

KINS/HR-008

최 종 보 고 서

원전의 안전성과 관련한 국제 동향 분석 및 종합적 안전성 증진 방안 연구

수행기관 : 한국과학기술원 핵공학과

1990년 12월

한국원자력안전기술원

90566

제 출 문

한국원자력안전기술원장 귀하

본 보고서를 "원전의 안전성과 관련한 국제 동향 분석 및 종합적 안전성 증진 방안 연구" 과제의 최종보고서로 제출합니다.

1990년 12월 31일

한국과학기술원장

연구원 명단

연구 책임자 : 장순홍 (한국과학기술원 핵공학과 교수)

연구 원 : 조남진 (한국과학기술원 핵공학과 부교수)

연구 조 원 : 백원필 (한국과학기술원 핵공학과 박사과정)
박문규 (한국과학기술원 핵공학과 박사과정)
김한곤 (한국과학기술원 핵공학과 박사과정)
장현실 (한국과학기술원 핵공학과 석사과정)
이응규 (한국과학기술원 핵공학과 석사과정)
강기식 (한국전력기술(주) 책임기술원)

내부자문위원 : 전문현 (한국과학기술원 핵공학과 교수)

노희천 (한국과학기술원 핵공학과 부교수)

외부자문위원 : 차종희 박사 (한국원자력연구소)

조대현 박사 (Argonne National Laboratory, USA)

김종현 박사 (Electric Power Research Institute, USA)

요 약 문

I. 제 목

원전의 안전성과 관련한 국제 동향 분석 및 종합적 안전성 증진 방안 연구

II. 연구의 목적 및 중요성

본 연구과제에서는 가동 중 원전 및 신규 원전의 안전성 향상과 중대사고 대책 수립에 기여할 수 있도록 다음 연구를 수행하였다.

- 1) 원전의 안전과 관련한 국제적인 동향 파악.
- 2) 국내 원전에 대한 설계, 제작 및 운영상의 안전성 현황 파악.
- 3) 안전성 증진을 위한 기반 조성, 가동 중 원전의 안전성 향상 및 신규 원전의 안전성 확보에 관한 연구

본 연구는 TMI와 체르노빌 사고 이후로 안전에 대한 의식이 변화하고, 중대사고에 대한 중요성이 강조되고 있는 시점에서 원전의 안전에 관한 국제적 동향과 국내 현황, 그리고 안전성을 증진시킬 수 있는 방안들에 대해 논의함으로써 국내 원전의 안전성 향상에 기여하고, 중대사고에 대한 정책 결정 수립에 도움을 줄 수 있을 것으로 생각된다.

III. 연구 내용 및 범위

1. 원전의 안전성과 관련한 국제 동향

TMI와 체르노빌 사고의 영향과 이들 사고 이후의 안전에 대한 인식의 변화, 그리고 새롭게 제기되기 시작한 중대사고의 중요성에 대해 고찰한다. 이를 위해 확

물론적 안전성 평가(Probabilistic Safety Assessment, PSA) 방법에 대해 알아보고, 현재 가동 중인 원전의 안전과 관련된 연구 동향을 검토한다.

2. 원전의 안전과 관련한 국내 현황

원전의 안전성과 관련하여 국내 원전의 현황과 개선점 등에 관한 연구를 수행한다. 여기서는 규제 제도, 설계 및 건설, 취약 설비, 사고 관리, 인간 실수, 정보 전달 체계, 기술 인력의 교육 등의 측면으로 구분하여 수행한다.

3. 원전의 종합적인 안전성 증진 방안

국내 원전의 안전성을 증진시키기 위한 방안을 다음과 같은 분야로 나누어 제시한다.

- 1) 안전성 증진을 위한 기반 조성 : 안전문화의 정착, 규제제도의 최적화, 안전성 연구 및 기술 개발, 기술 인력의 양성 및 확보, 비상 대책의 확립 등의 측면으로 나누어 연구한다.
- 2) 가동 중인 원전의 안전성 증진 방안 : 현재 가동 중인 원전의 안전성을 증진시키기 위한 구체적인 방안들을 안전 확인 활동의 강화, 인간 실수 억제, 안전성 재평가 제도의 도입, 보수 체계의 정립, 노후화 및 수명 연장 대책 수립, 확률론적 안전성 평가를 통한 설계 개선의 측면으로 나누어 제시한다.
- 3) 신규 원전 대책 : 보다 안전한 미래의 발전소가 갖추어야 할 특성들의 검토를 통해 국내 원자력 정책 결정의 방향을 제시한다.

IV. 연구 결과 및 활용

- 본 연구를 통해 국내 원전이 아직은 안전성 향상에 여지가 있다는 것과 안전

성을 증진시킬 수 있는 여러가지 방안이 있음을 알 수 있다.

- 본 연구의 수행으로 앞으로의 중대사고 대책 수립에 많은 참고가 될 수 있다.
- 신규 원전 대책에 대한 기본적인 방향을 제시했다.

SUMMARY

I. Project Title

A Study of the International Trend and Comprehensive Enhancement Program on the Nuclear Power Plant Safety

II. Objectives and Importance of the Project

The objectives of this study are as follows:

- 1) Overview of the international trend related to the safety of Nuclear Power Plants(NPPs),
- 2) Study of the present status of NPP safety in Korea in aspects of design, construction and operation,
- 3) Suggestion of the comprehensive program to improve NPP safety in Korea.

The results of this study can contribute to improve the safety of existing and future NPPs, and to establish the severe accident policy in Korea.

III. Scope and Contents of the Project

1. International Trends on the NPP Safety

International trends are surveyed with primary emphasis on the effects of TMI and Chernobyl accidents, the importance of the severe accident policy, and the role of the probabilistic safety assessment (PSA) methodology. In addition, recent research issues related to the safety of operating reactors are reviewed.

2. Present Status of NPP Safety in Korea

Present status related to the NPP safety in Korea is reviewed in aspects of regulation policy, design and construction, weak components and systems, NPP operation, accident management, human factors, exchange of information, and education of technical staffs.

3. Comprehensive Enhancement Program for Safety of NPPs

The approaches to improve the overall NPP safety are considered in three aspects.

- 1) Bases for improvement of NPP safety including safety culture, optimized regulation system, research and development, technical manpower, emergency plan, international cooperation.
- 2) Approaches to improve the safety of existing NPPs: strengthening of the safety certification activities, minimization of human error through qualification of operators and improvement of work environment, periodic safety reassessment of operating NPPs, establishment of a data base related to NPP operation, preventive maintenance, provision for plant aging and life extension, and design improvement reflecting PSA results.
- 3) Approaches to achieve the safety of future NPPs: improvement of operating margins, man-machine interfaces, supporting systems and containment design for advanced light or heavy water reactors; innovation of the design features of NSSS and containment system for passive reactors.

IV. Results and Applications

- This study results that NPP safety in Korea can be improved.
- This study can be referred in establishment of severe accident policy in Korea.
- Fundamental principles for the passive reactor in future are suggested.

목 차

제 1 장 서 론	1
제 1 절 연구의 배경	1
제 2 절 연구의 목적 및 내용	3
제 2 장 원전의 안전성과 관련한 국제 동향 및 국내 현황 분석	4
제 1 절 국제 동향	4
제 2 절 국내 현황	14
제 3 장 원전의 종합적 안전성 증진 방안	23
제 1 절 안전성 증진을 위한 기반 조성	23
제 2 절 가동 중 원전의 안전성 증진 방안	34
제 3 절 신규 원전 대책	44
제 4 장 결 론	51
참고문헌	53
부록 A	55
부록 B	104
부록 C	125

제 1 장 서 론

제 1 절 연구의 배경

원자력 발전은 화석연료와 비교하여 환경문제와 에너지의 안정적 공급 측면에서 커다란 잇점을 갖고 있는 반면, 핵분열 과정에서 방사성 물질이 생성되는 특성으로 인해 그 이용의 확대에 여러가지 어려움을 겪고 있다. 특히 최근에는 세계 각국의 경제 성장 추세의 둔화, Three Mile Island(TMI) 및 체르노빌(Chernobyl) 원전 사고의 영향, 경제성의 악화 등의 복합적인 영향으로 원자력 사업은 전체적으로 침체기에 처해 있다.

원자력 발전에서는 방사능 피해로부터 국민의 건강과 재산, 그리고 환경을 보호할 수 있는 최상의 안전성을 확보하는 것이 가장 중요한 과제이다. 따라서 기존의 원자력발전소는 가상적인 설계기준사고(DBA)를 설정하고, 이러한 사고시에도 원자로가 안전하게 유지될 수 있도록 설계되어 왔다. 그러나 설계기준사고를 초과하는 사고가 발생할 수 있음을 TMI 사고가 확인시켰으며, 체르노빌 사고는 안전설비가 미비되고 원전을 올바르게 관리하지 못할 때 일어날 수 있는 중대사고의 결과가 얼마나 심각한 것인가를 보여 주었다. 결과적으로 이들 사고는 원전의 안전성에 대한 인식과 평가 방법에 큰 변화를 가져왔으며, 또한 원전의 사고는 해당 국가만의 일이 아니고 전세계적인 사건임을 인식시켰다.

원전의 안전성 확보의 기본 개념으로는 고장 및 사고의 방지, 설계기준사고시의 안전성 보장, 중대사고의 가능성 극소화 및 사고 완화를 들 수 있다. 이를 위한 구체적인 방법은 설계 안전성의 확보, 설계·제작·건설 과정에서의 엄격한 품질 보증, 훌륭한 운영 및 유지 보수, 완벽한 사고 관리 대책의 수립 등이 될 것이다.

설계기준사고 해석에서 보수적인 가정을 도입한 결정론적 방법(Deterministic Analysis Method)이 주로 사용되는 것과는 달리, 중대사고 해석에서는 확률론적 안전성 평가(Probabilistic Safety Assessment, PSA) 방법이 사용된다. PSA를 통한 원전의 종합적인 위험도 산출과 취약점의 도출은 곧 설계, 운영, 사고 관리 등의 측면에서의 안전성 향상에 큰 역할을 할 수 있으며, 규제 상의 지침이 될 수 있을 뿐만 아니라, 추후의 안전성 연구 분야를 제시해 줄 수도 있다.

최근 들어 세계 각국에서는 원전의 안전성과 경제성을 크게 향상시키기 위한 노력이 경주되고 있다. 이는 국가별로 또는 국제적인 공동 연구를 통해 이루어지고 있는데, 이는 안전성 증진을 위한 국제적인 협력 분위기가 광범위하게 조성되고 있음을 말하는 것이다. 그리고 국내에서도 원자력의 안전성과 관련한 기술 수준이 크게 향상되고 있으며, 이에 따라 독자적 또는 국제적 협력을 통한 안전성 연구를 수행함과 아울러 지금까지 미비되었던 여러 규제조건들을 마련할 수 있는 기반이 조성되고 있는 것으로 판단된다. 따라서 원자로 안전과 관련한 국제적 동향을 파악하고, 국내 원전의 안전성 현황 및 종합적인 안전성 증진을 위한 구체적인 추진 방법을 정립하는 것이 필요하다.

제 2 절 연구의 목적

본 연구과제에서는 기존 원전 및 신규 원전의 안전성 향상과 중대사고 대책 수립에 기여할 수 있도록 다음 연구를 수행하는 것을 목적으로 하였다.

- 1) 원전의 안전과 관련한 국제적인 동향을 파악한다.
- 2) 국내 원전에 대하여 설계, 제작 및 운영 상의 안전성 현황을 파악한다.
- 3) 안전성 증진을 위한 방안을 기반 조성, 가동 중 원전의 안전성 향상 및 신규 원전의 안전성 확보 측면에서 각각 도출한다.

제 2 장 원전의 안전성과 관련한 국제 동향 및 국내 현황 분석

제 1 절 국제 동향

현재 원자력계는 두 가지 상반된 환경에 처해 있다. 산성비, 온실 효과 등 화석 연료의 사용과 관련되는 환경 문제가 전세계적인 관심사로 등장함에 따라 원자력에 대한 기대가 높아지고 있으며, 미국 등을 중심으로 보다 안전한 원전을 개발하려는 노력이 가속화되고 있는 점은 긍정적인 환경이다. 또한 최근의 페르시아만 사태로 석유의 가격이 상승되고 안정적 공급이 위협받게 되면서, 안정적인 대체 에너지로서의 원자력의 중요성이 부각되고 있는 것도 긍정적으로 평가되고 있다. 그러나 체르노빌 사고의 후유증이 매우 심각한 것으로 나타나고 있고, 통일 독일에서 안전성에 대한 우려 때문에 동독의 일부 원자로를 폐쇄하기로 결정한 사실 등은 원자력이 아직도 어려운 환경에 직면하고 있음을 보여준다. 한편 원전에서와 불시정지 횟수가 최근 들어 괄목할만하게 줄어든 사실로부터 원전 운영 능력이 크게 향상되고 있음을 알 수 있으나, 원전 가동 횟수가 증가하면서 노후화 문제가 새롭게 제기되고 있다.

위와 같이 국내외적으로 상반된 환경 하에서 부정적인 측면을 극복하기 위해서는 원전의 안전성에 대한 인식과 대처 방법의 변화가 필요하게 되었다. 세계적으로 이러한 인식과 대처 방법에 변화를 가져오게 한 결정적인 계기는 1979년의 TMI 사고와 1986년의 체르노빌 사고이다.

TMI 사고에서는 광범위한 노심 손상이 발생하여 중대사고의 발생 가능성이 확인되었으며, 원자로 냉각계통으로부터 유출된 방사능의 환경 방출을 억제하는 최

후 수단으로서의 격납용기의 중요성이 인식되었다. TMI 사고는 운전 중 안전성에 대한 국제적인 관심을 집중시켰는데, 운전원의 자질 향상, 인간과 기계의 연계사항, 운전 경험의 피드백, 비상 계획, 운영 조직의 안전에 대한 정신 자세 등이 중요한 문제로 대두되었다. 또한 중대사고에 대한 연구가 광범위하게 시작되었고, 이를 해석하기 위한 확률론적 안전성 평가 방법의 사용이 확산되었다.

체르노빌 사고는 최악의 원전 사고로서, 원자력 산업에 끼친 영향은 실로 지대하다. 이 사고의 영향은 매우 광범위하지만, 그 중에서 중요한 것들을 열거하면 다음과 같다.

- 1) 원자력에 대한 일반 대중의 신뢰가 회복되던 시점에 발생하여, 원자력에 대한 공포와 원전에 대한 부정적인 인식을 크게 확산시켰다.
- 2) 안전 문화의 중요성이 인식되었다.
- 3) TMI 사고와 비교되어, 중대사고 완화 장치로서의 격납용기의 중요성이 재인식되었으며, 격납용기 성능 개선이 위험도 감소를 위해 매우 중요한 과제임이 인식되었다.
- 4) 대량 방사능 누출사고시에도 즉각적인 인명 피해가 아주 크지는 않다는 사실이 밝혀졌으며, 그간 가정되어온 방사선원(Source Term)은 과대 평가되었음이 확인되었다.
- 5) 사고 관리의 중요성이 확인되었다.
- 6) 원전의 안전이 해당 국가 만의 문제가 아니라 전세계적인 문제임이 인식됨에 따라 국제적인 협력 분위기가 조성되었다.

두 대형사고로 인한 여러 변화들 중에서 가장 중요한 것은 역시 중대사고에 대한 인식이다. 이전까지는, 설계기준사고에 대해서는 비상노심냉각계통(ECCS) 등 이에 대한 대비책을 세워서 위험한 결과를 초래하지 않도록 하여온 반면, 중대사

고는 발생 가능성이 극히 낮다는 이유로 설계에서 중요하게 고려되지 않았었다. 그리고 중대사고 연구와 더불어, 확률론적 안전성 평가 방법을 이용한 안전성 평가와 그 결과를 설계 및 운영 개선에 반영하려는 노력이 광범위하게 수행되고 있다. Level-1 PSA에서는 노심 손상을 유발할 수 있는 시나리오를 규명하고, 발생 빈도를 평가한다. Level-2 PSA에서는 원전으로부터 방사능이 유출되는 방법을 규명하고, 그 규모와 빈도를 평가한다. 반면에 Level-3 PSA에서는 국민의 건강이나 사회에 미치는 위험도를 평가한다. PSA에서 얻어지는 결과는 확률론적 안전성 목표(Probabilistic Safety Criteria, PSC)와 비교되는데, 국제원자력기구(International Atomic Energy Agency, IAEA)에서 권장하는 PSC는 다음과 같다.

- 노심 용융 빈도: 10^{-5} / Reactor-Year.
- 대규모 방사능 유출: 10^{-4} / Reactor-Year.
- 개인적 위험도: 10^{-6} / Site-Year.

원전의 안전성이 해당 국가만의 문제가 아니라 전세계적인 문제이며, 안전성 확보를 위해서는 국제적인 정보 교환과 기술 협력이 매우 중요하다는 사실을 인식하게 된 점도 또 하나의 두드러진 변화이다. 이에 따라 국제원자력기구를 중심으로 국가간 협력이 활발하게 논의되고 있으며, 원자력 안전과 관련된 중요한 이슈에 대한 공동 대처 방안이 모색되고 있다. 그리고 원전의 안전이 궁극적으로는 이를 운영하는 인간에게 달려 있다는 인식이 확산되어, 운전 및 보수 환경을 개선하려는 노력과 함께, 각 조직 및 개인의 안전에 대한 철저한 의식, 즉 안전 문화의 중요성이 강조되고 있다.

현재는 중대사고 대책의 중요성이 인식되고, 공동의 노력에 의하여 원전의 안전성을 보다 향상시킬 필요성에 대한 공감대가 형성되고 있는 시기이다. 각국은 설계기준사고에 대하여 기존의 보수적 안전성 평가 방법을 보완 개선하고, 보다

현실적인 안전성 평가를 위한 최적 평가(Best-Estimate) 방법론 개발에 노력을 기울이고 있다. 최근에는 노심 용융 사고인 중대사고에 대비하기 위하여 이에 관한 현상 파악 및 분석, 평가 방법론 개발에도 관심이 집중되고 있고 국제 공동연구 노력을 강화하고 있으며, 결정론적 안전성 평가를 보완하기 위한 확률론적 안전성 평가 방법의 개발도 활발히 추진하고 있다. 가동 중 안전성 측면에서도 선진 각국은 원전 기기/부품의 건전성 및 안전성 확보를 위하여 많은 독자적인 연구, 또는 국제 공동연구를 수행하고 있다.

가동 중 원전의 안전성과 관련해서는 원전의 검사, 유지 및 보수, 설비 열화 및 기능 저하의 양상, 구조 및 계통의 상태 검사 및 해석방법 등이 연구의 주요 방향이라 할 수 있다. 이 절에서는 가동 중 원전의 안전성과 관련된 국제적인 연구 동향을 살펴봄으로써 바람직한 우리의 연구 방향에 도움을 얻고자 한다.

1. 원자로 용기

이 분야에 관한 연구는 단기적으로는 가압 열충격(Pressurized Thermal Shock, PTS), Low Upper - Shelf Energy 재료의 구조적 건전성 문제 및 원자로 용기의 조사 취화율 등이 주요 문제로 부각되고 있으며, 장기적인 연구로는 기능 저하된 재질의 균열 및 경화를 회복시키는 절차를 확립하는 연구가 진행되고 있다. 즉, 압력용기의 제작 및 노화현상과 관련된 현행 규격이나 표준, 기준 등을 개선하는 작업이 수행되고 있다. 특히, 원자로 용기는 원전 수명 연장에 가장 중요한 부분으로 이에 대한 연구가 활발하다. 미국원자력규제위원회(USNRC)는 1986년 Nuclear Plant Aging Research(NPAR) 프로그램을 만들고 주요 부품의 노후화 진단 및 재료 열화에 따른 특성 변화에 대한 분석을 수행하고 있으며, 1985년에 Nuclear Utilities Plant Life Extension(NUPLEX) 위원회를 설치하여 수명 연장 문제

를 중요하게 다루고 있다.

2. 증기발생기 및 배관

이 분야는 정상운전 및 사고상태의 응력환경하에서 증기발생기 튜브 및 배관의 부식(Corrosion), 크래킹(Cracking) 및 풀위저하(Degradation)를 주로 다룬다. 증기발생기 튜브는 손상 경향이 Denting이나 Wastage로부터 공식(Pitting), InterGranular Attack (IGA) 및 Stress Corrosion Cracking(SCC)으로 변화되고 있어, 이에 대한 연구가 많이 수행되고 있다. 배관의 기능 저하 문제는 장시간의 노화로 인하여 생기는 SCC 피로, 주기적 균열 성장 및 Toughness Loss에 대한 현상적 연구와 균열요인의 평가 등이 주요 프로그램이다. 안전성의 향상을 위해 경수로 배관분야에서 장기적인 연구되고 있는 목표는 파단전 누설(Leak Before Break) 개념을 경수로 배관계통에 적용하고 배관 균열을 제거함으로써 배관 자체에 의한 사고의 위험을 감소시키고 잠재적인 제작 및 운전개선 능력을 확보하는 것이다.

3. 전기 및 기계부품

원전의 노후화 연구의 주요 부분으로 가동 중 발전소의 전기 및 기계부품의 기능 저하 및 이 부품들을 포함한 발전소 계통의 기능 저하가 안전성에 미치는 잠재적인 영향의 파악, 중요 부품의 노화 및 기능 마모 현상의 시작 시점을 예측하는 데이터베이스의 개발, 기능 저하의 검측, 보수 및 대체 계획을 위한 지침과 기준의 개발에 주안점을 두고 있다. 또한, 원자로 해체 계획과 연계되는 부분으로 해체되는 원자로로부터의 선량률, 작업 요건, 기술 및 비용 등의 고려도 포함된다.

4. 장비 성능 평가

장비 성능 평가 방법의 개발 및 검증을 통하여 사업자/인허가자가 제출한 품질 시험 결과가 보건과 환경 보전을 보증하기에 적절한지에 대한 인허가 사항을 결정하는 기초자료로서 중요한 분야로, 환경적 성능 평가와 동적 성능 평가로 구분되어 연구가 진행되고 있다. 또한, 방사선원량의 변화에 대한 관점에서 지속적 연구가 필요한 분야이다.

가. 환경적 성능 평가

온도, 압력, 습도, 방사능, 화학물질 및 침수 등 환경변수들의 변화에 대하여 기존의 가정들이 적합한지 여부에 대한 연구와 여러가지 환경변수들이 결합될 때 어떤 상승 작용이 있는지의 고찰 등이 이루어지고 있다.

나. 동적 성능 평가

장비에 대한 동적 부하의 성능 평가 요건들을 개발하는 연구가 주로 진행되며, 환경적 부하에 대해서도 동적 부하와 연결되는 한계 내에서는 고려해야 하며, 주요 연구목표는 각종 장비 및 부품들에 대해 가정된 사고 발생시의 안전여유도를 결정하는 자료를 마련하는 것이다.

5. 내진 연구

지진은 원자력발전소가 당하는 자연재해 중에서 가장 위험한 것 중 하나로서 주요 규제문제가 되어왔으며, 현재 주요 연구과제는 다음과 같다.

- 1) 과연 특정 강도의 지진이 발생해서 원자력발전소를 위험에 빠뜨릴 수 있는가의 문제.
- 2) 현재의 설계기준인 안전정지지진(Safe Shutdown Earthquake, SSE)을 능가하는 규모의 지진과 관련된 공중의 위험도로서, 이의 연구 결과에 따라서는

규제측면에서 이에 대한 기술적 기초의 확립이 필요하다.

- 3) 노후 발전소의 지진 설계에 대한 고유 여유도의 문제이다. 지진, 토양, 구조간 상호작용 및 발전소의 지진반응에 대한 새로운 자료가 제시될 경우, 예측 부하의 변화가 발생하므로 고유 여유도에 관한 연구작업이 지속되어야 한다.

6. 원전 운전 및 운영제도 연구

이 분야는 원전 운전에 심각한 위험을 야기하는 위험 유발 요인들을 규명하고 규제 요건들과 관련된 위험도 감소 효과에 대한 상대적 평가를 가능케 하는 PSA 방법의 개발과 응용을 위한 연구로, 안전성 분석의 가장 중요한 도구를 제시하여 다음 두가지 범주로 생각할 수 있다.

가. 위험도 평가 방법론 및 평가 자료의 개발

이 분야의 연구의 첫째 목적은 개선된 PSA 기법을 제공하여 PSA의 운전 및 규제 측면에서의 반영을 용이하게 하기 위한 것이다. 둘째는 가동 중 발전소로부터의 자료를 해석하고 평가하는 방법론에 대한 것으로 장비 및 부품의 고장율, 안전성 제고를 위한 고장의 근본 원인 파악 및 신뢰도 증진 계획의 기준을 설정하는 것이 주요 내용이다.

나. 운영 안전 신뢰도

이 분야의 연구 목적은 PSA 결과 및 위험도에 근거한 구체적인 자료를 가동 중 원전의 보수 및 안전성 개선에 관한 제반 문제에 응용하는 것이다. 원전 운영에 관한 의사 결정 수단으로서, 자료체계와 이에 근거한 위험도가 실제로 사용되는 분야이므로, PSA 자료 체계가 미비하고 자료공개에 소극적인 운영을 해온 국내 원전에 특히 취약한 분야라 할 수 있다. 이 분야의 연구 목표는 PSA 분석 방

법, 결과 및 자료를 규제기관은 물론 경영, 원전 운영자에게 손쉽게 접근 가능한 형태로 제공하여 원전 운영이 바람직한 신뢰도 기준을 충족, 유지하도록 하는 것이다.

7. 과도현상 연구

과도현상 연구의 주요 내용은 전산코드와 그 응용 방법론 등 해석적 도구의 개발과 이의 근간이 되는 물리법칙과 열유체 실험을 병행하는 것이다. 최근의 일련의 연구들 특히, LOCA 해석 방법 연구, 가압 열충격 및 붕괴열에 대한 연구결과는 최적 평가 분석을 가능하게 하였으며, 이에 따른 운전 제한의 완화로 여러가지 잇점을 가져왔다.

이 분야의 연구를 위해서는 전산코드에 사용된 모델의 정확도를 높이기 위한 각종 실험이 수행되어야 한다. 소규모의 개별효과 실험은 전산코드의 불확실도를 줄이기 위해 주로 대학을 중심으로 많이 이루어져 왔으며, 원전의 대다수 계통과 과도현상들을 모사하는 대규모 계통실험으로서는 Semiscale, LOFT, TLTA 등 초기의 설비와 최근의 CCTF, SCTF, FIST, OTIS, MIST, ROSA-IV 등이 있다. 실험분야는 막대한 비용이 들기 때문에 국내에서는 이에 대한 기술 축적이 미약한 실정이다.

8. 시뮬레이터 및 운전 지원 시스템

시뮬레이터를 개발하는 주요 목적은 첫째, 운전 중인 발전소의 과도현상을 신속하게 분석하는 것이고, 둘째, 운전원들이 정상운전시에 접하기 어려운 과도현상에 대한 모의를 통해 이에 대한 적응력을 향상시키는 것이다. 이 분야의 주요 연구 목표는 사용자 위주의 형태로 개발하여 인간 실수(Human Error)의 가능성을

최대한 배제하고, 실시간 개념을 중요시하여 실제 현상에 대한 반응 감각과 생산성을 향상시키는 것이다.

운전 지원 시스템은 정상운전시에는 운전원이 보다 쉽게 발전소의 상태를 이해할 수 있도록 도와주며, 사고시나 과도상태 하에서는 운전원으로 하여금 보다 적절한 대응을 할 수 있도록 하는 것을 목적으로 한다. 이러한 운전 지원 시스템에서는 오류 수정 능력의 첨가 및 발전소 전산설비의 교체에 대한 적응능력 등이 새로운 과제로 제시되고 있다. 또한, 최근에는 기존의 인공지능(Artificial Intelligence, AI) 개념과 이의 한계를 극복하기 위한 인공 신경회로망(Artificial Neural Network)의 응용 등이 병행하여 대두되고 있다.

9. 중대사고 해석

최근 대두된 중대사고에 대한 현상학적 연구와 안전성 목표에 대한 규제수단을 재평가하고 설계기준사고의 규제 요건보다 더 심각한 원자로 사고와 관련된 쟁점들을 해결하기 위하여 중대사고에 대한 취약성 규명을 위한 연구들이 진행되고 있다. 중대사고 위험도 연구의 주요 결과로서 NUREG-1150은 다음과 같은 내용을 담고 있다.

- 원전 형태에 따른 노심 용융 빈도 및 위험도의 평가.
- 위험도 및 주요사고 과정에 대한 요소들의 규명.
- 위험도 평가에 대한 불확실도의 규명.
- 원전형태에 따른 위험도 감축 설비의 효과에 대한 평가.
- 특정 발전소에 대한 연구 결과의 기존발전소 이용.
- 규제활동에 있어서의 PSA 결과 이용 추진.

또한, 주요 사고과정에 대한 현상학적 이해의 증진을 위해 다음 항목의 연구가

진행되고 있다.

- 중대사고 과정 분석.
- 노심 용융 과정.
- 수소 생성 과정 및 조절 기능.
- 연료-구조물 간의 상호작용.
- 격납용기 건전성 및 붕괴 모드.
- 핵분열 생성물의 방출, 거동 및 조절.
- 중대사고 위험도 및 위험도 감축 분석.

주요 연구 전략은 특정한 발전소 설계에 대한 위험도 평가 연구로부터 가장 심각한 사고 과정을 분석함으로써 중대사고시의 적절한 운전원 조치와 장비 및 계통의 평가, 완화 대책의 수립 등을 수행하는 것이며, 특히, 모든 중대사고에 대한 최후의 보루로서의 격납용기 건전성에 대한 연구가 대두되고 있다.

제 2 절 국내 현황

우리나라는 1970년대 말 상업운전을 시작한 이래 많은 시행착오를 거치면서 현재에 이르렀다. 그간 많은 문제들이 개선되어서 이제는 원전의 운전이나 관리, 규제 측면에서 상당한 수준에 이른 것은 사실이다. 그러나 아직도 상당 부분에 개선의 여지가 있는 것도 부인할 수 없다. 여기서는 국내 원전의 설계, 운영, 사고 관리, 보수 등의 측면에서 안전성 향상의 여지가 있는 문제점들을 지적함으로써, 보다 안전한 원전으로 나아갈 수 있는 방향을 제시하고자 한다. 이 절에서 언급된 문제점들에 대한 방안 및 대책은 제 3장에서 논의하기로 한다.

1. 규제 정책

국내의 원자력 규제는 미비된 법체제와 부족한 인력 등의 문제로 일관되고 효율적인 정책을 시행해 오지 못했다. 이는 대부분의 원자력 시설들이 국내 기술의 실질적인 참여 없이 선진국으로부터 도입되어, 공급국의 규제 기준을 그대로 적용할 수 밖에 없었던 점에도 기인한다. 최근 들어서는 한국원자력안전기술원이 독립하는 등 규제 체제가 확립되고 있으며, 영광 3, 4호가 건설 허가 및 국산 핵연료 재장전 허가 등의 심사를 통하여 규제 기술이 크게 향상되고 있다. 현재 규제 측면에서 개선되어야 할 사항들은 다음과 같다.

- 1) 국내 실정에 맞는 Code & Standard가 완비되지 않았으며, 특히 규제 법령 및 기준의 세분화 작업이 필요하다.
- 2) 규제기관의 기준과 각 기기 공급자가 적용하는 기준의 차이점을 보완, 통합하는 연구가 필요하다.

- 3) 규제 체제는 정착되어가고 있는 반면, 정부로부터의 재정적 뒷받침이 약하고, 예산 및 규제 인력이 크게 부족하다.
- 4) 규제 경험 및 연구의 부족으로, 안전성과 관련된 여러 문제들에 대한 충분한 판단 기준이 확보되어 있지 않다.
- 5) 전력회사와 규제기관 간의 정보 및 인력 교류가 불충분하다.
- 6) 전력회사와 규제기관 간의 원활한 의견 조정을 위해서는 규제 법령의 세분화와 아울러 규제기관의 실증 능력 제고와 충분한 운전자료 분석 체계의 확립이 필요하다.
- 7) 현재는 기기 설치 후의 검사가 보편화되어 있으나, 각 제작 단계에서의 규제기관 검사가 강화되어야 한다.
- 8) 검사 과정의 최적화를 위해서는 관련분야 간의 연계사항 조정이 매우 중요하며, 검사의 보수성과 생산성도 비교, 연구되어야 한다.

2. 설계 및 제작

현재, 설계 및 제작에 관한 국내 기술 수준은 핵중기공급계통을 중심으로 상당히 향상된 것은 사실이나 아직은 여러가지 면에서 개선이 여지가 많은 실정이다.

- 1) 핵중기공급계통 및 보조계통의 자체 설계 능력 부족은 영광 3, 4호기 및 핵연료 국산화 사업 추진을 통해 크게 개선되고 있다.
- 2) 원전의 안전성 및 성능 저하에 주로 영향을 미치는 중요 부품(Critical Component)의 규명과 이에 대한 대책 연구가 부족하다.
- 3) 정책의 일관성 부족과 수요의 불확실성으로 인해 전문 제작업체를 육성하지

- 못하여, 계속 세어 부품 및 펌프, 밸브 등의 국산화 수준이 매우 낮다.
- 4) 국내 공급자가 기기 및 설계 제작에 참여함에 따라, 고도로 복잡한 시스템에 대한 실증시험 경험의 부족이 취약점이 될 수 있다.
 - 5) 발전소 환경 변화 및 규제요건 변화 등에 따른 기기 신뢰도와 고유 안전여유도 확보를 위해서는 주요 기기에 관해 사용자 및 제작자의 지속적 감시가 필요하므로, 공급업체 다변화 위주인 현재의 공사계약 제도를 보완, 개선해야 할 필요가 있다.
 - 6) 주요 설계 기술은 선진국의 기술 전수와 이의 검증에 그치고 있으며, 외국도입 전산코드들의 모델 개선 및 설계 기술 토착화를 위한 실험 연구가 절대 부족하다.
 - 7) 핵증기공급계통의 설계, 분석 기술의 축적에 비해 2차계통 및 터빈, 발전기, BOP 부분에 대한 기술 자립도는 오히려 상대적으로 낮은 수준이다.
 - 8) 최근의 중요한 과제인 수명 연장 측면에서의 부식 평가 및 화학 세정 등의 기술 기반이 취약하다.

3. 취약 설비

국내 원전에서의 불시 정지 사례와 외국의 불시 정지 사례를 비교해 보면, 국내 원전의 취약 설비와 고장 특성은 외국과 비교하여 다르게 나타나고 있다.

- 1) 외국의 경우와 비교할 때, 국내 원전은 전기 설비 및 복수/급수 설비의 고장에 의한 정지 사례가 많이 나타나고 있다. 국내 발전소들이 대부분 해안에 위치하고 있는 점을 감안할 때, 복수 설비의 고장은 해수에 의한 설비 부식이 중요한 원인인 것으로 판단된다.

- 2) 설계, 시공 결함 및 보수 품질 문제에 의한 정지가 빈번하게 발생한다. (전체 고장 정지 중 기기 결함에 의한 것이 65% 차지).
- 3) 원자력 산업의 보수성과 대형설비 설계 능력 배양에 치중해온 국내 여건으로 제어 및 감시계통과 전산 설비가 특히 낙후되어 있다.
- 4) 자연재해에 취약하여, 태풍이나 홍수로 소외 변전 설비 및 송전선 상에 문제가 발생하여 불시 정지가 일어나는 경우도 빈번하였다. 소외 전원(Offsite Power) 상실은 중대사고에 대한 중요한 초기사상이 될 수 있으므로 전력계통망 운영 기술도 병행하여 제고되어야 한다.

