은 초기 사건들은 발전소 안전성을 저해하는 가장 큰 위험도를 부과한다.

그 위험도는 부분적으로는 상대적으로 잦은 발생 빈도에 원인이 있다. 그러나 대부분의 위험도는 그 사고 전개 과정을 완화하는 데 필요한 모든 안전 기능들이 성공적으로 수행되지 못하는 고장 발생에 원인이 있다.

발전소 소유자/운영자는 발전소 정지 빈도를 극적으로 감소시키고 소외 전원 상실에 대한 대응책을 향상시키며 과도 상태 대응 기간 동안 소형 냉각재 상실 사고를 일으키는 기회를 크게 감소시킴으로써 이런



(그림 6) 안전성 위협(심각한 사건 발생) 횟수 대비 위험도 준위

현실에 대응하여 왔다.

③ 두드러진 위험도 기여 인자들은 종종 발전소 고유한 특성을 보였으며, 상대적으로 저비용의 설계 변경과 절차서 변경으로 쉽게 개선시킬 수 있었다.

이러한 사실은 발전소 소유자/운영자로 하여금 중요한 안전성 개선 조치들을 즉각적으로 수행하게 하는데 도움을 주었으며, 이는 또한 발전소 고유 PRA 분석의 가치를 높이게 하였다.

④ 안전 등급 기기들의 일부만이 발전소 위험도에 크게 기여하는 사건의 예방 및 완화에 실질적으로 기여한다.

PRA는 기기들의 고장 형태 수준에서 발전소에 대한 종합적이고 객관적인 모델을 유효 적절하게 사용하기 때문에 전체 위험도에 대한 각 기기 단위의 상대적 중요도를 추정하는 것이 가능하다.

한 연구 보고서는 발전소의 10만

개 가량의 능동 기기 중에서 50개 내지 500개의 기기가 CDF의 약 90%를 관장/결정한다고 제시하고 있다.

여기서 중요한 고찰 사항은 이러한 중요한 기기들이 적절한 주의 감독하에 놓여 있으며, 가용 인력들이 부적절하게 위험도 관점에서 덜 중요한 기기에 관심이 집중되지 않고 있다는 것을 확신하는 것이다.

2. 발전소 고유의 PRA 고찰 사항

이 절에서는 PRA 분석 결과로 발전소 소유자/운영자에 의해 성취된 다수의 고유 위험도 감소 사례들을 제시한다. 거의 모든 경우에서 발전소 안전성이 개선될 수 있다고 제시된 시나리오들은 당초의 원전 설계 기준에서 벗어난 것이었으며, 변경은 발전소 소유자/운영자에 의해 자발적으로 이행되었다.

가. 원자로 냉각재 펌프 밀봉 신뢰도 위험도 평가는 발전소 과도 상태

동안 가압경수로형 원자로(PWR)에서의 원자로 냉각재 펌프의 중요성을 부각시켰다. 원자로 냉각재 펌프는 정상 운전 상태에 원자로를 거쳐 냉각재를 강제 순환시킨다. 이 강제 순환 운전은 안전 정지를 위해 꼭 필요한 것은 아니다.

하지만 원자로 냉각재 펌프는 원자로 용기 내부가 저압 상태에 이를 때까지 냉각재 주입 계통을 통해 적절히 가압되고 냉각을 유지시켜야만 하는 복잡한 밀봉부(seals)를 가지고 있다.

그렇지 않을 경우 이 밀봉부에서 누설이 발생하며, 이로써 발전소 정지 상태중에 소형 냉각재 상실 사고를 유발한다. 이 누설 사고는 발전소 정지 상태에 대한 또 다른 위험 상태를 야기하고 사고를 유인하는 다른 초기 사건의 발생 가능성을 증가시킨다.

이에 대한 대응으로 발전소 소유자/운영자는 다양한 발전소 개선 사안들을 수행하였다. 각 발전소는 그들 자신의 취약점 평가 결과와 설계 특성에 기반한 독특한 해결 방안을 가지고 있다.

PRA 사고 경위는 필요한 경우에 원자로 냉각재 펌프를 정지시키고 밀봉부로의 대체 냉각재 주입을 위한 계통 배열을 정립하거나 밀봉 주입 계통에 대체 전원을 제공하는 운전원 조치가 중요함을 보이고 있다.

PRA는 운전원이 자신의 조치를

취하는 데 가용한 시간과 각 사고 시나리오에 따른 발전소 조건 및 기 기 배열 상태를 파악하였다.

이러한 새로운 고찰 결과로부터 펌프와 그 지원 계통들을 주의깊게 감시하고 운전할 수 있도록 절차서 들이 변경되었다.

몇몇 발전소는(모든 소내 전원 상 실이 가장 문제시되는 원인으로 밝혀졌기 때문에) 해당 발전소 내부 전원을 요구하지 않는 다른 계통에 서 제공되는 다양성있는 주입 방식 을 채택하기도 하였다.

한 발전소 PRA는 소외 전원 상 실 동안에 단일 밀봉 냉각재 주입 계열이 양 비상 전원 부스를 요구하 는 미묘한 종속 관계를 파악하였다. 이 종속성은 설계 변경을 통해 즉각 적으로 해소되었다.

대안들에 대한 심도있는 검토 이 후에 한 사업자는 발전소 밀봉을 보 다 튼튼한 다른 형태의 것으로 교체 하는 방안을 채택하였다. 밀봉 교체 하나만으로 총 CDF의 30%를 감소 하는 효과가 있었다.

나. 계통 상호 연결

PRA의 장점의 하나는 계통 상호 작용과 종속성을 평가하는 능력에 있다. 많은 사업자들이 계통 상호 연결이나 후비 지원(backup) 계통 에 대한 추가적인 능력을 확보하는 것이 이점이 있다고 밝히고 있다. 이는 특히 전원 계통 및 냉각 계통 에서 더욱 그러하다.

