

KINS/GR-282

최종연구보고서

원자력안전의 확인체계 최적화 연구

Streamlining and Optimization of Nuclear
Safety Regulatory System

위험도정보·성능기반규제 제도화 방안 연구

Study on Institutionalization of Risk-informed and
Performance-based Regulation (RI-PBR)

연구기관
한국원자력안전기술원

과학기술부

제 출 문

과학기술부장관 귀하

본 보고서를 “원자력안전의 확인체계 최적화 연구” 과제 (세부과제 “위험도정보 성능기반규제 제도화방안 연구”)의 최종보고서로 제출합니다.

2005. 2. 28

연구기관명 : 한국원자력안전기술원

대과제책임자 : 김 효 정

세부과제책임자 : 김 응 식

연구원 : 김 민 철, 김 윤 일,

김 인 구, 성 계 용,

안 상 규, 유 선 오,

윤 영 길, 이 창 주,

이 훈 주, 정 대 욱,

조 종 철, 최 영 환,

최 용 석, 최 종 수,

황 태 석

(이상 가나다 순)

최종연구보고서 초록

과제관리 번호	B-6-2	해당단계 연구기관	한국원자력 안전기술원	단계 구분	2단계/3단계중
연구사업명	중 사업명	원자력연구개발 중장기계획사업			
	세부 사업명				
연구과제명	대과제명	원자력안전의 확인체계 최적화 연구			
	세부과제명	위험도정보·성능기반규제 제도화방안 연구			
연구기관명 (연구책임자)	한국원자력 안전기술원 (김웅식)	해당단계 연구인력	내부 : 14.71 M·Y 외부 : 14.71 M·Y 계 : 14.71 M·Y	연구비	정부 : 1,038,000 천원 민간 : 천원 계 : 1,038,000 천원
위탁연구	한전 전력연구원 제주대학교 한국전력기술 (주)	김 명 기 정 범 진 임 학 규	(주) 액 트 고려대학교 조선대학교	최 성 수 김 영 평 김 승 평	
국제공동 연구	상대국명:	상대국연구기관명:		참여기업	
색 인 어 (각5개이상)	한글 : 위험도정보규제, 성능기반규제, 위험도정보/성능기반규제, 규제최적화, 규제효율성, 규제효과성, 확률론적안전성평가, 성능지표				
	영어 : Risk-informed Regulation (RIR), Performance-based Regulation (PBR), Risk-informed and Performance-based Regulation (RIPBR), Regulatory Effectiveness, Regulatory Efficiency, Probabilistic Safety Assessment (PSA), Performance Indicators (PI)				
요약(연구결과를 중심으로 개조식 500자 이내)				면수	500
<p>1. 연구개발목표 및 내용</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 위험도정보 및 성능기반 규제 (RIPBR)의 적용성 평가 <ul style="list-style-type: none"> - RIPBR 기본개념 정립 및 효과성/효율성 측면 적용성 평가 ○ 우리나라에 적합한 RIPBR 모델 설정 <ul style="list-style-type: none"> - 제도도입 타당성 평가 및 기본방향 설정 - 모델 도출, 모델특성 평가 및 바람직한 최적 모델 개발 ○ 기존 규제와의 관계 분석 및 영향 평가 <ul style="list-style-type: none"> - 안전심사/검사와의 연계성 평가와 규제체계 변화에 따른 영향분석 ○ RIPBR 제도화 방안 수립 <ul style="list-style-type: none"> - 관련 법령 개선방향 및 규제영향분석 - 기본지침서 개발 <p>2. 연구결과</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 규제방안별 개념 정립 및 도식화 ○ RIPBR 도입타당성 수립, 제도도입 3대 기본방향, 10대 추진원칙 설정 ○ 24개 항목으로 구성되는 3단계 이행모델 및 이행종합계획 개발 제시 ○ RIPBR 모델 이행에 따른 검사, 인허가기준, 기술요건 변화 분석 제시 ○ 모델 이행시 영향을 받는 규제사항 도출 ○ RIPBR 정책성명(안) 및 기본지침(안) 개발 제시 <p>3. 기대효과 및 활용방안</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 결정론적 방법에 의존했던 기존규제를 확률론적 안전성 평가결과 활용을 통해 보완하여 안전성에 대한 확신을 증대 ○ 안전에 중요한 설비의 안전관리를 보다 강화하고, 대신에 안전에 중요하지 않은 설비들에 대해서는 불필요한 규제부담을 저감하여 안전관리 및 안전규제의 합리화와 최적화를 구현 ○ 연구성과물은 위험도정보에 기초하여 다양한 규제활동 간에 규제자원을 효과적으로 배분하고, 성능이 취약한 분야에 규제를 집중함으로써 안전성을 향상시키는 데 활용가능함 					

요 약 문

I. 제 목

위험도정보·성능기반 규제 제도화 방안 연구

II. 연구개발의 목적 및 필요성

그 동안 원자력시설의 설계와 관련된 안전성 분석은 주로 결정론적 해석(Deterministic Analysis)에 근거하여 수행되어 왔으며, 기존의 규정, 지침 및 인허가조건 등 안전규제 또한 결정론적 해석을 토대로 하여 개발되고, 규정적 요건(Prescriptive Requirements)에 의해 이행되어 왔다. 기존 규제의 단점을 보완하기 위하여 미국에서는 확률론적안전성평가(PSA) 결과의 활용을 통한 원자력시설 안전관리와 운전성능 감시 및 조치를 통한 사고·고장의 예방을 포괄하는 소위 위험도정보 활용 성능기반 규제(RIPBR : Risk-informed and Performance-based Regulation) 기법을 도입하여 이행하고 있으며 현재까지 상당한 성과를 달성하고 있는 것으로 평가되고 있다. 이 규제기법은 위험에 미치는 영향이 크거나 성능이 취약한 시설 및 설비에 대하여 안전관리를 강화하고 이들에 자원을 집중 투자함으로써, 실질적 안전성을 향상시키는 외에 규제자의 규제 효율성 및 효과성을 제고하고, 사업자의 불필요한 규제부담 경감을 통한 자율적/창의적 안전성 확보를 유도하는 등 많은 장점을 가지고 있는 것으로 알려져 있다. 우리나라에서는 1994년에 공표된 원자력안전정책성명에서 “위험도에 근거한 안전규제”의 추진을 안전규제 정책방향으로 제시한 바 있고, 이에 따라 그 동안 일부분야에 산발적으로 위험도정보 및 성능기반 평가기법을 활용하여 왔다. 최근 들어 안전규제 수요의 지속적 팽창으로, 규제 효율성/효과성 제고를 위한 방안의 모색이 필요해 지고 있고, 사업자의 경우에도 PSA 결과 및 운전성능을 기반으로 설계 및 운영의 최적화를 도모하는 하는 등 RIPBR 도입에 대한 필요성이 증대되고 있다. 따라서, 본 연구는 우리나라의 원자력안전 규제환경과 기술여건 등을 고려하여 RIPBR 제도의 도입 필요성 및 타당성을 평가하고, 도입이 필요한 것으로 평가되는 경우에도 입전략 및 계획의 수립과 함께 최적의 도입방안을 개발하는데 그 목적이 있다.

III. 연구개발의 내용 및 범위

연구내용 및 범위에는 우리나라에 RIPBR을 도입하기 위한 기본방향 및 추진원칙, RIPBR모델 수립을 위한 후보항목의 도출, 도출된 항목의 상세평가, 최적의 RIPBR 모델 선정 및 이행계획의 수립 등이 포함된다. 우리나라 규제체계에 RIPBR을 도입하는 것이 필요한지의 결정은 기술적 관점, 규제합리성, 안전관리 일관성, 비용-편익 및 대중수용성 관점의 타당성 연구결과에 근거한다. RIPBR 모델의 후보항목은 국내·외 RIPBR 경험 및 관례의 검토에 기초하여 도출되며, 선정 기준에 따라 상세한 평가가 이루어진다. 최종적으로 선정된 항목의 우선순위를 고려한 이행계획이 수립된다. 또한, RIPBR의 체계적인 도입을 위한 정부의 정책 의지를 담은 정책성명(안) 과 RIPBR 이행 일반지침 (안)의 개발도 연구범위에 포함된다.

IV. 연구개발결과

기존의 결정론적 및 규정적 규제의 단점을 보완할 수 있는 것으로 알려진 위험도정보 및 성능기반규제 (RIPBR) 제도의 국내 도입 타당성을 평가한 결과, 원자력 시설의 총체적 및 개별적 위험도 관리, 안전에 대한 사회적 수용성 제고를 위한 객관적 안전수준의 제시, 기존규제의 취약점 개선/보완 및 불필요한 규제부담의 경감, 그리고 한정된 규제자원을 효율적/효과적으로 활용하는 한편 사업자의 자율적 안전관리 노력 유도를 위해 도입이 필요한 것으로 평가되었다.

RIPBR 제도도입은 기존 규제에 큰 영향을 미칠 것이므로 혼선과 시행착오를 최소화하는 방안으로서, 심층방어 원칙의 지속적 준수 하에 기존 규제의 보완적 수단으로서 RIPBR을 도입, 안전성증진과 규제의 효율성/효과성이 입증된 범위에서 추진, 종합적인 계획 하에 단계적이고 체계적으로 도입 등 제도도입의 3대 기본방향을 제시하였으며, 기본방향을 구체적으로 이행하는 데 필요한 것으로서 심층방어원칙/안전여유도 유지, 위험도 증가 제한, 기술적 요건/지침의 설정을 통한 일관성 유지 등을 포함하는 10대 추진원칙을 제시하였다.

또한, 향후 우리나라 규제환경에 적합한 제도화 후보항목으로서 27항목을 도출하여 도입 적합성을 평가하였으며, 이중 24항목을 이행 항목으로서 선정하고 3단계로 나누어 점진적으로 도입하는 모델을 수립하였다.

RIPBR 제도를 보다 체계적이고, 종합적이며, 일관성 있게 도입하기 위한 방안으로서 관련 정책성명 (안)을 개발, 제시하였으며, 규제에 활용하기 위한 일반지침 (안)을 개발하였다. 향후 RIPBR 이행 관계 기관간의 적절한 역할 분담에 의한 종합계획의 확정과 위험도정보의 활용과 관련한 각 기관의 정보교환 및 의견수렴을 위해 연구협의회를 구성·운영하는 것이 필요한 것으로 평가되었다.

V. 연구개발결과의 활용계획

동 연구를 통해 개발되는 RIPBR 제도화 방안은 위험도정보에 기초하여 다양한 규제활동 간에 규제자원을 효과적으로 배분하고, 성능이 취약한 분야에 규제를 집중함으로써 안전성을 향상시키는 데 기여할 것으로 기대된다. 또한, 이 방안은 우리나라 원자력 안전규제 심사 및 검사제도의 효율성 및 효과성을 향상시킬 수 있을 것으로 판단된다.

여 백

SUMMARY

I. Project Title

Study on Institutionalization of Risk-informed and Performance-based Regulation (RIPBR)

II. Objectives and Necessity of the Project

In the past, the safety assessment for a plant design has been performed based on deterministic-analysis. The nuclear regulation also has been developed in deterministic basis and implemented by prescriptive requirements. It has been pointed out that those regulatory approaches have disadvantages of preventing effective use of regulatory resources and voluntary management of nuclear safety by utilities. The USNRC has developed and implements Risk-informed and Performance-based Regulation (RIPBR) for improving existing regulation. The RIPBR is known to allow (1) to strengthen the regulation in the areas of high safety significance and weak performance, (2) to improve regulatory efficiency and effectiveness through proper allocation of resources, (3) to reduce unnecessary regulatory burdens, and (4) to encourage utilities to assure safety voluntarily and creatively. In Korea, the policy statement issued in 1994 suggested promoting the safety regulation based on risk as one of the directions to nuclear safety regulation, and risk-informed techniques have been partially utilized for safety assessment in several areas. Recently, it becomes necessary to find a way to improve regulatory efficiency and effectiveness in order to cover the increasing regulatory needs in Korea. Also, the utility has optimized design and operation of the plant using PSA insight and equipment performance information. Despite of the necessity of adopting RIPBR, it is needed to pay careful attention to minimize regulatory confusions and trial and errors due to adoption of new regulatory approach. The objective of this project is to study how to adopt the RIPBR in Korean nuclear regulation as part of streamlining and optimization of nuclear safety

regulatory system.

III. Scope and Contents of the Project

The study consists of establishing basic directions and principles for the adoption of RIPBR in Korea : identifying candidate items for the establishment of RIPBR model, assessing the identified items, selecting the optimal model for Korean RIPBR system, and establishing the milestone to implement Korean RIPBR model. The decision-making on adopting RIPBR into Korean regulatory system is based on the feasibility study in the aspects of technical matter, streamlining of regulation, maintaining consistency in safety management, cost-benefit and public acceptance. The candidates for RIPBR model are identified by the review of Korean and international experiences and practices on RIPBR. The candidates are subjected to assessment against several screening criteria. The implementation plan is set up under consideration of priority of the screened items. The project scope also includes the development of draft policy statement on RIPBR and relevant draft regulatory guide for implementation of RIPBR.

IV. Research Results

- (1) From the assessment of feasibility for adopting RIPBR, it was found that it is necessary to adopt RIPBR in order to manage the nuclear safety in an integrated and individual manner, to improve existing regulation, and to reduce unnecessary burdens to utility.
- (2) Three basic directions and ten principles that are essential to implement RIPBR model were suggested based on the feasibility assessment.
- (3) 27 candidate items were identified based on detailed assessment and 24 items of them were selected to be included in Korean RIPBR model.
- (4) The implementation plan for 24 items is set up, which includes a definition of the item, technologies to be developed, the legislation, other considerations, and a milestone for each item.

- (5) Draft policy statement on the use of risk information and relevant regulatory guideline were established for implementing the models in a consistent way. Organizing study group that represents each organization involving RIPBR activities is one effective method to maintain consistency and efficiency in the use of risk information.

V. Suggestions for Application

It is expected that the implementation of RIPBR models based on the results of this study will contribute to enhancing nuclear safety by effective allocation of regulatory resources among various regulatory activities based on risk insights and by much focusing of the regulation on the weak performance areas of plant. The RIPBR will also enhance effectiveness and efficiency of the Korean regulatory review and inspection system.

여 백

Contents

Summary	v
Contents	ix
List of Tables	xiii
List of Figures	xiv
Abbreviation	xv
Chapter 1 Introduction	1
Chapter 2 State of the Arts	21
Chapter 3 R&D Contents and Results	49
Section 1. Establishment of Basic Direction and Strategy	49
Section 2. Development of RIPBR Implementation Model	63
Section 3. Establishment of Mid- and Long-term Plan	70
Section 4. Development of Draft Policy Statement and Guide	77
Section 5. Experts' Consultation	86
Section 6. Conclusions	90
Chapter 4 Achievement and Contribution	91
Chapter 5 Plan for Use of Results	93
Chapter 6 References	95

여 백

목 차

요 약 문	i
Summary	v
Contents	ix
목 차	xii
표 목 차	xiii
그림목차	xiv
약어목록	xv
제 1 장 연구개발과제의 개요	1
제1절 배경 및 목적	1
제2절 안전규제의 개념과 변천	3
제3절 RIPBR 연구절차	9
제 2 장 국내·외 기술개발 현황	21
제1절 국외 기술개발 현황	21
제2절 국내 기술개발 현황	39
제3절 종합분석	47
제 3 장 연구개발수행 내용 및 결과	49
제1절 기본방향 및 추진전략 수립	49
1. 환경요인 및 고려요소 분석	49
2. 도입타당성 분석	50
3. 기본 추진전략 수립	59
4. 추진체계	60
제2절 시행모델의 설정	63
1. 후보항목 도출 및 기능별 분류	63
2. 모델 분석 및 평가	64
3. 시행모델 설정	64

제3절 시행계획 수립	70
1. 기존규제와의 연계성 및 영향 분석	70
2. 정책적 고려사항 분석	74
3. 우선순위 부여 및 단계별 추진체계 분석	75
4. 중장기 추진 계획의 수립	76
제4절 정책성명 및 기본지침 개발	77
1. 정책성명 (안) 개발	77
2. 기본지침 (안) 개발	81
제5절 국내·외 전문가 자문 활용	86
1. 국내전문가 자문활용	86
2. USNRC 전문가 자문 활용	87
제6절 결론	90
제 4 장 연구개발 목표 달성도 및 관련분야의 기여도	91
제 5 장 연구개발결과의 활용계획	93
제 6 장 연구개발과정에서 수집한 해외 과학기술정보	95
참 고 문 헌	97
부록 1. 미국의 위험도정보활용규제 이행계획 (RIPBR)	1-1
부록 2. 미국의 원자로 규제감독 제도 (ROP)	2-1
부록 3. RIPBR 제도화 후보항목 평가 결과	3-1
부록 4. RIPBR 이행 중장기 추진계획 (안)	4-1
부록 5. 미국 NRC의 PRA 정책성명	5-1
부록 6. 일본의 RIR 도입 기본방침	6-1
부록 7. 우리나라 RIPBR 도입을 위한 정책성명 (안)	7-1
부록 8. 미국 NRC RG 1.174 (국문번역본)	8-1
부록 9. 미국 NRC RG 1.177 (국문번역본)	9-1
부록 10. 미국 NRC SRP 19 (국문번역본)	10-1
부록 11. 우리나라 RIPBR 이행 기본지침 (안)	11-1
부록 12. RIPBR 도입방안에 대한 USNRC 전문가 기술 자문 결과	12-1

표 목 차

표 1-1	설계기준사고와 중대사고의 비교	5
표 1-2	결정론적 및 확률론적 안전해석 방법의 비교	6
표 1-3	결정론적 및 확률론적 심층방어 개념	8
표 1-4	규정적 규제와 성능기반 규제의 비교	10
표 2-1	미국의 RIR 이행계획 종합 (원자로안전 분야)	24
표 2-2	NRC 기본 안전성평가 요소별 성능지표 평가 항목	26
표 2-3	USNRC 위험도정보 규정제정 방안 비교	32
표 2-4	국의 위험도정보 활용·성능기반규제 사례 비교	38
표 2-5	국의 원전 RIPBR 이행 항목	38
표 2-6	국내 PSA 기술현황	45
표 2-7	RIPBR 국내 운용경험 및 사례	46
표 2-8	국내·외 시행중 또는 시행 예상 모델 종합	48
표 3-1	가동원전 1기당 규제요원 수의 비교	53
표 3-2	WOG/ASME RI-ISI 시범 프로그램 결과	54
표 3-3	미국원전의 RI-ISI 변경허가 신청 및 승인 현황 (2003. 12)	54
표 3-4	USNRC ROP 시행 전후의 규제검사 투입시간 (hr) 비교	55
표 3-5	위험도정보 기기등급분류의 이행에 의한 비용절감 계산 예	57
표 3-6	Surry 원전의 위험도정보 등급별 밸브 구매가격 산출 예	57
표 3-7	우리나라 RIPBR 도입 평가를 위한 후보항목	63
표 3-8	RIPBR 시행모델 및 이행 가능 일정	69
표 3-9	모델의 시행에 따라 영향을 받을 수 있는 규제사항	73
표 3-10	안전정보 공개 현황	75
표 3-11	국내 정책문서 구성 (예)	79
표 3-12	국의 RIR 관련 문서 구성 (예)	80
표 3-13	RIPBR 제도 도입 타당성 평가를 위한 기술자문 초청 전문가	87
표 3-14	활용 상세 내용 및 일정	88
표 5-1	연구개발 결과물별 향후 활용계획	93

그림목차

그림 1-1 안전규제 개념의 변화	3
그림 1-2 원자력발전소 운전상태 분류	5
그림 1-3 규제방안의 상호관계 및 위험도정보·성능기반 규제	13
그림 1-4 PSA 수행기술 체계	16
그림 1-5 RIPBR 제도화 방안 연구 절차	20
그림 2-1 USNRC ROP 수행 흐름도	25
그림 2-2 위험도정보를 활용한 설비 등급분류 개념	27
그림 2-3 원자력발전소의 안전규제절차	41
그림 2-4 국내원전 PSA/RM 이행계획	44
그림 3-1 미국 가동중 원전 성능경향 (1922 - 2000)	51
그림 3-2 우리나라 원전의 개별 위험도 (CDF) 수준	52
그림 3-3 우리나라 원전의 총체적 (누적) 위험도 (CDF) 관리 개념	52
그림 3-4 RIPBR 제도화모델 도입 추진 절차	62
그림 3-5 장주기 노심 사용에 따른 검사활동간의 역할 분담 개념	66
그림 3-6 규제검사 분야의 단계적 시행모델	66
그림 3-7 변경허가 관련 위험도정보 종합 의사결정	67
그림 3-8 위험도정보에 기초한 안전관리 대상 설비의 선정 예	68

약어목록

- ADAMS : Agencywide Documents Access and Management System (미국 원자력규제위원회 문서이용/관리체계)
- AEC : Atomic Energy Commission (미국 원자력위원회, NRC의 전신)
- AOT : Allowable Outage Time (허용정지시간)
- AOV : Air-operated Valve (공기구동밸브)
- ASP : Accident Sequence Precursor (사고경위 전조)
- ATWS : Anticipated Transients Without Scram
- BDBA : Beyond Design Basis Accident (설계기준 초과사고)
- CCF : Common Cause Failure (공통원인고장)
- CDF : Core Damage Frequency (노심손상빈도)
- CFR : Code of Federal Regulation (미국 연방규정)
- CLRT : Containment Leak Rate Testing (격납건물누설률시험)
- CNSC : Canadian Nuclear Safety Commission (캐나다원자력안전위원회)
- DBA : Design Basis Accident (설계기준사고)
- EAB : Exclusion Area Boundary (제한구역경계)
- EOP : Emergency Operating Procedure (비상운전절차서)
- EPIX : Equipment Performance and Information Exchange (설비 성능/정보 교환)
- EPRI : Electric Power Research Institute (미국 전력연구소)
- ESFAS : Engineering Safety Features Actuation System (공학적인안전설비 동작계통)
- FPS : Fire Protection System (화재방호계통)
- FSAR : Final Safety Analysis Report (최종안전성분석보고서)
- GQA : Graded Quality Assurance (차등 품질보증)
- I&C : Instrumentation and Control (계측 및 제어)
- ICDP : Incremental Core Damage Probability (노심손상확률 증분)
- ILERP : Incremental Large Early Release Probability (대량 조기방사능 누출 확률 증분)
- IPE : Individual Plant Examination (발전소 종합안전성평가)
- IRIS : International Reactor Innovative and Secure
- ISI : Inservice Inspection (가동중검사)
- IST : Inservice Testing (가동중시험)
- LERF : Large Early Release Frequency (대량 조기방사능 누출빈도)
- LCO : Limitations and Conditions for Operation (운전제한조건)
- LOCA : Loss of Coolant Accident (냉각재상실사고)
- LWR : Light Water Reactor (경수형 원자로)

MOV : Motor-Operated Valve (모터구동밸브)
 MSPI : Mitigating System Performance Index (완화계통 성능지표)
 NEI : Nuclear Energy Institute (미국 원자력에너지협회)
 NPP : Nuclear Power Plant (원자력발전소)
 NRC : Nuclear Regulatory Commission (미국 원자력규제위원회)
 OHSAS : Occupational and Health Safety Standard (직업보건안전표준)
 PBI : Performance-based Inspection (성능기반검사)
 PBMR : Pebble Bed Modular Reactor
 PBR : Performance-based Regulation (성능기반 규제)
 PDR : Public Document Room (공공문서실)
 PI : Performance Indicator (성능지표)
 PRA : Probabilistic Risk Analysis (확률론적 위험도 분석)
 PSA : Probabilistic Safety Assessment (확률론적 안전성평가)
 PSR : Periodic Safety Review (주기적안전성평가)
 PTS : Pressurized Thermal Shock (가압열충격)
 QA : Quality Assurance (품질보증)
 QHO : Quantitative Health Objectives (정량적 보건목표)
 RADS : Reliability and Availability Data System (신뢰도/이용도 데이터 체계)
 RAP : Reliability Assurance Program (신뢰도보증계획)
 RAW : Risk Achievement Worth (RAW 중요도)
 RBI : Risk-based Inspection (위험도기반검사)
 RG : Regulatory Guide (규제지침)
 RIBI : Risk-informed Baseline Inspection (위험도정보 기반검사)
 RI-ISI : Risk-informed Inservice Inspection (위험도정보 가동중검사)
 RIMS : Risk Monitoring System (위험도감시전산시스템)
 RIPBR : Risk-informed and Performance-based Regulation (위험도정보 성능기반
규제)
 RIR : Risk-informed Regulation (위험도정보 활용 규제)
 RIRIP : Risk-informed Regulation Implementation Plan (위험도정보활용 규제 이
행계획)
 RISC : Risk-informed Safety Class (위험도정보 안전등급)
 ROP : Reactor Oversight Process (규제감독제도)
 RRW : Risk Reduction Worth (RRW 중요도)
 SA : Severe Accident (중대사고)
 SAPHIRE : System Analysis Program for Hands-on Analysis Integrated
Reliability Evaluation (SAPHIRE 코드)

SBO : Station Blackout (완전전원상실)
SCSS : Sequence Coding and Search System (순차코딩검색체계)
SDP : Significance Determination Process (중요도 평가 제도)
S/G : Steam Generator (증기발생기)
SMA : Seismic Margin Analysis (내진여유도 해석)
SPAR : Standardized Plant Analysis Risk (표준 발전소분석 위험도)
SPI : Safety Performance Indicator : 안전성능지표
SRP : Standard Review Plan (표준안전심사지침)
SSCs : Structures, Systems and Components (구조물, 계통 및 기기)
SSU : Safety System Unavailability (안전계통 이용불능도)
STI : Surveillance Testing Interval (정기점검주기)
STS : Standard Technical Specification (표준기술지침서)
TS : Technical Specification (기술지침서)
UAI : Unavailability Index (이용불능도 지표)
URI : Unreliability Index (비신뢰도 지표)
WOG : Westinghouse Owner Group (웨스팅하우스 소유주 그룹)

제 1 장 연구개발과제의 개요

제1절 배경 및 목적

그 동안 원자력시설의 설계와 관련된 안전성 분석은 주로 결정론적 해석(Deterministic Analysis)에 근거하여 수행되어 왔으며, 기존의 규정, 지침 및 인허가조건 등 안전규제 또한 결정론적 해석을 토대로 하여 개발되고, 규정적 요건(Prescriptive Requirements)에 의해 이행되어 왔다. 결정론적 규제 및 규정적 규제는 규제수요 팽창 시 규제자원 활용에 있어서 효율성을 저하시키며, 원자력사업자의 창의적이고 자발적인 안전성 확보 노력을 저하시킬 수 있다는 문제가 제기되어 오고 있다. 결정론적 규제란 과도한 보수성(Conservatism)을 부과하고, 모든 규제대상에 대해 획일적인 규제를 적용함으로써 경우에 따라서는 불필요한 규제부담을 주어 규제 효율성이 저하될 수 있는 규제방법이다. 규정적 규제란 규제 목표를 달성하기 위하여 특정의 설비 또는 조치를 설계 또는 운영에 포함시키도록 요구함으로써 피규제자로 하여금 비용-편익적인 안전성 확보방안의 선택을 차단하는 규제방식이라 할 수 있다.

이러한 기존 규제의 단점을 보완하기 위하여 미국에서는 확률론적안전성평가(PSA) 결과의 활용을 통한 원자력시설 안전관리와 운전성능 감시 및 조치를 통한 사고·고장의 예방을 포괄하는 소위 위험도정보 활용 성능기반 규제(RIPBR : Risk-informed and Performance-based Regulation) 기법을 도입하여 이행하고 있으며 현재까지 상당한 성과를 달성하고 있는 것으로 평가되고 있다. 이 규제기법은 위험에 미치는 영향이 크거나 성능이 취약한 시설 및 설비에 대하여 안전관리를 강화하고 이들에 자원을 집중 투자함으로써, 실질적 안전성을 향상시키는 외에 규제자의 규제 효율성 및 효과성을 제고하고, 사업자의 불필요한 규제부담 경감을 통한 자율적/창의적 안전성 확보를 유도하는 등 많은 장점을 가지고 있는 것으로 알려져 있다.

우리나라에서는 1994년에 공표된 원자력안전정책성명[1-1]에서 “위험도에 근거한 안전규제”의 추진을 안전규제 정책방향으로 제시한 바 있고, 이에 따라 위험도정보를 활용한 설비정지허용시간 및 정기점검주기 연장신청에 대한 변경승인, 안전성평가에 기초한 격납건물 종합누설률시험 주기 연장 관련 요건의 추가(과기부고시 개정) 등 그 동안 일부분야에 산발적으로 위험도정보 및 성능기반 평가기

법을 활용하여 왔다. 또한, 원자력사업자는 2001년 8월 원자력안전위원회에서 의결된 『중대사고정책』 [1-2]에 따라 2006년까지 PSA 를 완료하도록 되어 있어서, 향후 PSA 결과를 원전 설계 및 운영의 최적화에 적극적으로 활용할 것으로 예상되고 있다.

규제수요의 꾸준한 증가와, 규제대상 시설의 운전연수 축적에도 불구하고, 규제 제도는 소규모의 규제대상에 적용했던 방식을 크게 바꾸지 않고 사용하고 있으므로 규제 효율성/효과성 제고 관점에서 개선이 필요한 시점에 있다. 따라서, 기존 규제를 보다 합리적이고 효율적으로 보완하는 방안으로서 미국에서 정착단계에 있는 RIPBR 제도의 우리나라 도입 타당성 평가 및 도입방안 (제도화 방안)을 강구할 필요가 있다. 본 연구는 우리나라의 원자력안전 규제환경과 기술여건 등을 고려하여 RIPBR 제도의 도입 필요성 및 타당성을 평가하고, 도입이 필요한 것으로 평가되는 경우에 도입전략 및 계획의 수립과 함께 최적의 도입방안을 개발하는데 그 목적이 있다.

제2절 안전규제의 개념과 변천

1. 안전규제 기본개념의 변화

과학기술의 발전 및 원자력시설의 운전경험 축적과 더불어 안전규제도 지속 발전함에 따라 규제 기본개념이 변화하고 있다. TMI 사고를 계기로 노심손상을 유발하는 사고 시나리오에 대비할 필요성이 대두되어 설계기준 초과사고를 규제대상 범위에 포함시키게 되었고, 원자력시설의 정량적 안전도 및 위험도 산출이 가능함에 따라 위험도에 기초한 차등적인 규제의 고려에 따른 실질적인 안전성 확보방안이 개발되고 있으며, 원자력시설의 가동연수 증가에 따른 성능저하 문제에 대처하기 위한 방안으로서 성능 취약 분야에 대한 규제강화가 모색되고 있다. 이 상과 같은 환경변화에 따라 예상되는 규제개념의 변화를 결정론적 규제, 규정적 규제, 성능기반 규제 및 위험도정보 활용 규제 등을 중심으로 상세히 분석하여 다음에 제시하였다. 규제 기본개념의 변화를 요약 정리한 내용이 그림 1-1 에 나타나 있다.

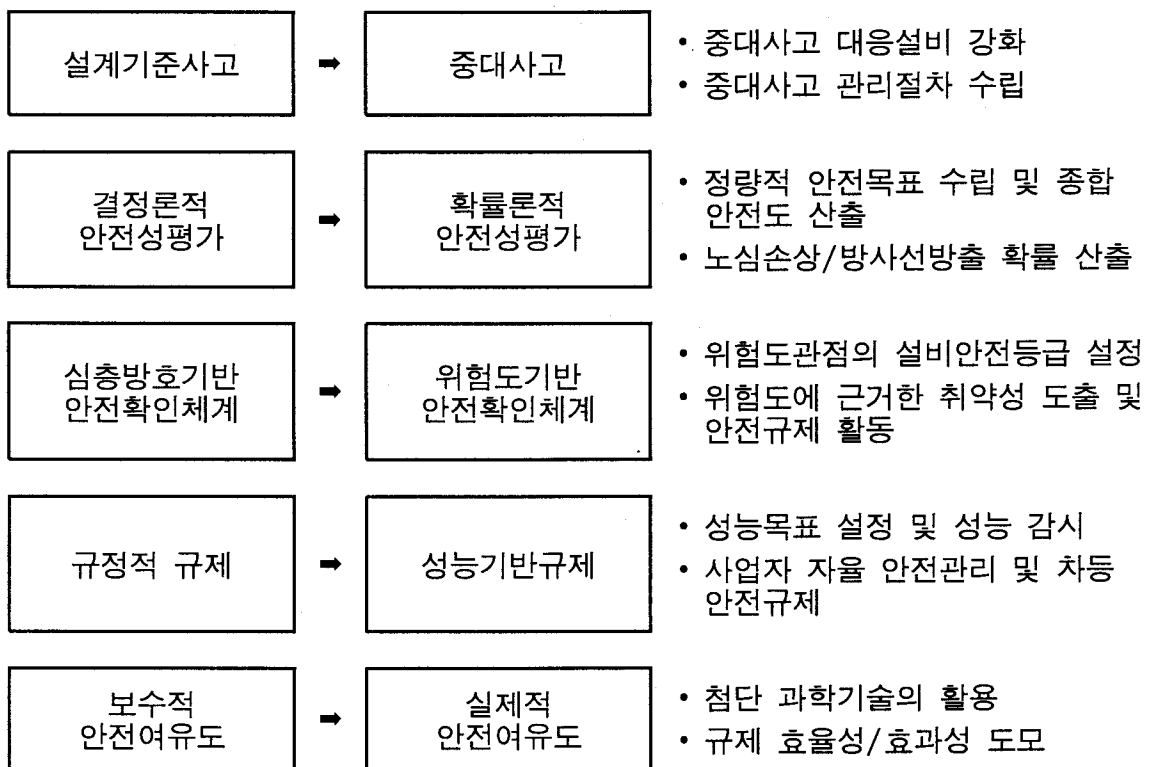


그림 1-1 안전규제 개념의 변화

가. 설계기준사고와 중대사고

설계기준사고 (Design Basis Accidents) 는 안전에 중요한 계통, 기기, 구조물의 설계기준 (설계변수, 운전제한조건, 감시요건 등의 기술지침요건) 을 설정하기 위하여 고려되는 사고로서, 이로 인한 핵연료 손상과 방사능 유출은 허용제한치 이내로 유지되어야 한다. 예를 들면 비상노심냉각계통의 설계기준사고는 냉각재 상실사고이며, 주증기 차단밸브의 닫힘시간에 대한 설계기준사고는 주증기파단사고이다. 설계기준사고의 선정은 일반적으로 초기사건의 발생빈도 (IAEA NS-G-1.2 기준 : $10^{-2} \sim 10^{-5}/RY$) 에 따라 분류하고 있으나, 현행 FSAR에 따르면 초기사건의 특성에 따라 유사한 사고전개 과정을 토대로 분류하기도 한다.

중대사고 (Severe Accidents) 는 설계기준사고를 초과하는 사고로서 노심의 중대한 손상을 초래하는 사고로 정의될 수 있으며, 그 중대성은 노심손상정도나 격납건물의 건전성 상실 정도에 따른다. 설계기준사고에 대비하여 설계된 제반 안전설비들이 제 기능을 수행하지 못했을 때 중대사고가 발생할 수 있다. 중대사고 해석 대상은 안전계통이 고장난 상황에서 방사성물질 유출 대비 방호벽의 일부가 고장나는 대표적인 사고경위를 취급한다. 중대사고 경위는 설계기준사고 경위 (안전계통 고장) 에 추가적으로 고장 또는 잘못된 운전원 대응 등을 부가하여 선정한다. 중대사고 기인자 (Initiator) 에는 잔열제거 기능 완전상실, ECCS 완전상실과 동시에 발생하는 LOCA, 완전전원 상실 등이 포함된다. 설계기준 사고와 중대사고에 대한 대상 사고 및 해석방법이 표 1-1에 비교되어 있으며, 정상운전, 예상운전과도, 설계기준사고 및 설계기준초과사고 등 원자력발전소 운전상태에 대한 분류 개념[1-3]이 그림 1-2에 제시되어 있다.

그림 1-2에서 보는 바와 같이 향후 규제에서는 중대사고를 포함하는 설계기준 초과사고를 규제대상에 고려함으로써, 설계기준 초과사고를 취급하기 위해 사용되는 비안전설비의 안전기능이 중요해진다. 즉, 그동안 결정론적 방법에 의존하여 왔던 안전등급설비의 분류방식이 위험에의 중요도 개념으로 변하게 됨으로써 규제대상이 조정되는 것을 예상할 수 있다.

표 1-1 설계기준사고와 중대사고의 비교

구 분	설계기준사고	중대사고
대상사고	◦ 공학적 및 전문가 판단에 따라 선정된 주요 사고 (주로 사고의 빈도 위주로 분류)	◦ 설계기준사고를 초과하여 노심손상을 유발할 수 있는 사고
해석방법	◦ 보수적 가정 및 모델 사용 ◦ 단일고장기준 적용 ◦ 안전설비만 해석에 사용 ◦ 해석에 사용되는 안전설비의 엄격한 기준 적용 : 다중성, 다양성, 독립성	◦ 최적 가정 및 모델 사용 ◦ 다중고장 가정 ◦ 비안전설비도 사용

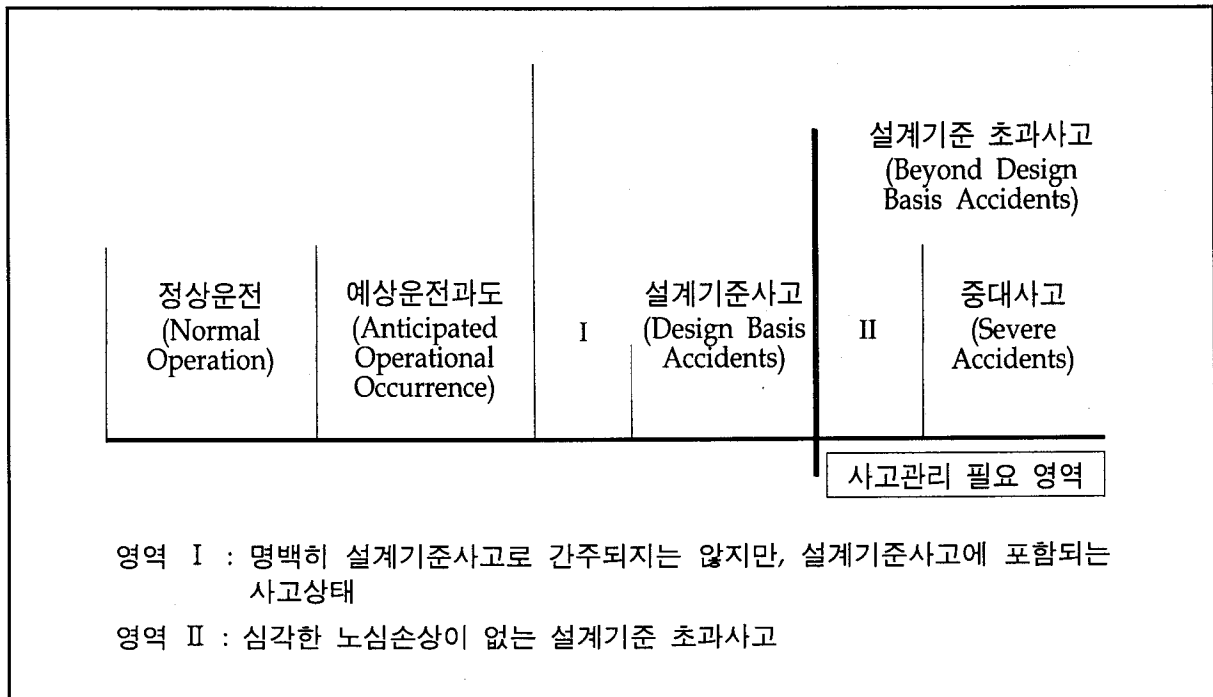


그림 1-2 원자력발전소 운전상태 분류

나. 결정론적 안전해석과 확률론적 안전해석

결정론적 안전해석 (Deterministic Safety Analysis) 은 발생 가능한 고장, 사건들에 대하여 발전소 거동을 확인하고 설계 적합성을 판단하기 위하여 수행되는 활동이다. 이 과정에서 안전에 중요한 기기 및 계통들이 정해진 설계기준을 만족하는가를 확인하고, 전반적인 발전소 설계가 각 사건에 대하여 정해진 방사선 선량 및 방사성물질 방출량 제한치를 만족하는지 확인하게 된다. 해석결과들은 다음과 같은 설계 및 운영에 필요한 안전 변수 또는 인자의 설정에 활용된다.

- 설계기준사고의 선정, SSC의 설계변수 설정 및 안전여유도 확보
- 운전제한조건, 원자로보호계통 설정치, 감시요건 등의 기술지침 요건 설정
- 제한구역경계(EAB) 및 저인구 구역경계 (LPZ) 설정

결정론적 해석방법은 사고의 선정(설계기준사고)에서 사고의 예방과 완화를 위한 안전계통의 설계에 초점을 두므로, 정량적인 확률개념을 고려하지 않고, 사고 시나리오와 그로 인한 결과 (방사선량 등) 만을 다룬다.

한편, 확률론적 안전해석 (Probabilistic Safety Analysis)은 노심용융에 이를 수 있는 사고전개과정을 파악하고 안전계통의 신뢰도를 분석하여, 발전소가 전체적으로 균형 있게 설계되어 있는지를 확인한다. 즉, 다양한 사고 및 시나리오와 그 발생빈도를 다루고, 발생빈도별 영향을 분석하여 궁극적으로 리스크의 척도를 제공하므로 확률론적 방법을 통한 리스크 평가방법은 기존의 결정론적 방법을 개선·보완할 수 있는 장점을 가진다. 표 1-2에 결정론적 안전해석과 확률론적 안전성 평가방법의 대상사고, 방법 및 결과활용 측면을 비교하여 제시하였다.

확률론적 안전성평가의 장점을 고려하여 안전관리 및 안전규제에 동 평가방법이 활용됨으로써 기대되는 변화는 발전소의 종합안전도를 정량적으로 산출할 수 있게 됨에 따라 안전도에 기초하여 원전별 차등규제가 가능할 것이며, 안전에 중요한 설비 및 그 상대적 중요도를 산출할 수 있으므로 설비의 안전등급 개념의 변화를 예측할 수 있다.

표 1-2 결정론적 및 확률론적 안전해석 방법의 비교

구 분	결정론적 방법	확률론적 방법
대상사고 및 사고 시나리오 (위험발생요인)	◦ 공학적 및 전문가 판단에 따라 선정된 주요 사고 및 시나리오 (설계기준사고)	◦ 모든 가능한 다양한 사고 및 시나리오 (노심용융을 포함하는 설계기준 초과사고 및 시나리오)
해석방법	◦ 운전과도 및 설계기준사고 - 단일고장기준 적용 - 안전설비만 해석에 사용 - 보수적 해석방법 (상한값 고려) ◦ 중대사고 (현상 및 하중 평가) - 다중고장 가정 - 비안전설비도 사용 - 최적 가정 및 모델 사용	◦ 일반 또는 발전소 고유 신뢰도자료 사용 ◦ 최적 가정 및 모델 사용 ◦ 다중고장 가정 ◦ 비안전설비도 사용
결과활용	◦ 절대적기준 (허용기준) 과 비교하여 만족여부 결정	◦ 상대적으로 안전중요도 결정 - 설계 및 절차상의 취약점 파악

다. 심층방어와 위험도정보 활용 규제

심층방어 (Defense-in-Depth)란 발생 가능한 인적오류 및 기계적 고장을 보상하기 위하여 방사성물질의 환경누출을 방지하는 연속적인 다중 방벽을 포함하는 다단계 방어조치 개념 (사고의 예방과 완화를 위한 연속적인 방어조치)을 의미한다. 연속적인 다중방벽은 핵연료펠렛, 핵연료피복재, 원자로냉각재압력경계, 격납용기 등이 포함되며, 다단계방어 수단에는 보수적인 설계 및 품질보증, 이상상태 제어 및 고장탐지, 안전 및 보호계통에 의한 사고 제어, 격납용기 보호 및 사고관리, 소외비상대응 (정상상태 유지, 이상사태 조기대응, 사고예방, 사고완화, 소외대응조치) 등으로 구성된다.

위험도기반 규제방안 (RBR : Risk-Based Regulation)은 확률론적 안전성평가 (PSA)를 통하여 평가된 종합적이고 정량적인 위험도평가 결과만을 기반으로 규제 의사 결정을 하는 규제 방안으로서, PSA 해석결과에 불확실성이 포함되어 있으므로 전적으로 PSA에 의존한 규제 의사 결정은 문제의 소지가 있다. 반면에, 위험도정보활용 규제는 기존의 심층방어 개념과 공학적 판단, 운전경험 등과 함께 위험도 정보를 규제 의사 결정에 활용하는 기법으로서 결정론적 (Deterministic) 규제 방안을 다음의 관점에서 개선한 규제방안이다.

- 다양한 안전성 저해요소를 폭 넓게 고려
- 리스크 중요도, 운전경험 및 공학적 판단을 토대로 안전성 저해요소의 우선순위를 결정하는 논리적 수단 제공
- 안전성 저해요소를 방어할 수 있는 다양한 수단을 제공
- 해석에서 불확실성의 근원을 도출하고 정량화할 수 있게 함
- 주요 가정의 민감도를 점검하는 수단을 제공함으로써 의사결정을 개선
- 순수 위험도기반 규제방안과 순수 결정론적 규제방안의 중간 단계

위험도정보활용 규제에 있어서 심층방어 개념은 규제관행의 기본요소로 계속 유효하며, 확률론적 안전성평가 등을 통해 생산되는 위험도정보는 심층방어 요소들을 정량적으로 평가하여 안전중요도 및 취약성을 도출하고 그 유용성을 명확히 할 수 있게 한다. 또한, 안전설계의 효율성, 보수성의 적합성, 또는 불필요한 규제부담 사항들을 확인할 수 있게 한다. 심층방어의 결정론적 실현 수단과 위험도정보를 활용한 유효성 확인방법간의 관계가 표 1-3에서 보여진다.

이상의 분석으로부터 예상되는 향후 변화는, 현재 안전의 주요 원칙으로서 자리매김하고 있는 심층방어 개념이 단순한 다중방호 개념의 적용에서 벗어나, 사고 예방 및 완화간의 균형 유지 상태와 개별 방어수단의 효과성을 확률론적으로 평가하여 개선점을 보완하는 방향으로 나아갈 것이다.

표 1-3 결정론적 및 확률론적 심층방어 개념 [1-4,5]

목적 (IAEA Defence-in-depth)	결정론적 접근방법	위험도정보 활용 접근방법	구분
○ 1단계 : 비정상운전 및 고장의 예방	○ 보수적 설계 ○ 고-품질의 건설 및 운전	○ 사고유발 초기사건 빈도 제한	노심손상 예방
○ 2단계 : 비정상운전 제어 및 고장감지	○ 제어 및 보호계통 설치 ○ 기타 감시설비 구비		
○ 3단계 : 설계기준 이내로 사고를 제어	○ 공학적 안전설비 구비 ○ 비상운전 절차서	○ 사고조건에서 노심손상확률을 제한	
○ 4단계 : 심각한 발전소 상태를 제어 - 사고진행 방지 - 사고결과 완화	○ 보완조치 (사고완화용 설비) ○ 사고관리	○ 노심손상시 방사능물질 유출 제한	사고영향
○ 5단계 : 심각한 방사성물질 유출 영향 완화	○ 소외 비상대응	○ 노심손상사고로 인한 공중의 보건 영향 제한	완화

라. 규정적 규제와 성능기반 규제[1-6]

규정적 규제방안 (Prescriptive Regulation) 은 규제의 목표를 이루기 위해 규제대상이 발현되는 각종 단계와 요소들(원전의 경우 설계, 건설, 운전, 해체 상의 모든 단계와 그 단계에서 기능하는 개별 요소들)에 대하여 구체적이고 세부적인 개별 요건을 설정하고 이를 준수할 것을 강제하는 규제 접근 방법이다. 이 규제방안에서는 규제기관이 사전에 설정한 구체적인 절차와 기준을 사업자가 준수하느냐에 초점을 두고 만약, 그렇지 않을 경우 제재조치를 취하게 된다. 규정적 규제라는 명칭이 정확하게 정의되어 사용된 것은 아니지만, 현재의 규제체계 및 그 문제점을 특징적으로 나타내기 위한 표현임을 밝혀둔다. 이에 대비되는 규제 개념으로서 성능기반 규제방안 (PBR : Performance-Based Regulation) 이 있다.

성능기반 규제는 원전의 성능목표와 이를 달성하기 위하여 측정가능한 성능지표를 설정하고 이를 준수하는 수단과 방법에 대해서는 사업자에게 자율성을 부여하는 규제접근 방안으로서 규제 의사결정의 일차적인 판단근거로서 성능과 결과를 설정해 두고 이의 달성여부에 초점을 두는 규제방안이다. 성능기반 규제는 다음과 같은 특성을 가진다.

- 측정가능한 (또는 계산가능한) 매개변수를 감시 (대상이 되는 물리적 매개변수 또는 대상 변수의 측정에 사용되는 상대적 매개변수를 직접측정)
- 성능평가를 위한 객관적 성능기준은 위험도 고찰결과, 결정론적 해석 및/또는 성능이력에 근거하여 수립됨
- 사업자는 수립된 성능기준의 충족방법의 결정에 대해 선택할 자율성을 가짐

성능기반 규제의 전형적인 사례로서는 1991년 제정 후 5년간의 유예기간을 두고 1996년 시행한 미국의 10CFR50.65, Maintenance Rule (정비규정)을 들 수 있다. 정비규정은 사업자로 하여금 원전의 구조물, 계통, 기기들에 대한 성능목표와 성능기준을 설정하게 하고 자체적으로 마련한 프로그램을 통해 이들 기준을 준수할 것을 요구하는 내용을 포함함으로써 정비의 실천과 책임은 사업자의 자율에 맡기고 규제기관은 프로그램의 효과성을 감시하는 특성이 있다. 이 외에도 “정지 원자로의 안전기준 성능감시”에서 원자로냉각재 펌프의 온도를 154°F 로 일정하게 유지한다면 성능기준을 만족하는 것으로 간주하는 것 (이 경우 잔열제거기능과 관련된 운전자의 통제와 계획은 적절하다고 보고 규제를 최소화), 고준위 방사성폐기물 처분장의 성능기준(10CFR63 Section 111)으로서 처분장구역의 피폭선량이 기 설정된 기준치 이하로 될 것을 요건화하는 것 (운영자는 이 요건을 충족하는데 필요한 수단과 방법의 선택에 자율성을 가짐)과 화재방호요건 (10CFR50 App. R), 격납용기 누설률시험 (10CFR50 App. J Option B) 요건, 원전성능감시 프로그램 (성능지표) 등을 성능기반규제 사례로 들 수 있다. 완전전원상실사고 (SBO : Station Blackout) 에서의 비상디젤 (Emergency Backup Diesel) 의 신뢰도 유지 관점에서 기존에는 상세한 보수, 운전, 시험절차, 주기적 검사를 규정하였던 것과 달리 성능목표를 부여하고 (95% Diesel Reliability) 목표달성 방법은 사업자 자율에 맡기는 성능기반 규제 방식이 자리를 잡아가고 있다. 표 1-4는 규정적 규제와 성능기반규제의 차이를 나타내고 있다.