4. 원전 운영 상의 문제점

원전 운전/운영 기술은 초기 단계에 비해 크게 향상되어, 원전 이용율(1989년 평균 이용율: 국내 76.2%, 세계 64.8%)이 세계적으로 우수하며, 불시 정지 횟수(1989년 호기당 불시정지 평균 횟수: 한국 1.4회, 미국 1.8회)도 급격히 감소하고 있다. 그러나 전력회사의 특성상 다음과 같은 문제점이 있다고 판단된다.

- 1) 실적 위주의 풍토로 무리한 운전을 할 여지가 있으며, 이로 인한 노후화의 가속 등이 눈에 보이지 않는 취약점이 될 수 있다.
- 2) 설비 개선, 신기술 개발 등의 동기를 안전성 확보보다는 경제적 이익에 두는 원전 운영 태도는 재고되어야 하며, 새로운 전산 설비의 보강 등 인간과 기계의 연계사항의 향상 및 업무 편의시설 확충을 위한 부자에 인색한 경영정책은 운전원 신뢰도 제고에 악영향을 미치게 된다.
- 3) 안전성에 관련된 각종 시험의 수행 절차가 최적화 되어있지 못해 시험 수행 과정이 발전소 운전 상태에 영향을 미친다면 발전소 운영자에게 큰 심적부

담을 주게된다. 이의 개선을 위해서는 결함 탐상 기술, 신호 처리 기술, 검사 자동화 및 영상 처리 기술 등이 고도화 되어야 하나, 이 분야는 국내 원전 업계가 특히 취약한 분야이다.

- 4) 원전 설계 및 안전 특성에 대한 전력회사의 이해가 부족하여, 운전 주기 및 설비 수명에 따른 적절한 운전 지침, 운전 제한치 등을 판례적으로 적용하지 못하고 있다.
- 5) 기술지침서가 피상적이고, 융통성이 결여되어 있어서, 효과적인 운전 지침을 제시하여 주지 못하고 있다.
- 6) 원전의 품질관리(Quality Assurance, QA) 부서가 조직적, 기능적으로 독립되어 있지 못하며, 특히 설비, 설계 및 제작에 대한 공학적 QA 능력이 부족하다.
- 7) 현재의 품질관리 인력으로는 모든 시험, 검사 절차를 충분히 숙지할 수 없어 피상적, 피동적 업무 수행에 그치고 있다.
- 8) 장래 PSA 결과가 원전 운영 전반에 걸친 의사 결정에 중요한 판단기준이 되어야 하나, 현재 원전 운영자들의 PSA에 대한 인식이 부족하다.

5. 사고 관리 능력

- 1) 현재 원전 운전 요원의 사고 대처 능력은 설계기준사고 및 원자로의 안전 정지(Safe Shutdown)에 주안점을 두고 있으므로, 중대사고에 대한 현상학적 이해가 부족하여 실제 상황에서 유연성을 발휘하기 힘들다.
- 2) 발전소 형태 및 상황에 맞는 적절한 시뮬레이터가 갖추어지지 않았다. 또한 시뮬레이터 훈련에서 제공되는 사고의 종류가 다양하지 못하며, 특히, 중대 사고에 관한 모의가 포함되어 있지 않다. 그러나 이러한 문제는 비단 우리만

의 문제는 아니므로 앞으로 계속적인 연구를 통해 개선해 나가면 될 것이다.

- 3) 정상 운전 및 사고 조건에서 인공지능 및 전문가 시스템의 적용이 최근의 추세이나, 이의 적절한 이용을 위해서는 원자로 운전은 물론 전산시스템 운용에 충분한 능력을 가진 전문인력의 양성이 필요하다.
- 4) 현재 정상 운전 업무에 치중하고 있는 운전 교대조의 안전 과장은 실질적인 사고 관리, 수습 능력을 가진 안전성 전문가가 되어야 한다.
- 5) 설계 변경 및 규제 요건 변화에 따른 비상 운전 절차서(Emergency Operation Procedure)의 개정, 보완 및 숙지가 체계적으로 이루어져야 한다.
- 6) 현재의 운전 절차서가 그 절차서가 해당하는 모든 상황에 대해 적절하지는 못하므로, 이의 적용 한계를 세분화, 명확화하는 작업을 통해 사고 및 가변적 상황하에서 오류가 있는 절차서를 신뢰하는 잘못을 범하지 않도록 해야 한다.

6. 인적 요인 (Human Factor)

- 1) 업무의 중요성에 비해 원전 운전원의 대우 및 근무 환경이 상대적으로 불리하여 유능한 인력을 확보하기 어렵다. 그리고, 현재의 교대 근무 제도(5조 3교대) 하에서는 긴장 해소와 새로운 정보의 습득에 부자할 시간적 여유가 절대적으로 부족하다.
- 2) 운전 지원 시스템이 부족할 뿐만 아니라, 기존 운전 지원 시스템도 인간과 기계의 연계사항이 취약한 문제점이 있다.
- 3) 운전원 및 기술 지원 부서에 과다한 행정 업무가 부과되어 업무의 전문성을 잃게 되므로 경영제도 전반에 대한 개선이 필요하다.

- 4) 최근 미국에서 운전원의 악물 복용 방지 방안이 논의된 적이 있다. 국내에서는 아직은 이 문제에 대해서 심각히 논의해야 할 상황은 아닌 것으로 보여지나, 현재 사회적으로 악물 복용이 본 문제가 되고있는 상황이므로, 이의 원천적 봉쇄방안이 강구되어야 할 필요가 있다.

7. 보 수

원전의 수 및 가동 렛수가 증가함에 따른 경험 축적으로 원전의 보수 품질이 괄목할 정도로 발전해 왔고, 최근에는 성능 향상 중심(Performance Oriented)의 보수 작업이 곧 안전성 확보라는 관점에서 보수 기법 개발이 진행되고 있다. 보수 품질의 향상을 위해서는 다음과 같은 문제점이 해결되어야 할 것이다.

- 1) 보수 훈련 전문 시설이 전무하여 보수 요원에 대한 효과적인 교육이 이루어지지 않고 있으며, 발전소 배치 후 적절한 보수 업무를 수행하는데 많은 시일이 필요하다.
- 2) 기기 설계 및 설비 제작의 해외 의존도가 높아서 보수 효율성 저하의 요인이 된다.
- 3) 예방 보수(Preventive Maintenance)보다 사후 보수(Corrective Maintenance)에 치중하고 있으며, 운전 편의를 위해 적절한 보수 시기를 지연시키는 사례는 지양해야 한다.
- 4) 효율적이고도 신뢰성 있는 보수 체계가 확립되어 있지 못하므로, 원전 설계, 건설 및 운전 분야에 치중되어 온 연구투자가 보수기법 개발 및 보수설비 제작 분야에도 이루어져야 한다.

8. 정보 및 자료의 교류

- 1) 문제점 발생시 정보의 전달 및 분석, 평가가 미흡하며, 국내 원전 산업 전반의 정보 공개도가 낮아 정보 전달 과정에서의 주관적 판단으로 인한 정보의 왜곡이 발생할 수 있다.
- 2) 고장 또는 운전 자료의 데이터베이스가 절대적으로 부족하며, 특정 정보가 관련기관, 부서에 특정되어 중요 정보가 사장되거나 유실될 가능성이 있다.
- 3) 전력회사 내부의 의사 소통 증대가 필요하며, 이를 위해서는 제도적 장치보다도 실무자의 의견을 중시하는 자유로운 대화 창구와 분위기 조성이 중요하다.
- 4) 운전 교대조 간에 고장 정지 등의 현상에 대한 정보는 정확한 전달이 이루어지고 있으나, 그에 대한 분석 결과의 피드백은 유기적으로 이루어지지 못하고 있다.

9. 기술 인력 양성

- 1) 원전 기술은 그 특성상 재분야의 기술이 복합된 형태이므로 각 분야의 기술적, 공학적 연결을 위한 시스템 공학자의 양성이 필요하다.
- 2) 서양의 인사제도와 달리 인력의 기업, 조직간 이동이 적은 동양사회의 특성은 원자력 산업계에도 예외가 아니다. 이러한 특성은 규제기관과 전력회사, 연구기관 간의 상호교류 및 이해가 편협해져 의사 결정, 이견 조정 등의 마찰이 발생할 경우 매우 비효율적이 될 수 있다.
- 3) 사용자인 전력회사는 설계 엔지니어링 기술이 필요없다는 인식이 확산되어

있고, 한가지 보직에 오래 근무하여 전문성을 키우는 인력관리 방식이 배제되어 있어 전문인력을 확보하는 것이 제도적으로 어려운 실정이다.

4) 전력회사는 공기업으로서의 보수적 성격과 방대한 조직 관리를 위해 급여, 직무별 차등을 두기 어려워 전문인력의 우대를 통한 우수인력 확보, 기술력 제고에 불리한 여건을 가지고 있다. 따라서 전문인력을 양성하기 위한 특별한 조치가 필요하다고 본다.

5) 안전 운전 및 이용률 제고에 대한 보수작업의 중요성에 반해 피폭에 대한 노출, 열악한 작업환경 등으로 우수한 보수인력을 확보하기 힘들다.

6) 최근 원전산업 전반에 대한 언론 및 일반 대중의 부정적 시각이 유능한 인력의 원자력 산업 선호도를 떨어뜨릴 수 있으므로, 이에 대한 장기적 시각의 대처가 필요하다.

제 3 장 원전의 종합적 안전성 증진 방안

제 1 절 안전성 증진을 위한 기반 조성

원전의 안전은 우수한 설계와 설계·제작·건설 과정에서의 엄격한 품질 보증, 훌륭한 운영 및 유지 보수, 그리고 완벽한 사고 관리 대책에 의해 확보된다. 따라서 원전의 안전은 일차적으로 원전의 설계 및 제작자에 의해, 그 이후에는 원전을 실제로 운영하는 사업자에게 의해 확보되어야 한다. 그러나 이들로 하여금 원전의 안전성을 유지하도록 하기 위해서는 정부 기관에 의한 적절한 규제와 사회 전반에 걸친 문화적, 기술적 기반이 필요하다. 따라서 가동 중 원전과 신규 원전에 대한 구체적인 안전성 향상 방안을 논의하기에 앞서, 이를 추진할 수 있는 기반을 조성하기 위해 필요한 대책에 대해 먼저 논의하기로 한다.

1. 안전 문화의 정착

원전에서 발생하는 제반 문제들은 어떤 의미에서는 인간의 실수에 그 근원이 있다. 반면에, 일단 발생한 문제들을 포착하고 해결하는데 있어서는 아직 그 어느 것도 인간을 능가하지 못한다. 이와 같이 긍정적 측면과 부정적 측면에서 모두 원전의 안전과 관련된 인간의 역할과 책임은 매우 중요한 것이다. 위와 같은 사실과 TMI 및 체르노빌에서의 사고의 경험으로 미루어 볼 때, 원전의 안전은 규제, 설계, 건설, 운전 등에 관련된 개개인들의 안전에 대한 자세와 그들이 속한 조직 내의 풍토에 좌우된다고도 볼 수 있다. 이러한 관점에서 최근 들어 안전 문화(Safety Culture)의 개념이 도입되고, 세계적으로 안전 문화의 형성과 정착에 관

한 관심이 고조되고 있다.

안전 문화란 원자력에 관련된 활동에 종사하는 모든 개인과 조직이 안전성에 관련되는 정보를 자유롭게 교환할 수 있는 개방적인 태도를 가지며, 실수가 있을 때는 이를 솔직히 시인하고, 안전에 대한 철저한 인식과 책임의식을 갖고 있는 문화적 풍토를 말한다. 이러한 안전 문화의 형성과 정착을 위한 방안들은 정부, 각 원전 사업체, 그리고 개별 종사자들의 차원으로 나누어 논의되는 것이 효율적이다.

원전의 안전에 관련된 정책의 수립 및 집행을 담당하는 정부기관에서의 안전 관행은 그와 관련된 사업체나 개개인들에 커다란 영향을 행사한다. 따라서 안전 문화의 정착을 위해 정부는 명확한 안전 목표를 확립하고, 적절한 규제를 통하여 이의 실현을 뒷받침해야 한다. 규제 업무에 있어서 외부의 부당한 간섭이나 압력을 배제하는 일과 지속적으로 안전 관련 연구와 기술 개발을 장려하는 일은 국가적 안전 문화의 확립을 위한 핵심적인 사항이라고 볼 수 있다.

원전의 안전에 직접적인 책임이 있는 각 사업체의 경영 책임자들은 확고한 안전 관행을 사업체 내에 정착시키기 위해, 조직 체계와 절차서 등의 문서 체계를 확립하고, 교육 및 재교육을 적절히 실시하며, 공정한 공과 처리를 위해 지속적으로 노력해야 한다. 공과 처리에 있어서 특히 주의할 점은, 실적 위주의 포상이 안전을 위협하지 않도록 하고, 지나친 제재가 실수의 은폐를 조장하지 않도록 하기 위해, 적절한 판단 기준을 확립해야 한다는 것이다.

성공적인 안전 문화 정착의 관건은 앞에서 언급한 전체적 작업 풍토에 의해 영향을 받은 개별 종사자들의 수행 여부에 있다. 개개인들은 모든 작업에 임하기 앞서 자신의 책임 및 수행 작업과 안전과의 연관성, 그리고 실패의 가능성 및 그 대책에 대해서 의문을 갖는 습관을 길러야 한다. 작업 중에는 절차서에 충실하고,

예상치 못한 결과를 간과해서는 안 된다. 그리고 작업 후에는 작업 내용을 기록하고 개인간, 조직간의 정보 교환을 통해 경험을 축적해 나가도록 한다.

2. 안전 규제 제도의 최적화

안전 규제란 원자력의 이용에 따르는 방사선의 위험으로부터 국민의 건강과 환경을 보호하기 위하여, 국가적인 차원에서 공권력에 의해 시행되는 제반 조치를 말한다. 규제의 목표는 원자력의 이용이 안전하도록 유도하고 이를 보증하는 데 있으며, 원자력 이용의 증진과 직접적인 관련을 두어서는 안된다.

앞에서도 언급했듯이 우리의 규제 현황은, 그 동안 필요한 인력 및 기술의 미비로 미국, 캐나다, 프랑스 등 국내 원전 공급국의 규제 기준을 거의 그대로 따라왔고, 규제 관련 법령도 미국이나 일본의 것을 준용해 온 실정이다. 최근 들어, 원전에 대한 사회적 의식의 변화, 기술 증진 및 가동 원전수의 증가에 따른 규제 환경의 변화에 부응하기 위해 우리 현실에 맞는 규제 기준의 확립 및 관련 법령의 완비가 요구되고 있다. 이 시점에서 규제기관은 최적의 안전규제를 수행하기 위해 원전의 안전 보증과 규제의 효율성 증진이라는 규제 목표를 설정하고, 이의 실현을 위해 다각적인 노력을 기울여야 할 때이다.

가. 원전의 안전 보증

안전 규제의 첫번째 목표는 가동 중인 원전의 안전한 운전과 신규 원전의 양호한 건설을 보증하는 것이다. 그 목표는 새로이 건설될 원전이 미리 정해진 안전요건을 만족하는지 심사하고 그 건설 및 운영을 허가하는 것과, 현재 가동 중인 원전이 안전하게 가동되고 있는지를 감시함으로써 달성된다. 지금까지의 규제는

사실상 신규 원전에 대한 건설 및 운영의 허가에 치중하여 왔다고 볼 수 있다. 그러나 TMI나 체르노빌에서의 중대사고 발생 원인이 설계나 건설의 결함에 못지 않게 운영과 관련된 인적 요인에도 있었음을 직시할 때, 가동 중 원전에 대한 규제 활동을 강화할 필요가 있다. 이를 위해서는 우선 원전 운영업체 내에 안전문화가 정착될 수 있도록 하는 규제가 이루어져야 한다. 이러한 안전문화의 바탕위에 다음 사항들이 이루어지도록 하는 규제가 뒤따라야 한다.

- 1) 개별 원전에 대한 확률론적 안전성 평가와 안전상 취약점 도출.
- 2) 중대사고에 대한 실존의식 형성과 그에 대한 대책 연구.
- 3) 발전소 노화에 따른 문제점 파악과 그 대책 수립.
- 4) 예방 보수 강화.
- 5) 원전의 성능 개선과 성능 저하에 대한 지속적 감시.

나. 규제의 효율성 증진

안전 규제의 또 하나의 목표는 원자력 산업에 대한 규제의 효율성 증진을 지속적으로 도모하는 것이다. 기술 수준과 사회적 분위기의 변화에 따라 규제 환경은 끊임없이 변화하므로, 그에 대응하여 규제 제도도 효과적으로 개선되어야 한다. 안전규제가 합리적으로 개선되기 위해서는 우선 세부 규제 법령이 완비되어야 한다. 또한, 최근 활발히 추진되고 있는 중대사고에 대한 연구 결과를 규제에 적절히 반영해야 하며, 효율적이고 공정한 규제를 위한 규제기술의 개발도 적극적으로 추진되어야 한다. 이와 함께, 미래의 원자로로서 자리잡아가고 있는 신형 안전로의 연구가 진행됨에 따라 이의 인허가에 대한 규정이 확장, 보완되어야 한다.

앞에서도 언급했듯이, 원전의 안전에 대한 규제기관의 풍토는 많은 피규제 사업체의 안전문화 형성에 커다란 영향을 준다. 따라서 진정한 규제의 리적화를 달

성하기 위해서는 법령이나 제도의 확립에 앞서서, 규제기관 자체의 안전문화 형성이 중요함은 명백하다.

3. 안전성 연구 및 기술 개발

과거의 원전에 대한 안전성 연구는 설계기준 사고시의 열수력 거동 및 핵연료 거동 등의 공학적 안전 연구에 역점을 두어 추진되어 왔다. 그러나 제 2장에서 언급한 바와 같이 1979년의 TMI 사고와 체르노빌 사고가 끼친 국제적 여파로 인해, 중대사고의 원인, 경과, 그리고 사고 결말 분석 등에 대한 국제적 연구의 필요성이 대두되었고, 실제로 각 국가간의 공동연구가 활발히 추진되고 있다.

우리나라의 현황을 보면, 외국의 최근 연구 동향 파악, 최신 기술의 도입과 그 활용 정도의 수준에 머물고 있는 실정이다. 따라서, 앞으로 자체적인 안전성 연구 및 기술 개발을 위한 장단기 계획의 수립이 필요하다. 이를 위해 원전의 설계 안전과 가동 중 원전의 안전 확보를 위해 필요하다고 생각되는 연구 분야를 살펴보기로 한다.

가. 신규 원전의 설계 안전을 위한 연구 및 기술 개발

신규 원전의 설계 안전에 대한 연구는 이전부터 활발히 추진되어 왔으나, 앞으로 다음과 같은 연구는 지속적으로 추진되어야 할 필요가 있다.

- 1) 설계기준사고의 분석 및 평가를 위한 최적기법의 개발 : 비상노심냉각계통(ECCS)을 비롯한 공학적 안전설비의 설계 기준과 평가 방법 확립 등.
- 2) 중대사고 분석을 위한 기초 연구 및 방법론 확립.
- 3) 신형 안전로 설계 및 이에 관한 규제 요건에 대한 연구.

4) 설계 안전 평가를 위한 코드의 도입 및 검증.

5) 자체 설계 및 안전성 분석을 위한 데이터 베이스 및 방법론의 확보.

우리나라는 연구 인력이 충분치 못하므로 선진국들이 확보하고 있는 설계 안전 기술을 도입, 활용하는 노력과 자체의 연구 역량을 확보해 나가는 노력을 효율적으로 병행해야 한다.

나. 가동 중 원전의 안전성 확보를 위한 연구 및 기술 개발

가동 중 원전의 안전성 확인 및 증진을 위한 연구는 신규 원전의 설계 안전에 대한 연구에 비해서 상대적으로 미진한 상태이나, 그간 발생했던 중대사고가 기존 원전의 운영 관리 측면에 문제의 근원이 있었음이 확인되면서 연구가 활발해지고 있다. 주로 연구되어야 할 분야들은 다음과 같다.

- 1) 검사 기술.
- 2) 감시와 시험 관련 기법.
- 3) 부식 평가, 수질 관리 기술.
- 4) 발전소 노화 대책 및 수명 연장 관련 기술.
- 5) 확률론적 안전성 평가 기법.
- 6) 방사성 폐기물 처분에 관한 연구.

확률론적 안전성 평가 기법은 선진국에서 이미 개별 원전에 대한 안전상 취약점 도출을 위한 방법론으로써 이용되고 있는 바, 우리나라에서도 그 활용을 위해 기술 도입과 필요한 데이터 베이스의 확보에 적극적인 관심을 가져야 한다.

4. 기술 인력의 양성 및 확보

현재 가동 중인 원전의 안전성을 증진시키기 위해서 또는 보다 안전한 미래의 발전소를 건설 및 운영하기 위해서는, 장기적으로 볼 때, 기술인력을 양성, 확보하는 것이 중요한 과제이다. 지금까지의 국내 원전은 설계나 건설을 주로 외국 기술에 의존하였으므로, 그 분야의 기술 인력 및 경험이 모두 부족한 상태이다. 따라서 원전 기술의 자립 및 안전성 증진을 추진함에 있어서 필요한 기술 인력의 양성 및 확보는 무엇보다도 선결되어야 할 과제이다.

원전과 관련된 여러 분야 중에서 우수한 인력의 확보가 가장 시급히 요구되는 곳은 다름아닌 원전을 건설하고 운영하는 사업체이다. 따라서 각 사업체들이 우수한 인력을 양성하고 교육하기 위한 노력을 경주해야 함은 당연한 일이다. 기술 인력의 양성은 두가지 방향에서 이루어질 수 있다. 하나는 현재 발전소에 근무하고 있는 종사원들의 재교육을 통한 양성이며, 다른 하나는 신규인력의 양성이다. 원전 종사자들에 대한 재교육은 피상적이고 형식적인 것에서 탈피하여 종사자들의 자질을 향상시키고, 많은 분야에 대한 전문성을 배양할 수 있도록 행해져야 한다.

신규인력을 양성하기 위해서는 대학의 연구 활동 활성화를 위한 과감한 부자가 필요하다. 현재된 분위기에서는 원자력공학 학부과정에 우수한 인력을 유치하기가 어려울 것이다. 이러한 부자 이외에, 대학내의 증토 개선도 이루어져야 한다. 즉, 대학내 연구활동의 활성화를 위해서는 현재의 학부 위주의 교육에서 대학원 중심으로 바꾸고 산학협력에 의한 지속적인 동기 부여가 있어야겠다. 대학에서의 연구활동이 다른 기관의 연구활동과 다른 점이 있다면, 대학에서의 연구는 교수가 정력적이고 아이디어가 풍부한 젊은 대학원생들을 지도하는 과정에서 수행되므로 고급 인력의 양성과 연구가 동시에 이루어지고 있는 것이다. 또 하나의 특색은 젊은 학생들은 학문에 대한 편견을 갖고 있지 않으므로 매우 참신하고 창조

적인 연구 결과를 기대할 수 있다는 점이다.

대학의 연구 수행 중에는 산업체와 긴밀한 관계를 계속 유지하여 산업체가 필요로 하는 고급 인력을 앞당겨 확보하고, 꼭 필요한 기술을 교육시킴으로써 산학의 긴밀한 협동을 성취할 수 있다. 방학 기간을 통한 교수나 학생들의 산업체에서의 실제 훈련 및 연구 수행, 그리고 자문 활동은 구체적으로 실현할 수 있고 요긴한 산학 협동의 한 예로서 제안할 수 있다.

5. 비상 대책의 확립

원전은 공학적으로 이미 안전성이 충분히 입증되어 있으므로 방사능의 누출로 인한 피해의 가능성은 극히 희박하나, 불가항력의 자연재해나 인간 실수에 의한 사고의 가능성을 완전히 배제할 수는 없다. 비상 계획 또는 비상 대책은 사고 피해 완화의 최종 수단으로서 이러한 잠재적 사고시 발전소 직원뿐만 아니라 일반 대중들을 보호하기 위해 필요한 모든 활동들을 포함한다.

대형 건물의 화재시에 자주 목격되듯이, 뜻밖의 사고에 벌어지는 혼란은 그 피해를 증가시키는 마틴이다. 실제로 TMI 사고시 조직적인 정보전달 창구의 부재로 큰 혼란이 있었다는 것은 주지의 사실이다. 따라서 안전성 증진 연구와는 별도로 만일의 사태에 대비한 비상 대책이 확립되어야 한다. 비상 대책이 올바르게 수행되기 위해서는 크게 다음과 같은 내용들이 권고된다.

- 1) 비상계획서는 발전소 부지 외부에서의 방사선 준위가 증가할 때, 공무원과 전력회사가 취해야 할 행동을 명확하고 일관되며 자세하게 기술해야 한다.
- 2) 발전소 부지 외부에서의 방사선 준위가 높아질 때, 주민을 보호하기 위한 계획은 일어날 수 있는 사고의 등급별 기술 평가에 근거하여 수립되어야 한다.

위의 권고사항에 입각하여 첫째로 사고시 혼란을 방지하기 위해서 일관되고 명확한 비상계획서를 확립하고 대상자들이 이를 확실히 주지하도록 반복적인 비상 훈련을 실시해야 한다. 주민들과 연관된 훈련은 원전의 안전 인식에 민감하게 작용할 우려가 있으므로 민방위 훈련 등을 통하여 자연스럽게 이루어지도록 주의할 필요가 있다.

둘째는 비상 계획의 유연성과 관련된 문제로 볼 수 있다. 미국의 연구결과에 의하면 방사선 누출 확률이 부지당 연간 10^{-7} 이하이면 현재 규제에 반영되고 있는 비상계획 요건으로도 의미있는 추가 위험도는 없다고 보고되어 있다. 덧붙여, 현재 진행 중인 중대사고시의 방사선원항 재평가 결과에 따르면, 실제 예측되는 방사선원이 규제에 적용되어온 기존의 수치보다 일반적으로 작고, 부지 및 설계 특성에 따라 크게 다른 것으로 나타났다. 이에 따라, 비상계획 요건의 완화 내지는 모든 발전소에 일괄 적용되고 있는 현재 규정의 개정도 가능하리라고 본다. 이를 위해 개별 원전에 대한 방사선원항의 평가가 선행되어야 한다.

위와 같은 비상대책과 함께 종합적인 사고관리 대책도 수립되어야 한다. 즉, 과도상태나 설계사고시의 대책과 중대사고시의 대책, 그리고 비상계획이 개별적으로가 아니라, 서로 유기적인 관계를 가지고 수행될 수 있도록 하는 대책이 수립되어야 한다.

6. 국제 협력 및 국제화

원자력의 평화적 이용과 동시에 국가간의 협력은 사실상 시작되었다. 초기의 국제 협력은 주로 원자로 기술의 개발과 그에 관련된 기술 이전, 그리고 경제성 문제에 치중되었다. 정부간 국제기구로서 국제원자력기구(IAEA), 경제협력개발기

구/원자력기관(OECD/NEA) 등이 설립되었고, 민간 협력기구로는 세계원자력운영협회(WANO) 등이 설립된 바 있다. 그러나 초기에 이런 기구들이 국제 협력의 활력소가 되었다고는 평가될 수 없다. TMI 사고는 이러한 국제적 분위기에 전환점이 되었다. 즉 어떤 한 나라의 원자력 산업은 결국 다른 모든 나라에게 영향을 끼치는 중요한 의미를 갖는다는 사실에 공감할 하게 된 것이다. 더욱이 국경선을 초월한 피해를 가져온 체르노빌 사고는 원자력발전소의 안전 문제에 대한 국제 협력의 필요성을 실감시키는 계기가 되었다. 이러한 전환된 분위기에서 국제 협력은 활발해 지고 있으며, 앞으로 이런 추세는 계속될 것이 확실하다. 우리나라는 세계 주요 원전 운영국의 일원이 되었으나 아직 완전한 기술적 자립을 달성하지 못했고, 선진국에 비하여 충분한 안전성 연구 예산을 확보하기가 어려운 실정이므로, 이러한 국제 협력 분위기를 잘 이용하고 또한 능동적으로 이에 참여할 필요가 있다.

다음은 국제 협력에 의한 정보 교환 및 공동 연구가 바람직하다고 생각되는 기술 문제들이다.

- 1) 원전의 안전성 평가 기술 : 막대한 예산과 고도의 기술을 요하는 분야로서 노심 용융 거동, 사고 예측 모델, 컴퓨터 코드, 과도현상 분석, 중대사고 분석코드와 비교, 검토 등이 해당된다.
- 2) 차세대 원자력 발전 기술 : 역시 막대한 예산과 불투명한 전망, 기술적 문제 등으로 독자적 연구보다는 국제적 공동연구가 바람직하다.
- 3) 원자력 관련 2차 산업 : 원전 건설의 자립을 위해 필요한 제작 및 건설 관련 기술로 주로 선진국으로부터 기술을 이전받는 것이다.
- 4) 원자력 발전의 기술 기준 : 작게는 상용 공학적 단위에서 크게는 노형에 이르기까지 일관된 기준을 확립한다. 차세대 원전 건설과 더불어 표준화를 달

성하도록 하는 것이 바람직하며, 이는 국제 협력의 바탕 위에서가 아니면 불가능하다.

- 5) 국가간 사고 보고 시스템 : 크고 작은 사고의 경위 및 결말, 처리를 보고하여 국제적으로 활용 가능한 데이터베이스를 구축한다. 실패 사례를 솔직히 제공하고, 타국의 사례를 타산지석으로 삼을 수 있는 자세를 확립해야한다.
- 6) 국민의 이해 증진을 위한 활동 : 세계 각국의 성공적인 홍보 사례를 교류하여 활용하도록 한다. 최소한 원자력이 공정한 평가를 받을 수 있도록 국제적으로 협력해야 한다.
- 7) 기타 폐기물 처리, 발전소 노화 대책, 폐로 계획 등 : 성공적인 국제 협력의 바탕은 국가 간의 자유로운 정보 전달에 있다. 솔직하고 자유롭게 자국의 정보불 타국에 제공하는 것은 쉬운 일이 아니나, 각국에 안전문화가 정착되고 그 분위기가 국제적으로 확산된다면 가능하리라고 본다.

제 2 절 가동 중 원전의 안전성 증진 방안

전 절에서는 가동 중 원전의 안전성을 증진하는데 기초가 되는 사항들에 대해서 논의하였다. 이를 바탕으로 본 절에서는 가동 중인 원전의 안전성을 증진시키기 위한 실질적인 방안에 대해서 논의하고자 한다.

1. 안전 확인 활동의 강화

우리나라에서 수행되고 있는 가동 중 원전에 대한 안전 확인 활동은 크게 두 가지로 구분된다. 첫째는 시설의 성능 유지 및 사고 예방의 일환으로 사업자가 자체적으로 수행하고 있는 안전 확인 활동이며, 둘째는 규제기관에서 수행하고 있는 규제 확인 활동이다.

우리나라의 가동 중 원전의 안전성 확인 활동은 검사제도를 주축으로 하고 있으며, 특히 정기검사를 가장 중요한 수단으로 하고 있다. 물론, 이 밖에도 현지 주재원이 실시하는 일상점사와 특정사태 발생시의 특별점사 및 수시점사, 그리고 매년 1회 정도 실시하는 품질보증검사(Audit)가 있으나, 대개 그 범위와 목적이 한정되어 있으므로 종합적인 안전성 확인 활동으로는 충분하다고 할 수 없다. 그러므로 안전 확인 활동을 강화하기 위해서는 정기검사 활동이 더욱 강화되고 체계화 되어야 할 것으로 생각되며, 성능(기능) 시험 및 보수작업 결과의 평가 및 시정조치 사항의 결과를 확인할 수 있는 제도적 장치도 마련되어야 할 것이다.

또한 규제활동을 수행하고 있는 규제요원들의 기술적 능력 및 책임의식을 고양시키는 한편, 이들의 권한을 강화하는 방안이 모색되어야 한다.

2 운전원의 자격 관리 및 근무환경 개선을 통한 인간 실수 억제

가동 중 원전의 안전을 향상시키는 가장 중요한 요소는 인간 실수(Human Error)를 방지하는 것이다. 이를 위해서는 근무환경을 개선시켜서 자질있는 운전 및 보수 요원을 확보하고, 운전원의 자격 관리를 통해 실수를 극소화해야 할 것이다.

근무환경 개선의 목적은 원전 종사자들로 하여금 장기근무가 가능토록하는 환경을 조성함으로써 경험있는 발전 전문가를 축적해서 인간 실수를 줄이는 것이다. 근무환경의 개선은 작업장의 환경 개선이 우선되어야 하지만, 이에 못지않게 지역의 환경 개선에도 역점을 두어야 한다. 현재의 발전소는 모두가 인구밀도가 낮은 벽지에 건설되어 있기 때문에 중·고등학교나 시장과 같은 시설이 거의 갖추어져 있지 않은 상태이다. 따라서 대부분의 발전소 종사자들이 자기가 살고있는 지역에 대한 애착이 없게 되며, 이러한 현상은 자질있는 운전 및 보수요원의 확보를 어렵게 만든다. 따라서 훌륭한 중·고등학교의 설립, 종합적인 문화시설의 건립 등을 통해 지역 환경을 개선함으로써 발전소 종사자들이 지역에 대한 애착을 갖도록 하는 것은 자질있는 운전 및 보수요원의 확보를 위해 필수적인 요건이라 할 수 있다.

운전원의 자격 관리를 통해 인간의 실수를 극소화하기 위해서는 다음과 같이 운전원의 인력관리가 수행되어야 한다.

- 1) 개인별 자료를 종합 분석하여 업무별, 경력별, 기술 수준별로 분류, 전산화하여 각 조직별로 구성 인력의 적정 구성비를 정립하고, 기술정보 체계를 확립하여 개인별 경험 기술의 관리를 전산화함으로써 조직적이고 체계적으로 기술 인력을 관리한다.

2) 전문 분야의 교육 및 훈련 기관을 아래와 같이 체계화하고 교육훈련 이수자에 대한 사후 관리를 철저히 한다.

- 운전, 보수 및 재장전 훈련 : 한전 고리연수원 보수훈련 센터.
- 원자력 실무 기술훈련 : 한전 고리연수원.
- 원자력 전문 기술훈련 : 한국원자력연구소 연수원.
- 전문 기능인력 : 각 발전소별 자체 교육훈련.

3) 국내 관련기관의 상호 기술인력을 공동 활용함으로써 효율적인 인력의 관리를 꾀한다.

3. 가동 중 원전의 안전성 재평가 제도 도입

국내의 원전은 건설 및 운영 허가 단계에서 광범위한 안전성 검토가 이루어지나, 일단 운전이 시작된 이후에는 종합적인 재평가 작업을 수행하고 있지 않다. 그러나 운영허가(또는 상업운전) 이후의 설비 변경 및 보완, 설비 노후화, 안전성 개념 및 원칙의 변화, 안전 관련 조직과 기능, 환경 조건 등의 변화를 고려한 주기적인 안전성 재평가의 필요성이 국내외에서 인식되고 있다. 안전성 평가와 아울러, 정기 점검, 자체 검사, 사고/고장, 설비 개선 등에 관한 자료를 종합적으로 수집, 분석, 평가하고, 이 결과를 운전에 반영하는 것은 안전성, 경제성 및 이용을 증진에 기여할 것이다. 또한 이러한 안전성 재평가 제도는 앞으로 예상되는 수명 연장을 위한 의사결정시에 많은 도움이 될 것이다.