이런 계통들은 지원 계통(support system)이라고 종종 불리 우 는데 이는 이들 계통이 사고를 직접 적으로 완화하는 데 사용되는 비상 노심 냉각 계통과 같은 전위 안전 계통(front-line system)의 기능 을 지원하기 때문이다.

그와 같은 능력의 한 사례로서 웨 스팅하우스형 가압경수로가 있다. 이 원자로형에서는 안전 관련 서비 스 용수 계통이 비상 노심 냉각 및 원자로 냉각재 펌프 밀봉을 포함한 많은 주요 기능을 수행한다.

상기에 기술된 바와 같이 냉각 기 능 없는 상태에서는 원자로 냉각재 펌프 밀봉부의 누설이 발생한다. 서 비스 용수 상실은 밀봉 냉각 상실 및 비상 노심 냉각 기능 상실 양자 를 유발한다.

2개 호기가 존재하는 원전에서 사업자는 호기간 서비스 용수 계통 의 상호 연결이 한 호기에서의 서비 스 용수 냉각 상실에 따른 심각한 사건에 대한 부가적인 사고 완화 기 능을 제공하는 것을 확인하였다. 이 호기간 상호 연결 능력은 각 호기당 CDF의 25% 감소를 가져왔다.

전기 계통도 또한 위험도 감소에 중요한 역할을 한다. 특히 다중 호 기 부지를 가진 몇 개 원전은 일차 전력 공급 상실을 후비 지원하기 위 하여 교류/직류 전원을 상호 연결 하는 능력을 확보하였다. 한 사례 로, 2개 호기간 4 kV 안전 부스의

상호 연결 능력을 갖는 설비는 CDF의 35% 감소를 가져왔다.

게다가 동종의 원전은 작은 소내 발전기를 추가함으로써 필수 계측 용 전원 에 대한 후속 수단을 제공할 수 있는 것으로 나타났다.

발전소 개선 사항 효과를 모두 합 처 거의 5배의 CDF 감소를 유발하 는 와중에 이 변경 사항만으로 66% 의 추가적인 CDF 감소를 가져왔 다.

다. 발전소 내부 침수

PRA로부터 얻어진 보다 실질적 인 위험도 개선은 발전소 내부 침수 에서 보여준다. 한 발전소에서 PRA는 고지대의 호수에서부터 터 빈 빌딩 바닥으로 흘러 들어오는 냉 각수를 이송하는 대형 배관 파단에 의해 시작되는 시나리오 모델을 구 현하였다.

배관 파단 이후 터빈 빌딩 바닥 으로 들어오는 유량을 감소시키기 위 하여 주 제어실 안팎에서의 수많은 운전원 조치들이 요구되었다.

그렇다 하더라도 격리되지 못한 유로가 형성되어 분당 10만 갤론의 물이 유입되며, 이는 배수 능력의 수 배에 달하는 것이다.

그 결과로서 터빈 빌딩 바닥에 있는 기기들이 침수되고 이는 한편 직 접적 또는 간접적으로 비상 급수 펌 프, 서비스 용수 펌프, 고압 및 저 압 노심 냉각 펌프, 격납 건물 살수 펌프나 이 사건에서 안전 정지를 유



지하는 데 사용할 수 있는 다른 기기들의 기능 고장을 유발한다.

중요한 비안전 계통의 하나로서 압축 공기 계통이 또한 영향을 받는다. 이 압축 공기는 침수 유량을 감소시키기 위한 밸브를 잠그는 데 사용된다.

발전소를 안정 정지시키기 위한 기기들이 충분히 남아있긴 하지만 이 시나리오로 인한 CDF 기여도는 허용할 수 없을 만큼 높고 모든 다른 위험도 기여 인자보다 우세하였다.

발전소 소유자/운영자는 위험도를 감소시키기 위한 중대한 조치를 단행하였다. 배관 관통부는 약 6 미터 높이까지 밀봉되고 방수문은 강화되었으며, 배수로가 재설계되었다. 운전원에게 조기에 경보를 주기 위한 수위 알람계가 설치되었다. 유량을 제한하기 위하여 밸브 배열이 변경되고 압축 공기가 요구되던 밸브는 차단되었으며, 다른 주요 밸브들을 제어하기 위하여 스위치가 주 제어실 내에 설치되었다.

이 사건을 대처하기 위한 비상 운전 절차서가 발전소 고유 PRA 시나리오에 기반하여 재작성되었다. 침수에 의해 저하될 수 있는 노심 냉각 신뢰성 및 원자로 계통 건전성을 향상시키기 위하여 후비 지원 계통이 제공되었다.

PRA 고찰 결과로서 이 발전소 개선 사항들은 CDF 기여도를 대폭

감소시켰는데, 이는 내부 침수 CDF 기여도의 60배, 그리고 전체 CDF 기여도의 30배에 해당하는 것이었다.

라. 비등형 원자로(BWR) 격납 건물 배기

WASH-1400은 장기적인 잔열 제거가 비등형 원자로(BWR)에서 위험도에 중요한 기능임을 파악하였다. 정상적으로는 주응축기가 열 제거 유로를 담당한다. 주응축기를 사용하지 못하게 되는 사고 조건에서는 잔열 제거 계통(RHRS)이 사용된다.

많은 PRA들이 격납 건물 배기가 격납 건물 열 제거를 위한 추가적인 수단을 제공함으로써 위험도 관점에서 이점이 있음을 확인하였다.

격납 건물 배기는 원자로 냉각 동안 생성된 증기가 배출되기 위하여 격납 건물로부터의 배기 유로를 개방하는 조치를 포함한다. 이러한 제어 배기 조치는 격납 건물 구조물이 장기간의 증기 생성으로 인해 위협 받는 상황을 예방한다.