성능기반규제로의 변화는, 그동안 모든 단계에 대해 상세히 규제를 설정했던

것으로부터 성능목표의 충족을 확인할 수 있는 수준의 규제를 설정하여 성능이 충족되면 안전성을 확보하는 것으로 간주하는 규제방식의 정착을 예상할 수 있으며, 구체적인 설계설비 구비와 관련된 요건 대신에 성능목표를 충족하는 수단은 사업자가 결정하도록 함으로써 자율규제의 확대 또는 탄력적 규제의 도입을 예상할 수 있다.

표 1-4 규정적 규제와 성능기반 규제의 비교

구 분	규정적 규제	성능기준 규제
성 격	<ul style="list-style-type: none"> 구체적이고 세부적인 개별요건 설정 개별요건의 준수 강제 	<ul style="list-style-type: none"> 성능목표와 측정가능한 성능지표 설정 사업자 자율적 수단과 방법으로 준수
장 · 단점	<ul style="list-style-type: none"> 이행의 용이성 <ul style="list-style-type: none"> 피규제자는 어떤 행위가 필요한지 쉽게 인지 규제자는 무엇을 할 것인지를 쉽게 인지 요건이 탄력적이지 못하여 효율적인 방법 적용 불가 사업자의 수동적인 안전개선 노력과 안전의식 결핍 가능 	<ul style="list-style-type: none"> 이행의 난해성 <ul style="list-style-type: none"> 이행 수단/방법의 설정에 혼선 가능 측정가능한 성능지표 설정의 어려움 사업자의 창의적이고 효율적인 방법 채택 가능 자율성 부여로 사업자의 능동적 안전개선 노력 및 안전책임 강화
특 징	<ul style="list-style-type: none"> 원자로의 규모가 적거나 도입 초기단계에 적용 <ul style="list-style-type: none"> 도입 외국기술기준 적용 	<ul style="list-style-type: none"> 사업자의 기술/재정 능력이 우수하고 규정적 규제 경험이 충분히 축적된 단계에 적용

2. 위험도정보·성능기반 규제의 개념[1-7]

가. 위험도의 개념

위험도 (Risk) 는 사전(Longman Dictionary of Contemporary English)상으로는 “ The possibility that something bad, unpleasant, or dangerous may happen” 라고 정의되고 있으며, 미국 리스크 분석 학회 (SRA: Society for Risk Analysis) 의 웹사이트 용어해설에서는 “Risk : The potential for realization of unwanted, adverse consequences to human life, health, property, or the environment; estimation of risk is usually based on the expected value of the conditional probability of the event occurring times the consequence of the event given that it has occurred”

(www.sra.org/gloss3.htm) 라고 되어 있다. 우리나라 생명보험협회에서는 위험 (Risk, Peril) 이란 일반적으로 손실을 발생시킬 가능성이 있는 것으로 또한 그 손실의 발생이 불확실한 것을 말한다 (www.klia.or.kr - 생명보험 용어해설) 라고 정하고 있으며 국제 직업건강 안전표준 (OHSAS : Occupational and Health Safety Standard) 18001 에서는 “인명상해나 직업병, 재산손상, 환경손상 또는 이들의 복합적인 형태의 위해를 일으킬 잠재성을 가지고 있는 원천이나 상태” 라고 정의하고 있다. 이처럼 위험도의 정의는 분야마다 약간씩 다르긴 하지만, 손실 또는 손상, 가능성 또는 잠재성 등을 공통적으로 포함하고 있다. 국제원자력기구의 용어해설집 (IAEA Safety Glossary, Working Material, Version 1.0, April 2000) 은 그 전형적인 표현을 가지고 위험도를 “A multi-attribute quantity expressing hazard, danger or chance of harmful or injurious consequences associated with actual or potential exposure” 라고 정의하고 있다.

원자력분야 이외에서도 위험도평가는 다양하게 활용되고 있다. 예로서 미국 환경보호청 (Environment Protection Agency) 에서는 사람이 하나 이상의 스트레스 요인 (Stressors) 에 노출되는 경우 발생할 수 있는 생태학적 역효과가 발생할 수 있는 가능성을 평가하는 소위 스트레스로 인한 생태학적 위험도 평가 (Ecological Risk Assessment)를 실시하고 있으며, 영국에서는 식품위생 표준개발과 식품관리 향상 방안으로서 미생물학적 위험도 평가기법을 도입하여 활용하고 있다. 안보 및 폭발사고 재해 분야의 응용 사례로서 테러리스트에 의한 위해에 대처하기 위하여 위해성, 취약성, 허용가능한 위험수준 등을 종합적으로 평가하는데 활용하고 있으며, 철도망 안전성 평가 및 기준 개발에도 위험도평가를 수행하고 있다. 매년 국제행사로써 개최되는 PSAM (Probabilistic Safety Assessment and Management) 학술대회는 다음과 같은 Topic 분야를 설정하여 다양한 관점의 위험도 및 확률론적 평가에 관한 토의를 수행하고 있다.

- Aviation and Space
- Environmental and Sustainable Development
- Risk Assessment in Transportation (land, maritime)
- Biotechnology and Food
- Insurance and Finance
- Medical and Health
- Security (defense, national, facility)

◦ Information Technology and Telecommunication 등

나. 원자력시설에서의 기술공학적 위험도 평가

앞에서 언급한 바와 같이 위험도 논의에는 위험제공 요인과 함께 발생 가능성 또는 잠재성, 그리고 손실 또는 손상의 크기를 공통적으로 포함하고 있다. 원자력분야에서도 유사하게 위험도를 방사선으로 인한 보건학적 역효과라고 하고, 이를 다음의 3대 요소로서 정량화 한다.

- 무엇이 잘못될 수 있는가 ? (What can go wrong ?) → 시나리오 (일어날 가능성이 있는 사건 또는 상태의 조합)
- 그 가능성은 얼마나 되는가 ? (How likely is it ?) → 증거를 확률 및 불확실성으로 정량화
- 그 결과 (영향) 는 ? (What are the consequences ?) → 사고영향 (일반대중에 끼치는 보건효과)

위험도 평가는 위험으로 인한 결과 (영향), 민감도, 계통 상호작용 등을 이해하기 위하여 상기 위험도 3대 요소를 체계적으로 기술하기 위한 방법으로서 이 평가로부터 중요한 시나리오가 도출된다. 결정론적 해석 (Deterministic Analysis)에서는 위험도 평가의 3대 요소 중 시나리오, 사고영향 등 2가지만 고려하므로 실질적 피해의 크기를 제공하지 못한다. 확률론적 해석 (Probabilistic Analysis)에서는 광범위한 초기사건 (Initiating Event) 을 해석하고 그 발생빈도를 계산하며, 시나리오별 영향을 해석하여 빈도를 고려한 위험도를 제시하는데 이를 확률론적 안전성평가 (PRA : Probabilistic Risk Analysis 또는 PSA : Probabilistic Safety Assessment) 라고 한다. 이러한 평가를 통해 얻어지는 위험도 정보에는 다음의 항목들이 포함된다.

- 중요한 사고경위 (Risk-significant Sequence)
- 노심손상빈도 (Core Damage Frequency : CDF)
- 대량 조기방출 빈도 (Large Early Release Frequency : LERF)
- 위험성에의 기여 순위별 구조물, 계통 및 기기
- Risk Curve (방사성물질 처분시설) 등

다. 위험도정보·성능기반 규제의 개념[1-8]

이상의 논의를 통해 향후 원자력시설에 대한 규제방식이 결정론적 규제로부터 위험도정보 활용 규제, 규정적 규제로부터 성능기반 규제로 변화하고 있고, 이를 조합한 위험도정보·성능기반규제 (RIPBR) 의 도입을 예상할 수 있다. 위험도정보·성능기반 규제는 심층방어 원리 및 안전여유도 적용을 포함한 공학해석 및 판단 등 기본 안전원칙을 바탕으로, 위험도정보와 성능이력 등 가용한 정보를 보조적으로 사용하는 규제방안으로서 다음과 같은 특징을 가진다.

- 안전에 중요한 활동에 규제의 초점을 둠
- 사업자 (또는 설비) 의 성능평가를 위한 객관적 기준의 설정
- 성능감시를 위한 측정가능한 (계산가능한) 인자의 개발·활용
- 규제 의사 결정의 1차적 근거로서 과정보다는 결과에 초점을 둠
- 설정된 성능기준 충족에 있어서 개선된 결과를 고무하거나 보상하는 방향으로 유연성을 부여

그림 1-3은 결정론적 규제, 위험도기반규제, 규정적 규제 및 성능기반 규제와의 관계와 위험도정보·성능기반규제의 위치를 도식적으로 나타내고 있다.

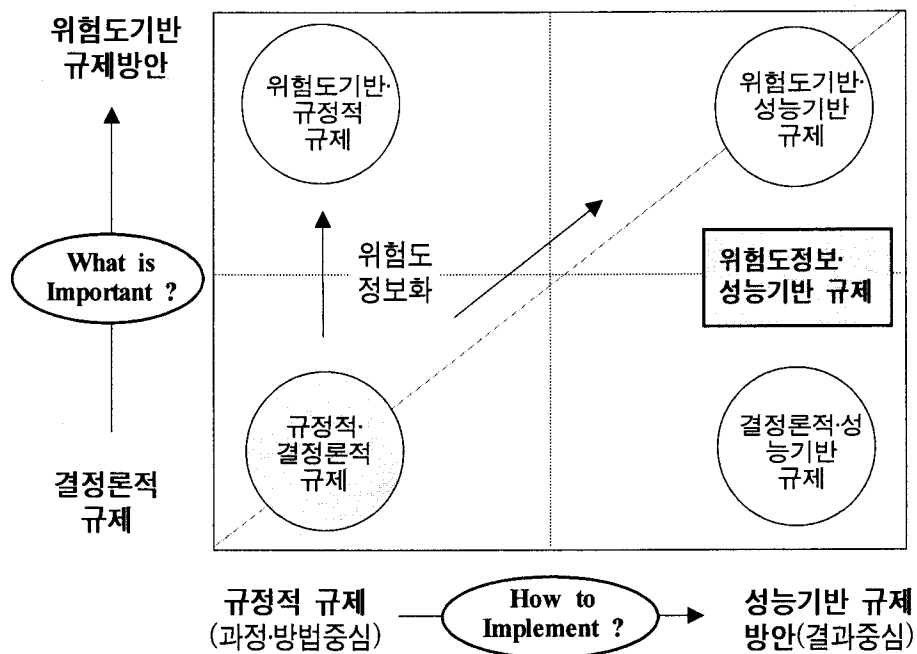


그림 1-3 규제방안의 상호관계 및 위험도정보·성능기반 규제

3. PSA 기술

위험도정보 활용 규제에 있어서 확률론적안전성평가 (PSA) 는 가장 중심적인 기술이다. 따라서, 관련 위험도정보 활용 규제방안의 도입에 있어서 동 기술의 확보야말로 선행조건이라 할 수 있다. 이 기술이 향후 확보되어야 할 최우선의 기술이지만, 활용상의 한계, 문제점 등이 존재할 수 있으므로, 동 기술의 분류, 우리나라에서의 기술확보 수준, 이를 이용한 연구활동 현황과 아울러 문제점을 다음에 제시한다.

가. PSA 기술체계, 기술수준, 기술적 한계, 연구개발분야

PSA 는 그림 1-4에서 보는 바와 같이 총 3단계의 분석체계로 구성되며, 1단계(노심손상평가), 2단계(적납건물 성능 및 방사능누출평가) 및 3단계(소외방사능 피폭평가)로 분석범위가 확장될수록 많은 기술들이 연관된다. 취급 사건의 특성(예: 공통원인고장 유발)에 따라 LOCA, 과도사건 등의 내부사건분석과 지진, 화재 등의 외부사건분석으로 구분되며, 사고 당시의 발전소 상태/원자로 출력에 따라 전출력 PSA와 정지/저출력 PSA로 구분되기도 한다.

우리나라의 기술수준을 살펴보면 1단계 및 2단계 PSA 수행에 필요한 기본적인 기술은 대부분 확보하고 있다. 현재 국내 PSA는 규제의 관점에서 수행되어 많은 보수성을 내재하고 있어 RIPBR 시행시 효율성을 떨어뜨리므로 보다 최적화된 평가결과의 확보 노력이 요구된다. 3단계 PSA 수행에 필요한 기본적인 기술 또한 확보하고 있으나, 대기확산 평가 중 우리나라의 계절에 따른 기상 특성 반영 기술이나 해풍/육풍의 변화 등을 고려할 수 있는 기술은 부족한 상태이다. 또 우리나라의 인문/사회학적 특성을 고려한 동적 비상대응 평가 기술 및 도구는 아직 확보되어 있지 않다.

PSA 기술이 발전하여 원자력 안전관리의 중요한 도구로서 역할을 하고 있지만 나름대로의 기술적 한계를 갖고 있다. 국내 원전의 고유 신뢰도 자료는 RIPBR 활성화에 필수적인 기초자료이지만 발전소 고유 기기 고장율, 특히 공통원인고장을 추정 등에 있어 한계가 있다. 다양한 인적오류 분석을 위한 수행특성인자 선정, 정량화 기술 등이 부족하고 실제 인적오류 데이터의 수집과 평가에는 많은 어

려움이 존재한다. 각종 PSA (특히 외부사건 및 정지/저출력) 결과에서 변수 및 모델의 불확실성 요소를 실질적으로 취급하고 정량화 할 수 있는 기술에 한계가 있으며, 이로 인해 위험도 정보의 불확실성에 대한 논란을 유발한다. PSA 수행 과정에서 불확실한 정도에 대한 추정값이 요구될 때, 자료 또는 현상 이해에 따른 제약으로 인해 전통적인 통계적 기법의 적용 자체가 불가능한 경우가 많이 있다. 이 경우 전문가의 전문지식을 통한 판단에 의존하는데 아직까지는 전문가 집단으로부터 주관적인 확률분포를 추출하는 체계적이고 조직적인 기술에 한계가 존재한다.

이러한 기술적 한계에도 불구하고 다양한 연구개발 활동이 추진되고 있다. 위험도 정보 이용을 위한 기반기술 구축분야로서, 안전성목표 설정, PSA 표준화, 기신뢰도분석, 분석코드 (1단계, 2단계, 3단계 종합 PSA코드 및 관련 세부분야 코드) 개발이 추진되어 왔으며, 1단계 PSA 평가기술분야로서, 내부사건평가, 인간 신뢰도분석, 공통원인고장분석 등의 연구가 수행되어오고 있다. 운전최적화 지원 분야로서, 위험도감시자(risk monitor), 신뢰도중심정비기술 등에 대한 연구개발이 진행 중에 있으며, 기타 각종 2단계 PSA, 3단계 PSA, 정지/저출력 안전성 향상 기술에 대한 연구가 진행되고 있다. 신규 연구개발분야로는 PSA 지식베이스 구축, Precursor 분석, Digital I&C 신뢰도분석, 조직 영향 분석, 동적 신뢰도 분석, 피동계통 신뢰도 분석, 기기 신뢰도 예측 기법 등이 수행되고 있거나 논의 중에 있다.

나. PSA 활용범위, 기대효과, 문제점

PSA 기술은 RIPBR 적용에 있어 단계적 측면에서는 주로 1단계 PSA 그리고 약간의 2단계 PSA 결과가 이용된다. 이는 주로 전출력 상태에서의 내부사건 분석 결과가 이용되지만, 화재방호 문제의 경우 화재 PSA 정보가 활용되는 등 활용 특정 사안에 따라 관련 분야의 위험도정보가 요구된다.

PSA 기술은 원전운영으로 인한 개인 및 사회에 미치는 영향을 정량적으로 평가할 수 있게 하고 비교 가능한 위험도수준을 제시할 수 있도록 하므로 원전 안전성 향상 방안 개발과 대 국민보호 목적을 달성하는데 활용 가능하다. 기기 신뢰도 데이터 확보를 통해 운전신뢰성 확보, 정비효율성 증대 및 위험 심각성에 기반한 기기 중요도분류, 시정조치 우선순위 부여 등이 가능하게 되어 효과적인 원전 안전성향상을 성취할 수 있다.

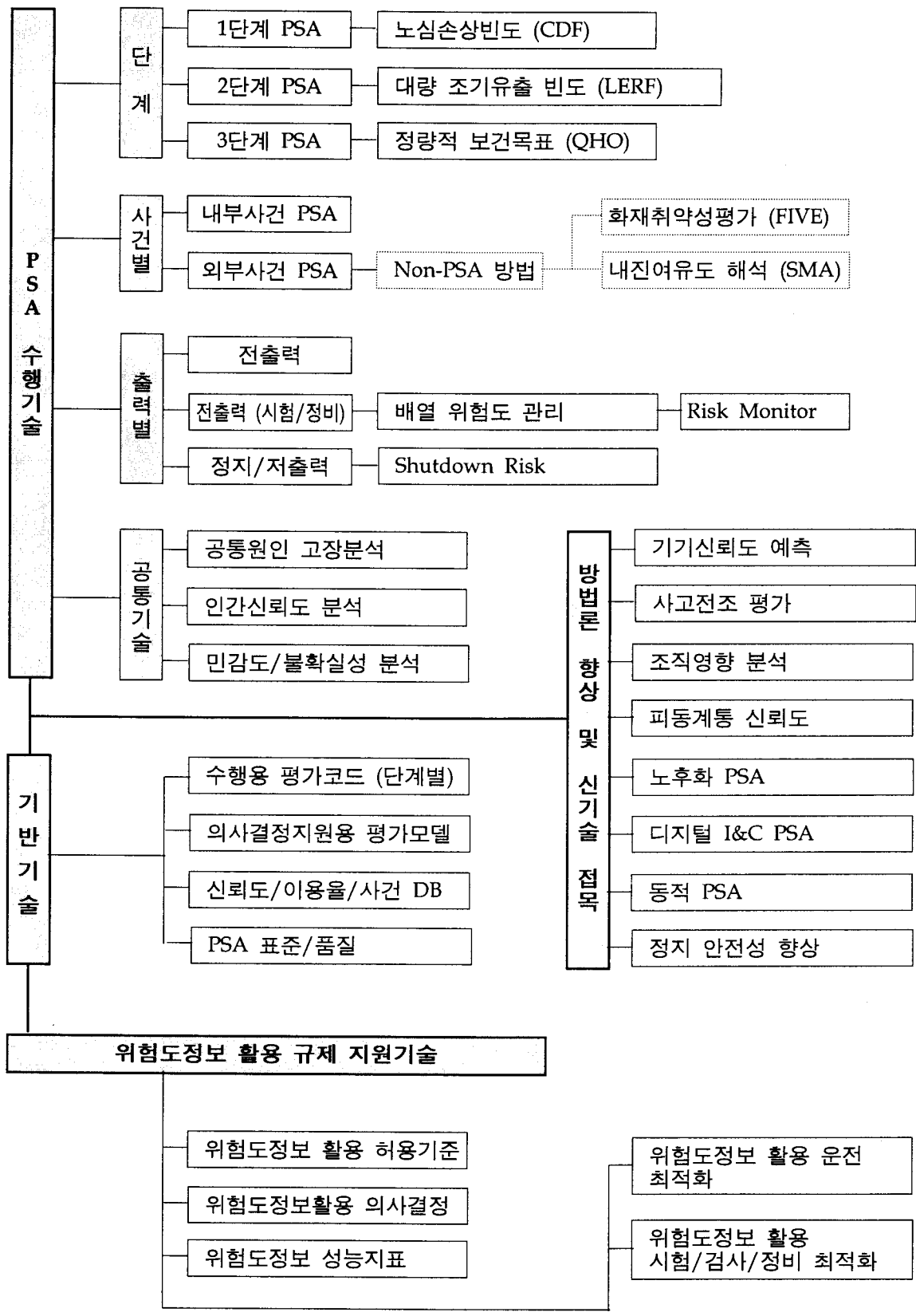


그림 1-4 PSA 수행기술 체계

장기적으로는 제반 원전 활동에 PSA 결과를 활용하면, 비용-편익 측면에서 정당화가 가능하므로 산업체의 경제성 향상에도 기여하게 된다.

그러나, 원자로형이 특이한 경우 (예로서 CANDU), 위험도평가 가정사항, 조건 및 결과해석의 차이점이 반영되어야 하며, 정지/저출력 PSA의 경우, 표준평가방법이 아직 적절히 정립되어 있지 않다. 지진사건의 경우에는 PSA 방법 이외의 정량적 평가방법 (예로서 지진여유도 평가방법)을 허용할지 여부가 결정되어야 하며, 기기 중요도분석과 등급재분류 과정에서 기기 공통원인고장의 영향을 적절히 취급하기 위한 방안이 제시되어야 하는 등의 문제점이 존재한다.

다. PSA 국내 활용사례와 문제점

국내에서는 규제기관에서 영광원전 3/4호기 이후에 건설되는 신규원전의 인허가과정에서 PSA결과를 이용하여 설계 취약점을 보완하도록 요구함에 따라, 보조급수계통 설계 개선, 안전감압계통 설치, 비상운전절차서 보완 등을 포함하여 여러 가지 설계개선 및 운전절차의 보완이 이루어졌다. 한편, TMI 후속조치의 일환으로 수행된 고리3/4호기 및 영광1/2호기 PSA 결과에 따라 가동원전의 위험도저감을 위한 설계개선이 추진된 바도 있다.

미국에서는 발전소 종합안전성평가 (IPE : Individual Plant Examination) 결과를 적절히 이용하여 사업자 고유 안전성문제를 해결한 바 있으며, Precursor 연구를 통해 제반 사건들의 중요도 확인과 위험도 부과 원인 및 원자로 유형별 공통문제를 파악하여 규제개선대책으로 활용하고 있다. 또 위험도정보 활용 시범 연구를 수행하여 가동중검사, 가동중시험, 정비규정, 기술지침서 등을 개선하고 있다.

1단계 PSA 척도인 노심손상빈도와 2단계 PSA 척도인 초기 대량방출빈도를 원전의 안전성 감시 및 평가기준으로 사용하기 위해서는 허용기준과 관련한 적용지침의 개발이 필수적이지만, 현재 공식적인 국내 규제 허용기준이 제시되어 있지 않다. PSA는 모델 및 분석자료가 방대하므로 규제기관의 검토 또한 쉽지 않은 상태이다. RIPBR이 활성화되어 산업체가 PSA를 이용한 변경허가를 신청할 경우 이를 효과적이고 독립적으로 검토할 수 있는 규제기관 자체의 PSA 모델이 없는 점 또한 향후 극복해야 할 문제이다. 산업체가 보유하고 있는 PSA 모델과 위험도정보는 RIPBR을 이행하기에는 아직 부족한 것으로 판단된다. 산업체가 PSA를 이용한 변경허가 신청시 (예, RI-ISI), 고-품질의 위험도정보의 제출을 요구받을 가

능성이 크므로, 산업체가 이를 적절히 해결하지 못할 경우 변경허가의 취득 및 이행에 상당한 차질이 예상된다.

제3절 RIPBR 연구절차

이상의 논의를 바탕으로 본 제도화 방안연구 절차를 수립하였다. 첫 단계는 PSA기술현황 및 위험도평가 사례에 기초한 개념 정립과 국내·외 사례분석 및 평가 단계이다. 두 번째 단계는 우리나라의 제도도입을 위한 기본방향 및 추진전략 수립 단계로서 현재의 우리나라 환경 및 고려요인을 분석하고, RIPBR 도입 필요성 및 타당성 분석과 제도 도입의 기본방향 및 추진전략을 수립한다. 세 번째 단계에서는 국내의 사례분석 및 도입전략에 기초하여 후보모델을 선정하고 평가를 통해 시행모델을 선정하며, 마지막 단계에서는 시행모델의 규제영향을 평가하고 시행계획을 수립한다. 이상의 절차가 그림 1-5에 제시되어 있다.

본 보고서의 제2장에서는 국외 RIPBR 운용사례 및 경험과 국내 규제체계 및 RIPBR 운용경험을 제시하고 종합적으로 분석하였다. 제3장에서는 본격적인 연구 결과로서, 제1절에 국내에 RIPBR을 도입하는 타당성과 도입의 기본전략을 제시하였으며, 제2절과 제3절에서는 우리나라 규제환경에 적합한 RIPBR 시행모델과 향후 가능한 추진계획을 제시하였다. RIPBR의 본격적인 도입을 위해서는 정부의 명확한 정책방향의 제시와 기본 규제지침이 필요하다는 연구결과에 근거하여 보고서의 제3장 제4절에서는 RIPBR 정책성명(안)을 개발 제시하였고, 본격적인 적용에 앞서 규제입장으로서 기본지침 (안)을 개발하여 제시하였다. 동 연구결과와 객관성 및 기술적 타당성을 확보하기 위한 방안으로서 RIPBR 분야의 선도기관인 미국 NRC의 관계전문가를 초청하여 기술자문을 수행하였으며, 그 결과를 보고서의 제3장 제5절에 제시하였다. 연구개발 결과의 목표달성도, 연구결과와 향후 활용계획 등이 제4장과 제5장에 제시되어 있으며, 관련 참고문헌들이 제6장에 제시되어 있다.

연구결과 생산을 위해 기초로 삼았던 핵심적 자료들과 연구결과중 상세한 내용들은 보고서의 부록으로 제시하였다. 미국의 RIPBR 이행계획과 규제감독제도, 그리고 우리나라 RIPBR 제도 후보항목 평가 및 중장기 이행계획 등이 부록에 첨부되어 있다.

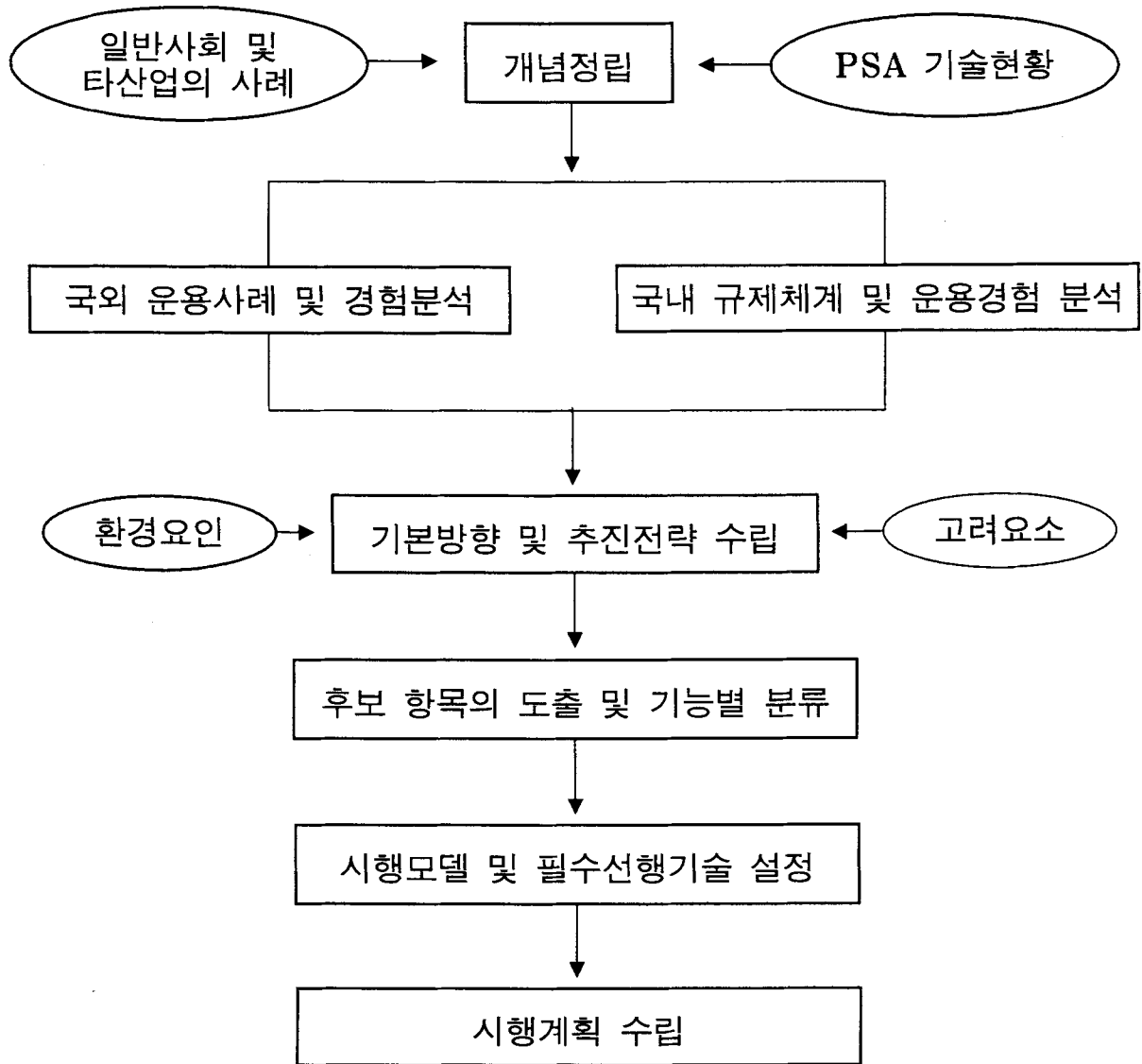


그림 1-5 RIPBR 제도화 방안 연구 절차

제2장 국내·외 기술개발 현황

제1절 국외 기술개발 현황

1. 위험도정보 활용 경위

원자력분야에서의 위험도 정보 활용의 역사는 1956년 3월로 거슬러 올라간다. 당시 미국 상원의원이던 B. Hickenlooper 가 NRC의 전신인 AEC (Atomic Energy Committee) 의 W. F. Libby 위원장 대리에게 서한을 보내 원자력시설에서 발생가능한 사건을 도출하고 심각한 사고 전개 가능성을 최소화하는 방안을 강구하도록 요청하게 되었다. 이에 따라, AEC에서는 사고발생확률의 최소화를 위한 방안으로서 처음으로 심층방어 개념을 확립하였으며, 이를 계기로 AEC에서는 1971에 비상노심냉각계통 규정을 제정하게 되었다.

그러나, 실질적으로 위험도정보를 기술공학적으로 다루기 시작한 것은 1975년에 발간된 WASH-1400, "Reactor Safety Study : An Assessment of Accident Risks in US NPPs" 에서부터라고 할 수 있다. 동 보고서는 사건 수목 및 고장수목 구성, 그리고 사고 발생 경위 도출과 확률론적 해석 방안 등을 제시하고 있어서 소위 PSA 기술의 기반을 정립하는데 크게 기여하는 문서라 할 수 있다.

1979년에 발생한 TMI 원전사고와 1985년 발생한 Chernobyl 원전사고를 계기로 WASH-1400 에서 가정한 사고들이 현실적으로 가능함을 확인하면서 중대사고 시나리오를 규제과정에 반영하는 계기를 마련하게 되었다. 1986년에는 중대사고 정책성명이 공포되면서 가동원전에 대한 중대사고 취약성 평가 계획이 수립되었고, 1990년에 NUREG-1150, "Severe Accidents Risks : An Assessment for 5 US NPPs" 발간을 통해 대표적인 원전에 대한 CDF/LERF 산출, 방사선원향, 위험도 수준을 제시함으로써 중대사고 정책 이행의 기술적 기반을 마련하였다.

이후 미국 NRC는 전 원전에 대하여 IPE 수준의 위험도평가를 요구하게 되었으며, 1995년에 PRA 정책성명, "Use of PRA Methods in Nuclear Activities" 를 공포하여 PRA 방법론을 규제에 적극적으로 활용하도록 계기를 마련하였다. 이에 따라 원전 설계, 제작, 운전, 보수과정에서의 안전성 평가 및 규제 의사결정 시에 PRA를 광범위하게 활용하여 오고 있으며, PRA 기술능력 범위에서 결정론적 규제 방식을 보완하고 심층방어 개념을 지원하는 방법으로도 활용되고 있다. 최근에는

위험도정보 활용 규제 이행계획을 수립하여 점차적으로 활용 폭을 확대하고 있다.

2. 미국의 운용사례 및 경험분석

가. 미국의 RIR 및 PBR 정책방향

앞에서 언급한 바와 같이 USNRC는 1995년 5월에 원자력 안전규제 전반에 대하여 PRA결과의 활용을 확대할 것임을 천명하는 정책성명을 공표한 바 있다. 이에 따라 PRA 이행계획을 수립하고 분기별로 이행실적을 점검하는 프로그램을 운용하였으며 (1996년~1999년), PRA 정책성명에 기재된 내용을 이해하고 적용하기 위해서는 관련 용어 및 개념을 규제기관, 사업자 및 일반대중들 모두가 공동으로 이해하는 것이 필요하다는 인식 하에 1998년 6월에 RIPBR 백서 (White Paper)를 발간한 바 있다. 이 후 PRA 이행계획을 RIR 이행계획으로 변경하고, 현재 연 2회의 실적 점검을 통해 위험도정보 규제방안을 착실히 추진하고 있다. 표 2-1에 RIR 이행계획 프로그램[2-1]을 요약 정리하였으며, 자세한 이행내용은 본 보고서의 부록 1에 수록되어 있다.

USNRC는 RIR 및 PBR 방안을 규정으로 제정하여 이행의 유효성을 극대화하고 있는데, 1991년에 제정하여 5년의 유예기간을 두어 1996년부터 이행한 10CFR 50.65 (Maintenance Rule)가 PBR의 전형적인 사례라 할 수 있다. 1995년에는 기존의 10CFR50 Appendix J (격납건물누설률시험)에 성능위주, 위험도기반 방안 (Performance-Oriented, Risk-Based Approach)인 Option B 규정을 추가로 신설함으로써 성능이력과 위험도평가 결과에 근거하여 시험주기를 조정할 수 있는 기반을 마련하였다. 한편, 일부 원전사업자가 품질보증, 가동중검사, 가동중시험, 기술지침서 등에 대하여 PRA 결과를 포함하는 위험도정보에 근거하여 변경허가를 신청함에 따라, 효율적인 변경허가가 이루어질 수 있도록 허용기준을 포함하는 다양한 지침을 개발하여 활용하여 오고 있다. 또한 원전현장 규제활동과 관련하여 위험도정보활용 규제검사제도와 성능지표 프로그램을 접목한 개선된 원자로 규제 감독 프로그램 (ROP : Reactor Oversight Process)을 도입하여 가동원전 안전성을 주기적으로 평가 및 조치하고 있으며, 일부 과도한 보수성이 확인된 규제기술요건에 대하여 위험도정보를 활용한 종합적인 요건 개선활동을 추진하고 있다[2-2]. RIR에 비해 PBR 방안은 생각했던 것 보다 체계화하는 데에 어려움이 있어서 이

행 진척도가 낮은 상태이나, NUREG/BR-0303 (2002. 12월), "Guideline for PBR" 을 발간하여 향후 NRC의 규제가 나아가야 할 방향을 모색하고 있다.

나. 미국의 RIPBR 운용사례 및 경험

1) 위험도정보 인허가기반 변경체계의 정착/활용 (Rulemaking Option1)

원전사업자가 위험도정보를 이용하여 산발적으로 변경허가 신청을 행함에 따라, 보다 체계적인 변경허가 신청 및 심사를 할 수 있도록 심사지침 및 규제지침을 개발하여 활용하고 있다. 주요 대상으로는 가동중검사, 검사중시험, 기술지침서의 허용정지시간 및 정기시험주기, 품질보증 등이 포함된다. 따라서, 심사지침으로는 SRP 3.9.7 (RI-IST), SRP 3.9.8 (RI-ISI), SRP 16.1 (RI-TS) 등이 신설 또는 개정되었으며, 변경허가 신청관련 위험도정보 생산의 품질과 관련하여 PRA 제출서류의 심사를 위해 SRP 19.0 (인허가변경일반) 및 SRP 19.1 (PRA 품질) 이 신설되었다. 규제지침으로는 위험도정보 변경허가 일반지침인 RG 1.174를 포함하여 RG 1.175 (RI-IST), RG 1.176 (Graded QA), RG 1.177 (RI-TS) RG 1.178 (RI-ISI) 등이 개발되어 있다.

2) 개선 규제감독 체계 (Revised Reactor Oversight Process : ROP)

과거의 규제감독 프로그램 (ROP) 이 실제 안전에 중요한 활동에 집중되지 못한 점을 감안하여 대폭적인 개선이 이루어졌다. 개선된 체계를 살펴보면 우선 기본 안전성 평가영역 (Cornerstone) 별로 NRC는 위험도정보 기반규제검사 (RIBI) 를 수행하며, 사업자는 성능지표자료를 수집한다. 검사 지적사항을 안전중요도 결정절차 (SDP) 에 따라 평가하고, 성능지표 (PI) 를 기-수립된 위험도정보 한계치 (Threshold) 와 비교한다. 수집된 정보들을 종합적으로 평가하며, Action Matrix 의 지침을 활용하여 적절한 NRC 조치 (선정된 현안에 대한 보완검사 포함) 를 결정한다. 심각한 지적사항에 대해서는 적절한 제재조치를 가하며, 성능평가 결과, 검사계획 등을 Web 사이트에 게시하고 사업자와의 공개회의를 통해 의견교환하는 절차로 되어 있다. 그림 2-1은 NRC의 ROP 의 수행 흐름을 개략적으로 나타낸다. 상세한 규제감독 체계는 부록 2에 제시되어 있다.

표 2-1 미국의 RIR 이행계획 종합 (원자로안전 분야)

분야	분류기호	내용	주관	비고
Reactor Safety	RS-MS 1-1	리스크에 중요한 활동 및 계통에 중점을 두는 원자로 검사, 평가 및 제재조치의 판단체계 수립	NRR	SECY-03-0062 SECY-04-0053
	RS-MS 1-2	원전 고유 사건 또는 문제에 대처하기 위해 수행되는 추가적 검사를 포함하여 모든 원전에 대한 기본 검사 프로그램을 리스크 정보화	NRR	SECY-03-0062 SECY-04-0053
	RS-MS 1-3	성능지표 및 검사정보에 기초한 NRC 조치 결정에 리스크 정보를 활용하는 평가절차 유지	NRR	SECY-00-0146
	RS-MS 3-1	원자로 규제감독 체계 지원 프로그램	RES	
	RS-MS 3-2	산업계 운전경향 분석 지원	RES	SECY-01-0111
	RS-MS 3-3	원자로 성능자료 수집 프로그램	RES	
	RS-MS 3-4	사고경위전조 (ASP) 프로그램	RES	SECY-02-0041
	RS-MS 3-5	SPAR 모델 개발 프로그램	RES	SECY-02-0041
	RS-MS 5-1	RI 인허가기반 변경 지침 수립 (개정 RG 1.174 및 SRP 19장)	RES/NRR	SECY-02-0070
	RS-MS 5-2	RI 인허가기반 변경 상세지침 수립 (RI-ISI/ RG 1.178 개정)	NRR/RES	
	RS-MS 5-3	RI 인허가기반 변경 상세지침 수립 (RI-IST/ RG 1.175 개정)	NRR/RES	
	RS-MS 5-4	RI 인허가기반 변경 상세지침 수립 (RI-TS/ RG 1.177 개정)	NRR/RES	
	RS-MS 8-1	리스크정보 분류방법을 활용하고 안전중요도에 근거한 SSC 특수 취급요건에 대한 대안적 리스크정보 방안의 개발 (10CFR50.69)	NRR	SECY-00-0194
	RS-MS 8-2	기술요건 10CFR50.44 (LWR 가연성기체제어 표준) 변경	NRR/RES	SECY-03-0090
	RS-MS 8-3	기술요건 10CFR50.46 (LWR ECCS 허용기준) 변경	NRR/RES	SECY-02-0057
	RS-MS 8-4	10CFR50 기술요건의 추가변경 타당성 평가	RES	
	RS-MS 8-5	Standard Tech. Spec. (STS) 에 대한 리스크정보 개선방안 개발	NRR	
	RS-MS 8-6	NPP 화재방호	NRR	SECY-02-0132
	RS-MS 8-7	PTS 규정 개정을 위한 기술배경 개발	RES	SECY-02-0092
	RS-MS 8-8	신형원자로 인허가시 PRA 심사	NRR/RES	
	RS-MS 8-9	중대사고시 S/G 성능 평가방법 개발	RES	
	RS-MS 8-10	신형원자로에 대한 리스크정보 규제체계 개발	RES	
	RS-EER 1-1	RI 분위기 조성	NRR	
	RS-EER 1-2	국가표준위원회와 공동으로 RI-PBR 적용 표준 개발	RES/NRR	
	RS-EER 1-3	RI 규제 의사결정 지원을 위한 개선된 리스크 계산방법 개발	RES	
	RS-EER 1-4	원자력시설의 화재안전 평가 방법의 개발 및 적용	RES	
	RS-EER 1-5	규제자의 리스크 적용을 위한 해석도구 개발 및 유지	RES	
	RS-EER 1-6	RI를 이용하는 규제 효과성 평가	RES	
	RS-EER 1-7	PRA 적합성 평가방안 제공을 위한 RG/SRP 개발	RES	
	RS-EER 1-8	원자로안전분야 통합 프로그램	NRR/RES	
RS-EER 1-9	적합한 PRA품질 및 완성도 달성을 위한 단계적 접근방안	NRR/RES		

NRC 규제검사는 안전에 중요한 활동에 검사의 주안점을 두는 위험도정보 및 성능기반검사 개념을 도입하고 있다. 사업자에 의해 보고되는 성능지표 (PI) 에 의해 측정되지 않거나, 충분히 측정되지 않는 분야의 사업자 성능을 확인하고, 성능지표의 정확성을 확인하는 형식의 검사를 수행하는 데 있어서 성능기반검사 (PBI : Performance-Based Inspection) 관점에는 절차서나 기록의 검토를 넘어 사업자 프로그램 활동과 결과를 관찰하는데 초점을 둔다. 검사 프로그램은 사업자의 문제도출/해결 프로그램 효율성을 확인하는 최소한의 검사로서, 검사항목의 선정에서 PRA 등의 정보를 활용한다.

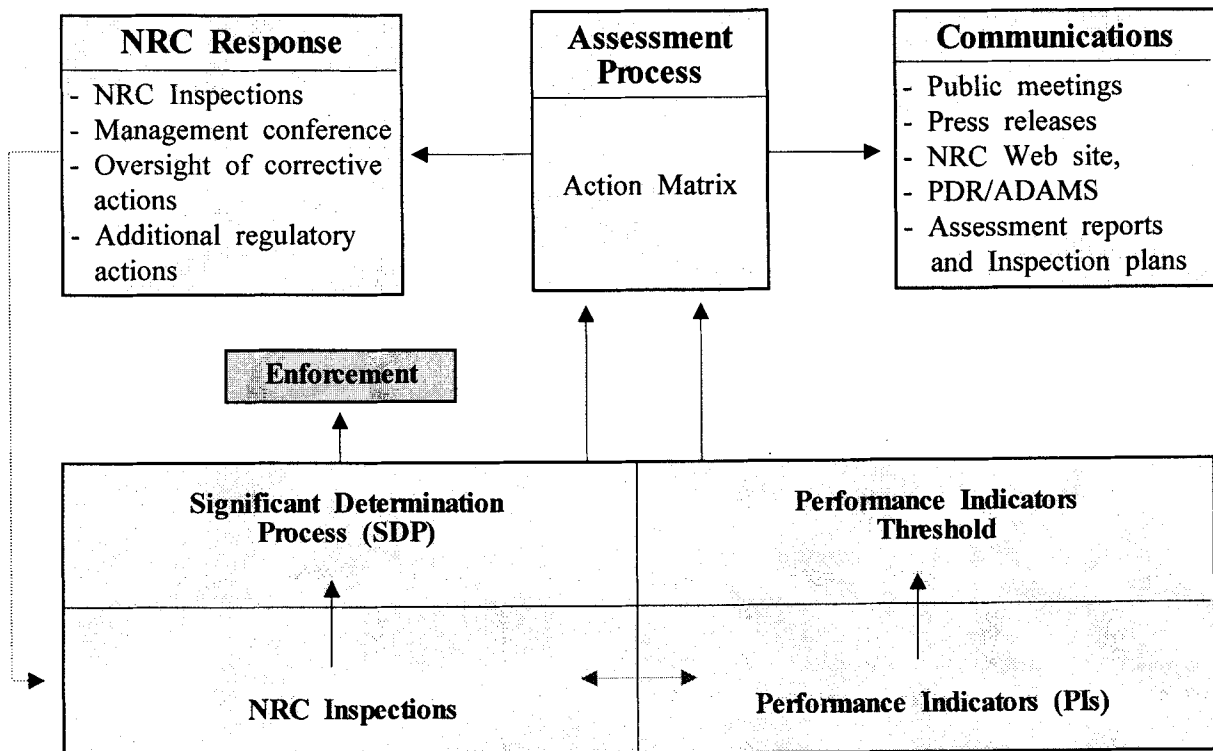


그림 2-1 USNRC ROP 수행 흐름도

NRC의 성능지표 (PI : Performance Indicators) 프로그램의 핵심은 기본 안전성 평가요소 (Cornerstone) 별 성능지표 (표 2-2 참조) 측정결과를 경계치와 비교하여 4단계의 안전심각도(녹색, 백색, 황색, 적색)로 표시하는 것이다.

NRC ROP를 구성하는 또 하나의 중요한 요소는 안전중요도 결정절차 (SDP) 이다. 사업자에 대한 기본검사 결과 도출된 문제점 (Finding) 의 안전성 중요도를 평가하여 안전심각도를 결정하는 과정으로서 각 성능지표에 대한 안전중요도

결정과정과 일관된 위험도기준을 적용한다. 이상의 절차에 따른 종합적인 안전성 평가결과를 근거로 하여 4단계의 규제조치를 취하게 된다. 1, 2단계에서는 지역 사무소 주관으로 조치, 그 이상의 단계에 대해서는 본부에서 조치를 취한다. 기본규제검사 수행 및 PI 확인 결과 안전성에 영향을 미치는 문제점이 존재하는 경우에만 추가검사를 실시함으로써, 성능이 우수한 원자력시설에 대해서는 규제부담을 경감해 준다.

표 2-2 NRC 기본 안전성평가 요소별 성능지표 평가 항목

기본 안전성 평가요소	상세 성능지표 평가항목(평가기간)
발전소 초기사건	<ul style="list-style-type: none"> •자동/수동 원자로 불시정지 (7000 시간) •비상노심냉각기능 상실로 인한 원자로 불시정지(3 년) •20% 이상 과도한 원자로 출력변경 (7000 시간)
사고 완화계통 (PWR의 경우)	<ul style="list-style-type: none"> •고압 안전주입계통 이용 불능도(3 년) •보조 급수계통 이용 불능도(3 년) •잔열 제거계통 이용 불능도(3 년) •비상 전원계통 이용 불능도(3 년) •안전계통 고장 횟수(1 년)
방사선 방호벽의 건전성	<ul style="list-style-type: none"> •원자로 냉각재 방사능 농도 <ul style="list-style-type: none"> - 핵연료 피복재 건전성(1 분기) - 원자로 냉각재 누설율(1 분기)
발전소 비상계획	<ul style="list-style-type: none"> •방사선 재해훈련 수행성과(2 년) •비상 대응조직 및 수행체계(2 년) •비상 발령계통 작동 신뢰도(1 년)
원전 종사자 방사선 안전	<ul style="list-style-type: none"> •방사선구역 출입규정 위반 횟수(3 년) •방사선 과다 피폭 가능성(1 년)
일반대중 방사선 안전	<ul style="list-style-type: none"> •소외방사선 누출 규정위반 횟수
물리적 방호대책	<ul style="list-style-type: none"> •방사선 방호기기 이용 불능도(1 년) •출입통제 규정 위반 횟수(1 분기) •통제구역 작업수칙 위반 횟수(1 분기)

3) 위험도정보 기기 등급분류 (Rulemaking Option 2)

위험도정보를 이용한 변경허가의 핵심은 안전에 중요하지 않은 설비의 안전관리를 완화하고, 안전에 중요한 설비의 관리는 강화하는 것이다. 안전에의 중요도를 고려한 안전관리의 시행은 위험도정보에 기초한 설비의 등급 재분류와 그에 상당하는 규제요건의 부과라 할 수 있다. 따라서, NRC는 다음과 같이 위험

도정보를 활용하여 4단계의 등급으로 기기를 분류하는 방안을 개발하여 현재 규정으로서 확정하는 단계에 있다[2-3]. 그림 2-2는 동 분류방법을 도식적으로 나타내고 있다.

- RISC-1 : 안전에 영향을 미치는 것으로 확인된 안전관련 기기
- RISC-2 : 안전에 영향을 미치는 것으로 확인된 비-안전관련 기기
- RISC-3 : 안전에 미치는 영향이 낮은 것으로 확인된 안전관련 기기
- RISC-4 : 안전에 미치는 영향이 낮은 것으로 확인된 비-안전관련 기기

위험도 정보	↑	1	"RISC-1" 설비 안전등급 설비 안전에의 중요도가 높은 설비 안전등급 특수요건 + 신뢰도 보증 (50.69)	2	"RISC-2" 설비 비안전등급 설비 안전에의 중요도가 높은 설비 신뢰도 보증 (50.69)
	↓	3	"RISC-3" 설비 안전등급 설비 안전에의 중요도가 낮은 설비 안전기능 유지 (상용요건)	4	Out of Scope SSCs 비안전등급 설비 안전에의 중요도가 낮은 설비 상용설비 요건 (사업자 상용 프로그램)
		←		→	
결정론적 분류					

그림 2-2 위험도정보를 활용한 설비 등급분류 개념

안전에 영향을 미치는 기기 (RISC-1&2) 에 대해서는 기존의 안전관련 기기에 적용되는 특수 규제요건을 적용하고, RISC-3에 대해서는 별도의 차별화된 요건을 정하여 적용한다. 따라서, RISC-3 설비에 대해서는 다음 요건들의 적용을 배제하게 된다.

- 10 CFR 21 (결함/부적합사항 보고),
- 10 CFR 50.49 (설비환경검증)
- 10 CFR 50.55(a) (Code & Standard),
- 10 CFR 50.65 (정비규정)
- 10 CFR 50.72 (즉시보고),

- 10 CFR 50.73 (LER)
- 10 CFR 50 App. B (QA), App. J (격납건물 누설률시험)
- 10 CFR 100, App. A (부지요건) 등

위험도정보활용 설비 등급분류 방안을 이행하기 위하여 현재 관련 규정인 10 CFR 50.69, "Risk-Informed Categorization and Special Treatment Requirements of SSCs at NPPs" 를 새로이 제정하고 있고, 이를 뒷받침하기 위한 규제지침인 RG 1.201, "Guidelines for Categorizing SSCs in NPPs according to their Safety Significance (for Trial Use)" 와 사업자 지침인 NEI 00-04 (Final Draft), "10 CFR 50.69 SSC Categorization Guideline" 의 개발이 추진중이다.

4) 위험도정보를 활용한 기술요건의 개정 (Rulemaking Option 3)

NRC는 위험도정보 활용 규제의 정착과정에서 일부 너무 과도한 보수성이 개입되어 있거나, 안전성에 여유가 충분한 기술요건을 대상으로 위험도정보 기술요건으로 개선하기 위한 프로그램을 추진중이다[2-4,5,6,7]. 기술요건의 위험도정보화는 기본적인 심층방어 개념 외에 위험도정보 심층방어 개념과 불확실성을 고려한 안전여유도의 확보를 고려하여, 대상 기술요건의 선정, 위험도정보화 변경방안 개발, 기존규정의 개정, 대체 요건의 개발 및 평가 등의 체계로 이행되고 있다. 현재 개정을 추진하고 있는 대상 규정에는 다음의 기술요건들이 포함된다.