가동 중 원전의 안전성 재평가 작업은 다음과 같다.

- 1) 발전소 안전에 대한 서류상의 검토.
- 2) 검토대상인 발전소의 현재와 기술요건과 건설당시의 기술요건과의 차이가

안전성에 미치는 영향 평가.

- 3) 전체적인 발전소의 검토에서 어떻게 그 차이를 해결해 나가야 하는가에 대한 기본입장의 결정.

주요 재평가 항목은 발전소 안전 조직의 안전 관리 기능, 운전 경험 및 안전성 검토, 품질 관리, 확률론적 안전성 분석, 요원 훈련, 방사선 방어, 향후 안전활동 계획 등으로 사업자와 협의하여 결정하여야 한다. 가동 중 원전의 안전성 재평가에서 고려해야 할 사항을 세분해보면 다음과 같다.

- 1) 가동 중 원전의 현장에서 진행, 조직되고 있는 안전과 관련된 일에 대한 분석과 요약.
- 2) 운전 경험과 운전 기간 동안 발생했던 사고들에 대한 분석과 요약.
- 3) 상업 운전 이후 발전소에서 안전성을 제고할 목적으로 수행된 일들과 중요한 기술 개선사항.
- 4) 고장수목(Fault Tree) 및 사건수목(Event Tree) 방법을 이용한 계통 신뢰도 해석 및 중대사고 분석.
- 5) 안전성과 관련되어 추진 또는 계획 중인 프로그램에 대한 분석과 요약.

이러한 재평가 제도는 원자력 안전성 제고와 원자력에 대한 국내외적 신뢰 향상에 큰 도움을 줄 수 있을 것으로 판단되나, 평가 주기와 방법의 결정에 있어서는 신중을 기해야 할 필요가 있다. 즉, 재평가의 주기와 방법은 안전성 향상에 실질적인 도움을 주면서도 사업자에게 과중한 추가 부담을 주지 않아야 한다. 이를 위해서는 다음과 같은 방법이 규제기관, 산업체 및 학계의 공동 연구를 통해 단계적으로 수행되어야 할 것이다.

제 1단계: 사업자와 규제기관이 협의하여 모델 클라이언트를 설정하고 가동 중 원전의 재평가에 포함될 사항을 설정하여 가동 중 원전의 안전성

분석을 수행하여 보고서를 작성한다.

제 2단계: 전문 규제기관과 관련기관의 자문 및 검토를 통하여 제 1단계 보고서의 유효성 및 적합성을 평가한다.

제 3단계: 제 1, 2단계의 결과를 토대로 재평가 방법 및 주기를 결정하여 법 제화를 추진한다.

4. 데이터 베이스의 구축

발전소 운전 이력, 특히 고장이나 사고의 원인을 분석 평가하고, 이를 운전에 활용하는 것은 안전성 향상에 큰 도움이 된다. 이를 위한 가장 기본적이고 필수적인 요소가 이전 고장/사고의 원인, 결과 및 처리에 대한 철저한 기록과 보관이다. 지금까지도 고장/사고에 대한 기록은 유지되어 왔다. 그러나 기록이 피상적이고 체계화되어 있지 않은 단점이 있고, 기록들이 산재되어 있어 그 기록들을 향후 안전성 향상에 이용하기가 어려운 실정이다. 따라서 산재해 있는 국내외의 고장/사고 자료들을 수집하여 정확히 평가, 분류해서 데이터베이스화 하는 작업이 수행되어야 한다. 이러한 데이터베이스의 구축 및 활용으로 이후의 유사한 사고에 대한 대책을 수립하여 안전성 및 이용을 향상을 꾀할 수 있다.

5. 예방 보수 체계의 확립

현재 원전의 보수 체계는 정기 검사시의 예방 보수(Preventive Maintenance)와 기 고장시의 사후 보수(Corrective Maintenance)에 중점을 두고 시행되고 있다. 그러나 사후 보수는 원전의 이용율을 저하시킬 뿐만 아니라 안전성 자체에도 큰 영향

을 미치므로, 사전 보수체계인 예견 보수(Predictive Maintenance), 운전모드에 따른 유지보수(Condition Based Maintenance) 및 시험 등을 포함하는 원전 보수 프로그램의 효율적인 적용이 요구되며, 이는 발전소 이용률 및 가동율을 향상시키는 결과를 가져올 뿐만 아니라 안전성 및 신뢰도를 크게 증진시킬 수 있다. 이러한 원전 보수 프로그램에 포함되어야 할 사항은 다음과 같다.

- 1) 안전 중요 계통(Critical System)의 목록.
- 2) 안전 중요 기기(Critical Component)의 목록.
- 3) 예방 보수 임무 결정(PM Task Determination).
- 4) 기기 보수 이력카드의 작성 및 검토.
- 5) 기기 공급자의 권고된 유지 보수(Recommended Maintenance).
- 6) 고장 원인 분석.
- 7) 정기보수 기간에 실시하는 유지 보수의 형태 및 적용 방법.
- 8) 예견 보수 및 가동 중 운전 모드에 따른 유지 보수.
- 9) 기능 시험(Function Test).
- 10) 지원 프로그램(Support Program).
- 11) 예비 부품의 확보량 및 확보 시기.
- 12) Configuration Management.

일반적인 정기 보수시 실시하는 예방 보수를 포함한 가동 중 발전소의 안전성을 증진시키기 위한 유지 보수는 신뢰도에 기준을 둔 유지 보수(Reliability Center-ed Maintenance: RCM)이어야 하며 이 RCM에는 아래의 사항이 포함되어야 한다.

- 1) 고장 수록 방법에 의한 계통의 성능에 미치는 중요도가 큰 부품의 분석.
- 2) 각 기기의 예방 보수 순서의 조정.

- 3) 안전 및 경제성에 기준을 둔 예방 보수 항목 및 시험 종류의 분류.
- 4) 예방 보수 주기의 최적화를 위한 예전 보수 및 운전 모드에 따른 유지 보수의 명명 실시.

위와 같은 방법으로 RCM 체계를 확립하고 기기 이력 카드 및 운전 자료에 대한 데이터베이스 구축으로 기기나 부품의 수명을 예측하고, 이를 기준으로 예방 보수(Preventive Maintenance) 체계를 확립할 경우, 발전소의 안전성과 경제성을 크게 향상시킬 수 있을 것으로 판단된다.

6. 노후화 및 수명 연장 대책 수립

원전 기기는 운전 개시 후 시간이 지남에 따라 노후화되어 성능이 저하될 수 있다. 따라서 이에 대한 대책을 마련하여 원전이 항상 최상의 상태를 유지할 수 있도록 하는 것이 중요하다. 우리나라에서도 고리 원전 1호기의 운전경력이 10여 년이 되었으므로, 이에 대한 관심을 기울여 문제를 일으킬 가능성이 있는 기기를 찾아내고, 대비책을 마련해야 할 것이다.

한편 원전의 수명 연장도 경제성 향상 측면에서 적극적으로 모색되고 있는 분야이다. 발전소의 수명 연장을 위해서는 정확한 수명 평가가 필요하며, 이를 위해 발전 설비의 손상 메카니즘의 이해와 수명 평가 방법을 수립해야 한다. 수명 평가 방법은 과거의 운전 이력과 표준 물성치 등을 바탕으로 수명을 계산하는 간접 수명 평가법과 실제 사용 중인 소재로부터 파괴 또는 비파괴 시험을 통해 수명을 예측하는 직접 수명 평가법으로 분류되나, 보다 정확한 수명 평가를 위해서는 간접수명 평가법과 직접수명 평가법을 상호보완하여 아래와 같은 점들을 보완해야 한다.

- 1) 정확한 온도 조건이 파악되어야 한다. 각 부위별 사용 시간, 온도, 압력 등의 정확한 운전자료가 파악되어야만 수식을 이용하여 손상이 심한 부위를 측정할 수 있으므로 이를 위해서는 온·라인 감시 계통(On-line Monitoring System, OMS)의 구축이 필요하다.
- 2) 결함의 크기 및 응력축과의 방향을 측정하기 위해서 비파괴 탐상법의 기술 자립화가 시급히 해결되어야 한다.
- 3) 각 기기의 크기 및 형태 뿐만 아니라 응력 집중 부위에서의 재료 성질을 파악하기 위해서는 신규 및 수명 연장 발전소의 데이터베이스화가 필요하다. 또한 수명 연장시 폐기되는 각 기기를 그대로 폐기할 것이 아니라 각 부품

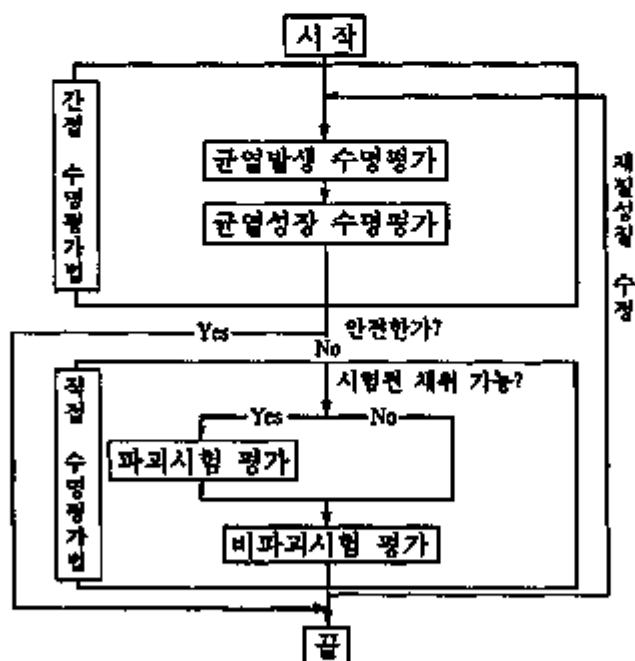


그림 1. 수명 평가법의 흐름도

의 물성치 변화를 측정하고 데이터베이스와 하여 다른 발전소의 수명 연장 및 노후화 대책에 활용하여야 한다.

원전의 수명 연장은 안전성 저해 요인을 포함해서는 안되므로, 원전의 수명이 끝나기 적어도 10년 전까지는 이에 대한 구체적인 입장과 대책이 정립되어야 할 것이다.

7. 확률론적 안전성 평가(PSA)를 통한 설계 개선

확률론적 안전성 평가는 원전의 안전성의 기초를 세우는데 광범위하게 사용된다. 이 평가 방법은 다음 사항에 대한 정량적인 값을 제공한다.

- 1) 노심을 중대하게 손상시킬 수 있는 특정 사고가 연간 발전소에서 발생할 확률 및 시나리오.
- 2) 중대사고 발생 후 시간의 함수로서 격납건물로부터 누출되는 핵분열 생성물의 선원.
- 3) 외부에 미치는 영향.

이들 영향은 연간 치명상의 숫자로 표현되며, 암 유발과 같은 영향의 연간 확률, 시간에 대해 평균된 예상되는 재정상의 영향 등이다. 이들 정량적인 수치 일부는 모든 종류의 사고에 대해 합산되어 위험도의 최저선(bottom line)을 산출한다. PSA방법의 가장 중요한 적용 목적은 악영향의 가능성에 크게 기여하는 설계, 운전상의 취약성을 확인하는 것이다. 또한 PSA는 성취된 안전수준에 대한 종합적인 평가에도 사용된다. 이 경우는 대단히 조심스럽게 평가되어야 하며, 한계에 대한 유보적인 자세가 필요하다.

개별적인 발전소에 대해서는 이러한 방법의 사용이 권고되지 않는다. 왜냐하면

특정 경우에 대한 PSA의 정확도가 낮기 때문에 발전소 안전성에 대한 결정적인 시험 척도로 사용되는 것은 바람직하지 않기 때문이다. 그러나 일편의 결과가 종합되면 개별적 요인에 대한 부정확도를 보상할 수 있는 보다 나은 영향을 파악할 수 있기 때문에 전체적인 정확성은 개별적인 수치보다는 좋다.

PSA 방법과 결과는 최근 미국에서 NUREG-1150으로 알려진 보고서에서 수행된 연구 결과가 보여주듯이 중요한 연구과제가 되고있다. 이 결과에서 Zion발전소는 다른 발전소와 비교하여 크게 차이가 나며, 이에 따라 한 사고경위에 대한 확률을 감소시키기 위해 발전소의 설계가 변경되었고 그 결과 노심손상 확률은 $5 \times 10^{-5}/\text{yr}$ 수준으로 크게 감소될 것으로 예상된다. 개별적인 PSA의 부정확성 및 관련 데이터의 미비로 인한 결과의 부정확성 상태를 고려하기 보다는 현재 가동 중인 원자력발전소가 확률론적 안전성 목표치보다 높은 노심 손상 확률을 가질 수 있다는 점을 PSA를 통해 지적할 수 있다.

이러한 상황을 고려한 국가적인 규제 계획은 이 결과를 개선시킬 수 있을 것으로 예상되며, 보수적인 관점에서 안전성 목표치를 충족시키지 못하는 가동 중 원전은 설계 개선을 통해 발전소들의 안전성이 개선될 것이다.

제 3 절 신규 원전 대책

현재의 원자력발전소는 30년 전에 개발된 개념으로부터 전보되어 왔다. 이 원자력발전이 지난 30년 간의 성공적인 운전실적에도 불구하고 최근 전체적인 침체가 지속되고 있는 것은, 지나치게 복잡해진 시스템 등에 의한 발전단가의 상승, TMI 및 체르노빌 원전 사고에 의한 일반대중의 원전에 대한 부정적 시각의 확산 등에 그 이유가 있다고 할 수 있다.

이러한 원자력 산업의 침체는 새로운 발전소 설계를 보다 합리적인 선에서 구성해 낼 수 있는 기회를 제공했다. 시스템의 일부에 대해서는 단순화가 시도되었고, 기기 및 계통은 보다 자연스런 방법으로 조화되어 왔다. 차세대 원전의 연구 방향은 두 가지 방향으로 진전되어 왔다. 하나는 현재의 설계개념에 큰 변화물 가하지 않고 안전성을 증진시키고자 하는 개량형 경·중수로(Advanced Light-Heavy Water Reactor)이고, 다른 하나는 현재의 설계 개념에 획기적인 변화를 줌으로써 안전성을 현저하게 향상시키고자 하는 신형 원자로이다. 여기서는 이 두 가지의 설계 특성 등에 대해서 살펴보기로 한다.

1. 개량형 경·중수로(Advanced Light or Heavy Water Reactor)

개량형 경·중수로가 차세대의 원전으로서 성공할 수 있기 위해서는 다음과 같은 목적에 부응해야 한다.

- 1) 모든 경우에 있어서 최고의 발전소이어야 한다. 여기에는 안전이 최우선 과제이지만 성능, 유지성, 환경의 적응성 등 모든 면이 포함된다.
- 2) 다른 화석연료 발전소와 비교하여 경제적이어야 한다.

- 3) 전력회사의 무자의욕이 보호되어야 한다. 여기에는 전설단가와 공기와 정
확성, 인허가의 확실성, 적정 수준의 운전과 유지에 드는 비용, 그리고 중
대사고가 거의 일어나지 않는다는 보장이 포함된다.

이러한 기본적인 기준을 성취하기 위해 개량형 경·중수로 설계에서 특히 중점
을 두어야 할 부분은 운전 여유도 증진, 인간과 기계의 연계사항의 강화, 지원 시
스템의 설계 개선 등을 통해 사고 발생 가능성을 줄이고, 격납용기 성능 향상을
통해 혹시 발생할지도 모르는 사고의 영향을 부지 내로 제한시키는 방안의 모색
등이다. 이에 대해 좀 더 자세히 살펴보면 다음과 같다.

가. 안전성 우선과 운전 여유도 증진

개량형 경·중수로의 안전성이 첫번째로 강조되어야 하고, 다른 설계 목적을
희생하더라도 노심 손상사고의 위험을 보다 낮추어야 하며, 비록 노심 손상이 발
생하더라도 발전소 외부의 일반 대중들에게는 피해를 주지 않도록 설계되어야 한
다.

그리고 개량형 경·중수로의 충분한 운전 여유도를 지녀서, 보호 계통의 작동
이 요구되는 과도 상태의 발생 빈도를 낮추어야 한다. 또한 사고시에도 커다란
재해가 발생함이 없이 운전원이 조치할 수 있는 충분한 시간적 여유를 제공하여
야 한다. 발전소의 신뢰성을 향상시킬 수 있도록 계통이나 부품 설계에도 충분한
여유도가 주어져야 한다.

· · · · · 스위치 기어 세계에서는 인간의 실수를 극소화 할 수 있도록, 특히

다. 4.1.1

1차계통 기기는 일반적으로 간단하다.

전의 가동 중에 긴급 비상 정지를 유발하는 요인이 적다.

1차계통을 지원하는 2차계통은 일반 상업급 사양으로 제작되므로, 긴급 비상 정지를 유발할 수 있는 여러 결함을 가질 수 있다.

그림 2는 Beaver Valley 발전소에 대한 PSA 결과를 예시하고 있다. 여기서 가장 큰 노심 손상 확률을 가져오는 것은 스위치

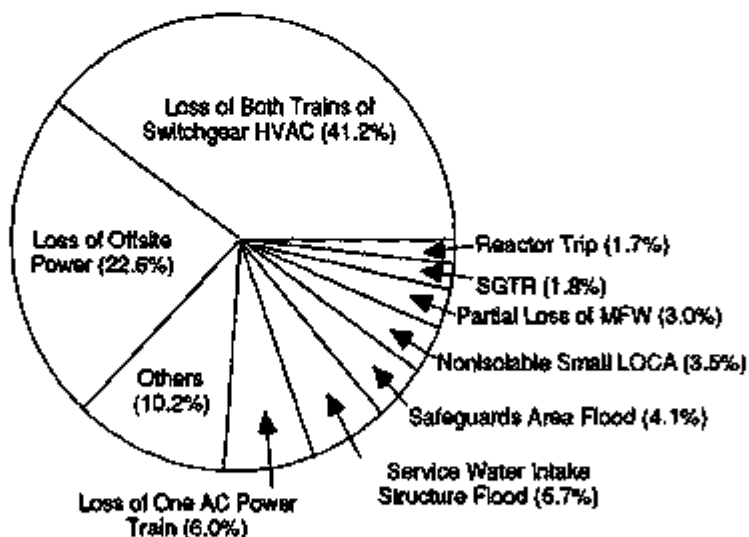


그림 2. Beaver Valley 2호기의 PSA에서 나타난 노심 손상 사고 초기 사상

기어(Switchgear) HVAC의 상실이며, 그 다음이 소외 전원(Offsite Power)의 상실인 것으로 나타나고 있다. 예를 들어 필수냉각계통의 이상으로 인해 스위치 기어실

의 냉방기에 필수냉각수가 공급되지 않는 경우, 실내 온도의 상승으로 전기계통의 고장이 유발되어 비상교류전원을 사용하는 모든 안전장치가 작동할 수 없게 되고, RCP Scan LOCA도 발생한다.

그러므로 전원계통, 냉각수 계통, 공기조화 계통 등 지원 계통을 더욱 강화함으로써, 보조기기계통에서 생기는 사고로 인해 노심 용융사고와 같은 중대사고가 발생하지 않도록 하는 것이 안전성 증진에 큰 역할을 한다.

라. 격납용기 설계 개선

격납용기는 정상시 핵증기공급계통 기기들을 외부로부터 보호하는 역할을 하지만, 사고시 방사능 물질이 원자로냉각계통으로부터 방출되었을 경우는 이를 외부 환경과 차단하는 중요한 역할을 한다. TMI 사고에서 체르노빌 사고와 달리 발전소 외부에 방사능 피해를 전혀 주지 않았던 것은 격납용기의 공헌이라고 해도 과언이 아니다. 그러나 기존의 격납용기는 기본적으로 냉각재상실사고(LOCA) 등 설계기준사고에 대비하여 설계된 것이므로, 중대사고까지를 고려하여 사고시 안전성을 유지함으로써 방사성 물질을 효율적으로 차단할 수 있도록 성능을 향상시켜야 할 것이다.

격납용기 설계 개선에서는 중대사고시 수소 폭발, 노심 용융물 및 고압 용융분출 등으로 인한 조기 파손을 방지하는 것이 가장 중요하다. 이에 대한 대책으로는 충분한 격납용기 설계 여유(체적, 허용 압력, 내부 형상 등) 제공, 수소 연소기(Hydrogen Recombiner) 성능 개선, 산소 농도 제한, 콘크리트 재질 개선, 격납용기 구조 개선 등이 고려되어야 한다. 아울러 시간이 지난 후의 격납용기 파손을 방지하기 위해서는 압력 상승을 제한하기 위해서 격납용기 열제거 능력을 보다 강화하거나 격납용기 대기를 방출하는 방안이 고려되어야 할 것이다. 격납용기

대기 방출시에는 방사능 물질이 누출되지 않도록 신뢰성 있는 여과 기능의 확보가 중요하다.

2. 신형 원자로(Passive Reactor)

개량형 경-중수로 설계에서는 운전 여유도를 증진시키기 위해 핵증기공급계통을 부분적으로 개선하고, 주로 보조계통 및 인간과 기계의 연계사항 등의 측면에서 개선 방향을 찾았다. 반면에 신형 원자로의 경우는 핵증기공급계통 설계를 혁신적으로 개선하여 고유 안전성(Inherent Safety)과 피동 안전성(Passive Safety)을 현저하게 증진시킴으로써, 보조계통에 크게 의존하지 않는 안전성을 갖도록 하고 있다. 또한 격납용기의 피동적 안전성 확보로 노심 용융사고가 발생하더라도 발전소 외부에 주는 방사능 피해를 극소화할 수 있도록 한다.

가. 핵증기공급계통 설계

핵증기공급계통(NSSS) 설계에서는 이상사태 발생시 원자로를 안전하게 정지(Safety Shutdown)시키는 문제와 원자로 정지 후의 붕괴열을 안전하게 제거(Decay Heat Removal)하는 문제가 핵심사항이다.

원자로의 정지는 현재 논의되고 있는 대부분의 신형 원자로에서와 같이 두 가지 방법으로 달성할 수 있어야 할 것이다. 즉 보통의 경우는 제어봉 계통으로 원자로를 정지시키지만, 제어봉의 작동이 불가능한 경우라도 피동 안전주입 또는 고유 안전성에 의해 노심 출력을 붕괴열 수준으로 낮출 수 있는 최소한의 기능을 갖추는 것이 바람직하다. 이와 관련하여 설계시 유의할 사항은 제어봉 구동계통의 신뢰도 향상, 원자로 정지에 요구되는 피동 안전주입 또는 고유 안전성의 확

보 등이다.

원자로 정지 후의 붕괴열 제거는 펌프 등을 사용하지 않고도, 피동 안전주입 및 자연순환 기능만으로도 가능해야 한다. 즉 사고 발생 직후의 붕괴열 제거는 중력이나 Steam Injector 등을 이용한 피동 안전주입에 의존하고, 장기간 냉각은 노심보다 높은 위치의 열교환기를 통과하는 자연순환에 의해 이루어져야 할 것이다. 여기서는 물론 충분한 양의 냉각수가 필요하다. 이를 통해, 사고가 발생하더라도 운전원의 개입 없이도 수 일 동안 노심 냉각이 이루어져야 한다.

이와 같은 사항들이 고려되면 경수로형 신형 원자로라 하더라도 기존 원전의 NSSS와는 크게 다른 설계가 될 것이다. 그리고 원전의 안전성이 NSSS 자체의 특성에 의해 확보되므로, 지원계통에서의 고장으로 인한 위험도가 현저하게 줄어들 수 있을 것이다.

나. 격납용기 설계

기존의 격납용기의 설계에서는 사고로 인해 1차계통 에너지가 격납용기 대기로 전달되었을 때 이를 효율적으로 냉각시켜서 사고 기간 동안 전전성이 유지되도록 하기 위해 펌프 등과 같은 능동적 방법에 크게 의존하고 있다. 그러나 능동 부품의 경우는 극한 상황에서의 신뢰성에 문제가 있다. 따라서 중력을 이용해서 냉각수를 피동주입하거나 격납용기 내 대기의 자연순환에 의한 냉각이 바람직하다.

다. 국내 개발 방향

국내에서는 신형 원자로의 구체적인 개발 방향이 아직 정립되지 않았다. 그러나 신형 원자로가 차세대의 주종 원자력 기술로 자리잡을 가능성이 크므로, 이에

대한 구체적 방향 정립과 적극적인 추진이 시급한 것으로 판단된다. 신형 원자로와 관련하여 국내에서 수행되어야 할 연구는 개발 연구와 규제 연구로 구분할 수 있다.

신형 원자로는 국내의 현 기술 수준에 비추어 볼 때 대부분 국산화가 가능할 것으로 판단된다. 따라서 국내 유관기관간의 산·학·연 협동체제를 구축하여 개발 대상 노형 등 추진 방향을 결정하고, 시급한 기초 연구를 수행하면서 국제적인 공동 연구에 효율적으로 참여하면, 신형 원자로 기술 자립과 국내 기술에 의한 원전 건설이 가능할 것이다. 이를 위해서는 국가적인 지원이 절실함은 물론이다.

그리고 신형 원자로에 대한 규제 연구와 개발은 지금부터 시작해야 할 것이다. 신형 원자로에서는 특히 혁신적인 설계 개념을 많이 도입하므로, 규제 측면에서는 '혁신'과 '삼중' 사이의 갈등이 필연적이다. 따라서 이에 대한 규제 기관의 방침이 가능한 한 빨리 결정되어야 하며, 이는 신형 원자로 개발 과정에서 큰 영향을 미칠 것이다.

제 4 장 결 론

지금까지 원전의 안전성과 관련한 국제적 동향 및 현황, 안전성 증진을 위한 방안 등을 논의하였다. 물론, 이 연구에서 논의된 사항들이 어떠한 결론들을 도출해내기 위한 것만은 아니다. 본 연구는 원전의 안전성을 향상시키기 위한 방향을 제시하기 위한 것이며, 따라서 이러한 연구는 앞으로도 계속되어야 한다고 본다.

기존의 원전이 경험이나 연구 분석을 통해 볼 때 다른 어떤 공학적 시스템보다도 안전한 것이 사실이지만, 아직도 안전성을 보다 향상시킬 수 있는 여지가 많다.

원전의 안전성 확보를 위해서는 입차적으로 안전한 원전을 설계, 제작, 건설해야 하고, 이를 훌륭하게 운영하여야 하며, 만약의 사고에 대비한 사고 관리 대책이 완벽하게 수립되어 있어야 한다. 가동 중 원전의 경우는 안전 확인 활동을 보다 강화하고, 인간 실수를 감소시킬 수 있는 운전 및 보수 환경을 모색하며, 주기적인 안전성 재평가 제도의 도입을 적극적으로 검토해야 한다. 신규 원전의 경우는 우선 설계 안전성 측면에 초점을 맞추어야 할 것이다. 중대사고에 대한 실존 의식을 갖고 이를 예방 또는 완화하기 위한 설계를 모색해야 하며, PSA 기법을 안전성 평가에만 이용할 것이 아니라 설계 도구로도 이용해야 한다. 즉 제시된 설계에 대해 PSA를 통해 설계 및 운전 상의 약점을 규명하고, 이를 적극적으로 보완하여야 한다. 개량형 경·중수로 설계에서는 특히 지원계통의 강화에 역점을 두어 중대사고의 발생 가능성을 줄이고, 이와 아울러 격납용기 성능 향상으로 사고의 결과를 최대한 완화시켜야 할 것이다. 반면에 신형 원자로 설계에서는 고유 안전성 및 피동 안전성 등 자연법칙에 의해 수립되는 안전성을 최대한 도입하여, 본질적으로 보다 안전하고 단순한 원전이 되도록 해야 할 것이다.

원전의 안전성은 설계나 운영상의 개선 만으로 확보되는 것이 아니다. 이를 확보하기 위한 사회적 기반, 곧 안전 문화의 정착, 안전 규제 제도의 최적화, 안전성 연구 및 기술 개발, 인력 양성 등이 뒷받침되어야만 진정한 안전을 이룰 수 있을 것이다. 특히 우리나라 실정에서는 적극적인 국제 협력 방안을 모색하는 것이 매우 중요하다.

참 고 문 헌

1. USNRC, "USNRC Policy and Planning Guidance," NUREG-0885 ISSUE 6, 1987.
2. IAEA, "Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants," Safety Series No. 75-INSAG-3, 1988.
3. 한국에너지연구소 부설 원자력안전센터, "원자력 안전규제 제도 개선에 관한 연구," KAERI/NSC-446/89, 1989.
4. 한국에너지연구소 부설 원자력안전센터, "원자력 안전규제 제도 및 제도 개발에 관한 연구 - 현황분석 및 개선방안 도출 -, " KAERI/NSC-350/89, 1988.
5. IAEA, "Safety Culture," 1990.
6. 한국원자력산업회의, "특집 I : 원자력 발전 기술자립," 원자력 산업, 1989년 10월호.
7. USNRC, "Implementation Plan for the Severe Accident Policy Statement and Regulatory Use of New Source Term Information," SECY-86-76, 1986.
8. USNRC, "Revised Severe Accident Research Program Plan," SECY-89-123, 1989.
9. 한국전력기술주식회사, "국내원전 중대사고시 방사선원 평가," KOPEC/89-T-034,
10. Pickard, Lowe and Garrick, Inc., "Recent Trends in PRA and Individual Plant Examination Seminar," Presented to KOPEC, 1990.
11. 한국에너지연구소 부설 원자력안전센터, "원자력 안전기술 개발 및 국제협력 방향 설정에 관한 연구," KAERI/NSC-447/89, 1989.
12. USNRC, "Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power

Plants," Second Draft for Peer Review, NUREG-1150, Vol. 1, 1989.

13. 한국전력공사, "원전 고도화 및 신 원전 개발," 2000년대 원자력 전망 및 대처방안 수립에 관한 연구, 부록 II, 1989.
14. 한국에너지연구소 부설 원자력안전센터, "원전 가동 중 안전성 재평가 제도의 국내 안전규제 제도화 연구," KAERI/NSC-363-89, 1989.
15. IAEA, "현재와 미래의 원자력발전소 안전성(Korean Copy)," Draft Report, 1990.
16. 한국전력공사, "강제 운전정지 감소방안 검토," 원자력발전소 표준화 설계를 위한 조사 용역, 부록 I, II, 1987.
17. 남창수, "방사성 폐기물 관리와 규제," 원자력 관리자를 위한 하계 강좌, 한국 원자력연구소, 1990.
18. 장순홍 외, "특집 해설: 차세대 원자로의 전망 및 기술적 현황," 한국원자력 학회지, 22, 1990.

(부록 A)

현재와 미래의 원자력발전소 안전성

(IAEA Draft Report, June 1990)

1. 수행 이유

전세계적으로 에너지 사용 증가에 따른 악영향을 고려하기 위해 수많은 국제회의가 개최되어 왔다. 이들 중 일부 회의는 악영향 감소에 활용될 수 있는 기술을 주제로 한 것이었다. 원자력에 대한 선택 여부는 원자력에 대한 수용 여부와 관련되어 회의 결론에서 제외되곤 했다. 1988년 11월 7일 ~ 10일 사이 서독 Hamburg에서 개최되었던 "기상과 발전에 대한 세계 회의"의 결론을 요약한 Hamburg 선언에 의하면, 이산화탄소 방출량을 감소시키기 위한 방법으로써 원자력의 선택 문제가 제기되었으나, 안전성, 폐기물 처리, 무기로의 잠재력 등 3가지 문제점의 취급 방법 부족으로 인하여 깊이있는 관심을 끌지는 못했다. 1987년 9월부터 11월 사이에 오스트리아 Villach와 이태리 Bellagio에서 개최된 다른 회의에서도 원자력은 단순히 화석연료의 연소를 대신할 수 있는 대체 에너지원 중의 하나로 거론되었을 뿐이다. 1988년 6월 27일 ~ 30일 사이에 캐나다 토론토에서 개최된 "대기 변화: 지구의 안전 보장에 미치는 의미"라는 회의 결과는 "원자력 선택에 대해 재고할 필요가 있다. 만일 안전성, 폐기물, 핵무기 확산 문제가 해결된다면, 원자력은 이산화탄소 방출을 감소시키는데 중요한 역할을 담당할 수 있다."라는 내용을 담고 있다.

긍정적이든, 부정적이든, 신중론이든, 중립적인 입장이든 간에, 원자력의 이용 증가 가능성에 대한 이러한 모든 참고사항은 원전이 화석연료 발전에서 방출되어 지구에 악영향을 미치는 여러 종류의 배기가스를 생산하지 않는다는 사실을 인식하고 있다. 원전은 이산화탄소나 기타 온실효과를 유발하는 기체를 방출하지 않고, 산성비의 원인이 되는 화합물을 방출하지 않으며, 지표 오존을 발생시키거나 성층권 오존을 감소시키는 탄화수소를 방출하지 않으며, 건강에 직접적인 해를 끼치지 않는다.

현재 세계적으로 대략 440기의 원전이 운전 중이며, 세계 전력의 17% 정도를 생산하고 있다. 그러나 환경에 대한 중요성의 참된 척도는 전력 생산 중에 방출되는 열량이 되어야 한다. 왜냐하면 방출되는 열량이 해당되는 전력 생산을 위해 연소되는 화석 연료의 양을 결정하기 때문이다. 따라서 총 전력 생산량 중에서

원자력 발전이 차지하는 비율의 3배에 해당하는 환경 영향을 원전이 효과적으로 보상하고 있음을 본 보고서의 부록 A에서 보여주고 있다.

회의에서 지적된 원전 관련 문제점들은 안전성, 핵폐기물 처리 및 핵무기 확산이다. INSAG은 핵확산에 관련된 안전 보장에 대해 특별한 전문성을 요구받고 있지 않으므로, 본 검토에서는 이에 관련된 관심사는 취급하지 않는다.

반면에 INSAG 회원들은 원전 안전성과 핵폐기물 처리에 대한 전문가들이다. 이러한 주제는 INSAG에 의해 참신하게 검토될 가치가 있으며, 따라서 이에 대한 검토 내용이 본 보고서에 기술된다. 앞에서 언급한 회의에서 검토된 바에 따르면, 전 세계적으로 선진개발국이나 개발도상국에서 미래의 에너지 생성과 소비 증가에 대한 압력이 크다. 이러한 압력은 인구 증가, 산업 형태의 변화, 세계의 빈 한지역 주민의 욕구 증가 등에서 기인한다. 만일 대기, 환경에 대한 악영향이 사실이라면, 그 영향을 감소시키기 위해 가능한 모든 수단을 사용해야 할 것이다.

따라서 우리는 현재의 원전 안전성에 대해 생각해 보고, 원전에서 생성되는 폐기물 처리 문제가 원자력 기술의 활용을 배제할 정도로 중요한 것인가를 스스로에게 자문해 보자. 안전 문제에 대한 대답이 호의적이고 문제 영역이 적다면, 원자력 발전은 오늘날 보다도 미래의 환경문제를 해결하는데 실재적인 도움이 될 것이다. 만약 대답이 부정적이고 사용을 위한 장애가 극복될 수 없는 것이라도, 그러한 사실을 지금 아는 것이 더욱 현명한 일일 것이다.