현재 BWR 비상 운전 절차서는 격납 건물 압력 제어를 위하여 격납 건물 배기를 활용하는 고유 조치를 포함하고 있다. 그 결과로서 모든 BWR은 잔열 제거를 위해 격납 건물을 배기하는 몇 가지 방법을 갖추고 있다.

한 사업자는 자신의 발전소에서 격납 건물 배기 기능을 제거하였을

경우의 위험도 증가분을 조사한 적이 있는데 조사 결과 CDF의 약 5 배 정도 증가될 수 있는 것으로 나타났다.

마. 발전소 지진 대응

이 절에서는 원전의 위험도 평가가 원전 내부에서 파생된 초기 사건들뿐 아니라 지진·화재 또는 토네이도 등과 같은 외적 재해에 의한 것도 취급하고 있음을 예시한다. IPEEE 분석 과정의 일부로서 사업자는 원전의 지진 취약성/민감성을 평가하도록 요청되었다.

이 요청 사항은 굳이 지진 위험도 평가에 정량적인 PRA 기법을 따르도록 요구한 것은 아니어서 원전 사업자의 반 정도는 지진 여유도 평가(SMA)로 명명되는 정성적인 지진 분석 방법을 채택하였다. 이 방식은 과거 지진 PRA로부터 정보를 얻은 고찰 사항들을 기반으로 하며, 주요한 위험도 취약성을 파악할 수 있도록 한다.

위험도 분석은 발전소 소유자/운영자가 일반 대중의 안전성 확보 관점에서 잠재적이고 필연적인 중요 고장에 노력을 집중할 수 있도록 한다. 대부분의 발전소에서 위험도 감소는 지진 PRA나 지진 여유도 평가의 결과로서 성취되었다.

발전소 변경 사항은 크레인과 같이 다른 기기 위로 낙하 가능한 과중량 기기 및 주요 기기의 고정 장치 개선, 상호 작용 방지를 위한 전

기 캐비닛 및 배터리 선반의 이격 거리 확보, 점점 상실 또는 달각거림(chattering)을 유발할 수 있는 주요 계전기의 교체, 지시대 부식의 수리 및 감시를 포함한다.

바. 정지 위험도 감소

계획 예방 정비 기간 동안의 부주의한 냉각재 배수 또는 잔열 계통 상실 사건이 여러 번 발생하였기 때문에 1990년대 초기부터 정지 위험도에 대한 관심이 증가하였다.

냉각재 배수로 핵연료 노출이나 비등은 안전 계통들이 정비중인 경우, 그리고 특히 격납 건물에 개방된 경우는 심각한 상황이 될 수 있다.

발전소 소유자/운영자는 이로 인한 안전성을 확보하도록 요구되었지만 반면에 계획 예방 정비 기간이 늘어날 수 있는 부적절한 보수성을 손떨만한 여유가 없었다. PRA 모델과 위험도 평가 방법은 이 정지 위험도를 관리하는 기법을 제공한다.

첫 번째 정지 위험도 평가는 BWR를 대상으로 하였다. 장래의 계획 예방 정비 계획에 대해 모델을 적용하기 이전에 사업자는 과거의 계획 예방 정비 계획을 참조하여 적용하였다. 이 결과로서 위험도를 감소시키기 위해 장래의 계획 예방 정비에서 변경되어야 할 다수의 관행들이 파악되었다.

예로서, 검사 및 보수를 위한 방

출 제어 수조(suppression pool)의 초기 배수에 대한 관행을 변경하였다. 위험도 평가는 예전 관행을 따를 경우 핵연료 이송 직전과 직후 사이에 높은 위험도 수치를 갖는 기간이 존재함을 확인하였다.

총냉각수 재고량이 적기 때문에 이 부주의한 배수로 인한 취약성이 증가하였다. 재장전을 위해 상부 수조가 다 채워질 때까지 방출 제어 수조의 배수를 지연시킴으로써 위험도는 감소하였다.

또 다른 변경 사항으로 핵연료 장전을 쉽게 하기 위해 종종 시행되는 잔열 제거 계열의 교환(swapping)에 대한 관행을 들 수 있다. 각 계열 교환 기간의 냉각 상실에 의한 높은 위험도가 확인된 이후로 이와 같은 관행은 제거되었다.

모델은 또한 관행적으로는 발생하지 않더라도 주의깊게 관리·감시되어야만 하는 몇 가지 높은 위험도 기간을 파악하였다.

사. 주요 기기의 고장률

발전소 소유자/운영자는 위험도에 심각한 기기들의 고장률을 저감시킴으로써 위험도를 낮추도록 하고 있는 중이다. 이런 개선 사항은 보다 효과적인 상태 기반 감시 및 예방 정비를 통해 성취된다.

기기의 위험도 심각도는 PRA에 의해 확인되고 평가되며, 위험도 감소는 개선 사항 적용 이전과 이후의 각 고장률을 가지고 계산된 사고 빈

도를 비교함으로써 PRA에서 정량화된다. 아래에서는 한 대형 격납 건물 유형 PWR 원전에서의 실제 사례를 보여주고 있다.

서비스 용수 펌프는 정상 운전 동안 원전에서 발생하는 열을 지속적으로 바다로 제거한다. 사고 기간 동안에도 이 펌프는 발전소를 안전하고 안정된 상태로 이끌기 위해 잔열을 제거한다. 하지만 PRA는 이 사례 원전에서의 경우는 보다 중요하게도 정상 운전중 공통 원인에 의한 모든 서비스 용수 펌프의 기능 상실로 인해 원자로를 정지시킬뿐 아니라 잔열을 제거하고 발전소를 안전하고 안정된 상태로 이끄는 성능을 저하시킨다는 것을 확인하였다.