- 격납건물 누설률시험 (10 CFR 50 App. J) : Option B 기-제정
- 격납건물 가연성기체 제어 (10 CFR 50.44) : Final Rule
- 비상노심냉각계통 성능기준 (10 CFR 50.46) : Proposed Rule
- 화재방호요건 (10 CFR 50.48) : Final Rule
- 가압열충격요건 (10 CFR 50.61)

5) 위험도정보 성능지표 (RIPI : Risk-Informed Performance Indicators)

현재 NRC가 추진중인 기존의 성능지표 (PI) 프로그램의 효율성 제고를 위하여 일부 지표에 대하여 위험도정보를 활용한 성능지표 (RIPI)를 개발하고 있다. 그 기본적인 전략은 기기/계열/계통수준의 신뢰도지표를 개발하고, 최신의

모델, 자료 및 방법에 따라 정지운전모드 및 화재 관련 지표를 개발 활용하는 것이다. 발전소 고유의 지표 경계치를 개발 활용하고, 성능지표와 검사지적사항이 전체 발전소 성능에 미치는 영향을 종합적으로 평가할 수 있도록 지표를 개발하는 이 프로그램의 1단계 개발내용에는 전출력운전, 정지운전, 내부사건, 화재사건과 산업계 전체 성능경향에 대한 신뢰도 및 이용률 지표 개발의 일환으로서 완화계통, 방호벽건전성 Cornerstone 중 격납건물 부분에 대한 신뢰도 및 이용률 지표의 개발이 포함된다.

한편, ROP 파일럿 프로그램 결과 현행 SSU (Safety System Unavailability) 성능지표 에서 다음과 같은 다양한 문제점이 도출됨에 따라 개선된 성능지표 프로그램을 고려하게 되었고, 문제 해결을 위한 토의 및 회의를 거쳐 SSU 성능지표를 대체할 새로운 지표의 개발에 착수하게 되었다. 즉, 2005년 시행을 목표로 완화계통 성능지표 (Mitigating System Performance Index : MSPI) 의 개발이 수행되고 있다.

- 위험에 중요한 기능보다는 설계기준 기능을 사용하는 문제
- 발전소 고유모델로부터 개발된 경계치(Threshold)를 사용하지 않고 일반발전소 모델로부터 개발된 경계치를 사용하는 문제
- 이용불능도를 직접 감시하기 보다는 비신뢰도의 대표지표로서 고장노출에 따른 이용불능시간 값을 사용 (고장노출시간 계산시 T/2를 사용) 하는 문제
- 지원계통 (기기냉각수계통 또는 해수냉각계통 등)을 별도로 감시하기 보다는 지원계통 이용불능도를 안전계통에 합산하는 문제

MSPI는 감시대상 계통의 위험도 중요 기능의 성능을 감시하는 개념으로서 지표는 감시대상 계통의 이용불능도(Unavailability) 요소와 비신뢰도 (Unreliability) 요소로 구성된다. 완화계통 성능지표 (MSPI)는 감시대상 계통 이용불능도 및 비신뢰도의 변화로 인한 노심손상빈도 (CDF) 변화의 합 (=UAI+URI) 으로 나타낸다. 이용불능도 (Unavailability) 지표 (UAI) 는 감시대상 계열/계통이 지난 3년간 (12 quarters) 능동/비능동 기기의 계획/임시보수 또는 시험으로 인하여 위험도 중요기능 수행에 이용불가능한 상태로 유지된 시간과 동 기간동안 원자료가 임계를 유지한 시간의 비로서 계산된다. 또, 비신뢰도 (Unreliability) 지표 (URI) 는 감시대상 계통이 지난 3년간(12 quarters) 요구에 따라 위험도 중요 기능을 수행하지 못한 확률로서 계산된다. 여기에서 위험도 중요 기능 (Risk Significant

Function) 이란 NUMARC 93-01에 따라 위험에 중요한 것으로 결정된 기능으로서 "Additional Guidance for Specific Systems" 에 기술된 출력운전 중 기능을 말한다. 지표의 사용에는 어느 정도 제한성이 있으므로, 기기의 다중 동시고장, 공통 원인고장, 정상적인 정기점검 시험에서 발견될 수 없는 조건 상태, 그리고 비능동 기기의 고장 등에 대해서는 성능문제의 심각성을 결정하기 위하여 검사절차 (Inspection Process) 에 의존하게 된다.

5) 정비규정 (Maintenance Rule : MR)

앞에서도 언급된 바와 같이 성능기반규제의 전형적인 사례로서 정비규정을 예로서 들고 있다. 정비규정(MR)은 안전에 중요한 설비들에 대해 성능목표 또는 기준을 설정하고, 감시하여 성능이 미흡한 설비들을 발굴, 집중적으로 관리할 것을 요구하는 규정으로서 다음의 안전관련 및 비안전관련 기기들이 규정 적용 대상에 포함된다.

- 다음 기능을 수행하는 안전관련 기기
 - 원자로냉각재 압력경계의 건전성 확보 기능
 - 원자로 안전정지 및 정지상태유지 기능
 - 소외 방사선피폭선량 제한치 초과에 대한 예방 및 완화 기능
- 다음의 비-안전관련 기기
 - 사고 혹은 과도상태를 완화
 - 비상운전절차서 (EOP) 에 사용
 - 고장시, 안전관련 기기의 기능 상실을 유발
 - 고장시, 원자로 불시정지 혹은 안전관련 계통 작동을 유발

MR 대상 설비에 대해 적용할 리스크에의 중요도 여부를 결정하는 기준으로는 PRA에 모델링이 된 경우에 RRW, CDF, RAW 등이 활용되며 (전문가패널 활용가능), 성능기준으로서 개별기기의 경우 신뢰도, 이용율, 상태정보, 발전소 수준의 성능기준으로서는 불시정지, Capacity Loss Factor, 안전계통 작동회수 등이 활용된다. 최근에는 감시시험, 정비후 시험, 시정조치 및 예방보수 등 정비에 의해 변화되는 리스크 (CDF 및 LERF 또는 ICDP 및 ILERP)를 감시 및 평가하도록 하는 사항이 추가됨에 따라 PRA Risk Monitor(RM) 를 활용한 정비 리스크 평가가 활

성화될 전망이다.

6) 운전경험 분석 및 규제모델 개발

운전경험 분석평가를 통한 사고전조 인자의 도출 프로그램 (Accident Sequence Precursor : ASP) 이 운영되고 있으며, 사업자 PSA 검증, 사고로 인한 위험 심각도별 규제조치, 검사지적사항 중요도 결정 등을 위한 규제 PSA 모델로서 SPAR (Standardized Plant Analysis Risk) 모델이 개발중이다.

7) 기타 사례

지금까지는 위험도정보 AOT/STI 주기연장 관련 연구를 통해, 비상 DG, 안전주입탱크, 원자로보호계통 등의 AOT/STI 연장신청을 하여 승인하는 활동이 수행되어 왔으나, 기술지침서를 위험도정보에 근거하여 보다 체계적으로 개선하기 위하여 NEI 산하에 RITSTF (Risk-Informed Tech. Spec. Task Force)를 구성하고 다음과 같은 개선대상 항목을 선정하여 기술지침서 최적화 연구를 수행중이다.

- Initiative 1 : 최종운전모드 결정 (RI Safe Mode End State)
- Initiative 2 : 점검누락 조치 (RI Missed Surveillance Action)
- Initiative 3 : 운전모드 변경제한 (RI Mode Change Restriction)
- Initiative 4A : 배열별 최대 정지허용시간 (AOT with RI Configuration Specific Backstop Time)
- Initiative 4B : AOT 연장 (RI AOT Extensions)
- Initiative 5A : 점검요건 개정 (Revise Surveillance Requirement)
- Initiative 5B : 점검요건 재배치(Relocate Surveillance Requirement)
- Initiative 6 : 정지조치 (RI Shutdown Actions)
- Initiative 7 : 설비가 운전불능이지만, 기능은 유지하는 경우 조치
- Initiative 8 : TS Rule 범위의 위험도정보화

위험 기여도가 높은 설비에 대한 신뢰도 정보를 제시하여 설계, 제작, 구매에 활용하고, 설계시 신뢰도 정보를 가동중에 감시하는 신뢰도보증프로그램 (RAP : Reliability Assurance Program) 이 신형원자로 인허가에 적용되고 있으며, NEI에

의한 신행원자로 (PBMR, IRIS 등) 에 대한 위험도정보 인허가 방안이 제안되어 설계기준사고의 선정, 설계기준 설정 필요 기기 선정 등에의 활용이 예상된다.

한편, 위험도에 중요한 설비의 신뢰도/이용률 정보의 생산 및 보고를 강제화하기 위한 시도로서 기기신뢰도/이용률 보고규정 (안) (Draft 10 CFR 50.76) 이 제안된 바 있으나, 사업자의 자율적 신뢰도 DB 구축 및 활용 분위기에 맞춰 규정제정이 유보된 바 있다.

이상의 USNRC의 RIPBR 경험 및 사례분석 내용에서 두드러진 것은 위험도정보를 안전규제에 보다 적극적으로 활용하기 위한 방안으로서 규정제정을 시도하고 있다는 것이다. 규정제정은 변경허가의 효율성 제고를 위한 Option 1, 위험도정보 설비 등급분류 방안인 Option 2, 그리고 기술요건의 위험도정보화 방안인 Option 3 등으로 구성되어 있다. 이 3가지 방안의 규정제정 현황이 표 2-3에 제시되어 있다.

표 2-3 USNRC 위험도정보 규정제정 방안 비교

구분	Option 1	Option 2	Option 3
정책성명/ 이행계획	Policy Statement on the Regulatory Use of PRA - PRA Implementation Plan - Risk-Informed Regulation Implementation Plan (SECY-02-131, Jul. 12, 2002) - Options for Risk-Informed Revisions to 10CFR50 (SECY-98-300, Dec. 23, 1998)		
GDC			- GDC 35 (for 10CFR50.46)
10CFR Standards	No Rule Change	- 10 CFR 50.69 (신설), Risk-Informed Categorization and Treatment of SSCs	- 10CFR50.44 (가연성가스) - 10CFR50.46 (ECCS) - 10CFR50.48 (화재방호) - etc.
Reg. Guide	- RG 1.174 (일반지침) - RG 1.175 (RI-IST) - RG 1.176 (GQA) - RG 1.177 (RI-TS) - RG 1.178 (RI-ISI)	- RG 1.201 (June 2004, Guidelines for Categorizing SSCs in NPPs according to their Safety Significance)	- DG-1117(for 10CFR50.44)
산업표준/ 지침	- NEI 00-02 (Rev.B) - PSA Peer Review Guidance - ASME RA-S-2002 : ('02.4) Level-1& simplified Level -2 - ANS Standards : 외부사건, 저출력/ 정지운전, 내부화재	- NEI 00-04 (Final Draft, April 2004, 10CFR50.69 SSC Categorization Guideline)	- NFPA 805 (화재방호)
SRP	- 19.0 (General Guidance) - 19.1 (PRA Quality) - 3.9.7 (IST), 3.9.8 (ISI) - 16.1 (Tech. Spec.)		- 6.2.5 (for 10CFR50.44) - STS LCO 3.6 & 3.3 (for 10CFR50.44)

3. 기타 국외 사례 및 현황 (OECD/NEA WGRISK 자료)

가. 일본

일본 원자력안전위원회는 2003년 9월 25일 「리스크정보를 활용한 원자력 안전규제의 도입 기본방침」을 발표하고, 향후, PSA를 이용한 리스크정보를 안전규제에 도입한다는 전제 하에, 기본 방침을 제시한 바 있다. 향후 장기적으로는 안전목표를 이용하여, 설계·건설단계를 포함한 안전확보체제 전체에 리스크정보를 활용하는 규제방법을 체계적으로 도입하는 것을 검토할 예정이다. 또한, 미국과 같은 성능기반규제 제도의 도입도, 「사업자의 자주적 의지를 촉진한다는 관점에서 도 유효」하기 때문에 병행하여 검토하기로 하였다. 이에 따라 경제산업성(METI) 산하 원자력안전·보안원(NISA)과 전력업계는 원자력시설의 안전도를 수치로 나타내는 성능지표의 도입을 검토중이다. 이 프로그램은 문제점이 적고, 양호한 운전 실적을 올리는 발전소에 대해서는 점검빈도를 완화하는 등 규제합리화와 연계시키는 데 목표를 두고 있다.

일본은 JCO 사고 이후 안전관리의 투명성 제고를 위해 기술지침서를 미국식으로 상세히 재정비 하고, AOT 설정에 Level 1&2 PSA를 활용토록 하고 있으며, METI 산하 운전관리 자문위원회가 TS의 AOT 변경관련 임시 안전기준을 제시하는 등 기술지침서의 AOT 평가 관련 기술기반을 구축하고 있다.

일본에서는 1997년 이후 모든 원전의 주기적안전성평가(PSR) 수행시 전출력 PSA를 포함시키도록 하였고 2000년부터는 정지운전 PSA를 PSR에 포함시키도록 하고 있다. 2003년 10월에는 새로운 검사제도의 도입방안으로서 검사항목, 검사주기, 검사방법 결정시 정량적인 리스크 정보를 활용하는 위험도정보활용 규제검사를 검토하고 있으며, 성능기반 검사의 도입도 병행할 예정이다.

나. 프랑스

프랑스 원전에서의 위험도정보 활용의 출발점은 대부분의 유럽국가들이 그러하듯이 PSR 수행목적으로서 PSA 모델을 활용하고 있다. 규제과정에서 PSA의 역할이 증대됨에 따라 2002년에 DGSDR, EDF, IRSN 전문가로 구성된 Working group 을 구성하여 PSA 개발 및 활용에 관한 기본안전규칙(Basic Safety Rule) 을 개정한 바 있다. 이 규칙은 Level 1 PSA 개발 방법과 PSR, 운전사건분석, 신형원

자로, 안전계통 중요도 결정, 기술지침서 등에의 활용 원칙을 정하고 있다.

다. 캐나다

캐나다의 원자력규제기관인 CNSC가 이행중인 종합적 위험도관리(Integrated Risk Management)에서 PSA는 중요한 도구로 활용된다. 규제 의사결정에 결정론적 기준과 확률론적 기준을 같이 활용하는 정책(P-151)을 1999년에 입안하였으나, 현재 보류중에 있다. 원전 신뢰도프로그램(Reliability Program)기준인 S-98을 2001년에 수립하여 위험중요도에 따라 구조물, 계통 및 기기(SSC)의 우선순위를 결정하고, 위험에 미치는 영향이 큰 SSC에 대해 신뢰도 목표를 설정하고 관리하도록 조치하고 있다. 5MWt 이상의 원자로에 대한 PSA/PRA 수행 관련 표준(안)이 S-294 로서 수립되어 2004년에 발간될 예정이다. 규제 의사결정에 결정론적 기준과 확률론적 기준을 균형적으로 활용하도록 하는 지침(안) (G-152)을 개발해 놓고 있지만 현재 보류중이다. 또, 향후 규제활용에 필요한 PSA 특성 지침 (G-42)을 개발 중에 있으며, 비용-편익 정책 (P-242)의 이행을 위한 규제지침을 2004년에 발간할 예정이다.

규제검증 도구 확보 차원에서 Bruce B 원전의 Level 1 PRA 모델 (BBPRA)을 CNSC 컴퓨터 코드 (SAPHIRE)에서 운용할 수 있도록 개선하였으며, 안전현안의 위험 중요도 평가절차의 개발 및 규제검사 우선순위 선정에 PSA insight 활용을 계획하고 있다. 한편, 위험도정보 방안 (Risk-informed approach)을 보다 적극적으로 활용하기 위하여 개선된 인허가 및 안전성평가 체계의 도입에 대해 사업자들과 논의 중에 있다.

라. 독일

PSR의 일환으로서 PSA를 제출토록 하고, 전문가 검토에 의해 PSA 품질을 확인하고 있다. PSA 범위 및 방법을 규정한 PSA Guideline을 2004년 3월 개발하였으며, GRS가 BMU를 대신하여 선정된 운전사건에 대해 Precursor 연구를 수행 중에 있다.

마. 스페인

1986년 이래 “Integrated Programme on Performance and Use of PSA (IP)” Edition 2 를 운영중에 있으며, 기술지침서, 가동중검사 및 품질보증 분야에 미국의 지침을 참고하여 위험도정보를 활용하는 데 의견수렴이 필요하다는 입장을 갖고 있다. 규제기관(CSN) 요원의 PSA 지식 함양을 위한 교육실시 (100명 이상 시행) 및 신규 강좌개발과 PSA 활용 증진 활동 (CSN 내부 네트워크 PSA 정보시스템 개발 등) 을 수행하고 있다. 또, CSN 규제검사에 PSA 정보를 활용하는 방안 이 제안 (Risk-Informed Inspection : RII) 되어 수행 중에 있으며 규제기관(CSN)과 사업자(UNESA)간에 PSA 관련 안전연구 협정을 체결하고 다양한 연구를 추진하고 있다. 일부 원전에서는 Living PSA 개념을 도입하고 있으며, 5개 원전에서 리스크모니터를 도입, 활용 중에 있다. 규제기관 자체활용 및 사업자 제출서류 검토용으로 7개 원전 PSA 모델을 CSN 컴퓨터에 내장할 예정으로 있으며, PSA 수행 및 평가과정에 대한 규제를 위해 CSN은 향후 신 규제체계의 근거 수립에 도움이 되는 지침을 개발할 예정이다.

바. 스위스

위험도 요건과 위험도에 근거한 규제기준을 포함한 새로운 원자력법이 제정됨에 따라 NRC의 원자로 규제감독 프로그램(ROP)과 유사한 소위 Integrated Oversight Approach 의 도입을 고려 중에 있다. 이 제도는 기존의 결정론적 규제 접근방안, 발전소 경험을 반영한 안전성지표와 위험도정보 활용 검사 등을 포함하여 종합적으로 의사를 결정하는 방안이다. 발전소 고유 PSA와 보고되는 원전 운전중 사건에 관한 다수의 데이터들을 규제기관(HSK)이 수집 및 분석하여 HSK의 지식관리 (knowledge management) 프로그램의 일환으로서 데이터뱅크를 구축하고 있다.

사. 벨기에

원자력발전소에 대하여 PSA 가 수행되고 있고, 규제기관 (AVN) 은 PSA 적합성을 평가하고 있다. Doel 및 Tihange 원전에 대하여 Tractebel Eng. (TE) 이 PSA를 수행한다. 그러나, 외부사건에 대비한 보호 관련 사항을 제외하고는 가동 원전 안전성평가를 위한 확률론적 안전기준은 정의되어 있지 않다. PSA 활용의 일차적 목적은 다른 유럽국가들과 동일하게 주기적안전성평가 시 결정론적 안전

해석을 보완하는 것이다. 주요 운전사건의 정량적 중요도 결정 및 개선이 필요한 안전현안의 발굴 등에 활용하기 위하여 PSA를 이용한 운전사건 분석 (Risk-based Precursor Program) 을 AVN이 수행하고 있다. 미국의 RG 1.174를 활용하는 방안에 대해 토의가 진행 중에 있으며, RI-ISI 분야의 국제동향 파악을 위한 조사가 TE사를 중심으로 수행되고 있다. 또, PSA에 근거하여 발전소 설계 및 운전 절차 변경을 제안하고 이행하고 있다.

아. 이태리

PSA는 주로 비원자로시설에 활용하고 있으며, ENEA 및 APAT (규제기관)에 의해 수행되는 ITER (International Thermonuclear Experimental Reactor) 및 IFMIF (International Fusion Materials Irradiation Facility) 의 안전성평가와 관련하여 PSA 적용을 고려중이다.

자. 헝가리

Parks 원전 안전성 향상에 상당한 비용을 투자하여 서방국가 원전과 같은 수준의 안전성을 확보 ($CDF : 5 \times 10^{-5}/ry$) 하고 있으며, Living PSA 프로그램을 통해 CDF 를 체계적으로 감시하고 있다.

차. 체코

Dukovany 및 Temelin 원전에서 PSA를 수행하고 Insight를 활용중이다. Dukovany (WWER) 원전에서는 새로운 EOP 효과성 (노심손상빈도 15% 저감) 확인에 PSA를 활용한 바 있으며, 특정 시간대역에서의 발전소 리스크 프로파일 평가와 정비계획 수립을 위해 Risk Monitor system을 활용하고 있다. Temelin 원전에서는 EPRI 방법론을 활용한 RI-ISI 파일럿 연구를 추진중이며, 향후 리스크 감시를 위해 Safety Monitor를 개선 중이다. IAEA TECDOC-1106을 이용한 Living PSA 유지 지침을 개발하고, 예방정비기간 단축을 위한 운전중정비(On-line Maintenance : OLM)도입을 위해 AOT에 대한 위험도정보 평가를 계획 중이다.

원전사업자들은 PSA 결과를 응용하고 잘 활용하기 위해 관련 조건 및 요건을 포함하는 PSA 지침을 규제기관이 작성해 주기를 희망하고 있으며, RI-ISI 와 TS

평가를 최우선 과제로 고려 중이지만, 규제기관의 활동은 잘 알려져 있지 않다.

카. 멕시코

미국의 영향을 받아 정비규정과 동일한 규정을 수립하여 이행하고 있으며 RG 1.174와 유사한 위험도정보 인허가기준 변경지침을 개발하여 시행하고 있다. 또, 정비규정과 관련하여 리스크모니터(EPRI/SAIC 패키지)를 개발하여 활용하고 있다.

파. IAEA

IAEA는 2005년까지의 향후 활동계획에 PSA 기준 개발, 방법론 향상을 위한 회의, 안전관리에의 PSA 활용을 위한 활동 등을 포함시키고 있다. 향후 위험도감시 모델 및 데이터요건에 관한 보고서가 발간될 예정이며, 2004년 1월에는 비엔나에서 IAEA 주관과 NEA, NRC 등의 후원으로 PSA quality에 관한 워크샵을 개최하여 국제동향을 파악한 바 있다.

하. 국외 사례 종합

이상의 국외 RIPBR 사례 및 운영경험을 종합하면, 유럽지역에서는 스페인 과 프랑스가 비교적 신중히 위험도정보 활용 규제를 검토하기 시작한 반면, 스위스가 미국식 ROP를 검토하고 있는 것이 특이한 점이라 할 수 있다. 미국을 제외한 국가에서 보편적으로 호응을 얻고 있는 이행 항목으로는 PSR에서 PSA 수행, 위험도정보 변경허가, RI-ISI, 리스크모니터, 규제검증 PSA 도구 확보, 위험도정보 규제검사 등임을 예로 들 수 있다. 표 2-4는 각 국의 대표적인 RIPBR 사례를 비교한 표이며, 표 2-5는 RIPBR 제도로써 이행 가능한 다양한 항목들을 나타낸다.

표 2-4 국외 위험도정보 활용 · 성능기반규제 사례 비교

국가	PSR요건으로서의 PSA 수행	신뢰도 보증 프로그램	위험도 정보 변경허가	RI-ISI	리스크 모니터	성능지표 프로그램	정비규정	위험도 정보 규정개선	규제검증용 PSA 도구	위험도 정보 규제검사	종합감독 프로그램 (ROP)	신형 원자로 위험도 정보 인허가
미 국		●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	○
일 본	●		●			○				○		
프랑스	●		○									
캐나다		●	○						●			
독 일	●											
스페인			○	○	●				○			
스위스								○	●	●	○	
벨기에												
이태리												○
헝가리												
체 코			○	○	●					○		
멕시코			●		●		●			●		
IAEA		●			○							
한 국		○	●	○	○	●	○		○	○		

주) ● : 시행중, ○ : 검토중 또는 시행예정

표 2-5 국외 원전 RIPBR 이행 항목

국외 사례 및 경험 종합
<ul style="list-style-type: none"> ◦ 성능지표 프로그램 (PIP : Performance Indicator Program) ◦ 위험도정보 성능지표 (RIPI : Risk-Informed Performance Index) <ul style="list-style-type: none"> - 완화계통성능지표 (MSPI : Mitigating System Performance Index) ◦ 성능기반검사 (PBI : Performance-Based Inspection) ◦ 위험도정보기반규제검사 (RIBI : Risk-Informed Baseline Inspection) ◦ 규제감독절차 (ROP : Reactor Oversight process) ◦ 위험도정보 인허가기반 변경 <ul style="list-style-type: none"> - 일반지침, - RI-ISI, RI-IST, Graded QA, RI-TS, RI-ATWS 등 ◦ 위험도정보 TS 개선 ◦ 정비규정 (MR : Maintenance Rule) ◦ 위험도정보 기기등급분류 및 규제요건의 차별적용 ◦ 위험도정보 규제기술요건 <ul style="list-style-type: none"> - 10 CFR 50 App.J, 50.44, 50.46, 50.48, 50.61 등 ◦ 신뢰도보증 프로그램 (RAP : Reliability Assurance Program) ◦ 신뢰도/이용불능도 보고규정 (Draft 10 CFR 50.67) ◦ 신형원자로의 위험도정보 인허가 ◦ PSA 제출 및 Living PSA ◦ 안전성평가 (PSA 포함) ◦ SPAR 모델 개발 ◦ ASP 프로그램 운영

제2절 국내 기술개발 현황

1. 우리나라 규제체계 및 운용경험 분석

가. 규제체계 및 연계성

우리나라에 RIPBR 제도의 도입 가능성을 평가하기 위해서는 우선 우리나라의 규제체계와 상호 연계성을 분석하고, 도입에 가능한 분야를 토의할 필요가 있다. 다음에 안전규제 체계의 특성 및 규제집행 절차를 기술하고 RIPBR 제도의 도입이 가능한 분야를 검토한다.

1) 안전규제체계 특성

인·허가 절차에는 우선 시설의 설치로부터 운영에 이르기까지의 절차로서 건설허가 및 운영허가, 변경허가가 있다. 이는 원자력법 및 동법시행령이 정하는 바에 따라 법시행규칙이 정하는 서류를 제출하여, 과기부장관의 허가를 받도록 되어 있으며, 허가변경 시에도 동일하게 과기부장관의 변경허가를 받아야 한다. 건설허가 신청 전에 부지사전승인을 취득할 수 있으며, 취득 시 과학기술부령이 정하는 범위 내에서 원자로시설 설치지점 굴착과 그 지점의 암반 보호/보강용 콘크리트 공사의 수행이 가능하다. 동일한 설계의 원자로시설을 반복 건설하는 경우에는 원자력법 및 동법시행령이 정하는 바에 따라 과기부장관의 표준설계 인가를 받을 수 있다. 또, 원자로시설운영자가 시설을 해체코자 하는 경우에는 해체계획서를 작성하여 과기부장관의 승인을 받아야 한다.

안전규제검사에는 사용전검사, 정기검사, 품질보증검사 및 일상검사와 특별점검이 있다. 사용전검사는 원자로시설의 건설단계에서 시설의 공사 및 성능이 허가 기준 등 건설허가 사항과 일치하는지를 확인하고 완공된 시설이 수명기간동안 안전하게 운전될 수 있는지를 확인하기 위해 수행된다. 정기검사는 원자로시설이 허가기준 등 운영허가를 받은 사항에 일치하게 운영되고 있는지를 점검하고, 시설의 성능이 압력, 방사선 및 기타 운전환경에 견딜 수 있는지를 확인하며, 사용전 검사에 합격한 상태로 유지되는지를 확인하기 위해 수행되는 활동이다. 품질보증 검사는 원자로시설의 설치자 및 운영자의 품질보증활동이 시설의 설계, 건설 및

운영단계에서, 승인된 품질보증계획서와 일치되게 수행되는지를 확인하기 위해 수행된다. 한편, 주재관 일상검사는 과학기술부와 한국원자력안전기술원에서 파견한 주재관실 요원들에 의한 현장 안전운전 감시활동이며, 특별검사는 각종 사건 발생시 안전성확인 또는 향상을 위해 수행되는 검사 활동이다.

원전 가동년수 증가와 노후화에 따른 새로운 안전현안의 발생, 경험적 지식의 축적, 안전개념의 변천에 따른 안전기준의 변화 및 해석기법의 진보 등에 따라 가동원전에 대한 안전성 확인 및 향상을 위해 매 10년마다 체계적이고 종합적으로 안전성을 평가하는 주기적안전성평가 제도가 수립되어 고리원전 1호기에 대해 우선 시행되고 있다. 발전용원자로시설 운영자는 시설의 안전성을 평가하고 그 결과를 과학기술부장관에게 제출하여야 하며 평가결과에 따라 요구되는 안전조치를 이행해야 하는 제도이다.

2) 안전규제의 집행

인·허가신청에 따른 안전성심사결과가 허가기준을 충족하지 못하는 다음의 경우에는 시정 및 보완 명령을 취할 수 있다.

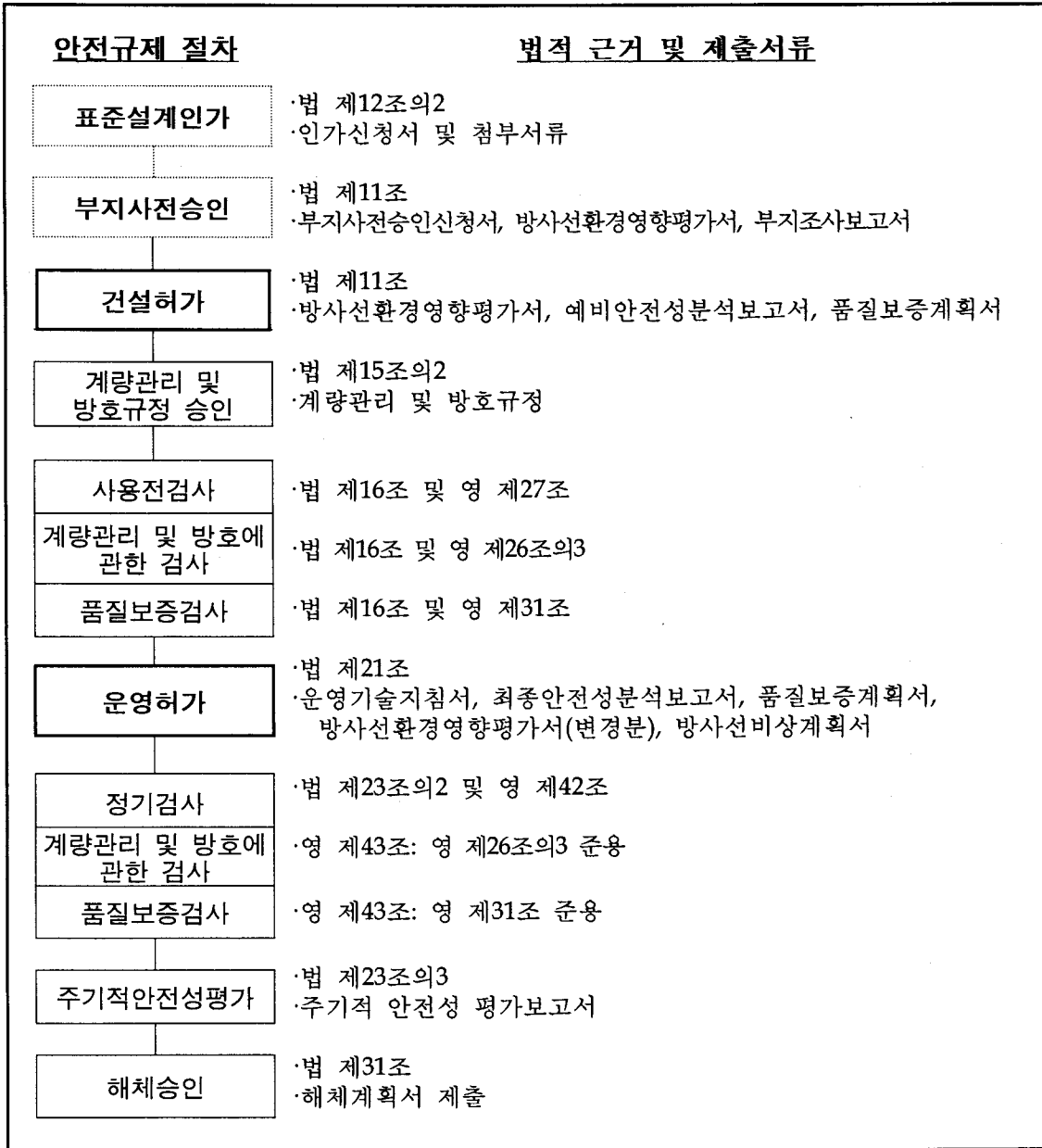
- 안전규제검사 수행결과 위반사항이 발견되는 경우
- 표준설계인가를 받은 설계의 안전성에 중대한 영향이 있다고 인정되는 경우
- 주기적안전성평가 결과 또는 그에 따른 안전조치 미흡이 인정되는 경우

원자력안전규제 시행을 위해 필요하다고 인정될 때에는 사업자에게 당해 업무에 대한 보고, 서류제출 및 제출서류의 보완을 명할 수 있으며, 서류의 현장 확인을 위한 규제검사의 수행 또한 가능하다. 원자로시설 인·허가 소지자에 대하여 다음의 경우에는 인허가를 취소하거나, 1년이내의 사업수행을 정지시킬 수 있으며, 원자력법 명시규정 위반 시에는 위반정도에 따라 벌칙 및 과태료를 부과할 수도 있다.

- 사칭 또는 기타 부정한 방법으로 인허가를 받은 경우
- 변경인허가를 받아야 할 사항을 인허가 받지 아니하고 변경한 경우
- 건설 또는 운영 허가기준에 미달한 때 등
- 안전규제검사결과에 따른 시정 또는 보완명령을 위반한 때

○ 기타 운영에 관한 안전조치 등의 규정 및 허가조건을 위반한 때

그림 2-3은 이상의 안전규제절차를 관련 근거 및 제출서류와 연계하여 종합적으로 나타내고 있다.



주) 법: 원자력법, 영: 원자력법시행령, □ : 사업자 선택사항

그림 2-3 원자력발전소의 안전규제절차

3) RIPBR 과의 연계 가능부분 분석

상기의 규제체계에서 RIPBR 제도의 도입이 가능한 분야를 분석해 보면, 우선 인·허가 및 변경허가 분야에서는 인허가신청 요건으로서 PSA 의 수행 및 제출을 요구할 수 있고, PSA 수행결과를 토대로 한 설계 보완 및 운영 개선 조치를 유도할 있을 것이다. 유럽 국가에서처럼 주기적 안전성평가와 PSA 수행을 연계할 수 있으며, 위험도정보를 이용한 변경허가 신청 (가동중검사, 가동중시험, 기술지침서의 STI/AOT 변경, 위험도정보 ATWS 등)을 제도화 할 수 있다.

규제검사 분야에서는 규제의 효율성 제고를 위하여 검사내용 및 항목의 선정에서 위험도정보 및 성능정보를 활용할 수 있고, 검사결과에 따른 시정보완 요구시 검사지적사항이 위험도에 미치는 영향 (중요도) 을 평가하고 규제조치를 취할 수 있을 것이다. 그러나, 현재의 검사제도 운영상 제도의 일관된 적용을 위해서는 위험도정보 및 성능에 기반을 둔 정기검사와 주재관 일상검사를 연계 (법 제103조 보고·검사 등 수시검사) 하는 방안이 고려되어야 한다.

허가기준 분야에서는 각 기준을 상세하게 설정하지 않고 규제목표만 제시하고, 기준의 구체적 이행방안은 허가신청자 또는 사업자에게 위임하는 방안을 고려해 볼 수 있다. 또, PSA 결과에 근거하여 안전에 중요한 비-안전관련 설비에도 허가 기준을 실질적으로 적용하는 방안의 모색도 필요할 것이다.

이외에도 성능지표 및 위험도 정보를 국민에 공개하여 사회적 수용성을 제고하는 방안도 고려대상에 포함시킬 수 있다.

나. 국내 현황 및 운용경험 분석

1) 정책방향 및 법령상 반영 현황

우리나라에서는 1994년 9월 원자력안전정책성명을 공포하여 PSA를 이용한 원전 종합 안전성 평가 및 비용효과를 고려한 합리적 안전규제/리스크를 근거로 한 규제의 실시를 선언한 바 있다. 2001년 8월에 원자력안전위원회에서 의결한 원전 중대사고정책 ('01. 8월) 은 원전사업자로 하여금 발전소고유 PSA를 수행할 것을 요구함에 따라 2006년까지 원전 종합안전성평가 (PSA) 가 완료될 예정이다. 한편, 2002년 12월에 개최된 원자력안전위원회에서는 위험도정보 기반 안전검사 등을 포함하는 원전 안전관리 효율화 방안을 의결하였으며 원전 특별점검

결과보고를 통해 미국의 NRC가 운용하고 있는 MR과 유사한 정비규정 도입을 권고한 바 있다[2-8,9].

2) 위험도정보 · 성능기반 규정

우리나라에 RIPBR 관련 규정이 전혀 존재하지 않는 것은 아니다. 원자로격납건물 누설시험에 관한 기준 (과학기술부고시 제2001-42호)에서는 안전성평가 (PSA) 및 성능이력에 근거하여 종합누설률시험 주기를 5년으로부터 10년으로 연장하는 것을 허용하고 있으며[2-10], 원자로시설 등의 기술기준에 관한 규칙(과학기술부령 제31호)에는 안전에 중요한 설비 (비-안전관련 설비도 포함) 개념이 도입되어 위험도정보 활용 등급분류 이행의 기반을 제공하고 있다. 운영기술지침서의 작성에 관한 기준 (과학기술부고시 제2001-46호)은 점검요구사항의 점검주기를 기술하는 데 있어서 운전경험 또는 PSA 등을 반영하여 설정하도록 하고 있다.

3) 규제기관 및 산업계 활동

1995년과 1996년에 고리3/4 및 영광1/2호기 보조급수계통을 대상으로 시행된 위험도기준검사 시범 프로그램을 포함하여 위험도정보(PSA)에 근거한 고리3/4 및 영광1/2호기 ESFAS 계통 정기점검주기(STI) 및 허용정지시간(AOT) 연장 신청이 승인된 바 있다[2-11]. 향후 기존 ISI를 위험도정보 ISI 로의 변경허가 신청이 예상되며, 안전에 중요하지 않은 모터구동밸브(MOV) 및 공기구동밸브(AOV)에 대한 시험면제 또는 시험주기 연장 신청 또한 예상되고 있다. 앞에서 언급한 바와 같이 중대사고 정책에 의거 2006년까지 Level 2 PSA 정보가 확보될 예정이며 고리3/4호기를 대상으로 위험도감시전산시스템(RIMS)을 개발하여 안전 관리에 활용할 것으로 예상된다. 그림 2-4는 국내원전 PSA수행계획 및 Risk Monitor 운용계획을 나타내고 있다. 신형경수로 1400에서의 위험도평가 및 안전 관리를 위하여 Level 2 PSA (SAR Chap. 19)를 수행한 바 있으며 신뢰도보증프로그램 (RAP)을 수립한 상태이다. 한편, 원전 안전성능지표가 2개영역, 5개범주, 11개지표로 개발되어 분기평가를 수행하고 있다. 규제기관에서는 정량적 안전목표 (보건목표 및 원전 성능목표), 위험도정보활용 원칙 (심층방어, 안전여유도 등), 원전 인허가기준 변경시 심사기준 (안전심사지침 Chap. 19), 표준형원전 (울진3/4, 영광5/6) 위험도기준검사 (RBI) 지침서, PSA 규제검토지침 (Level 1&2, 정지/저출

력, 외부사건 등) 및 위험도기준 적용지침 (RI-ISI, RI-IST, RI-MOV) 등 관련 규제 지침 및 관계문서를 개발하여 향후 RIPBR 제도 도입 추진에 대비하고 있다.

호기	수행범위	수행기간	연도별 추진일정						
			'00	'01	'02	'03	'04	'05	'06
고리 1	2단계 신규	'99.11 ~ '02.11	■	■	■				
		'03.07 ~ '04.06				▤	▤		
월성 1		'01.10 ~ '03.06		■	■	■			
		'03.07 ~ '04.06				▤	▤		
고리 2		'02.01 ~ '03.12			■	■			
		'03.07 ~ '04.06				▤	▤		
울진 1/2	'03.09 ~ '05.08				■	■	■		
	'05.07 ~ '06.06						▤	▤	
고리 3/4	1단계재평가 2단계 신규	'00.09 ~ '02.06	■	■	■				
		'02.06 ~ '03.06			▤	▤			
영광 1/2		'02.08 ~ '03.12			■	■			
	'03.07 ~ '04.06				▤	▤			
영광 3/4	2단계 재평가	'02.01 ~ '04.12			■	■	■		
		'05.07 ~ '06.06						▤	▤
울진 3/4		'02.01 ~ '06.06			■	■	■		
		'05.07 ~ '06.06						▤	▤
월성 2/3/4		'04.07 ~ '06.06					■	■	
		'06.01 ~ '06.12							▤
영광 5/6	2단계(정지/ 저출력 포함)	'94.09 ~ '00.12	■						
		'03.05 ~ '04.04				▤	▤		
울진 5/6		'98.07 ~ '02.06	■	■	■				
	'05.07 ~ '06.06						▤	▤	

■ : PSA ▤ : RM

그림 2-4 국내원전 PSA/RM 이행계획

4) 관련 기술개발 현황 및 능력

RIPBR 제도의 도입을 위해서는 PSA를 포함하여 다양한 기술이 확보되어야 한다. 특히, PSA 기술에 있어서는 제1장에서 언급한 바와 같이 상당 부분 확보된 상태이다. 그러나, RIPBR 제도의 체계적인 도입을 위해서는 추가로 확보해야 할 기술들이 존재한다. 표 2-6은 우리나라의 PSA 기술현황을 산업계와 규제기관 관점에서 분석한 것을 나타내고 있다. 이상의 국내 RIPBR 운용경험 및 사례를 종합한 내용이 표 2-7에 제시되어 있다.

표 2-6 국내 PSA 기술현황

항 목	산업계 기술현황	규제기관 기술현황
1단계 PSA	- 기본 수행기술 확보 상태에 있으며, 지나치게 보수적인 가정을 사용하여 옴에 따라 최적평가기술로의 대체 필요	- KINS는 1단계 PSA 검토지침 개발 완료
2단계 PSA	- 분석기술은 어느정도 정립되어 있으나, 1/2단계 및 2/3단계 PSA간의 입출력 연계 체계화, 중대사고현상 해석결과와의 연계 및 정량화 기술이 부족함	- KINS는 2단계 PSA 검토지침 개발 완료
3단계 PSA	- 분석기술은 어느 정도 정립되어 있으나, 방사선원 분석정보 대부분을 바로 활용할 수 있는 방법론이 확립되지 못함	- PSA 검토지침 개발 유보
외부사건 PSA	- 전반적인 평가기술은 확보상태에 있으나, 지진재해도 평가 미진 등의 문제로 보완 중에 있음	- KINS는 외부사건 PSA 검토지침(안) 개발 완료
정지저출력 PSA	- 영광 5/6호기 등 수행 완료되었으나, 초기사건 분석기술, 발전소운전상태 분류 및 선별기법, 인간신뢰도 분석 기술 등이 부족한 상태임	- KINS는 정지/저출력 PSA 검토지침 (안) 개발 완료
공통원인 고장 (CCF) 분석	- 90년대 초반의 분석 방법을 적용하고 있으며, 자료 수집, 분석 및 최근의 CCF 자료를 이용한 국내 원전의 취약점을 평가하여 안전성 개선에 활용하는 기술 적용에 미흡	- PSA 표준지침 개발에 반영 예정
인간신뢰도 분석	- 전출력 PSA 인간신뢰도분석 기술은 확보 - 인적오류 데이터 수집이 미흡함	- PSA 표준지침 개발에 반영 예정
PSA 수행용 평가코드	- KIRAP (KAERI), SAREX (KOPEC 개발) 등을 확보하여 활용 중	- USNRC의 경우 1단계 PSA 전산코드인 SAPHIRE를 개발 활용 중 - KINS의 경우 SAPHIRE 코드 User's Group 에 가입 활용경험 있음 - 현재는 KAERI KIRAP 활용 중임
의사결정 지원용 평가모델	- 특이사항 없음	- 국내에 미확보 상태이나, KINS-KAERI 공동으로 개발 추진 중 - USNRC는 50개 원전을 대상으로 1단계 SPAR (Standardized Plant Analysis Risk) 모델 개발을 완료 했으며, 정지운전 및 2단계 SPAR 모델 개발을 추진 중
신뢰도/이상 사건 DB	- 일부 원전에 대한 자료가 수집된 바 있으며, 신뢰도 DB 체계는 구축됨 - 원전 정지사건에 대한 DB는 구축되어 있으나, 그 외 과도사건에 대한 DB 미구축 상태	- USNRC는 EPIX DB (구 NPRDS) 구축 운영 중 - KINS는 원전 신뢰도자료 검토지침 (안) 개발 완료
PSA 표준화 및 QA 기술	- PSA 표준절차 및 표준방법론 미개발 상태이며, QA 기술도 미개발	- USNRC는 ASME, ANS 등과 연계하여 각 분야별 표준지침을 개발 완료 또는 개발 중
위험도 배열관리 전산체계	- DynaRM 및 RIMS 위험도 감시기술 개발 - 미국에서는 EOOS, Safety Monitor, ORAM-Sentinel 등을 개발하여 원전에 활용 중	- 원전 위험도감시 규제기준 개발 중

표 2-7 RIPBR 국내 운용경험 및 사례

국내 경험 및 사례 종합
<ul style="list-style-type: none"> ◦ PSA 수행 (중대사고정책, APR-1400) ◦ APR 1400 신뢰도보증 프로그램 (RAP) ◦ 위험도정보 기반 안전검사 (도입예정) ◦ 안전성능지표 (SPI) 프로그램 (운영중) ◦ 위험도정보 변경허가 (TS AOT/STI 연장에 기-시행 경험) ◦ 정비규정 (도입예정) ◦ 위험도정보 ISI (변경허가 신청 예상) ◦ 위험도정보 MOV/AOV (변경허가 신청 예상) ◦ Risk Monitor (고리3/4 개발중) ◦ 안전에 중요한 SSCs 정의 (과기부령 제31호) ◦ 위험도정보·성능기반 기술기준 (과기부고시 제2001-42호)

제3절 종합분석

이상의 국내·외 RIPBR 사례 및 운영경험을 종합해 보면 다음과 같다. RIPBR 기술을 선도하고 있는 미국과 그 외 국가 간에는 상당한 기술적 격차가 존재함을 알 수 있다. PSA 수행 및 설계/운영에의 활용을 통한 최적화 노력은 세계적 추세이며, 규제활용은 미국을 제외하고는 많이 미진한 상태이다. 일부 활용의 경우에도 변경허가 등 기존 규제체계를 수정하지 않고 시행할 수 있는 분야에 한정되어 있다. 일본, 캐나다, 스페인 등이 비교적 위험도정보의 규제활용을 적극적으로 추진하고 있고, 스위스가 미국식 ROP 추진을 고려하고 있다.

원자력산업의 지속적인 발전과 더불어 원자력시설에 대한 객관적인 안전수준의 확인 및 유지를 위하여 각 국은 RIPBR 제도를 확대 도입할 것으로 전망된다. 원전 추가건설에 따른 안전성 평가시에 PSA 수행은 필수사항이며, 수행 결과는 안전성 확인의 객관적 척도로 활용될 것이다. 또, 기존 규제를 보완하는 방법으로 RIPBR 은 규제 효율성/효과성 제고 관점에서 장점이 많은 대안이므로 규제 개선 필요시 선호할 것으로 예상된다.

우리나라에 RIPBR 제도를 도입해야 하는지에 대해서는 현행 규제환경에서의 도입 타당성을 세밀히 분석할 필요가 있고, 그 결과 도입이 필요하다면 국내 규제 환경과 확보된 기술수준을 고려하여 도입 가능한 부분을 도출하여 검토할 필요가 있다. 도입이 필요한 모델에 대해 시행착오를 최소화하기 위한 도입 기본원칙 및 전략의 수립이 요구된다.

표 2-8은 국내·외에서 시행중이거나 시행예정인 RIPBR 제도 항목들을 종합 비교한 것으로서 국외 및 국내 사례를 상호 유사한 성격의 항목끼리 대비시켜 놓았으며, 이를 다시 중복되는 항목을 통합하여 기술분야별로 분류해 놓았다. 이들 기술분야별 항목들은 “제4장 시행모델 설정” 부분에서 다시 세부적으로 분류하여 국내 RIPBR 제도 도입의 후보항목으로서 다루어지게 될 것이다.

표 2-8 국내·외 시행중 또는 시행 예상 모델 종합

국외 (미국 등)	국 내
<ul style="list-style-type: none"> ◦ PSA 수행-제출 및 Living PSA ◦ 성능지표 프로그램 (PIP) ◦ 위험도정보 성능지표 (RIPI) ◦ 성능기반 규제검사 (PBI) ◦ 위험도정보 기반규제검사 (RIBI) ◦ 종합안전성평가 (ROP) ◦ 위험도정보 인허가기반 변경 <ul style="list-style-type: none"> - 일반지침 - 특별지침 : RI-ISI, RI-IST, RI-TS, GQA 	<ul style="list-style-type: none"> ◦ PSA 수행 (중대사고정책) ◦ 안전성능지표 (SPI) 프로그램 수행중 ◦ 성능기반 규제검사 (부분적 시행) ◦ 위험도정보 기반 안전검사 도입예정 ◦ 위험도정보 인허가 기반 변경 <ul style="list-style-type: none"> - 위험도정보 변경허가 (RI-TS) 경험 - RI-ISI 신청 예상 - RI-MOV/AOV 시험면제 신청예상
<ul style="list-style-type: none"> ◦ 위험도정보 기술지침서 개선 ◦ 정비규정 (MR) <ul style="list-style-type: none"> - Risk Monitor ◦ 위험도정보등급분류/차등요건 적용 ◦ 위험도정보 규제기술요건 <ul style="list-style-type: none"> - 10CFR 50 App. J (CLRT) - 10CFR50.44, 50.46, 50.48, 50.61 ◦ 신뢰도 <ul style="list-style-type: none"> - 신뢰도 DB, 신뢰도보증프로그램 ◦ 신형원자로의 위험도정보 인허가 ◦ 운전경험 분석 및 평가 도구 <ul style="list-style-type: none"> - SPAR, ASP 	<ul style="list-style-type: none"> ◦ 정비규정 도입 예정 <ul style="list-style-type: none"> - Risk Monitor 개발 도입 ◦ 안전에 중요한 SSCs 정의 ◦ 위험도정보-성능기반 기술기준 <ul style="list-style-type: none"> - 과기부고시 01-42호 (격납건물 누설률시험) ◦ 신뢰도 <ul style="list-style-type: none"> - 신뢰도보증 프로그램



특정분야 기술	
<ol style="list-style-type: none"> 1) 안전성능지표 (SPI) 2) 위험도정보 안전성능지표 (RIPI) 3) 성능기반검사 (PBI) 4) 위험도정보 규제검사 (RII) 5) 위험도정보/성능기반검사 (ROP) 6) 위험도정보 변경허가 <ul style="list-style-type: none"> - 일반, RI-ISI, -IST, -MOV/AOV, -AOT/STI, GQA - 위험도정보 기술지침 개선 	<ol style="list-style-type: none"> 7) 위험도정보/성능기반 기술기준 <ul style="list-style-type: none"> - 위험도정보 등급분류 - 정비규정 - 기타 위험도정보 규제기술요건 (수소제어, ECCS, FPS, PTS, ATWS 등) - 신뢰도/이용율 보고 규정 8) 신형원자로 위험도정보 인허가
공통기술	기타 규제기술
<ol style="list-style-type: none"> 1) PSA 표준/품질 2) 신뢰도 DB (신뢰도보증 프로그램) 3) 교육훈련 프로그램 4) 위험도감시 시스템 	<ol style="list-style-type: none"> 1) 규제검증 PSA 모델 2) 사고경위 전조 평가 프로그램

제3장 연구개발수행 내용 및 결과

제1절 기본방향 및 추진전략 수립

이 절에서는 우리나라에 RIPBR 제도의 도입을 위한 전략의 개발을 다룬다. 국내 환경을 점검하고, 기술적 측면, 규제합리화 측면, 안전규제 일관성 측면, 경제성/자율성 측면 및 사회적 수용성 측면에서의 제도도입의 필요성 및 타당성을 평가하고, 도입이 필요한 경우를 가정하여 제도도입의 기본방향과 도입원칙 등 우선적으로 고려해야 할 항목이 무엇인지를 분석하여 제시한다.