우리는 또한 미래에 건설될 원자력발전소, 즉 현 설계의 진보를 통한 개발과 특별한 안전 특성을 구체화하는 개념 모두에 대한 검토 의견도 제시한다. 원전의 안전성은 안전성에 대한 역사적 기록과 기술적 근거라는 두 가지 관점에서 고려될 것이다.

2. 원자력발전소 안전성의 역사

진보적 개발

안전한 원전 개발 방법은 공학 분야에 대한 고전적인 개발 경로를 따라왔다. 초기의 단순한 개념과 방법으로부터 점차 경험과 분석의 광범위한 기초를 근거로 한 복잡한 방법으로 개발되어 왔다. 이러한 개발은 개발에 수반되는 모든 요구조건에 보조를 맞추도록 강요되어 왔는데, 그 이유는 원전 자체가 용량 및 복잡성에서 진보되어 왔기 때문이다. 발전소 개선사항 중 일부는 사실 안전성에 대한 이해 증진에 따른 대답이었다. 원전 안전성 진보 경로는 다음과 같이 요약된다.

핵과도상태 방지

초기의 관심사는 다루기 힘든 핵과도상태의 발생 가능성과 설계 특성을 통한 이의 방지에 초점이 모아졌었다. 핵사고에 대한 특별한 관심은 핵무기 활동의 부산이었다. 이는 또한 Idaho에서 발생한 SL-1 사고, 즉 소규모 전시용 원자로에서 핵폭주로 인해 3명의 작업자가 사망한 사고로부터도 기인하였다. 1950년대와 1960년대 초기의 연구를 통해 핵관련 사고를 방지할 수 있는 신뢰성 있는 방법에 대한 이해가 축적되었다. 두 말할 필요도 없이, 추후 발생한 체르노빌 원자로 사고에서는 이러한 방법이 사용되지 않았다.

최종 방호 요건

미국에서는 원전 사고의 영향을 완전히 배제할 수는 없다고 판단하였으므로, 특별히 추가된 방호설비가 필요하다는 결론이 일찌기 내려져 있었다. 결정된 방호 설비는 최종적인 것으로서 원전 주위에 견고하고 누설 기밀성이 있는 건물을 세우는 것이었다. 이 건물은 만일의 사고 발생시 원자로 노심으로부터의 방사성 물질 방출을 방지하는데 기여한다. 이러한 요건은 전세계적으로 경수 및 중수형

원전에 대해 곧 채택되었다. 단지 일부 국가의 대형 기체냉각 원전에 대해서는 견고한 기밀 격납건물이 비실용적인 것으로 판단되어, 이를 보상하기 위한 설계 특성으로 대체된 바 있다. 소련 및 동유럽의 초기 경수로의 일부는 격납건물이 없었으나, 1970년대 중반 이후 요전화 되었다. 소련의 수냉각 흑연강속 원자로인 RBMK는 소규모 사고에 대한 격납 기능만 설계에 반영되었다. 이러한 설계 특성은 체르노빌에서 발생한 규모의 사고는 방지할 수 없었다.

둘러써 보면, 예측 불가능한 모든 사고로부터 공중을 보호할 수 있는 유일한 기능으로서 격납건물을 요구한 초기 결정은 원전 안전 전략의 핵심이었다. 오늘날까지도 안전 설계에 대한 최종적인 초점은 격납용기의 방호기능이 필요한 모든 경우에 격납용기를 신뢰할 수 있도록 유지하는 수단에 주어져 있다.

극한사고에 대한 방호

초기의 안전규제 당국은 임의의 유형에 있어서 가장 혹심한 사고를 방호할 수 있다면, 자동적으로 같은 유형의 소규모 사고를 방호할 수 있다고 판단했다. 예를 들면, 대형 냉각재 배관 파열 영향에 대한 방호기능은 소형 배관 파단의 영향도 방호할 수 있다고 믿어 왔다. 극한사고 방호용으로 발전소에 추가된 안전설비는 "공학적 안전설비"로 명명되었다. 극한사고는 "설계기준사고"로 명명되었는데, 그 까닭은 설계기준사고가 발전소 계통이나 공학적 안전설비의 극한적인 특성을 정의했기 때문이다. 공학적 안전설비는 널리 사용되었고, 이제는 원전 방호의 근본 수단이다. 그러나 뒤에 나타나겠지만, 그 개념은 진보되고 보다 복잡해져 왔다.

평가 체제

공학적 안전설비가 상이한 조건과 상황 하에서 발생할 수 있는 결함위험 사고에 대한 방호기능을 수행해야 한다는 인식이 증가되어 왔다. 발전소가 안전하다는 확신은 안전설비가 모든 대처상황에서 소기의 기능을 발휘할 수 있음을 입증

한 결과이다. 앞의 예에 있어서는, 공학적 안전설비와 계통물이 가능한 모든 규모 및 위치에서의 배관 파단 영향을 방호할 수 있어야 하는 것이다. 이러한 이유로 설계기준사고는 실제로 같은 유형의 설계기준사고들로 바뀌었다.

확률론적 분석 도입

분석가들이 특히 설계기준으로 이용되던 사고들에 대한 확률과 결말을 평가하기 시작하면서 중요한 진전이 시작되어 "확률론적 안전성 평가(PSA)"로 명명되는 방법이 도입되었다. 이 방법은 공학적 안전설비의 고장을 포함한 각 계통 고장의 경위를 추적하고 모든 사고 전개 경위 중의 각 단계별 고장 확률을 평가하며, 각 단계별 확률을 전체 사고 전개 경위에 대한 종합적인 확률에 조합시킨다. 이러한 사고에 대한 결말은 별도의 계산으로 평가된다.

PSA로 얻어진 결과는 매우 정확하지는 않으나, 안전 요건이나 실행에 지침으로 사용되기에는 대단한 가치가 있다. 즉, 안전에 대한 많은 세부사항이 훨씬 명확해진다. PSA의 결과는 전체 계통 분석의 중요성과 설계기준사고 정의의 확장을 강조하고 있다. 예를 들면 일정 등급의 사고 중 가장 핵심한 사고는 가장 관심을 모았던 사고가 아닐 수도 있다는 사실의 발견이다. 또한 공통 전원이나 냉각계통에 대한 신뢰도 등 계통간의 상호 의존성이 중요하다는 것이 밝혀졌다.

초기의 중요한 통찰 결과는 원전의 중대사고가 예상보다 발생 가능성이 높다는 것, 그러나 대중의 피해로 확산된 사고의 결과는 예상보다 훨씬 작다는 것이었다. 이러한 결론은 비등수형 또는 가압수형 원전에 대한 것이며, 그 까닭은 이들만이 확률론적으로 조사되었기 때문이다.

TMI 사고

1979년에 TMI-2 원전의 노심을 붕괴시킨 사고는 수 많은 교훈을 남겼다. 원전의 대형사고가 실제로 가능하며 매우 비싼 값을 치르게 된다는 것이 이제는 자명해졌다. 기밀성 격납전들의 기본적인 중요성 또한 재삼 확인되었다. 많은 양의

핵분열 생성물이 원자로심의 핵연료로부터 방출되었고, 그들 중의 상당량이 격납 용기 건물내로 방출되었으나, 격납용기 외부로 방출된 양은 근본적으로 미미하였다. 일반인에게 가해진 공포 감정 측면에서의 심리학적인 충격은 매우 컸으나, 철저한 조사 결과를 근거로 판단할 때, 실제적인 피해가 발생했는지는 의심스럽다. 사고로 인해 방대한 양의 기술적인 지식이 획득되었는데, 그 중 일부는 사고의 경위 및 결과의 형태로써 직접 활용이 가능하고, 또한 일부는 사고에 의해 촉진된 연구계획을 통해 개발되었다. TMI 사고 이후 확률론적 안전성 분석이 매우 광범위하게 사용되었는데, 그 까닭은 이러한 유형의 사고가 이미 PSA에 의해 발생 가능성이 높은 것으로 분류되어 예견되어 왔기 때문이다. 그러나 핵분열 생성물의 방출량은 PSA가 예측했던 것 보다 매우 작았다. 이후의 연구결과로 밝혀진 바에 따르면 방사선 방출량이 적은 이유는 대량의 물이 TMI원전의 격납용기 내로 주입되었기 때문이며, 최근의 PSA에서는 이러한 효과도 고려하고 있다.

체르노빌 사고

1986년의 체르노빌 원전 4호기의 파괴는 TMI 사고에 비해 훨씬 더 큰 손해를 초래했다. 사고 결과가 부지 경계를 초과했다는 점에서만 중요한 것이 아니라, 소련 및 소련 국외의 상당한 지역에까지 영향을 미쳤기 때문이다. 이 사고는 기본적으로 격납건물이 없는 원전에 대한 중대사고의 영향을 분석한 1957년의 원자로 안전성 연구 결과를 확인하여 주었다.

소련 내의 생명 및 보건상의 피해 정도에 대해서는 평가가 계속 진행되고 있다. 전술한 바와 같이 체르노빌 원자로에는 소규모 사고에 대한 방호능력만 있는 격납용기가 설치되어 있다. 발생되었던 사고의 강도는 격납건물이 지탱할 수 있는 능력을 훨씬 초과하였다. 사실, 체르노빌에서의 격납용기 설계는 대재앙의 규모를 확대시키는데 오히려 기여할 정도였다.

체르노빌 사고는 일찌기 TMI사고시 일어졌던 두 가지 교훈의 중요성을 더욱 일깨워 주었다. 첫째, 근대적인 원전의 안전성은 견고하고 누설 기밀성이 있는 신뢰성이 있는 격납건물을 요구한다는 것이다. 반일 체르노빌 원자로에 경수형

원자로의 격납용기와 유사한 능력을 가진 격납건물이 설치되어 있었다면, 체르노빌 사고의 결과는 생명 및 건강의 차원에서 평가할 때 TMI사고 결과와 유사했을 것이다. 그러나 그러한 격납용기가 체르노빌 유형의 발전소에 맞추어 설계될 수 있었을지는 확실치 않다. 소련은 다시는 체르노빌 형태의 원전을 건설하지 않기로 결정한 바 있는데, 그 까닭은 이들 원전의 본질적인 설계 약점과 사고시의 격납 불가능성 때문이다. 둘째, 10년 기간 이내에 발생한 이들 두 번의 중대사고는 사고 발생의 직접 원인으로이 운전요원에 의한 실수라는 공통점이 있다. 이들 실수는 발전소 및 안전성의 기본에 대한 이해 부족에서 유래된 것이다. 이러한 실수를 방지하는 방법과 만일 실수가 있더라도 발전소와 공중을 효과적으로 보호하는 특성이 원전의 안전성에서 가장 중요하다. 이러한 점들은 이전의 INSAG 발표 자료인 "원자력발전소의 기본 안전 원칙(INSAG-3)"에 자세히 설명되어 있다.

분석만 필요한가?

과거에, 원자력 에너지에 대한 비판자들은 안전성을 입증하는 현대적인 방법에 반대를 했는데, 그 이유는 그 방법이란 것이 안전성에 대한 단순한 계산, 즉 사용되는 전자계산기의 결과물에 불과하다는 이유에서였다. 이러한 비판은 공학이 항상 계산을 활용하는 과학이라는 점을 주목하는데 실패하고 있다. 한때, 공학적 문제의 해결을 위해 연필과 종이 사용되던 시기에는 이들 문제점들은 단순히 분석이 가능하도록 하기 위해 근사적인 방법으로 처리되어 왔다. 계산자(Slide rule)의 도입으로 개선은 되었지만 문제의 형태와 해결책은 계속 근사적일 수밖에 없었다. 현대의 수치계산기는 근사 방법으로는 비효율적인 복잡한 문제에 대한 해결을 가능케 하였다. 따라서 전자계산기는 동일한 공학적 문제점을 보다 정확히 해결하는데 도움이 되고 있다. 전자계산기는 또한 전자계산기 이전의 방법으로는 너무 복잡했던 분석도 가능하게 하고 있다. 계산을 수행하는데 사용되는 분석체계나 방법의 종류에 관계 없이, 공학은 진행 과정상의 모든 상황에서 실험적인 입증시험의 수행을 대체할 수 있는 수단이다.

세계 최고의 고충전물이라도 시험삼아 건립하여 동일한 건물이 서 있을 수 있

다는 것을 증명한 후 그것을 파괴한 후에 다시 건립되지는 않는다. 그 이유는 이에 관련된 건축공학이 제대로 확립되어 있기 때문이며, 이와 마찬가지로 원전의 안전성도 성숙한 공학의 바탕 위에 존재한다.

현대의 안전해석

현대의 원전의 안전성은 결정론적인 안전 해석과 확률론적인 안전 해석의 조합을 통해 발전된다. 결정론적인 해석은 일반적인 공학분야에서 보다 광범위하게 사용되는 형태이다. 이 방법은 계통의 특정상태에서 시작되는 사고 개시로부터 사건의 물리적 전개과정을 계산하는데 사용된다. 발전소 특성이나 공학적 안전설비가 사고 진행을 어떻게 억제하며 또한 사고 결과에 대한 방호 기능을 어떻게 수행하는지는 결정론적인 안전 해석을 통해 밝혀져야 한다. 확률론적 안전 해석은 결정론적인 방법에서 해석 대상이 되는 사고 이상의 중대사고 해석을 포함하며, 방호 설비의 작동이 요구되었을 때의 고장 확률이나 그 결말에 대한 평가도 포함한다. 따라서 결정론적인 분석은 방호 수단의 유용성을 보여주게 되고, 확률론적인 분석은 방호수단의 신뢰성이나 방호 수단 고장의 결말을 평가하게 된다.

위 방법들은 이러한 상호 보완적인 방식을 통해 원전이 효율적이며 신뢰성 있는 방호 특성을 지니고 있음을 확신시켜 준다.

안전 연구

공학은 일반적으로 작업환경 하에서의 계통 기능을 취급한다. 공학은 고장이 발생할 가능성이 있는 시점을 예측하는데는 유용하나, 고장 발생 후의 사고 전개를 기술하는데는 유용성이 크지 않다. 공학적 안전 설비의 사용은 공학을 통해 달성될 수 있는 것과는 다른 차원의 분석을 요구하게 된다.

공학적 안전설비에 관련된 계통은 고장 발생 후 작동되며, 일반적인 공학 분석에서 취급되지 않는 조건하에서 기능을 수행하도록 의도된다. 몇 가지의 중요한 공학적 안전설비는, 발전소에 중대한 손상을 초래하는 지경까지 고장이 진행될

경우라도 공중을 보호하기 위한 수단으로의 의미를 갖는다. 이들 설비들은 사용이 요구되지 않도록 기대되지만, 만일에 그러한 불행한 사태가 발생되었을 경우에는 소기의 기능을 수행할 수 있음이 확증되어야 한다. 이러한 확증을 위해서는 정상적인 공학자료가 부족한 상황, 특히 온도가 지나치게 높은 상황에 대해서는 분석적인 방법이 필요하게 된다. 이러한 상황을 분석하는데 사용되는 새로운 공학적 자료의 근거와 새로운 공학분야를 확립하기 위해 많은 나라에서 방대한 양의 연구가 수행되었다. 이들 연구는 정부 및 민간 재원으로 지원되었으며, 50억 불 이상의 비용 부담이 있었다.

3. 현재의 안전성 수준

원자력에 대한 공포감은 널리 퍼져있다. 이는 원자력을 이용한 전력생산 방법에 친숙하지 못한 결과이다. 이러한 공포감은 체르노빌 사고의 결과에 대한 우려로 증폭되었는데, 이 사고는 사고부지 주변 지역에서는 매우 혹심했고, 광범위한 지역에 대한 심각한 우려를 제기했으며, 현재도 계속 평가가 진행 중이다. 소련에서의 후유증은 당초 예상했던 것보다도 훨씬 심각하리라는 인식이 증가일로에 있다.

미국에서의 TMI 원전 사고 중에도 유사한 분위기가 있었다. 그러나 격납건물이 거의 모든 유해한 핵분열 물질을 보유할 수 있었기 때문에 공중에 대한 피해는 발생하지 않았다.

현재 약 450기의 원전이 존재하며, 세계 전력량의 약 17%를 공급하고 있다. 원전은 계속 추가되고 있고, 10년전 수준에 비해 비율이 매우 떨어지긴 하나 건설도 계속되고 있다. 본 문서에서는 원전에 대한 대규모 건설이 재개될 수 있을 만한 동기가 있는가의 여부를 추적해 보고자 하며, 또한 그렇다면 원전이 많은 사람들이 걱정하듯이 그렇게 불안정한가를 확인하고자 한다. 이러한 질문과 답변이 본 보고서의 목적이다.

현대의 안전개념

체르노빌 사고는 원전 사고가 공중의 피해를 초래한 유일한 경우이다. 체르노빌 원전은 현대의 안전개념을 충족시키지 않고 건설, 운전된 일부 발전소 중의 하나이며, 그러한 발전소가 어떻게 필요성이 인정될 수 있었는지의 여부를 결정하기 위한 검토가 진행 중이다.

대다수의 원전은 중대사고 방지 목적을 갖는 안전 원칙에 따라 설계, 운전되고 있다. 이러한 원칙에 따른 발전소는 종사자나 공중에 방사선 장애를 초래하는 어떠한 사고도 경험한 바가 없다. 설계 및 운전 원칙이 어떻게 이러한 기록을 유지하게 하는가에 대한 체계적이고 적절한 논의는 INSAG-3인 "원자력발전소의 기본

안전원칙"에 정리되어 있으며, 주요 특성을 요약하면 다음과 같다.

심층방어

안전성 달성을 위한 기본적인 기술적 근거는 심층방어로 불리는 개념에서 발견된다. 원자력 분야에 있어서 이 용어는 사고 전개가 순서적으로 유발되는 것을 방지하는 모든 독립된 일련의 특성과 실행례를 의미한다. 기계적 또는 인간 실수의 결과로 발전소 내에서 발생하는 고장의 결과이전, 심각한 지진과 같이 발전소 외부 사건이던 간에, 모든 가능한 사고 경로에 대해서 심층방어 개념이 원전에 체계적으로 반영되어 있다. 최종 방어선으로서, 모든 경수형, 중수형, 고속로형 발전소에는 견고하고 기밀성 있는 격납건물이 구비되어 있으며, 격납건물의 설치 목적은 원자로로부터 방출될 가능성이 있는 모든 방사성 물질을 보유함으로써 발전소 종사원이나 공중을 보호하는 것이다. 전력 생산용으로 건설된 기체 냉각형 원전은 냉각기체를 보유하는 기밀성의 견고한 구조물이 방사선 차폐재로 사용되는 동시에 격납 기능도 수행한다. 심층방어선상에서 건설, 운전되는 원전은 손상 정도가 큰 사고 가능성이 아주 없다면, 방사선 장애를 유발할 기회가 없다고 주장할 수는 없다. 오히려 원전의 안전성에 대한 전체적인 평가는 안전이란 절대적일 수 없다는 것을 인식하여, 안전을 정량적이고 상대적인 개념으로 취급하는 것이다. 원자력을 비롯한 모든 노력에 있어서 절대 안전이란 있을 수 없다.

안전목표

많은 국가에서 원자력 규제에 대한 국가 계획의 목표가 되어야 하는 안전성의 상대적 수준에 대한 많은 토론이 있어 왔다. 이러한 안전 목표는 여러 나라에서 채택된 바 있다. 미국의 경우, 이 목표가 정성적인 용어로 표현되었고, 원자력에 의한 위험도를 감소시키는 안전성의 수준을 흔히 겪는 다른 위험도에 관계된 안전성 수준에 비해 매우 높게 책정하였다. 미국에서는 또한 원전은 경쟁적인 다른 기술에 의한 전력 생산보다 훨씬 안전하게 전기를 생산하도록 요구되고 있다. 몇

몇 유럽 국가에서는, 심각하게 손상된 노심으로부터 방출되는 방사성 물질의 양을 노심의 방사성 물질 재고량의 극히 일부로 제한하는 것을 안전 목표로 하고 있다(예를 들면, 스웨덴의 경우 0.1% 이하).

INSAG보고서에는 기존 원전에 대한 원자로심의 중대사고 확률은 원자로 가동 년당 일만분의 일 이하이어야 하며(10^{-4} /RY), 외부의 방호조치를 필요로 하는 사고 확률은 십만분의 일 이하일 것(10^{-5} /RY)을 제안하고 있다. 미래의 원전은 더욱 안전해야 하며, 위에서 언급한 확률의 1/10이하러야 한다. INSAG에 따르면 INSAG의 안전원칙에 따라 설계, 운전되는 원전은 위에서 언급한 개선된 목표를 충족시킬 수 있다는 확신을 나타내고 있다.

평가방법

위와 같은 안전 목표에 대한 주장이 어떻게 결정될 수 있는가? 단지 2 가지 방법만이 가능할 뿐이다. 첫째는 경험적인 기록이며, 둘째는 확률론적 안전성 평가 방법이다. 이들을 차례로 점검해 보자.

경험적 기록

현대적 안전 원칙에 따라 건설, 운전되는 것으로 판단되는 상용 원전에 대해 축적된 운전 경험은 대략 5,000원자로 가동년이다. 90년대 말에는 이 기록이 약 10,000 원자로 가동년이 될 것이다. TMI에서 한번의 대형사고가 발생하여 원자로심에 중대한 손상을 미친바 있다. TMI 원자로는 현대적 안전 원칙에 따라 운전되지 않았다는 주장도 가능하며, 사실 옳은 주장일 수 있다. 그러나 이러한 주장을 통계적 기록에 반영하는 것은 공평치 못할 것이다. 우리는 사고 발생 지점까지 그 발전소가 안전하게 운전되어 왔기 때문에 이 사고가 포함되어야 한다는 기본적인 입장을 택하고자 한다. 따라서 경험적 기록은 5,000 원자로 가동년에 한 번의 중대 노심 손상사고가 발생한 것이 된다. 이 기록은 INSAG 목표에는 미달하지만, 통계적으로는 목표와 아주 불일치하지는 않다. 해가 지날수록 통계적

인 비교는 점점 정확하게 될 것이다. 또 다른 목표는 외부 방호조치의 필요성으로써 정의된다. TMI에서 사고 초기에는 발생한 사실에 대한 이해 부족으로 외부 방호조치의 필요성이 고려된 바 있으나, 실제로는 이와 관련한 아무 조치도 필요치 않았다. 따라서 100,000 원자로 가동년에 한 번 이내의 외부 방호조치라는 목표에 견주어 볼 때, 5000년의 원자로 가동년 중에는 그러한 요건의 시행이 요구된 바는 없다. 분명한 것은 경험적 기록이 아직 너무 적어서 유용성이 없으며, 추후에도 도움이 될 수 있을지는 의심스럽다는 점이다.

미래의 원자로 형태에 대한 INSAG의 목표에 대해서도 유사한 결론을 내릴 수 있다. 이 목표는 매우 높게 책정되어 있어서, 만일 이를 충족시킨다면 중대사고가 발생할 가능성은 거의 없다. 경험적 기록으로는 그렇게 높게 책정된 목표를 달성했다고 설명할 수 없다. 단지 그런 경우가 발생했을 때는 목표가 달성되지 못했음을 알려줄 뿐이다.

그렇다면 확률론적 안전성 평가로부터 무엇을 배울 수 있는지 알아보자. 문제가 근본적으로 다르다. PSA는 목표가 매우 높고, 해답의 정확도는 우리가 바라는 만큼 높지 않을 때 사용된다.

PSA 활용

앞에서 논의한 바와 같이, 이제 PSA는 원전의 안전성의 기초를 세우는데 공범위하게 사용된다. 이 평가 방법은 노심을 중대하게 손상시킬 수 있는 특정사고가 연간 발전소에서 발생할 확률, 중대사고 발생 후 시간의 함수로써 격납건물로부터 누출되는 핵분열 생성물의 방사선원, 그리고 예상되는 영향 등에 대한 정량적인 계산된 값을 제공한다. 이들 영향은 연간 치명상의 숫자으로써 표현되며, 암 유발과 같은 영향의 연간 확률, 시간에 대해 평균된 예상되는 재정상의 영향 등이다. 이들 정량적인 수치와 일부는 모든 종류의 사고에 대해 합산되어 위험도의 최저선을 산출한다. PSA방법의 가장 중요한 적용 목적은 악영향의 가능성에 크게 기여하는 설계 및 운전상의 취약성을 확인하는 것이다. PSA는 또한 성취된 안전 수준에 대한 종합적인 평가에도 사용된다. 다만 이 경우는 대단히 조심스럽

게 평가되어야 하며, 적용 한계에 대한 유보적인 자세가 필요하다.

개별적인 발전소에 대해서는 이러한 방법의 사용이 권고되지 않는다. 왜냐하면 특정 경우에 대한 PSA의 정확도가 낮아서, 발전소 안전성에 대한 결정적인 시험 척도로 사용되는 것은 바람직하지 않기 때문이다. 그러나 일련의 결과가 종합되면 개별적인 요인에 대한 부정확도를 보상할 수 있는 보다 나은 경향을 파악할 수 있기 때문에, 전체적인 정확성은 개별적인 수치보다는 좋다.

PSA 방법과 결과는 최근 미국에서 NUREG-1150으로 알려진 보고서에서 수행된 연구 결과가 보여주듯이 주요 연구 검토 과제가 되어왔다.

위 연구는 미국 내 5기의 원전에 대한 새로운 PSA결과를 포함하며, 결과의 부정확성의 범위를 조명할 수 있도록 설계된 방법을 사용하였다. INSAG 목표와 관련된 결과는 다음과 같이 요약될 수 있다.

	노심손상	외부조치
Surry	$2.3 \times 10^5/\text{yr}$	
Peach Bottom	$1.9 \times 10^4/\text{yr}$	
Zion	$3.4 \times 10^4/\text{yr}$	
Sequoyah		
Grand Gulf		

위의 모든 자료는 철저히 검토되고 정밀하게 점검되었다. Zion에 대한 결과는 다른 경우와 크게 차이가 나는데, 이에 따라 한 사고 경위에 대한 확률을 감소시키기 위해 발전소가 설계 변경되었고, 그 결과 노심 손상확률은 $5 \times 10^5/\text{yr}$ 수준으로 감소될 것으로 예상된다. 나머지 모든 발전소는 현세대 원전에 대한 INSAG의 목표치를 충족시킨다.

유 의

전술한 바와 같이 위와 같은 결론은 매우 조심스럽게 취급되어야 한다. 결과의 부정확성 상태를 다시 언급하기 보다, 우리는 여러 현대적 설계의 원전이 INSAG

의 목표보다 10배 가까운 노심 손상 확률을 갖고 있다는 점을 지적하고자 한다. 이러한 상황을 고려한 국가적인 규제 계획은 이 결과를 개선시킬 수 있을 것으로 예상된다. 개별적인 PSA의 부정확성 때문에 이들 발전소들도 실제적으로는 INSAG목표를 충족시킬 수도 있을 것이다. 그러나 보수적인 관점에서, INSAG은 안전 목표를 충족시키지 못하는 모든 개별 발전소들의 안전성은 개선되어야 한다고 믿는다.

4. 핵연료 주기

원자력 에너지의 안전성에 대한 의문은 전력을 생산하는 발전소의 안전성에 대한 의문만은 아니다. 원자로에 핵연료를 공급하거나 원자로로부터 제거된 사용후 핵연료 처리 등에 관련된 전체적인 종합 산업이 있으며, 이는 핵연료 주기라 불리운다.

핵 주기

핵연료 주기의 전단부는 채광, 광석으로부터의 우라늄 정련, 우라늄의 추출 및 순화, 핵분열 등위원소인 U-235의 농축을 포함하는 핵연료 변환, 핵연료체의 가공 등으로 구성된다. 핵연료의 일부가 핵분열 생성물로 변화되는 원자로 내에서 조사된 후에 핵연료체는 인출되어 부지내 중간저장 시설에 잠정적으로 저장된다. 최종 저장에는 두가지 방법이 가능하다. 즉 사용후 핵연료를 폐기물로 직접 처리하는 방법과, 핵연료 재처리를 통해 유용한 물질을 재생하고 나머지 폐기물을 처리하는 방법이다.

모든 종류의 대형 산업활동에 대해서와 마찬가지로, 핵연료 주기 운전도 자체적인 보건 및 환경 위험도가 있다. 이러한 관점에서 고려되어야 할 핵연료 주기의 주요 특성은 원로 물질에서의 저장가능 우라늄, 그리고 운전중 원자로에서 형성된 핵분열 생성물의 고방사능이다. 원자로에서의 운전은 사용후 핵연료의 방사능 준위를 높게 만든다. 폐기물의 처리는 사람이나 환경에 허용할 수 없는 방사선 장해를 제공하지 않도록 조심스럽게 수행되어야 한다.

전 단 부

우라늄의 채광 및 정련은 위험성이 너무 큰 석탄 채광을 제외한 다른 많은 채광작업에서도 나타나는 것과 같은 작업상 위험도가 있다. 만일 적절한 예방조치가 취해지지 않는다면, 우라늄 광부들은 광석 중의 라돈이나 라돈계열의 생성물

에서 나오는 고준위 방사능에 피폭될 수 있다. 이들 생성물은 우라늄의 방사성 붕괴로 인한 것이다. 적절한 환기설비가 설치된다면, 우라늄 광부의 연간 유효 피폭량은 방사선에 대한 연간 직업상 피폭량의 권고치 이내로 감소될 수 있다. 현대의 채광 방법은 이러한 모든 문제를 해결하고 있다. 우라늄 광부의 라돈에 대한 지나친 피폭은 전세계적으로 더 이상의 문제가 되지 않고 있다. 우라늄 광석 정련으로부터의 잔유물도 일부 우라늄을 포함하게 된다. 잔유물은 정련으로부터 저장 과정까지 방출된다. 잔유물 더미는 방사성 라돈 기체의 선원으로 작용하며, 대부분의 토양에서 나오는 정상적인 라돈 방출량을 약간 증가시킬 뿐이다. 잔유물 더미로부터의 라돈 방출 총량은 일반적인 토양 내 우라늄의 방사성 붕괴로부터 대가로 방출되는 방사선량에 훨씬 못미친다. 정련 잔유물에 대한 구체적인 요건은 잔유물이 제한되고 격리된 상태로 유지됨을 확인하여, 국부적인 방사능 피폭 지역에서 과도한 피폭이 발생하지 않도록 하는 것이다.

기타 전단부 핵연료 주기 활동에 관련된 작업상 피폭이나 국부적인 피폭량은 무시할 만하다.

후 단 부

원자로에서 생성된 사용후 핵연료의 양은 생산된 전력량에 비하면 대단히 적다. 1000 MWe급 경수로에서 연간 약 3 m³의 사용후 핵연료만이 방출될 뿐이다. 방출량이 적기 때문에, 장기간 동안 모든 전력업체에서 방출된 사용후 핵연료를 상대적으로 적절한 공간에 저장하는 것이 가능하다.

수십년 동안은 물로 채워진 풀에 중간 저장하는 기술이 사용되어 왔다. 건식 저장 방법도 시도되어 많은 국가에서 현재 사용되고 있다. 대형 원자력 계획을 추진 중인 대부분의 국가에서는 사용후 핵연료의 재처리 방법을 선택하기로 결정하고 있다. 상업적인 재처리공장은 여러 국가에서 가동 중에 있다. 예를 들면 영국의 Sellafield와 프랑스의 Cap de la Hague, Marcoule 등이다. 이들 공장의 처리 능력은 현재 원전으로부터 생성되는 사용후 핵연료의 5% 정도이다.

몇 가지 방사성 핵종이 재처리 과정에서 대기로 방출된다. 이들은 기본적으로

3중수소, 탄소-14, 크립톤-85 그리고 옥소-129 이다. 국제연합의 UNSCEAR 위원회는 현재 생성되는 모든 사용후 핵연료가 재처리될 경우 이들 핵종으로부터의 피폭량을 평가한 바 있다. 위에서 언급한 핵종들은 충분히 반감기가 길고 환경에 확산되기 때문에 광범위한 분포를 갖게된다. 전세계적인 피폭량은 자연 방사능 준위와 비교할 때 매우 작다.

폐기물 저장

사용후 핵연료의 재처리 후 남게되는 방사성 핵종은 고준위 폐기물로 농축되어 장기간 보존되는 유리나 용기 내에 포장되게 된다. 이것들은 영구 처분장에 위치하게 된다.

사용후 핵연료가 재처리되지 않는 국가에서는 사용후 핵연료는 장기 보존용 유리나 장기 보존용 용기에 담아져서, 재처리된 폐기물과 같은 방법으로 저장된다. 최종 저장 방법의 선택과는 관계없이 이들 폐기물은 생태환경과는 기본적으로 영원히 격리 유지될 수 있는 처분 장소에 매몰된다.

국가적인 폐기물 관리 계획을 갖고 있는 모든 국가들은 폐기물 처리장으로부터 유발되는 방사능 피폭량이 자연방사선 준위에 비해 적은 양이 되도록 유지한다는 공동 인식 하에 일을 처리하고 있다. ICRP는 현재 처리장 계획에 대한 권고사항으로, 처리장 사고 조건에서 개인에 대한 최대 연간 유효 피폭량이 정상적인 자연 방사선 피폭량 이하로 유지되도록 하는 계통을 제안하고 있다.

스웨덴, 스위스, 영국 등 몇 나라는 ICRP에서 권고된 기준의 10분의 1 이하의 기준을 채택하고 있다.

많은 국가에서 수행된 광범위한 연구 조사의 결과 두가지 폐기물 처리 방안, 즉 사용후 연료의 직접 처분 또는 재처리후 변형된 폐기물 처분, 모두가 기술적으로 가능하다는 것에 대한 높은 신뢰도를 제시한 바 있다. 여기에는 안전 목표가 성취될 수 있음을 예측하는 예측 모델과 실험이 사용되고 있다. 처분장의 지질학적 장기 거동에 대한 지식을 더욱 증진하여 적절한 부지 선정을 촉진키 위해 연구가 계속되고 있다.

인간에 대한 영향

핵연료 주기의 전단부 및 후단부 활동이 인간에 미치는 악영향은 부록 B에 제시되어 있는 원전의 전력 생산 영향 평가에 포함되어 분석되어 있다. 이것들은 원자력의 총 방사선 영향 중에서 극히 일부를 차지할 뿐이며, 그 자체로도 우주선, 라돈, 지구로부터의 직접 방사선 등에 의해 인간이 정상적으로 노출되는 방사선 양에 비해 매우 작다.

5. 현재의 원자력 안전성 상태에 대한 INSAG의 결론

원자력의 잠재적 위험에 대한 일반의 관심은 원전의 사고 영향에 관한 것과 발전소 및 기타 핵연료 주기에 관련된 저준위 방사선 영향에 관한 것이다. 이는 가능한 사고에 대한 것과 일상으로 진행되는 과정에 대한 관심이 혼합된 것이다.

저준위 자연방사선

저준위 방사선의 일상적인 영향은 취급하기 쉽다. 지구 및 지구 상의 모든 인간과 동물은 원자력과 관련된 것과 동일한 저준위 방사선의 바다(Sea of Radiation)에 잠겨있는 셈이다. 이것은 언제나 그랬던 사실이다. 우리의 조상도 똑같은 방사선 바다에 노출되어 있었고, 최초의 인간은 물론 인간 출현 이전에도 그러했다.

우리가 잠겨있는 방사선 장은 원자력에 의한 것과 같다. 왜냐하면 양자의 생성 과정이 같기 때문이다. 핵방사선은 인간에 의해 창조된 것이 아니다. 이는 자연의 본성일 뿐이다. 최초의 전력 생산 발전소가 탄화수소를 연소시키는 정상적인 자연과정을 활용했던 것과 마찬가지로, 원자력을 개발하는데 있어서도 인간은 자연과정을 활용했을 뿐이다.