초창기 IPE 수행 시점에서 현재에 이르는 동안 발전소 데이터는 안전 기능 작동 수행 기간 동안의 단일 펌프 고장 가능성 측면에서 괄목할만한 향상을 보이고 있다.

PRA 신뢰도 방법은 경험이 누적됨에 따라 얻어진 새로운 데이터를 개량함으로써 성능을 평가하는 것이기 때문에 이로써 평가된 펌프 신뢰도 추정치는 3배 정도 향상되었다. 이 성능 개선은 원전 CDF를 약 50% 감소시키는 데 기여하였다.

발전소는 소외 전원과 동시에 발전기로부터 전원이 상실되는 사고 시 안전 기기에 전원을 공급하는 대기중 상태의 디젤 발전기를 소유하



고 있다. 그러한 사고 기간 중에 이 디젤 발전기는 수 초 이내에 자동으로 기동하여야 한다.

초창기 IPE 수행 시점에서 현재에 이르는 동안 단일 디젤 발전기의 기동 고장 가능성은 20배 정도 낮아졌으며, 이에 따라 디젤 발전기의 신뢰도는 5배 가량 향상되었다. 이 성능 개선은 원전 CDF를 약 35% 감소시키는 데 기여하였다.

마. 위험도 정보 활용 기술 지침서
발전소 기술 지침서는 기기의 시험, 가동성 및 운전 제한치에 관한 요건을 기술한 문서이다. 다수의 사업자들은 위험도 정보를 활용하여 그들의 기술 지침서를 평가함으로써 운영 개선을 이루고자 노력하여 왔다.

이러한 변경 요구는 운전 효율성을 제고하고 비용을 저감하기 위한 것이지만, 몇몇 경우는 위험도 감소 또는 신뢰도 증진을 동반하였다.

1990년대 초기에 몇몇 사업자들은 원자로 보호 계통의 시험 빈도를 줄일 수 있도록, 즉 시험 간격을 늘일 수 있도록 NRC에 청원하였는데 이는 실제 수행 경험상 시험 자체가 종종 원자로 트립을 유발하였기 때문이다.

원자로 트립은 주요 초기 사건 가운데 하나이므로 이 시험 간격 연장은 운전 비용을 줄이면서도 효과적으로 위험도를 감소시켰다.

보다 최근에 몇몇 사업자들은 비

상 디젤 발전기(EDG)의 허용 정지 시간을 연장하는 방안을 추구하고 있다. 이런 시간 연장은 과거에 발전소 정지를 요구하던 경우와 달리 발전소 가동 동안의 EDG 성능 정비를 허용하게 된다.

이러한 변경 요구는 사업자로 하여금 발전소 이용률을 향상시키고 수행된 정비의 품질을 향상시키게 한다. PRA는 더 긴 정지 시간이 EDG의 신뢰도 향상과 예상 계획 정비 기간중 위험도 감소를 가져오는 효과를 감안한다면 허용할 수 있다는 것을 확인하였다.

또한 위험도 정보 활용 기술 지침서 활동에 있어 사업자들은 추가적인 기기가 서비스 불능 상태가 되더라도 위험도에 중대한 감소를 가져올 수 있는 보상 조치를 파악하였다.

이 보상 조치는 주요 기기 정비 동안의 적합한 행정 통제의 확인과 추가적인 위험도 증가를 가져오는 다른 기기 정비의 재조정을 포함한다.

한 사업자는 발전소 가동중에 더 많은 정비들이 수행된다 하더라도 주의깊게 정비 활동 계획을 조정한다면 발전소 위험도 수준의 감소를 가져올 수 있음을 발견하였다. 이러한 고찰 사항은 배열 위험도를 평가하기 위해 지원되는 PRA 모델 없이는 불가능한 것이다.

자. 위험도 정보 활용 가동중 검사.

원전은 수많은 중요 배관의 분절 배관(segment)들을 가지고 있다.

배관이 넓게 됨에 따라 나타나는 수많은 노화 기제(aging mechanism)에 의해 이 분절 배관에서는 균열이 가고 누설이 되거나 파손이 될 가능성이 커지게 된다. 정기적인 배관 검사는 비용이 많이 들며 작업자에게 방사능 피폭을 일으킨다.

산업계에서는 NRC에 의해 승인된 위험도 정보를 활용한 가동중 검사 프로그램을 개발하여 왔는데, 이는 위험도 증가 없이 효과적으로 검사 물량을 우선 순위화하고 감소시킬 수 있는 것이다.

PRA는 원자로 냉각재 배관, 주급수 배관 및 주증기 배관과 같은 주요 원전 배관에서의 사고 경위를 유발할 수 있는 파단 위험도 영향을 면밀하게 연구하였다.

위험도 정보 활용 프로그램은 배관을 검토하고 PRA 결과를 이용하여 위험도에 중요한 분절 배관을 확인한다. 위험도에 중요한 분절 배관의 경우는 노화 기제, 그에 따른 취약성의 존재와 배관 상태에 기반하여 초기 사건의 빈도가 특성화된다. 이런 방식으로 검사 인력들이 위험도에 중요한 배관에 집중하게 되며, 검사 계획이 크게 축소된다.

미국 내 원전의 약 80%가 위험도 정보 활용 가동중 검사를 이행할 계획임을 밝히고 있다.

차. 위험도 정보 활용 밸브 시험

몇몇 모터 구동 밸브들은 사고 기간 동안 대응할 때 파생되는 극심한

압력 및 유량 조건하에서도 열림과 닫힘 기능을 수행하도록 요구하고 있다. 하지만 종종 이런 조건들은 시험 기간 동안 재현하기 어렵다.

따라서 관련 밸브들이 적절한 여유도를 가지고 요구되는 성능을 내는지 규명하기 위해 시험 결과를 외삽하고 보수적 분석을 견지하는 것이 필요하다.