1. 환경요인 및 고려요소 분석

우리나라에서 현재 가동중인 18기의 원전 중에서 가동연수 10년 이상인 원전은 50%에 달한다. 원전의 가동연수 증가는 시설이 경년열화될 가능성을 의미하므로 이에 대비한 안전관리 및 열화상태의 감시를 강화하는 것이 요구된다. 또한 향후 2015년까지 8기의 원전이 추가로 건설되는 등 신규 원자력시설의 증가에 따른 잠재적 위험이 점진적으로 증대될 것으로 예상되므로 이에 대비한 총체적 및 개별적 위험도 관리가 필요한 시점에 있다.

지난 수십 년 동안 적용하여 왔던 기존 규제체계를 환경변화 및 기술의 발전을 고려하여 보완할 필요가 있으며, 행정규제기본법의 발효에 따라 규제행정 전반에 걸쳐 합리화가 요구되고 있으므로 원자력 안전규제에 있어서 불필요한 규제부담의 경감을 위한 노력이 요구되고 있다. 규제대상 시설의 증가에 따라 규제자원의 효율적 배분을 통하여 규제의 효과성·효율성을 제고해야 할 필요성 또한 대두되어 있다. 원자력안전에 대한 국민의 관심이 높아지고 있으므로 안전의 사회적 수용성 제고를 위하여 정량적인 안전척도 및 안전수준의 제시가 요구되고 있다. 최근 발생한 일련의 안전현안 문제 (열전달완충판 이탈사고, 탈염수 공급모관 방사능 오염사고 등) 가 사회적으로 이슈화됨에 따라 원자력시설의 안전수준에 따른 규제 차별화 등 공공의 신뢰 증진 방안의 모색이 필요하다. 보다 실효성 있는 원자력 시설의 안전관리를 위하여 안전성이 저하되지 않는다는 명확한 규제판단을 토대로 사업자가 자율적이고 창의적으로 안전성을 확보하도록 하는 규제여건을 조성할 필요가 있다. 전 원전에 대하여 PSA 수행 및 위험도정보 확보 예정에 따라

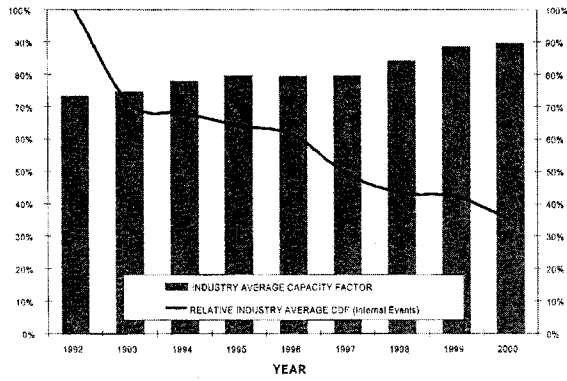
사업자안전관리에 위험도정보를 확대 활용할 것으로 예상된다.

2. 도입타당성 분석

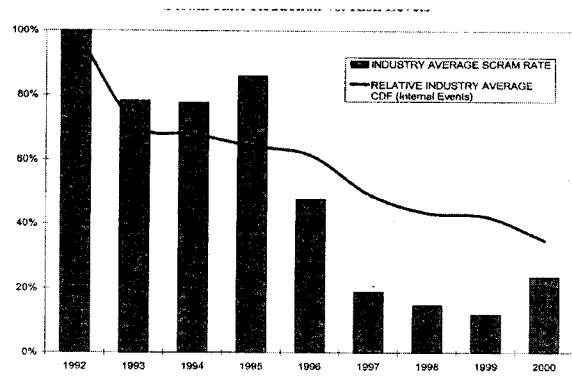
가. 기술적 측면

현재 가동중인 원전의 경년열화로 인한 안전성 저하 가능성에 효과적으로 대처하기 위해서는 종합적인 안전성평가 (PSA) 및 안전성능 정보를 이용한 안전관리가 필요하다. 실시간 위험도를 정량적으로 평가하여 노심손상빈도 (CDF), 대량 방사능 조기방출빈도 (LERF) 등의 위험도 증가를 최소화하는 방안을 마련하여야 한다. 그림 3-1은 미국이 위험도 및 안전성능 정보를 이용한 안전관리를 통해 가동원전의 안전성능을 점진적으로 개선하고 있음을 보여 주는 그림으로서 불시정지의 경우 CDF 수치의 감소와 함께 1992년에 비해 2000년에는 20% 수준으로 감소하였으며, 안전관련 사고 또한 1992년에 비해 2000년에는 1/10 수준으로 감소하였고 이용율도 꾸준히 증가 추세에 있음을 알 수 있다[3-1.2]. 안전에 중요한 설비에 대해 객관적 운전 성능척도를 설정하여 감시·평가하고, 성능미흡시 개선 조치를 함으로서 가동 중 위험도증가를 최소화할 수 있을 것이다.

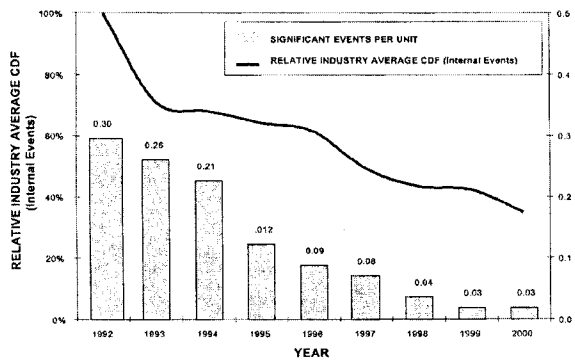
신규 원자력시설의 추가 건설·운영에 따른 잠재적 위험도의 증가를 억제하기 위해서는 정량적 위험도 관리와 안전성능 개선 노력이 필요하다. 그림 3-2는 우리나라 원자력발전소의 개별 위험도 준위를 CDF 값으로 나타낸 것으로서 기존 원전은 10^{-4} 수준, 한국형표준원전은 10^{-5} 수준, 미래형 원전은 10^{-6} 수준으로 계산된다. 설계 초기의 안전수준을 유지하기 위해서는 기존원전과 신규원전에 대한 위험도 준위를 일정수준 이하로 유지·관리하는 것이 요구될 수 있다. 그림 3-3은 우리나라 전체 원전의 위험도를 누적한 것으로 누적 위험도를 적정수준으로 유지·관리함으로써 신규원전의 추가건설에 대한 사회적 수용성을 개선할 수 있을 것으로 평가된다. 개별 원전의 경우 기존원전은 총 CDF $10^{-4}/RY$ 이하, 총 LERF $10^{-5}/RY$ 이하 유지를, 신규원전의 경우에는 총 CDF $10^{-5}/RY$ 이하, 총 LERF $10^{-6}/RY$ 이하 유지를 관리 기준으로 설정할 수 있다. 그러나, PSA 기술능력을 완전히 확보하는데 어려움이 있고 PSA 결과를 활용하는 데 있어서도 PSA 수행결과와 신빙성 문제, 신뢰도 DB 확보의 어려움, 불확실성 정량화 문제 등 한계점과 불확실성 취약점이 존재하므로 위험도정보의 활용은 신중하게 이루어져야 한다.



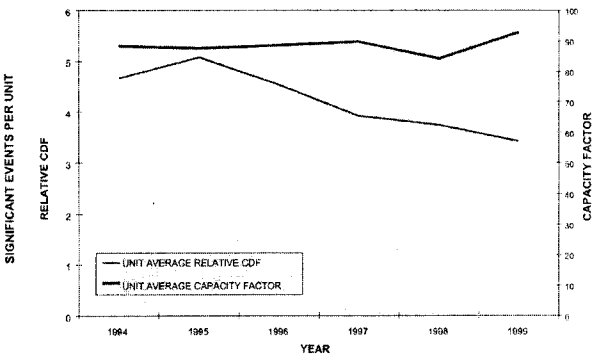
(a) 불시정지 감소 vs CDF



(b) 이용율 vs CDF



(c) 사건/사고 감소 vs CDF



(d) 이용율 vs CDF (정비규정시행후)

※ SECY-03-0057, FY 2002 Results of the Industry Trends Program for Operating Power Reactors and Status of Ongoing Development, April 17, 2003, USNRC

그림 3-1 미국 가동중 원전 성능경향 (1922 - 2000)

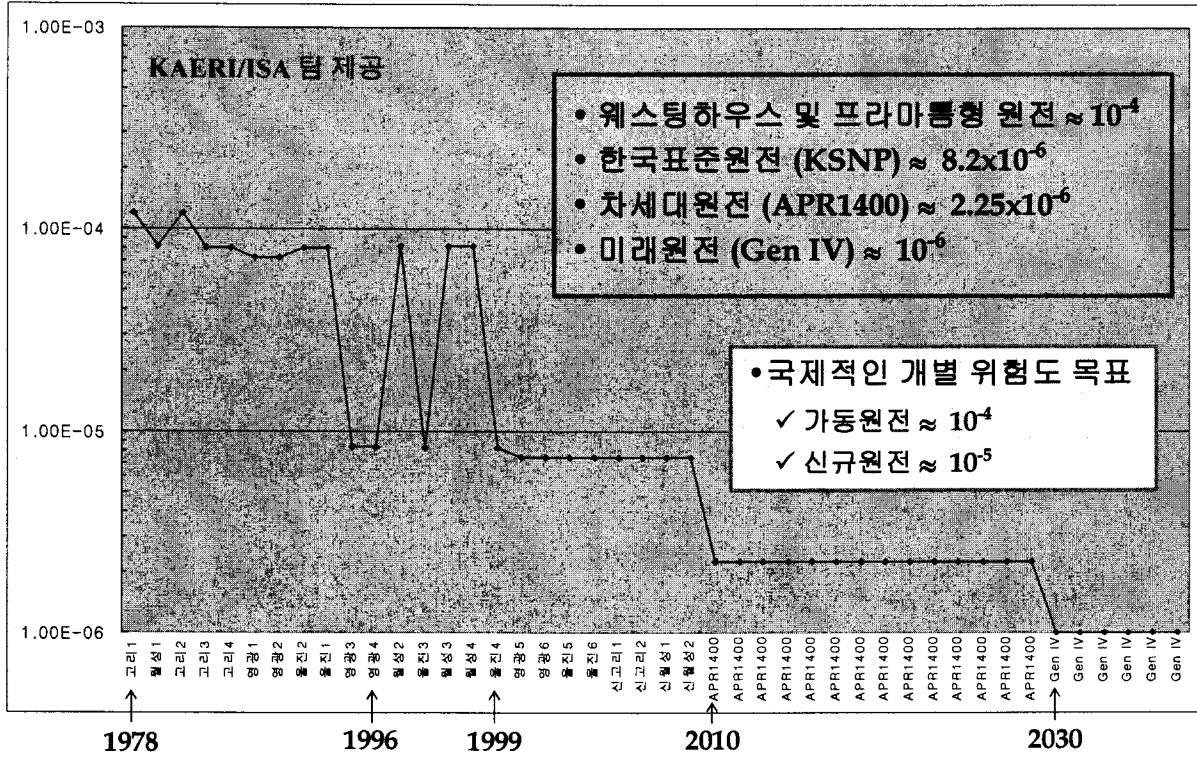


그림 3-2 우리나라 원전의 개별 위험도 (CDF) 수준

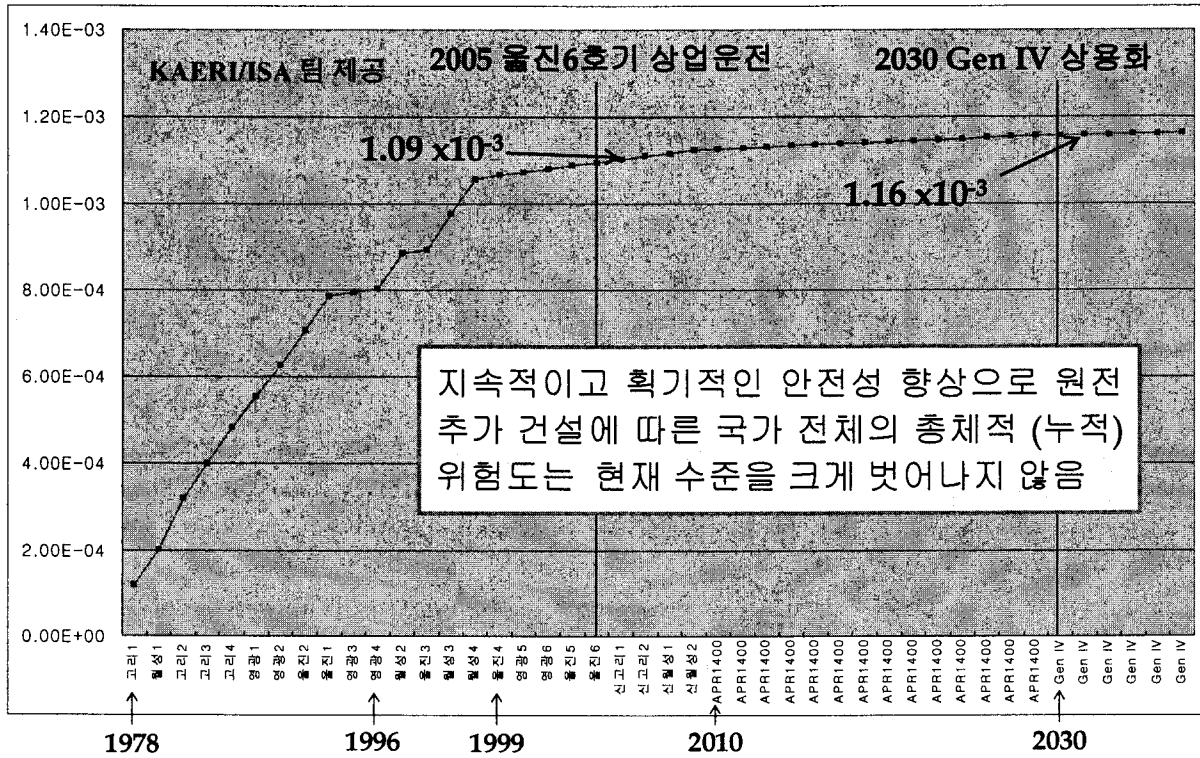


그림 3-3 우리나라 원전의 총체적 (누적) 위험도 (CDF) 관리 개념

나. 규제 합리화 측면

기존의 결정론적/규정적 규제를 보완하는 방안으로서 실제 위험에 미치는 중요도와 성능이력에 근거하여 규제를 시행할 필요가 있다. 안전에 중요하거나 안전성능이 취약한 원자력시설 또는 설비에 안전규제를 집중하고 그렇지 않은 시설 또는 설비에 대해서는 규제를 최소화함으로써 안전성 저하를 방지하면서 안전관리 최적화를 달성할 수 있다. 이 경우 개별원전 안전수준을 일관적이고 정량적 수단으로 평가할 수 있으므로 원전에 대한 차등 규제가 가능하며, 이에 따라 안전성 향상을 유도할 수 있을 것이다.

현재 정부에서 추진하고 있는 규제행정 합리화에 부응하기 위해 규제를 정비하여 사업자의 불필요한 규제부담을 저감할 필요성도 고려하여야 한다. 안전성평가 기술 및 운전경험이 미흡했던 시기에 설정했던 과도한 보수성과 안전여유도를 PSA 등 종합적인 평가기법을 적용하여 합리적으로 조정하여 그 동안 미처 고려하지 못했던 사항을 안전관리 대상에 포함시켜 안전성을 증진하는 것이 필요하다.

규제자와 사업자가 공통으로 정량적인 안전척도를 사용하면 원전 안전수준에 대한 기준 설정 및 상호 이해가능한 객관적 안전성 평가가 가능해질 것이다. 또한 증가하는 규제수요에 효과적으로 대처하기 위해 동일한 안전성 확보 효과를 내면서 규제자원을 최적으로 활용하는 방안으로서 안전에 중요한 (또는 위험이 큰) 분야에 규제자원을 집중할 필요가 있다. 표 3-1은 우리나라의 가동원전 증가 추세에 따른 규제요원 수를 제시한 것으로서 해가 갈수록 가동원전 1기당 규제요원 수가 30인으로부터 2003년 현재 15인 수준으로 감소하였다. 이는 미국의 25.7인/기, 캐나다의 28.8인/기 등에 훨씬 못 미치는 수치로서, 향후 규제자원의 효율적 운용이 필요함을 말해 준다.

표 3-1 가동원전 1기당 규제요원 수의 비교

구 분 \ 연도	1980	1990	2000	2001	2002	2003	2004	2005	2015
가동기수	1	8	7	-	2	-	1	1	8
누적기수	1	9	16	16	18	18	19	20	28
규제요원	30(추정)	196	250	250	251	273			(420)
인/기	30.0	21.8	15.6	15.6	13.9	15.3			(15.0)
※ 가동1기당 규제요원수 : 미국 - 25.7인/기, 캐나다 - 28.8인/기, 일본 - 15.9인/기									

안전에 미치는 영향이 큰 설비에 안전관리를 집중하는 방안의 대표적인 사례로서 위험도정보 가동중시험 및 가동중검사를 들 수 있다. 이는 달리 표현하면 위험에 미치는 중요도에 따라 안전관리 대상을 재분류하는 것이라 할 수 있다. 미국의 A 원전에 따르면 위험도정보 가동중시험 (RI-IST)을 시행할 경우 안전등급 634개 밸브 중 516개가 안전에 미치는 영향이 낮은 (Low Safety Significant) 것으로 분류 (81%) 되어 시험을 완화하거나 시험주기를 연장할 수 있다고 평가했으며, 안전등급 33개 펌프 중 12개가 안전에 미치는 영향이 낮은 (Low Safety Significant) 것으로 분류 (36%) 되어 시험완화 또는 시험주기를 연장할 수 있는 것으로 평가한다. 반면에 비-안전등급인 25개 기기들이 안전에 미치는 영향이 높은 (High Safety Significant) 것으로 재분류되어 안전관리 대상에 포함되는 것으로 평가하고 있다.

위험도정보 가동중검사 (RI-ISI) 의 경우 웨스팅하우스 경험[3-3]에 의하면, 표 3-2에서 보는 바와 같이 기존 방법에 의한 ISI 개소가 753개인 반면, 위험중요도를 고려하면 107 개소로 감소되며, 이에 따른 방사선피폭 절감효과가 상당히 큰 것으로 평가하고 있다. 이에 따라 표 3-3에서 보는 바와 같이 2003년 12월 말 현재 103기 중 86기가 RI-ISI 변경허가 신청을 추진할 것으로 예상하고 있다.

표 3-2 WOG/ASME RI-ISI 시범 프로그램 결과

발전소	구분	현행 ISI 개소	RI-ISI 개소	감소량 (%)	위험도 변화	연간 경비절감	방사선피폭 저감 (10년)
Milestone 3	총	753	107	86	감소	< \$325,000	75 man-rem
	Class 1	446	59	87	변화없음		
	Class 2/3, 비등급	307	48	84	감소		
Surry 1	총	385	136	65	감소	< \$245,000	60 man-rem
	Class 1	220	55	75	변화없음		
	Class 2/3, 비등급	165	81	50	감소		

표 3-3 미국원전의 RI-ISI 변경허가 신청 및 승인 현황 (2003. 12)

	EPRI 방법론	WOG 방법	계
총신청예상 원전 수	61 기	25 기	86 기 (103 기중)
RI-ISI 승인 원전 수			60 기
검토 진행중 원전 수			26 기

USNRC는 ROP의 도입을 통해 검사투입시간의 절감 등 규제자원의 활용 효율화를 성취하고 있다. 미국의 가동중 원전 (67개 Site 103호기) 에 대한 ROP 실시 결과 ROP 실시 전과 비교하여 규제의 효율성이 점진적으로 개선되고 있는 것으로 평가하고 있다. 예로서 표 3-4에서 나타나 있는 바처럼 기본검사의 현장 투입시간이 상당히 절감 (142,259 hr →119,884 hr : 16% 절감) 되어 있고, 발전소 상태평가 등 타 안전관리 활동을 통해 발전소별 보완검사 투입시간을 획기적으로 절감 (50,534 hr →9,354 hr : 81% 절감) 하고 있다[3-4,5]. 따라서, 동일한 수준의 총 검사투입시간으로 발전소 상태 평가 등 과거에 다루지 못했던 분야를 평가할 수 있게 되었다.

표 3-4 USNRC ROP 시행 전후의 규제검사 투입시간 (hr) 비교

투입항목		ROP 시행전 ('99. 4 - '00. 4)	ROP 시행후		
			초기시행 ('00. 4 - '01. 4)	FY 2001 ('00. 9 - '01. 9)	FY 2002 ('01. 9 - '02. 9)
기본/ 핵심검사	현장검사	142,259	128,447	130,330	119,884
	검사준비/서류	108,730	115,935	109,227	91,385
	발전소상태	74	43,751	46,191	44,228
	소 계	251,063	288,133	285,748	255,497
발전소별 보완검사	현장검사	50,534	11,295	8,436	9,354
	검사준비/서류	6,328	6,683	6,161	7,715
	소 계	56,862	17,978	14,597	17,069
GSI/SI		2,709	2,416	918	1,718
성능평가		23,746	21,017	19,845	17,293
기 타 - 출장, 서신교환, 문서검토, SDP		34,726	47,190	49,471	43,627
총 투자시간 (지역+본부)		356,582	376,734	370,579	335,204
가동중 사이트 당 투자시간		5,322	5,623	5,531	5,003

다. 안전규제의 일관성 유지 측면

한국수력원자력(주)에서는 고리3/4, 영광1/2호기 ESFAS 기술지침서 AOT/STI 연장 변경 신청을 하여 승인을 득한 바 있으며, 일부 분야에 대하여 위험도정보 변경허가 신청이 예상되는 등 제도적인 뒷받침 없이 위험도정보 및 성능정보가 사업자 편익에 따라 안전관리에 부분적으로 활용되고 있어 안전규제 체계의 일관성 유지에 지장을 초래할 우려가 있다.

따라서, 기존의 규제체계에 위험도 및 안전성능 정보를 이용하는 안전관리 방법의 적절한 접목을 통하여 안전관리의 일관성이 유지될 수 있도록 종합적·체계적인 규제정책개발과 정책에 따른 규제 도입 및 개선이 요구된다. 일관성 있는 정책의 유지를 위해서는 RIPBR 정책성명의 개발 및 이행이 필요하며, 범국가적 이행을 위해 종합적 시행계획을 수립하여야 할 것이다.

향후 위험도 및 성능정보를 활용하여 다음과 같은 규제의 이행과 변경허가 신청이 예상되는 바 이를 합리적으로 수용할 수 있는 제도적 방안이 마련되어야 할 것이다.

- 위험도정보 규제검사 시범 이행 계획
- 정비규정의 국내 이행 계획
- 위험도정보 가동중검사 (RI-ISI) 변경허가 신청 예상
- 위험도정보 기술지침서 AOT/STI 변경허가 신청 예상
- 위험도정보 모터/공기 구동밸브 시험대상 재분류에 위험도정보 적용 예상

라. 사업자 안전관리의 경제성 및 자율성 측면

규제조직의 부담을 저감하기 위한 방안으로서 안전관리 기술 및 운전경험의 축적 기반을 이용하여 사업자가 창의적이고 자율적인 안전관리 노력을 기울일 수 있도록 유도할 필요가 있다. 가동중 실시간 위험도 평가를 통한 운전 및 정비를 행함으로써 안전성을 유지함과 동시에 보수기간을 단축할 수 있을 것이다. 규제자는 규제요건 이행을 위하여 상위수준의 목표를 제시하고, 상세한 설계 및 운영 방법에 대하여는 사업자에게 자율성을 부여함으로써 사업자가 비용-편익성을 고려한 안전관리 수단을 채택할 수 있도록 하는 유연성을 구비할 필요가 있다. 사업자 입장에서 가장 관심을 가지는 부분은 위험도의 중요도에 기초한 안전관리 대상 설비의 최적화로 설계 및 운영 비용을 절감하는 것이다. 위험도정보를 이용하

여 안전등급 기기를 재분류하고 안전에의 중요도가 낮은 안전등급 기기에 대하여 과도하게 부과된 설계, 제작, 시험 및 검사요건을 완화함으로써 비용 절감이 가능할 것이다. 안전관리 대상 설비의 최적화는 다시 현장 종사자들의 방사선피폭 저감 등으로 사업자의 2차적 비용부담 저감 효과를 기대 할 수도 있다. WOG 에 따르면 현재 규정 제정중인 위험도정보 활용 등급분류 (Draft 10CFR50.69) 방안을 활용하면 표 3-5에서 보는 바와 같이 원전 1기당 연간 \$1,000,000의 비용을 절감할 수 있는 것으로 추산하고 있다.

표 3-5 위험도정보 기기등급분류의 이행에 의한 비용절감 계산 예

잔여수명	1 기		2 기	
	이행비용	순이익	이행비용	순이익
20년	\$2,400,000	\$6,800,000	\$3,300,000	\$14,800,000
40년		\$11,200,000		\$23,400,000

한편, 미국의 Surry 원전에서는 위험도정보 기기등급분류를 이용한 밸브구매 비용 절감 사례를 제시(표 3-6 참조)하였는데, 기존의 3인치 안전관련 게이트밸브 구매 시 \$7,000 이 소요되나, 위험도정보 등급분류에 의해 위험에 미치는 영향이 낮은 것으로 평가되면 \$800의 비용으로도 구매가 가능한 것으로 나타나 (종전가격의 12% 수준) 위험도정보 활용 등급분류 방안의 도입에 대한 기대가 한층 높아 있다.

표 3-6 Surry 원전의 위험도정보 등급별 밸브 구매가격 산출 예

기기항목	안전관련 (RISC-1&2)	준-안전관련 (RISC-3)	비-안전관련 (RISC-4)
Relief valve 1½" x2"	\$11,000	\$4,400	\$3,600
Operator (Valve)	\$30,000	\$15,000	\$9,900
Gate Valve 3" SS	\$7,000	\$800	\$130
Butterfly Valve 36"	\$36,000	\$13,000	\$9,500

마. 사회적 수용성 측면

국민의 원자력 안전에 대한 관심이 높아지고 있으므로 안전에 대한 국민이해를 개선하기 위해서는 원전에서 발생가능한 사고의 확률과 그로 인해 국민에게 미칠 수 있는 영향 등을 정량적으로 제시하는 것이 필요하다. 이를 위해 사용 가능한 정보로서 원전 성능 또는 안전수준을 나타내는 정량적 안전성능정보 (안전성능지표 및 검사결과) 또는 위험도정보 (PSA 결과 및 Insight) 가 있다.

위험도 및 안전성능정보를 이용하여 원전의 안전성이 보장되는 방향으로 안전 규제 및 원전 운영관리가 수행됨을 보임으로써 원전 안전에 대한 국민의 신뢰를 확보할 수 있다. 구체적인 방안으로는 총 CDF가 $10^{-4}/RY$ 이하인 경우 $10^{-5}/RY$ 정도의 증가는 허용하고 총 CDF가 $10^{-4}/RY$ 이상인 경우에는 위험도 증가를 $10^{-6}/RY$ 이하로 제한하는 등 위험도가 감소되거나, 무시할 정도로 작은 경우에만 설계 또는 운영방법의 변경을 허용하는 것이다. 이에 추가하여 설계 및 운영방법 변경에 따른 위험도증가를 지속적으로 감시 및 평가하고, 필요시 시정조치를 함으로써 안전성 저하를 방지할 수 있을 것이다.

최근 원전 현장에서 여러 가지 사건/고장 (증기발생기 전열관 파단, 중수누출 등) 등으로 사회적으로 큰 파문이 야기되고 있다. 사고에 대하여 일반대중과 사회가 갖는 인식은 기술공학자들과 많이 다르다. 따라서, 사건/사고에 대한 일반대중의 인식도를 개선하기 위하여 위험도 및 성능정보를 눈높이 안전관리 척도로서 활용할 필요가 있다. 사회적으로 수용 가능한 위험수준을 설정하여, 발생확률은 높으나, 파급영향이 낮아 결국은 리스크가 낮음을 설명하기 위해 PSA Insight의 활용이 가능할 것이다.

바. 도입 타당성 종합평가

이상의 타당성 평가로부터 현행 규제의 보완과 규제 효율성/효과성 제고 및 불필요한 규제부담 경감을 위해 다음과 같은 관점에서 위험도정보·성능기반규제 (RIPBR) 제도는 도입이 반드시 필요할 것으로 판단된다.

- (1) 원자력시설의 총체적 및 개별적 위험도 관리
- (2) 안전에 대한 사회적 수용성 제고를 위한 객관적 안전도의 제시
- (3) 기존규제의 취약점 보완 및 불필요한 규제부담의 최소화
- (4) 한정된 규제자원의 효율적, 효과적 활용
- (5) 사업자의 자율적 안전관리 노력 유도

그러나, 현재의 기술능력 (PSA Uncertainty 해결 능력 포함)과 대중/사회의 안전에 대한 인식도 차이를 고려할 필요가 있다. 따라서, 종합적이고 체계적인 정책 방향과 전략을 수립하여 점진적으로 도입하는 것이 바람직할 것으로 평가된다.

3. 기본 추진전략 수립

우리나라에서의 RIPBR 제도 도입의 목적은, 원전의 규제, 설계, 운영, 보수 등 안전성 확인을 위한 제반 분야에 위험도정보를 활용하고 성능을 기반으로 하는 규제기법을 도입하여 기존의 결정론적 및 규정적인 규제체계를 보완함으로써, 위험도 관리와 운전 성능감시 등을 통하여 종합적 안전성의 유지/개선 및 운전안전성을 향상시키고, 규제의 효과성/효율성 제고 및 불필요한 규제부담의 최소화를 통하여 규제의 최적화를 도모하며, 원자력안전에 대한 대중의 신뢰를 증진하기 위한 것으로 한다. 이 목적을 달성하기 위한 제도 도입의 기본방향은 앞에서 논의한 여러 가지 사례 및 경험을 토대로 하여 다음과 같이 정할 수 있다.

- (1) 기존의 심층방호원칙을 준수하면서, 안전성 확인 및 제고를 위한 보완적인 수단으로 위험도 정보/성능기반규제를 도입 활용한다.
- (2) 미국 등 외국의 운영 사례/경험을 참조하여 안전성 증진 및 규제의 효과성 및 효율성이 입증된 범위에서 추진한다.
- (3) 국내의 기술여건과 규제환경, 사회적 수용성 등을 고려하여 종합적·체계적·단계적으로 추진한다.

또한, 상기의 목적과 기본방향을 이행하기 위한 세부적인 추진원칙을 다음과 같이 제시한다.

- (1) 설계 및 운영에서 심층방호원칙을 유지하여야 하며, RIPBR 도입에 따른 위험도 증가는 무시할 정도로 작게 하거나 감소하여 안전여유도를 충분히 확보할 수 있어야 한다.
- (2) 기존규제제도와 비교하여 중복에 따른 추가부담이 없어야 하며, 기술요건 및 지침의 명확한 설정을 통해 규제의 일관성을 유지하여야 한다.

- (3) RIPBR을 적극 추진하고 있는 미국 등 외국의 운영사례와 경험을 참고하여 실제 원전에의 적용에서 정량적인 안전성증진 효과를 확인하여야 한다.
- (4) RIPBR의 도입이 규제자원의 효율적 배분과 사업자에 불필요한 규제부담 경감 효과를 분석하고, 원전 적용에서 안전성 측면과 경제성 측면에서의 이득을 분석하여 규제의 효과성과 효율성을 확보하여야 한다.
- (5) RIPBR도입에 필수적인 확률론적 안전성평가(PSA) 기술이 충분히 확보되어야 하며, 해석의 불확실성이 규제판단의 오류를 야기하지 않도록 기술수준 및 능력을 확인하여야 한다.
- (6) RIPBR도입에 필수적인 절차적/기술적 사항들에 대한 규제기관 및 사업자의 기술능력을 분석하여 필요 기술을 도출하고 연구개발 및 교육훈련이 체계적으로 수행되어야 하며, 해당기술의 품질보증을 위한 확인체계가 수립되어야 한다.
- (7) RIPBR도입이 원전의 안전성 향상, 규제의 효과성 및 효율성 제고와 불필요한 규제부담의 경감 등 도입목적에 부합되어야 하며, 목적과 추진방향이 일반대중에게 충분히 설명되어 대중의 신뢰를 바탕으로 추진되어야 한다.
- (8) RIPBR도입에 따른 정책방향을 명확히 설정하고, 국내외 여건을 고려한 체계적이고 종합적인 계획아래 점진적으로 추진하되, 해당 제도의 전 원전 적용이전에 시범적용을 통해 시행착오를 최소화하여야 한다.
- (9) 산학연 협력 하에 도입 정책방향과 시행계획을 명확히 설정하여 추진한다.
- (10) 기존 규제에 PSA Insight를 활용하여 그 효과성을 확인한 후 본격적인 위험도정보 활용단계로 발전시킨다.

4. 추진체계

이상의 제도도입 목적, 기본방향 및 추진원칙 하에 우리나라에 도입이 가능한 RIPBR 후보항목을 도출하고 평가하여 시행항목을 선정하기 위하여 본 연구에서 채택하고 있는 추진체계 및 절차를 다음에 기술한다.

우선 첫 번째 단계는 이미 제2장에서 기술한 바 있는 국외 운용사례 및 경험 분석, 그리고 국내 규제체계 및 운용경험 분석을 통하여 후보모델을 도출하고 기능별로 분류하는 것이다. 두 번째는 각 후보항목별로 평가를 수행하여 우리나라 규제체계에서 시행이 가능한 시행모델을 선정하는 단계이다. 평가착안점으로는 국내·외 기존 규제요건 현황의 평가를 포함하는 요건/지침의 구비, 제도 운영 경

험, 기술능력 확보 현황과 확보 가능성, 안전성 및 경제성 증진 효과 등이 포함된다. 평가결과는 다시 전문가 패널을 통해 모델의 객관성을 확보한다. 마지막 단계는 단계별 추진체계 구축을 통한 시행계획의 수립이다. 기존 규제체계와의 연계성 및 영향을 평가하고, 규제정책방향과의 연계성 및 사회적 수용성을 고려하여 우선순위 부여 및 단계별 추진체계를 구축하여 시행계획을 수립한다. 이상의 추진절차가 그림 3-4에 제시되어 있다.

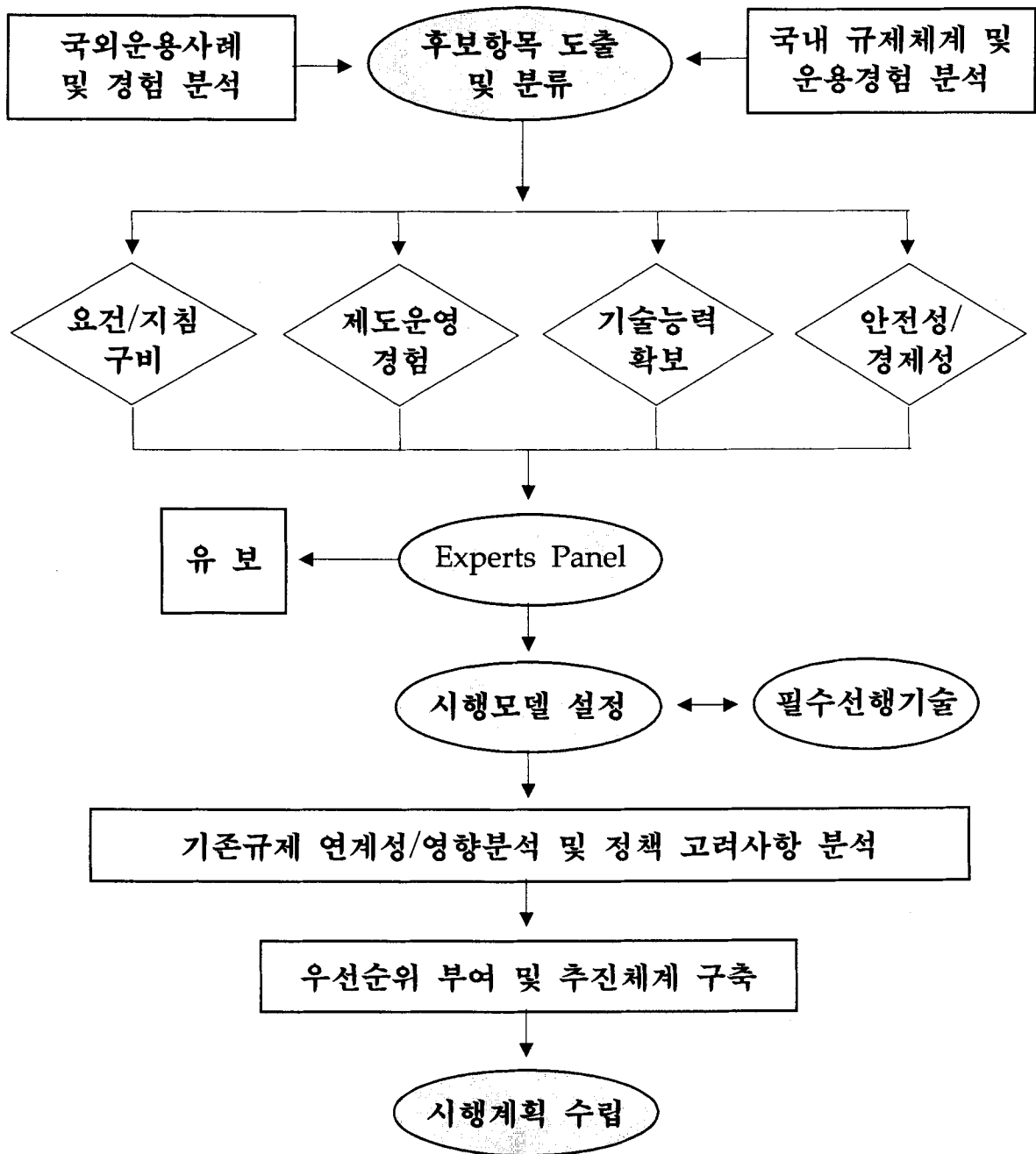


그림 3-4 RIPBR 제도화모델 도입 추진 절차

제2절 시행모델의 설정

1. 후보항목 도출 및 기능별 분류

국내·외 RIPBR 사례 및 경험분석 결과를 토대로 우리나라에서 도입을 고려해 볼 수 있는 항목들을 표 3-7과 같이 후보항목으로서 도출하였다. 모델의 평가 및 선정된 시행모델의 연계성을 고려하고 향후 관리를 용이하게 하기 위하여 규제검사, 허가사항 변경, 안전기준/요건 등의 분야로 분류하고 관리번호를 부여하였다.

표 3-7 우리나라 RIPBR 도입 평가를 위한 후보항목

분류	후보항목
A. 규제검사	A-1 안전성능지표 A-2 위험도정보 안전성능지표 A-3 성능기반검사 (PBI) A-4 위험도정보 규제검사 (RII) A-5 위험도정보/성능기반 규제검사 (ROP)
B. 허가사항 변경	B-1 위험도정보 가동중검사 (RI-ISI) B-2 위험도정보 가동중시험 (RI-IST) B-3 위험도정보 모터/공기 구동밸브 B-4 위험도정보 STI/AOT B-5 위험도정보 TS 개선 (TSTF 8 Initiatives) B-6 차등품질보증 (GQA) B-7 위험도정보 ATWS
C. 안전요건 및 기준	C-1 위험도정보 등급분류/규제요건의 차별 적용 C-2 운전성능감시 (정비규정) C-3 가연성기체제어 C-4 비상노심냉각계통 성능기준 C-5 화재방호 C-6 가압열충격 (PTS) C-7 위험도정보 신형원자로 인허가 C-8 신뢰도/이용불능도 보고
D. 필수공통기술	D-1 위험도정보의 규제활용 일반지침 D-2 PSA 표준/품질 D-3 신뢰도 DB D-4 교육훈련 프로그램 D-5 위험도 감시 시스템
E. 규제검증기술	E-1 규제검증 PSA 모델 E-2 사고경위 전조 프로그램

2. 모델 분석 및 평가

표 3-7에 제시된 시행모델 선정의 객관성을 확보하기 위하여 후보항목을 도입 가능성 및 실현성 관점에서 상세한 평가를 수행하였다. 평가에는 다음의 항목들이 포함되었으며, 평가결과는 부록 3에 제시되어 있다.

- 1) 정의
- 2) 모델 평가
 - 제도 운영경험
 - 요건/지침 구비현황
 - 기술능력 확보 현황 및 확보 가능 시기
 - 안전성 및 경제성
- 3) 평가결과 및 이행방안
- 4) 확보 필요기술 및 확보 방안
- 5) 이행계획

3. 시행모델 설정

가. 설정방향

후보항목에 대한 시행가능성과 기술확보성을 포함한 평가결과를 근거로 할 때 우리나라의 RIPBR 시행모델은 1단계 (기반구축 단계), 2단계 (정착단계) 및 3단계 (최적화단계) 로 구분하여 시행하는 것이 필요한 것으로 판단된다. 보다 구체적으로는 기존의 규제 틀 (요건 및 관행) 내에서 PSA Insight 를 접목, 활용할 수 있는 분야 및 사업자의 변경허가 신청이 예상되는 분야는 1단계에 시행하되, 시범호기에 대한 시범적용을 우선적으로 고려하여야 한다. 1단계 기반구축과 시범적용 결과를 토대로 위험도정보를 활용한 규제를 2단계에 정착시키며, 기존 규제의 상당한 변경과 규제체제 및 사업수행체계에 큰 변화가 요구되는 분야에 대

해서는 1-2단계 운영실적을 토대로 3단계에서 적용여부를 결정하는 것이 바람직하다.

나. 분야별 시행모델

1) 규제검사 분야

현행 법정 정기검사를 살펴보면 2개월 여의 정기보수 기간중의 검사활동을 통해 향후 18개월 운전의 허용성을 결정하는 것인데, 앞으로 원전에서 장주기노심을 사용하게 되면 정기검사 결과는 36개월 이상의 운전 안전성을 보장해야 하는 상황도 생길 수 있다. 따라서, 어떤 검사항목을 어떤 방식으로 확인하여야 할 것인지가 매우 중요하게 된다. 현재는 정기보수 기간중 사업자가 시행하는 안전관리 활동의 일부항목 (220~230 항목) 중에서 검사항목 (60~70 항목) 을 채택하고 있는데 그 기준을 안전의 중요도 및 운용중인 설비의 성능 확인 관점에서 정립할 필요가 있다. 정기보수기간이 아닌 정상운전 중에 이루어지는 타 검사활동 (주재관실 일상점검 등) 과 정기검사간에 적절한 역할분담이 이루어져 종합적 안전성 확인의 효율성이 확보되어야 한다. 이러한 관점에서 검사항목의 선정에는 이용 가능한 다양한 정보를 활용하여야 하며, 다양한 검사활동 간에 중복을 피함으로써 규제자원의 적절한 배분이 이루어질 수 있을 것이다. 검사활동의 개선을 위해서는 현재 이용 가능한 정보로서 안전성능지표 (PI) 와 위험도정보 (PSA) 등이 있다. 따라서, 규제검사분야의 RIPBR 시행모델은 1단계에서는 안전성능지표의 확장과 함께 이를 활용하는 성능기반검사 수행 체제를 구축하며, 위험도정보를 규제검사에 활용하여 안전성을 평가할 수 있는 체제를 구축하는 것이다. 2단계에서는 1단계에서 구축한 체제를 토대로 위험도정보성능지표의 추가 활용 기반과 명실상부한 종합적 안전성 평가체제를 확보하고 (NRC의 ROP 체제에 상응) 종합적인 평가결과에 따른 차등적 규제조치를 통해 규제자원의 효율적 활용과 실질적인 안전성 향상을 달성하는 형태를 취한다. 그림 3-5는 원전에서 장주기노심을 사용하는 경우 정기검사의 역할 축소 가능성에 대비하여, 다양한 정보 (안전성능지표, 위험도 프로파일 등)를 사용하고, 타 검사활동과의 역할분담 필요성을 나타내고 있으며, 그림 3-6은 규제검사 분야에 있어서 우리나라 RIPBR 의 단계적 발전모델을 제시하고 있다.

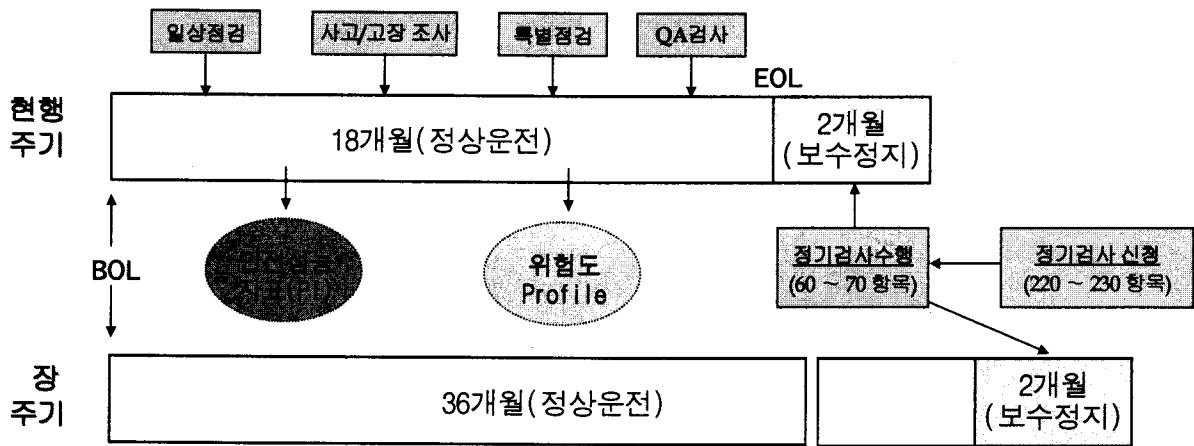


그림 3-5 장주기 노심 사용에 따른 검사활동간의 역할 분담 개념

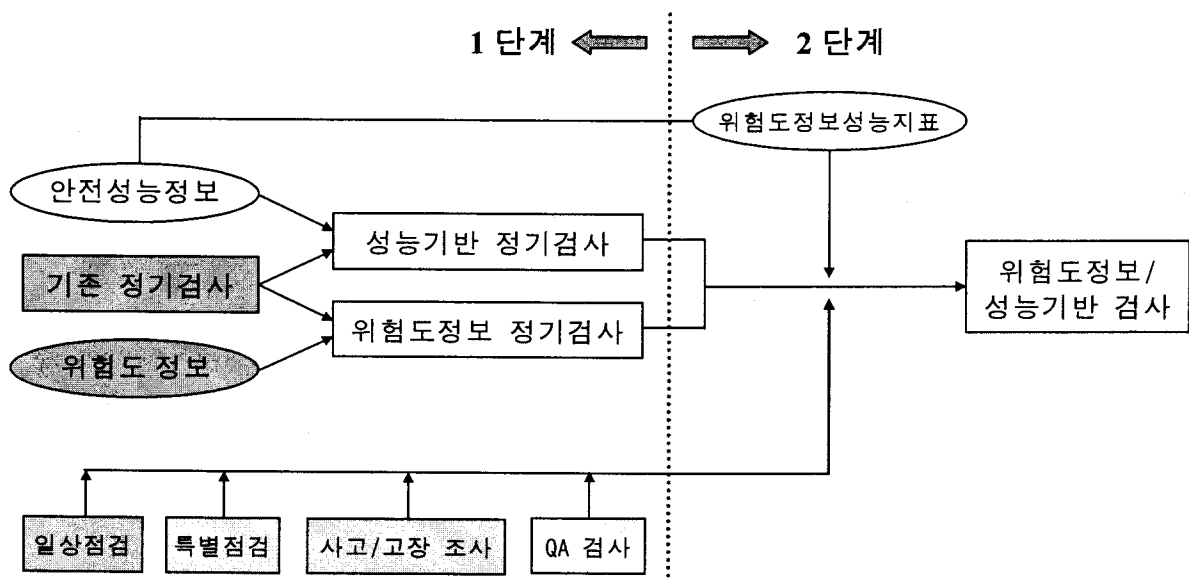


그림 3-6 규제검사 분야의 단계적 시행모델

2) 허가사항 변경 분야

1단계에서는 PSA Insight를 활용하여 기존 규제에 미치는 영향을 최소화하는 범위에서 시범적용을 통해 안전성 검토 기반을 구축하는 방안이 필요할 것이다. 2단계에서는 본격적으로 위험도정보를 활용한 전면적인 변경허가를 허용함으로써 변경허가 안전성 평가 기술을 확보하는 방안이 될 것이다. 변경허가 신청 내용의 허용여부는 그림 3-7에서 보는 바와 같이 위험도 정보의 평가에만 의존하는 게 아니라 심층방어 유지, 안전여유도 확보, 현행 규제요건의 충족도, 변경사항에 대한 감시계획 적합성 등 다양한 정보를 종합적으로 평가하여 결정하는 것이 필요하다. 위험도정보의 평가와 관련해서는 정량적 PSA결과의 허용여부를 그림 4-3의 우측 그림과 같은 평가 허용기준을 수립하여 이행해야 할 것이다. 기존 규제에 미치는 영향이 상당한 위험도정보 기술지침 개선 모델은 그 시행을 위한 기술개발에 상당한 기간이 소요되므로 3단계 (2009년 이후) 에서 시행여부를 검토할 필요가 있다.