방사선 바다에 의해 인간이 받는 영향은 그것이 유익한 것이든, 해로운 것이든 간에 한 번도 조사된 바가 없다. 매우 차이가 심한 방사선량을 받는 일단의 인간 간에도 유익하든, 해롭든, 그 영향의 차이가 측정된 바가 없다(예를 들면 고산지대에 사는 대부분의 사람들은 해수면 부근에 사는 사람들에 비해 2배 이상의 방사선을 받고 있다). 고준위 방사선은 일반적으로 암의 발생율을 증가 시키며, 일반적으로 매우 높은 변형율을 증가시킨다는 것은 잘 알려져 있다. 자연 방사선 발생량만으로도 그러한 결과를 초래하는지의 여부를 추적하기란 불가능하다. 방사선 방호 전문가들은 방사선 영향이 실재한다고 하더라도, 수많은 자연적인 원인에 대한 유사영향으로부터 원전로 인한 방사선 영향을 구분 해 낼 수는 없다는 점을 지적하고 있다. 암 및 변형에 대한 방사성 영향이 상대적으로 매우 적기 때

문에 다른 자연적 근원을 갖는 수많은 사건에 가려지는 것이 사실이다.

원자력에 의한 영향

현대적 원자력발전소 부근에 사는 어떤 개인이 연간 추가로 받는 방사선량은 그가 살고 있는 자연 방사선 바다로부터 매일 정기적으로 받는 방사선량에도 못 미친다. 1년 동안 그는 높은 우주선 준위에 노출되는 단 한 번의 비행기 탑승으로부터 받는 추가 방사선량에도 미달하는 정도의 추가 방사선만을 받게될 뿐이다.

모든 면에서 평가할 때, 현대적 안전기준에 따라 수행되는 원자력 활동으로부터 매일 사람들이 받게되는 방사선량은 자연적인 요인에 의한 것보다 매우 작다. 그 양은 사람들이 일상적으로 무감각하게 결정하는 행위, 즉 살고있는 주택의 종류, 도시의 위치, 단골로 다니는 치과외사가 있는 건물의 종류 등의 일상 행위의 결과에 의한 방사선량의 변화와 비교해도 매우 작다.

따라서 원자력으로부터 추가되는 방사선 영향도 매우 작다. 방사선이 주는 영향을 인정한다 해도, 원자력에 의해 추가되는 방사선 영향은 우리 주변의 자연 방사선에 의한 영향의 수백만분의 일 정도일 것이다.

사고에 의한 영향

3 장의 결론을 요약하자. 안전 목표는 국가의 규제당국에 의해 확립되었으며, INSAG 또한 목표를 제시한 바 있다. 이 목표를 만족시키는 원전은 주변 주민들에 심각한 위험도의 근원이 될 수 없도록 이 목표들은 설정되어 있다. 원자력 산업이 이러한 수준의 안전성을 충족시켜 왔다는 것은 경험적으로도 증명되고 있다. 정상적인 목표치를 충족시키기 위해 안전성이 증진될 필요가 있는 일부 발전소가 있기는 하지만, 전체적으로 볼 때 개별적인 발전소의 안전성 분석 결과는 이러한 사실을 입증하고 있다.

6. 미래 발전소에 요구되는 특성

거의 모든 현존 발전소는 30 여년 전에 개발된 개념으로부터 진보되어 왔다. 안전성에 대한 인식이 증대됨에 따라 새로운 안전특성들이 설계에 추가되어 왔으며, 그렇지 않았을 경우, 발전소들은 출력수준을 제외하고는 실제적인 변화가 없었을 것이다. 현재 원자력 발전 산업의 성장 둔화는 일부 국가에서 새로운 발전소 설계를 보다 합리적인 선에서 구성해 낼 수 있는 기회를 제공했다. 일부에 대해서는 단순화가 시도되었고 기기 및 계통은 보다 자연스런 방법으로 조화되었다. 새로운 발전소의 특성 및 배치는 다음에서 논의되는 관점에서 보다 사용자에게 친숙해 질 수 있도록 구성될 것이다.

미래의 원전에 대해 INSAG이 권고한 안전 수준을 보증하기 위해 필요하다면 설계는 변경될 수 있다. INSAG은 안전 수준이 다른 전력 생산 방법에 비해 10 배 이상 증진되어야 하며, 현대의 기술적 세계에서 전례가 없던 수준까지 증진되어야 한다고 지적하고 있다. 원자력에 대한 안전 수준을 이런 수준까지 도달시켜야 한다는 것이 공중의 욕망인 것으로 판단되며, 이런 이유로 INSAG이 그러한 안전 수준을 권고하는 것이다. 따라서 더욱 높은 안전 목표를 향한 어떠한 조치도 원자력 에너지의 안전 수준에 비해 이미 매우 빈약한 다른 분야에서의 안전수준 증진 노력과 연관되어 정당화되어야 할 것이다.

다음 사항들은 새로운 발전소 설계에 포함되어야 할 몇 가지 사항에 대한 INSAG의 견해이다.

심층방어는 계속해서 원전 안전성을 보증하는 기본적인 수단이어야 한다.

심층방어는 몇 종류의 사고에 대비한 예외적인 방호 능력을 제공하는 설계 특성들과 결합될 수 있으나, 이러한 설계 특성들로 인해 심층방어 개념이 대체될 수는 없다. 심층방어는 핵분열 생성물의 방출에 대한 다중의 방어벽과 이들 방어벽을 보호하는 설계 특성으로서 구성되어야 한다. 또한 한 방어벽의 결함이 다른

방어벽의 결함을 초래하는 사고에 대해서도 개선된 방호 능력이 설계에 포함되어야 한다.

3대 기본적인 안전 원칙은 냉각능력 유지, 출력준위 제어, 그리고 방사성 물질 격리이어야 한다.

이런 방호 능력은 발전소의 설계 시방서에 기술되어 있는 방법에 의한 심층방어. 그리고 상세히 문서화되고 운전요원들에게 조심스럽게 교육된 제대로 계획되어 제대로 규정화된 운전방식에 의해 확증되어야 한다.

INSAG-3인 "원전에 대한 기본 안전원칙"은 유효하며 강제규정이어야 한다.

기존 발전소에 사용되던 것에 비해서는 보다 자연스럽게 일관성 있는 방법으로 안전원칙을 실현할 수 있는 설계가 추진되어야 하나, 원칙 자체가 변경되어서는 안된다. 가장 큰 관심 사항은 설계에 관련된 원칙들이지만, '안전'의 개념이 '설계'라는 개념보다 더욱 광범위한 분야에 적용된다는 것은 기억되어야 한다. 설계 단계에서 부터 INSAG-3의 모든 원칙들이 지켜지는 것을 확신할 수 있도록 주의를 기울여야 할 필요가 있다.

설계는 복잡성을 피해야 한다.

설계 엔지니어들은 그들이 단순한 배치를 추구한다는 사실을 분명히 깨달아야 하며, 불필요한 기기나 계통을 제거하는데 노력을 기울여야 한다. 이는 기기나 계통의 수가 최소화 되어야 한다는 뜻은 아니다. 왜냐하면 기기나 계통을 제거하기 위한 지나친 열정은 안전에 해로울 수 있기 때문이며, 각 기기 및 계통의 존재에는 충분한 이유가 있을 수 있기 때문이다.

추후의 정상 운전 절차, 비상 운전 절차, 검사, 시험 및 보수에 대한 절차서 작

성시의 단순성을 유지하기 위한 방법으로 선택이 추구되어야 한다. 무엇보다도 성취되어야 하는 것은 정상 및 비정상시 발전소 상태 및 운전을 이해하는데 도움이 되는 것은 단순성이라는 것이다.

발전소는 사용자에게 친숙하게 설계되어야 한다.

사용자와의 친숙성은 전자계산기와 관련되어 일상적으로 사용되는 용어이다. 그러나 이 말은 원전에 관련된 분야에서는 "인간 요소"라는 용어 하에서 논의되는 개념을 나타낸다. 사용자와 친숙하게 설계되어야 한다는 것은 발전소의 거동이 쉽게 이해되어 인간 실수를 방지할 수 있어야 한다는 뜻이다. 기기는 분명한 위치에 분명히 확인될 수 있도록 설치되어 기기 확인에 실수가 발생치 않도록 하여야 한다. 거리 간격이 큰 분리된 위치에서 동시 운전이 요구되어서는 안된다. 제어실 및 관련 인공지능 계통은 제어실 요원이 발전소 상태에 대해 명확하고 완전하게 이해할 수 있도록 정보를 전달하고 처리하여야 하며, 또한 발전소에 대한 고장 모드 및 영향 분석(FMEA)에 따라 설계되어야 한다.

안전성이 운전원 조치에 의존되게 설계되어서는 안된다.

비정상 상태에 대한 긴급 반응은 모두 자동적이어야 한다. 인공지능 계통은 제어실 요원에게 현재 취해지고 있는 조치와 그 이유에 대한 정보를 분명히 전해줄 수 있어야 한다. 자동 반응은 합리적으로 미리 결정한 최소 시간 동안 계속되어야 하며, 만일에 자동 조치의 보완이나 수정이 필요하다는 것이 분명한 것으로 진단될 경우, 자동 조치를 무효화 할 수 있는 기회가 운전원에게 주어져야 한다.

피동적 안전 특성이 고려되어야 한다.

피동적 안전 특성은 원자로 정지를 보장할 수 있는 공학적 안전 특성. 지속적인 냉각, 핵분열 생성물의 제한 등에 관한 것이다. 다음에 열거된 항목의 우선

순위에 따라 피동성이 강조되어야 한다.

1. 외부 신호나 전원에 대한 독립성: 유체의 움직임이 불필요: 동작 부분 불필요
(예: 열전도나 열복사, 촉매 현상에 의한 수소 연소기 등에 의한 열전달).
2. 1번과 동일하나 전원 공급이 불필요한 유체 유동 허용
(예: 밸브가 필요 없는 자연대류)
3. 외부 신호나 전원에 대한 독립성, 그러나 유체 유동과 기계적 밸브 허용
(예: 체크밸브, 축압기, 스프링에 의해 정상시 폐쇄되는 압력 릴리프 밸브, 파열 판 등)

핵분열 생성물의 제한에 사용되는 계통은 중대사고 해석시 겪게되는 가장 혹심한 압력, 온도를 견딜 수 있어야 한다.

중대사고에 대한 실제 거동 분석 방법이 사용되어야 하며, 만일의 사고 발생시 방사성 물질 방출 제한 계통이 견줄 수 있는 온도, 압력의 한계치에 대하여 충분한 여유도를 고려한 제한 능력이 입증되어야 한다.

위험도에 크게 기여하는 사고는 배제되도록 설계되거나 사고 확률 및 사고 결말이 감소되어야 한다.

이러한 사고는 더 이상 위험도에 중요한 기여 인자가 안 되도록 사고 영향이 감소되어야 한다는 뜻이다. 일반적으로 이러한 범주에 속하는 중대사고의 형태는 방사성 물질 방출 제한 기능의 조기 손상으로 연결되는 사고이다.

설계 특성은 PSA 결과에 대한 불확실성 범위를 감소시킬 수 있어야 한다.

PSA 결과에 대한 불확실성의 대부분은 사고를 유발하거나 사고 진행을 수행시키는 인간의 행위를 예측하는 어려움에서 기인한다. 따라서 위에 언급된 일부 권

고사항의 시행을 통해 운전원의 역할을 감소시킬 수 있다. 불확실성에 대한 또 다른 기여 인자는 해석 대상인 몇 종류의 중대사고시 제한 기능의 조기 실패에 대한 확률 계산에서 기인한다. 따라서 이들 사고 중 일부에 대한 발생 가능성 제거 및 다른 사항을 수용하기 위해서는 방사성 물질 방출 제한 계통의 설계기준을 변경시킴으로써 불확실성을 감소시킬 수 있다. 또한 이러한 변경은 계산된 위험도 자체를 대폭 감소시킬 수 있다.

발전소는 태업이나 재래식 무기 공격으로부터 적절히 보호될 수 있도록 설계되어야 한다.

발전소 보호를 위해 강력한 보안 수단이나 대규모의 보안력에 의존하는 것이 필요해서는 안된다. 원전을 폭력 행위로부터 보호하기 위해 오랫동안 여러가지 수단이 제안된 바 있다. 그 중 하나가 참호화된 냉각계통으로, 실체화된 방호수준을 확신하기 위해서는 오랜 시간이 소요될 것이다.

위에서 권고된 피동적 안전 특성도 도움이 될 것이다. 많은 정상적인 설계 선택 사항들이 이미 방호를 강화하는데 기여하고 있다. 즉, 고방사능 구역의 차폐, 냉각재 계통 기기에 대한 강력한 콘크리트 볼트, 견고한 격납건물, 안전에 중요한 기기의 다중성 등이다. 폭력적인 공격에 대한 발전소의 취약성을 검토하는 것도 설계 과정의 일부가 되어야 한다.

7. 기존 형태 발전소의 진보적 개량

국제원자력기구는 최근에 경수 냉각 및 중수 냉각 원전의 개량 설계에 대한 정보를 편집한 바 있다. 그 내용은 기존 발전소 중 진보적 개량이 추구되는 유일한 것들로서 현재보다 안전성 수준이 향상된 상태로 미래의 원자력 생산을 향하고 있다.

INSAG은 이들 발전소의 장점이나 INSAG의 안전 목표 달성 범위를 판단키 위해 발전소 설계나 개념에 대한 검토가 필요한 것으로 판단하고 있으나, 아직까지는 검토를 착수하지 않았다. 이러한 사항들은 상세 설계 내용이 수록된 건설 신청이 다했을 경우 규제 당국에 의해 깊이있게 수행될 경제성 조사나 안전성 검토 시 취급될 사항이다. 그러나 INSAG은 이들 발전소 설계 경향이나 내재된 의미에 대해 몇 가지 일반적인 결론을 도출하였다. 현재 경수형 및 중수형 원전의 진보적 개념은 현재 건설 중이거나 최근에 건설이 완료된 발전소로부터 직접 유도된 몇 가지 설계를 포함하고 있다. 이는 또한 추후 유용하게 될 수 있는 발전소에 대한 보다 모험적인 개념을 수용하고 있으며, 보통 최근 건설된 것 보다는 규모가 작다.

가까운 미래의 발전소

근래에 건설이 착수될 수 있도록 상세 설계가 끝났거나 거의 완료된 원전들은 현재 건설 중이거나 최근 건설이 완료된 발전소와 매우 흡사하다. 그들은 고출력 계통 설계를 향한 최근까지의 경향을 따르고 있으며, 참고 모델보다도 출력 수준이 더욱 증가되어 있기도 하다. 확인된 설계 개념에 대한 최대 출력 수준은 1800MWe로 소련에 의해 고려되고 있는 VVER-1800 개념이다. 제안된 다른 설계는 이에 비해 실제로 출력이 매우 낮다. 프랑스의 최초 1400MWe급 N4모델은 1300MWe급 P4 계열에서 진보된 것으로 1991년 중 상업운전에 돌입할 예정이다.

경수로 설계 개선 내용 중에서 단조된 링의 용접을 통해 압력용기를 생산하는 방법에 대해서는 공범위한 이해의 경향이 형성되어 있다. 이러한 가공 방식은 피

형 용접보다 높은 용력을 받게 되는 축방향 용접의 필요성을 배제한다. 용기 및 내부 구조물 또한 용기벽에 가해지는 고속 중성자 속을 감소시킬 수 있도록 설계된다. 이러한 설계 변경은 보다 강력하고 수명이 긴 용기를 향한 방향이다.

모든 경수 및 중수형 원자로 설계는 인간 요소에 영향을 미치는 많은 분야에 대한 설계 변경을 포함하고 있으며, 이는 전술한 의미에 따른 사용자 친숙도를 증진시키기 위함이다. 이러한 설계 변경은 특별히 제어실에 대해 개선된 전자공학을 활용하는 것으로 발표되고 있다. 마이크로 프로세서와 시청각 전시 단위(Video display unit: VDU's)의 광범위한 활용이 이에 포함되어 있다. 정도는 다르지만, 이들 설계에는 운전요원들의 발전소 상태 감시와 비정상 운전 조건의 조기 탐지 기능을 돕기 위한 인공지능 방법을 수용하고 있다. 일부 발전소에서는 진단 능력을 제공하는 소프트웨어나 발전소 상태에 대응하는 부분적인 지침을 포함하는 새로운 계통이 포함되어 있다. 일부 설계는 자동 대응의 수준을 크게 강화하고 있으며, 자동 계통에 의해 취해진 각 단계에 대한 정보를 운전원에게 제공한다.

경수형 원자로에 있어서는 가연성 중성자 독물질 사용이 크게 증가하고 있는데, 이는 연소가 진행됨에 따른 반응도 스윙 현상을 감소시키기 위한 것이다. 일부의 PWR 설계에서는 핵연료 주기 중의 감소제 대 핵연료 비율을 변경시키는 제어 방법의 활용을 통해 중성자속 변화(Spectral Shift)의 장점을 이용하기 시작하고 있다. 이러한 방법은 붕소 용해 계통에 대한 수요를 감소시키고 있다. 미국과 일본에서의 미래의 비등형 경수로로는 내부 순환 펌프를 사용하는데 있어서 분명히 추후의 스팀엔식 비등형 경수로의 설계 개선 내용을 따르게 될 것이다. 이러한 설계 변경은 외부 재순환 관의 파열로 인한 대형 LOCA 가능성에 대한 설계 고려의 필요성을 제거하게 될 것이다. 일부 가압 경수로로는 비상노심냉각계통의 일부로서 피동형 저압 주입계통을 갖게 될 것이다. 영국의 Sizewell 설계는 격납용기 외부로 연결관이 설치되어 화재 진압 펌프를 이용하여 격납용기 내부의 안전 특성 계통에 오랫동안 물을 공급할 수 있는 능력을 갖게 될 것이다.

과압으로 인한 격납용기 손상으로 격납용기의 주요 기능이 상실되는 것을 방지하기 위해 다양한 설계의 여과배기계통을 원전에 설치하는 것이 점차 여러 나라

로 확대되어 가고 있다.

요약하면, 근래의 경수 및 중수로 감속되고 냉각되는 원전들은 선행 설계에 관련되어 제기된 특정 문제점들에 대비하기 위한 특성들을 갖게 될 것이다. INSAG은 이러한 특성들이 안전성 개선에 기여한다고 믿는다. 특히 인간 요소의 개선은 특별히 유의할 것이다.

미래의 저출력 설계

많은 나라에서 근래의 일반 발전소에 비해 실질적으로 적은 에너지를 생산하는 경수 및 중수형 원전을 목표로 하는 개념 설계가 추구하고 있다. 거의 모든 경우 에너지 생산율은 600~800 MWe로 감소되어 있다. 또한 많은 경우에 있어서 이들 발전소는 개선된 안전 특성을 포함한다. 이들 설계는 모두 개념 설계 단계를 벗어나지 못하고 있으나, 이중 상당수는 적극적으로 개발되고 있으며, 1995년 경에는 건설이 가능할 것으로 예상된다. 이들 설계의 대부분에 해당되는 하나의 공통적인 특징은 발전소의 사용자 친숙도를 증가시키기 위한 인공지능의 활용 확대이다. 제어실은 발전소 제어, 공정 및 핵물리 변수의 감시, 비정상 조건 발생시 경고 발생, 그리고 안전회로에 대한 마이크로 프로세서의 사용을 중심으로 설계된다. 시청각용 전시단위(VDU's)가 발전소 상태, 발전소 도해 전시, 경고 상태, 그리고 비정상 상황을 보여주기 위해서 과거에 흔히 사용되던 지시계식 판독장치 대신 사용될 것이다. 일부 인공지능 계통은 진단 능력을 제공하는 소프트웨어를 포함할 것이다. 일부 발전소 설계에서는 비상절차서를 포함한 운전절차서가 비데오 표시판에 표시될 수 있도록 설계되며, 또한 운전 조건이 그것들을 필요로 할 경우 자동적으로 표시된다. 일부 계통들에서는 안전 계통 강화 경향이 잘 반영되어 있다.

일부 경수로 개념에는 완전히 피동적인 운전 정지 및 냉각 계통이 포함될 것이다. 이러한 개념은 외부 전원의 필요성을 제거함으로써, 전원 상실사고 시나리오를 설계에서 고려할 필요조차 없게 만들 것이다. 또한 이러한 설계에서는 능동 안전계통의 고장으로 인한 사고 전개도 고려할 필요가 없게 된다. 또한 보조급

수, 기기냉각수, 비상 디젤계통들은 내진 설계의 필요성이 없게 되는데, 이는 이들 계통 모두는 지속적인 냉각에 요구되지 않기 때문이다. 이들 소형 발전소의 일부는 운전 정지 후 최소한 3일 동안은 지속적인 냉각을 확인하기 위해 아무런 주의도 필요치 않게 설계된다.

INSAG은 아직 이들 설계 개념에 대한 깊이 있는 검토를 수행하지 않았다. 사실 설계 목표가 충족되는지 여부를 결정하기 위한 근거로써 완전한 상세 설계가 없는한, 진정한 안전성 검토가 불가능하기 때문이다. 그러나 이렇게 강화된 안전 특성을 지닌 개념 설계를 개발하는데 상당한 재능이 발휘되었음은 인식할 수 있다. 대부분의 설계 개념이 실현 가능할 것으로 판단되며, 그리고 미래에 이러한 개념을 발전소에 수용하는 설계에 성공한다면 성취되는 안전 수준은 크게 향상될 것이다.

결론

기존의 상용 형태로부터 진보되는 원전 설계는 INSAG이 미래 발전소에 수용되는 것이 바람직하다고 확인했던 많은 안전 특성들을 포함하는 방향으로 추진되고 있다. 이러한 경향은 건설 중에 있는 발전소에서 시작되어, 건설 준비가 되었다고 판단되는 설계에서 강화되고 있으며, 아직 개념 설계 단계에 있는 설계에서 가장 개선되고 있다. INSAG은 아직까지는 안전 목표가 얼마나 제대로 충족될 수 있는지를 결정하기 위한 설계 검토를 수행치 않았으나, 최소한 이러한 형태의 발전소들은 INSAG 목표를 충족시킬 능력이 있다고 결론을 짓는다.

8. 고유 안전성

알 장의 검토는 INSAG으로 하여금 진보되는 원전 설계가 특별한 수준의 안전성을 충족시킬 가능성이 있다고 결론짓게 하였다. 미래의 원전에 대해 유별난 개념을 고려하고 있는 일부 설계그룹은 완전한 안전성으로 불리는 무엇을 달성키 위한 욕망에서 동기를 부여받았다. INSAG은 사고가 일어날 수 없다는 관점으로 주장하는 완전한 안전성이란 있을 수 없다고 믿는다. 모든 대규모 기술에 있어서 안전성이란 언제나 기계 성능과 인간 행위에 의존한다는 기본적인 이유로 때문에 그러하다.

우리는 다음에서 특별히 안전한 것으로 제안된 개념의 일부에 대하여, 이것들이 아직 개념설계 단계에 있으며 일부 특성은 실제로 적용하고자 할 경우에는 많은 어려움이 있을 수 있다는 것을 인식하면서, 이에 대한 간단한 견해를 제시한다. 이들 개념 중의 일부는 알 장에서 언급한 현실계로부터 진보 개발되는 저출력 원전의 설계 개념과 같다.

용어는 발전소 설계를 제안한 기관에 의해 사용되는대로 하였다. 제안된 특성들은 INSAG에 의해 입증된 바 없으므로, INSAG은 이들 개념이 최종 상세 설계를 통해 성취될 수 있는지를 확증할 필요성을 느끼지 않는다.

AP-600

웨스팅하우스에 의해 600MWe 발전소로 제안된 AP-600은 2-루프의 가압 경수로로서, 강제 순환 원자로냉각재계통으로 구성된다. 밀봉된 모터(Canned Motor)가 달린 원자로 냉각재 펌프는 증기발생기와 밀접하게 연결되어 있어서 루프나 기기의 밀접된 배치를 가능하게 한다. 평균 노심 출력 밀도는 74 kW/l로서 100 kW/l 이상이었던 기존 2-루프 웨스팅하우스 가압 경수로에 비해 매우 적다.

완화된 노심 출력률과 상대적으로 작은 원자로계통 체적으로 인해 교류 전원이 나 보조계통에 의존치 않고 모든 필요한 안전 기능을 수행할 수 있는 근본적인 피동형 안전 특성 설계가 가능하다. 웨스팅하우스에 의해 주장되는 바에 따르면

안전계통은 단순하며, 신뢰도가 높고, 감시 및 시험이 용이하며, 운전원 개입을 필요로 하지 않는다. 이 계통들은 질소 기체나 증력을 이용한 주입 방식, 자연순환, 그리고 열 제거원으로서 물이나 대기와 같은 피동적 열제거원을 활용한다. 안전 등급의 펌프, 송풍기, 디젤 등은 필요하지 않다.

본 설계는 "개방형"이라고 불리우는데, 이는 수십년의 운전 경험을 반영하고 입증된 기술을 활용하기 때문이다. 설계의 개선 방향은 새로운 기술보다는 단순화된 기술이다. 가장 개선된 특성은 광섬유에 의해 연결된 마이크로 프로세서들 기본으로 하는 기술을 활용하는 계측제어 계통이다.

SBWR

SBWR은 600MWe급 자연순환 BWR로서 General Electric사에 의해 연구되고 있다. 자연순환 방식은 동급의 강제순환 BWR에 비해 대규모의 가압기를 필요로 한다. 평균 노심출력 밀도는 약 36 kW/l로 계획되어 있다.

SBWR 설계에 있어 지침이 되는 안전 원칙은 사고 후 3일간은 운전원 조치가 필요로 하지 않는 것이다. SBWR에는 원자로 용기 상부에 압력 억제용 수조 (Supression Pool)가 설치된다. 이 수조 내의 격리 복수기는 원자로가 터빈 복수기로부터 격리되었을 때 유체 제거 없이 노심을 감압시키는데 사용된다. 압력 억제 수조는 또한 저압 비상노심 냉각계통의 냉각수원이 되며, 냉각수 공급은 증력에 의해 이루어진다. 냉각재 상실이나 전원 완전 상실시 격납용기 냉각과 급수 보충은 자연순환 계통으로 성취된다. 72시간 후 운전원은 기존 배관을 통해 냉각수를 계통에 공급하기만 하면 된다.

SIR

SIR은 320MWe급 원자로로서, Combustion Engineering, Rolls Royce, Stone and Webster, 그리고 영국 원자력 규제 당국에 의해 공동 개발되고 있으며, 안전중합 원자로(Safe Integral Reactor)의 약자이다. SIR에서는 노심, 주냉각재 기기, 증기발

생기, 원자로냉각재펌프 등이 한 개의 대형 용기에 포함되어 있기 때문에 증합이라는 용어가 사용된다. 노심은 10 m 정도의 물이 채워진 용기의 바닥에 위치한다. 원자로는 지하의 공동(Cavity)에 위치하게 된다. 격납용기 압력 억제 계통으로서의 압력 억제 수조는 격리된 상태의 원자로에 대한 열제거원으로 사용된다. 노심의 출력밀도가 낮기 때문에(55 kW/l) 상부의 증기발생기를 통한 자연순환으로 붕괴열 제거가 가능하도록 설계된다. 원자로 용기 외부로 연결되는 대형 원자로 계통 배관이 없기 때문에 대형 냉각재 상실 사고는 있을 수 없다. 전원 상실이나 용기 내외부의 기기 결함시에도 능동 부품의 작동은 필요치 않다.

MHTGR

MHTGR(Modular High-Temperature Gas-cooled Reactor)은 General Atomic에 의해 제안되었고, 350MWth, 흑연 감속 원자로 모듈, 헬륨의 강제순환 냉각 방식의 특징을 갖는다. 전형적인 MHTGR 발전소는 한 압력용기 내에 각각 증기발생기를 갖는 4 개의 원자로 모듈과 550MWe급의 터빈 발전기로 구성된다. 원자로 계통은 지하 사일로 내에 위치한다. 설계자들은 발전소가 충분히 안전하므로 원자로 격납용기는 필요치 않다고 주장한다.

주요 안전 특성에는 표면 포장된 입자 핵연료, 저출력밀도, 원형 노심구조, 불활성이며 내부식성 냉각재, 고열용량의 감속재 등이 포함된다. 격납용기의 역할은 핵연료 입자의 표면 포장으로 대체되었는데, 이는 원자로 사고 발생시 핵분열 생성물을 제한, 보유하게 된다. 운전정지 후의 붕괴열은 열전도, 열복사, 그리고 원자로 격실 내의 원자로공동 냉각계통으로의 자연 대류에 의해 피동적으로 제거된다. 이 계통은 자연대류 방식을 통해 외부 열 제거원으로 열을 전달하는 반사체와 공냉판을 사용하는 피동형 계통이다. 이 계통은 전원 완전 상실시에도 모든 붕괴열을 제거하기에 적합하다.

부 반응도계수는 핵연료봉의 건전성이 상실되지 않으면서 제어봉의 인출을 보상하기에 충분하다.

PRISM

PRISM(Power Reactor Inherently Safe Module)은 General Electric에 의해 제안된 나트륨 냉각의 모듈 원자로 개념이다. 표준 PRISM 원전 설계는 각 245MWe인 9개의 동형 원자로 모듈을 사용한다. 각 모듈은 수조 형태로서 액체금속 냉각형 원자로가 각각의 중간 열교환기와 증기발생기 계통에 연결되어 있다. 3대의 증기발생기로부터 나오는 증기는 한대의 터빈 발전기로 이송되어 415MWe의 전력을 구성한다. 각 원자로는 지진학적으로 격리되며, 표준 높이 이하의 사일로 내에 각각 위치한다.

액체 금속 냉각재 자체도 높은 열전도도와 낮은 운전압력으로 인해 많은 중요한 안전상의 장점을 제공한다. 추가적인 주요 안전 특성에는 금속 핵연료의 사용과 자연순환 공기를 이용하여 적납용기로부터 열을 직접 제거하는 원자로 용기 보조냉각재계통에 의한 피동적인 장기 붕괴열 제거 방법의 사용이 포함된다.

PIUS

PIUS 설계는 중력과 열수력만으로 노심 안전성을 달성시키는 방법을 추구하고 있다. 노심을 항상 잠수 형태로 두어 냉각을 충분히 보장함으로써, 노심 과열은 방지된다. 이는 충분한 양의 냉각수를 확보하여 증발에 의한 붕괴열 제거를 계속 가능케 함으로써 성취된다. 냉각수는 운전 압력에서 사용되며, 핵연료 반응의 정지를 보장키 위해 냉각수에는 붕소와 같은 중성자 독물질이 포함되어 있다. 2000MWth(약 600MWe)의 원자로를 일주일 간의 붕괴열 제거에 약 2000 입방미터의 냉각수를 필요로 하는 것으로 밝혀졌다. 이를 환산하면 10 MPa의 원자로 압력용기에 3000 ~ 4000 m³의 체적이 요구되므로, 이는 실제적으로는 Prestressed 콘크리트로만 건설이 가능하다. 노심이 용기 바닥에 위치함으로써 노심이 잠수된 상태로 유지되어야 한다는 요건은 이행된다.

600 MWe 발전소에 대한 모듈 설계가 제안되었다. 각 모듈은 노심과 냉각재 회로로 구성된다. 냉각재 회로는 상승관, 가압기, 증기발생기, 그리고 냉각재 펌프

는 물론 주변의 저온 수조냉각수와와의 두개의 Interface로 구성된다. Interface는 저온의 냉각수 상부에 고온의 냉각수가 정체층을 형성하는 밀도 시전구역으로서 노심 및 상승관 상단의 가벼운 고온 냉각수에서의 동적 압력 강하가, 무거운 수조 냉각수에서의 정적 압력 차이와 정확히 균형을 이루도록 정상운전 중의 순환 유량은 조절된다. 냉각재 펌프에 의해 공급되는 기계적 에너지는 유체 계통을 평형상태의 위치 에너지보다 높은 수준으로 유지하는데 사용된다. 펌프가 트립되면, 고온 냉각수물 상부 밀도시전을 통해 배출되고 하부 밀도시전으로 원자로를 정지시키는 저온 봉산수가 주입됨으로써 평형상태로 복귀한다. 마찬가지로, 비정상적 반응도 상황에서도 계통은 자체 보호 기능을 수행한다. 급격한 반응도 삽입은 제어봉이 없기 때문에 불가능하다.

부록 A

원자력 전기 사용에 의한 CO₂ 감소

고려되는 문제는, 화석연료를 이용한 전력 생산을 이에 상당하는 원자력 생산으로 대체했을 때 유발되는 CO₂ 생산량의 감소는 얼마인가 하는 것이다. 이 문제와 관련하여, 일반적으로 세계 에너지에 대한 전력 분율을 단순히 사용함에 따라 매우 잘못된 판단이 유발되고 있는 것이 사실이다. 그 이유는 어떤 종류이건간에 열 엔진 사용으로 얻어지는 전기 생산과정에는 전기 생산량에 비해 약 3배의 열에너지가 필요하다는 것이다. 즉 열에너지의 약 2/3는 손실된다. 효율을 보다 증진시킬 수 없는 이유는 단지 자연법칙의 결과일 뿐이다. 따라서 화석연료 발전소에서 생성되는 CO₂의 양은 결과적인 전력 생산치가 가리키는 수치의 3배 정도가 된다. 이 의미는 더욱 검토될 수 있다. 태양열을 제외하고 전세계에서 사용되는 에너지의 약 20%는 전기이다. 이 중에서 약 80%, 즉 전세계 총에너지의 16%가 화석연료를 이용한 발전소에서 생산된다. 이들 발전소로부터의 폐열도 화석연료를 태움으로써 생성되므로, 이에 해당하는 CO₂ 생성량은

$$[3 \times 16 / (84 + 3 \times 16)] \times 100 = 36\% .$$

즉 에너지 소비(태양열에 의한 난방 제외)에 의해 대기로 전달되는 CO₂의 36%는 화석연료 발전에서의 전력생산 결과이다. 전력 생산이 대기로의 CO₂ 배출의 주요 원인은 아니나, 매우 중요한 부분임을 알 수 있다.

부록 B

전력 생산에 따른 상대적 보전 위험도

서론

전력 생산은 많은 이득을 제공하는 반면, 일정한 보전 상의 위험 또한 수반한다. 이러한 위험도가 이해되고 비교되기 위해서는 객관적으로 정량화되어야 한다. 어떤 방법을 통한 전력 생산이건 간에 이에 관련된 위험도는 생산 수단에 관련된 주기의 많은 부분에서 기인한다. 그것들은 특징이 다양하며, 각기 다른 단계에서 다른 사람들과 관계된다. 그러므로 위험도의 양상을 구분함으로써 유사 범주만이 비교될 수 있도록 하는 것이 필요하다.

비교될 수 있는 전기에너지 계통은 (1) 화석연료 연소 주기, (2) 재생 가능한 에너지 계통, (3) 핵연료 주기를 포함한다.

에너지 주기

각 전기 생산 수단은 필연적으로 하부 구조로서의 보조활동을 필요로 한다. 모든 소비형 연료는 각각 지구로부터 추출되어야 하며, 사용장으로 수송되어야 한다. 또한 모든 생산 수단은 채광, 제련, 수송에 사용되는 장비 제조에 의존하며, 또한 전력 생산용 계통의 제조 및 건설에 의존한다. 생산 활동과 보조계통 전체를 에너지 주기로 부른다.