중요도에 관한 정량적 척도를 계산할 수 있는 PRA 코드의 역량을 이용함으로써 다수의 사업자들은 위험도 기여도에 의해 후보 밸브들을 순위 매기도록 결정하였다.

높은 중요도 값을 갖는 밸브들은 첫 번째의 성능 분석 및 성능 시험을 받았다. 이 밸브들은 또한 가장 짧은 시험 주기를 배정받았다. PRA는 또한 기존 프로그램에 의해 과거에는 확인되지 않았던 다른 밸브들이 추가되어야 하는지 여부를 제시하였다. 이런 방식으로 위험도 관점에서의 이점이 가용 인력 및 일정과 관련하여 최적화되었다.

몇몇 발전소 소유자/운영자들은 이와 같은 위험도 순위 매김 방식을 공기 구동 밸브에도 적용하여 유사한 성과를 거두고자 시도하고 있다.

카. 위험도 정보 활용 격납 건물 시험

1995년 이전에 격납 건물 누설 시험 요건은 규정적이고 결정론적으로 결정되어졌다. 이 시험은 비용이 많이 들고 작업자에게 방사능 피폭을 유발하는데, PRA 결과는 일

관되게 누설률이 현재 규정된 제한치보다 100배 내지 200배 커지더라도 일반 대중의 위험도에 있어 민감하지 않음을 보여주고 있다.

허용 누설률의 변경은 고려되었으나 비용 및 방사능 피폭의 저감은 고려되지 않았다. 대신에 NRC 및 산업체는 위험도 정보 활용 및 성능 기반 규제 방안인 10CFR50, 부록 J, Option B 규정을 정립하였다.

이 옵션으로 종합 누설 시험 주기는 짧은 주기하에서 연속적으로 성공적인 시험이 수행된다면 2년 이하에서 10년으로 연장될 수 있다. 국부적인 관통부 및 밸브 계열의 시험 주기는 마찬가지로 성공적인 시험 결과들이 얻어진다는 전제하에서 재장전 주기에서 5년 주기로 연장될 수 있다. 각 경우에 이런 변경 사항으로 인한 위험도 증가는 언제나 1% 미만으로 나타났다.

현재 대부분의 미국 내 원전은 이런 위험도 정보 활용 격납 건물 시험 옵션을 사용하고 있다.

타. 배열 위험도 관리

발전소 고유 PRA는 발전소 배열(configuration) 상태, 즉 어떤 기기가 정비 또는 시험으로 가동되지 않으며 그 기간은 얼마나 오래되는지를 평가하고 관리하는 데 있어 유일한 수단을 제공한다.

오랫동안 사업자들은 이 발전소 배열을 기술 지침서 요건에 따라 제어하여 왔다. 한편으로 몇몇 발전소

운전 형태(예로서, 정지 상태)는 거의 기술 지침서 요건을 갖고 있지 않았다.

1990년대 중반에 산업계는 발전소 운영자와 계획 입안자들이 바람직하지 못한 발전소 배열을 확인할 수 있도록 지원하기 위하여 대부분의 노력을 기울였다. 이런 노력은 작업 관리자가 연속적인 작업 활동 일정을 조정하는 데 있어 위험도 정보를 활용하여 결정하기 위한 PRA에 기반한 안전성 감시 기법을 이끌어 내었다.

이 안전성 감시 기법은 짧으면서도 안전한 계획 예방 정비 계획을 수립하는 한편, 발전소 정상 운전중에 보다 효과적으로 정비를 수행하는 데 있어 막대한 도움을 주는 것으로 판명되었다.

배열 위험도 관리로 얻어진 하나의 고찰 사례는 쌍둥이 호기에 대해 상호 맞물려 계획 예방 정비를 수행하는 2개 호기 원전에 대한 것이다.

첫 번째 호기는 계획 예방 정비를 거의 35일만에 완료하였다. 거의 똑같은 정비 계획을 따른 두 번째 호기는 이를 단지 32일 만에 완료하였다. 첫 번째 호기의 계획 예방 정비 성과를 통해 얻어진 위험도 관리 고찰 사항 때문에 두 번째 호기의 계획 예방 정비는 비록 10% 정도만 기간이 단축되었어도 대략 22% 정도 위험도가 감소된 상태에서 예방정비를 완료할 수 있었다.



현재 배열 위험도 수준이 어떠한지 어떤 주요 현장 활동이 수행되고 있는지 진행중 상태를 토대로 파악하기 위하여 사업자들이 위험도 감시 기법을 적용하는 것은 흔한 일이다.

매일매일의 상황 점검 회의, 발전소 텔레비전 모니터, 발전소 출입 구역의 플래카드들이 발전소 직원들을 상시 경계시키기 위해 사용된다. 이러한 위험도 정보 전달 체계는 향후 위험도 관리가 원전의 일상 활동에 스며들게 한다.

3. 규제적 적용 시간

NRC는 자신의 규제 과정에서 위험도 고찰 사항을 적용하는 것을 장기간에 걸쳐 고려하여 왔다. PRA 수행으로 얻어진 고찰 결과로서 다수의 규제적 변경 사항들이 발생하여 왔다. 이 절에서는 몇 가지 현저한 위험도 정보 활용 규제 사항들의 윤곽을 간단히 설명한다.

가. ATWS 규정

ATWS(anticipated transient without scram)는 말 그대로 발전소 정지 사건이 일어났을 때 원자로 정지 기능의 고장이 야기된 발전소 과도 상태를 의미한다.

이 있음직하지 않은 사건은 원자로 계통의 건전성을 위협함과 동시에 발전소 정지 상태에서 나오는 붕괴열을 과도하게 벗어난 열 제거 요건을 가진 계통 고압을 유발하며,

따라서 원자로가 즉각적으로 제어되고 미임계 상태를 유지하여야만 한다.