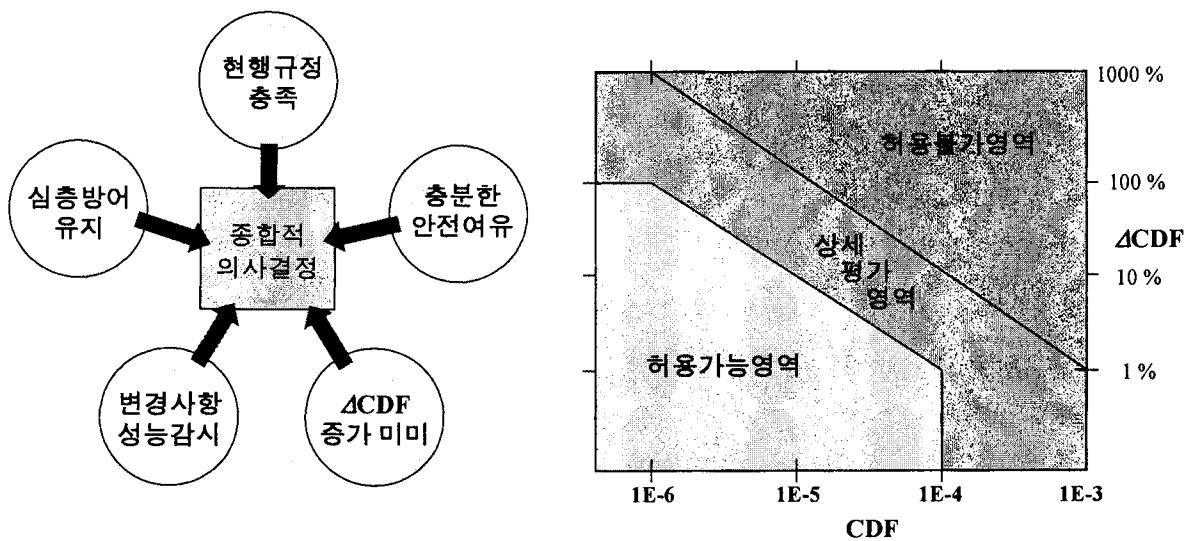


그림 3-7 변경허가 관련 위험도정보 종합 의사결정

3) 안전기술요건 및 기준 분야

이 분야의 1단계에서는 안전에 중요한 설비들에 대해 성능목표를 설정

하고, 감시하여 성능이 취약한 설비들에 대해 집중적인 안전관리를 이행함으로써 사고·고장의 방지를 강화하는 체제를 구축하는 것이다. 즉, 미국의 정비규정과 같은 종류의 안전관리 프로그램을 도입하는 단계이다. 2단계에서는 위험도정보에 근거하여 설비의 등급을 분류하고, 등급별로 차별화된 규제요건을 적용하는 체제를 구축하는 것이다. 이 방안을 도입하는 경우 그림 3-8에 제시되어 있는 바와 같이 기존의 비-안전관련 설비들 중에서 안전에 미치는 영향이 큰 설비는 안전관련 설비에 적용되는 규격을 동등하게 적용함으로써 규제가 강화되며, 기존의 안전관련 설비들 중에서 안전에 미치는 영향이 낮은 설비들에 대해서는 보다 완화된 규격을 적용하게 된다. 그 외 가연성기체제어, ECCS 성능기준, 화재방호 기술요건 등에 대한 위험도정보화 개선은 기술확보에 일정기간이 소요되므로 3단계(2009년 이후)에서 시행여부를 검토하거나, 사안별로 추진가능성을 검토하여 시행여부를 결정하는 것이 바람직하다.

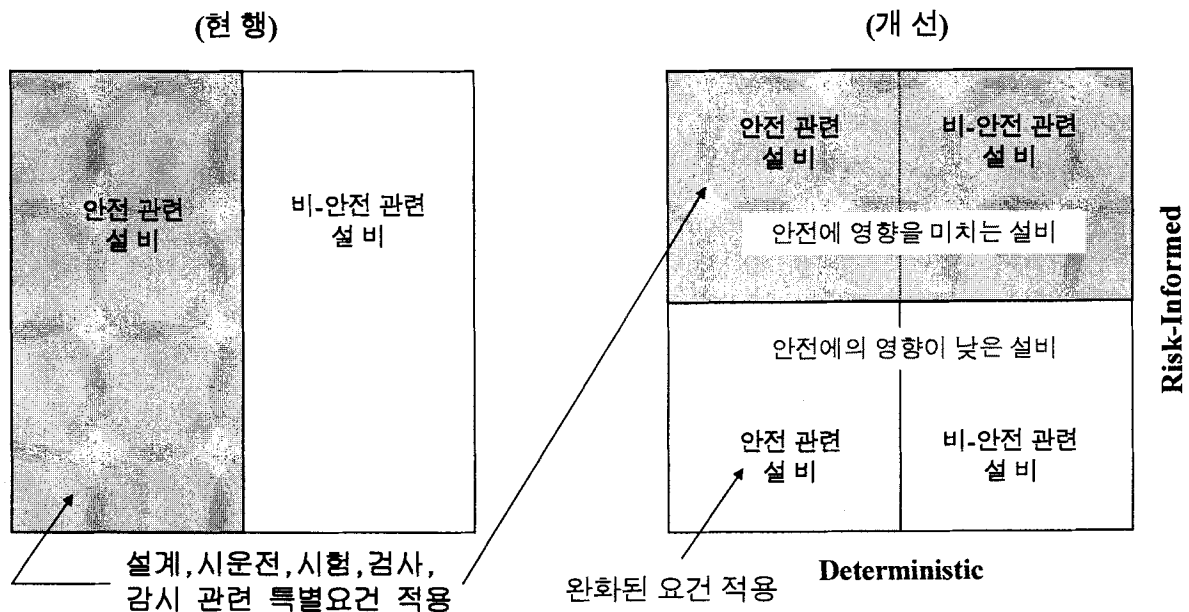


그림 3-8 위험도정보에 기초한 안전관리 대상 설비의 선정 예

4) 필수공통기술 분야 및 기타

이 분야는 1단계에서 PSA 표준 및 품질관련 요건/지침을 설정하고, 신뢰도 DB 구축을 유도할 수 있는 방안의 구축과 전 원전 위험도감시 시스템 구축

제3절 시행계획 수립

이 절에서는 국내·외 RIPBR 사례 및 운영경험 분석 결과를 토대로 우리나라에 적용 가능한 후보항목을 도출하고, 항목별 평가를 통해 이행이 가능한 시행모델을 선정하였다. 또한, 규제검사, 허가사항변경, 안전기술요건/기준 등의 분야에 대하여 단계별 이행가능 항목 및 이행일정을 제시하였다.

본 장에서는 선정된 시행모델에 대하여 우선순위에 근거하여 보다 구체적인 시행계획의 수립에 대하여 논의하고자 한다. 시행계획 수립에는 여러 가지 사항들을 고려하여야 한다. 우선, 새로운 제도의 도입에 따라 기존 규제에 미치는 영향을 고려하여야 한다. 가능하면 기존규제에 미치는 영향이 배제되는 것이 바람직하지만, 규제개선 관점에서 필요하다면 최소한의 규제영향은 수용하여야 할 것이다. 그동안 국가적으로 다양한 안전규제정책을 제시하여 왔고, 새로운 제도의 도입 또는 개선은 이들 정책과 일관성을 유지하여야 하며, 필요하다면 새로운 정책의 채택도 고려하여야 한다. 원자력안전에 대한 국민의 관심이 점차 높아지는 상황에서 새로운 규제제도가 안전성을 향상시키는 방향으로 설정된다는 신뢰를 부여하는 점 또한 중요한 부분이라 할 수 있다. 다음에 시행계획 수립에 고려되어야 할 사항들을 분석·기술하고 시행모델의 중장기적 추진계획을 제시한다.

1. 기존규제와의 연계성 및 영향 분석

가. 규제검사 분야

1) 안전성능지표 (및 위험도정보 안전성능지표)

현재 안전성능지표의 평가는 규제사항은 아니지만, 지표의 평가결과 (매분기) 를 검사항목 또는 검사내용 선정시 반영함으로써, 기존의 검사제도를 보다 체계화할 수 있다. 지표 평가결과에 따라 성능이 취약한 분야에 대한 특별검사의 수행을 통해 안전성 제고가 가능하다. 지표의 추가 및 위험도정보 지표화 시, 지표개발에 따른 규제자 부담 및 지표 수집에 따른 사업자 부담이 발생할 수 있으나, 장기적으로는 신뢰도 정보의 구축을 의무화하는 규정을 두어 이행하는 방안을 고려할 수도 있다.

2) 위험도정보/성능기반 규제검사

기존의 규제검사를 완전히 대체하는 새로운 제도를 도입하는 방안으로서 시행에 따른 사업자의 추가부담은 없을 것으로 평가된다. 단, 위험도감시, 정비규정과 같은 새로운 제도의 이행은 규제부담을 가저올 수 있다. 규제자는 위험도정보 및 성능이력 등을 이용한 검사항목 및 검사내용 개발에 따른 자원의 투입이 필요하며, 검사원에 대한 교육훈련이 요구되는 등 비용부담이 발생한다. 실제 검사 수행측면에서는 안전에의 중요도를 고려한 검사를 통해 실질적인 안전성 확보가 기대되지만, 원전 주재관실 수시검사 (또는 일상점검) 에 있어서도 동일한 방안이 적용되어야 안전성 확인의 일관성을 유지할 수 있을 것이다. 검사항목 선정과 관련한 관계 법 시행령의 개정이 필요할 수 있다.

동 제도의 이행을 통해 안전성능지표, 규제 검사 및 사업자 운영 사항 등 모든 활동의 결과가 정량적인 공통 척도 (위험도) 로 나타낼 수 있기 때문에 규제의 객관성, 일관성, 비교평가 가능성에 있어 기존의 체계보다 탁월한 효과가 있을 것으로 예상된다. 규제자가 규제이행 (검사 및 성능지표) 결과로서 원자력시설별로 차등 규제를 적용할 수 있으나, 사업자에 미치는 영향을 고려하여 체계적인 준비가 필요할 것이다.

나. 인허가기준 변경 분야

위험도정보를 이용한 인허가 변경은 기존 법령 (원자력법 제11조 및 제21조, 법 시행령 제34조, 법 시행규칙 제10조, 제11조의 7, 및 제17조 등) 의 허가기준 변경절차를 따르므로 기존 규제와 큰 차이가 없어 제도적 변화는 없을 것으로 판단된다. 변경허가 신청 자체는 사업자의 자발적 행위이므로, 사업자가 변경허가를 신청함으로써 기존규제에 영향을 미치게 되며, 이로 인한 사업자 부담은 고려하지 않아도 될 것이다 (사업자 귀책사유). 단, 인허가 변경의 허용기준은 기존의 결정론적 및 공학적 판단에 추가적으로 위험도정보 (CDF, LERF) 를 활용하게 되므로, 관련 기준의 수립이 요구되고, 이에 따른 수탁업무 취급 관계 규정과 심사 지침의 개선이 필요하게 된다. 원자력시설별로 안전수준이 다를 수 있으므로, 변경허가에 대한 정량적 허용기준 설정시 이를 고려하여야 하며, 인허가변경에 따른 성능감시가 병행하여 고려되어야 할 것이다.

다. 기술요건 및 기준 분야

일반적 사항으로서 현행의 결정론적 기술요건 및 기준에 대하여 심층방어 원칙 및 안전여유도를 유지하면서 위험도정보/성능기반화 하거나, 신규로 제정하는 경우 기존 규제에 미치는 영향이 매우 크다. 그 개선 또는 제정의 대상은 주로 상세 요건인 과기부 고시이지만, 현재 기술요건을 규정하고 있는 고시의 수가 많지 않으므로 대체로 신규제정이 필요할 것으로 예상된다.

운전성능감시를 위하여 미국의 정비규정과 동일한 규정을 국내에 도입하려면, 원자로시설 등의 기술기준에 관한 규칙(과기부령 제31호)의 시험/검사/감시/보수 관련 규정의 개선과 신규의 과기부고시가 제정되어야 할 것이다. 동 규정의 이행을 위해서는 사업자의 사전준비 (신뢰도 DB 구축, 관련 절차 수립, 종사자 교육훈련 등) 가 필요하므로 미국의 경우처럼 시범적용 기간 등 유예기간 (미국의 경우 5년) 을 두어 시행할 필요가 있다.

한편, 위험도정보 등급분류는 그 목적이 분류등급에 따라 규제요건을 차별적으로 적용하고자 하는 것이므로, 기존 규제에 있어서 상당한 변화가 예측되는 항목이다. 기존의 결정론적 등급분류를 대신하여 위험도정보 등급분류 방법을 적용하는 것이 아니라 두 가지 방안 중 사업자의 편의에 의해 선택을 하도록 하는 것이므로 사업자 부담은 없을 것으로 보인다. 규제자는 등급분류 기준 및 규제요건의 차별 적용 관련 규정 (과기부 고시 수준) 을 새로이 개발해야 하는 부담을 지게 될 것이다.

표 3-9 는 이상의 기술내용에 바탕을 두어 상세 시행항목별로 영향을 받을 수 있는 규제사항들을 정리한 것이다. 기존 규제에 큰 영향이 예상되는 항목은 위험도정보 성능기반 규제검사, 위험도정보 등급분류 및 정비규정으로 원자력법 시행규칙 (과학기술부령) 의 개정이 요구된다. 그 외의 항목들은 과학기술부 고시 또는 안전기술원 지침의 신규 제정 또는 개선을 통해 이행이 가능할 것으로 판단된다.

표 3-9 모델의 시행에 따라 영향을 받을 수 있는 규제사항

분류	상세항목	원자력 법	시행령	시행 규칙	고시	KINS 지침	비고
A. 규제 검사	A-1 안전성능지표				○		- 고시 제2001-44호, 사고·고장보고규정
	A-2 위험도정보 성능지표				○		- 고시 제2001-44호, 사고·고장보고규정
	A-3 성능기반검사					○	- 검사지침서 (KINS원규 14-XX)
	A-4 위험도기반검사					○	- 검사지침서 (KINS원규 14-XX)
	A-5 위험도/성능기반검사			○	○	○	- 시행규칙 제19조 (검사대상, 방법, 주기)
B. 허가 사항 변경	B-1 위험도정보 ISI				○	○	- 고시 제2002-18호, 가동중점검/시험
	B-2 위험도정보 IST				○	○	- 고시 제2002-18호, 가동중점검/시험
	B-3 위험도정보 MOV/AOV				○	○	- 고시 제2002-18호, 가동중점검/시험
	B-4 위험도정보 AOT/STI				○	○	- 고시 제2001-46호, TS작성에 관한 기준
	B-5 위험도정보 TS 개선						2009년 이후 고려
C. 안전 요건 및 기준	C-1 위험도정보 등급분류			○	○	○	- 기술기준규칙 제12조(안전등급/규격)
	C-2 정비규정			○	○	○	- 기술기준규칙 제63조(시험/감시/검사/보수)
	C-3 가연성기체제어						2009년 이후 고려
	C-4 ECCS 성능기준						2009년 이후 고려
	C-5 화재방호				○	○	- 고시 제2003-19호, 화재방호계획
	C-6 가압열충격				○	○	- 고시 신규 제정
	C-7 위험도정보 인허가						2009년 이후 고려
D. 필수 공통 기술	D-1 위험도정보 일반지침					○	- 심사지침서 제정 (KINS원규 14-XZ)
	D-2 PSA 표준/품질					○	- 심사지침 또는 규제지침 신규제정
	D-3 신뢰도 DB						
	D-4 교육훈련 프로그램						
	D-5 위험도감시 시스템					○	- 지침 신규제정
E. 규제 검증	E-1 규제 PSA 모델					○	- 지침 신규제정
	E-2 사고경위 전조				○	○	- 고시 및 지침 신규제정

2. 정책적 고려사항 분석

그 동안 수립하여 적용되어 온 규제정책방향과의 연계성을 고려하면, 우선 1994년 9월에 수립된 원자력안전정책성명은 PSA를 이용한 원전 종합안전성평가 및 비용효과를 고려한 합리적인 안전규제와 위험도를 근거로 한 규제 실시를 천명하였다. 2001년 9월에 원자력안전위원회는 중대사고정책을 수립하여 원전사업자로 하여금 PSA를 수행토록 함으로써 2006년까지 전 원전에 대한 PSA 정보를 확보할 예정으로 있다. 2002년 12월 개최된 원자력안전위원회는 원전 특별점검결과 보고 과정에서 국내원전에 정비규정을 도입할 것을 권고하였으며, 원전 안전관리 효율화 방안 보고과정에서 위험도정보 기반 규제검사를 국내에 도입할 것을 권고한 바 있다. 한편, 1994년에 수립된 원자력안전정책성명을 그동안의 환경변화와 안전성 향상을 위해 2004년 9월에 개정할 계획이다. 개정예정인 원자력안전정책성명에는 원전 설계, 건설 및 운영과 안전규제 등 제반분야에서 기존의 전통적인 안전성 확인방법과 더불어 위험도에 근거한 안전관리를 수행하는 정책방향이 포함될 것으로 예상된다.

이상과 같이 그동안 다양한 정책방향 문서에서 RIPBR 도입을 논의해 왔으나, 동 방안의 특성상 국가적 합의가 필요하므로, 국민의 이해를 바탕으로 구체적으로 RIPBR 이행방향을 설정하고 실천하기 위해서는 별도의 정책성명을 개발·채택하는 것이 필요할 것으로 판단된다.

국민의 원전 안전에 대한 관심증대에 따라 안전성정보의 공개는 사회적 수용성 측면에서 국민신뢰 제고에 크게 도움을 주고 있다. 표 3-10 은 현재까지 일반대중에게 공개된 안전정보 현황을 나타낸다. 원전 안전성 수준에 대한 척도로서 정량적/정성적 성능정보 (안전성능지표) 또는 위험도정보 (노심손상빈도, 대량방사능 누출빈도 등) 가 활용될 수 있으며, 이를 통한 신뢰도 개선을 예상할 수 있다.

한편, 안전에 중요한 분야에 규제를 집중하여 규제 효율성을 제고하고자 하는 RIPBR 방안이 안전성 저하 유발 또는 규제완화로 비쳐지지 않도록 투명성, 객관성을 확보하는 것 또한 중요하게 고려되어야 할 부분이다. RIPBR 의 목적은 안전여유도를 확보할 수 있는 최소한의 경계를 넘지 않는 범위에서 위험도정보를 이용하여 최적의 안전관리 방안을 찾는 것이다.

표 3-10 안전정보 공개 현황

정보항목	공개내용
원전 운영정보	- 원전별 출력 정보 - 주간 원전운영현황
사고·고장 정보 및 등급평가	- 국내·외 사건 현황 - 사고·고장 등급평가결과
환경방사선 감시	- 중앙/지방 방사능측정소 방사능측정 정보 - 전국토 환경방사선량률 - 환경방사선 감시관련 정보
원자력안전위원회 활동	- 위원회 및 전문분과 위원 현황 - 위원회 개최결과 (의결/보고)
안전심사 및 검사	- 건설/운영허가심사 결과 - 변경허가심사 결과 - 사용전/정기/품질보증검사 계획 및 검사결과
안전성능지표	- 원자로안전 및 방사선안전분야 성능지표의 평가 및 게시 - 5개영역 11개 지표를 심각도 별로 색깔로 구분 표시
방사선작업종사자 안전관리	- 업종별 집단선량 분포 - 업종별 평균선량 분석 결과 - 판독특이자 현황

3. 우선순위 부여 및 단계별 추진체계 분석

RIPBR 제도의 도입에는 규제자와 피규제자 모두에게 제도 시행에 필요한 인프라의 구축, 체계 및 기술 확립 등 다양한 인적·물적 자원의 투자를 필요로 한다. 따라서, 시행모델의 이행 우선순위는 규제자와 피규제자 상호간 상당한 토의에 의해 결정되어야 할 것이다. 규제기관 및 사업자 측 전문가로 구성된 패널을 통해 이행일정에 대해 합의하는 방안을 고려해 볼 수 있으며, 합의된 이행일정을 중심으로 이행가능 시기에 따라 단계별로 나누어 체계적으로 추진하는 것이 바람직하다.

2005년부터 5년 (2009년까지) 간 이행 가능한 항목들을 2개 단계로 나누어 추진하고 (2년+3년 또는 3년+2년), 그 외 항목에 대해서는 2009년 이후에 재차 평가하여 매년 국내·외 동향분석을 토대로 이행 가능성을 검토하는 방안이 유효할 것으로 판단된다.

보다 구체적으로는 1단계는 기존 규제에 미치는 영향이 최소화되는 범위 내에

서 준비 및 시범적용을 통해 RIPBR 체계를 구축하는 단계로 정하고, 안전성능지표, 성능기반검사, 위험도기반검사, 허가사항 변경 (ISI, IST, QA, TS 등) 및 정비 규정 등을 이행하도록 한다. 2단계는 위험도정보 기기등급분류에 따른 차별화된 규제요건의 적용을 통해 RIPBR을 정착하는 단계로 정하여 위험도정보 성능지표, 위험도정보/성능기반 검사 및 위험도정보 등급분류 및 규제요건 차등 적용 등을 이행하는 것으로 한다. 3단계에는 추가의 방안을 개발 적용하여 RIPBR을 최적화하는 것으로 하여 안전기술요건 및 기준 (가연성기체 제어, ECCS 성능기준 등)의 개선에 초점을 두는 접근방법을 택하는 것이 필요하다.

4. 중장기 추진 계획의 수립

기존규제와의 연계성 분석을 통한 법령, 기술요건/지침의 개정 필요성과 개정 가능시기, 국가정책과의 연계성, 그리고 이행 우선순위 분석 결과를 토대로 중장기 추진계획(안)을 수립하였다. RIPBR 이행 중장기 추진계획(안)은 부록 4에 제시되어 있다. 계획(안)은 각 항목별로 모델의 정의, 이행을 위해 향후 개발이 필요한 기술항목, 이행을 위한 제도화 방안, 기타 고려사항 및 세부 추진계획 (추진 일정표) 등을 포함하고 있다. 이 계획은 향후 규제자와 피규제자 상호간 토의의 출발점을 제공하게 되며, 경우에 따라서는 수정이 필요할 수 있다.

제4절 정책성명 및 기본지침 개발

1. 정책성명 (안) 개발

가. 배경

최근 원전 선진국을 중심으로 소위 RIPBR 기법을 도입하여 안전성 향상 및 규제 효율성 개선에 상당한 효과를 보고 있다. 이는 PSA 결과의 활용을 통한 원전 안전관리와 운전성능의 감시 및 조치를 통한 사고·고장의 예방에 중점을 두는 것으로서, 위협에 미치는 영향이 큰 분야와 성능이 취약한 원자력시설 및 설비의 안전관리를 강화하고 이들에 자원을 집중 투자하여, 실질적 안전성을 향상시키는 외에 규제자의 규제 효율성 및 효과성을 제고하고, 사업자의 불필요한 규제부담 경감을 통한 자율적/창의적 안전성 확보를 유도하는 특징을 갖는다.

우리나라에서는 1994년 공표된 원자력안전정책성명에서 “위험도에 근거한 안전 규제”의 추진을 안전규제 정책방향으로 제시한 바 있고, 이에 따라 그 동안 일부 분야에 산발적으로 위험도정보 및 성능기반 평가기법을 활용하여 왔다. 원자력사업자는 2001년 8월 의결된 『중대사고정책』에 따라 2006년까지 PSA 를 완료하도록 되어 있어서, 향후 PSA 결과를 원전 설계 및 운영의 최적화에 적극적으로 활용할 것으로 예상된다. 규제수요의 꾸준한 증가와, 규제대상 시설의 운전연수 축적에도 불구하고, 규제제도는 소규모의 규제대상에 적용했던 방식을 큰 변화 없이 적용하고 있으므로 규제 효율성/효과성 제고 관점에서 개선이 필요한 시점에 있다. 따라서, 위험도정보 및 성능이력에 기반을 두어 기존 규제를 보다 합리화 하고, 사업자의 PSA 활용기회를 확대하기 위한 방안으로서 정책성명을 채택하고 이행방안을 수립, 체계적으로 이행하는 것이 필요한 상황이다.

나. 정책성명 개발

(1) 관계 문서 분석

(가) USNRC의 PRA 정책성명

1995년 5월 공표된 PRA 정책성명 (SECY-95-126) 은 NRC 규제업

무에 PRA기술의 활용을 확대할 것임을 알리는 문서이다. 그 주된 내용은 현행 규제의 불필요한 보수성을 저감하기 위하여 최신기술이 허용하는 범위에서 PRA를 규제업무에 활용하며, NRC가 사업자에게 새로운 요건을 제안하거나, 소급적용할 필요가 있는지는 원전안전목표 및 보조목표를 활용한다는 것이다.

(나) USNRC의 RIR 이행계획

안전성유지 및 환경과 공동방호수단을 보호, 공공신뢰 증대, 규제활동 및 의사결정의 효과성/효율성/현실성 제고, 불필요한 규제부담 저감 등 USNRC의 4대 성능목표를 중심으로 리스크정보활용 규제 대상 선정기준을 제시하며, RIR 이행시 고려요소로서 심층방어, 안전여유도, ALARA, 안전목표, 성능기반이행, 자발적 대안/강제요건, 선택적 이행, 규제감독활동, 규제영향분석, 의사소통, 교육훈련 등을 서술하고 있는 문서이다. USNRC가 현재 추진하고 있는 RIR의 다양한 이행 프로그램의 내용과 추진현황을 연 2회 주기로 제공하는 문서이다.

(다) 일본 원자력위원회의 RIR 도입방침

기존규제의 보완적 수단으로서 도입, 단계적 도입등 발전용경수형원자로시설에 대한 일본의 RIR 도입방향을 제시하는 문서이다. 도입시 유의사항으로서 리스크평가의 신뢰성, 리스크정보 활용관련 성능감시 수행, 국민이해 전제 등을 서술하고 있으며, 관련기관의 역할분담이 강조되어 있다.

(라) 우리나라 도입 방안 연구결과

이 보고서의 제3장 제1절에 제시된 바와 같이 RIPBR의 국내 도입 타당성을 평가한 결과, 현행 규제의 보완과 규제 효율성/효과성 제고 및 불필요한 규제부담 경감을 위해 RIPBR 제도의 도입이 필요한 것으로 나타났다. 그러나, 현재의 기술능력 (PSA Uncertainty 해결 능력 포함)과 대중/사회의 안전에 대한 인식도 차이를 고려할 필요가 있으므로 종합적이고 체계적인 정책방향과 전략을 수립하여 점진적으로 도입하는 것이 바람직한 것으로 평가되었다. 따라서, 평가 결과에 따라 정부의 정책의지를 표명할 수 있는 정책성명의 개발 및 채택이 필수적인 상황이다.

(2) 정책성명의 구성 및 개발방향

(가) 정책성명의 성격과 구성

정책성명은 일반적으로 "바람직한 사회상태를 이룩하려는 목표와 이를 달성하기 위해 필요한 수단에 대해 정부기관이 공식적으로 결정한 기본방침을 제시하는 문서" 라고 정의할 수 있으며, 그 성격은 행정기관의 정책에 대한 지침 및 업무방향을 대내외적으로 공표하는 것이라 할 수 있다. 법적 근거 여부에 관계없이 강제성은 없으나, 행정주체가 성명만 발표하고 실천하지 않을 경우 국민들의 대정부 불신이 심화될 우려가 있다.

원자력발전을 추진하고 있는 대부분의 국가에서는 원자력법령에 원자력 안전에 관한 정책의지를 반영하고 있어 별도의 정책성명을 공표하고 있지 않으나, 미국 등 일부 국가에서는 "정책성명" 혹은 유사한 형태의 문서를 통해서 원자력안전에 대한 기본철학과 정책방향 등을 국민에게 알리고 있다. 정책성명은 법적 규제요건은 아니나, 규제요원들이 성명의 내용을 규제실무에 적용시키므로 준 규제요건으로 간주될 수 있다.

우리나라의 경우 정책성명의 대표적인 예로는 표 3-11에 제시되어 있는 바와 같이 1994에 공표된 원자력안전정책성명과 중대사고 정책을 들 수 있다. 한편, RIPBR과 관련된 국외사례로는 표 3-12에서 보는 바와 같이 미국의 PRA 정책성명(부록 5) 과 일본의 RIR 도입 기본방침(부록 6) 등을 들 수 있다.

표 3-11 국내 정책문서 구성 (예)

원자력 안전 정책성명 ('94. 8)	중대사고 정책 ('01. 9)
1. 서론 2. 안전문화 3. 안전규제원칙 (5원칙) - 독립성 등 5원칙 4. 원자력안전규제 정책방향 - 안전문화 등 11대 정책방향 5. 결론	I. 배경 II. 용어의 정의 III. 중대사고 정책 1. 안전목표 2. 확률론적 안전성 평가 3. 중대사고 대처능력 4. 중대사고 관리계획 참고자료

표 3-12 국외 RIR 관련 문서 구성 (예)

USNRC PRA 정책성명 ('94. 9)	일본의 RIR 도입 기본방침 ('03. 11.10)
<ul style="list-style-type: none"> ○ 모든 규제업무에 있어서 PRA 기술의 활용을 증대 ○ 현행 규제의 불필요한 보수성 저감을 위해 최신기술 범위에서 PRA를 규제업무에 활용 ○ 규제요건 변경과정에 PRA를 활용하는 절차를 개발하여 준수 ○ 규제이사 결정용 PRA 평가는 실제적이며, 검토를 위해 보조데이터들이 공개적으로 이용가능해야 함 ○ 사업자에게 신규요건 제안 또는 소급 적용 필요 필요성 결정은 원전안전목표 및 보조목표로서 판단 	<ol style="list-style-type: none"> 1. 취지 2. 현재의 안전규제에서 리스크취급 동향 <ul style="list-style-type: none"> (1) 리스크 (2) 과거의 관행 (3) 근래의 동향 3. 리스크정보 활용의 의의 <ul style="list-style-type: none"> (1) 규제 합리성, 합치성, 투명성 향상 (2) 안전규제자원 적정 배분 4. 리스크정보활용규제 도입원칙 <ul style="list-style-type: none"> (1) 보완적 도입 (2) 단계적 도입 (3) 대상시설 (4) 도입 유의사항 <ul style="list-style-type: none"> - 리스크평가 신뢰성, 투명성 확보 - 리스크정보 활용관련 감시 - 국민의 넓은 이해 (5) 각 조직의 역할 5. 향후계획

(나) 우리나라 RIPBR 정책성명(안) 구성 방안

RIPBR 정책방향 설정과 관련된 국외사례와 국내 도입 기본방향을 토대로 하여 우리나라 RIPBR 도입에 대한 정책의지를 담은 정책성명(안)은 크게 머리말, RIPBR 도입 기본방향 및 원칙, 이행전략 및 추진계획의 수립, 그리고 맺음말로 구성하고자 한다. 머리말에는 RIPBR의 특성, 우리나라의 실태, 그리고 정책성명 채택의 필요성 등을 기술하며, 기본방향 및 원칙에서는 이 보고서의 제3장 제1절에서 제시한 RIPBR 도입목적, 3대 기본방향, 그리고 추진원칙들을 제시한다. 전략 및 추진계획 수립 부분에서는 단계적 이행과 종합적 이행계획의 수립 추진을 논의한다. 마지막으로 맺음말에서는 이 정책성명을 통해 달성하고자 바와 관계기관의 공동된 노력의 촉구를 기술하게 된다. 이상의 내용을 토대로 개발한 RIPBR 정책성명(안)이 부록 7에 제시되어 있다.

2. 기본지침 (안) 개발

가. 개요

원자력발전소 운영 중 제기되는 인허가기준 변경신청사항의 타당성을 확인하고 평가하는 업무에 있어 위험도정보를 활용하는 사례가 증가하고 있다. 대표적으로 운영기술지침서의 허용정지시간 및 정기점검시험주기 변경, 가동 중 시험대상의 변경 등을 들 수 있다. 이러한 안전규제 심사에 위험도정보를 활용하는 것은 기존의 규제방법을 보완하여 보다 합리적인 의사결정이 가능하기 때문이다.

이러한 위험도정보 활용 증가 추세에 따라 위험도정보 활용의 규제체계가 정비된 미국 NRC의 규제지침 RG 1.174 및 SRP 19장을 참고하여 국내에서 원자력발전소 운영 중 변경신청 심사에 적용할 수 있는 발전소 인허가기준 변경에 대한 위험도정보 활용 규제지침 (안) 을 개발 · 제안하고자 한다. 미국 NRC의 RG 1.174, 1.177 및 SRP 19장의 국문 번역 내용이 각각 부록 8, 9, 및 10 에 제시되어 있다

나. 규제 기본지침 (안) 개발 방향

(1) 규제지침 개발 기본 방향

규제지침의 기본 원칙 및 적용 기준 등 일반사항은 현행 원자력법 체계에 부합하여야 한다. 원자력발전소는 심층방어 및 안전여유도 확보 등에 의한 기존 규제체계에 의하여 안전성이 유지되고 있다. 이러한 안전성 확보를 기반으로 규제 효율성 및 운전 합리성을 제고하고 궁극적으로 안전성 향상을 위하여 기존 규제체계를 보완하고자 RIPBR의 도입을 추진하는 것이다. 따라서 신규 개발되는 규제지침은 기존의 규제체계에 의하여 확보된 원자력발전소의 안전성을 지속적으로 개선 및 유지할 수 있는 것이어야 한다.

규제지침은 현행 원자력법 체계 및 규제관행과 일관성을 유지하여야 한다. 원자력발전소는 규제체계에 따라 설계단계에서부터 규제요건이 적용되고 있으며, 원자력발전소의 건설이후 규제체계를 변화하면 이에 대응하기 위하여 많은 규제자원 및 사업자의 자원이 소요된다. 현재 기존의 규제체계에 따라 국내에서 운전되거나 건설 중인 모든 원자력발전소가 RIPBR의 도입에 따라 개발되는 규제지침에

대하여도 용이하게 대응할 수 있도록 기존의 규제체계와 일관성이 있어야 한다. 기존 규제체계와 일관성이 없는 경우 신규 규제지침의 적용에 많은 어려움이 수반되어 지침의 개발 목적을 달성하지 못할 것이다.

규제지침의 적용을 통하여 원자력발전소의 안전성이 향상되며, 원자력발전사업자는 원자력발전소의 운전에서 합리성 향상을 기대할 수 있어야 한다. 신규 규제요건의 도입에는 규제자 뿐 아니라 원자력발전사업자도 적극적으로 참여하여야 원전의 안전성 향상이라는 목적이 달성될 수 있다. 현재 국내 모든 원자력발전소는 기존의 규제요건을 만족하고 있으므로 원자력발전사업자에게 새로운 규제요건의 도입에 따른 이득을 제시할 수 있어야 한다. 이러한 점에서 RIPBR은 신규 규제요건의 적용에 따른 개선효과에 대하여 원자력발전소 운영의 유연성을 증대하는 방향으로 보상을 허용할 수 있어야 할 것이다.

(2) 규제지침의 기술수준

PSA 기법을 이용한 위험도정보 활용 기술은 아직까지 정형화되지 않았으며, 현재에도 분석기술이 지속적으로 개선되고 있다. 위험도정보를 활용하는 기법을 개발하여, 활발하게 활용하고 있는 미국의 경험에 의하면 규제자를 포함한 원자력산업계 전반적인 위험도정보 활용 기술 수준을 고려하여 초기에는 기존의 관행에서 도달할 수 있는 기술수준으로 규제활동이 이루어졌다. 이후 위험도정보 활용 경험이 축적되면서 규제자 및 사업자 모두 기술수준이 점차 향상되고, 최근에는 PSA Standard를 제정하고 PSA 결과의 신뢰성 확보를 위한 품질확보 방안을 개발한 바 있다. 이와 같이 위험도정보 활용의 기술수준은 적용 경험에 따라 도달할 수 있는 기술수준이 상이하고, 규제자 및 사업자 모두 충분한 경험을 축적하여야 보다 높은 기술수준을 달성할 수 있을 것이다.

국내의 위험도정보 활용 기술수준은 초보적인 단계에 머무르고 있는 것으로 평가되고 있다. 위험도정보 활용 기술의 기반기술인 PSA 기술은 국내에서 분석 기술을 확보하고 있으며 국내 전 원전에 대하여 PSA를 수행한 경험을 가지고 있다. 그러나 현재까지 PSA 수행결과의 활용은 매우 제한적 범위에 그치고 있어 위험도정보 활용 경험이 거의 축적되지 않고 있다. 따라서 규제지침의 개발에는 이러한 기술 현황이 고려되어야 할 것이다.

위험도정보 활용에 있어 규제자 및 사업자의 기술수준에 대한 기대수준 및 요구수준에 대하여 일관성을 유지하고 안정화하기 위하여 미국 NRC에서 채택한 단

계적 접근법이 바람직하다.

기술수준에 대한 단계적 접근법의 목표는 현재 기술수준에 따라 규제자의 위험도정보 활용 안전규제 의사결정을 위한 적절한 PSA 품질을 확보하는 것이다. 현재 또는 향후 예상되는 활용분야에서 요구되는 PSA 품질 및 이러한 품질 수준에 도달하기 위한 과정을 단계적으로 제시하고, 모든 위험도 기여인자에 대한 PSA의 품질을 규정하는 규제지침이 개발되고 이행될 수 있기 전까지는 현재 가용한 방법을 사용한 위험도정보 활용 안전규제 의사결정을 허용하고 있다. 특정 활용분야별로 사용되는 PSA의 품질은 범위, 상세수준 및 기술적 타당성 관점에서 적합성으로 평가된다.

NRC의 단계적 접근법은 다음과 같이 4단계로 구성되나 현재 기술단계로 볼 때 3단계까지의 논의가 가능하다. 마지막 단계인 4단계는 원전의 설계원칙 등에 대한 단계로 현재 달성 필요성을 논의할 수 있는 단계가 아니기 때문에 논의되지 않는다.

- 1단계 : An "Application-Specific" Phase of PRA Quality
- 2단계 : An "Application Type" Phase of PRA Quality
- 3단계 : An "All-Applications" Phase of PRA Quality

각 단계는 위험도정보 활동과 관련된 규제지침의 가용성으로 구분된다. 즉, 각 단계의 차이는 위험도정보 활용분야에서 요구하는 PSA의 상세수준 및 범위를 다루는 기술적 규제지침의 가용성과 적용성이다.

단계적 접근법의 1단계는 현재 규제 의사결정에서 PSA를 활용할 수 있는 단계에 해당된다. 미국 NRC의 RG 1.174 등과 같은 규제지침 형태로 규제 의사결정에서 PSA 사용에 대한 지침이 개발되어야 한다. 이들 지침에서 PSA 품질은 종합적 의사결정 과정에서의 PSA 역할이 활용분야에 상응하도록 되어 있으나 상세한 지침이 제시되지 않는다. 각 원전의 고유 PSA에 대한 심사는 IPE에 대한 기존 검토, Peer Review(전문가 독립검토)의 관찰사항 등을 활용한다. 의사결정시 모든 운전모드에서 모든 위험도 기여인자가 다루어져야 하기 때문에, 현 단계에서 PSA에 포함되지 않은 위험도 기여인자는 PSA 기법 이외의 정량적 방법 또는 정성적 방법으로 고려되어야 한다.

2단계는 각각의 일반적 활용분야(예, 가동중 검사(In-Service Inspection), 운영기

술지침서(Technical Specifications) 등)에 대하여 적용된 기저(Baseline) PSA가 PSA 품질에 대한 지침(미국 NRC의 경우는 RG 1.200)에서 규제자를 포함한 원자력산업계가 합의한 Standard를 만족하는 상태이다. 또한 PSA의 범위는 규제 의사결정을 잠재적으로 변화할 수 있는 모든 운전모드 및 초기사건이 정량적으로 포함되어야 한다. 따라서 2단계에서 고려되는 특정 활용분야에 대하여, 해당 활용분야를 지원하기 위한 PSA 분석 수행에 대한 지침과 주요 운전모드 및 초기사건에 대한 PSA 모델의 기술적 적합성 및 상세수준을 평가하기 위한 지침이 준비되어야 한다. 2단계에서 기저 PSA에 대한 심사는 Peer Review를 통하여 활용분야에서 중요하나 Standard에 따라 적절히 수행되지 않은 것으로 파악된 부분과 의사결정에 중요한 모델 불확실성의 원인과 주요 가정사항에 집중될 것이다. 1단계와 달리 심사는 보다 체계적으로 진행될 수 있다.

3단계에서는 기존 및 계획된 위험도정보 활용분야에 대한 의사결정에 영향을 줄 수 있는 운전모드 및 초기사건에 대한 규제체계가 완비된다. 따라서 3단계에서 사업자는 PSA를 현재 계획하는 활용분야에 대하여 충분한 범위를 갖도록 할 필요가 있으며, 가용한 Standard의 요건을 만족하여야 한다. 3단계에서도 2단계와 유사한 형태로 심사가 진행될 것이다. 추가로 사업자의 기저 PSA에 대하여 활용분야에 따른 심사대신에 일회의 심사로 대체될 수 있다.

이와 같은 단계적 접근법에 의한 기술수준의 향상은 위험도정보 활용 경험이 부족한 국내 상황에서 위험도정보를 규제 의사결정에 활용할 수 있는 체계적인 방법으로 판단된다. 본 규제지침에서 고려되는 기술수준은 단계적 접근법을 적용하는 것을 전제로 하였다.

(3) 안전목표

기존의 안전규제 체계를 유지하고 정량적으로 평가하기 어려운 안전성에 미치는 영향을 고려하여, 미미한 수준의 정량적 위험도의 변화를 허용함으로써 궁극적인 위험도 감소를 합리적으로 달성하기 위한 위험도정보 활용 규제지침이 개발되어야 한다. 따라서 규제지침의 근거로써 안전목표가 먼저 설정되어야 한다. 과학기술부는 2001년 8월 “원자력발전소 중대사고 정책”에서 원자력발전소의 운영으로 인해 인근 주민의 생명과 보전에 미치는 위험도가 경미해야 하므로 이에 대한 정량적 안전목표를 정한 바 있다. 안전목표는 허용 가능한 정량적인 위험도 기준을 제시하고 있다. 안전목표는 기타 사고에 의한 전체 위험도와 비교하

여 원자력발전소 사고에 의한 위험도를 매우 낮은 수준(0.1%)으로 제한할 것을 제시하고 있다. 따라서 종합적 안전성 평가에 포함된 위험도 변동은 전체 위험도와 비교하여 원자력발전소에 의한 위험도가 매우 낮은 수준(0.1%)을 유지할 수 있는 미미한 증가만이 허용 가능하다.

(안전목표)

원자력발전소의 사고로부터 부지 인근 주민 개인이 받을 수 있는 초기사망 위험도는 기타 사고에 의한 전체 초기사망 위험도의 0.1%를 초과하지 않아야 한다. 또한 주변지역의 주민 집단이 원자력발전소의 운전으로 인해 받을 수 있는 암사망 위험도는 기타 원인에 의한 전체 암사망 위험도의 0.1%를 초과하지 않아야 한다. 이러한 안전목표를 달성하기 위해 원자로 노심의 손상을 예방하고 격납시설에 의한 방사성물질의 방출을 저감하기 위한 성능목표를 설정한다.

그러나 안전목표에 해당하는 위험도를 평가하는데 많은 기술적 어려움과 불확실성이 존재하므로, 미국에서와 마찬가지로 국내에서도 위험도를 대표하여 노심손상빈도(Core Damage Frequency, CDF)와 대량조기방출빈도(Large Early Release Frequency, LERF)를 위험도 척도로 채택하는 것이 필요하다. 제안된 사안에 대한 (확률론적 안전성 평가 방법에 의한 정량적) 위험도 평가는 CDF와 LERF로 대표되는 정량적 위험도의 증가가 미미하고 안전목표를 만족한다는 원칙을 입증하기 위하여 사용된다.

다. 규제 기본지침 (안) 의 구성

본 연구에서 정리한 규제지침(안)은 규제활동에서의 PSA 활용에 관한 과학기술부의 원자력안전정책성명 및 중대사고정책에 따라 미국 NRC의 규제지침인 RG 1.174와 SRP 19장을 국내 현실에 맞게 재구성한 것으로서 구성내용은 다음과 같으며, 자세한 지침 (안) 은 부록 11 에 제시되어 있다.

- | | |
|---------------|-------------|
| 1. 검토요소 | 4. 신청사항의 평가 |
| 2. 허용기준 | 5. 이행 |
| 3. 검토 지침 및 절차 | 6. 참고문헌 |

제5절 국내 외 전문가 자문 활용

이상에서 논의한 우리나라에 적용 가능한 RIPBR 제도의 수립에 관한 전체 체계와 상세 접근방법의 타당성 및 객관성을 입증하기 위하여 국내 산업계 및 연구계 관계전문가 및 동 제도의 선도국인 미국의 원자력규제위원회 (NRC) 전문가 2인을 초빙하여 기술자문을 수행한 바 있다. 다음에 그 자문결과를 요점 정리하여 기술한다. 상세한 자문결과는 부록 12에 수록되어 있다.

1. 국내전문가 자문활용

2003년 9월 19일 국내 산업계 전문가 3인과 연구계 전문가 3인을 초청하여 RIPBR 제도화 방안 연구 체계 및 결과에 대해 연구진이 설명을 하고 기술자문을 받았다. 대체적으로 연구 접근방법에 대해 전문가들이 동의를 하는 한편 다음과 같은 몇 가지 의견을 제시하였다.

- 위험도정보 활용 규제의 목적을 명확히 할 필요가 있음 (도입배경에 총체적 위험도 증가 등의 표현은 부적합)
- 총체적 위험도 관리 개념의 활용 제한점을 고려해야 함
- CDF 또는 LERF 값을 규제기준으로 하는 것보다 참조값으로 하는 것이 바람직함
- 산업계의 계획과 다른 부분이 존재함 (정비규정, 화재방호 등)
- 우리나라의 위험도정보 활용 일반지침이 조속히 수립되어야 함
- 미국과 동일한 일정 및 단계를 추구할 필요는 없음

상기의 의견에 대해서는 RIPBR 제도화 방안 연구진 내부 토의를 거쳐 일부 사항은 반영하고, 미 반영 부분에 대해서는 지속적으로 검토를 해 나가는 것으로 하였다.

2. USNRC 전문가 자문 활용

가. 활용배경 및 목적

원자력안전기술원에서 중장기 연구과제로 수행중인 “위험도정보 성능기반 규제 (RIPBR : Risk-informed and Performance-based Regulation) 제도화 방안 연구”의 결과물에 대한 객관성 및 타당성 검증을 위하여 해외 전문가 활용을 추진하였다.

제1차 MOST-NRC/RES 원자력 안전연구 협력회의 (’02. 7. 23 - 7. 24) 에서 USNRC 전문가 2인 (위험도정보 규정개정 (RI-Rulemaking) 분야 1인, 위험도정보 가동중검사 (RI-ISI) 분야 1인) 을 KINS에 파견하여 기술자문을 하도록 합의하였으며, 상호 협의를 거쳐 2003. 4. 5 (토) - 4. 12 (토) (1주일) 사이 초청키로 하였으나, 중증급성호흡기 증후군(SARS : Severe Acute Respiratory Syndrome) 여파로 무기한 연기된 바 있다. USNRC측과의 초청일정 재협의를 통해 2003. 11. 8 (토) - 11. 15 (토) (1주일) 초청키로 하여 표 3-13의 전문가 2인을 초청 활용하게 되었다. 활용 상세 내용 및 일정은 표 3-14와 같다.

표 3-13 RIPBR 제도 도입 타당성 평가를 위한 기술자문 초청 전문가

소 속	성 명	직 위	전문분야
USNRC/ RES	Hossein G. Hamzehee	Section Chief, PRA Branch	RI-Rulemaking
	Syed A. Ali	Senior Technical Advisor, Material & Eng. Branch	RI-ISI

나. 활용성과

현재 개발중인 RIPBR 제도도입의 기본방향, 전략 및 원칙 등이 적절하게 수립되었음을 전문가 자문을 통해 확인할 수 있었으며, 향후 추진에 있어서 다음의 사항을 권고 받았다.

- 규제환경, RIPBR 도입 필요성에 근거하여 도입 목적을 명확화

- Senior Management 의 강력한 지지가 있어야 추진이 용이
- 관련분야 종사자의 PSA를 포함한 기술 교육은 필수 사항

NRC 전문가들은 연구진들과의 기술토의를 통해 상호 업무수행에 상당한 도움이 되었다는 데에 인식을 같이 하고, 향후 상호 관심사에 대해 지속적 협력 필요성을 NRC 상층부에 건의키로 하였다.

표 3-14 활용 상세 내용 및 일정

일 자	Dr. Hossein G. Hamzehee	Dr. Syed A. Ali
11. 10 (월)	<ul style="list-style-type: none"> - KINS/USNRC 담당자 소개 - KINS RIPBR 연구현황 소개 : Development of Models for RIPBR - 세미나 I : US Status and Plan for RIPBR (by Dr. Hamzehee) 	
11. 11 (화)	<ul style="list-style-type: none"> - RIPBR 도입 선행조건 - RG 1.174 및 SRP 19장 - PSA 품질 및 표준 토의 - PSA 모델의 규제활용 (SPAR) 	<ul style="list-style-type: none"> - 우리나라 RI-ISI 현황 발표 - RI-ISI 관련 NRC RG 및 SRP 현황 발표/토의
	<ul style="list-style-type: none"> - 세미나 II : Risk-informed In-service Inspection Status (by Dr. Ali) 	
11. 12 (수)	<ul style="list-style-type: none"> - USNRC ROP 추진현황 - 성능기반 규제 현황 	<ul style="list-style-type: none"> - WOG RI-ISI 방법론 발표/토의 - KINS 질의사항에 대한 토의 - EPRI RI-ISI 방법론 발표/토의 - 배관 파단 확률 발표 및 토의
11. 13 (목)	<ul style="list-style-type: none"> - 세미나 III : Risk-Informed Changes to 10CFR50.46 "ECCS Reliability" (by Dr. Hamzehee) - 규정개정 Option 1,2,3 	<ul style="list-style-type: none"> - KEPRI 방문 협의 · US RI-ISI 프로그램 발표/토의 · 우리나라 RI-ISI 파일럿 프로그램 토의/발표
	<ul style="list-style-type: none"> - 우리나라 RIPBR 모델 토의 (모델개발 접근방법, 모델 안 등) - KINS 접근방법에 대한 권고사항 	
11. 14 (금)	<ul style="list-style-type: none"> - Wrap-up 	

다. 활용소감

USNRC 전문가의 자문을 통해 현재 연구진에서 개발중인 RIPBR 제도화 방안 개발 접근 방법의 객관성 및 타당성이 어느 정도 입증되었으므로, 향후 연구를 보다 활발히 추진할 수 있을 것으로 기대된다. 전문가들의 권고사항을 연구과정에 반영하여 연구를 보다 효율적으로 추진할 수 있을 것으로 기대하며, 전문가들과의 기술토의를 통해 우리 원 연구진들의 기술수준이 NRC 전문가와 크게 차이가 나지 않고, 일부 우수한 분야도 있는 것도 확인할 수 있었다. 한-미 원자력안전연구 협력회의 및 기타 협력회의체를 통해 관심분야의 전문적 기술교류를 활발히 추진할 수 있을 것으로 기대한다.

제6절 결론

기존의 결정론적 및 규정적 규제의 단점을 보완할 수 있는 것으로 알려진 위험도정보 및 성능기반규제 (RIPBR) 제도의 국내 도입 타당성을 평가한 결과, 원자력 시설의 총체적 및 개별적 위험도 관리, 안전에 대한 사회적 수용성 제고를 위한 객관적 안전수준의 제시, 기존규제의 취약점 개선/보완 및 불필요한 규제부담의 경감, 그리고 한정된 규제자원을 효율적/효과적으로 활용하는 한편 사업자의 자율적 안전관리 노력 유도를 위해 도입이 필요한 것으로 평가되었다.

RIPBR 제도도입은 기존 규제에 큰 영향을 미칠 것이므로 혼선과 시행착오를 최소화하는 방안으로서, 심층방어 원칙의 지속적 준수 하에 기존 규제의 보완적 수단으로서 RIPBR을 도입, 안전성증진과 규제의 효율성/효과성이 입증된 범위에서 추진, 종합적인 계획 하에 단계적이고 체계적으로 도입 등 제도도입의 3대 기본방향을 제시하였으며, 기본방향을 구체적으로 이행하는 데 필요한 것으로서 심층방어원칙/안전여유도 유지, 위험도 증가 제한, 기술적 요건/지침의 설정을 통한 일관성 유지 등을 포함하는 10대 추진원칙을 제시하였다.