에너지 선택에 따른 주요 보전 위험도는 에너지 주기 중의 매우 상이한 부분에서 발생할 수 있다. 따라서 위험도를 비교하기 위해서는 전체 주기를 고려할 필요가 있다. 에너지 생산과정 자체는 물론 에너지 주기의 중요한 단계이지만, 에너지 주기는 전력 생산과 보조주기 상에서 파생된 모든 폐기물의 처리, 처분에서 종료된다. 특정 에너지의 선택에 대한 보전 위험도는 주기의 각 단계에 대한 모든 위험도의 합이다. 예를 들어 실제적인 전력 생산 한 단계에 대한 위험도 비교

는 주요한 위험도가 다른 부분에 존재할 경우에는 매우 잘못된 면모를 나타낼 수 있다.

보건위험도

보건 위험도는 일반적으로 급성과 지연 영향의 범주로 구분된다. 급성 영향은 심각한 신체적인 상해와 사망으로 구성된다. 지연 영향은 피폭 또는 피폭을 유발하는 사고 시점으로부터 일정 기간이 경과하기 전까지는 자각 증상이 없는 경우이다. 피폭은 단일 사고의 결과일 수도 있고, 직접적인 것일 수도 있다. 광부가 채광 본진에 피폭된다든가 발전소로부터의 방출물에 의해 공중이 피폭되는 것과 같이 유독 물질이나 방사선에 대한 만성 피폭일 경우, 치명적일 수 있는 질병에 걸리게 되는 직접적인 위험도가 있다. 그러한 보건 영향 중에는 암에 대한 위험도가 중요한 부분이다.

따라서 에너지 생산이 인간의 보건에 미치는 위험도에 대한 논의는 사고에 의한 급성 영향과 질병과 같은 지연 영향으로 구분되어야 한다. 연소과정에서의 배출 기체를 호흡함으로써 발생되는 호흡기 질병에 의한 일반 대중의 치명상이나 발암물질의 배출 결과로 인한 암에 의한 사망은 모두 다른 범주에서 (장기적인 영향에 의한 공중의 사망) 종합되어야 한다.

작업조건

이제까지 논의된 사건들은 에너지 주기의 부분을 이루는 정규적인 작업 수행에 대해서만 언급하였다. 경험적으로 알 수 있듯이, 에너지 주기에 따른 정상적인 작업에 부수될 것으로 예상되는 모든 결함, 사고, 질병이 포함된다. 그러나, 여기에는 발생 가능성이 매우 희박한 중대사고의 가능성은 포함하지 않고 있다. 이런 종류의 중대사고의 예는 재앙과 같은 채광사고, 폭발 또는 화재, 수력발전용 댐의 붕괴, 그리고 원자로 중대사고 등이다.

이들 사고는 특별한 중요도를 갖는 사건으로 일반적으로 이해되고 있다. 오랜

등안의 경험에 의하면, 정상적인 운전과 관련된 사고에 의한 사망 희생자가 특별히 희귀한 사고에 의한 사망 희생자보다 매우 많다는 것이 사실이지만, 일반적으로 중대사고는 정상시 사고보다도 많은 우려를 불러 일으키고 있다는 것도 사실이다.

위험도에 대한 인식 및 평가

종류가 다른 여러 유해한 상황은 여러가지 주관적으로 경험한 상황에 따라 다른 방식으로 이해될 수 있다. 한 상황에 대한 이러한 주관적인 인식은 개인적으로는 많은 차이를 유발한다.

이와는 반대로, 그러한 상황에 따른 결과는 완전히 진실되고 명확하다. 건강에 대한 위협의 결과는 상해, 질병 또는 사고에 의한 사망일 수 있다. 가능성이 이런 방식으로 간단히 정리될 수 있다면 중요도의 순서는 분명하다. 그러나 개인 및 사회는 종종 이러한 순위에 관계없이 행동하게 된다. 위험도에 대한 주관적인 반응의 결과로, 위험에 닥쳤을 때의 행동이 애매하거나 비생산적일 수도 있는 상황이 종종 발생하곤 한다. 수많은 경우에 이러한 혼돈된 감정 때문에 사회는 적거나 사소한 위험도를 방지하기 위해 값비싼 안전조치를 취하면서도, 위험스럽게 보이지 않는다는 이유로 훨씬 중대한 위험도가 무시되곤 한다.

반면에 객관적인 위험도는 위험이 일어나는 확률과 위험의 크기에 대한 척도이다. 여기에서 우리는 에너지 생산에 대한 객관적인 위험도만을 다루고자 한다. 주관적인 위험도 결정은 정치적이며, 기술적인 결정사항이 아니다.

위험도 평가

문헌에서 얻을 수 있는 비교 위험도에 대한 평가 결과는 상이한 자료와 가정으로 인해 많은 차이를 보여주고 있다. 더군다나 이러한 조사 결과는 전기에너지 생산 공급에 관련된 복합적인 보건 위험도에 대한 불완전한 견해만을 제공할 뿐이다. 예를 들면, 현재까지 수행된 어떤 조사도 질소 산화물, 추적 금속이나 탄화

수소 등의 단기 보건 영향에 대한 정량적인 처리나, 이들의 작용물이나 CO₂배출에 의한 장기 보건 결과 분석을 포함하고 있지 않다.

유독 물질의 배출로부터 유발되는 위험도를 결정하기 위해서는, 대기 확산, 인구 분포, 피폭 영향 관계와 같은 주제에 대한 통계적 정보를 추론할 수 있는 해당 과정에 대한 계산 모델이 확립되어야 한다. 이러한 통계학은 원전에 비해 화석연료 발전소에 훨씬 덜 알려져 있다. 특히 화석연료 발전소의 정상운전과 사고시의 보건 영향 평가에 필요한 피폭-위험도 관계의 정량적인 평가에 대해서는 거의 알려진 바가 없다.

확률론적 위험도 분석은 원전에서의 사고 가능성이나 영향을 평가하는데 사용된다. 여기에서는 발전소의 각 기기 계통의 모든 결함이나 결함의 조합 확률이 종합, 분석되어 결함 전개과정이나 결과에 대한 종합적인 확률을 제공한다. 이렇게 계산된 종합 확률은 이에 해당되는 위험도를 평가하는데 활용된다. 화석연료 발전소에 비해 원자력 에너지에 대해서는 이러한 분석 방법이 보다 유용한데 그 이유는 자료가 훨씬 더 잘 알려져 있기 때문이다.

정상작업의 결과

A. F. Fritzsche의 분석을 근거로 여러 에너지 계통에 대한 치명상의 위험도를 평가하였다. 즉, 위험도의 함수로서 급성 치명상 및 만성 치명상의 크기를 평가한 것이다.

급성 작업상 위험도

에너지 생산과정에 관련된 개인이 사고에 의해 받는 급성 사망 위험도는 다음과 같다. 화석연료 계통 그룹에 대한 위험도는 Gigawatt-Year 당 1명 사망 수준이다. (Gigawatt-Year, GWy : 이 단위는 1년 내내 1,000MWe의 전력을 생산하는 발전소의 운전을 뜻한다.) 만일 석탄이 구식 채광 방식으로 생산되는 좋지 못한 작업 환경에서 채광된다면, 위험도는 최소 10배 이상 증가할 것이다.

재생에너지 계통의 경우에 대한 위험도는 놀랍게도, 역시 GWy당 1명 사망의 수준이다. 이는 이들 계통에 관련된 재료에 관한 대규모의 요건 때문이다. 태양열 및 풍력 에너지의 경우, 개선을 통해 재료에 관한 요건이 축소될 경우 아마도 4분의 1 정도로 감소될 수 있을 것이다. 경수로에 대해 계산된 위험도 값과 같은 수준을 유지하기 위해 요구되는 10분의 1 수준으로의 감소는 비현실적인 것으로 판단된다. 수력 에너지 생산은 급성적인 작업상 재해에서 비교적 위험도가 높은 것으로 나타났다.

원자력 계통은 이 범주 중 가장 낮은 위험도를 나타내고 있는데, 이는 핵연료 요건 및 건설 자재 소요가 적기 때문이다. LWR을 이용한 전력 생산으로부터의 위험도는 GWy당 1명 이하이며, 개량형 원자로계통(HTGR과 FBR)은 더욱 낮은 위험도를 나타낼 것이다. 핵융합 에너지에 대한 평가는 현 단계에서는 크게 의미 있는 것은 아니다.

만성 작업상 위험도

작업요원들에 대한 만성적인 사망 위험도는 다음과 같다. 이들 치명상은 석탄 및 우라늄 광석 채광에서 기인한다. 다른 에너지 계통들은 여러 종류의 설비에 대한 기초 소재 생산과정에서 작업상 위험도가 있기는 하지만 일반적으로 매우 적기 때문에 거의 평가되지 않는다. 소재 중심적인 재생성 에너지 계통에 대한 위험도는 화석연료 및 원자력 계통에 비해 높은 경향을 나타낼 것이다. 석탄과 우라늄 광석 채광에 대한 위험도는 양자 공히 GWy당 1명 이내의 치명상으로 판단되며, 채광이 지하에서 수행되느냐 지표면에서 수행되느냐에 따라 차이가 있을 수 있다. 지하 석탄 채광은 지하 우라늄 채광보다 위험스러우며, 구식 채광에 따른 조악한 작업환경에서는 위험도가 10배 이상 증가할 것으로 예상된다. 반면에 지표면 석탄 채광은 원자력에 비해 만성 위험도가 낮는데, 원자력의 경우는 연료 주기에서의 기타 부분, 즉, 발전소 운전이 위험도에 기여하는 바가 크기 때문이다. 여기에서도 물론 개량형 원자로 계통은 LWR계통에 비해 낮은 위험도를 보장한다.

급성적인 공중 위험도

일반 대중에 대한 급성적인 사망 위험도는 주로 운송 사고에 기인한다. 일반 대중에 이러한 치명상은 철로나 고속도로 상의 사고 또는 송유관 같이 기타 운송 수단의 사고로부터 유래한다. 이들 위험도는 일반적으로 운송 거리에 비례하며, 따라서 비교되는 수치는 단지 개략적인 평균치일 뿐이다. 수송 대상이 되는 재로의 양이 매우 적기 때문에 원자력 계통에 대한 위험도는 GWy당 100분의 1 정도의 치명상으로 어떤 다른 에너지에 비교해도 그 양에서 1/10 ~ 1/100 정도로 작다.

석탄주기는 이 점에서 대단히 큰 단점을 갖는데, 그 이유는 대단히 많은 양의 물질이 수송되어야 하기 때문이다(석탄 및 제). 철도 및 선박 수송일 경우 위험도는 GWy당 0.1 ~ 1 명의 치명상이다. 역시 대량 수송이 필요한 석유수송으로부터의 위험도는 발전소로부터의 거리와 수송수단에 따라 차이가 크다. 강변이나 해변에 부지가 위치하거나 송유관을 이용해 수송할 경우는 공중에 대한 위해가 매우 적다. 반면에 대륙간 철도 수송에 따른 위험도는 이에 비해 100배 이상이며 도로 수송의 경우는 여기에 또 10배 이상이 위험하다. 자연가스에 대한 위험도가 적절히 높은 것은 송유관 수송의 결과로서, 폭발이나 화재 발생 확률은 낮지만 그 결과는 매우 위험한 까닭으로 다른 결과와 직접 비교하는 것은 바람직하지 않다. 그러나 그러한 송유관 사고는 소련에서 최근 비극적으로 예시된 바 있다.

불행히도 수력용 댐 건설에 관계된 수송 위험도에 대한 정보는 유용하지 않다. 댐 붕괴사고는 별도로 취급될 것이다.

만성적인 공중 위험도

이제까지 논의된 모든 위험도는 원자력의 경우만 제외하고는 모두 사고와 사망을 통계에 직접 근거하고 있다. 원자력에 대한 위험도는 사망률 통계보다는 위험도 평가를 근거하는데, 아직까지 현대적 설계의 원전 사고로 인해 공중에 대한 알려진 재해를 유발한 적이 없기 때문이다. 화석연료 발전소에 대한 사망률 통계

로부터 유추되는 치명상은 생상 전력의 GWy 당 생명 손실을 매년마다 통계 처리한 결과이다. 위험도 평가치는 기술적인 내용에 대한 이해를 근거로 평가한 값이다.

공중에 대한 만성적인 사망 위험도에 대한 상황은 조금 다르다. 이러한 위험도는 유독 화학물이나 방사성 물질의 정규적인 방출의 결과로서, 발전소 운전중 뿐만 아니라, 모든 필요한 설비 건설에 요구되는 재료 생산과정에서도 발생된다. 이들 방출물에 의한 결과를 동일한 효과를 갖는 다른 많은 영향으로부터 구분하기는 매우 어렵다. 따라서 이러한 결과는 직접 측정하기 어려우며 통계적 근거로 써도 잘 알려져 있지 않다. 이것들은 해당되는 피폭-영향 관계를 근거로 평가되어야 하며, 여기에는 두가지 어려움이 있다.

전리 방사선에 의한 생물학적 영향에 대한 지식은 상대적으로 볼때 상당히 높은 수준이다. 반대로, 매우 다양한 상태로 우리 환경에 존재하는 화학물질의 보건 영향에 대해서는 알려진 바가 훨씬 적다. 화석연료의 연소과정에서 생성되어 발전소로부터 방출되는 유독물질 중에서 이산화황에 의한 영향이 가장 광범위하게 조사된 바가 있다. 배기가스는 이산화질소, 일산화탄소, 탄화물과 발암물질로 확인된 많은 유기물, 그리고 많은 중금속과 같은 다른 많은 성분을 포함하고 있다. 이들 배기물에 의한 보건 영향에 대한 조사는 매우 빈약하다. 본 보고서에서 사용되고 있는 분석에서도 그러하듯이 보건 영향은 일반적으로 배기가스 내의 이산화황 성분과의 상관관계로 구해진다. 다른 성분에 의한 영향 평가의 지침으로 SO_2 를 사용하는 것이 얼마나 타당하냐 하는 점은 아직까지도 미 해결된 문제점이다.

두번째 어려움은 보다 본질적인 것이다. 배기가스로 인한 개인 피폭량은 일반적으로 매우 낮으나 수 많은 사람들에게 영향을 미친다. 따라서 고피폭에 경우에 대해 비교적 잘 알려져 있는 보건에 대한 악영향을 그보다 훨씬 낮으나 관심의 대상인 저피폭의 경우로 외삽할 필요가 있다. 위험도 평가자들 간에 일반적으로 인정되고 있는 것은 무영향(제로)에 대한 분기점은 인정하지 않고 선형외삽하는 방법으로서, 이 방법은 보수적인 것으로 알려져 있다.

이러한 가정은 방사선 방호에 대한 국제위원회(ICRP)에 의해 전리 방사선에 대

해 적용되고 있으며, 모든 국가에서 방사선 방호 규제 규정의 근거로 사용되고 있다. 추가로, 유독화학 물질에 의한 위험도 평가에 대해서도 이구동성으로 이런 방법이 인정되고 있다. 그러나 이러한 가정은 가설일 뿐이며, 그 정당성은 통계학적으로는 영원히 증명될 수도, 거부될 수도 없다는 것을 짚고 넘어가는 것이 중요하다. 왜냐하면 관심이 되는 저 피폭에 따른 영향은 무시할 정도로 적기 때문이다. 따라서 이러한 가설을 근거로 결정된 치명상은 계산된 가설적인 치명상일 뿐으로, 통계적으로 등록된 실제 치명상과는 직접 비교될 수 없다.

에너지 계통으로부터의 배기가스에 의한 저피폭과 그 영향은 기타 원천에 의한 동일 물질에 의한 피폭과 비교되어야만 한다. 전리 방사선의 경우, 일반 대중은 지역에 따라 상당히 변화하는 자연 방사선과 의료 및 기타 활동에 의한 방사선에 대해서도 계속 노출되어 있다. 결정적인 피폭량은 본 보고서에 논의되고 있는 원자력 생산에서 초래된 방사선 피폭에 비해 훨씬 높은 값을 나타내게 된다.

화석연료 발전소로부터 발생하는 화학물질의 대부분에 대해서는 자연 피폭량이 거의 없다. 오늘날 특정된 산업으로부터 기인된 황, 이산화질소, 오존 피폭은 에너지 생산과 특히 자동차 교통에 의한 것이다. 연중 일정기간 동안 적어도 대도시 중심에서는 대기오염 수준이 허용치 이상인 것으로 판단되며, 이는 스모그 현상과 특정 방호조치 부과 등으로도 입증된다.

전력 생산에 의해 공중에 미치는 만성적인 사망 위험도는 LWR과 자연가스에 대해서는 유사하나 (GWH 당 치명상 0.01~0.1) 석탄과 석유 연소를 근거로 하는 발전의 경우 약 100배 이상 높다. 일부 학자에 의한 피폭-영향 관계에 관련된 가정에 따를 경우 위험도는 GWy 당 10명의 치명상에 달한다.

재생 에너지 생산 방법에 부수되는 기초 재료 생산에 관련된 배기가스 또한 비교적 높은 위험도를 나타낸다. 그러나 이 값은 재생 기술이 완전히 개발된 후에는 LWR에 대한 위험도 이하가 될 것이다. HTGR 과 FBR과 같은 개량형 원자로 계통은 설계의 기본적인 차이로 인해, 더욱 낮은 위험도를 나타낼 것으로 예측된다 (0.001 fatalities/GWy 이하). 3 종류의 원자로 계통인 LWR, HTGR, FBR은 상호간에 비교될 수 있을 뿐 다른 에너지 계통과는 비교할 필요가 없다. 수력생산 방법이나 목재 연소에 관련된 위험도에 대한 자료는 유용치 않다.

중대사고 통계

중대사고는 동시에 10명 이상의 치명상을 유발하는 사고로 정의된다. 스위스 재보험회사(Zurich)에 의해 정리된 전 세계적인 자연 및 인공적 재앙에 대한 연도별 통계를 근거로 기타 관련 문헌 조사 결과를 추가하여 구해 진 에너지 생산분야에 대한 중대사고의 통계적 기초자료가 1969~1986 기간에 대해 요약되어 있다. 이 통계치는 불완전하기는 하나, 수단에 관계 없이 에너지 생산에 따른 중대사고가 빈번치는 않더라도 발생이 가능함을 보여 주고 있다.

석탄 주기에 있어서는 지하 채광작업 중 중대사고의 잠재성이 있다. 전술한 18년 기간동안 세계적으로 62회의 채광에 따른 재앙이 발생했으며, 희생자는 19명에서 434명 까지였다. 평균할 경우 연간 200명의 희생자가 발생했다. 1989년 상반기 중에도 서독에서 47명이 희생된 사고와 중국에서 44명이 희생된 사고가 발생하였다.

해저로부터의 석유나 천연가스 추출의 경우, 6회의 플랫폼 전복사고가 있었고, 사고당 6명~123명의 생명이 손실되었다. 북해에서는 1987년 7월 플랫폼 위에서 발생한 폭발로 166명이 사망한 바 있다. 폭발 및 대규모 화재는 석유 및 천연가스를 사용한 연료주기의 각 단계에서 가능하다. 특히, 정유, 석유 및 가스저장탱크, 수송, 특히 해상수송 단계에서 중대사고 발생 가능성이 있다. 석유의 경우 18년간 적어도 57회의 이러한 사고가 발생했다. 각 사고의 경우 5명~500명이 희생되어 연간 평균 100명의 희생자가 기록된 바 있다. 천연 가스 주기에서도 적어도 25회의 사고가 발생하여(지역적인 분배 및 사용시 사고 제외), 각 경우 6~452명이 사망했고, 연간 100명의 희생자를 기록하였다.

수력발전용 댐은 역사적으로 특별히 불행한 사고의 원인이었다. 유용한 문헌을 근거로 판단할 때 어떤 사고가 주로 전력생산용 댐에 의해 발생했는지를 결정하기는 매우 어렵다. 1969년부터 1986년 사이에 발생한 최소한 8번의 중대한 댐사고가 이 범주에 들며, 이들 사고는 주로 홍수에 의한 범람으로 유발되었다. 이들 사고에 의한 희생자는 11명에서 약 2500명 까지로써, 연간 평균 희생자수는 200

명 정도이다. 다수의 희생자 유발을 근거로 한 위의 정의에 따른 경우 상업적인 원자력 발전 개시후 원자력발전소에서 발생한 유일한 중대사고는 체르노빌 사고이다. 체르노빌 사고는 31명의 작업자를 희생시켰고, 일반대중에 대한 수많은 만성적인 치명상의 가능성이 있으나 현단계에서는 그 결과를 확실하게 예측할 수는 없다.

급성적인 사망위험도

위의 자료는 아직도 전력 생산의 방법에 따른 상대적인 위험도에 대한 명확한 개념을 제공하지는 않는다. 이를 명확히 하기 위해서는 전기 생산 방법에 따른 희생자 수를 그 방법에 의한 전력 생산량과 관련시키는 것이 필요하다.

수력과 원자력은 단지 전력 생산에만 사용되므로 이들에 대한 사망 위험도는 직접 비교가 가능하다. 위의 통계에서 고려된 기간(1969년부터 1986년) 동안 전세계적으로 수력에 의한 전기 발생량은 총 3200 GWy 이다. 수력에 의한 희생자가 최소 3839명이었으므로 위험도는 약 1.2명 사망/GWy 이다.

같은 기간중 원자력에 의한 전기생산량은 1240GWy이다. 유일한 급성 희생자수는 체르노빌에서의 31명 뿐이다. 따라서 결과적인 위험도는 0.025명 사망/GWy로써 수력에 비해 1/50 수준이다.

체르노빌 사고를 자료에 포함시키는 것이 의미가 있느냐고 반문할 수도 있을 것이다. 체르노빌 원자로의 세계의 다른지역에서 사용되는 원자로와는 매우 다른 형태이며, 체르노빌 설계 자체도 소련에 의해 미래의 발전소 건설이 취소된 바 있다. 더욱이 체르노빌 사고를 유발한 운전 방식은 운전 원칙을 중대하게 위반한 것이었다. 따라서 전세계의 대부분 지역에서 사용되고 있는 원전에 대하여 이에 상응하는 급성적인 희생위험도를 평가하여 이를 수력에 비교하는 것이 중요하다. 그러나 이러한 형태의 원전 운전으로부터는 급성적인 희생자가 발생한 예가 없다. 따라서 위험도 평가를 위해서는 발전소 특성이나 운전방식에 대한 정보를 평가하는 확률론적 위험도 분석에 의지하는 것이 필요하다. 확률론적 위험도 분석은 세계의 대부분 지역에서 사용되고 있는 여러 형태의 원전에 대해 실행된 바

있다. 그 결과가 다음의 비교에서 활용되었다. 원전(LWR)에서의 중대사고로 인한 급성사망 위험도를 화석연료 에너지 주기와 비교할 때, 급성 희생자의 특정 숫자에 관련된 중대사고는 석탄-전기 주기와 석탄 생산을 위한 채광에 있어 같은 양의 에너지 생산을 위한 원전에 비해 약 10,000배 정도 빈번한 것으로 나타났다.

정유는 석유-전기 주기에 있어 주요한 공정 중의 하나일 뿐이다. 그러나 정유 과정 중의 중대사고는 같은 위험성을 갖는 원자력발전소의 사고에 비해 약 100배 빈번한 것으로 나타났다. 석유-전기 주기의 대규모 화재로 인한 급성사망자의 총 위험도는 동일 위험도의 원자력-전기 주기에 비해 10,000배로 나타났다. 천연가스 주기의 경우 상응하는 위험도는 석유 주기와 유사한 것으로 보인다. 수력용댐에서의 중대사고에 대한 상대빈도를 동일한 전력 생산량과 동일 사고의 중대성에 대해 LWR 원자력발전소에 대해 평가된 중대 사고율과 비교한 평가 결과에 따르면, 수력댐에 대한 중대사고는 원자력발전소에 비해 1,000배 정도이다.

이에 관련해서 볼때, 재생성 에너지계통, 태양열, 풍력 그리고 생명물질(목재 제외)은 예외적이다. 다른 모든 에너지 선택과는 달리 이것들은 실제적인 전력생산에서 중대사고나 재앙적인 결합의 잠재성이 없다. 다만 관련 주기에서의 상응하는 위험도에 대해서는 평가된 바가 없다.

만성적인 사망위험도

현재까지 원자력만이 만성적인 위험도가 평가된 유일한 전기생산 주기이다. 결과는 아직 계산되지 않았으나, 다른 에너지 주기에서 발생할 수 있는 유사사고는 정유시설 사고로서의 발암물질의 확산이나, 칼리움 비소염을 널리 확산시킬 수 있는 공전지장치 생산을 위한 대형 공장에서의 폭발이 가능하다.

10,000 GWy의 전기를 원자력으로 생산하는 과정에서 만성적인 희생은 예상되지 않는다. 독일의 위험도 평가에 따르면, 백만 GWy (e)의 전력 생산 과정 중 한번의 혹심한 중대사고 발생이 예상된다. 선형적인 가정을 근거로 할 때 이러한 사고발생 후 50년간 총 약 50,000명의 암 사망으로 이어질 수 있다. 이 결과는

을바르게 취급되어야 한다. 다시 말하자면 백만 GWy 전력은 현재 일본에서의 전력 소비로 15,000년간 사용되는 양이다. 반면에, 50,000명 사망은 자연적인 원인에 의한 암사망의 약 0.002%이며, 사고에 의해 영향을 받는 인구중에서 15,000년 동안에 발생이 예상되는 수치이다. 추가로 이는 대규모 인구 집단이 소량 피폭된 경우를 근거로 선형적인 피폭-영향 가설의 근거에 따라 계산된 총 희생자 수이며, 또한 실제의 소량 피폭량은 우리가 연속적으로 노출되고 있는 방사선 준위보다 훨씬 낮은 값이며, 더우기 시간이나 장소에 따른 방사선 준위의 변화량보다도 훨씬 낮은 값이라는 사실을 기억해 두어야 한다.

(부록 B)

원전의 안전성 확보에 있어서의 확률론적 안전성 평가와 확률론적 안전성 목표의 역할에 관한 지침

Guidelines on the Role of
Probabilistic Safety Assessment and Probabilistic Safety
Criteria in Nuclear Power Plant Safety

(IAEA Draft 6, August 1990)

1.0 서론

101. IAEA는 심각한 방사능 피해를 유발하는 원전의 사고 가능성과 정도를 줄이는 수단을 향상시키는데 우선 순위를 둔다. 확률론적 안전성 평가(PSA)의 수행과 확률론적 안전성 목표(PSC)의 설정은 이런 목적에 대해 중요한 요소가 된다. 사고와 관련된 확률과 결과 측정 즉, 위험도의 추정은 위험한 산업 활동의 적용성에 대해 평가하는 적절한 방법으로서 오랫동안 인식되어 왔다.
102. 이 안전성 지침의 목적은 PSA의 역할 및 관련 참고사항, 즉 PSC처럼 공통으로 참고되는 사항에 대한 지침을 제공하는데 있다. 본 안전성 지침과 보조 안전성 실행문서의 응용이 원전의 안전성 평가 및 증대를 위해 PSA 방법이 타당하게 사용되도록 도움을 줄 것이다.
103. 지침서는 원전 설계자, 운전자 및 규제자에 의해 사용되도록 하였다. 비록 이 지침이 원전을 근간으로 하여 준비되었으나, 포함된 원칙들은 다른 원자력 및 비원자력 산업시설에도 널리 적용될 수 있다.
104. 이 안전성 지침은 안전성 확보계획의 일환으로 PSA가 할 수 있는 역할에 대한 기준을 세웠으며, PSA 수행을 위한 지침을 요약하였다. 또한 이 지침은 PSC의 구성체계를 권고하거나 확률론적 안전성 기준치의 설정을 위한 지침 제공으로 결론을 맺는다.

2.0 확률론적 안전성 평가의 역할

201. PSA는 무엇이 잘못될 수 있으며, 어떻게 일어나며, 그 결과는 무엇인지를 알아내는 방법이다. 이는 고장 시나리오를 알기 위한 타당하고 구조적인 접근방법을 제시하며, 원전 또는 위험 수반 산업의 수치적 위험도 추정치를 이끌어내기 위한 개념적이고도 수학적인 기법을 제시한다. 원전에 대한 PSA

는 보통 세 단계 중에 하나에 대해서 수행되며, 각 단계는 PSA 결과가 비교 평가될 수 있는 PSC에 대응된다.

202. Level-1 PSA는 노심 손상을 야기할 수 있는 사고 추이들을 규명한다. Level-1 PSA는 설계의 강점 및 약점을 파악하고, 보전과 환경에 영향을 미치는 소의 방사능 대량 방출을 야기하는 사고의 선행 인자인 노심 손상의 방지 방법을 제공한다.
203. Level-2 PSA는 발전소로부터 방사능 누출이 어떻게 일어나는지를 알려주며, 방사능 누출의 정도 및 빈도를 추정하고, 방사능 누출의 심각성 측면에서의 노심 손상 사고 추이의 상대적 중요성과 노심 손상 사고의 완화 및 관리 개선 방법에 대한 안목을 제공한다.
204. Level-3 PSA는 공공 보건 및 사회적 위험도를 평가하며, 발전소 종사자나 대중에 미치는 보건 영향 또는 토양, 대기, 수질, 식량 오염과 같은 악영향의 정도로 표현되는 사고 방자 및 완화 수단의 궁극적인 상대적 중요도에 대한 안목을 제공한다.
205. 원전은 전형적으로 모든 발전소의 운전 조건과 가정된 사고로부터의 발전소 건전성과 대중의 보전을 보장하기 위한 결정론적 규정에 근거하여 설계한다. 결정론적 생각의 초점은 다중방어 개념이다. 이 개념은 환경으로의 방사능 물질의 방출을 방지하기 위한 연속적인 방벽을 필요로 하며, 이들 방벽 자체도 보호되어야 한다는 것이다. 또한 결정론적 안전성 분석도 일상적으로 발전소의 안전성을 나타내는 주된 방법이 되어 왔으며, 보수적인 가정들 하에서 이미 정의된 사고 상황들이 정해진 허용 기준치를 만족하는지를 보인다. 비록 PSA 기법들이 지난 십년 동안 상당히 개선되어 왔지만, 이 과정 상에도 제한성이 남아있으며, 이제까지 안전성 보증에 사용되었던 결정론적 과정, 기술 및 기준치에 대한 신뢰는 계속되어야 한다. PSA와 PSC는 안전성 설계 및 평가에서 결정론적 방법을 보완하는 역할을 한다.

206. PSA와 전통적인 결정론적 안전성 분석과의 차이 중 하나는 PSA가 넓은 범위의 초기 사상으로부터 발생할 수 있는 사고 추이들을 규명하는데 있어서 완벽성을 목적으로 하며, 체계적이고 보다 현실적인 사고의 빈도와 결과를 추정한다는 것이다. PSA의 부가적인 특징은 안전성 평가에서의 불확실성의 일부를 정량화하는 것을 명백히 허용하는 것이다.

207. PSA의 주된 목적은 주요 위험 요인을 판별하고 위험을 줄일 수 있는 방안들을 비교하는 것을 포함하여, 발전소 설계, 성능 및 환경 영향에 대한 정성적이고 정량적인 정보 및 안목을 제공하는데 있다. 그럼으로써 발전소의 안전성을 개선하기 위한 선택사항들을 평가하고 비교하는데 공통된 근거를 제공한다(예를 들어 기계적, 전기적, 구조적 장치 변경과 운전 업무와 조건 등). PSA 방법은 안전성 관련 의사 결정에 도움을 주는 여러 정량적 추정치를 제공한다. PSC는 PSA의 정량적 결과들을 평가하는 수단을 제공하며, 이들은 원전의 안전성에 영향을 미치는 결정을 지원하기 위한 일관되고 종합적인 체계를 형성할 수 있다.

208. PSA는 결정론적 분석의 결과와 더불어 중요한 안전성의 안목을 제공하는 것으로 알려져 왔으며, 이 지침에서는 이런 용도를 권장한다. 기존 발전소의 경우 PSA를 수행하기 위한 자원과 잠재적인 이득은 발전소 예상 수명, 인지된 위험도, 자료의 유용성, 실제적인 계산을 수행하는 능력과 본래의 설계에 사용된 결정론적 기준치의 형태를 포함한 여러 인자들에 의해 결정된다. 특정 발전소에 대한 PSA의 적절한 정도를 결정하기 위해서는, 회원국들은 위험도를 줄이기 위해 이 자원이 이용될 수 있는 다른 분야들까지 고려하면서 예상되는 잇점과 투자 재원을 저울질하는 것이 필요하다.

설계와 Backfitting에서의 PSA의 역할

209. PSA는 발전소의 안전 수준을 평가하고, 고장을 완화시키기 위해 필요로 하는 기기의 명확한 이해를 얻기 위해 부품 및 계통의 고장 모드를 분석하며,

따라서 가장 효과적인 개선 분야를 찾기 위한 설계 및 Backfitting 과정의 하나로 사용되어야 한다. PSA는 허용된 위험도 기준하의 대체 기술 뿐 아니라, 대체 설계와 비교하는데 도움을 주고, 동시에 안전성 목표를 만족시키려는 설계자와 운전자에게 보다 많은 융통성을 주기 위해 사용될 수 있다.

210. 초기에 밝혀진 설계 및 절차서 상의 약점들이 발전소가 운전 중일 때보다 적은 경비로 정정 또는 개선되어질 수 있기 때문에, PSA과정은 발전소 가동 전 초기에 시작되어야 한다.

211. PSA 결과에 따라 제안된 설계 변경의 영향은 변경 이행 이전에 검토되어야 한다. PSA 수행의 잇점 중 하나는 PSA 결과들이 같은 설계 변경 목적을 만족하는 대체 방안을 평가하는데 검토될 수 있다는 점이다.

사고관리에서의 PSA의 역할

212. PSA는 설계 제한치를 넘는 심각한 방사능의 방출을 막거나 줄이기 위한 절차를 평가하거나 정립하는데 도움이 되어야 한다. 잠재적으로 중대사고에 관한 정보는 이들의 진행 과정, 관련 사고, 환경 및 회복 요구 사항들에 대한 통찰력을 제공한다. PSA는 노심 손상을 가져오는 조건이나 사건을 조기 인식하는데 있어서의 운전원의 역할을 부각시키고 도울 수 있다. PSA의 정보는 기존 비상절차와 중대사고시 예측된 조건 사이의 일관성을 보증하고 운전원 훈련계획을 보강하는 데 사용될 수 있다.

PSA의 운전 측면의 역할

213. PSA의 결과는 중요한 운전/보수원의 행위를 규명할 수 있으며, 정상 및 비상 운전 절차서의 개발을 돕는데 사용되어질 수 있다. 시험 절차와 이에 따른 운전 정지 기간도 PSA 방법의 사용으로 최적화될 수 있다. 비록 낮지만 중요한 가능성을 갖는 것으로 규명된 사고 추이들은 비상 운전 절차서에서

다루어져야 한다.