NRC는 1983년에 ATWS 규정(10 CFR 50.62)을 공포하였는데, 이는 ① 예상되는 과도 상태 빈도를 저감하고, ② 원자로 정지 기능의 신뢰도를 향상시키며, ③ 상기의 예방 조치가 실패할 경우 발전소 완화 기능을 개선함으로써 ATWS 위험도를 감소시키기 위한 것이다.

규정 제정 이전까지 ATWS CDF 위험도에 관한 PRA 결과는 가용하지 않았지만 NRC는 그 당시 위험도가 지금보다 평균적으로 10배 이상 컸던 것으로 추정하고 있다.

규정 제정 이후 대부분의 이득은 예상 과도 상태 빈도, 즉 자동 원자로 정지 및 터빈 정지 횟수의 감소로부터 나왔다.

그 다음으로 중요한 이득은 트립 차단기의 더 잦은 감시 및 정비 결과에 따른 정지 기능 신뢰도의 향상으로부터 얻어졌다. 가장 덜 중요한 기여 인자는 신규 완화 설비와 연관한 ATWS 완화 능력 강화 방안이다.

원전 PRA 결과는 이런 개선 사항을 확인한다. 당초의 IPE 모델은 발전소 정지 빈도와 그 당시 시점의 변경 사항을 반영하였다. 11개 PWR 원전과 11개 BWR 원전은 당초 ATWS가 세 가지 가장 높은 위험도 기여 인자 중의 하나임을 밝혔

다.

오늘날은 정지 빈도 감소와 추가적인 변경 사항으로 인해 단지 1개의 PWR 원전과 5개 BWR 원전만이 상위 3개의 높은 위험도 기여 인자 가운데 하나로 ATWS를 자리매김하고 있다.

한편 PRA는 발전소 소유자/운영자들로 하여금 기기 신뢰도와 핵연료 특성이 시간에 따라 변화됨에 따른 ATWS 위험도 수준을 감시하게 하는 것이 가능하게 한다.

나. 발전소 정전 (Station blackout) 규정

비록 위험도 정보 활용이란 용어가 1990년대 중반까지 만들어지지 않았어도 발전소 정전 규정(10 CFR 50.63)은 1988년에도 위험도 정보가 활용된 명백한 규제 변경 사항이다.

발전소 정전은 안전 관련 기기에 전력을 공급하는 부스에 교류 전원을 전혀 주지 못하는 발전소 조건을 의미한다. 교류 전원 없이는 많은 계통들이 제반 안전 기능을 수행하지 못한다.

1980년대에 수행된 발전소 고유 PRA는 소외 전원 및 비상 디젤 발전기 상실에 관한 실제 경험 데이터를 사용하여 발전소 정전이 가장 높은 위험도 기여 인자 중의 하나임을 반복적으로 확인하였다.

발전소 정전 규정의 목적은 발전소가 모든 소외 전원의 확장 상실에

대처하여 적절한 능력을 확보하는 것이다. 이 대처 능력은 소내 비상 교류 전원(전형적으로 디젤 발전기)에 높은 신뢰도를 제공함으로써, 추가적인 교류 전원 공급원을 제공함으로써, 혹은 발전소 계통이 연장된 기간 동안의 정전 조건에서 운전될 수 있음을 보증함으로써 제시될 수 있다.

사업자들은 모든 소의 전원의 확장 상실에 대처하는 각 원전의 능력을 원전의 고유 특성에 기반하여 평가하도록 허용되었다.

일부 사업자들은 추가적인 비상 교류 전원 공급원을 설치하기로 결정하였으며, 다른 사업자들은 기존 원전 능력에 대한 보증 내용을 제시하였다.

발전소 정전 규정의 유효성에 관한 NRC 평가는 산업계 평균적으로 정전 사고로 인한 노심 손상의 위험도가 거의 1/4 정도로 떨어진다고 추정하였다.

변경 사항의 영향은 발전소에 따라 광범위하게 달라진다. 한 발전소에서는 두 개의 추가적인 디젤 발전기가 전체 내부 사건 CDF 수치를 4배 이상 감소시켰다.

다. 정비 규정

1996년 7월에 정비 규정(10 CFR 50.65)이 발효되었다. 이 정비 규정은 미국 내에서 공포된 첫 번째 위험도 정보 활용 및 성능 기반 규제의 하나이다. 정비 규정은

인허가 취득자가 위험도에 중요한 계통, 구조물 및 기기(SSC)를 파악하고, 선정된 SSC에 대해 보통 신뢰도 또는 이용 불능도에 기반하는 성능 기준을 정립하며, 정비를 위해 서비스 상태에서 떼어진 기기의 안전성과의 연관 관계를 평가하는 것이다.

정비 규정 시행 이후, 이는 안전 관리에 심각한 영향을 끼쳤다. '위험도에 중요한 SSC' 개념의 도입은 PRA가 안전의 중요성을 파악하는 데 기여하는 역할을 실증하였다. 게다가 이는 발전소 종사자 및 규제 요원에게 SSC의 안전 중요성을 논의하는 데 있어 공통적인 언어를 제공하였다.

즉, 정비 규정 안에서 위험도에 중요하다고 판단된 SSC는 그렇지 않은 다른 것보다 더 중요하다고 고려되었다.

SSC를 위한 성능 기준의 정립은 PRA에서 사용되는 신뢰도 및 이용 불능도와 연계되는데, 이는 더 나아가 발전소 운전과 연계된다. SSC가 서비스 상태에서 벗어난다면 당장 PRA 관점에서 안전성에 영향을 고려하여야 할 필요성이 있었다.