또한, 향후 우리나라 규제환경에 적합한 제도화 후보항목으로서 27항목을 도출하여 도입 적합성을 평가하였으며, 이중 24항목을 이행 항목으로서 선정하고 세부적인 추진계획을 수립하였다.

RIPBR 제도를 보다 체계적이고, 종합적이며, 일관성 있게 도입하기 위하여 정부의 정책의지를 포함하는 정책성명 (안)과 규제이행 기본지침을 개발하였다. RIPBR 이행 관계 기관간의 적절한 역할 분담에 의한 종합계획의 확정과 위험도 정보의 활용과 관련한 각 기관의 정보교환 및 의견수렴을 위해 연구협의회를 구성·운영하는 것이 필요한 것으로 평가되었다.

동 연구를 통해 개발되는 RIPBR 제도화 방안은 위험도정보에 기초하여 다양한 규제활동 간에 규제자원을 효과적으로 배분하고, 성능이 취약한 분야에 규제를 집중함으로써 안전성을 향상시키는 데 기여할 것으로 기대된다. 또한, 이 방안은 우리나라 원자력 안전규제 심사 및 검사제도의 효율성 및 효과성을 향상시킬 수 있을 것으로 판단된다.

제4장 연구개발 목표 달성도 및 관련분야의 기여도

RIPBR 제도 도입의 3대 기본방향 (기존규제의 보완적 수단, 효과성/효율성이 입증된 범위에서 도입, 국내 기술여건/사회적 수용성을 고려) 과 10대 추진원칙을 제시함으로써, 신규제도 도입의 전략을 마련하였다.

국내·외의 위험도정보 활용 및 성능기반 규제 사례와 경험을 조사하여 후보항목을 도출 (27개) 하였고, 각 항목에 대해 우리나라의 요건/지침 구비 현황, 기술능력 확보 현황 및 확보 가능시기, 그리고 안전성 및 경제성 이득을 면밀히 평가하여 우리나라 실정에 적합한 다단계 추진 최적모델 (24개 항목을 기반구축단계, 정착단계 및 최적화단계로 분산 수용하는 모델) 을 제시하였다.

시행모델이 타 규제사항에 미치는 영향을 분석하고, 법령체계별 (법, 시행령, 시행규칙, 과기부고시 및 규제지침 등) 영향을 받는 항목을 제시함으로써 목표하였던 대로 향후 제도화방안 수립의 기반을 마련하였다고 평가된다.

동 연구개발결과를 이용한 종합적이고 체계적인 제도 정착을 통해 안전에 중요하거나, 성능이 취약한 분야에 안전관리를 집중함으로써, 안전관리 인력 및 투자비용의 활용성 제고와 함께, 실질적 안전성을 확보하는 데 크게 기여할 것으로 전망된다.

동 연구결과는 단순하게는 기존의 인허가 변경신청을 결정론적 방법에 의존하던 것으로부터 벗어나, 확률론적 안전성 평가결과의 보완에 의해 안전성에 대한 확신을 증대할 수 있으며, 장기적으로는 안전에 중요한 설비의 설계, 설치, 시험, 검사 및 보수 관련 안전관리를 보다 강화하고, 대신에 안전에 중요하지 않은 설비들에 대해서는 기존의 기준을 완화함으로써 안전관리 및 안전규제의 합리화 및 최적화를 구현할 수 있을 것으로 기대된다.

연구결과물 중에서 정책성명 (안) 과 기본지침 (안) 에 대해서는 기술적 타당성 및 적합성 점검을 위해 다양한 층의 의견수렴이 필요하나, 연구개발 일정이 약간 늦어져 심도 있는 기술검토를 추진하지 못하였다. 향후 제도화 방안이 마련되어 실제 이행을 위해서는 보다 폭넓고 심도 있는 의견수렴이 필요할 것으로 판단되며, 연구과제 종료후에도 기술검토를 수행하여 연구결과의 객관성을 제고할 예정이다.

본 연구의 목적이 제도화 방향 및 방향을 개발하는 것이지만, 국내 기술수준, 부족기술 확보 가능성 및 관계기관 추진현황을 토대로 우리나라의 RIPBR 이행

계획 (안) 을 수립하여 향후 RIPBR에 대한 국가 Master Plan 으로서 활용할 수 있도록 하였다.

연구결과의 질적 향상과 타당성을 검증하기 위하여, 동 분야 최고기술을 보유하고 있는 NRC의 전문가 2인을 초빙하여 연구결과를 검증하고, 그 우수성을 인정받았다.

제5장 연구개발결과의 활용계획

동 연구를 통해 개발된 결과물의 종류와 활용계획은 표 5-1과 같다.

표 5-1 연구개발결과물별 활용계획

연구개발결과물 항목	활용계획
1) RIPBR 기본개념	<ul style="list-style-type: none"> - 국민의 원자력 안전에 대한 관심이 높아지고 있는 상황에서 RIPBR 제도가 안전에 대한 객관적인 척도로서 활용될 수 있음을 보이는 데 활용 - RIPBR 도입 타당성에 대한 이해를 용이하게 하기 위한 결과물로서 규제자 및 일반국민 교육자료로 활용
2) RIPBR 효율성/효과성 평가 결과	<ul style="list-style-type: none"> - RIPBR 도입 필요성 및 타당성 설명을 위한 기초자료로 활용
3) RIPBR 모델	<ul style="list-style-type: none"> - 국내에서 이행가능한 최적 RIPBR 모델로서 활용 가능. - 즉, 과학기술이 미비했던 시기에 설정했던 과도한 보수성 및 안전여유도 등을 PSA 등 신기술로 재평가하고, 안전성 및 성능측면에서 취약한 기기 또는 행위들을 집중 관리할 수 있는 안전관리 방안을 제시하므로 실질적인 안전성을 확보하는 데 활용가능
4) 제도화 방안 및 규제영향 평가	<ul style="list-style-type: none"> - RIPBR 제도의 법제화 및 법제과정에서의 규제영향 입증 기초자료로서 활용 - 위험도정보를 이용하여 안전에의 중요도가 낮은 설비에 대해서는 과도하게 부과된 요건을 완화하고, 안전에의 중요도가 높은 설비에 대해서는 규제를 강화하여 규제최적화와 효과성을 재고하는 데 활용 - 모델별 (24개) 국내이행 방안으로서 활용
5) 제도화 방안 이행 종합계획	<ul style="list-style-type: none"> - 국내 유관기관간 RIPBR 이행을 위한 역할분담 설정의 근거로 활용 - RIPBR 국가 Master Plan 으로서 활용 (미국 NRC의 RIR 이행계획과 동일한 성격)
5) RIPBR 정책성명	<ul style="list-style-type: none"> - RIPBR 제도의 범국가적 이행에 대한 정부정책으로서 활용 - 국내 유관기관간 RIPBR 이행을 위한 역할분담 설정의 근거로 활용
6) RIPBR 기본지침서	<ul style="list-style-type: none"> - RIPBR 관련 인허가 또는 규제검사에 관한 요령서 또는 지침서 개발 또는 개정시 반영 및 활용 - RIPBR이 적절히 정착되는 시점까지 규제자와 피규제자간의 임시적 지침으로도 활용 가능

여 백

제6장 연구개발과정에서 수집한 해외 과학기술정보

1. IAEA SS Series No. NS-R-1, Safety of Nuclear Power Plants : Design, 2000, IAEA
2. IAEA INSAG-10, Defense-in-Depth in Nuclear Safety, 1996, IAEA
3. SECY-99-007, Recommendations for Reactor Oversight Process Improvements, Jan. 8, 1999, USNRC
4. NUREG/BR-0303, Guidance for Performance-Based Regulation, Dec. 2002, USNRC
5. SECY-98-144, Risk-Informed and Performance-Based Regulation, June 22, 1998, USNRC
6. SECY-03-044, Update of the Risk-Informed Regulation Implementation Plan (RIRIP), Mar. 21, 2003, USNRC
7. SECY-98-300, Options for Risk-Informed Revisions to 10 CFR part 50, Dec. 28, 1998, USNRC
8. SECY-02-176, Proposed Rulemaking to Add New Section 10 CFR 50.69, "Risk-Informed Categorization and Treatment of Structures, Systems, and Components, Sept. 30, 2002, USNRC
9. SECY-02-057, Update to SECY-01-0133, "Fourth Status Report on Study of Risk-Informed Changes to the Technical Requirements of 10 CFR Part 50 (Option 3) and Recommendations on Risk-Informed Changes to 10 CFR 50.46 (ECCS Acceptance Criteria), Mar. 2002, USNRC
10. SECY-02-080, Proposed Rulemaking - Risk-Informed 10CFR50.44, "Combustible Gas Control in Containment", May 2002, USNRC
11. SECY-02-132, Proposed Rule : Revision of 10CFR50.48 to permit LWRs to Voluntarily adopt NFPA 805, "Performance-Based Standard for Fire Protection for LWREGP", 2001 Edition (NFPA 805) as an Alternative Set of Risk-informed Performance-based Fire Protection Requirements, Jul. 2002, USNRC

12. SECY-02-092, Status Report : Risk Metrics and Criteria for Pressurized Thermal Shock (PTS), May 2002, USNRC
13. SECY-03-0057, FY 2002 Results of the Industry Trends Program for operating Power Reactors and Status of Ongoing Development, Apr. 2003, USNRC
14. John Gaertner, etc., Safety Benefits of Risk Assessment at US Nuclear Power Plants, June 2001, EPRI
15. Westinghouse, Risk-Informed In-service Inspection, Risk-Informed Operational Decision Management Workshop, Massachusetts Institute of Technology, June 2000
16. SECY-01-114, Results of the Initial Implementation of the New Reactor Oversight Process, Jun. 2001, USNRC
17. SECY-03-0062, ROP Self-Assessment for Year 2002, Apr. 2003, USNRC

참 고 문 헌

- [1-1] 원자력안전 정책성명, 1994. 9, 과학기술부
- [1-2] 중대사고 정책, 2001. 8, 원자력안전위원회
- [1-3] IAEA SS Series No. NS-R-1, Safety of Nuclear Power Plants : Design, 2000, IAEA
- [1-4] IAEA INSAG-10, Defense-in-Depth in Nuclear Safety, 1996, IAEA
- [1-5] SECY-99-007, Recommendations for Reactor Oversight Process Improvements, Jan. 8, 1999, USNRC
- [1-6] NUREG/BR-0303, Guidance for Performance-Based Regulation, Dec. 2002, USNRC
- [1-7] SECY-98-144, Risk-Informed and Performance-Based Regulation, June 22, 1998, USNRC
- [2-1] SECY-04-0197, Update of the Risk-Informed Regulation Implementation Plan (RIRIP), Oct. 25, 2004, USNRC
- [2-2] SECY-98-300, Options for Risk-Informed Revisions to 10 CFR part 50, Dec. 28, 1998, USNRC
- [2-3] SECY-04-0109, Final Rulemaking to Add New Section 10 CFR 50.69, "Risk-Informed Categorization and Treatment of Structures, Systems, and Components for Nuclear Power Reactors", June 30, 2004, USNRC
- [2-4] SECY-02-057, Update to SECY-01-0133, "Fourth Status Report on Study of Risk-Informed Changes to the Technical Requirements of 10 CFR Part 50 (Option 3) and Recommendations on Risk-Informed Changes to 10 CFR 50.46 (ECCS Acceptance Criteria), Mar. 2002, USNRC
- [2-5] SECY-03-127, Final Rulemaking - Risk-Informed 10CFR50.44, "Combustible Gas Control in Containment", Oct. 2003, USNRC
- [2-6] SECY-04-0050, Final Rule : Revision of 10CFR50.48 to Allow Performance-Based Approaches Using NFPA Standard 805, "Performance-Based Standard for Fire Protection for LWREGP", 2001 Edition, Mar. 2004, USNRC

- [2-7] SECY-02-092, Status Report : Risk Metrics and Criteria for Pressurized Thermal Shock (PTS), May 2002, USNRC
- [2-8] 원자력발전소 특별점검 결과 보고, 제22차 원자력안전위원회 안전 제2호, 2002. 12. 14, 과학기술부
- [2-9] 원전안전관리 효율화 방안, 제22차 원자력안전위원회 안전 제4호, 2002. 12.14, 과학기술부
- [2-10] 과학기술부고시 제2001-42호, 원자로격납건물 누설률시험에 관한 기준, 2001. 12. 1, 과학기술부
- [2-11] 고리 3,4호기 및 영광 1,2호기 RPS/ESFAS 점검주기 연장관련 운영 변경허가 신청 건에 대한 기술검토보고서, 1999. 7, 한국원자력안전기술원
- [3-1] SECY-03-0057, FY 2002 Results of the Industry Trends Program for operating Power Reactors and Status of Ongoing Development, Apr. 2003, USNRC
- [3-2] John Gaertner, etc., Safety Benefits of Risk Assessment at US Nuclear Power Plants, June 2001, EPRI
- [3-3] Westinghouse, Risk-Informed In-service Inspection, Risk-Informed Operational Decision Management Workshop, Massachusetts Institute of Technology, June 2000
- [3-4] SECY-01-114, Results of the Initial Implementation of the New Reactor Oversight Process, Jun. 2001, USNRC
- [3-5] SECY-03-0062, ROP Self-Assessment for Year 2002, Apr. 2003, USNRC

부록 1

**USNRC 리스크정보활용 규제 이행계획
(RIRIP)**

【RIR 이행계획 항목】

분 야	분류기호	내 용	주 관	비 고
Reactor Safety	RS-MS 1-1	리스크에 중요한 활동 및 계통에 중점을 두는 원자로 검사, 평가 및 제재조치의 판단체계 수립	NRR	SECY-03-0062 SECY-04-0053
	RS-MS 1-2	원전 고유 사건 또는 문제에 대처하기 위해 수행되는 추가적 검사를 포함하여 모든 원전에 대한 기본 검사 프로그램을 리스크 정보화	NRR	SECY-03-0062 SECY-04-0053
	RS-MS 1-3	성능지표 및 검사정보에 기초한 NRC 조치 결정에 리스크 정보를 활용하는 평가절차 유지	NRR	SECY-00-0146
	RS-MS 3-1	원자로 규제감독 체계 지원 프로그램	RES	
	RS-MS 3-2	산업계 운전경향 분석 지원	RES	SECY-01-0111
	RS-MS 3-3	원자로 성능자료 수집 프로그램	RES	
	RS-MS 3-4	사고경위전조 (ASP) 프로그램	RES	SECY-02-0041
	RS-MS 3-5	SPAR 모델 개발 프로그램	RES	SECY-02-0041
	RS-MS 5-1	RI 인허가기반 변경 지침 수립 (개정 RG 1.174 및 SRP 19장)	RES/NRR	SECY-02-0070
	RS-MS 5-2	RI 인허가기반 변경 상세지침 수립 (RI-ISI/ RG 1.178 개정)	NRR/RES	
	RS-MS 5-3	RI 인허가기반 변경 상세지침 수립 (RI-IST/ RG 1.175 개정)	NRR/RES	
	RS-MS 5-4	RI 인허가기반 변경 상세지침 수립 (RI-TS/ RG 1.177 개정)	NRR/RES	
	RS-MS 8-1	리스크정보 분류방법을 활용하고 안전중요도에 근거한 SSC 특수 취급요건에 대한 대안적 리스크정보 방안의 개발 (10CFR50.69)	NRR	SECY-00-0194
	RS-MS 8-2	기술요건 10CFR50.44 (LWR 가연성기체제어 표준) 변경	NRR/RES	SECY-03-0090
	RS-MS 8-3	기술요건 10CFR50.46 (LWR ECCS 허용기준) 변경	NRR/RES	SECY-02-0057
	RS-MS 8-4	10CFR50 기술요건의 추가변경 타당성 평가	RES	
	RS-MS 8-5	Standard Tech. Spec. (STS) 에 대한 리스크정보 개선방안 개발	NRR	
	RS-MS 8-6	NPP 화재방호	NRR	SECY-02-0132
	RS-MS 8-7	PTS 규정 개정을 위한 기술배경 개발	RES	SECY-02-0092
	RS-MS 8-8	신형원자로 인허가시 PRA 심사	NRR/RES	
	RS-MS 8-9	중대사고시 S/G 성능 평가방법 개발	RES	
	RS-MS 8-10	신형원자로에 대한 리스크정보 규제체계 개발	RES	
	RS-EER 1-1	RI 분위기 조성	NRR	
	RS-EER 1-2	국가표준위원회와 공동으로 RI-PBR 적용 표준 개발	RES/NRR	
	RS-EER 1-3	RI 규제 의사결정 지원을 위한 개선된 리스크 계산방법 개발	RES	
	RS-EER 1-4	원자력시설의 화재안전 평가 방법의 개발 및 적용	RES	
	RS-EER 1-5	규제자의 리스크 적용을 위한 해석도구 개발 및 유지	RES	
	RS-EER 1-6	RI를 이용하는 규제 효과성 평가	RES	
	RS-EER 1-7	PRA 적합성 평가방안 제공을 위한 RG/SRP 개발	RES	
RS-EER 1-8	원자로안전분야 통합 프로그램	NRR/RES		
RS-EER 1-9	적합한 PRA품질 및 완성도 달성을 위한 단계적 접근방안	NRR/RES		

【RIR 이행분야 분류】

- 10 CFR 50 기술요건 개선 (RS8) 인허가 절차 개선
 원자로 규제감독 체계 개선 (RS1) 리스크정보 활동을 위한 규제지침 개발 (RS5)
 리스크분석 방법, 도구 및 데이터 개발 (RS3, EER1)

USNRC RIR 이행계획 상세내용

RS-MS1-1 : 리스크에 중요한 활동 및 계통에 중점을 두는 검사, 평가, 제재조치의 판단 체계 수립 (NRR)

- 신규 ROP (Reactor Oversight Process) 의 기본 방향은 원자로 안전지표 Cornerstone (초기사건, 완화계통 성능, 방호벽 건전성, 비상대책), 방사선 안전 (작업자 피폭, 정상운전중 일반대중 보호) 및 보안과 관련하는 성능을 감시하는 것.
- 이 성능감시를 위한 지표를 개발하여 음
- 이들 Cornerstone 과 관계되는 검사분야를 도출하고, 성능지표만으로는 감시하기에 충분하지 않은 검사분야를 도출함
- NRC는 성능지표 보고절차를 검사중임
- ROP 이행 결과와 교훈에 대하여 연차보고서를 발간함

ROP-1	2000. 04 ~ 2001. 03	SECY-01-0114
ROP-2	2001. 04 ~ 2001. 12	SECY-02-0062
ROP-3	2002. 01 ~ 2002. 12	SECY-03-0062
ROP-4	2003. 01 ~ 2003. 12	SECY-04-0053

- 고려사항
 - 신규 ROP는 다양한 이해관계자의 Input을 이용하여 개발되었고, 다양한 원자로형에 시범적용 후 2000년 4월에 본격적으로 이행함. 얻어진 교훈은 핵연료 및 폐기물 규제체계 개선을 위해 NMSS와 공유예정

RS-MS1-2 : 원전 고유 사건(또는 문제)에 대처하기 위해 수행되는 추가적 검사를 포함하여 모든 원전에 대한 기본 검사 프로그램을 리스크정보화 (NRR)

- 리스크에 미치는 영향이 큰 SSC의 도출과 검사 지적사항이 리스크에 미치는 중요도의 결정 절차 (SDP : Significance Determination Process) 의 개발을 위하여 리스크 관련 연구결과들을 활용하여 왔음
- 대상 검사분야 및 검사량의 판단에 있어서, 관련 활동 및 계통의 리스크에의 중요도가 고려됨
- 과거에 리스크에 영향이 큰 문제를 어떻게 처리해 왔는지를 평가하기 위해 예전 경험의 결과를 활용해 음

○ 고려사항

- 과거 교훈과 향후 리스크 고찰결과를 반영하기 위하여 ROP 재설정 및 개선을 지속하기 위한 자체평가 절차를 개발함
- ROP의 연간 평가결과를 제출함 (SECY-03-0062, 2003. 4)

RS-MS1-3 : 성능지표 및 검사정보에 기초한 NRC 조치 결정에 리스크정보를 활용하는 평가절차의 유지 (NRR)

- 평가절차에 검사 결과 및 성능지표 결과를 활용함
- 성능지표에 대한 한계치 (Threshold) 설정에서 가능한 경우 리스크정보를 사용함
- 검사 지적사항의 중요도 판단시, 문제의 영향정도를 평가하기 위해 중요도 결정절차 (SDP) 에 리스크 정보를 사용함
- SDP 이행으로 도출된 안전성 문제를 다루기 위해 Notebook 개선 예정
- SDP 개선전략 및 관련 SDP 이행 조치계획을 개발
- 안전성에의 영향정도에 대한 한계치를 이용하여 지표 및 검사 지적사항을 분류함으로써 성능 평가 수행
- Cornerstone 영역 결과에 따라, 기본검사 지속 또는 사업자 시정조치 검사 수행 또는 저하된 성능 원인 파악을 위한 검사 수행 등을 결정
- 성능이 허용불능인 경우 문제 해결시까지 운전허용 안됨
- 고려사항
 - 신규 ROP 및 기타 리스크정보 방안 관점에서 NRC는 검사자 훈련 및 자격을 평가하기 위한 Task Group을 소집함. Task Group의 권고사항은 Inspection Manual Chapter IMC1245에 추가됨(2002. 4. 4)
 - 성능지표 정보, 검사 지적사항 및 NRC 평가절차의 결과 등은 NRC Web Site에서 이용가능. PRA 정보 및 리스크 정보를 대중이 보다 잘 이용할 수 있도록 사업자와 작업중
 - 현재 개발중인 리스크 기반 성능지표는 리스크에 영향이 큰 발전소 성능 변화를 반영하게 될 것임
 - NRC와 산업계는 완화계통 성능지표 (MSPI)를 개발하였으며, 현재 시범적용 단계임. MSPI의 실행가능성을 2003년 10월말까지 결정할 예정임

RS-MS3-1 : 원자로 감독절차 (ROP) 지원 프로그램 (RES)

- ROP 지원 프로그램에서 RES는 다음을 수행
 - ROP 지원 차원에서 ASP 와 SDP Finding을 비교
 - 핵연료와 관련된 사고의 가능성 및 결과를 완화하는 발전소 활동(activities)의 안전 중요도와 경향을 평가하고 이러한 활동이 전반적인 발전소 성능의 실질적인 하락을 나타내는지 결정하는 리스크정보 성능지표(RIPIs, 나중에 MSPI로 변경됨)를 개발
 - 리스크정보를 이용하여 SDP를 개선함
 - SDP 입력, 결과 및 발견사항을 개별적으로 확인하고, ASP 결과와 NRR의 SDP 발견사항을 비교함
 - 원자로정지 및 화재 SDP의 개선을 지원함
 - 원자로안전(한계치 포함)에 대한 개선된 성능지표를 개발하고 시범 적용함
 - 완화계통 성능지표 (MSPIs)를 개발하고 시범 적용함
 - 리스크정보 규제체계에 사용하기 위해 상기 성능지표에 대한 한계치 개발
 - 리스크정보 운전경험을 검사절차와 연계함
- ROP 지원 프로그램에서 얻은 정보는 다음을 위해 NRR/DIPM (Division of Inspection Program Management)/IIPB (Inspection Program Branch)에 의해 활용됨
 - SDP 발견사항의 타당성을 확인
 - 원자로정지 SDP의 개선
 - 이용 가능한 Rev 3 SPAR 모델을 사용하고 발전소 고유 한계치에 기반 하여 시범적용 호기에 대해 MSPI 평가
- MSPI는 NRR/DIPM/IIPB에 의해 사용될 것이며, MSPI 개발 프로그램의 초점은 다음을 포함
 - MSPI는 20개의 원자력발전소와 관련된 시범프로그램에서 평가되고 있음
 - MSPI는 6개의 중요한 완화계통의 비-신뢰도 및 이용불능도를 나타냄
 - MSPI는 정비규정(10CFR50.65)과 일관되게 기기의 이용불능도 및 비-신뢰도를 가늠하고, 이용불능도만을 나타내는 현행 지표의 결함을 검토함
 - MSPI는 발전소 고유 PRA를 포함하여 발전소 고유설계특성을 나타냄
- 고려사항
 - MSPIs 개발 및 보고를 위해 설비 신뢰도 및 이용률 데이터를 포함하는 DB는 필수적
 - MSPIs는 다음 정보를 활용함
 - 검사보고서 및 SPAR 모델
 - 초기사건, 기기신뢰도, 계통신뢰도, 공통원인고장 (CCF), 특정현안 (화재, 용수계통 사건 등) 관련 연구를 통해 보고된 산업계 분석결과
 - LER (Licensee Event Report) DB, RADS (Reliability and Availability

Data System), CCF DB, MOR (Monthly Operating Report) DB 등에 포함되어 있는 운전 자료

- MSPIs 는 안전성이 향상되는지, 저하되는지 또는 그대로인지 여부를 결정하는 Risk-important 안전설비의 성능을 직접 측정케 함으로써 ROP 평가활동을 지원함
- 리스크정보 검사지침 및 SDP 평가를 개발하는 NRR 검사부서와 NRC 규제 효율성 개선 방안 도출을 위해 리스크정보를 사용하는 RES 부서가, MSPIs 개발에 필요한 보조해석 및 데이터체계를 사용할 예정임

RS-MS3-2 : 산업계 운전경향 분석 지원 (Industry Trends Support) (RES)

- 산업계 운전경향분석 지원 프로그램에서 RES는 다음을 수행
 - 초기사건, 계통 신뢰도, 기기 신뢰도, 공통원인고장 (CCF) 및 화재사건에 대한 경향분석을 제공
 - 리스크정보 규제체계에 활용하기 위하여 상기 경향분석 한계치를 개발
 - 계통, 기기, 초기사건, CCF 사건 및 화재사건에 대한 원자로 운전경험을 제공
- 산업계 경향분석 결과는 다음과 같이 활용됨
 - 경향을 감시하여 결과를 국회에 보고하고, 산업계 안전성능을 감시하여 ROP에 반영하며, 리스크에 중요한 계통의 검사를 개선함 (NRR/DIPM/IIPB)
 - 사업자의 변경허가 신청서에 대한 리스크정보 기술검토 지원 (NRR/DSSA/SPSB)
 - 규제요건 효과성 평가 (RES/DSARE/REAHFB)
- 고려사항
 - 산업계 운전관련 사건과 자료 경향이 리스크에 미치는 영향을 개발하고 보고서화 하기 위해 설비 신뢰도 및 이용률 자료를 포함하는 DB의 이용가능성 확보가 필요
 - 이 연구를 위한 자료들은 LER DB, RADS, CCF DB 및 MOR DB 등에 포함되어 있음

RS-MS3-3 : 원자로 성능자료 수집 프로그램 (RES)

- 원자로성능자료 수집 프로그램에서 RES는 다음의 운전경험 DB를 관리함
 - 운전사건

- LER정보의 Sequence-coding에 근거하여 Web 기반 검색시스템에 원전 사건 정보를 포함하고 있는 SCSS (Sequence Coding Search System)
- 사업자가 MOR (Monthly Operating Report) 을 통해 제출한 발전소 운전에 대한 자료를 포함하는 MOR DB
- 공통원인으로 야기되지만 예전에 인지되지 않았고 분석되지도 않았던 것으로서, 원전 설계 및 운전에서의 리스크에 영향이 큰 상호작용, 현상, 거동 관련 자료를 포함하고 있는 CCF (Common Cause Failure) DB
- SCSS DB에 나열된 화재사건 관련 정보를 담고 있는 화재사건 DB, INPO (Institute of Nuclear Power Operations) 에서 관리하는 EPIX (Equipment Performance and Information Exchange) DB, EPRI 및 NEIL (Nuclear Electric Insurance Limited) 에서 관리하는 화재사건 DB
- 초기사건
 - 최근 초기사건 연구 자료 및 발전사항을 포함하는 초기 사건 DB
- 신뢰도 및 이용도 자료
 - 발전소 고유/일반기기-수준의 신뢰도, 계열-수준 이용도를 평가하는 RADS (Reliability and Availability Data System). RADS는 INPO에서 관리하는 EPIX DB로부터 입력을 제공받음
 - 모든 계통의 최근 신뢰도 연구 자료 및 발전사항을 포함하는 계통 DB
 - 모든 기기의 최근 신뢰도 연구 자료 및 발전사항을 포함하는 기기 DB
- 사고 경위 전조 (ASP)
 - 1969년 이후의 모든 ASP 사건에 대한 요약정보를 포함하는 ASP 사건 DB
- RES는 NRR에서 관리하는 다음의 운전 경험 DB를 이용함
 - 원자로감독절차 성능지표 (ROP PIs)
 - 완화계통 성능지표 (MSPIs) 시험 자료
 - 운전 자료의 분석 및 평가를 위해 퇴임 NRC Office에 의해 개발된 성능지표 (AEDO PIs)
- RES는 INPO에서 관리하는 다음의 운전 경험 DB를 이용함
 - EPIX (1997년 이후 자료)
 - NPRDS (Nuclear Plant Reliability Data System) (1997년 이전 자료)
 - WANO (World Association of Nuclear Operators) (향후 이용 계획)
- RES는 OECD/NEA에서 관리하는 다음의 운전 경험 DB를 이용함
 - ICDE (International CCF Data Exchange) 프로젝트
 - SKI (Swedish Nuclear Power Inspectorate) 배관 파손 DB (SKI-Pipe)
- 고려사항
 - RES의 원자로 성능자료 수집 프로그램을 통해 이용 가능한 DB 들은 다음을 지원하는데 사용됨
 - 다음을 포함하는 RES/DRAA/OERAB의 해석 활동

- SPAR 모델을 사용하는 ASP 해석 등 원전 고유사건 해석
- 초기사건, 기기신뢰도, 계통신뢰도, CCF 및 특정현안 (화재, 용수계통 사건) 관련 연구를 통해 보고되는 산업계 수행 해석
- RIPIs 개발
- NRR/DSSA/SPSB 가 수행하는 인허가 제출물에 대한 리스크정보를 이용한 심사, SDP 평가 및 일반안전현안 (GSI) 해결
- NRR/DIPM/IIPB 가 수행하는 리스크정보 검사 지침 개발
- RES/DSARE/REAHFB 가 수행하는 규제요건/지침/절차 효과성 개선방안 개발
- NRC가 수행하는 완화계통 성능지표 및 ROP에 대한 관련 시범 프로그램 개발

RS-MS3-4 : 사고경위 전조 (ASP) 프로그램 (RES)

- ASP 프로그램 하에서 RES는 잠재적 중대 노심손상 경위에 대한 전조 (Precursor) 의 발굴을 위해 운전경험 평가를 수행중이며, 다음 작업을 포함함
 - 전조의 문서화
 - 발전소 고유 또는 일반사항 등으로 전조를 분류
 - 발전소 노심손상 리스크에 대한 경향 분석 방안 제공
 - PRA 및 IPE에서 확인된 고장 조합에 대한 부분적 검토를 제공
- ASP 분석은 다음을 지원하는데 사용됨
 - OCFO (Office of the Chief Financial Officer?) (중요 전조) 및 NRR/DIPM/IIPB (산업계의 나쁜 경향) 등을 통해 국회에 제출하는 연간 성능/회계 보고서
 - NRR/DIPM/IIPB 에 의한 산업계 경향분석 프로그램
 - ASP 프로그램 현황에 대해 위원회에 제출하는 연차 SECY 문서
 - AIT 또는 IIT의 신속처리를 위한 고위관리층의 의사결정을 지원하기 위해 실제 사건관련 리스크를 NRR/DSSA/SPSB 가 평가하는 것을 지원
 - 일반적 의사소통 개발을 위한 NRR 의사 결정
 - 잠정 규제현안의 안전중요도를 결정하기 위한 RES/DSARE/REAHFB 의 연구
- 고려사항
 - ASP프로그램 지원을 위해서는 설비 신뢰도 및 이용률 자료를 포함하는 DB의 이용가능성 확보가 필요
 - ASP 분석은 다음 정보를 활용함
 - 검사보고서 및 SPAR 모델
 - 초기사건, 기기신뢰도, 공통원인고장 (CCF), 특정현안 (화재, 용수계통 사건 등) 관련 연구를 통해 보고된 산업계 분석결과
 - LER DB, RADS, CCF DB, MOR DB 등에 포함되어 있는 운전 자료

RS-MS3-5 : SPAR 모델 개발 프로그램 (RES)

- SPAR (Standardized Plant Analysis Risk) 모델 개발 프로그램 하에서 다음항목을 개발중임
 - Level 1, Rev. 3 모델
 - Level 2/LERF 모델
 - 저출력/정지운전(LP/SD) 모델
 - 외부사건 해석모델
 - SPAR 모델에 대한 SDP Front-End Interface
- SPAR 모델은 다음 활동에 활용됨
 - 규제조치 발굴을 위한 사건의 위험중요도의 즉시 평가 (NRR 및 지역사무소)
 - SDP 3단계 검사지적사항 중요도 평가 (NRR 및 지역사무소)
 - 비-신뢰도 및 이용불능도 성능지표에 대한 발전소 고유 한계치 설정 (RES 및 NRR)
 - 인허가변경 제안사항의 리스크정보 기술검토 지원 (NRR)
 - 규제요건 효과성 평가 (RES)
 - ASP 프로그램의 일환으로서 운전사건/상태관련 리스크 계산
 - 일반현안 해결을 위한 규제분석 수행 (RES)
 - 일반 문서 발급의 의사결정 지원 (NRR)
- 고려사항
 - SPAR 모델에 대해 설비 신뢰도 및 이용률 자료를 포함하는 DB의 이용가능성 지속 확보가 필요
 - SPAR 모델은 다음으로부터의 자료를 활용함
 - 초기사건, 기기신뢰도, 계통신뢰도, CCF 및 특정현안 (화재, 용수계통 사건) 관련 연구를 통해 보고되는 산업계 수행 해석
 - LER DB, RADS, CCF DB, MOR DB, ASP 사건 DB 등에 포함되어 있는 운전경험 자료
 - FSAR, 발전소정보서 및 PRA 자료 등에 포함되어 있는 발전소 설계 정보

RS-MS5-1 : 리스크정보 인허가기반 변경 지침 수립 : RG 1.174 및 SRP 19 장 개정 (RES & NRR)

- NRC는 기술지침서 변경 요청과 같이 리스크정보에 기초한 발전소 인허가기준 변경과 관련한 규제지침 및 심사지침을 발행함
 - 지침서는 변경요청서가 리스크정보에 근거할 때 인허가기준 변경의 특성과 영향을 평가하는 방법을 기재하고 있음
- 리스크정보 인허가 변경에서 심층방어, 충분한 안전여유 확보 등의 원칙은 고수됨
- NRC는 개선점 도출을 위한 RG 및 SRP의 주기적 검토의 일환으로서 수행된 첫 번째 개정작업에서 다음을 변경하였음
 - 예견되지 않은 신규 위해가 생기거나 기존의 알려져 있는 위해가 증대되는 경우 관련 정보를 요청할 수 있음
 - 핵연료연소도/출력준위의 증가 및 혼합연료 (MOX) 로의 변경이 리스크 척도 (LERF 등) 에 미치는 영향에 대한 NRC 토의내용을 제시
 - LERF 정의에 대한 여러 가지 설명과 최근 산업계 PRA 표준에 대한 기준 (ASME/ANS 합의 기준 등)
- 고려사항
 - 이 지침서는 PRA 표준 개발, 방법론 개발을 통해 얻어지는 고찰과 IPE, IPEEE 등의 고찰결과에 의해 영향을 받음

RS-MS5-2 : 리스크정보 인허가기반 변경 상세지침 수립 : RI-ISI (NRR & RES)

- NRC는 RG 1.178 및 SRP 3.9.8을 발행 (1998. 9)
 - 배관계통에 대한 RI-ISI 프로그램에 대하여 사업자 및 NRC 규제요원을 위한 지침 제공
 - 이 지침에 따라 RI-ISI 방법론에 관한 2개의 특정기술주제보고서를 승인함
 - WOG 방법론 승인 (1998. 12)
 - EPRI 방법론 승인 (1999. 10)
- NRC는 ASME 코드 개발과정에 참여함
 - RI-ISI 코드케이스 N-560, N-577, N-578 및 Appendix X 검토에 관여
 - ASME Class 1 최소 샘플 크기, RI-ISI 방법론을 파단 배제영역 배관으로의 확장 등 현안 토의 및 해결을 위한 산업계와의 회의 개최
- NEI에 따르면 2003년말까지 86개 원전이 RI-ISI 프로그램을 이행할 것으로 예측함
 - 86개 원전중 61개 원전은 EPRI 방법론에 근거하며, 25개 원전은 WOG 방법론에 근거
 - 2003년 12월말 77개 원전이 RI-ISI 프로그램을 제출하였으며, 67개

- 프로그램에 대해 승인이 이루어진 상태이고, 10개 프로그램은 심사 수행 중
- RG 1.178 및 SRP 3.9.8의 개정 완료 (2003. 9월)

RS-MS5-3 : 리스크정보 인허가기반 변경 상세지침 수립 : IST (NRR & RES)

- 펌프 및 밸브에 대한 RI-IST 프로그램 수립을 위한 지침 제공을 위해 RG 1.175 및 SRP 3.9.7 발행
 - 일부 사업자는 전체 혹은 부분적으로 동 지침을 이행중임
- NRC는 STP 사업자가 제출한 리스크정보에 근거하는 면제 요청서를 승인함 (규정적 IST 요건의 면제 포함)
- 10 CFR 50의 특수취급요건 저감을 위한 규정안(10 CFR 50.69) 개발 중
- ASME는 펌프/밸브 IST에 리스크 고찰결과를 보다 더 활용하도록 ASME OM Code 및 코드 케이스를 개정중임
- NRC는 추가적 경험을 얻은 후 RI-IST 프로그램 수립을 위하여 현행 지침을 검토할 예정임
 - 부가적으로 NRC는 RI-IST 저감 요구사항이 RG 1.174에 제정된 지침과 일치하는 지를 검토할 예정임
- 고려사항
 - NRC는 ASME 리스크정보 코드 케이스를 뒷받침하는 RG 1.192 를 발행함 (2003. 7. 8)
 - 이로 인하여 규제자의 사전 승인 없이 RI-IST 프로그램 이행이 허용되고 RG 1.175 및 관련 SRP 섹션의 개정 필요성이 없어질 것임

RS-MS5-4 : 리스크정보 인허가기반 변경 상세지침 수립 : TS (NRR & RES)

- TS에 관한 리스크 정보 지침을 활용하는 사업자 조치가 특정 SSC에 대한 AOT 완화 분야에서 행해져 오고 있음
- RG 1.177 개정이 RG 1.174 Rev. 1과 함께 진행될 수 있음
- 리스크정보화 TS 관련 활동은 RS-MS8-5 하에서 몇몇 타 방안을 포함하고 있음
- 고려사항
 - RG 1.177은 PRA 품질과 관련하여 스텝의 기대치를 명확하게 할 수 있도록 개정될 예정임

RS-MS8-1 : 리스크정보 분류방법을 이용한 안전성 중요도에 근거하여 설비에 적용되는 취급을 달리하는 10 CFR 50 의 특수취급 요건에 대한 대안적 리스크정보 접근방안의 개발 (NRR)

- NRC는 현행 규정의 특수취급요건 (Special Treatment Requirements) 에 대해 대안적 리스크정보 방안을 제공하는 새로운 규정의 제정을 결정함 (1998)
 - 특수취급 (Special Treatment) 은 산업계가 상용등급 (설계기준 조건하에서 설비가 기능요건을 충족할 수 있음에 대한 추가의 신뢰를 제공) 으로 분류되는 설비에 대해 수립한 요건을 초과하여 설비에 부과되는 현행 규제요건으로 정의됨
 - 특수취급요건은 추가의 설계 고려사항, 검증, 변경관리, 문서화, 보고, 정비, 시험, 정기점검 및 QA 요건 등을 포함함
 - 동 규정제정 방안에 대하여 공개의견을 청취하였으며 ('00. 3) 2000년 9월이래 규정의 이행을 위해 산업계가 개발한 지침과 관련한 현안을 해결하고자 NRC는 산업계, 이해당사자들과 작업을 수행해 오고 있음
 - 4개 원자로에서 지침 이행을 시험하기 위한 시범적용 활동을 추진해 오고 있음
- 신규 요건은 10 CFR 50.69, "SSC의 리스크정보 분류 및 취급"에 포함됨
 - 기술진은 위원회에 제출된 SECY-02-0176에서 제안된 규정의 준비를 완료함 ('02. 9. 30)
 - 제안된 규정안은 NEI 00-04 Draft Revision C에서 산업계가 제안한 이행지침에 대한 기술진의 검토사항 및 설명을 담고 있는 규제지침 (DG-1121) 초안을 포함함
 - 위원회는 대중의 의견청취를 위해 규정안을 공표할 것을 지시함 ('03. 3. 28)
 - 10 CFR 50.69 는 2003년 5월 26일에 공표되어 75일간 검토예정이었으나 차후에 30일 연장됨
 - 수백건의 개별 코멘트가 포함된 26세트의 코멘트를 받아 정리중에 있음
 - 2003. 11월에 NEI 00-04 draft revision D를 접수하여 DR-1121과 연계하여 검토중임
- 고려사항
 - NRC는 규정초안 제정 작업을 완료했으며, NEI 00-04 이행지침에 대하여 산업계와 작업을 추진 중임
 - PRA 품질 관련 현안 취급, 명확한 요건의 제공 등이 현안으로 대두되어 있음
 - 2개 원전에 대하여 10 CFR 50.69 및 PRA 품질에 초점을 둔 시범 프로그램 추진중

RS-MS8-2 : 10 CFR 50.44 (LWR 가연성기체 제어 표준)의 기술요건 변경 (NRR & RES)

- 10 CFR 50 상세기술요건의 리스크 정보 개정방안 (Option 3) 의 제안
 - SECY-98-300에서 10 CFR 50의 규정을 개정하기 위한 3가지 옵션을 제안 ('98. 12. 23)
 - 그 중 Option 3은 10 CFR 50의 상세기술요건의 변경가능 항목 발굴, 변경 타당성 평가, 위원들의 승인을 득하여 규정제정 절차에 따라 요건을 변경하는 것임
 - 상기 추진방안에 대해 SRM을 통해 승인을 득함 ('99. 6. 8)
 - Option 3에 대한 상세내용은 SECY-99-264 ('99.11.8) 에 제공됨
- 10 CFR 50. 44에 대한 리스크정보 규정변경
 - Option 3 의 일환으로서 10 CFR50.44 변경 타당성 인정 (SECY-00-198)
 - 자발적 대안의 개발보다는 기존의 수소제어 규정의 개정을 권고 (SECY-01-0162)
 - 위원회는 기술진의 권고를 승인하고 ('01. 12. 31) 피동축매형 수소 재결합기의 설치가 경제적이지 못한 이유를 설명할 것을 요구함
 - 규제개정(안)을 제안함 (SECY-02-0080, '02. 5. 13))
 - 동 개정(안)은 설계기준 가연성기체 제어의 필요성을 제거하고 산소 및 수소 감시계통의 규제취급요건을 재조정함
 - 개정안은 Federal Register에 공표되어 ('02. 8. 2) 75일의 검토기간 후 검토사항이 평가되어 최종안이 준비됨
 - ACRS와 CRGR은 최종안을 검토하고 승인함
 - 최종안은 2003년 7월 24일 위원회에 제출됨
 - 최종안이 승인되어 (2003. 8. 28) 연방관보에 게재 (2003. 9. 16)

RS-MS8-3 : 10 CFR 50.46 (LWR ECCS 허용기준)의 기술요건 변경 (NRR & RES)

- 10 CFR 50.46 변경 제안
 - Option 3 추진의 일환으로서 10 CFR 50.46 변경을 제안함 (SECY-01-0133, SECY-02-0057)
 - ECCS 기능 신뢰도 요건, ECCS 허용기준, ECCS 평가모델 요건에 대해 별도의 규정을 개발하도록 권고함

- 기술보고서 작성 ('02. 6. 20)
 - 50.46과 Appendix K의 모든 기존 요건을 모델 변경이나 재해석 없이 현 상태로 유지하는 것이 기술적으로 수용 가능함
 - 허용기준에 있어서 50.46의 최대 피복재 온도와 최대 피복재 산화율을 성능기반 요건 (특정 지르코늄 기반 피복재와 무관) 으로 대치 가능함
 - Appendix K의 1971 ANS 붕괴열 표준을 다른 관련 개정작업과 병행하여 1994 표준 (new optional Appendix K) 으로 대체할 것을 권고함
 - 개정되는, 선택적 Appendix K를 사용하는 새로운 ECCS 평가모델은 비-보수성을 고려해야 한다고 결론을 내림
- GDC 35 (ECCS 기능 신뢰도 요건) 의 대안적 리스크정보 방안의 개발을 지지하는 기술보고서 작성 ('02. 7. 31)
 - LBLOCA (MBLOCA) 를 수반하는 LOOP에 대한 ECCS 설계 요건의 배제를 권고함 (LOCA 빈도와 조건부 LOOP 확률의 평가에 근거)
- 위원회는 2003년 3월 31일, 다음과 같이 SECY-02-0057에 대한 SRM을 발행함
 - LOCA 빈도 추정을 2004년 3월 31일까지 완료
 - 현재의 최대 파단 크기에 대한 대안적 리스크정보 방안을 고려하기 위한 규정(안)을 2004년 3월 31일까지 준비
 - ECCS 허용기준을 만족하는 성능기반 방안에 대한 규정(안)을 2006년 3월 31일까지 준비
 - GDC 35의 ECCS 기능 신뢰도 요건을 리스크정보화 하는 규정의 제정을 진행하여 2004년 7월 31일까지 LOOP를 수반하는 LBLOCA를 고려하는 현 규제요건을 완화
 - 단일고장기준에 대해 광범위한 변경작업을 수행하고 그 발견사항을 2004년 7월 31일까지 위원회에 통지
- 최종적으로 위원회는 Appendix K의 개정 권고를 승인하지 않았으며, 그 대신에 향후 출원자와 상기의 자발적 대안을 사용하고자 하는 자들에게 최적평가 모델을 사용할 것을 요구함
- 몇가지 요소로 인하여 계획변경 예상
 - SECY-04-0037 (Mar. 2004), "Issues Related to Proposed Rulemaking to Risk-inform Requirements Related to LBLOCA Break Size and Plans for Rulemaking on LOCA with Coincident LOOP" 에서 스텝은 다음 기술현안의 해결을 용이하게 하는 방향 및 추가의 정책현안 지침을 요청함
 - 대안적 파단크기 선정 매트릭스
 - 허용가능한 변경 및 리스크프로파일의 변경방법에 관한 제한사항
 - 심층방어 고려사항
 - 신규의 설계기준을 초과하는 파단크기에 대해 유지되어야 하는 적합한 완화능력 수준
- 고려사항

- 첫째 항목에 대해 SRM에 수립된 의욕적인 일정은 규정제정을 위해 많은 자원을 필요로 함
- 예산과 일정의 영향에 대한 평가를 수행 중임

RS-MS8-4 : 10 CFR 50 기술요건의 추가 변경 타당성 평가 (RES)

- 10 CFR 50 상세기술요건의 리스크 정보 개정방안 (Option 3) 의 제안
 - SECY-98-300에서 10 CFR 50의 규정을 개정하기 위한 3가지 옵션을 제안 ('98. 12. 23)
 - 그 중 Option 3은 10 CFR 50의 상세기술요건의 변경가능 항목 발굴, 변경 타당성 평가, 위원들의 승인을 득하여 규정제정 절차에 따라 요건을 변경하는 것임
 - 상기 추진방안에 대해 SRM을 통해 승인을 득함 ('99. 6. 8)
 - Option 3에 대한 상세내용은 SECY-99-264 ('99.11.8) 에 제공됨
- 공개회의 및 워크샵을 통해 10 CFR 50의 추가적 변경 후보항목을 발굴할 예정임
- 일반 규정의 함축적 의미를 명확히 하기 위하여 몇몇 규제 활동 및 프로그램을 현재 평가 중임
- 자원 이용가능성에 의거하여 기술요건 추가변경 타당성을 평가할 예정임
- 추가적인 input이 SECY-02-0057에서 보고 ('02. 3. 29) 되고, 이에 대하여 SRM이 발행됨 ('03. 3. 31)
 - 10 CFR 50.46 의 다음분야에 대한 개정작업을 진행할 것을 지시함
 - LBLOCA의 재정의
 - GDC 35의 LOCA-LOOP 요건의 완화
 - 단일고장기준의 재조사
 - SRM에 대한 기술진의 이해를 제공하고 이해당사자의 반응을 얻기 위한 대중 워크샵이 개최됨 ('03. 6. 9)
- 10 CFR 50.44 및 50.46 의 기술요건 변경 타당성을 확인함
 - 가압열충격 요건의 리스크정보화 작업과 병행하여 10 CFR 50, Appendix G (Fracture Toughness Requirement) 의 리스크 정보화 작업을 시작할 예정임
 - 내부적 상호 일관성을 평가하고 일반 규정의 함축적 의미를 명확히 하기 위하여 몇몇 규제 활동 및 프로그램을 현재 평가 중임

RS-MS8-5 : 표준기술지침 (STS) 에 대한 리스크정보 개선 방안 개발 (NRR)

- 기술지침 및 PRA 활용에 관한 NRC 정책성명에 부합하여, NRC와 산업계는 현행 기술지침 체계를 리스크정보화하는 개선방안 개발을 추진중임
- 동 개선은 불필요한 부담은 저감하는 반면 안전성은 유지 또는 향상시키며, 기술지침 요건을 여타 리스크정보 규제활동과 일치시키려는 의도임
- STS에 대한 리스크정보 개선 제안 판단기준
 - 안전성 유지 또는 향상 능력
 - 불필요한 부담 저감 정도
 - NRC 규정을 효율적 및 효과적이도록 하는 정도
 - 제안사항에 대한 산업계의 관심 정도
 - 제안된 변경사항의 복잡성
- STS 개선의 검토와 이행 시 NRC Regulatory Issue Summary 2000-06 에 기술된 절차를 따를 예정임
- 산업계와 NRC는 STS 개선을 위한 8가지 방안을 발굴함
 - TS 조치를 위한 선호하는 최종상태 (통상 PWR에 대해 고온정지)
 - 정기점검 누락시 요구조치 진입을 연기하는 데 허용되는 시간을 증가
 - 유연성 부여를 위해 기존 운전모드 제한 논리를 변경 (즉, 저-리스크에 근거하여 높은 운전모드의 LCO 진입시 리스크평가를 활용)
 - 배열 리스크관리 프로그램 (Configuration RMP)에 신뢰를 두어, 현행의 고정적 완료시간 체계를 교체
 - 정기점검 주기 최적화
 - 정지하는 것이 좋은지 계속 운전하는 것이 좋은지에 대한 결정을 위해 리스크 정보 평가를 허용하도록 LCO 3.0.3 조치를 개정
 - 설비 운전은 불가하지만 기능은 유지되는 경우 취해지는 조치를 정의
 - TS 규정의 범위를 리스크정보화

RS-MS8-6 : 원전 화재방호 (NRR)