- 214. PSA 결과들은 주기적 검사를 받아야 하는 계통 및 안전 장치들을 확인하는데 도움을 준다. 또한 PSA 결과는 가동 중 검사를 받아야 하는 부품들을 확인하는데 도움을 주도록 사용될 수 있다.
- 215. PSA는 발전소에서 일어나는 작은 사건들이 안전에 미치는 중요성을 평가하는데 도움을 줄 수 있다.
- 216. 소외 비상 준비계획들은 중대사고의 여러 경우를 막아낼 수 있는지 PSA 결과에 의해 검토될 수 있다.
- 217. PSA의 모델과 결과들은 설계, 고장 자료 또는 운전 절차서(검사, 보수 또는 비상) 상의 변경들이 미치는 종합적인 영향을 검토하기 위하여 주기적으로 보정되어야 한다. 계통 및 기능 수준의 PSA 결과들의 사용이 높은 수준의 결과들보다 운전상 의사 결정을 보조하는데 있어서는 더욱 실용적인 경우가 있다.

안전성 분석 및 연구에서의 PSA의 역할

- 218. PSA가 사고 추이들을 규명하는데 있어 완벽성을 목표로 하고 있으므로 PSA의 결과들은 부수적인 시나리오가 결정론적 안전성 분석에 의해 분석될 어질 필요가 있는지를 결정하기 위해 검토되어야 한다.
- 219. PSA 결과들이 심각한 불확실성의 가능성을 갖는 분야를 규명할 경우, 안전성 연구계획들은 이들 분야들이 적절히 거론되는지 여부를 판단하기 위해 검토되어야 한다.
- 220. 안전성 연구계획의 요소들의 우선순위는 PSA 결과들에 의해 도움을 받을 수 있다. 이는 여러 발전소의 PSA 결과들이 유용하고 적용 가능하다면 가장 효

과적일 수 있다.

규제 측면에서의 PSA의 역할

221. 가능하다면, PSA는 발전소 설계 및 운전에 대한 규제기관의 안전성 검토의 일부로서 고려되어야 한다. 4절에서 정의된 PSC들은 검토 과정에서 도움을 주도록 사용될 수 있다.
222. 규제기관의 결정론적 지침이 진보하기 위해서는 PSA의 경험이 반영되어야 한다고 진의한다. 시간이 지남에 따라 그런 검토는 현 규제사항의 적용이 부적당하거나 규제사항이 지나치게 엄중한 분야들을 판별해 낼 수 있다.

3.0 PSA의 관리, 방법 및 문서화

301. PSA는 중요 PSA 쟁점들의 타당한 처리를 보장하거나, 검토를 수행하거나, 설정된 PSC와의 상호 비교를 위한 일관된 근거를 제시하는데 있어서 일관된 체계로 준비되어야 한다. PSA의 관리, 방법론, 문서화에 대한 상세 절차 지침들은 IAEA Safety Practices Publication XX-XX-XX, "Guidelines for Conducting Probabilistic Safety Assessment of Nuclear Power Plants"에서 찾을 수 있다. 현재, 이들 지침들은 Level-1 PSA에 한정된다.

PSA 관리

302. PSA 구성원들은 발전소의 설계 및 구성에 친밀한 지식을 갖고 있는 사람들, 원전의 운전측면에 지식을 가진 사람들, PSA 기법에 능통한 사람들, 그리고 특정 범위의 분석을 위한 사람들로 구성된다.
303. PSA의 목적과 범위는 분석 초기에 명확히 설정되어야 한다.

304. PSA의 기술적 질을 보장하기 위한 절차는 평가 초기에 수립되어야 한다. 상세 검토의 적절한 수준은 PSA의 질을 보장하는데 중요하다.
305. 자료 수집 및 계통 분석은 각 발전소 별로 수립되어야 한다. 이런 활동의 결과는 지속적인 안전성 평가 계획의 일환으로 PSA를 개선하기 위한 현 발전소 특유 고장 매개변수의 제공을 위해서 뿐만 아니라 PSA를 수행함에 있어서 이전에 사용된 자료의 정확도를 입증하는데 사용되어질 수 있다.

PSA 방법론

306. PSA는 노심손상 또는 심각한 소의 방출을 야기하는 초기사상을 고려하여야 한다. 이들 초기사상은 어떠한 운전상태 중에도 고려될 수 있다.
307. 발전소의 논리 모델은 위험한 결과를 야기할 수 있는 사고 추이를 규명하기 위하여 적절한 기법(사건 및 고장수목)을 사용하여 개발하여야 한다. 이 논리 모델은 무작위적인 고장, 공통원인 고장, 검사 및 보수에 의한 정지와 인간행위 등에 의한 부품 이용 불능도가 고려되어야 한다. 상호 관련된 고장 및 운전원 회복 조치와 같이 위험도에 심각한 영향을 미치는 사건들에 특별한 관심을 기울여야 한다.
308. 발전소의 논리 모델을 정량화하는데 쓰이는 자료는 해당되는 발전소의 기존 또는 기대되는 성능을 대표하여야 한다. 인간과 계통 사이의 상호관계의 분석에는 적절한 주의가 필요하다.
309. PSA의 정량적 결과는 기능 및 계통 수준에서 바람직하지 않은 사건의 추정 빈도나 추정된 이용불능도 또는 신뢰도로 표현된다. 모델 내 입력 변수들의 확률적 변동에 의한 결과의 불확실도는 계산될 수 있다. 지식부족 불확실도는 자료의 부족으로 인해 여러 모델의 많은 입력 변수들에 의해 표현되며,

발전소 또는 부품 집단의 변동. 전문가에 의해 만들어진 가정상의 변동은 어느 정도는 정량화 될 수 있다. 이들 불확실도는 그 결과들이 관련된 신뢰도 내에 놓이도록 값의 범위를 제시함으로써 대개 나타내어 진다.

310. 그러나 쉽게 정량화하는데 어려움이 있는 불확실도에 기여하는 지식상의 부족요인이 있다. PSA 결과에서의 이러한 불확실성의 영향은 인식되어야 한다. 지식 부족 불확실성의 두가지 주요 원천은 다음과 같다.

모델의 타당성 : 모델의 논리적이고 물리적인 현상은 정확하게 현실을 나타내지 못한다.

모델의 완벽성 : 모든 가능한 사고 시나리오가 규명된다는 보장은 불가능하다.

311. 불확실성은 PSA에 의해 야기되는 것이 아니며 PSA에만 유일한 것은 아니다. 결정론적 분석이 보수적인 가정들과 적절한 수준의 안전성을 보장하기 위한 안전계수를 사용하는데 반해 PSA는 가능한 한 이들 불확실성을 인지하고 정량화하는 능력이 있다. 따라서 PSA의 일부로 민감도 및 중요도 분석을 수행함으로써 불확실성의 잠재적 영향을 평가하는 것이 PSA에서는 중요하다.

312. PSA 모델내에서 만들어진 가정들(예를 들면 계통 성공 기준)은 가능한 한 사실적이어야 한다. 그러나 사실적 가정들은 적절히 정당화되어야 하며 필요하다면 자세한 분석에 의해 지원되어야 한다. 그러나 주된 목적이 기준치를 만족하는지를 보이는데 있다면 필요한 분석 또는 정당성 검토를 위한 노력을 줄이기 위해 산중히 비관적인 가정들과 자료를 사용하는 것은 합리적일 수도 있다. 그러나 이는 위험도에 기여하는 여러 요인들의 상대적 중요성에 대하여 왜곡된 양상을 줄 수 있으며, 따라서, 명백히 규명되고 조심스럽게 사용해야 한다. 위에서 논의된 것처럼 내재된 가정사항들의 정당화 작업을 포함하여 사용된 어떤 코드도 가능한 정도까지 입증 및 검증해야 한다.

PSA 문서화

313. PSA 문서는 구조가 잘 갖추어지고, 완벽하고, 따라가기 쉬우며, 검토와 개선이 쉬워야 한다. PSA의 여러 사용자들이 규명되어야 하고 특정 요구사항이 인식될 수 있어야 한다.
314. 요약 보고서, 주 보고서, 주 보고서의 부록 등의 표준화된 형태를 포함하여 301항의 참고자료에서 제공된 지침들이 포함되어야 한다. 모든 분석된 계통, 사용된 방법, 개발된 모델, 사용한 가정과 자료, 그리고 얻어진 결과들이 포함되어야 한다.
315. PSC와 관련되어 중요한 사고 추이들은 명확히 규명되고 논의되어야 한다.

4.0 확률론적 안전성 목표의 개발

401. PSA의 역할이 보다 증대되고 체계화되기 위해 PSA의 결과들은 바람직한 안전수준을 표현하는 확률론적 안전성 목표를 바탕으로 평가될 수 있다. PSC에 대한 PSA 결과들의 평가는 원전의 설계자, 운전자 및 규제자들에게 안전한 원자력을 제공해야 하는 그들의 역할을 성취시키는데 유용한 지침을 제공할 수 있다. 따라서 회원국들에 의한 PSC 개발은 그런 지침들을 얻도록 권고된다. PSC가 이러한 지침을 제공한다는 사실이 규제시 그들의 제한된 사용을 권고하지는 않는다.
402. 확률론적 안전성 기준치는 일반적으로 바람직하지 못한 결과들의 발생 빈도와 형태로 표현된다. 그런 결과들은 대중 각 개인의 보건향상, 사고에 의한 누출, 노심손상, 계통의 이용불능도 등을 포함할 수 있다. 규정된 기준치들의 형태는 종종 이들의 근본 및 목적을 반영한다. (예를 들면, 규제자 또는 산업체 내의 안전성 정책기관은 보건영향의 위험도 같이 보다 높은 수준의 제

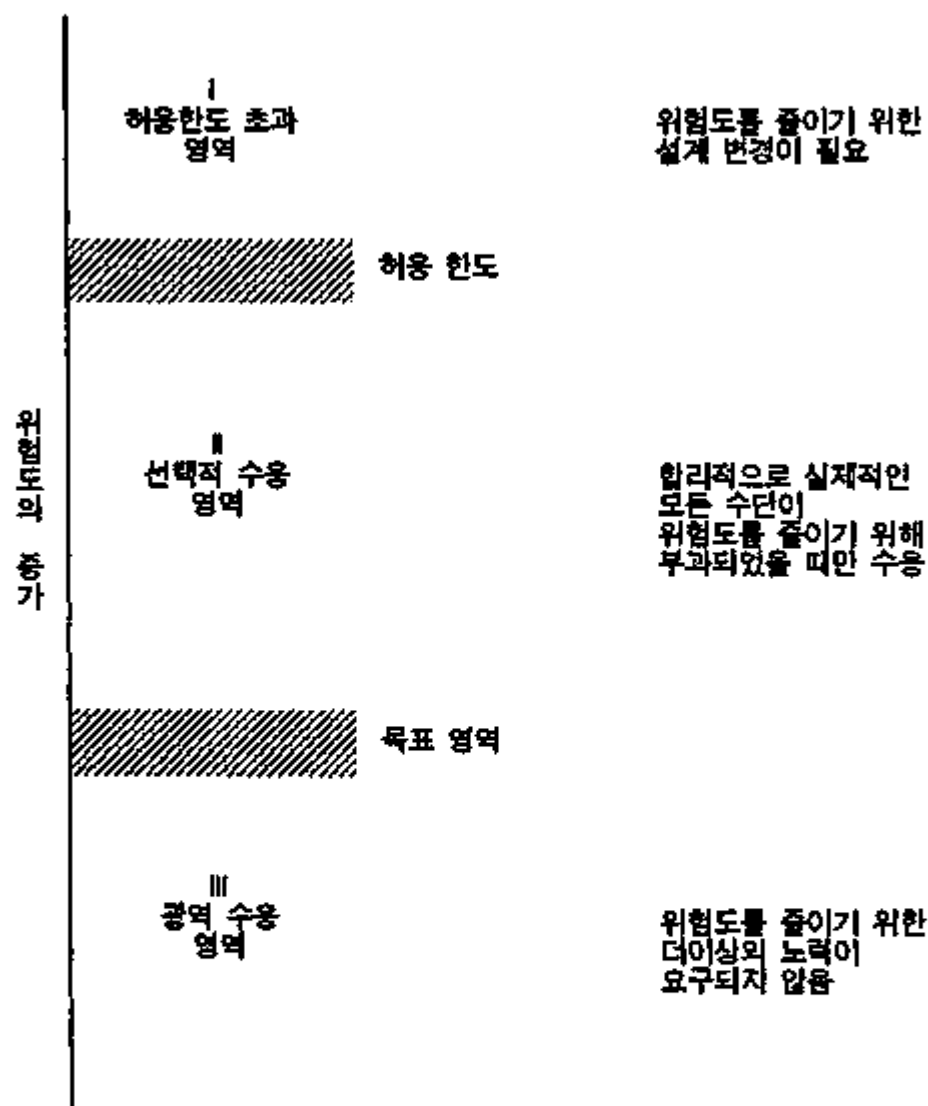


그림 1. PSC의 구조

한치에 더 관심이 있을 것이며, 반면에 설계자는 안전 기능 또는 신뢰도로 나타난 기준치에서 보다 나은 용도를 찾을 것이다.) 완전히 개발된 PSC체계에서 가능한 갖가지 수준으로 표현된 기준치들이 실제적인 한도에서 내적으로 일관적인 것은 중요하다.

PSC의 체제

403. 여러 다른 접근 방안들 사이에서 안전관리 대응방안이 나타난 위험도의 수준에 따르는 PSC의 체제를 본 지침은 권고한다. "위험도"는 개인사망, 사회적 영향, 노심손상 등과 같이 이미 지시된 바람직하지 못한 어떤 결과들에 대해서 언급된다. 이 체제는 그림 1과 아래에 정리되어 있다.

- 영역 1에서는 위험도의 수준이 너무 높아 어떠한 이점이 있다 하더라도 업무 수행을 허용할 수 없게 한다고 판단되며, 영역 2나 3의 수준으로 위험도를 낮추기 위해 설계변경이 되어야 한다.

- 영역 2에서는 위험도를 감소시키는 합리적으로 실제적인 모든 수단이 부과되는 요구사항의 요구조건 하에서 위험도 수준이 허용된다. 요구되는 노력의 양은 위험도의 수준의 증가와 비례한다. 특히 허용한도의 근처 영역에서는 대부분의 노력이 위험도의 만족할 만한 감소를 달성하기 위해 요구된다.

- 영역 3에서는 위험도의 수준이 충분히 낮다고 판단되어 널리 받아들여질 수 있으며, 위험도를 더욱 줄이기 위한 부수적인 노력이 요구되지 않는다. 물론, 안전수준을 유지하기 위한, 그리고 적응가능한 안전과 관련된 새로운 정보를 합체하기 위한 노력은 계속되어야 한다.

영역 1, 2, 3 간의 경계를 하나의 정확한 값으로 정의한다는 것은 어려운 일이다. PSA의 실제적인 적용은 위험도 추정에 필수적으로 불확실성과 부정확성을 낳는다. 이런 부정확성은 위에서 정의한 경계치의 정의에서 고려되어야 하며, 그래서 이들은 그림 1의 단일값보다 빗금친 영역으로 나타난다. 이러한 구조하에서 신규 발전소에 대해 개별적인 수준을 정의한다는 것은 불필요한 일이다. 하지만 운전 중인 발전소의 위험도를 신규 발전소의 위험도의

수준으로 낮춘다는 것은 일반적으로 비 현실적인 일이다.

404. 위험도의 상위 및 하위수준의 설정은 논의되는 위험도의 형태에 따라 변하는 많은 고려사항에 영향받는다. 이들 고려사항은 안전성, 사회, 경제적 요소들을 포함하여, 적합한 수준의 기본적인 선택은 필수적으로 사회, 정치적 결정사항으로 오로지 국가적 맥락하에서만이 이루어질 수 있다. 이런 결정을 기술적 정의로 바꾸는 작업은 기술적인 업무이며, 판단이 불가피하게 포함되는 과정이다.
405. 현 상태하에서 위험도의 상위 및 하위 수준을 위해 선택된 값들은 장치 기술의 개선과 방사선 위험에 대한 지식의 진보에 따라 상당히 변경될 수 있다. 또한 각 회원국들에 있어 예로서 그들의 경제적, 사회적 구조, 자원할당의 우선순위 및 위험에 대한 인지도에 따른 차이점이 두가지 위험도 수준을 결정하는데 있어서의 차이점에 반영된다.
406. 그림 1의 영역 II의 관점에서 볼 때, 기술 현황으로 표현된 '기존 및 계획되어진 발전소'에 대한 설계, 운전 및 안전성 평가에서 얻어진 경험은 무엇이 현실적인가에 대한 좋은 지침을 제공한다.
407. 여기서 논의된 모든 위험도의 척도에 적용되어지는 적당한 수준에 대한 일반적인 국제적 공감대가 아직은 없는 실정이나, 이들 중에서 두가지 - 즉, 개인의 사망위험도와 대량 소외방출에 대한 하위수준(목표치) -에 대한 견해가 일치되어가는 것만은 분명하다. 이들에 대한 값들은 아래에 제시되었다.
408. 본 지침에서 제공하는 PSC는 내부 초기사상과 내부 또는 외부재해들(예로 화재 및 홍수)을 고려한 PSA와 비교하는데 타당하다. 하지만 어떤 재해로부터 위험도를 정량화 하는 것은 자료와 모델화의 양쪽에서 큰 불확실도를 포함하게 된다. 이러한 이유로 그러한 재해들은 PSA의 하나로 포함시키지 않는다. 이들이 포함되었을 때 PSA는 PSC에 대해 판단되어야 한다. PSA에 외부재해가 포함되어 있지 않을 때는 전반적 위험도에 대한 이들의 기여분이

다른 해석적 기법들에 의해 고려되어야 하며 또한 인식되어야 한다.

409. 정량화된 불확실도하에 기존 PSC를 수용하는 원칙과 절차서가 나오고 있다. 분포와 빈도가 계산되었을 때, 상위 및 하위 경계보다는 평균값의 사용이 권장된다. 오직 한 점에서의 값이 사용된다면 그 값은 대표적인 중앙값이어야 한다. 309, 310절은 PSA 내의 불확실성 위급을 다루고 있으며 이때의 적당한 기술은 불확실성 분석, 민감도 분석 및 중요도 추정이라고 지적한다. 이들 분석의 결과들은 PSA 결과들이 본 문헌에서 제시된 PSC와 비교될 때 고려되어야 한다. 그러나 이 지침서 내에는 이를 어떻게 수행되어야 하는지에 대해 어떠한 형식적 규칙은 없다.

공공보건 영향에 대한 PSC

410. 원전 부지인근의 개인 또는 주민에 미치는 위험도는 그 부지에 위치하는 모든 발전소로부터 야기된다. 따라서 기본적인 위험도 기준은 부지와 연관시키는 것이 필요하다. 그러나 한 부지에 대해 지어져 있거나 계획된 각 시설물에 대한 보조 발전소 기준치를 정의하는 것이 편리할 수 있다. 그런 경우에 부지위험도에 대한 분담치가 결정되는 것이 필요하다.
411. 공공보건 수준에서 개인 및 사회위험도와 관련하여 PSC의 역할이 있다. 이들 PSC에 대한 적합한 정량적인 값들은 원전으로 인한 부가적 위험이 개인 또는 주민 등이 일상생활에서 받게되는 위험에 대해 적은 첨가분 만이 되어야 한다는 것에 일반적인 공감대가 있다. 이 위험의 첨가는 정상운전 및 가능한 사고시의 방사능 방출로 인해 야기된다. 전자는 ICRP와 IAEA의 권고로부터 유도된 규제체계에 의해 이미 제어되고 있다. 여기서 언급된 PSC는 사고상황의 응용에 국한된다.
412. 방사선 피폭은 즉발과 지연사망을 야기하며, 이는 피폭된 사람들 간의 직접 선량의 정도에 따른다. 지연사망이 즉발사망과 동등하지 않다는 것이 인정되

고 있으나, 이들의 차이를 정량화하는데 주관적인 고려가 개입된다. 각국 정부기관에서는 즉발사망을 위해 설정되어진 PSC를 자연사망 또는 즉발과 자연사망 기여도의 합계에도 적용하기를 바랄 수 있다. 그런 접근방법은 보수적이 된다. 또 다른 국가 정부기관들은 즉발 및 자연사망 PSC를 각각 개발하기를 원할 수 있다. 부수적으로 방사능의 피폭으로 야기되는 non-fatal 결과들(보통 non-fatal 관점)이 고려되어야 한다. 그러나 주어진 위험도 계수에는 non-fatal 영향에 관한 조항이 현재 포함된다. 따라서 이러한 관점은 더 이상의 고려가 필요치 않다.

개인 위험도

413. 개인위험도에 대한 PSC는 403절에서 다른 두가지 수준의 접근방법을 이용하여 설정되어야 한다. 경계치를 설정할 때 다음과 같은 고려사항들이 적용된다.

- 타 산업에서 허용하는 최대 수준을 살펴봄으로써 개개 종사자들에 적용되는 한계수준을 설정할 수 있으며, 이보다 낮은 적당한 인수에서 대중에 대한 수준을 설정하게 된다.
- 원전으로부터 야기되는 부가적 위험은 타 산업에서 개인들이 받고 있는 위험에 적은 정도 만이 증가되어야 한다.
- 사고 조건에서 야기되는 위험 뿐만 아니라 정상운전에서 야기되는 총 위험에 대한 인식이 필요하다.

414. 이런 배경으로해서 각국 정부기관은 상위제한치를 설정할 책임이 있으며 이는 적합한 값이 지배적인 관습과 경제적, 사회적 조건에 따라 변할 수 있기 때문이다. 이것이 수행되고, 다른 국가에 지침으로 주어지는 실례가 이미 있다.

415. 개인 사망 위험도의 수준은 연간 발전소 부지내에서 10^{-6} 의 빈도가 목표로 정해져야 한다. 이러한 위험도 기준은 즉발 사망의 빈도에 적용한다. 각국의

정부기관들은 잠재 사망에 대해서는 다른 기준을 정하기를 원한다. 이렇게 제안된 수준을 설정할 때 다음 가정들로 계산된 측정 위험도를 적용하려고 한다.

- 개인은 부지 경계에서 대표적인 기간 또는 실제적인 소외 비상계획이 영향이 미칠 때까지 위치한다고 고려되어야 한다.
 - 개인은 선량 감수성면에서 평균적 인간을 고려한다.
 - 대기분산 계산은 사실적이어야 한다. 즉, 날씨 및 풍향의 변화를 허용하여야 한다.
- 이 위험 수준은 현 위험도에 적당할 정도의 적은 증가여야 한다는 견해와 일치하여야 한다.

사회 위험도

416. 412절 부터 414절까지는 개인에 대한 보호 방안을 고려했다. 비록 이것이 필요한 요구사항이지만 그것 만으로 대중 안전성을 보장하지는 못하여, 원전을 받아들이는 것인가 평가할 때 사회적 위험도 고려되어야 한다는 일반적 동의가 있다. 심각한 사고들의 사회적 영향을 표현하는 여러가지 방법들이 있다. 즉, 잠재적 사망, 농업의 제한, 대단위 평가 및 경제적 손실 등이 있다. 위험 기준치를 설정하기 위해 선정되어야 하는 수단들에 대한 국제적 공감대가 없으며, 따라서 각국은 이들 중 가장 큰 관심이 있는 영향들을 선정해야 한다. 더불어 그런 기준치를 설정하기 위한 노력이 계속되어야 한다.

417. 사회적 위험도에 근거한 PSC를 개발할 때에는 여러 요인들을 고려하여야 한다. 심각한 결과에 대한 대중 혐오감이 있으며, 선정된 위험도 수준은 결과의 심각함에 따라 감소된다. 이 기준치는 이해가 비교적 단순해야 하며 사회적 영향들을 예측하는데 PSA 결과의 함축이 요구된다.

소외 방출에 대한 PSC

418. 방사능 핵종의 대량 소외방출은 사회적 위험도에서 논란 것처럼 공공보건과 관련하여 심각한 결과를 낳는다. 다양한 관점을 적절히 표현하는 사회적 위험도 기준치 설정의 어려움 및 복잡성의 전지에서, 대량 방출의 가능성을 매우 최박하게 해야 하므로 대량 소외방출을 가져오는 중대사고의 빈도를 제한하는 데 목적이 있는 단순한 기준치에 주의가 기울여 진다. 그런 기준치는 사회적 위험도 기준치의 대응으로 활용할 수 있다. 게다가 이 접근 방법은 Level-3 PSA보다 이런 목적상 수행될 필요가 있는 Level-2 PSA 만이 요구된다. 따라서 이 기준치는 발전소 자체에 보다 특정하게 관련되며 발전소 인근의 주민 분포를 고려할 필요가 없다.
419. 소외방출 기준치를 설정하기 위해서 방출의 심각성의 추정단위가 선택되어야 하며 방출의 심각성에 적당한 빈도가 할당되어야 한다. 만약 가능한 넓은 영역의 결과를 고려하기 위해 여러 방출크기 범위를 고려하게끔 기대된다면 일련의 점들(빈도 : 방출정도)이 설정되어야 한다. 그러나 현재로서는 대량 방출의 한계에 국한된다.
420. 방출의 심각성의 다양한 추정단위들이 제안되었거나 이미 사용되어왔다. 이들은 다음 사항들을 포함한다.
- (i) 방출된 총 방사능, 예로서 Bq 단위
 - (ii) 발전소 재고량에 대한 비율로 표현된 총 방출 방사능, 예로서 노심재고량의 0.1
 - (iii) 적어도 소외 일인 조기사망을 가져오는 방출량
 - (iv) 소외의 누군가에게 어떤 정도의 선량을 받게하는 방출량, 예로서 주민을 소개시킬 정도로 충분하고 비상계획 하에서 신속한 소외대응을 필요로 하는 방출량
 - (v) 발전소로부터 규정된 거리에서 일정 정도 이상의 선량을 받게하는 방출량, 예로서 상세계획이 이루어진 지역 이상으로 비상계획의 확대가 요구될 정도의 충분한 방출량
 - (vi) 정의되지 않았지만, "허용 불가능한 결과"를 야기하는 방출량

현재로서는 대량 소의 방출에 대한 가장 적합한 최도의 국제적 공감대는 없다. 그러나 회원국들은 대량 소의방출의 기준치에 대한 그들의 방침을 설정하는데 심각한 고려가 주어져야 한다. 이에 도움이 되기 위해 주1에서 주4까지에 그런 기준치의 예가 주어졌다. 이들 4개의 예 모두가 $10^6/\text{year}$ 의 빈도를 적용했다는 것을 주지하여야 한다. 이는 대량 소의방출의 정의에 대한 것이나 채택된 여러 추정단위와 적어도 거의 동등한 정도의 수치에 관한 공감대 형성이 가능하다는 것을 보여 준다.

주 1 (420항)

USNRC는 대량방출에 대해 $10^6/\text{RY}$ 로 임시적 안전성 목표물 제시했으나, 아직 대량방출에 대한 정의에 동의하고 있지 않다. 방출량(Bq단위)에 근거하거나 일인 조기사망을 낳는 방출이 그 정의로서 고려되고 있다.

주 2 (420항)

영국에선 신규원전 설계의 목표로, 일부 또는 모든 보호계통과 장비의 파손으로 야기된 통제되지 않은 방출을 낳는 모든 사고의 총 빈도가 $10^6/\text{yr}$ 보다 적어야 한다고 되어 있다.

주 3 (420항)

프랑스에선 결정론적 안전성 기준치와 덧붙여 총체적인 목표를 다음과 같이 설정하고 있다. 경수로 발전소 설계에서 허용치 않는 결과의 총 빈도는 $10^6/\text{year}$ 를 넘어서는 안된다. 이들 목표를 달성하기 위해 분석이 사용된다. 확률론적 안전성 분석으로 허용되어서는 안되는 결과를 야기하는 주요 사고군이 $10^7/\text{RY}$ 정도의 기대 빈도를 갖는 것이 입증되어 질 때 "허용되지 않는 결과"는 고려된 각 사고군에 대해 보수적 양상으로 정의되어 진다(즉, 항공기 충돌시의 적납용기 파손 및 발전소 정전에 의한 장기적인 노심노출 등).

421. 국제적 공감대가 형성될 때까지 대량 소의방출의 목표 빈도는 $10^6/\text{RY}$ 가 되어야 한다. 대량 소의방출은 심각한 사회적 영향을 갖는 것으로 정의된다.

이 PSC는 현재의 심층방어 및 다양성 개념과 연계되어 사용되어야 한다. 어떤 사고경위도 위험도에 심각한 정도로 기여해서는 안된다는 것을 주지하여야 한다. 각국 정부기관은 상위수준 기준치로 설정하는 것이 바람직하다.

노심손상에 대한 PSC

422. 이 수준의 PSC는 더 이상 소외방출 기준치와 관련될 수 없다. 따라서 기준치가 보다 상위수준에서 정의된다면 이 수준에서의 특별한 기준치는 필요가 없다. 그러나 이 수준의 기준치가 정의되어야 하는 여러 이유가 있다. 첫째로 노심손상은 매우 중요한 사건으로서 이는 보전 및 환경의 영향을 갖는 대량 소외 방출의 기인요소가 될 뿐 아니라 대량 소외방출을 야기하건 안하건 주요 경제적 결과를 갖게되며 국가적, 국제적 원자력 발전계획에 영향을 미칠 수 있기 때문이다. 둘째로 그런 기준치의 제공은 사고완화보다 방지 측면을 강조한다. 셋째로 노심손상 빈도의 계산과 관련된 불확실성 수준은 보전위험과 관련된 것보다 적다는 것이 인식되고 있다. 이런 이유로 해서 PSC는 노심손상빈도의 평가를 위해 제공되어야 한다.

423. 비록 국가 정부기관에서 그런 기준치를 설정하려 했어도 위에서 나타내진 체계 내에서는 어떠한 상위수준 기준치도 제시되지 않았다. 제안된 하위목표치는 현 원자로에 대해 예측된 노심손상 빈도의 고려사항에 근거하였다. 그 수준은 이런 빈도를 보다 감소시키는 것이 상당히 비현실적인 그런 설계사항을 평가하는 사람들에 의해 병행히 판단된 현재의 기술로 달성되는 최선을 나타내도록 선택되어 왔다.

424. 노심손상 빈도의 하위목표는 이 목표치에 상당량 기여하는 단일 사고추이 없이 $10^4/\text{RY}$ 이어야 한다고 제안된다. 노심손상 빈도 목표치를 제안함에 있어 노심손상의 정의에 따라 계산된 빈도가 상당히 변화하기 때문에 이 정의가 고려될 필요가 있다. 이제까지의 대개의 PSA들은 노심손상을 설계기준 한계치의 초과라 정의되어 왔다. 제기된 기준치는 그런 정의와 연관될 예정

이다. 다른 정의들이 사용되어져도 좋으나 제시된 목표치의 타당성이 고려되어야 한다.

기능 및 계통 수준에 대한 PSC

425. 분명하게 노심손상 기준치와 소외방출 기준치 사이의 관계는 격납용기의 성능에 달려 있다. 그러나 이미 말했듯이 노심손상과 격납용기 성능기준치 및 상위수준 기준치(대량소외방출 또는 보전영향들)사이의 관계는 단독적으로 결론질 수 없다. 격납용기 성능 요구사항은 노심손상을 야기하는 사고경위, 격납용기 공학적 안전계통의 상태 및 원자로 형태에 달려 있다. 이런 이유로 격납용기 성능에 대해 어떠한 기준치도 여기서 제시되지 않는다.
426. 유사하게 기능이나 계통수준의 기준치와 상위수준 기준치 사이의 관계가 일관되게는 정의될 수 없다. 계통성공 기준은 초기사상 (예로 대규모 냉각제상실사고, 과도상태) 또는 부지(예로 소외전원상실빈도 차이)에 따라 변한다. 노심손상빈도를 좌우하는 주이에 대해 이해가 되면 주어진 원자로 형태에 대해 특정 초기사상에 조건부적인 기능 또는 계통의 목표 신뢰도를 정의하는 것이 가능할 수 있다. 보통 10^{-5} 에서 10^{-4} 의 고장보다 낮은 계통수준 PSC는 단일의 능동적 작동계통에 대한 엄중한 요구사항들로서 규정되지 않는다.
427. 예로서 기능 또는 계통수준 PSC는 적절히 안전하다고 받아들여지는 다른 발전소에서 수행된 PSA의 결과들에 의해 만들어질 수 있다. 그런 발전소를 참조발전소라 한다. 그런 경우 설계가 참조발전소로 부터 유래된다면 요구되어지는 계통 신뢰도는 이 참조발전소의 PSA결과에 근거할 수 있다. 그래서 설계 변경은 기능 또는 계통수준 PSA 모델을 이용하여 평가될 수 있다. 그러나 그 발전소에 대한 완전한 PSA가 제한된 분석에 근거하여 얻어진 초기 결과들을 확정하여 그 발전소의 가동기간을 통해 사용되어질 명확한 PSA모델을 제공하기 위해 수행할 것을 권고한다.

428. 또한 기능 또는 계통수준에서의 PSC는 PSA가 발전소의 안전성이 적합한지를 보여준다는 당연한 가정하에서 발전소의 PSA 동안 개발된 신뢰도 모델을 이용하여 운전에 응용하기 위해 정립될 수 있다.

(부록 C)

Safety Culture

(IAEA Draft, June 1990)

SUMMARY

The response to a previous publication, INSAG-3 "Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants", indicated a need for the concept of Safety Culture to be expanded in such a way that its quality in particular cases may be judged. This report reacts to the need.

The concept is first defined. It is then developed to cover the attributes of an effective Safety Culture as it applies both to individuals and organizations with concern for nuclear safety. There are two general aspects, the working environment set by policy and management requirements, and the need for individuals then to benefit and act satisfactorily within it. The discussion deals separately with the requirements at policy and management levels, and with requirements on individuals. The concept is then examined from a different point of view, allowing highlighting of tangible features of Safety Culture in different kinds of organizations.

Finally, an Appendix gives a set of questions against which organizations and individuals might be examined. Rather than being a "check list" which could not be completely applicable, this is offered as a starting point for self examination to all with responsibilities in the field of nuclear safety.

1. INTRODUCTION

1. Except possibly for what are sometimes called "acts of God", any problems arising at a NPP would originate in some way in human error. Conversely, the human mind is very effective in detecting and eliminating potential problems, and this has important positive impact on safety. For these reasons, individuals carry heavy responsibility. They must act in accordance with a "Safety Culture". Operating organizations as well as other organizations with a safety responsibility must so develop Safety Culture as to prevent human error and benefit from the positive aspects of human action.
2. The substance of Safety Culture is the means by which close attention to safety is achieved in both organizations and individuals. In its document INSAG-1, "Summary Report on the Post-Accident Review Meeting on the Chernobyl Reactor", INSAG introduced the term. In its later document, "Basic Safety Principles for NPPs", generally referred to in the following by its publication number, INSAG-3, Safety Culture was highlighted as a fundamental management principle. This present document responds to comments after issuance of INSAG-3, proposing that the concept of Safety Culture should be clarified and so defined that its quality could be confirmed in specific instances.
3. This document gives particular attention to operating organizations, because the link between human performance and safety is closest there. Yet the discussion extends to Safety Culture in all concerned, because the highest level of safety is achieved only when all are dedicated to the common goal.
4. Safety of the plant also depends critically on those who previously designed,

constructed, and commissioned it. A partial list of others includes the background community of science and engineering, the governmental bodies providing regulation and those responsible for the underlying research. The term "regulation" extends beyond areas normally associated with safety because economic and political decisions also exert indirect influence.

5. INSAG-3 identified particular aspects of Safety Culture. It also dealt with matters not so identified but which represent practices important for achievement of the required human responses. What follows treats these practices as an essential component of Safety Culture.