마지막으로 안전성에의 영향 평가는 통상적으로 PRA에서의 영향을 의미하는 것으로 받아들여진다. 정비 규정의 최근 개정판은 인허가 취득자에게 정비 활동으로 인한 위험도 증가 사항을 평가하고 관리하

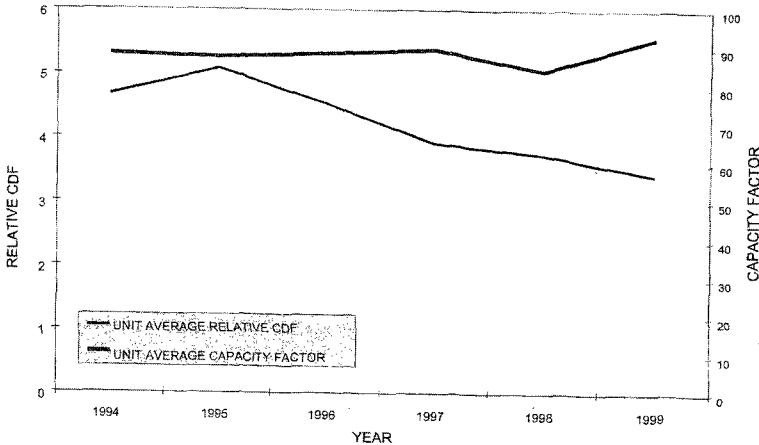
도록 요구함으로써 이를 보다 확실히 명문화하였다.

이 요건은 위험도 고려 사항을 일상 운전에서 구체화하도록 유인하였으며, 모든 원전의 다양한 발전소 종사자들에게 위험도 기여 인자에 대한 이해력의 증진을 가져왔다. 또한 일상적인 의사 결정에서 위험도 개념을 사용하게 되었다.

게다가 위험도에 중요한 SSC를 주로 대상으로 하며, 그 위험도에의 영향을 평가하고 관리하는 것은 많은 경우에 있어 발전소 성능을 향상시키는 것과 동시에 위험도 수준의 감소를 유발하였다.

〈그림 7〉은 한 사업자의 4개 호기 원전을 요약한 것으로서 정비 규정 시행 직전에서 1999년까지의 이력을 보여준다. 이 그림은 1994년부터 1999년까지의 4개 호기 평균 CDF 변화 추세와 전력 이용률을 상대적으로 보여 준다. 이 시점 사이에 호기 평균 CDF는 실질적으로 감소하고 있고 전력 이용률은 약간 증가하고 있다.

라. NRC 규제 감독(oversight) 과정
2000년에 NRC는 규제 감독 과정의 일부로서 위험도 정보 활용 성능 감시와 위험도 정보 활용 검사 발견 사항 개념을 도입한 새로운 원자로 규제 감독 과정(ROP)을 시작하였다. 그 이전에 인허가 취득자의 성능은 결정론적인 잣대로서 평가되었다.



〈그림 7〉 한 사업자의 호기당 평균 노심 손상 빈도와 이용률(정비 규정 이후)

이 새로운 규제 감독 과정은 NRC 및 인허가 취득자로 하여금 일반 대중 보건 및 안전성에 제한적인 영향을 미치는 현안들에 재원을 소비하기보다는 위험도에 중요한 현안에 재원을 집중시킬 수 있게 허용한다.

신규 규제 감독 과정의 한 가지 주요한 요소는 NRC의 검사 발견 사항을 안전성 영향 관점에서 평가하는 것이다. 검사 발견 사항은 CDF 영향에 대한 추정치에 기반하여 위험도 심각성에 따라 녹색/백색/노랑/빨강의 4가지 색깔로 분류하여 지정된다.

프로그램 시행 첫 해에 산업계 전반에 걸친 수 천 가지의 발견 사항들이 신규 규제 감독 과정을 이용하여 평가되었으며, 소수의 발견 사항만이 녹색(위험도 심각성이 없음)이 아닌 색깔로 지정되는 결과를 가져왔다.

이 신규 규제 감독 과정은 위험도

개념을 발전소의 일상 운전보다 더 통합시키게 하며, 위험도가 장기간 관리될 수 있다는 확신을 주고 있다.

마. 중대 사고 관리

1980년대 초반부터 운영 허가를 이미 받은 발전소와 최근에 운영 허가 갱신을 신청한 많은 발전소들은 잠재적인 중대 사고 완화 대체 수단에 대한 체계적인 검토를 수행하도록 요구받고 있다.

이 과정에서는 발전소 고유 PRA를 사용하여 비용-효과적인 측면에서 잠재적인 발전소 개선 가능성을 확인하고 평가하는 것이 포함된다.

이런 분석들은 현재의 발전소 세대에서 얻어진 위험도 수준이 고려된다면 비용이 많이 드는 발전소 변경 사항이 정당화될 수 없다는 것을 일관되게 확인하였다. 그러나 사례별 관점에서 볼 때, 몇몇 발전소에서는 비용-효과적인 발전소 개선 사항을 파악하였는데 이는 주로 절

차서 개선 부분에서 나타났다.

한 사업자는 100여 가지 이상의 잠재적인 발전소 변경 사항에 대한 체계적인 평가를 수행하였다. 이런 잠재적 변경 사항 가운데 2가지 절차서 변경 사항은 비용-효과적인 것으로 나타났다. 이 2가지 변경 사항의 최종 결과로서 30% 이상의 위험도 감소를 가져왔다.