- 기존 규정에 대한 자발적 대안
 - 화재방호 표준에 대한 성능기준 리스크정보화 대안을 개발하기 위하여 NFPA와 작업추진하여 NFPA-805를 발행함 ('01. 4월)
 - 개정안은 2002년 11월 1일 공표되었고 최종규정은 2004년에 공표될 예정임
 - RG에서 준용하도록 NFPA 805에 대한 이행지침 개발을 추진중
- 화재 후 안전정지 회로 (Post-Fire Safe-Shutdown Circuit) 분석 현안 해결 프로그램

- BWROG와 NEI는 각각 화재후 안전정지 방법론 (결정론적 및 확률론적) 관련 문서를 개발중
- 동 문서는 최근 1개로 통합되었으며, 방법론의 타당성을 평가하기 위해 NEI가 시험을 수행함
- 동 시험결과에 대한 평가는 EPRI Report #1006961 로 발행됨 ('02. 5)
- NEI는 NEI 00-01 “화재후 안전정지 해석에 관한 지침” Draft Rev. D를 제출함 ('02. 10)
- BNL은 NRR와의 계약 하에 화재후 안전정지 회로 분석에 대한 NUREG/CR 보고서를 작성 중임
 - 동 보고서는 기존 정보를 종합정리하고 현안에 대한 리스크 고찰결과 제공할 것임
 - NUREG/CR Draft Rev. 1 은 2003년 4월에 대중의견 수렴을 위해 배포될 것임
- NRR은 화재후 안전정지 회로 검사에 대한 리스크정보화를 논의하기 위한 워크샵을 개최함 ('03. 2)
 - 리스크정보 검사와 관련한 이해당사자들과의 정보교환이 목적임
 - 동 검사절차의 리스크정보화를 논의하기 위한 RIS 초안을 완성하였으며, 대중의견 수렴에 이용할 것임
 - 기술진은 현재 검사 절차를 개정 중이며, 관련된 회로 검사를 리스크정보화 하는 방안을 논의하기 위한 워크샵 ('03. 10. 15~16) 을 추가로 계획 중임

RS-MS8-7 : 가압열충격 (PTS) 규정 개정을 위한 기술배경 개발 (RES)

- 10 CFR 50.61 제정 및 규정 재평가
 - PWR 원전의 원자로 압력용기 취화 관련 건전성 현안을 해결하기 위하여 PTS 규정을 제정 (1986)
 - 규정의 핵심 기술배경에 대한 지속적인 연구결과 입장에서 기술배경을 재평가 함
 - 분석결과 안전성은 유지하는 반면 규정의 불필요한 보수성을 저감할 수 있을 것으로 확인됨
- 관련 보고서 발간 : PTS 선정기준 재평가 (SECY-00-140) 및 후속 정기보고서 (SECY-01-0045, SECY-01-0185, SECY-02-0092 등)
 - PTS로 인한 압력용기 손상빈도를 계산하기 위해 sequence frequency, 열수력 및 파괴역학해석을 종합한 보고서초안이 2002년 12월 31일 발행됨
 - 동 보고서는 PTS 규정의 변경가능항목에 대한 배경을 제시함
- Peer Review 가 진행중에 있으며, 2004년에 최종보고서 발간 예정

RS-MS8-8 : 신형원자로 인허가시 PRA 심사 (NRR & RES)

- NRC는 기존 노형과 다른 신형원자로의 설계 및 운전특성 평가를 지원하는 원자로 고유의 PRA에 필요한 방법론, 데이터, 도구 개발계획을 구상중임
- PRA 계획은 초기사건, 사고현상, 사고전개, 격납성능, 피동계통, 디지털 I&C계통, 불확실성, 내부 범람, 외부사건 (화재, 지진사건) 및 다수기모듈 등의 사항을 고려하며 현재 이행 중임
- 설계검토 (ACR-700) 뿐 아니라 신형원자로에 대한 고유 PRA 관점에서 작업이 시작됨
- 2004년 재원은 신형원자로 Generic PRA에 적용을 위한 피동계통 모델링 및 데이터 수집을 지원함
- ACR-700 의 PRA 방법론에 대한 사전안전성 평가 추진중

RS-MS8-9 : 중대사고시 S/G 성능 평가방법 개발 (RES)

- 증기발생기 세관 건전성은 설계기준 및 중대사고시 안전성 유지의 핵심사항
 - 설계기준 세관파단사고는 비상대응의 요구 및 10 CFR 100 부지요건 제한치에 접근하는 소외 방사능 유출을 야기할 수 있음
 - 세관파단이 사고를 유발하건 사고도중 유발되던 간에 중대사고 세관파단은 격납건물 우회와 후속적인 대형 소외 건강 영향을 야기할 수 있음
 - 정상운전중 세관 건전성 평가 및 결함 세관 수리 방법은 그 나름대로 산업계 안전성 확보 프로그램 및 규제활동의 중요한 요소임
- NRC는 현재 PWR 가상 중대사고시 증기발생기 세관 건전성을 다룰 방법 및 도구 개발을 추진중임
 - 개발 계획은 PRA, 열수력, 증기발생기 세관/기타 RCS 기기들의 구조적 거동, 소외영향 등을 포함
 - 열수력 분야는 2001에 시작하였으며, 나머지 작업들은 2002년에 시작 예정
 - 열수력 계산은 2002년 9월에 완료, ANL에 제출되어 가상 중대사고 시 증기발생기 세관/기타 RCS 기기들의 구조적 거동이 결정되었음 ('02. 12)
 - 이러한 분석과 결과는 증기발생기 세관파단사고로부터 유발되는 격납건물 우회의 빈도를 정량화할 수 있는 리스크정보 체제로 통합되고 있음
 - 세관파단과 관련된 분석은 완료되었으며 현재 리스크정보 체제로 통합되고 있음
 - 증기발생기 세관보다 먼저 손상되어 세관파단을 방지하고 격납건물 우회를

야기하는 다른 물질과 관련된 분석결과(예, 고온관 및 밀림관 파단)는 이용 가능할 때에 리스크정보 체제로 통합될 것임

- 가상 중대사고로부터 야기되는 손상빈도가 먼저 결정될 것이나 이는 중대사고가 아닌 초기사건(예, 주증기관 파단)으로 유발되는 증기발생기 세관파단을 고려함으로써 추후 증가할 것임

RS-MS8-10 : 신형원자로에 대한 리스크정보 규제체계 개발 (RES)

- 신형원자로에 대한 리스크정보 규제체계를 개발 및 이행하여 오고 있음
- 다음의 4대 역무로 구성
 - 규제체계를 위한 기술중립적 (Technology neutral) 체계/지침의 개발 (1)
 - 제안된 기술중립 규정의 순차적 도출 (2)
 - 규제체계를 고유기술 (특정 로형) 에 적용하기 위한 지침 구성 (3)
 - 고유기술에 대한 규제지침 구성 (4)
- 현재는 상기 Task-1 에 업무를 집중하고 있으며, 다음을 포함하는 지침/기준의 도출에 노력을 기울이고 있음
 - 안전철학
 - 리스크 기대치 및 설계 기대 수준
 - 불확실성 처리
- 전체 규제체계는 2004년 12월에 완성될 예정

RS-EER1-1 : 리스크정보 분위기 조성 (NRR)

- NRR은 리스크정보 방법을 규제활동에 종합화하고 규제계획 및 관련조치는 자연적으로 RIR 원리에 근거하는 분위기를 조성할 목적의 프로그램을 2001년에 시작함
- 프로그램은 4단계로 구성됨
 - 현재 분위기 평가
 - 개선된 리스크정보 분위기 기획
 - 목적하는 분위기 달성을 위한 변경사항 이행
 - 분위기 변화의 효과성 평가
- 프로그램을 위한 기본 전략은 먼저 현 분위기를 이해한 후 취약점을 검토하고 역량을 키우는 것임
- NRC 내의 현재 분위기에 대한 평가는 다음과 같음
 - NRC 기술진은 원자로 프로그램에 있어서 리스크정보 방안을 점차적으로

- 수용하고 있음
- 쟁점은 리스크 고찰결과가 규제활동에 통합되어야 하는가를 떠나서 리스크정보 방안의 이행 방법 및 시기에 대한 논의로 옮겨짐
- 리스크정보 규제방안에 대한 수용성, 이해도 및 경험에 있어서 개인적으로 많은 차이가 있음
- 이행에는 많은 장애가 있음 (기술적, 조직적, 상호이해, 기술진의 지식 및 경험 등)
- 프로그램의 2단계로 다음의 예비 프로젝트 수행
 - 리스크정보 분위기 조성을 위한 구성요소 정의
 - 상호이해, 교육훈련, 조직화 등 다방면에서의 긴밀한 협조 제공
- 다음의 활동이 수행 또는 종료됨
 - RI-TS Initiative 4B 지원
 - 연구보고서 : 리스크정보 환경 조성에 유용한 개념
 - Communication
 - 리스크정보 규제활동에 대한 내용의 전자 월간회보("Risk eBusiness") 발행
 - 종사자들이 보다 편한 분위기에서 NRC 내의 리스크정보 규제활동에 대해 논의할 수 있는 토론의 장을 제공하기 위한 목적의 "Brown Bag" 시리즈의 세미나가 2003년 7월에 시작됨
 - NRC와 산업계간 워크샵 조직 및 시행

RS-EER1-2 : 국가표준위원회와 공동으로 RI-PBR 적용 표준 개발 (RES & NRR)

- 규제 의사결정과정에 PRA 활용을 증대하기 위해서는 품질, 범위, 방법론 및 사용 데이터에 있어서 일관성이 요구됨
- 이는 NRC가 개발한 PRA (고유 기술현안 분석 또는 의사결정 지원용) 뿐만 아니라 산업계가 개발한 PRA (고유의 리스크정보 인허가조치 지원용) 에도 적용됨
- NRC는 다음을 수행할 수 있는 PRA 구성 및 계산 관련 상세지침을 기술하는 국가표준을 개발하기 위하여 ASME와 작업함
 - 전출력운전에서 내부초기사건 (내부화재 제외) 에 대한 Level 1 및 제한된 범위의 Level 2 (LERF 만 계산) PRA
 - 이 표준 (ASME RA-S-2002, 2002. 4) 에 따라 개발된 PRA는 견고성, 일관성, 변호 등의 관점에서 도움이 되며, 의사결정을 신뢰성 있게 해주는 문서라 할 수 있음
- NRC는 화재리스크분석 표준 개발을 위해 NFPA와 작업함 (RS-MS-8-6 참조)
- NRC는 다음의 PRA를 담당하는 표준을 개발하기 위해 ANS와 작업함
 - 내부화재 (Internal Fire)
 - 외부사건이 발전소 리스크에 미치는 영향

- 저출력/정지운전시 (LP/SD) 발생할 수 있는 리스크에 영향을 주는 사건
- NRC는 원전에서의 다양한 활동에 적용가능한 표준 및 코드에 리스크 고찰결과를 반영하기 위하여 ASME를 비롯한 여러 조직과 협력하고 있음
 - 펌프/밸브 IST에 리스크 고찰결과의 활용을 허용하기 위해 ASME는 OM 코드와 관련 코드케이스를 개정중
 - SSC의 ISI에 리스크 고찰결과를 적용하기 위해 ASME Sec. XI 하에서 코드케이스를 개발중
 - 기술진은 리스크정보 코드케이스를 취사선택하기 위한 규제지침을 개발하였으며 2003년 6월에 승인을 얻어 공표되었음

RS-EER1-3 : 리스크정보 규제의사결정 지원을 위한 개선된 리스크 계산 방법 개발 (RES)

- 다음 3가지 사항을 고려하여 방법론 및 모델 개발 수행의 의사가 정해짐
 - 규제를 리스크정보화 하는 데 있어서 새로운 방법론의 주요도
 - 실험을 통해 확인된 사항과 운전경험을 리스크와의 관계로 이해시키는 기존 방법론의 적합성
 - 새로운 기술 및 새로운 원자로 설계의 도입과 관련된 리스크평가 방법론의 이용가능성
- 상기 기준은 PRA 모델의 완전성 문제와 PRA 모델이 리스크에 중요한 고장모드 및 메카니즘을 적절히 특성화하는 정도와 관련이 있음
- 리스크에 대한 이해가 완전할수록, 규제의사결정의 불필요한 보수성을 도출하여 제거하기가 용이함
- 다음과 같은 연구를 수행중임
 - 신형 HRA 데이터 및 방법론
 - Level 2 PRA 방법론
 - 의사결정의 공식적 방법론
 - 내부범람 사건 리스크
 - 설비고장의 인과 모델
 - 불확실성 해석 방법론
 - 국제적 리스크 방법론 및 데이터
- 고려사항
 - 리스크평가의 품질은 발전소 성능 및 성공기준을 계산하기 위해 사용되는 공학해석 (열수력, 중대사고, 구조해석 등) 의 품질에 달려 있음
 - 동 계획에는 포함되어 있지 않지만, 이 해석에 사용되는 해석도구의 개선 및 보장 작업은 RIR 성공의 필수적임

RS-EER1-4 : 원자력시설의 화재안전성 평가 방법의 개발 및 적용 (RES)

- 성능기준 화재 표준 및 규정의 개발은 화재 자체와 화재가 발전소 리스크에 미치는 영향을 정확히 이해해야 가능함
- 현행 화재 모델은 이 표준 및 규정을 신뢰성 있는 리스크정보화 변경을 지원하기에 부적절함
- 화재리스크와 관련한 복잡한 현안을 다루고, 관련 표준 및 규정을 리스크정보화 변경을 지원하기 위해 화재리스크 프로그램이 개발되어 이행중임

RS-EER1-5 : NRC 스텝의 리스크적용을 위한 해석도구 개발 및 유지 (RES)

- NRC는 PRA 수행을 위하여 SAPHIRE (Systems Analysis Programs for Hands-on Analysis Integrated Reliability Evaluations) 전산코드를 개발하여 유지중임
- SAPHIRE는 CDF 관련 리스크 평가 (Level 1 PRA) 와 격납건물/방사성물질 유출 관련 리스크 평가 (Level 2 PRA)를 위한 최신의 성능을 제공함
- SAPHIRE는 SPAR 모델개발계획, 중요도결정절차(SDP), 10CFR 50 리스크 정보화, 취약성평가, 신형원자로, 운전경험, 일반현안 및 규제소급 등을 포함하는 NRC 리스크정보 활동을 지원함
- NRC의 리스크정보 의사결정과정은 SAPHIRE의 지속적 지원을 필요로 함.
- 따라서, SAPHIRE 코드에 대한 사용자 지원과 사용자 편의 인터페이스 (GEM) 의 유지, 개선 및 공급을 지속할 예정임

RS-EER1-6 : 리스크 정보를 이용하는 규제효과성 평가 (RES)

- NRC 규제요건, 지침 및 절차의 효과성을 개선하기 위한 방안의 발굴을 위해 리스크 정보, 검사지적사항, 운전경험, 국내외 연구결과, 비용관련 자료를 종합적으로 평가할 계획임

RS-EER1-7 : 규제적용에 사용되는 PRA 적합성 평가방안을 제공하는 RG/SRP 개발

- NRC는 규제의사결정에 PRA 정보를 상당히 활용하고 있음
- 리스크 고찰결과를 이용한 사업자 인허가 신청서 심사를 합리적으로 하기

위해 학회와 산업계는 규제 의사결정시 PRA 활용에 관한 표준/지침 수립을 위하여 다음을 수행함

- ASME는 전출력중 내부사건 (과도상태, LOCA, 내부범람) 을 다루는 Level 1 해석 (CDF 계산) 및 단순화한 Level 2 해석 (LERF 계산) 표준을 개발
 - NEI는 전출력에서의 내부사건을 다루는 PSA Peer Riew Guidance (NEI-00-02)를 개발 : 전출력 Level 1 및 단순화된 level 2
 - ANS는 다음 사건에 대한 PRA 표준을 개발
 - 외부 위해도 (2003. 12 발간)
 - 저출력/정지운전 (2004. 12 발간예정)
 - 내부화재 (2004. 12 발간예정)
- 사업자는 PRA 표준 및 산업계지침을 활용할 것으로 보이므로 NRC는 이에 대한 규제입장을 문서화해야 함
- NRC는 이 PRA 결과의 적합성을 평가하기 위한 신규 RG 1.200 및 SRP를 개발
- SECY-00-0162의 첨부 1 요약
 - PRA 표준 및 산업계지침 활용에 대한 자문
 - Appendix에 NRC 입장을 제시
- RG 및 SRP는 다음과 같이 시범운영중임
- Columbia - DG AOT 연장
 - San Onofre - Battery AOT 연장
 - Surry - 10 CFR 50.69 (충전계통 및 기기냉각수 계통)
 - Limberick - RI-TS Initiative 5B (STI 연장)
 - South TExas - RI-TS Initiative 4B (탄력적 AOTs)
- NRC는 PRA를 위한 Data Handbook을 개발함 (리스크 평가에 사용되는 자료 분석의 방법과 도구를 정의함)
- 저출력/정지운전을 포함하여 LERF 평가방안을 확장하기 위해 NUREG/CR-6595 를 개정함

RS-EER1-8 : 원자로안전 분야의 종합프로그램 (NRR & RES)

- 리스크정보 규제조치에 많은 진척이 있었으나 기존 원자로 분야 조치 (규정, 프로그램 및 절차) 는 리스크정보 규제현행과 일치하지 않다고 보고 있음
- 많은 NRC 규정과 절차가 종합적이지 못해왔으므로 규제조치를 일관화하기 위한 프로그램을 개발 중임
 - 동 프로그램은 원자로 규제, NRC 프로그램 및 절차가 통합된 안전 개념을 기반으로 하고 상호보완적이 되기 위한 방안을 제공할 것임
 - 리스크정보 규제조치의 일관성을 향상하기 위해 동 프로그램에 대한 세부

이행계획을 개발 중이며, 그 과정에 사업자를 관여시킬 예정임

- 동 프로그램은 단계별로 진행될 예정임
 - 1단계 : 규제조치의 리스크정보화 작업에 일관성을 얻기 위한 기준과 절차를 개발 중임
 - 기준의 개발은 통합안전 개념의 개발을 포함함
 - 이 단계에는 기존 지침문서(10 CFR 50의 기술요건에 대한 리스크정보 변경 지침)에 대해 중점적으로 작업할 것임
 - 2단계 : 통합안전 개념과의 일관성 측면에서 원자로 규제, NRC 프로그램 및 절차를 평가할 것임
 - 평가의 결과 일관성이 없는 항목은 변경대상으로 간주됨
 - 3단계 : 규제조치의 개정을 위한 기술진의 노력이 평가된 후 변경의 가능성과 합당성에 의해 변경가능 항목의 우선순위를 결정할 것임
 - 이 단계에는 안전에 대한 영향도 평가될 것임
 - 4단계 : 변경가능 항목 중 변경 우선순위가 높은 항목을 선택하여 이행함
 - 원자로 규제, NRC 프로그램 및 절차의 개정을 통해 이행될 것임

**RS-EER1-9 : 적합한 PRA 품질 및 완성도 달성을 위한 단계적 접근방법
(NRR/RES)**

- 2003. 12월 위원회는 SRM을 통해 NRC의 리스크정보 규제 의사결정을 위하여 PRA에 대해 적절한 품질을 달성하도록 하는 단계적 접근 방안의 이행을 승인함
- SRM은 스텝으로 하여금 Stakeholder 참여하에 PRA 품질에 대한 단계적 접근방안의 이행 전략을 정의하는 실행계획을 개발하도록 지시함
- SRM 의 목적
 - 산업계의 PRA를 좀 더 좋고 완성도가 높은 방향으로 유인
 - 리스크정보 허가 신청서에 대한 스텝의 심사 효율성을 제고
 - 스텝에게 10CFR 50.46 및 50.69에 대한 PRA 품질 기대치를 설정하도록 함
- SRM은 NRC 가 기울이는 노력에 대해 4단계를 설정함. 현재 어느 단계에 있는지는 허가 신청에 필요한 결과/의사결정을 생산하는 데 필요한 PRA 지침문서 (품질표준, 산업계지침, 규제지침 등) 의 이용가능성에 의해 결정됨
 - 1단계 : 현재상태
 - 2단계 : 신청대상의 품질 수준이 확인되어, 각 신청 형태별로 지침문서의 이용이 가능한 시점에서 달성될 예정임. 2단계에 있어서 요구되는 PRA 범위는 결정되는 의사 (Decision) (즉, 50.69, AOT 연장 등) 의 함수임
 - 3단계 : 이 단계의 완성을 위해 스텝은 리스크정보 허가 신청을 위한 PRA

품질에 관계되는 모든 것을 포괄하는 Umbrella 지침문서를 생산할 예정임 (2008년 12월). 이 지침문서는 다음과 같은 속성이 있음

- 신청종류별 지침서 간에 일관성 보장
 - 현재의 모든 리스크정보 허가신청을 취급
 - 최신기술현황을 반영
 - 스텝으로 하여금 모든 신청사항에 대해 단일의 PRA 심사를 수행토록 함
 - 4단계 : 산업계가 NRC의 검토와 승인을 받은 전범위, 완전정량화, 완전한 불확실성해석을 할 수 있는 PRA를 확보하는 단계. 4단계 이행 일정은 정해지지 않음
- 시행계획을 2004년 7월에 개발 예정

부록 2

USNRC 원자로규제감독 제도

Reactor Oversight Process (ROP)

(NUREG-1469, Rev. 3, July, 2000)

1. 서론

- 103기의 미국 원전 대부분이 10년 이상의 운전경력을 갖고 있으며, 반 정도는 20년 이상의 경력을 가지고 있음. 원전 산업계의 안전성 및 신뢰성은 1980년 말과 1990년 초 사이에 획기적 개선을 이룸.
- 원전 성능의 개선은 원전 산업계 내부의 노력과 성공적인 규제감독 덕분이라 볼 수 있지만, 과거의 NRC 규제검사, 안전성평가 및 규제조치는 항상 안전에 중요한 사항에 집중되지는 못하였음
- 어떤 경우에는 규제활동이 중복적이거나, 비효율적이기도 하였으며, 너무 주관적이기도 하였고, 규제조치가 항상 이행 또는 예측 가능한 것은 아니었음
- 이상의 문제 해결을 위해 신규 규제감독 프로그램은 다음 사항을 필요로 하였음

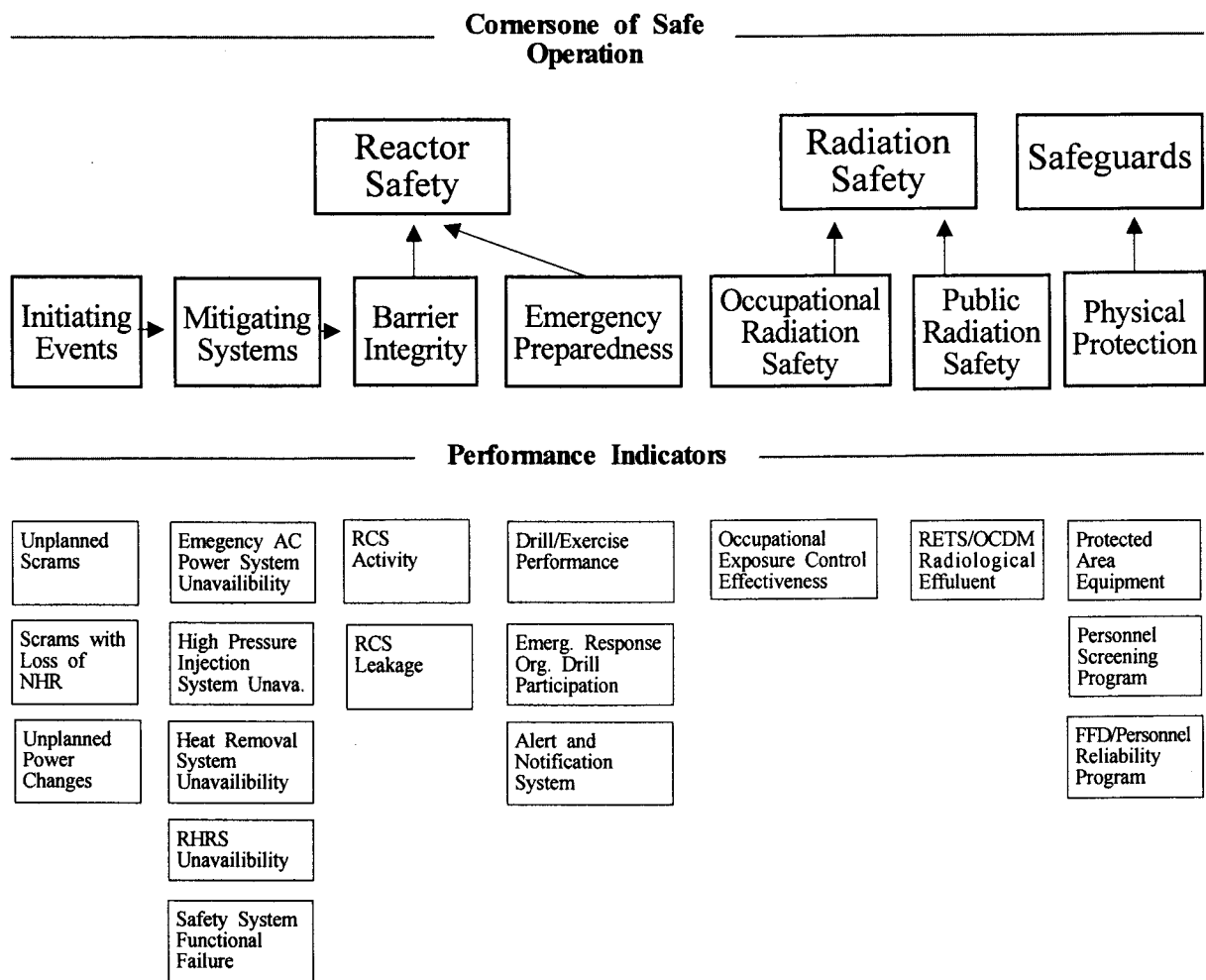
- 규제검사는 잠재적 위험이 큰 활동에 초점을 둠
- 성능이 좋은 시설에 대해서는 통상적인 수준의 규제관심을 두는 반면, 성능에 문제가 있는 원전에는 더 큰 규제 관심을 기울임
- 원전의 성능측정에 객관적 척도를 사용
- 일반대중 및 원전산업계 모두에게 원전에 대한 적시의 이해 가능한 성능 결과를 제공
- 원자력시설에 대한 불필요한 규제부담을 저감
- 규제 위반사항의 잠재적 안전성 영향을 반영하는 예측가능하고 일관적인 방향으로 규제 위반 사항에 대처

- NRC의 신 규제감독절차 (ROP) 는 원전산업계를 보다 효과적이고, 효율적으로 규제하는 한편, 성능평가에 있어서 보다 객관적이고, 적시에, 위험도에 중요한 기준을 사용함
 - 핵심적 특성은 원전의 안전운전 보장을 위해 규제검사 및 평가를 위해 새로운 방법을 다루는 것임

- 새로운 프로그램은 좋은 성능을 갖는 원전은 NRC로부터 무엇을 기대할 수 있고, 성능이 나쁜 원전은 무엇을 기대할 수 있는지를 명확히 보여줌
- 새로운 ROP는 모든 원전에 적용을 하기 전에 장점이 무엇이며, 무엇을 개선해야 하는지를 도출하기 위해 1999년에 13개 원전에 대한 파일럿 프로그램을 운용하였음

2. 안전운전의 핵심요소 (Cornerstone)

- 원자력시설 안전운전을 위한 것으로서 원자로안전, 방사선안전 및 보안 분야의 필수적인 7가지 활동 (아래 그림 참조)



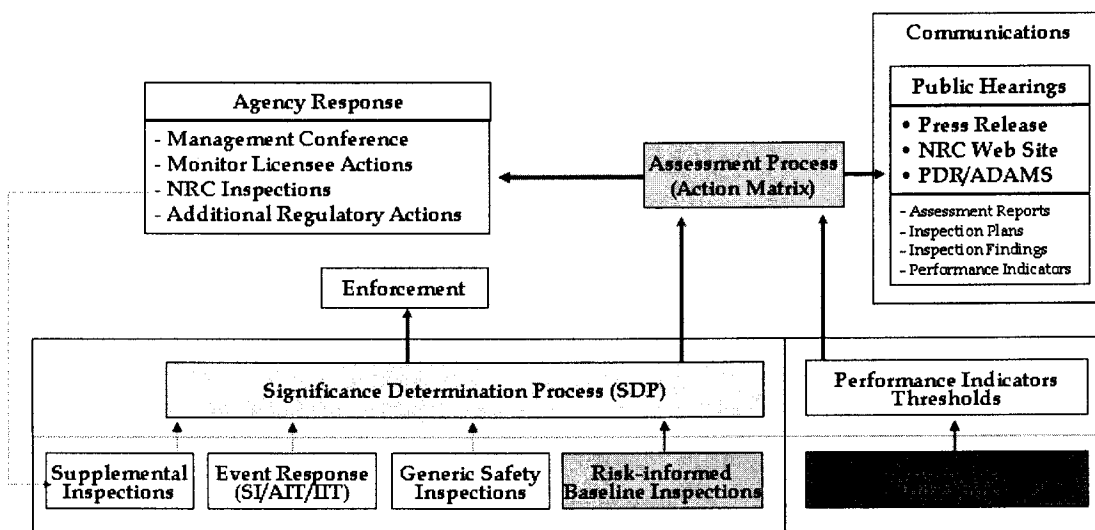
- 상기 7개 핵심요소 외에 이들 대부분 또는 모두에게 영향을 끼치는 3개 공

통영역이 존재함. 이들 공통요소의 평가가 신규 프로그램의 중요한 역할임

- 인적성능 (Human Performance)
- 안전인식 작업환경 (Safety-conscious work environment)
- 문제도출 및 시정조치 프로그램 (Corrective action program)

3. ROP 절차 요약 (아래 그림 참조)

- 각 핵심요소별로 규제기관은 검사 발견사항을 도출하고, 사업자는 성능지표 자료를 수집함
- 검사 발견사항은 중요도 평가절차 (SDP) 를 이용하여 안전성 중요도관점에서 평가되며, 성능지표 자료는 기-수립된 위험도정보 경계치에 대해 비교됨
- 상기 결과 정보는 다시 종합적으로 평가되고, 조치 매트릭스 (Action matrix) 지침을 이용하여 규제기관의 적절한 대응이 결정됨. 조치매트릭스는 통상 선정된 현안에 대한 보완검사를 포함함
- 필요에 따라 검사의 중요 발견사항에 대해서는 제재조치가 취해짐
- 규제기관은 발전소 성능평가 결과, 검사계획 및 기타 계획된 조치들을 공개적으로 이용 가능한 통신수단, 웹사이트 및 사업자와의 공개회의 등을 통해 공개함



4. 원전의 성능 측정 및 검사

- 원전 성능은 객관적 성능지표의 조합과 NRC 검사 프로그램에 의해 측정됨
 - 성능측정 및 검사는 발전소 안전성 및 전체 위험도에 큰 영향을 끼치는 발전소 활동에 중점을 둠
 - 또한, 사업자의 문제도출/조치 프로그램의 효율성을 주기적 및 연차 평가를 수행함
- 성능지표는 각 안전성 핵심요소 영역의 성능을 감시하기 위해 객관적 자료를 사용함
 - 성능지표 자료는 사업자에 의해 생산되고, 분기별로 규제기관에 제출됨
 - 각 성능지표는 안전성에 미치는 영향에 관련되는 기-수립된 경계치에 대하여 측정됨
- 규제기관은 검사 프로그램을 통해 발전소 활동을 감시함
 - 성능지표가, 선정된 영역의 발전소 성능에 대한 고찰을 제공하지만, 발전소 성능평가에 있어서 규제검사 프로그램은 이 보다 더 상세하고 넓은 정보를 제공함
 - 검사 프로그램은 성능지표 정보의 정확성을 확인하고 성능지표 자료에 의해 직접 측정되지 못하는 성능을 평가하도록 짜여짐

5. 성능지표 자료의 평가

- 성능지표 자료는 규제검사 프로그램을 통한 검사 발견사항과 함께 평가되고 종합됨
 - 각 성능지표는 허용 가능한 성능을 나타내는 합격기준이 있음
 - 성능 수준은 color coding 시스템으로 표시됨
 - Green : 성능수준이 기준치를 충족되는 상태
 - White : 통상적인 사업자 성능범위를 벗어나지만 기준치는 여전히 충족하는 상태

- Yellow : 기준치를 충족하지만 최소한의 안전여유도 저하 상태
 - Red : 성능지표 측정 영역의 안전여유도가 심각하게 저하된 상태
- 성능지표는 사업자에 의해 분기별로 규제기관에 제출되고, 평가를 거쳐 웹사이트에 공개됨

기본 안전성 평가요소	상세 성능지표 평가항목(평가기간)
발전소 초기사건	<ul style="list-style-type: none"> • 자동/수동 원자로 불시정지 (7000 시간) • 비상노심냉각기능 상실로 인한 원자로 불시정지(3 년) • 20% 이상 과도한 원자로 출력변경 (7000 시간)
사고 완화계통 (PWR의 경우)	<ul style="list-style-type: none"> • 고압 안전주입계통 이용 불능도(3 년) • 보조 급수계통 이용 불능도(3 년) • 잔열 제거계통 이용 불능도(3 년) • 비상 전원계통 이용 불능도(3 년) • 안전계통 고장 횟수(1 년)
방사선 방호벽의 건전성	<ul style="list-style-type: none"> • 원자로 냉각재 방사능 농도 <ul style="list-style-type: none"> - 핵연료 피복재 건전성(1 분기) - 원자로 냉각재 누설율(1 분기)
발전소 비상계획	<ul style="list-style-type: none"> • 방사선 재해훈련 수행성과(2 년) • 비상 대응조직 및 수행체계(2 년) • 비상 발령계통 작동 신뢰도(1 년)
원전 종사자 방사선 안전	<ul style="list-style-type: none"> • 방사선구역 출입규정 위반 횟수(3 년) • 방사선 과다 피폭 가능성(1 년)
일반대중 방사선 안전	<ul style="list-style-type: none"> • 소외방사선 누출 규정위반 횟수
물리적 방호대책	<ul style="list-style-type: none"> • 방사선 방호기기 이용 불능도(1 년) • 출입통제 규정 위반 횟수(1 분기) • 통제구역 작업수칙 위반 횟수(1 분기)

6. 규제검사 프로그램

- 개선된 ROP 의 규제검사 프로그램은 모든 원전에 공통으로 적용되는 기반 검사 (Baseline Inspection) 을 포함하고 있음
 - 기반검사는 다음과 같은 위험도 중요 활동 및 계통에 초점을 둠
 - 사고를 유발할 잠재성을 갖는 활동 및 계통
 - 사고영향을 완화하거나, 가상사고의 결말을 확대시킬 수 있는 활동 및 계통
 - 검사 프로그램은 공통요소인 인적성능, 안전인식 작업환경 및 사업자의 문제 발견/해결 능력을 평가함
 - 성능지표 및 규제검사에 의해 얻어진 정보를 통해 기-수립된 경계치와 비교하여 그 이하의 성능을 갖고 있는 것으로 평가되는 경우 기반검사를

- 초과하는 검사가 수행됨
- 추가검사는 어느 발전소에서 발생할 수 있는 특정의 사건 또는 문제에 대응하여 수행될 수도 있음
- 규제검사는 각 발전소 주재검사원과 지역사무소 검사원들에 의해 수행됨
- 새로운 검사 프로그램은 각 핵심요소내의 검사대상 분야 선정에 있어서 “위험도정보” 방법을 사용함
 - 검사영역 (또는 분야) 은 잠재적 위험도, 과거 운전경험 및 규제요건 관점으로부터 그 중요성 때문에 선정됨
 - 기반검사 프로그램은 다음의 3개 부분으로 구분됨
 - 성능지표에 의해 다루어지지 않는 영역의 검사 (또는 성능지표가 검사영역을 완전히 다루지 못하는 경우)
 - 성능지표에 관한 사업자 보고서의 정확성 확인을 위한 검사
 - 문제점의 발견 및 해결에 있어서의 사업자 효율성의 철저한 평가
- 검사보고서 발간
 - 예전 검사프로그램에서도 그랬듯이 모든 검사에 보고서를 발간
 - 보고서는 인터넷 웹사이트와 PDR에서 이용 가능

7. 발전소 성능평가

- 검사 발견사항의 안전성 심각도를 결정하기 위한 절차인 심각도 결정절차 (SDP : Significance Determination Process)를 개발하여 활용함
 - 초기 선정평가 (Initial Screening Review) : 위험도를 심각하게 증가시키지 않고, 따라서 더 이상의 분석이 필요하지 않은 검사 발견사항 (Green Finding) 을 도출하기 위한 절차
 - 상세평가 : 초기선정 평가에서 발전소 위험도에 영향을 주는 것으로 확인된 발견사항에 대해 지역사무소 전문가에 의한 상세평가 수행, 사업자

측 직원에 의한 추가평가 등

- 평가의 최종 결과물인 Color Coding (Green, White, Yellow, Red) 에 따라 추가조치를 결정함

○ SDP 과정에서의 평가의 종류 및 특성

- 분기평가 : 지역 내 모든 원전을 대상으로 주재검사원과 지역사무소 검사원이 성능지표 및 검사 발견사항에 의해 측정된 바대로 성능평가를 수행
 - 매 6개월마다 이 평가는 향후 12개월 기간에 대한 검사계획을 포함하도록 확장됨
- 연차평가 : 마지막 분기평가에서는 지난 12개월에 대한 상세 성능평가 수행, 보고서 작성 및 차기년도 검사계획을 수립함
 - 동 평가는 본부, 지역사무소 및 주재검사원 합동으로 수행
 - 각 원전마다 지난해의 성능에 대해 사업자와 토의하기 위한 공개회의를 개최함 (웹사이트에서 지난3년간의 성능보고서 이용가능)
- 특별평가 : 심각한 성능문제에 대해 발전소에 대해 조치한 사항의 적합성을 NRC 고급관리자가 평가

8. 발전소 성능 평가결과에 대한 규제기관 대응

- 성능지표 및 검사 발견사항을 이용한 발전소 성능 분기평가 결과, 성능의 저하가 나타나는 경우, 규제기관이 취해야 할 추가조치가 결정됨
- 발전소 성능 저하에 따라 증가하는 규제평가 강도와 함께 4단계 규제조치를 활용함 (표 참조)
 - 첫 2단계는 해당 지역사무소에서 관장하며, 다음 2단계는 본부 및 지역사무소의 고위관리자가 개입하는 조치가 요구됨
 - 예전에는 문제해결의 일차적 조치로서 벌금을 부과하였으나, 새로운 프로그램에서는 성능저하 상태에 특정의 조치를 하도록 함. 벌금은 안전성

문제를 제기한 직원에 대해 처벌을 주거나, 요구정보의 고의적 보고 회피 등에 부과

9. 규제요건 위반에 대한 조치

- 검사과정에서 발견된 규제요건 위반사항에 대해서는 발전소 안전성 및 위험도에 미치는 영향을 결정하기 위한 평가를 수행
 - 위험도에 미치는 영향이 아주 낮은 경우 : 공식적인 규제조치 없이 검사보고서에 언급하며, 사업자는 시정조치 및 재발방지 조치를 취함 (향후 검사 시 검토)
 - 위험도에 미치는 영향이 높은 경우 : 위반고지서 발급 (위험도에 미치는 영향이 낮은 위반사항에 대해 시정조치를 하지 않은 경우 또는 고의적인 위반사항에 대해서도 위반고지서를 발급함)
- 위반사항 고지에 대해 사업자는 시정조치와 재발방지조치를 공식적으로 회신해야 하며, 규제기관은 향후 검사에서 사업자 조치를 점검함
- 통상적으로 위반사항에 대해서는 벌금을 부과하지 않지만 보기 드문 심각도 때문에 벌금을 부과하는 위반사항도 있음 (예로서, 인허가 사항으로 규정된 안전제한치의 초과 또는 부주의로 인한 원자로 기동)
- 일부 위반사항 (다음 예) 은 벌금 부과 등 전통적인 규제조치를 취함
 - 안전문제를 제기한 직원의 불이익 등 차별화 또는 고의적 위반사항
 - 요구정보의 보고회피, 승인이 필요한 변경사항의 미승인, 기록유지 회피, 정확한 정보의 제공 회피 등
 - 제한치 이상의 방사선 피폭, 제한치 이상의 방사성물질 유출이 개입된 사고 또는 비상대응 필요시 정부관청에 고지 회피

10. 일반대중과의 커뮤니케이션 및 정보 공개

- 과거보다 발전소 성능에 대해 더 많은 정보를 보다 자주 제공함

- 인터넷 웹사이트 및 공개문서실 (PDR)에 공개
- 성능지표 및 검사 발견사항 평가 결과를 위험 심각도에 대한 색깔인식 (녹색, 흰색, 황색, 적색) 을 이용 제시

11. 예전 프로그램과의 차이점

과거 규제감독 절차	신규 규제감독 절차
<ul style="list-style-type: none"> ○ 원자력산업이 덜 성숙되고 운전경험이 부족한 시기에 수립 ○ 법규와 규정을 매우 보수적으로 운용 ○ 규정에 입각하여 발전소 성능을 반사적이고, 관행적으로 평가하는 경향이 있었으며, 문제 발생시 대처하는 경향이 있었음 ○ 위반사항 발생시 벌금부과에 의존 ○ 위반사항 발생 장시간 후 벌금 부과 및 운전정지 또는 보수 비용에 훨씬 못 미치는 비용 부담 	<ul style="list-style-type: none"> ○ 성능문제가 있는 소수의 발전소에 대해 보다 많은 규제요원을 투입 ○ 기반검사 프로그램은 기본 안전성평가 요소 설정목표 충족을 보장하기 위한 최소한의 검사를 고려 ○ 설정목표 미충족 발전소는 성능저하 분야에 중점을 둔 추가검사를 수검 ○ 위반사항에 대해 행정명령, 기타 공식 규제 조치 등 광범위한 방법 활용 ○ 조치가 적시에 예측가능하게 이루어 지므로 성능 또는 설비 문제 수정이 보다 효과적임

○ 예전의 성능평가 절차

- 발전소 성능평가
 - 6개월 주기로 사건, 검사 발견사항, 기타 자료를 평가
 - 향후 검사 계획 수립, 추가조치가 필요한 성능저하 발전소 도출을 위해 수행
- 고위관리자 회의
 - 연 2회 주기로, 성능저하 발전소에 대해 어떤 규제조치를 취해야 하는지를 토의하기 위한 성능정보 평가를 수행함
 - 감시가 필요한 발전소를 "Watch List" 에 포함
 - Watch List 발전소는 Commissioner 와의 공개회의에서 토의함
- 종합성능평가 (SALP)

- 12 - 24개월 마다 개별 발전소에 대해 별도의 평가를 수행하고 SALP 보고서를 작성함
- 보고서에는 4개 분야 (운전, 정비, 엔지니어링, 지원) 의 등급과 각 분야별 상세 성능이 기재됨

표 . NRC 규제조치 적용단계(Action Matrix)

발전소 성능지표 평가결과	NRC 규제조치
1. 모든 성능지표 및 검사결과가 “녹색등급” 인 경우 - 모든 기본안전성 평가요소가 설정 목표에 충족됨	<ul style="list-style-type: none"> ○ 일상적인 업무 수행 ○ 기반검사 수행 ○ 연차평가 공개회의 개최
2. 서로 다른 기본 안전성 평가요소에서 2개 이하의 “백색등급”이 나타난 경우 - 모든 기본안전성 평가요소가 설정 목표에 충족됨	【지역사무소 수준의 조치】 <ul style="list-style-type: none"> ○ 사업자 관리총과 공개회의 개최 ○ 백색등급에 대한 사업자 시정조치 요구 ○ 사업자 시정조치에 대한 후속규제검사
3. 하나의 기본 안전성 평가요소의 성능 저하 발생 (즉, 2개의 “백색등급” 또는 한 개의 “황색등급” 또는 동일 검토분야에서 3개의 “백색등급” 발생) - 기본 안전성 평가요소의 설정목표는 충족되나 약간의 안전 여유도 감소가 예상됨	【지역 사무소 수준의 조치】 <ul style="list-style-type: none"> ○ 지역 사무소장 주관으로 원전 사업자 관리그룹과의 공개회의 개최 ○ 사업자 자체 평가 수행 요구 ○ 저하된 성능 원인 파악 보완 검사수행
4. 기본 안전성 평가요소의 반복적인 성능 저하 발생 (즉, 다수의 기본안전성 평가요소 성능저하 또는 다수의 “황색등급” 또는 “적색등급” 발생) - 장기적으로 기본 안전성 평가요소 목표는 유지될 수 있으나, 심각한 안전 여유도 감소가 예상됨	【본부 차원의 조치】 <ul style="list-style-type: none"> ○ EDO 주관의 사업자 관리 그룹과 공개회의 개최 ○ 사업자 성능 개선계획 개발 요구 ○ 저하된 성능 원인 파악을 위한 본부팀 규제 검사 수행 ○ 사업자 조치방안 공문요구 또는 행정조치 명령서 송부
5. 허용 불가능한 수준의 발전소 성능 - 안전 여유도의 허용수준 이하 감소	【본부 차원의 조치】 <ul style="list-style-type: none"> ○ 발전소 운전 중지 ○ Commissioner 주관으로 사업자 경영총과 회의 개최 ○ 시설 개선, 허가 보류 또는 허가 취소

부록 3

RIPBR 제도화 후보항목 평가 결과

1. 규제검사 분야

A-1 안전성능지표

1) 정 의

- 원전 운영상태 및 방사선 영향을 정량화된 값으로 표시하여 대국민 안전정보, 규제검사 및 종합안전성평가 자료로서 이용하는 모델

2) 모델 평가

- 제도 운영경험
 - 이미 국내에서 기-시행중인 프로그램임 (2002. 1 ~ 현재)
 - 국내 안전성능지표 운영현황

영역	범주	지표	비고
원자로 안전	안전운영	• 원자로정지	
		• 출력변동	
	안전설비신뢰도	• 안전주입계통	
		• 비상발전기계통	
		• 보조급수계통	
	안전방벽	• 핵연료 건전성	
• 냉각재 계통 건전성			
• 격납건물 건전성		개발중	
방사선 안전	소내 방사선 안전	• 소내방사선 선량	
	소외 방사선 안전	• 소외방사선 준위	

- 평가등급 표시방법
 - Green (우수) : 안전성이 충분히 확보된 상태
 - Cyan (양호) : 안전성이 양호하게 유지되고 있는 상태
 - Yellow (보통) : 안전성은 충족된 상태
 - Orange (주의) : 감시·조치가 필요한 상태

【표】 우리나라 안전성능지표 산출식 및 경계값

지 표	산출식	경계값			
		우수	양호	보통	주의
원자로정지	$TR = \frac{\text{원자로정지회수} \times 700(\text{시간})}{\text{원자로입계시간}(\text{시간})}$	TR<0.75	0.75≤TR<1.5	1.5≤TR<5	5≤TR
출력변동	$PC = \frac{\text{출력변동회수} \times 700(\text{시간})}{\text{원자로입계시간}(\text{시간})}$	PC<1.5	1.5≤PC<3	3≤PC<5	PC≤PC
안전주입계통	$SI = \frac{\text{안전주입계통운전불능시간}}{\text{요구시간}}$	SI<0.015	0.015≤SI<0.05	0.05≤SI<0.1	0.1≤SI
비상발전기계통	$EDG = \frac{\text{비상디젤발전불능시간}}{\text{요구시간}}$	EDG<0.025	0.025≤EDG<0.05	0.05≤EDG<0.1	0.1≤EDG
보조급수계통	$AF = \frac{\text{보조급수운전불능시간}}{\text{요구시간}}$	AF<0.015	0.015≤AF<0.05	0.05≤AF<0.1	0.1≤AF
핵연료건전성	$FL = \frac{\text{Iodine131비방사능}}{\text{TS제한치}} \times 100(\%)$	FL<50	50≤FL<70	70≤FL<100	100<FL
냉각재계통건전성	$RC = \frac{\text{분기중최대순간누설율}}{\text{TS제한치}} \times 100(\%)$	RC<50	50≤RC<70	70≤RC<100	100<RC
격납건물건전성	개발중	-	-	-	-
비상대책	EP = 훈련성취도(40%)+교육실적(30%) + 대응시설(30%)	90≤EP	80≤EP<90	60≤EP<80	60<EP
소내방사선선량	D = 방사선집적선량 (manSv)	D≤1	1≤D<3	3≤D<5	5<D
소외방사선준위	$R = \frac{\text{주민피폭선량}(\mu\text{Sv})}{\text{부지내가동원전기수}}$	R≤62.5	62.5≤R<250	250≤R<600	600<R

○ 요건/지침 구비 현황

- 원자력법제98조(장애방어조치및보고)와 원자력관계시설의 사고·고장발생 시 보고에 관한 규정 (과학기술부고시 제2001-44호)에서 다음 사항을 보고토록 함
 - 임계시 원자로보호계통 작동, 공학적안전설비 작동
 - 비상노심냉각계통 기능상실, 격납용기살수계통 기능상실, 보조급수계통 기능상실, 비상디젤발전기 기능상실 등 기기고장
 - 핵연료손상
 - 운영기술지침서 (TS) 안전제한치, 운전제한조건 위반시 등
- USNRC의 경우 성능지표 제출은 사업자의 자발적 행위로서 사업자 지침인 NEI 99-02 에 따라 제출함 (다음 표 참조)
 - NRC는 IMC (Inspection Manual Chapter) 0608, "Performance Indicator Program" 에 따라 검사시 데이터의 정확성을 평가함

【표】 USNRC Cornerstone 별 목적 및 관련 성능지표

Cornerstone	목적	성능지표 (PI)	
원자로안전	1. 초기사건	<ul style="list-style-type: none"> 출력운전 및 정지운전중 발전소 안정성을 해치고 주요 안전기능을 위협하는 사건빈도의 제한 	<ul style="list-style-type: none"> ▶ 7000 임계시간당 불시정지 (자동 또는 수동) 회수 ▶ 정상잔열제거 상실을 동반하는 원자로 정지 ▶ 7000 임계시간당 불시 출력변동 회수
	2. 완화계통	<ul style="list-style-type: none"> 원자로사고를 방지하기 위한 초기사건 완화 계통의 이용가능성, 신뢰성 및 성능을 보장 	<ul style="list-style-type: none"> ▶ 안전계통 이용불능도 : 이 PI는 다음 4개 계통에 대해 독립적으로 계산됨 · PWR의 경우 비상 AC전원계통, 고압안전주입계통, 잔열제거계통 및 보조급수계통 ▶ 안전계통 기능 고장
	3. 방호벽건전성	<ul style="list-style-type: none"> 사고로 인한 방사성물질 유출로부터 공공을 보호하기 위한 물리적 방호벽 건전성 보장 	<ul style="list-style-type: none"> ▶ 원자로냉각재계통 방사능 농도 ▶ 원자로냉각재 확인 (또는 총) 누설률
	4. 비상대응	<ul style="list-style-type: none"> 방사선비상시 비상계획에 따른 조치가 공공의 건강과 안전을 적절히 보호함을 보장 	<ul style="list-style-type: none"> ▶ 방사선비상 훈련의 이행 ▶ 비상대응조직의 훈련 참여 실적 ▶ 비상발령체계의 신뢰성
방사선안전	1. 종사자 관련 방사선안전	<ul style="list-style-type: none"> 발전소 통상운전중 작업자의 건강과 안전을 적절히 보호함을 보장 	<ul style="list-style-type: none"> ▶ 작업종사자 피폭관리 효과성
	2. 공공에 대한 방사선안전	<ul style="list-style-type: none"> 발전소 통상운전 결과로서 외부로 유출되는 방사성물질에의 노출로부터 공공의 건강과 안전을 적절히 보호함을 보장 	<ul style="list-style-type: none"> ▶ 방사성유출물 기술지침/소외방사선계산지침의 방사성유출물 발생회수
보안	1. 물리적 보호	<ul style="list-style-type: none"> 물리적 보호계통이 설계 기준 방사성사보타지 위협으로부터의 보호 보장 	<ul style="list-style-type: none"> ▶ 보호구역 보안장비 성능지수 ▶ 개인 출입통제 프로그램 성능 ▶ 직무적합성/개인신뢰성 프로그램 성능