2. DEFINITION AND CHARACTER OF SAFETY CULTURE

6. Safety Culture is that set of attitudes and qualities in individuals and organizations which ensures that, as an overriding priority, nuclear plant safety issues receive the attention warranted by their significance.
7. INSAG-3 stated that Safety Culture refers to the personal dedication and accountability of all individuals engaged in activities which have bearing on the safety of NPPs. It was further stated to contain as a key element an all-pervading safety thinking, which allows an inherently questioning attitude, the prevention of complacency, a commitment to excellence, and the fostering of both personal accountability and corporate self-regulation in safety matters.
8. Attributes such as "personal dedication", "safety thinking", "inherently questioning attitude" are intangible. Yet it is important to be able to judge the quality of Safety Culture. INSAG has addressed this problem by starting from the perception that the intangible attributes lead naturally to tangible manifestation that can be used as a measure of Safety Culture.
9. Good practices in themselves, while an essential component of Safety Culture, are not sufficient if applied mechanically. There is a requirement to go beyond implementation of good practices so that all duties important to safety are carried out correctly, with alertness, due thought and full knowledge, sound judgement and a proper sense of accountability.
10. Thus what follows presents the relevant good practices, provides comments on the less tangible individual attitudes necessary, and identifies characteristics which may be considered as measures of the quality of a Safety Culture.

3. UNIVERSAL FEATURES OF SAFETY CULTURE

11. In all types of activity, for organizations and for individuals at all levels, attention to safety involves many elements:

- Responsibility, through formal delegation, and description of duties and their comprehension by individuals.
- Supervision, including audit and review practices and with readiness to respond to individual's questioning attitudes.
- Competence, conferred by training and instruction of personnel and by their self-education.
- Motivation, through leadership, setting of objectives systems of reward and penalty, and through individual's self generated attitudes.
- Commitment, requiring senior level demonstration of high priority of safety, and conviction in individuals to engage in the common goal of safety.

Safety Culture has two components. The first is the necessary framework set within a organization and is the responsibility of the managerial hierarchy. It is covered under the heading of "Requirements at the Policy Level" (Section 3.1) and "Requirements on Managers" (Section 3.2). The second component is the attitude of staff at all levels in responding to and profiting by the framework, and is the subject of Section 3.3. Since Safety Culture concerns individual performance, and since everyone involved carries safety responsibilities, Section 3.3 is particular important.

Fig. 1 is an illustration which relates the text headings to this overall scheme. Its purpose is to aid the readers perception of the presentation.

12. In keeping with the practice of INSAG-3, the discussion is presented not in prescriptive form but on the assumption that an effective Safety Culture has been

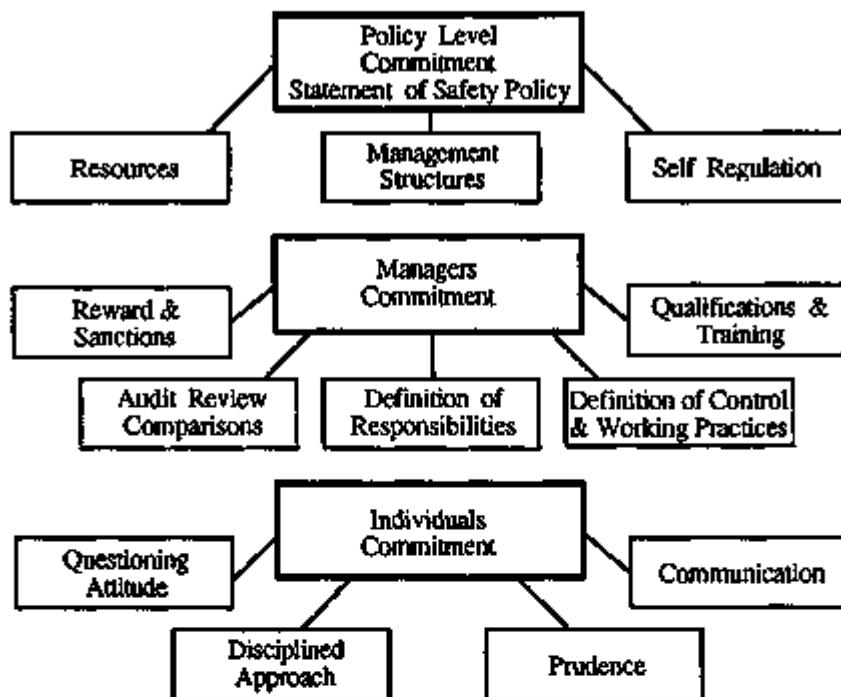


Fig. 1 Illustration of the Presentation of Safety Culture

achieved. The meaning is that the attributes presented are those which this document seeks to promote.

3.1 Requirements at Policy Level

13. In any important activity, the manner in which people act is conditioned by requirements set at high level. The highest level affecting nuclear plant safety is legislative, providing a national basis for Safety Culture. Governments exercise their responsibilities to regulate safety of nuclear plants and of other potentially hazardous activities in order to protect individuals, the public at large and the environment. Registration is backed by the necessary advisory and regulatory

bodies, with sufficient staff, funding and powers for their duties, and with the freedom to pursue their duties without undue interference. In this way national climates are fostered in which attention to safety is a matter of everyday importance. Governments also encourage international activities aimed at safety improvements and seek to minimize any commercial or political impediments to such exchanges.

14. Within an organization, similar considerations apply. Policies promoted at high level create the working environment and condition individual behavior. Safety policies and their detailed implementation vary depending on the nature of the organization and the activities of staff, but important common features can be defined. The following 3.1.1 to 3.1.5 show how such commitment at the policy level is declared and supported.

3.1.1 Statements of Safety Policy

15. Any organization pursuing activities with a bearing on nuclear plant safety makes its responsibilities well known and understood in a policy statement. This statement is provided as guidance to staff, declaring the organization's objective and the stance of corporate management on the importance of nuclear plant safety. Statement by different bodies with differing roles naturally vary in both form and content.
16. Operating organizations have full and formal responsibility for the safety of their operating nuclear power plants. The basis for development of a satisfactory Safety Culture in such an organization is its safety policy statement. This is clear and provided to all staff. It declares the commitment to excellent performance in all activities important for the safety of nuclear plants. The statement makes it plain

that nuclear plant safety has the very highest priority, in critical cases overriding the demands of production or project timetables.

17. A regulatory body has a weightily influence on the safety of nuclear plant under its purview and requires an effective Safety Culture pervading the organization and its staff. The basis is again laid by a policy statement. This identifies commitment to implement the appropriate legislation and to act to promote plant safety, the safety of individuals and the public, and the well-being of the environment.
18. Supporting organizations, which include those responsible for design, manufacture, construction and research, influence greatly the safety of nuclear plants. Their primary responsibility is for quality of product, whether this is a design or a manufactured component, installed equipment, a safety report or software development, or any other output important to safety. The basis for Safety Culture in such an organization is the directive establishing policy and practices to achieve quality, thereby to meet the safety objectives of the future operator.

3.1.2 Management Structures

19. Implementation of these safety policies and objectives in all the relevant organization requires that accountability in safety matters is clear. The detailed way this is achieved depends on the role of the organization, but one key common requirement is met. Strong lines of authority are established for those matters bearing on nuclear plant safety, by means of clear reporting lines and few and simple interfaces, supported by definition and documentation of duties.
- 19.a In operating organizations the formal responsibility for plant safety lies with the operator and the delegated authority with the plant manager. In the contribution

organizations, the equivalent requirement is to ensure by structure and definition of duties that responsibility for the quality of the product is well defined, whether this produce is a design or a manufactured component, a safety report software development or any other output important to safety.

20. Large organizations with important impact on nuclear plant safety provide independent internal management units with responsibility for scrutiny of nuclear safety activities. In the case of operating organizations these units have the role of scrutinizing safety practices at the plant. They report above plant manager level, ensuring integration of safety responsibilities into the management chain with a prominence matching that of other main functions. Supporting organizations adopt similar methods, in pursuit of product quality, with scrutiny through audit and review practices and arrangement for reporting to senior level.

3.1.3. Resources

21. Adequate resources are dedicated to safety. Sufficient experienced staff are available for duties with nuclear plant safety connotations. Staffing levels, supplemented as necessary by consultants or contractors, are such that the duties can be carried out without undue haste or pressure. Staffing policies ensure that competent individuals can advance through the key posts. Training of staff is recognized as vital and the necessary resources are devoted to it. Sufficient financial resources are provided to ensure that staff in all safety related tasks have available to them the necessary equipment, facilities and supporting technical infrastructure. Overall, the working environment for such staff is conducive to effective performance of duties, and the resources necessary for this are also provided.

3.1.4. Self Regulation

22. As a matter of policy, in their continuing search for safety excellence all organization concerned institute regular scrutiny of those of their practices which contribute to nuclear plant safety. These include independent checking of design changes, plant modification and operating practices, periodic review of safety-related practices such as staff appointment, training, and the procedures for profiting from world wide experience. The intent is review of practices by fully competent individuals or bodies outside the normal chain of command, bringing fresh judgement to bear and making new approaches possible. Such arrangements are promoted as natural and helpful aids to the practitioners, and they avoid the flavor of a punitive search for shortfalls.

3.1.5. Commitment

23. The above activities define the nature of the working environment and require corporate level commitment for success. On a personal basis, management staff at the most senior level must demonstrate their commitment to safety. This is achieved by their attention to regular review of the processes which bear on nuclear safety, by their direct interest in the more significant nuclear safety or product quality questions as they arise, and by frequent reference to safety and quality in their communications to staff. In particular, nuclear plant safety is an important agenda item at meetings of Boards of operating organizations.

3.2. Requirements on Managers

24. The attitudes of individuals are greatly influenced by their working environment. The key to an effective Safety Culture is found in the practices moulding the

environment and fostering the attitudes conducive to safety. It is the responsibility of managers to institute such practices in accord with their organizations' safety policy and objectives. The requirement this places on managers are discussed below. Except as specially indicated, the comments offered apply to all organizations engaged in activities nuclear safety.

3.2.1. Definition of Responsibilities

25. Discharge of individual responsibilities is facilitated by unique and Clear lines of authority. The responsibility assigned to individuals is defined and documented, in sufficient detail to avoid ambiguity. The collective definitions of authority and responsibility of individuals are reviewed to ensure that there are no omissions, overlap or problems of shared responsibility. Definitions of responsibility are approved by a higher level of authority. Managers ensure that individuals understand not only their own responsibilities but also those of their immediate colleagues and their management unit, and how these responsibilities complement those of other groups. This requirement for careful definition of responsibilities applies with special force to operating organizations since they carry the formal responsibility for plant safety. The delegated responsibility of the plant manager for the safety of his plant.

26. Since operating organizations carry the formal responsibility for the safety of operating plant, they have a further obligation. This is the duty to assure themselves, by use of third parties if necessary, that all other organizations whose activities affect plant safety discharge their responsibilities satisfactorily.

3.2.2. Definition and Control of Working Practices

28. Managers ensure that work on matters related to nuclear safety is carried out in a

disciplined manner. While the necessity is obvious in operating organizations, the requirements for product quality in supporting organizations call for similar attention. The necessary basis is generally a hierarchy of up-to-date documents ranging from policy directives to detailed working procedures. These procedures are clear and unambiguous and they form an integral series. The documents receive formal scrutiny, checking and testing within the organizations quality assurance processes, and formal means are adopted for their control.

29. Managers ensure that tasks are carried out as defined. They institute systems for supervision and control, and insist upon orderliness and good housekeeping.

3.2.3. Qualifications and training

30. Managers ensure that their staff are fully competent for their duties. Selection and appointment procedures establish satisfactory initial qualifications of personnel. Any necessary training and periodic retraining are provided. The assessment of technical competence is an integral part of training programs. For critical tasks in plant operations, judgement of fitness for duties includes physical and psychological considerations.
31. Instruction instills more than technical skills or detailed familiarity with procedures to be followed rigorously. These essential requirement are supplemented by broader training, sufficient to ensure that individuals understand the significance of their duties and the consequences of mistakes arising from misconceptions or lack of diligence. Without this additional understanding, nuclear safety issues arising may not receive the attention they warrant, or wrong actions may be taken, out of lack of comprehension of the risks involved.

3.2.4. Rewards and Sanctions

32. Ultimately, satisfactory practice depends on the behavior of individuals, as influenced by personal and group motivation and attitudes. Managers provide encouragement and praise, and tangible reward for consistent high level performance in plant safety. Importantly systems of reward do not encourage high plant output levels if this threatens safety. At operating plants, incentives are not be therefore based on production levels alone but are also be related to safety performance.
33. Errors, when committed, are seen less as a matter for concern than a source of experience from which benefit can be derived. Individuals are encouraged to identify, report and correct imperfections in their own work, in order to help others as well as themselves in averting future problems. When necessary they are assisted to improve their subsequent performance.
34. Nevertheless, for cases of repeated deficiency or gross negligence, managers accept their responsibility for taking disciplinary measures, since safety may be prejudiced otherwise. There is, however, a delicate balance. The application of sanctions is not done in such a way as to encourage the concealment of errors.

3.2.5. Audit, Review and Comparison

35. Managerial responsibilities include implementation of a range of monitoring practices. The form these take depends on the activities of the organization.
36. Such arrangements go beyond implementation of quality assurance measures and include, for example, regular reviews of training programs, staff appointment procedures, working practices, document control and quality assurance systems. In

the design, manufacturing and operating organizations, they include scrutiny of the means by which design or engineering changes are controlled. In the plant operational context, they include scrutiny of changes to operating parameters, maintenance requirements, modifications to plant and any non-routine use of the plant.

37. By these means the working of safety management systems is checked by internal processes. It is good practice to add to this by calling on experts from outside the function concerned, or from outside the organization. This ensures availability of broadly based views and experience, provides a basis for emulation and encourages introduction of good practices adopted elsewhere.
38. Managers make arrangements to benefit from all sources of relevant experience, research, technical developments, operational data and events of safety significance, all carefully evaluated in their own contexts.

3.2.6. Commitment

39. By all of above means, managers demonstrate and encourage a commitment to Safety Culture. The practices identified above structure the environment in which people work. The intangible attitude of mind which causes satisfactory performance by people in groups or as individuals is fostered by demands for orderly work, by clarity of understanding of duties, by rewards and any necessary penalties, and by the welcoming of external scrutiny. It is managers' task to ensure that their staff respond to and profit by this established framework of practices and, by their own attitude and example, to ensure that their staff are continuously motivated towards high levels of personal performance in their duties.

3.3 Response of Individuals

40. Sections 3.1 and 3.2 discussed the means by which the framework is set for an effective Safety Culture, and emphasized the responsibility of management. As pointed out in the introduction to this section, it is the task of all levels of staff to response to and profit from this framework. The question remains : "HOW?". To emphasize this key question, what follows is set out in a different style. It is expressed in terms most relevant to operating staff since they bear the most direct responsibility though, in varying ways, the points apply to all with duties important to nuclear safety.

41. The response of all those who strive for excellence in matrices affecting nuclear safety is characterized by:

QUESTION ATTITUDE

plus

DISCIPLINED AND PRUDENT APPROACH

plus

COMMUNICATION

The result will should be a major contribution to

SAFETY

42. Before beginning any safety related task an individual's QUESTIONING ATTITUDE raises the questions below. In the case of relatively routine tasks, for which he has been fully trained, question and answer will be to a large extent automatic. For tasks with a novel content the thought process becomes more deliberate.

What are my responsibilities?

How do they relate to safety?

Do I have the necessary knowledge to proceed?

What are the responsibilities of others?

What can go wrong?

What could be the consequences of failure or errors?

What should be done to avoid failures?

Are there any unusual circumstances?

Do I need any assistance?

What do I do if a failure occurs?

New and highly unusual tasks which have an important safety content will be the subject of written procedures clarifying these matters.

43. Individuals adopt a DISCIPLINED AND PRUDENT approach. This involves:

Understanding the work procedure

Complying with the procedures

Being alert for unexpected results

Stopping and thinking if a problem arises

Seeking help if necessary

Devoting attention to orderliness, timeliness and housekeeping

Proceeding with deliberate care

Avoiding shortcuts

45. Individuals recognize that a COMMUNICATIVE approach is essential to safety.

This involves:

Obtaining necessary information from others

Transmitting information to others

Reporting on, and documenting results of work, both routine and unusual.

46. A questioning attitude, a disciplined and prudent approach, and necessary communication are all aspects of an effective Safety Culture in the individuals. The End result should contribute to a high level of safety and generate a personal pride in dealing with important tasks in a professional manner.

4. TANGIBLE EVIDENCE

47. The previous section considered Safety Culture as a set of commendable attributes of any individual or organization concerned with nuclear plant safety. This general treatment needs extending to cover the separate attributes of different organizations. Also examples are needed:

- to show that Safety Culture is a concrete concept essential for safety ;
- to provide a basis for judging the quality of Safety Culture in specific cases;
- to provide options for improvements;

48. This section identifies some broad characteristics of an effective Safety Culture in different groups of organizations: governmental, operational and supporting. Its objective is to provide insight into the factors which promote the safety of nuclear plants, viewed from several standpoints. The Appendix present the same matter in a different way by listing detailed questions. This is intend to be used as a starting point for self examination with organizations. The list is not exhaustive, and can be extended by the reader.

4.1. GOVERNMENT AND ITS ORGANIZATIONS

50. The practical approach which governments adopt towards safety in general and nuclear safety in particular has a major effect on all organizations involved in nuclear safety. The following aspects demonstrate government commitment:

- Legislation or government policies set broad safety objectives for the use of nuclear power, establish the necessary institution and ensure adequate support for safe nuclear power development
- Government assign the responsibilities of such institutions clearly, arrange that

conflict of interest or judgement in important safety matters is minimized, and ensure in particular that such matters are addressed on their merits, without interference or undue pressure from bodies whose responsibility for technical aspects of nuclear safety is less direct.

- Governments provide strong support for regulatory agencies including adequate powers, sufficient funds for all activities, and guarantees that the regulatory task can be pursued without undue interference.
- Governments promote and contribute to the international exchange of safety related information.

55. Regulators have considerable discretionary authority in matters of nuclear safety. This is conferred by the legislation and the more detailed instruments under which they operate, and is manifested in several general ways.

- The management style of a regulatory agency ensures that common concern for safety engenders at all levels an open and cooperative relationship, yet with the formality and separateness appropriate for bodies with recognizably different accountabilities.
- Controversial topics are dealt with in an open fashion. An open approach is adopted to setting safety objectives so that those that they regulate have an opportunity to comment on the intent.
- Standards are adopted which call for appropriate levels of safety while recognizing the inevitable residual risk. By this means fully balanced approach to safety provisions is achieved.
- Regulators recognize that the primary responsibility for safety rests with the operating organization and not the regulator. To this purpose, they ensure that regulatory requirements are clear but not so prescriptive as to constrain unduly the design, construction and operating organizations.
- In dealing with new problems, while a generally conservative approach may be

taken, innovation is not stifled by insistence on adherence only to approaches which have been used in the past. Improvements in safety result from a well judged combination of innovation and reliance on proven techniques.

60. Those who regulate economic aspects of nuclear power take into account the fact that decisions based on purely economic factors could have negative impact on reactor safety.

4.2. OPERATING ORGANIZATIONS

4.2.1. At Corporate Policy Level

61. Safety Culture flows down from action by the senior management of an organization. When judging the quality of Safety Culture in an operating organization, it is necessary to start at the corporate policy level since it is there that attitudes, decisions and method of operation demonstrate the real priority given to safety matters.
62. The primary indication of corporate level commitment to a satisfactory Safety Culture is its statement of safety policy and objectives. This is prepared and disseminated in such a way that the objectives are understood and made use of by all levels of staff. Particularly, reference is made in the statement to the vital importance of safety, in critical cases overriding production objectives.
63. A satisfactory management structure assignment of responsibilities within it and allocation of resources, all primary responsibilities of the corporate policy level, are compatible with the organization's safety objectives. Aspects of these responsibilities are subject to regular corporate level review. As specific examples:

BE/ZD SUGGESTION

- Training is reviewed to ensure it is satisfactory and that the resources devoted are adequate.
- Documentation system are reviewed to ensure that the resources devoted are sufficient and allow for instance operating manuals to be routinely and modified as necessary in a timely fashion.
- Staff appointment arrangements are reviewed, in particular to ensure that evaluation of attitudes of individuals to safety as part of the process of selection and promotion of managers.

65. Senior management initiates reviews of the safety performance of the organization. Such reviews, and the strength of the responses to their findings are important pointers to the quality of Safety Culture in the organization.

4.2.2 Power Plant Level

66. In the nuclear plant itself safety is immediately at stake, and an effective Safety Culture is an essential feature of every day life. Three different areas are considered:

- the environment created by the local management which conditions individuals' attitudes;
- the attitudes of the individuals themselves, in all departments and at all levels from the plant manager downwards;
- the actual safety experience in the plant, which reflects the real priority given to safety in the organization.

4.2.2.1 The Working Environment

67. Safety responsibilities and detailed practices at all levels within the plant are defined. Particular care is taken in the treatment of special activities, such as tests or plant modifications with safety implication. In such cases a systematic independent examination is required. Review of documentation and records are carried out to ensure that safety requirements have been met.
68. Training and education ensures that all staff are knowledgeable about potential errors which might be committed in their area of activity. Such training is developed from a basic understanding of the safety questions involved, includes consideration of the possible consequences of such errors, and deals specifically with how such errors may be avoided, or corrected if committed. By way of specific examples;
- for control room personnel, simulator re-training takes into account operating experience, difficulties they encountered, and the questions they raised by staff.
 - training sessions before a given maintenance activity, using mock-ups or video recordings, refreshes the knowledge of the staff and make them directly conscious of potential errors.

BG/ZD SUGGESTION

- 68A. The results of safety analyses, includes PSA, are used regularly to examine specific issues as they arise, to support decisions, and to provide staff insight into the important safety features of the plant and its operation.
69. Nuclear safety is kept constantly under scrutiny through site inspection and audits, visits by senior officers, and plant internal discussions and seminars all devoted solely to safety matters. Findings are evaluated and acted upon energetically.

70. The ease with which staff are able to carry out their duties is subject to review. Aspects include the physical features of work locations, suitability of tools and equipment, availability of necessary information and, of particular importance, the work load of individuals.
71. The relationship between the plant management and the regulatory authority and its local representatives, is based on the common concern for nuclear safety, but with mutual understanding of the different accountabilities.

4.2.2.2 Individual Attitudes

72. Attitudes of individuals may be examined in exchange with staff members at various levels. Many forms of questions allows judgement of the effectiveness of Safety Culture and allows lessons to be derived. By way of illustration:
- Are procedures strictly followed even when quicker methods are available?
 - Do staff members stop to think when facing an unforeseen situation?
 - Is there concrete and favorable recognition of good safety attitudes, both by management and within peer groups?
73. Managers attitudes are illustrated, and staff attitudes are influenced, by exchanges on nuclear safety matters. In particular managers take opportunities to demonstrate that they play safety before production. As an example, discussion with staff concerned about delays in re-starting the plant for reasons of safety makes visible the commitment to safety as a primary objectives.
74. The presence of managers at the work site provides opportunities for them to emphasize directly the importance assigned to safety.

75. Development of local practices for improvement of safety is an excellent measure of individuals attitudes, since it demonstrates that all staff understand the need for use of their experience to improve performance. Specific examples might be in the areas of housekeeping and quality of records, or in extension of the practice of reporting errors to include those which have no apparent important consequences.

4.2.2.3. Plant Safety Experience

76. The principle measure of the quality of Safety Culture is the long term safety performance of the plant. The plant performance indicators commonly recognized(plant availability, numbers of unplanned shutdowns, radiation exposure, etc. ...) provide a measure of the attention to safety in a plant. This is complemented by specific safety indicators, such as the number and severity of significant events, pending work orders, and duration of unavailability of safety systems. The role of such indicators is made clear to staff.
77. All significant events which have occurred on the site are analyzed in close cooperation with the staff involved, to help management and staff to evaluate their strengths and weaknesses.
78. All such experience is reviewed regularly to ensure that the lessons have been learned, the necessary corrective actions identified and timely implementation pursued. The thoroughness of the reviews and the strength of the corrective responses is an important Safety Culture pointer.

4.3. Supporting Organizations

79. The important management provisions and individual attitudes which characterize

an effective Safety Culture in an operating organization may be adapted to suit all supporting organizations, particularly through emphasis on the demand for product quality. Certain specific issues relating to research and design organizations are identified below.

80. Research organizations have in place mechanisms for monitoring relevant work world-wide which may affect the conclusions of safety analysis. This is reinforced by mechanisms for ensuring that such information is brought to the attention of those accountable for safety in a timely fashion, and with emphasis worthy of its significance.
81. Those involved in research are alert for any potential misinterpretation or misuse of their output.
82. Design organizations may seek the input of external experts to improve their performance. By way of examples:
 - when a design organization lacks experience with a new technology, for example software design, it may seek the assistance of experts to supplement in-house capability;
 - design reviews which are an important and customary component of the in-house processes, may be supplemented by involvement of external expertise.
83. Design organizations keep up-to-date with the developments in reactor safety technology and safety analysis techniques by active participation in national and international activities. Formal mechanisms are in place to bring to the attention of the responsible operation any new information that might modify or invalidate any previous safety analyses.

APPENDIX

N.B. B.E. WILL IMPROVE THE SEQUENCE LOGIC

Safety Culture Indicators

84. This Appendix seeks to identify questions worthy of examination when the quality of Safety Culture in a particular case is being judged. The difficulty of such an approach is that the list of questions cannot be complete, nor can a list which is at all extensive be applicable to all circumstances. The objective of what follows is therefore not to provide a check list for Yes/No answers, but rather to cause self examination in individuals and organizations. Given this understanding, the list can be extended by the reader.
85. With this general reservation, the following questions are offered as pointers to the quality of Safety Culture. The main intent is to be thought provoking rather than prescriptive.

A1. Government and its Organizations

86. Government Commitment to Safety

- i) Is the body of legislation satisfactory?
- ii) Are there any undue impediments to necessary amendments to regulations?
- iii) Does the legislation or government policy statements emphasize safety as a prerequisite for the use of nuclear power?
- iv) Have budgets for regulatory agencies kept pace with inflation, with the growth of the industry and with other increased demands?

- v) Are regulatory organizations able to acquire people of adequate competence?
- vi) Dose the government provide adequate funding for necessary safety research?
Are the research results made available to other countries?
- vii) How free is the exchange of safety information with other countries?
- viii) Dose the country support the IAEA Incident Reporting System, OSART, ASSET and other similar international activities?
- ix) Are there any instances of undue interference in technical matters with safety relevance?

87. Performance of Regulatory Agencies

- i) Are regulatory safety objectives annunciated clearly and meaningfully to designers and operators so that they are neither too general nor too prescriptive?
Do they permit a proper balance between innovation and reliance on proven techniques?
- ii) Are comments on regulatory requirements sought from competent bodies? Have these been taken into account frequently enough to encourage future comments?
- iii) Is there a predicable and logical process for dealing with issues which involve a consideration of both safety and economic factors?
- iv) What is the record of project delays or loss of production due to lack of clarity of regulatory requirement or lack of timely regulatory decisions?
- v) Are regulatory practices generally consistent with the objective of NUS?
- vi) Is there an education and training programs for regulatory staff?
- vii) Dose the regulatory agency participate actively in international activities?
- viii) Are important reports on safety problems published routinely by the regulatory agency?
- ix) Dose the regulatory agency periodically publish a summary review of the safety performance of plants?
- x) What is the nature of the relationship with licenses? Is there a proper balance

between formality and a direct professional relationship?

xi) Is there mutual respect between the regulatory staff and the operator based on a common level of competence? What proportion of regulatory technical experts have practical operating or design experience?

xii) Is there regular mutual consideration of the licensees experience and problems and the impact of regulatory activities on these?

xiii) To what extent does the regulatory agency rely on the internal safety processes of the operating organization?

xiv) What is the nature and extent of the regulators' presence at the plant?

A.2 Operating Organization

88. Corporate Level Safety Policy

i) Has a safety policy statement been issued? Is it clear? Does the policy express the overriding demand for nuclear safety?

ii) Is it brought to staff attention from time-to-time?

iii) Is it consistent with the concept of Safety Culture presented in this document?

iv) Are managers and workers familiar with the safety policy and can staff cite examples which illustrate its meaning?

89. Safety Practices at Corporate Level

i) Does the corporate board include expertise in nuclear plant safety?

ii) Do formal meetings at that level include agenda items on safety?

iii) Do operating staff attend to discuss the safety performance of plant?

iv) Is there an active nuclear safety review committee which reports its findings at corporate level?

v) Is there a senior manager with nuclear safety as a prime responsibility? How is he supported and assisted in his duties? What is his standing compared with

heads of other functions?

BE SUGGESTION (REMOVED FROM PARA, 90)

vi) Are the resource requirement for the safety function reviewed periodically at corporate level? With what results?

90. Definition of Responsibility

- i) Has the assignment of safety responsibilities been clearly annunciated?
- ii) Has the nuclear safety responsibility of the Plant Manager been clearly stated and accepted?
- iii) Are the documents which identify safety responsibilities kept up to date?
- iv) Are the assignment of safety responsibility reviewed periodically? With what result?

91. Training

- i) Does all critical training and re-training culminate in formal assessment and approval for duties? What is the success/failure record? What is the proportion of operating staff time devoted to training and how does this compare with other nuclear plant operators?
- ii) What is the size of the resource devoted to training? How does this compare with other nuclear plant operators?
- iii) Do the corporate and plant management level assess the quality of training programme?
- iv) Is there a periodic review of the applicability, correctness and results of training courses? Does this review take into account operating experience feedback?
- v) How frequently are production requirements permitted to interfere with scheduled training?

- vi) Can training staff cites where operating errors have resulted in modifications to a training program?
- vii) Do training programmes address Safety Culture?
- viii) Do staff understand the significance of the operating limits of the plant in their areas of responsibility?
- ix) Are the staff educated in the safety consequences of the malfunction of plant items?
- x) Are staff trained in the special importance of following procedures? Are they regularly reminded? Are they trained in the safety basis of the procedures?
- xi) Are training simulator modifications made as soon as the plant is modified?
- xii) For control room operators, do re-training sessions on simulators take into account the difficulties that staff have experienced and the questions they raise?
- xiii) For maintenance personal, do training sessions make use of mock-ups and videos before a complex maintenance activity?

92. Selection of Managers

- i) Does the staff recognize that safety attitude is important in the selection and promotion of managers? How is this recognition fostered?
- ii) Do annual performance appraisals include a specific section on safety attitude?
- iii) Can the corporate level identify cases where safety attitude was a significant factor in granting or refusing a promotion to the management level?

93. Review of Safety Performance

- i) Does senior management receive regular reviews of the safety performance of the plant? Does this offer comparison with other nuclear plants?
- ii) Are the results of safety reviews acted on in a timely way? Is there feedback to managers on the implementation of lessons learned? Can managers identify the changes which resulted from reviews?

- iii) Are managers aware of how the safety of their plant compares with others in the same company? In the country? In the world?
- iv) Do staff routinely read and understand reports on operating experience?
- v) Is there a system of safety performance indicators with a program for their improvement?
- vi) Are the safety performance indicators understood by staff?
- vii) Are managers aware of which safety performance indicators trends and the reasons for the trends?
- viii) What arrangement exist for reporting safety related events at a plant? Is there a formal means for evaluating such events and learning the lessons?
- ix) Is there a formal mechanism by which the staff who were involved in a significant event are consulted on the final contents of a report?
- x) Is there a full time safety review group which reports directly to the plant manager?
- xi) Does the organization have effective links with operators of similar plants?
- xii) Does the organization contribute effectively to international reporting systems?
- xiii) What are the trends for the number of outstanding deficiencies, temporary modifications or operating manuals in need of revision?

94. Highlighting Safety

- i) Does the plant manager hold with his senior staff periodic meeting which are devoted solely to safety? Are there opportunities for non-management staff to participate in meetings which are devoted to safety?
- ii) Do these meetings cover safety significant items at that plant? At other plants in the company? At other plants in the country? At other plants in the world?
- iii) Has consideration been given to requesting an OSART mission or similar external review?
- iv) Is there a process by which more junior staff can report safety related

concerns directly to the plant manager? Is the process well known?

v) Is there a system for reporting individual's errors? How is it made known to staff?

vi) Do systems of reward include factors relating to safety performance?

95. Work Load

i) Is there a clear policy on limits to overtime worked? To which staff does it apply?

ii) How is overtime controlled, monitored and reported to the plant manager and upper management?

iii) What fraction of the time of the senior person on shift is spent on administrative duties?

96. Plant Management/Regulatory Relationship

i) Is the relationship frank and open yet adequately formed?

ii) What is the nature of arrangements for access of regulators to documentation? Facilities? Operating staff?

iii) Are required reports to the regulatory agency made in a timely fashion?

iv) At what levels are the plant contacts for the regulatory inspectors?

v) Does the plant manager meet routinely with regulatory staff?

97. Attitudes of Individuals

i) Are staff members at various levels interviewed from time to time to identify their attitudes to safety?

ii) Do co-workers look favorably upon those who exhibit a good safety attitude by actions such as attention to housekeeping, completeness of entries in log book or adherence to procedures?

iii) Are procedures followed strictly even when quicker methods are available?

iv) Do staff stop and think when facing an unforeseen situation?

98. Attitude of Managers

i) When there is an apparent conflict between safety and cost do managers discuss with staff members concerned how the conflict is resolved?

ii) Are the schedules and content of work for annual shutdowns examined on a regular basis by the internal safety review process?

iii) When safety considerations introduce a delay in start-up of a plant do managers use the occasion to illustrate to staff that safety come first?

iv) Are staff aware of management commitment to good housekeeping? Are they given relevant information such as objectives, expenditures, accomplishments and shortcomings?

99. Local Practices

i) Has the plant manager instituted any safety-related initiatives which go beyond requirements set at the corporate level?

ii) What mechanism is available to staff to report errors which they made even when the errors were immediately corrected or otherwise had no visible effect? Do staff make occasional use of the mechanism provided?

iii) Are records on the performance or maintenance of components and systems easily retrievable? Complete? Understandable? Accurate?

iv) What is the general state of the plant in term of general appearance and tidiness, steam and oil leaks, tidiness of logs and records?

v) What are the arrangements for supervising, reviewing and signing of maintenance work carried out by supporting organizations?

100. Field Supervision by Management

i) What is the working style of the senior supervisor on shift? Does he seek

information? Is he well informed? Does he appear routinely at the areas where safety related works is being done? Is he interested in problems or just the schedule?

ii) Do middle managers often do a first hand inspection of the conduct of safety-related work for which they are responsible?

iii) Does the plant manager from time to time inspect the conduct of safety-related work?

iv) Do senior managers visit the plant regularly? Do they give attention to safety matters?

A4. Design Organizations

102. Safety Analysis Design Codes

i) What process exist for verification and validation of computer modelling codes. Do these involve the relevant researchers?

ii) Are the safety design codes verified and validated for the specific circumstances?

iii) Are the limitations of codes been taken into account explicitly in the design review process?

iv) In which international standard problem exercises have analysts participated to test national computer modelling codes? What efforts have been made on a bilateral basis to compare work with experts in another country?

v) What is the formal mechanism for reporting the situation if it is considered that the previously reported outputs of a computer model may be invalid? Has there been the need to use this route?

103. Design Review Process

i) In which areas has outside expertise been used to supplement in-house

capability? How was the competence of the outside experts established?

ii) Where are the roles and responsibilities of design review teams described?

iii) Has the design review process been audited by internal QA auditors?

Regulatory agency? A peer group composed of national or international members?