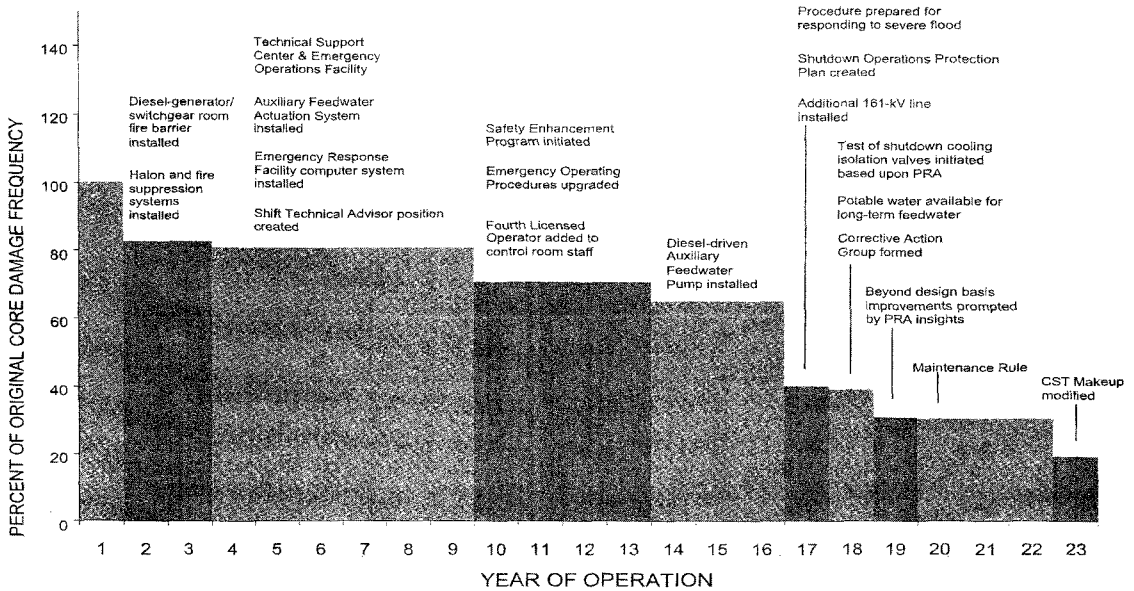
4. 발전소 특정 사례

발전소 수명 기간 전반에 걸쳐 규제 측면, 안전성 측면 및 운전성 측면의 고려 사항들을 다루기 위하여 상기에 설명된 특정 사례와 유사한 다수의 발전소 개선 사항들이 이루어져 왔다. 한 사업자는 위험도 변화 이력을 정리하였는데 이는 발전소 시설의 가동 기간 동안에 위험도 변화치를 추정하여 나타낸 것이다.

발전소 CDF에 대한 시간대별 변화는 그 당시 가장 중요한 영향을 미쳤던 발전소 개선 사항과 관련하여 〈그림 8〉에서 보여주고 있다.

산업체 준비성

상기 절에서는 체계적인 위험도 정보 활용 및 성능 기준의 운전과 규제의 이점을 예로서 나타낸 데이터와 사례 연구에 대한 표본을 제시하였다. 이런 사례는 원전 산업계에서 성취하여 왔던 중요하면서도 널리 알려진 안전성 이득을 대표하는



〈그림 8〉 단일 사업자 발전소의 가동 기간 동안의 위험도 변화 추이 사례

것이다. 안전성 성취 정도는 복잡한 기술 산업계 중에서도 팔목할만한 수준이다.

운영 요원들은 위험도 관리를 통해 기존의 안전성 수준을 유지하고 향상시킬 수 있다. 최적의 위험도 관리는 위험도 관점에서 중요한 기기와 활동들이 우선적으로 고려되고 위험도 및 성능 감시가 기능 저하 조건과 안전 활동의 효율성 여부에 대한 지시자로서 사용되도록 요구한다.

지금 발전소 소유자/운영자들은 요원, 계산 도구 및 모델, 관리 의식 및 지원에 있어 필요한 기술적 능력을 소유하고 있으며, 이 기술을 이용할 수 있을 정도로 안전 문화가 변화되었다.

이러한 위험도 관리 환경은 규제와 위험도에 관한 마음가짐에서 지속적인 변화를 요구할 것이다.

중요하지 않은 잔여 위험도를 허용하고 인정할 수 있도록 기존 원전

에 대한 규제는 변화되어야 하며, 실제적 위험도가 허용 가능한지 확인할 수 있도록 성능 감시 또한 허용하여야 한다.

신규 원전에 대한 규제는 시작 단계부터 위험도 정보 활용 및 성능 기준에 입각하여야 한다. 이러한 변화를 바탕으로 원자력은 안전하고 깨끗하며 신뢰성 있는 전력을 지속적으로 공급할 수 있다. ☞

〈참조 문헌〉

[1] 원자로 안전성연구 - 미국 상업용 원전의 위험도평가, WASH-1400 (NUREG/CR-014), 1975.
 [2] Oconee PRA: Oconee 원전 3호기의 확률론적 위험도평가, NSAC-60, 1984.
 [3] 중대사고 위험도: 5개 미국 원전에 대한 평가, NUREG-1150, 1990.
 [4] PRA 절차에 대한 지침서: 원전 확률론적 위험도평가 수행을 위한 지침, NUREG/CR-2300,

1983.

[5] 원전 활용을 위한 확률론적 위험도평가 표준지침, ASME standard RA-S-2002, 2002.

[6] 화재 유발 취약성 평가 (FIVE), EPRI-TR-100372, 1992.

[7] 화재 PRA 이행 지침서, EPRI-TR-105928, 1995.

[8] 원전 지진 여유도 평가 방법론, 개정 1판, EPRI NP-6041, 1991.

[9] 저출력 및 정지 위험도평가 벤치마크 연구, EPRI TR-1003365, 2002.

[10] PSA 활용 지침서, EPRI TR-105396, 1995.

[11] 인허가 기준에 대한 발전소 고유 변경사항의 위험도 정보 활용 의사결정에서 확률론적 위험도평가 적용을 위한 접근 방식, NRC Regulatory Guide 1.174, 1998.

〈Nuclear News〉 Vol.46 No.1