○ 기술능력 확보 현황 또는 확보 가능시기

- 사고·고장의 보고자료 분석 및 산출에 토대하므로 국내 관련기술은 확보 되어 있음
- 격납건물 건전성 지표의 추가개발이 2003년 말까지 완료될 예정임

○ 안전성 및 경제성

- 안전에 중요한 발전소 특성에 대하여 객관적 성능지표를 정의하고, 감시를 통해 저하된 성능분야에 대해 규제조치를 함으로써 안전성 향상을 유도할 수 있음
- 지표의 추가 적용시 규제자 및 사업자의 추가 부담이 존재하나, 안전성 확보 이득에 비하여 부담이 크지 않을 것으로 판단됨

3) 평가결과 및 이행 방안

- 기-시행중인 모델이므로 계속 시행·발전시킬 필요가 있음
- 지표의 추가 (격납건물 건전성) 에 따른 보고대상 확대와 관련하여 과기부 고시의 개정이 필요할 수 있음
- 규제검사와의 연계방안 (성능기반 검사와의 연계) 개발 필요

4) 확보 필요기술 및 확보방안

- 안전성능정보 및 지표 변환 기술 : 기-확보 (격납건물 건전성 제외)

5) 이행 계획

- 『격납건물 건전성』 지표의 추가 개발 : 2003년
- 추가지표의 시범운용 : 2005년
- 전원전 확대 실시 : 2006년 초

A-2 위험도정보 성능지표

1) 정 의

- 원전 운영상태 및 방사선 영향정도를 위험도에 기반을 두는 수치로 표시하여 안전정보로서 활용 (규제검사 등) 하는 모델

2) 모델 평가

- 제도 운영경험
 - 국내 운영경험 없음
 - 미국에서 현재 개발중에 있는 모델로서 발전소의 모든 운전모드 (전출력, 정지/저출력운전) 에 대해 위험도에 중요한 설비에 대한 지표를 제공하여, 안전성능이 불만족 상태에 이르기 전에 성능저하를 발견할 수 있도록 함 ⇒ **완화계통 성능지표 개발로 전환**

【완화계통 성능지표】

(MSPI : Mitigating System Performance Index)

- ▶ ROP 파일럿 프로그램 결과 현행 안전계통 이용불능도 (SSU : Safety System Unavailability) 성능지표에 대해 다양한 문제점이 지적됨
- ▶ SSU 성능지표를 대체할 새로운 지표의 개발에 착수 → Mitigating System Performance Index (MSPI) : 2005년 시행 목표
- ▶ MSPI는 감시대상 계통의 위험도 중요 기능의 성능을 감시함
- ▶ MSPI 는 감시대상 계통의 이용불능도(Unavailability) 및 비신뢰도(Unreliability) 의 변화로 인한 노심손상빈도 (CDF) 변화의 합으로 표현됨

○ 요건/지침 구비 현황

- 원자력법 제98조(장애방어조치및보고)와 과학기술부고시 제2001-44호, 원자력관계시설의 사고·고장발생시 보고에 관한 규정이 구비되어 있으나, 위험도정보 성능지표 관련 요건 및 지침 없음
- USNRC의 경우 성능지표 제출은 사업자의 자발적 행위임
 - NRC는 IMC (Inspection Manual Chapter) 0608, "Performance Indicator Program" 에 따라 검사시 데이터의 정확성을 평가하지만,

위험도정보 성능지표 관련 지침에 대한 언급은 아직 없음

○ 기술능력 확보 현황 또는 확보 가능시기

- 위험도정보 성능지표의 경계값은 지표값의 변화가 노심손상빈도 (CDF) 또는 대량조기방사능 유출빈도 (LERF) 에 미치는 영향에 좌우되므로 국내 신뢰도 Data 값이 준비되어야 가능함 (전 원전에 대한 2단계 PSA는 2005년까지, 위험도감시기술은 2006년까지 확보 예정임)

○ 안전성 및 경제성

- 안전에 중요한 발전소 특성에 대하여 위험도에 기초한 정량적 성능지표를 제공하므로, 지표추이에 따라 안전성 향상이 가능하도록 규제조치를 취할 수 있음
- 기존 지표를 위험도정보 지표로 변환하기 위한 부담이 규제자 및 사업자에게 주어짐

3) 평가결과 및 이행방안

- 현재 시행중인 안전성능지표 프로그램의 후속 프로그램으로서 이행
- 위험도정보 안전성능지표의 산출을 위한 자료수집을 위해 과학기술부고시 제2001-44호의 개선이 필요할 수 있음

4) 확보 필요기술 및 확보방안

- 지표 개발대상 안전성능정보 항목 : 국외사례의 조사를 통해 확보
 - 완화계통 성능지표 (MSPI : Mitigating System Performance Indicator) 정보, 초기사건 종합성능지표 (IIPEI : Industry Initiating Events Performance Indicator) 정보 등
- 위험도정보 지표 변환기술 : 안전성능지표 변환기술을 응용하여 확장

5) 이행 계획

- 위험도정보 성능지표 개발 : 2007년
- 지표의 시범운용 : 2008년
- 전 원전 확대 실시 : 2009년 초

A-3 성능기반 검사

1) 정 의

- 원자력시설의 안전검사 수행에 있어서 다양한 성능정보를 활용하고, 검사결과 또한 성능의 충족성에 기반을 두는 검사 모델

2) 모델 평가

○ 제도 운영경험

- 국내 안전검사제도는 원자력법시행령에 규정된 바와 같이 성능을 확인하는 것으로서 『성능기반 검사』 개념을 포함하고 있음
- 단, 검사항목 및 검사내용의 개발에 있어서 이전 검사 수행이후 시설의 성능이력 또는 성능지표를 체계적으로 고려하지 못하고 있음
- 원전 안전관리 효율화방안 (’02. 12, 원자력안전위원회) 에서 “원전안전에 영향을 주는 주요계통 검사확대”를 결정함 (2차측 포함)
- 미국의 NRC는 절차서나 기록의 검토를 넘어 사업자 프로그램 활동과 결과를 관찰하는데 초점을 두는 PBI (Performance-Based Inspection)을 수행하고 있음

○ 요건/지침 구비 현황

- 원자력법 시행령 제42조 (정기검사) 제1항에서는 과기부령이 정하는 검사대상 및 검사방법에 따라 정기적으로 검사를 받아야 한다고 규정함
- 동 시행령 제42조제2항에서는 제1항의 규정에 의한 정기검사를 할 경우 원자로시설의 운영 및 성능이 과기부령이 정하는 기술기준 등에 적합할 때 이를 합격으로 한다고 규정함

○ 기술능력 확보 현황 또는 확보 가능시기

- 성능이력 또는 성능지표의 평가결과에 기초하여, 성능이 취약한 계통 또는 분야를 검사항목 및 검사내용 수립시 반영함으로써 실질적인 성능기반 검사를 실현할 수 있음
- 위험도정보 규제검사를 감안하고, 성능지표, 정비규정 등이 위험도정보 검사항목에 포함된다면 정비규정이 일부 시작될 수 있는 2008년에 전 원전 확대실시가 가능함

○ 안전성 및 경제성

- 성능이력 또는 성능지표 평가결과 성능이 취약한 분야/항목에 검사를 집중함으로써 사고·고장의 방지 및 안전성 향상을 도모함
- 사업자는 동 제도의 도입으로 큰 영향을 받지 않을 것으로 판단되나, 규제자는 검사항목/검사내용 관련 규정인 원자력법 시행규칙 제19조 및 그 하부규정의 정비에 대한 부담을 가질 수 있음

3) 평가결과 및 이행방안

- 기존의 안전규제검사에 있어서 성능관련정보 (원전 현장의 사업자 프로그램 결과, 안전성능지표 결과 등)의 활용 확대를 위해 이행 필요
- 관계법령의 개선은 필요하지 않으며, 성능이력 및 성능지표 평가결과를 정기검사 계획수립 시 활용하도록 검사지침서를 개정하여 이행함

4) 확보 필요기술 및 확보방안

- 안전성능정보 항목 : 기-확보 (격납건물 건전성 지표 개발중)
- 성능정보 활용관련 검사기술 : 검사지침서 (KINS 원규) 의 개선 또는 개발

5) 이행 계획

- 검사 절차서 개선 또는 개발 : 2005년 - 2006년
- 검사제도의 시범운영 : 2007년
- 전원전 확대 실시 : 2008년 초

A-4 위험도정보 규제검사

1) 정 의

- 위험도에 미치는 영향이 큰 설비 또는 안전관리 활동에 검사를 집중함으로써 규제검사의 효율성을 제고하는 검사 모델

2) 모델 평가

- 제도 운영경험
 - 1995년 및 1996년에 영광1호기 및 고리3/4호기 보조급수계통 검사에 시범 적용한 바 있으며, 2002년에는 울진3/4 및 영광5/6호기에 대한 위험도기반 검사절차서(KINS/AR-661)가 개발됨
 - 2002년 12월 원자력위원회에 보고된 “원전 안전관리 효율화방안”에서 장기적 제도개선 과제로서 『위험도정보기반 안전검사』의 수행이 제안됨
 - USNRC는 ROP의 일환으로서 위험도정보 기반규제검사 프로그램(RIBIP : Risk-Informed Baseline Inspection Program)을 운영중임
- 요건/지침 구비 현황
 - 표준형원전 위험도기반 검사절차서(KINS/AR-661) 개발 완료
 - 위험도정보기반검사이침서 수정·보완중
 - USNRC의 경우 Inspection Manual Chapter 2515 Appendix A에 RIBI 프로그램을 수립하여 활용함
- 기술능력 확보 현황 또는 확보 가능시기
 - 2005년 말까지 관련지침 (위험도정보기반 검사항목 선정 등) 개발 및 수정·보완 완료 예상
- 안전성 및 경제성
 - 위험도정보에 근거하여 안전에 중요한 분야 또는 항목에 검사를 집중함으로써 효율적인 안전성 향상을 유도할 수 있음
 - 사업자는 발전소고유 PSA 확보에 대한 부담이 있으나, 이미 중대사고 정책에 따라 각 원전별로 PSA를 개발하고 있으므로 추가의 경제적 부담은 없으나, 규제자는 관련 지침의 개발 및 규제자 교육훈련 등의 부담을 가짐

3) 평가결과 및 이행방안

- 기존의 안전규제검사에 있어서 위험도 정보 (PSA 결과 위험 중요도별 기기 목록 등) 의 활용 확대를 위해 이행 필요
- 검사관련 법령의 개선은 필요하지 않으며, 위험도정보를 정기검사계획 수립 시 활용하도록 검사지침서 (절차서) 를 개정하여 이행함

4) 확보 필요기술 및 확보방안

- 위험도정보 : 각 원전별로 PSA 수행중
- PSA 심사기준 : 기-확보중이나, 수정·보완 필요
- 규제 PSA 모델 : KAERI와 공동으로 개발중
- 위험 중요도에 따른 기기 우선순위
- 위험도정보 활용관련 검사기술 : 검사지침서 (KINS 원규) 의 개선 또는 개발

5) 이행 계획

- 검사 절차서 개선 또는 개발 : 2005년 중
- 검사제도의 시범운영 : 2006년 - 2007년
- 전원전 확대 실시 : 2008년 초

A-5 위험도정보/성능기반 검사

1) 정 의

- 위험도정보 및 성능이력에 기초한 검사의 수행 결과와 지적사항이 안전에 미치는 심각성 정도에 근거하여 규제조치에 차등을 두는 검사 모델

2) 모델 평가

- 제도 운영경험
 - 국내 운영경험 없음
 - 미국은 위험도정보 기본검사 (RIBI), 성능지표 (PI) 평가 및 지적사항 심각도 결정절차 (SDP) 등을 포함하는 개선된 규제감독 프로그램 (ROP)을 운영 중
- 요건/지침 구비 현황
 - 관계 법령에 따라 검사활동이 수행되고 있으나, 지적사항의 중요도에 따라 규제조치 차등관련 요건/지침은 구비되어 있지 않음
 - USNRC 의 ROP 이행 절차는 Inspection Manual Chapter 0305, Operating Reactor Assessment Program 으로서 수립하여 활용 중
- 기술능력 확보 현황 또는 확보 가능시기
 - 검사지적 중요도 평가 절차는 2006년말 까지 개발 가능
 - 지적 중요도에 따른 규제조치 차별화는 2009년 정도에 정착 가능
- 안전성 및 경제성
 - 위험도정보 및 성능에 근거하여 안전에 중요한 분야 또는 항목에 검사를 집중하고, 검사지적의 중요도에 따른 차별적인 규제조치를 통해 사업자의 자율적 안전성 향상을 유도할 수 있음
 - 검사지적 중요도에 따른 차별적 규제조치는 사업자에게 큰 영향을 미치게 되며, 규제자도 관련 지침의 개발 및 규제자 교육훈련 등의 부담을 가짐

3) 평가결과 및 이행방안

- 규제검사의 효율성/효과성을 개선하고, 사업자의 안전성 확보 노력을 유도

하기 위해 이행이 요구되며, 관련 기술의 확보 일정을 고려할 때 2009년 정도에서 이행할 수 있을 것임

- 기존의 안전규제검사에 있어서 위험도 정보 (PSA 결과 위험 중요도별 기기 목록 등) 및 성능정보의 활용을 확대하고, 검사결과가 안전에 미치는 영향의 정도에 따라 검사주기의 조정 등 차별적 규제조치를 취할 수 있도록 관계 법령 및 절차서를 개선하여 이행
- 원자력법 시행규칙 제19조 검사대상 및 방법, 검사주기 등을 개선

4) 확보 필요기술 및 확보방안

- 관계 법령 개선 :
- 위험도정보 : 각 원전별로 PSA 수행 중
- PSA 심사기준 : 기-확보중이나, 수정·보완 필요
- 규제 PSA 모델 : KAERI와 공동으로 개발 중
- 지적사항 중요도 결정기준 :
- 관련 검사기술 : 검사지침서 (KINS 원규) 의 개선 또는 개발

5) 이행 계획

- 이행지침 수립 : 2005년 - 2006년
- 검사지적 중요도 결정기준 : 2006년
- 관계법령 정비 : 2007년 - 2008년
- 검사제도의 시범운영 : 2008년 - 2009년
- 전원전 확대 실시 : 2009년 말

2 허가사항 변경 분야

B-1 위험도정보 가동중검사 (RI-ISI)

1) 정 의

- 원자력시설의 배관에 대한 가동중검사 범위 및 검사주기를 PSA 및 리스크 고찰결과 등 위험도정보와 전통적인 해석적 계산방법으로 결정하고 이행하는 방안

2) 모델 평가

- 제도 운영경험
 - 국내 경험 없으나, 사업자는 2004년도에 RI-ISI 변경허가 신청 예상
 - 미국은 Risk-Informed Rulemaking Option 1의 일환으로서 동 방안을 적용중임 (적용현황은 표 참조)

【표】 미국원전의 RI-ISI 변경허가 신청 및 승인 현황 (2003. 12)

	EPRI 방법론	WOG 방법	계
신청 원전 수	61 기	25 기	86 기 (103 기중)
승인 원전 수	60 기		60 기
검토중 원전	26 기		26 기

- 요건/지침 구비 현황
 - 국내에서는 원자로시설등의 기술기준에 관한 규칙 제63조(시험·감사·검사 및 보수)와 과기부고시 제2002-18호 (원자로시설의 가동중점검 및 가동중시험에 관한 규정)등 이 구비되어 있음. 안전규제지침 초안 (RG 1.174 및 1.178 과 동등) 이 준비되어 있음
 - USNRC 는 RG 1.174 (An Approach for Using PRA in Risk- Informed Decisions on Plant-Specific Changes to the CLB) 와 RG 1.178(An Approach for Plant-Specific Risk-Informed Decision -making ISI of Piping) 을 설정하여 활용하고 있음
- 기술능력 확보 현황 또는 확보 가능시기

- 사업자가 인허가변경 신청을 하는 경우 허용여부 결정을 위한 심사가 진행되므로 기술확보 시점은 사업자 인허가변경 신청 시점과 연동됨
- 인허가변경 신청 시점을 기준으로 다음의 기술들이 확보되어야 함
 - 사업자의 위험도정보 ISI 프로그램
 - 위험도정보 ISI 에 대한 규제입장 (고시, 심사지침 등)
 - 발전소 고유 PRA 결과 확보

○ 안전성 및 경제성

- WOG RI-ISI 시범프로그램에 의하면 시험량 감소비율은 65%~85% 정도이며, 10년간 방사선작업자 피폭저감량은 65~75 man-rem 정도로서 비용이득이 상당히 큰 것으로 평가함 (표 참조)
- 시범 프로그램에 의하면 비용효과 뿐만 아니라 안전성 측면에서도 위험도 감소가 이루어졌다고 평가되고 있음

【표】 WOG/ASME RI-ISI 시범 프로그램 결과

발전소	구분	현행 NDE 개소	RI-ISI 개소	감소량 (%)	위험도 변화	연간 경비절감	방사선피폭 저감 (10년)
Milestone 3	총	753	107	86	감소	< \$325,000	75 man-rem
	Class 1	446	59	87	변화없음		
	Class 2/3, 비등급	307	48	84	감소		
Surry 1	총	385	136	65	감소	< \$245,000	60 man-rem
	Class 1	220	55	75	변화없음		
	Class 2/3, 비등급	165	81	50	감소		

3) 평가결과 및 이행 방안

- RI-ISI 적용될 경우, 위험도의 증가 없이 경제적인 이득과 함께 방사선 피폭저감효과를 가져올 수 있으므로 시행의 필요성은 있음.
- 그러나 손상 가능성이 높더라도 위험도가 높지 않은 부분도 검사에서 배제될 가능성이 있음. 따라서 실제 파손 경험이 있거나 손상 가능성이 높은 배관에 대해서는 강화 가동중검사(Enhanced ISI) 제도를 도입하여 RI-ISI 적용대상에서 배제하는 방안이 고려되어야 함.
- 또한 비파괴검사의 핵심인 초음파검사(UT)의 신뢰도 향상을 위해 초음파검사에 대한 기량검증(Performance Demonstration, PD) 제도가 조속히 국내 도입되어야 함.
- RI-ISI 적용에 따라 검사 범위가 대폭 축소됨에 따라 기존 ISI 검사 범위에

서 제외된 부분에서 파손 사고가 일어날 가능성이 있음. 이 경우, 이러한 손상에 대해 사업자 및 검사자의 책임을 면해 줄 수 있는 사회적 컨센서스가 요구됨.

- RI-ISI 적용에 따른 이러한 문제점의 해결을 위해 시범 발전소(Pilot Plant)에 대한 시험적용 단계가 반드시 필요하며, 시범 적용의 결과를 토대로 점진적의 전호기에 확대 적용해야 함.
- 과기부고시 제2002-18호 (원자로시설의 가동중점검 및 가동중시험에 관한 규정)의 개선을 통해 RI-ISI를 이행함

4) 확보 필요기술 및 확보방안

- 배관 손상 데이터베이스의 구축 : 배관 파손 경향 분석을 위해서는 국내외 배관 손상 데이터베이스 구축이 요구됨. 이를 위해 현재 '원전 기기건전성 평가 규제기술개발' 중장기 과제에서 국내 배관 손상 데이터 구축 및 OECD/NEA 프로젝트에 참여중임. 본 프로젝트는 2005.5에 종료될 예정이며, 전세계적으로 5,000여건의 배관 손상 데이터베이스가 구축될 것으로 기대되고 있음.
- 배관 파손확률 평가 코드 개발 : RI-ISI 평가를 위해서는 배관 파손확률 평가코드가 필요함. 현재 상업용 SRRA 코드와 USNRC의 win-PRAISE 코드가 사용되고 있음. 그러나 RI-ISI의 규제검증을 위해서는 자체 코드가 개발이 필수적임. 이를 위해 현재 '원전 기기건전성 평가 규제기술개발' 중장기 과제에서 확률론적 기기건전성 평가 코드(PROBie Code)를 개발중임.
- PSA 평가 모델 개발 : CDF(또는 LERF) 및 Δ CDF(또는 Δ LERF) 계산을 위한 PSA 평가 모델이 개발되어야 함.

5) 이행 계획

- 관련 규제지침 및 기준 개발 : 2005년 말
- 사업자의 변경허가 신청 : 2006년 초
- 변경허가 신청에 대한 심사 : 2006년 말
- 시범 적용 : 2007년 초 ~ 2008년 말
- 문제점 보완 : 2008년 말
- 전 호기 확대 적용 : 2009년 말

B-2 위험도정보 가동중시험 (RI-IST)

1) 정 의

- 원전 펌프 및 밸브의 가동중시험 범위, 방법 및 검사주기를 결정하는데 있어 안전등급 여부 및 등급에 따라 동일하게 적용하던 결정론적 방법을, PSA 및 전문가 경험을 통한 위험도정보를 보완하여 비안전등급까지 시험 범위를 확대하고 시험 방법 및 주기를 최적화하는 방안

2) 모델 평가

- 제도 운영경험
 - 국내 운영경험 없음
 - 미국은 Risk-Informed Rulemaking Option 1의 일환으로서 동 방안을 허용하고 있으며, 일부 원전에 적용되고 있음
- 요건/지침 구비 현황
 - 국내에서는 원자로시설등의 기술기준에 관한 규칙 제63조(시험·감시·검사 및 보수)와 과기부고시 제2002-18호 (원자로시설의 가동중점검 및 가동중 시험에 관한 규정)등 이 구비되어 있음. 안전규제지침 초안 (RG 1.176 과 동등) 이 준비되어 있음
 - USNRC는 RG-1.174 (An Approach for Using PRA in Risk- Informed Decisions on Plant-Specific Changes to the CLB) 와 RG-1.176(An Approach for Plant-Specific Risk-Informed Decision-making : Inservice Testing) 을 수립하여 활용하고 있음
 - USNRC Reg Guide-1.192 (2003.6), "Operation and Maintenance Code Case Acceptability", ASME OM Code으로 산업체 방법론 인정
 - MOV에 대한 RI-IST Code :ASME OMN-1, "Alternative Rules for Preservice and Inservice Testing of Certain Motor-Operated Valve Assemblies in LWR Power Plants"
 - 기기등급분류에 대한 ASME Code : ASME OMN-3, "Requirements for Safety Significance Categorization of Components Using Risk Insights for Inservice testing of LWR Power Plants"

- Check Valve 대한 RI-IST Code : ASME OMN-4, "Requirements for Risk Insights for Inservice Testing of Check Valves at LWR Power Plants
 - Pump에 대한 RI-IST Code : ASME OMN-7, "Alternative Requirements for Pump Testing"
 - AOV에 대한 RI-IST Code : ASME OMN-12, "Alternative Rules for Inservice Testing Using Risk Insights for Pneumatically- and Hydraulically- Operated Valve Assemblies in LWR Power Plants"
- 기술능력 확보 현황 또는 확보 가능시기 (사업자 인허가변경 신청 시점과 연동)
- 중장기 연구를 통해 RI-IST에 대한 기술을 연구하고 이행규제 지침초안을 작성함
 - PSA 기술(1단계, 2단계, 저출력정지중)에 대한 규제 검토지침이 개발되어 있음
 - 기존의 국내 IST 규제경험, 중장기연구 결과, 미국 RI-IST 사례를 배경으로, 국내 이행 결정시 규제기술확보에 1년 정도 소요 예상
- 안전성 및 경제성
- 안전등급에 관계없이 안전에 중요한 펌프 또는 밸브들을 시험대상에 포함시켜 상세 시험 및 집중감시를 통하여 실질적으로 안전성을 향상시키고, 안전에 중요하지 않은 기기들은 시험방법 변경 또는 시험주기 연장을 통해 경제적 안전성 향상을 도모함
 - 미국의 Commanche Peak 원전의 RI-IST 수행 경험에 의하면, 한 호기 1주기(18개월) 당, 800회 시험감소(1700회에서 900회로). 가장 큰 이득은 RFO critical path가 4일 감소(60만불/일).
 - 이행 초기에는 뚜렷한 이득이 없는 것처럼 보임. 그 이유는 IST 프로그램을 이행하는데 동일한 양의 인원 및 장비가 필요하기 때문임. 밸브를 새로 그룹핑하고 새 주기를 설정함에 따라 거의 모든 시험 절차를 재작성하여야 하고, 검증하는데 시간이 소요됨. 그러나 RI-IST program은 기존 IST program보다 안전성 및 경제성 이득이 있는 것으로 결론

3) 평가결과 및 이행방안

- 미국이나 스페인에서 이행한 경험이 있음. 안전성 및 경제성 측면에서 이득

이 있는 것으로 결론이 났지만, 사업자 이행에 있어 기기위험도분류, 시험방법에 있어 기술적 복잡성 및 절차서 개정 등 행정적 부담이 있음.

- 기기 위험도분류 기술에 대해서는 현재 국내 원전 고유 PSA를 이용하여 충분히 이행가능 하리라 판단됨. 현재 국내 규제기술 및 경험으로 보아 규제 기술 확보에 1년정도 소요 예상
- 이행시 조치
 - 사업자의 RI-IST 신청에 대비하여 과기부고시 제2002-18호 (원자로시설의 가동중점검 및 가동중시험에 관한 규정)의 개정 및 관계 지침 (KINS 지침) 제정을 통해 인허가 변경 신청을 허용
 - 변경에 대한 성능감시 방안 필요

4) 확보 필요기술 및 확보방안

- 인허가변경 신청 시점을 기준으로 다음의 기술들이 확보되어야 함
 - RI-IST에 대한 인허가 및 규제근거 (고시, 심사지침 등) : 개발필요
 - 사업자의 위험도정보 IST 프로그램 : 자료조사 및 검토
 - 발전소 고유 PRA를 이용한 기기 위험도분류기술 : 개발 필요

5) 이행계획 (2004년 사업자의 RI-IST 변경허가 신청을 가정)

- 관련 규제지침/기준 수립 : 2005년 이전
- 변경허가심사 및 지침보완 : 2005년 말
- 시범 적용 : 2007년
- 전 원전 시행 : 2009년 초

B-3 위험도정보 MOV/AOV

1) 정 의

- MOV/AOV 안전성 확인시험의 효과성을 제고하기 위해 PSA 결과 및 전문가 경험에서 나오는 위험도정보에 기초하여, 안전 중요도가 높은 밸브에 대해서는 감시를 강화하고, 중요도가 낮은 밸브에 대해 시험주기를 연장하거나 시험을 면제하는 방안

2) 모델 평가

- 제도운영경험
 - 미국에서는 특정 규제지침(Reg.Guide)없이 위험도정보 규제경향에 따라 동 방안을 인정해 주고 있으며 모든 원전이 적용하고 있음. Generic Letter 등 규제문서에서는 위험도정보를 사용하도록 권고하고 있음
 - 국내에서는 1999년부터 MOV 설계기준 시험을 위한 MOV시험 우선순위 결정에 적용하고 있음. 그러나 이것은 우선순위를 정하는 것이지 주기 연장이나 시험 면제 목적이 아님.
 - 사업자 (한수원, KEPRI) 가 현재 MOV 주기적 시험 및 AOV 설계기준 안전성 평가시 시험주기 변경 및 대상 밸브선정을 위해 적용 추진 중 : 변경허가 신청 예상
- 요건/지침 구비 현황
 - 과기부고시 제2002-18호 (원자로시설의 가동중점검 및 가동중시험에 관한 규정)가 수립되어 있으며, MOV 주기적 시험 및 AOV 설계기준 안전성 평가를 위해 동 방안을 적용할 수 있도록 고시(가동중시험 IST) 개정 중
 - 중요도 분류에 대한 국내 관련 지침을 중장기연구에서 개발 중
 - 미국은 ASME OMN-1 (MOV), OMN-12(AOV) 및 AOV/MOV JOG Program을 통해 활용하고 있음
 - ASME OMN-1, "Alternative Rules for Preservice and Inservice Testing of Certain Motor-Operated Valve Assemblies in LWR Power Plants"
 - ASME OMN-12, "Alternative Rules for Inservice Testing Using Risk

Insights for Pneumatically- and Hydraulically- Operated Valve Assemblies in LWR Power Plants"

- 위험도분류 기술에 대해서는 WH, CE Owner Group에서 관련 Document 발행

○ 기술능력 확보현황 또는 확보 가능시기

- 사업자의 인허가 신청(시험계획서)이 2004년에 예상되므로 이에 대한 규제 기술이 확보되어야 함
- PSA 기술(1단계, 2단계, 저출력정지중)에 대한 규제 검토지침이 개발되어 있음
- 현재 중장기연구과제로 수행 중에 있으며 2004년말까지 확보예정

○ 안전성 및 경제성

MOV

- 밸브 각각에 대해 결정론값인 성능여유도와 위험도 중요도를 매트릭스 형태로 비교하여, 성능여유도가 작고 위험도 중요도가 큰 밸브에 대해 시험방법 및 주기를 강화하므로 안전성 강화
- 성능여유도가 비교적 크고 위험도 중요도가 낮은 밸브에 대해 시험방법 및 주기가 대폭 완화되므로 경제적 이득
- 결정론적인 방법에 비해 50%이상의 밸브를 시험 주기 연장 가능

AOV

- 비-안전계통이 시험대상에 포함되고, 위험도 중요 기기에 집중적인 안전 관리가 이루어지므로 안전성 제고 가능
- 시험 대상 밸브 숫자가 감소되므로 경제성 제고 가능
- Palo Verde 원전의 경우 상세 시험 대상 밸브가 24%로 감소되었으며, Beaver Valley 원전의 경우 17%로 감소

3) 평가결과 및 이행방안

- 안전성 및 경제성 측면에서 충분한 이득이 있어, 미국의 거의 모든 원전에서 적용하며 충분한 기술적 근거 및 경험이 축적되어 있음.
- 기기 위험도분류 기술에 대해서는 현재 국내 원전 고유 PSA를 이용하여 충분히 이행가능 하리라 판단됨. 현재 연구경험 및 규제기술로 보아 규제기술 확보에 1년정도 소요 예상

○ 이행시 조치 :

사업자의 인허가신청(MOV/AOV 안전성 평가 이행 계획서)에 대비하여 과
기부장관 고시 제2002-18호 (원자로시설의 가동중점검 및 가동중시험에 관
한 규정)의 개정안이 검토중이며, 개정 고시에 본 방안을 사용할 수 있도록
명시함.

4) 확보 필요기술 및 확보방안

- 인허가변경 신청 시점을 기준으로 다음의 기술들이 확보되어야 함
 - 관련 인허가 및 규제근거 (고시, 심사지침 등) : 개발필요
 - 사업자의 MOV/AOV 안전성평가 이행계획서 : 자료조사 및 검토
 - 발전소 고유 PSA를 이용한 위험도분류 기술 : 개발필요

5) 이행계획 (2004년 사업자의 인허가 신청을 가정)

- 관련 규제지침/기준 수립 : 2005년까지
- 변경허가심사 및 지침보완 : 2005년 말
- 시범적용 : 2007년 ~ 2008년
- 전 원전 시행 : 2009년 초

B-4 위험도정보 AOT/STI

1) 정 의

- 공학적 판단에 의해 결정론적으로 정해진 기존의 원전 기술지침서 허용정지 시간 (AOT) 과 정기점검주기 (STI)를 PSA 결과와 전문가 운전경험을 통한 위험도정보를 이용하여 재 설정하는 방안

2) 모델 평가

- 제도 운영경험
 - PSA 결과를 활용한 고리 3/4 및 영광 1/2호기의 ESFAS 계통 AOT/STI 연장 변경허가 경험이 있음
 - 사업자는 국내 표준형 원전에 대한 ECCS, EDG 및 RPS/ESFAS 에 대한 AOT/STI 변경허가 신청을 추진 중임 (2004년 신청 예상)
 - 미국은 Risk-Informed Rulemaking Option 1의 일환으로서 동 방안을 모든 발전소에 적용중임
- 요건/지침 구비 현황
 - 관계 법령에 의거 변경허가 신청을 할 수 있음. 중장기연구와 변경허가 경험을 통해 위험도정보를 이용한 허가사항 변경신청에 대한 허용기준 (안) 이 수립되어 있음
 - USNRC 는 RG 1.174 (An Approach for Using PRA in Risk- Informed Decisions on Plant-Specific Changes to the CLB) 와 RG 1.177(An Approach for Plant-Specific Risk-Informed Decision -making : Technical Specifications) 을 수립하여 활용하고 있음
- 기술능력 확보 현황 또는 확보 가능시기 (사업자 인허가변경 신청 시점과 연동)
 - 국내 인허가 경험이 있고, 미국에서 충분히 이행한 사례 및 규제경험이 있으므로 국내 이행 및 인허가 기술 확보에 큰 문제가 없음.
 - 중장기연구와 변경허가 경험을 통해 인허가 허용기준 수립됨
 - PSA 기술(1단계, 2단계, 저출력정지중)에 대한 규제 검토지침이 개발되어 있음

- 국내 규제경험, 연구경험 및 미국 이행 경험 기술을 기반으로 국내 규제 기술 확보에 1년정도 소요 예상 (참고로 2004년 표준형 원전에 대한 변경허가 신청이 예상됨)

○ 안전성 및 경제성

- STI/AOT의 조정으로 심층방어 및 안전여유도 확보 원칙이 손상을 받지 않도록 하므로 (Δ CDF, Δ LERF 값의 증가가 미미함을 입증) 기존의 안전수준 유지 가능
- 위험도 정보를 활용하여 점검주기를 연장하므로 시험인력 감소 및 불필요한 정지 가능성 감소로 경제적 이득 기대
- AOT 연장시 운전 중 정비가 가능해짐에 따라 정기보수기간 단축 가능

3) 평가결과 및 이행방안

- 안전성 및 경제성 측면에서 충분한 이득이 있고, 미국의 충분한 이행사례가 있어 국내 이행에 큰 문제가 없음.
- 이행시 조치
 - 법령개정 필요가 없이 현행규정에 따라 이행 가능
 - 사업자의 RI-AOT/STI 신청에 대비하여 규제 검토지침 제정을 통해 인허가 변경 신청을 허용
 - 변경에 대한 성능감시 방안 필요

4) 확보 필요기술 및 확보방안

- 인허가변경 신청 시점을 기준으로 다음의 기술들이 확보되어야 함
 - 관련 규제근거 (심사지침 등) : 개발 필요
 - 사업자의 위험도정보 STI/AOT 개선 프로그램 : 자료조사 및 검토
 - RI-TS (STI/AOT)에 대한 규제입장 (심사지침 등) : 개발 필요
 - 발전소 고유 PRA 검토지침 : 기 개발

5) 이행계획 (2004년 초 인허가 신청 가정)

- 관련 규제지침/기준 수립 : 2005년까지
- 변경허가 심사 및 지침 보완 : 2005년 말
- 전 원전 시행 : 2006년 초

B-5 위험도정보 기술지침 개선 (TSTF 8 Initiatives)

1) 정 의

- 위험도정보를 활용하여 기술지침서 내용(운전모드 전환, STI, AOT, 점검요건 재배치/개정, 정지조치 등)을 최적화하기 위한 모델

2) 모델 평가

- 제도 운영경험
 - 국내 경험 없음
 - 미국의 NEI 주도로 RI-TSTF를 구성하여 기술지침 최적화 연구를 수행하고 있음. 8개항(Initiatives)으로 구성되어 방법 개발과 인허가 신청이 사안별로 추진되고 있으며 이중 일부 사안은 USNRC의 인허가를 취득함 (아래 표 참조)

【표】 NEI RI-TSTF 내용 및 추진 현황

항목	내 용	현황
1	최종운전모드 결정 (RI Safe Mode End State)	- Ower group별 허가신청사항 검토중 (저온정지→고온정지)
2	점검누락 조치 (RI Missed Surveillance Action)	- 완료 (TSTF-358, Rev. 6 승인) 및 가동원전 85%가 수용함
3	운전모드 변경제한 (RI Mode Change Restriction)	- 완료 (TSTF-359, Rev. 9 승인)
4A	배열별 최대 정지허용시간 (AOT with RI Configuration Specific Backstop Time)	- Ower 별 Topical Report (TR) 제출 및 NRC 검토중 - NEI의 RITSTF, CE의 TSTF-424, STP 파일럿 제출물 등
4B	AOT 연장 (RI AOT Extensions)	
5A	점검요건 개정 (Revise Surveillance Requirement)	- NEI RITSTF 제출예정 ('04. 2) - 파일럿 변경신청 요청서, 방법론 문서, TS 변경 제안서 (TSTF-425) 등
5B	점검요건 재배치(Relocate Surveillance Requirement)	
6	정지조치 (RI Shutdown Actions)	- NRC가 CE TR 평가보고서 재작성 및 발간예정 ('04. 4)
7	설비가 운전불능이지만, 기능은 유지하는 경우의 조치	- NRC가 TSTF-372 (방진기 불능) 및 -427 (방호벽 불능) 평가중
8	TS Rule 범위의 위험도정보화	- NEI가 White Paper 개발중

- 요건/지침 구비 현황
 - 허가사항 변경관련 법령은 구비되어 있음. 단 기술지침서 개선관련 허

용기준은 미비되어 있음

○ 기술능력 확보 현황 또는 확보 가능시기

- 미국에서도 사업자 주도로 연구를 시작한 모델이므로 단기간 내 기술확보가 어려운 실정임
- 8개항 중 미국에서 인허가를 취득하고 운용경험이 있는 것들에 대해 국내에서 사안별로 추진될 가능성이 있음. 그러나 이 방안은 위험도정보 규제 및 이행환경이 정착된 후에 시행되어야 할 사안임. (위험도감시(RM) 및 정비규정(MR)의 완전 이행 후). 따라서 조만간 국내 시행은 어려움

○ 안전성 및 경제성

- 기술지침서 내용의 간소화, 유연성 부여, 최적화로 경제성이 예측되지만, 안전성 측면의 평가 내용이 구체적으로 파악되지 않음

3) 평가결과 및 이행방안

- 이 방안은 사업자 주도의 프로그램으로 위험도감시(RM) 및 정비규정(MR)의 완전 이행 및 AOT/STI 변경 후 성능감시 결과를 본 후 고려해볼 사안임. 따라서 단기간 내 국내시행은 어려움

4) 확보 필요기술 및 확보방안

- 인허가변경 신청 시점을 기준으로 다음의 기술들이 확보되어야 함
 - 관련 규제근거 (심사지침 등)
 - 사업자의 위험도정보 기술지침서 개선 프로그램
 - 원전 고유 위험도감시 프로그램

5) 이행계획

- 2009년 이후 고려 가능

B-6 차등 품질보증 (Graded QA)

1) 정 의

- 설비들의 상대적 안전중요도 (Safety Significance) 에 따라 차별적인 품질보증 절차를 적용하는 모델

2) 모델 평가

- 제도 운영경험
 - 국내 경험 없음
 - 미국은 STP (South Texas Project)에서 GQA를 시범적용한 바 있음
- 요건/지침 구비 현황
 - 국내 요건/지침 없음
 - USNRC 는 RG 1.174 와 RG 1.176(An Approach for Plant-Specific Risk-Informed Decision-making : Graded Quality Assurance)을 설정함
- 기술능력 확보 현황 또는 확보 가능시기
 - 사업자의 허가변경 신청시 허용여부 결정을 위한 심사가 진행되므로 기술확보 시점은 사업자 인허가변경 신청 시점과 연동되고, 현재 국내 사업자의 GQA 신청 계획은 없음
- 안전성 및 경제성
 - 미국 STP의 GQA 운용결과 EQ, 내진검증, 정비규정 등 타 규제요건에 의한 운용제한 문제가 있어 10 CFR 50.69 (위험도정보 등급분류 및 규제요건 차별적용) 를 제정하게 되었음

3) 평가결과 및 이행방안

- 사업자 주도의 프로그램이며, 신청계획 없으므로 이행 제외

4) 확보 필요기술 및 확보방안

- 해당 없음

5) 이행 계획

- 해당 없음

B-7 위험도정보 ATWS

1) 정 의

- 기존의 결정론적/규정적 ATWS 요건을 이행하는 방안으로서 위험도정보를 이용하여 모델을 개선함

2) 모델 평가

- 제도운영경험
 - 국내 적용경험 없음
 - 미국에서는 WOG 주관으로 Risk-Informed ATWS 를 적용하기 위해 1999년 1월 연구를 시작하여 2002년 7월에 WCAP 보고서를 NRC에 제출함
- 요건/지침 구비 현황
 - 과기부령 제31호 제27조(다양성 보호계통)에서 원자로가 정지되어야 할 조건임에도 정지되지 아니하는 과도상태에 대비하여 별도 보호계통을 구비할 것을 규정함
 - 한편, 위험도정보 ATWS는 허가사항 변경과 관련되므로 기존 관계법령에 따라 사업자가 변경허가 신청을 하는 경우 이에 대한 허용기준을 수립하여 허용여부를 결정하면 됨 (D-1 위험도정보의 규제활용 일반지침 참조)
 - 미국 : 10 CFR 50.62 (ATWS) 를 설정하여 운영중이며, 위험도정보 ATWS에 대한 허용여부는 RG 1.174에 근거함
- 기술능력 확보현황 또는 확보 가능시기
 - 위험도정보 규제활용 일반지침 (안) 이 확보되어 있음
- 안전성 및 경제성
 - 허용기준에서 위험도 증가를 허용하지 않음으로써 안전성 확보

3) 평가결과 및 이행방안

- 사업자의 변경허가 신청으로 이행될 수 있는 모델이며, 현재 사업자의 신청 계획이 확인되지 않고 있으므로 이행 제외

- 위험도정보 규제활용 일반지침 (안) 의 보완 및 확정을 통해 유사 변경허가 신청에 대비가 가능함

4) 확보 필요기술 및 확보방안

- 해당없음

5) 이행 계획

- 해당없음

3 안전기술요건 및 기준 분야

C-1 위험도정보 등급분류 및 규제요건 차별 적용

1) 정 의

- 원전설비의 등급을 안전에 미치는 중요도에 기초하여 분류하고, 분류등급별로 차별화된 요건 및 기준을 적용하는 방안

2) 모델 평가

- 제도 운영경험
 - 국내 운영경험 없음
 - 미국은 Risk-Informed Rulemaking Option 2 로서 동 방안의 적용을 추진 중임
- 요건/지침 구비 현황
 - 국내 관련 요건/지침은 구비되어 있지 않으나, “원자로시설등의 기술기준에 관한 규칙” 제2조제1항제5호 “안전에 중요한 구조물, 계통 및 기기” 와 동 규칙 제12조(안전등급 및 규격)을 볼 때 안전기능의 중요도에 따른 등급 및 규격의 적용을 논의하고 있음
 - USNRC 는 10 CFR 50.69, Risk-Informed Categorization and Treatment of SSCs for NPPs 의 제정을 통해 동 방안을 이행중임
- 기술능력 확보 현황 또는 확보 가능시기
 - 미국의 경우 사업자가 변경허가 신청을 하여 규정제정이 시도됨
 - 우리나라의 경우에도 사업자의 변경허가 신청에 대비할 필요가 있으며, 다음의 기술들이 확보되어야 함
 - 위험도정보 안전등급분류 절차 검토지침
 - 안전에 중요한 비-안전관련 설비의 기준 (설계, 구매, 시험/검사/보수, 시정조치) 설정
 - 특수취급요건의 적용제외로 인한 리스크 증가 허용기준
 - 사업자의 종합적 의사결정 패널 (IDP) 구성
 - 최고 품질의 PRA 결과 확보
- 안전성 및 경제성

- 안전성은 특수취급 요건의 적용배제로 인한 리스크 증가율을 엄격히 제한함으로써 달성하고 있음
- 웨스팅하우스 오-너그룹 (WOG)은 10CFR50.69의 비용-편익성에 대해 1호 기당 연간 \$1,000,000 수준의 절약이 가능하다고 추측함

잔여수명	1기 부지		2기 부지	
	이행비용	순이익	이행비용	순이익
20년	\$2,400,000	\$6,800,000	\$3,300,000	\$14,800,000
40년		\$11,200,000		\$23,400,000

3) 평가결과 및 이행방안

- 안전성 및 경제성 관점에서 이행이 필요할 수 있으나, 국내 관련 기술의 확보 측면에서 2009년 정도에 이행 가능
- 사업자가 위험도정보 등급분류 및 규격 적용을 위한 인허가 변경신청을 하는 경우 관련 심사 및 규제지침을 수립하여 적용할 수 있음
- 장기적으로는 원자로시설등의 기술기준에 관한 규칙” 제2조제1항제5호에 근거하여 과기부고시 제2002-21호, 원자로시설의 등급과 등급별 규격에 관한 규정을 개선함으로써 사업자가 등급분류를 기존의 결정론적 방법 또는 신규의 위험도정보 방법중 선택하도록 함

4) 확보 필요기술 및 확보방안

- 위험도정보 안전등급분류 절차 및 관련 검토기준
- 안전에 중요한 비-안전관련 설비의 기준 (설계, 구매, 시험/검사/보수, 시정 조치) 설정
- 특수취급요건의 적용제외로 인한 리스크 증가 허용기준
- 사업자의 종합적 의사결정 패널 (IDP) 구성
- 최고 품질의 PRA 결과또는 개발

5) 이행 계획

- 관련 규정/지침 수립 : 2006년 ~ 2007년
- 시범운용 : 2008년 ~ 2009년
- 전원전 확대 실시 : 2009년 말

C-2 운전성능감시 (정비규정)

1) 정 의

- 안전관련 설비 및 안전에 중요한 비안전 설비들에 대해 성능 기준을 설정/감시하므로 정비 효과성을 평가하고, 기준을 초과한 설비들을 도출하여 집중적으로 관리함으로써 운전 안전성을 향상시키는 방안

2) 모델 평가

- 제도 운영경험
 - 미국은 Maintenance Rule(10CFR50.69)로서 동 방안을 이행하고 있음
 - 국내 운영경험 없으나, '02년 원자력발전소 특별점검 결과보고 ('02. 12, 원자력안전위원회) 과정에서 제도개선 사항으로서 주요기기·부품의 신뢰성 향상을 위한 『정비제도』의 점진적 도입을 권고하여, 도입을 추진 중에 있음
- 요건/지침 구비 현황
 - 국내 관련 요건/지침은 구비되어 있지 않으나, “원자로시설등의 기술기준에 관한 규칙” 제3절(원자로시설의 운영) 제63조(시험·감시·검사 및 보수)에서 안전의 중요도를 고려한 시험·감시·검사 및 보수계획을 수립하도록 하고 있음
 - USNRC 는 10 CFR 50.65, Requirements for Monitoring the Effectiveness of maintenance at NPPs 의 제정을 통해 동 방안을 이행 중임
 - 미국 사업자지침서 NUMARC 93-01(rev.2)의 이행 기술을 RG 1.160 및 1.182(RM부분)을 통해 인정해 주고 있음
 - 중장기 연구를 통하여 정비규정 이행 및 규제기술을 검토하고 있으며, 이행 지침초안을 개발하고 규제지침을 개발 중임
- 기술능력 확보 현황 또는 확보 가능시기
 - 감시대상 설비의 선정, 기기 안전중요도 분류, 성능기준 설정/감시를 위한 일부 기술 (PSA) 사업자 확보
 - 위험도감시 기술 (시범원전 운영 중, 전원전에 대해 개발 중)

- 이행 프로그램개발을 위해 사업자 연구 계획중
- MR 이행 방향 설정 지침 및 규제(검토, 검사) 지침 개발중
- 위험도감시 프로그램 검토 및 검사 지침 개발 중
- 기술 능력 확보 가능시기는 정부 입장 및 사업자 준비상태에 따라 연동되며 이행계획에 기술

○ 안전성 및 경제성

- 위험도정보를 이용하여 성능감시 대상을 선정하고, 성능감시 결과 성능이 취약한 항목에 대해 집중적인 안전관리를 시행함으로써 안전성을 향상시킬 수 있음.
- 안전에 영향을 미치는 비안전계통(BOP 포함)의 운전성능을 감시하므로 불필요한 원자로 정지를 줄이고, 원전 사고 방지 및 완화기능을 강화할 수 있음
- NRC에서 MR 이행 이후 유효성(efficacy)을 평가한바 있음(2002년). 그 결과, 기기성능, 원인 분석(root cause analysis), 정비활동의 위험도고려 등에 대한 사항들은 상당히 개선된 것으로 평가됨. 그러나, MR의 유효성의 정량적 제시가 매우 어려움을 기술
- 1996년 MR 시행이후 기기 성능향상, 원전 위험도감소, 원전 정지수 감소, 운전이용을 증가 등 발전소 전반 경향이 확실히 좋아졌지만, MR 시행시 여러 환경변화(RIR, Deregulation) 가 동시에 있었기 때문에 MR에 의한 영향만을 정량적으로 평가할 수 없음.
- 처음에는 관련 프로그램 개발 및 이행에 따른 상당한 비용투자가 요구되지만, 장기적으로 원전 성능 개선을 통한 이득이 매우 크며, 특히 위험도 정보 변경 후 성능감시 역할을 수행하므로, 위험도정보 변경의 중요한 선결요건이 되고 있음

3) 평가결과 및 이행방안

- 위험도정보활용 변경에 대비하여 필수적인 선결조건 임
- 안전계통 및 안전에 영향을 주는 비안전계통(BOP포함)에 대한 체계적 성능 감시를 수행하므로 정비의 효과성을 높이고, 운전 성능을 향상시킬 수 있으므로 국내 도입이 필요함.
- “원자로시설등의 기술기준에 관한 규칙 제63조(시험·감시·검사 및 보수) 에

근거하여 미국의 10 CFR 50.65와 같은 규정을 과기부고시로서 수립하고, 미국의 이행방법 및 기술을 충분히 반영하여, 시범이행을 통해 전원전 이행

4) 확보 필요기술 및 확보방안

- 10 CFR 50.65 수준의 안전관리를 수행하기 위해서는 사업자들은 다음의 기술들을 확보하여야 함
 - 감시대상 설비의 선정, 기기 안전중요도 분류, 성능기준 설정/감시를 위한 기술(PSA, 신뢰도 및 이용을 평가 기술)
 - 위험도감시 기술 (운전중, 정지중)
 - 사업자 이행 프로그램 개발
 - 설비 이용을 및 신뢰도 DB 구축
- 규제자는 다음의 기술들을 확보하여야 함
 - MR 이행 방향 설정 지침 및 규제(검토, 검사) 지침
 - 위험도감시 프로그램 검토 및 검사 지침

5) 이행계획 (현행 정부계획을 고려함)

- 이행절차 및 규제지침 개발 : 2005년
- 사업자 이행 프로그램 개발 (BOP) : 2005년
- 사업자 이행 프로그램 개발 (전 계통) : 2006년
- 시범적용 (BOP) : 2006년
- 시범적용 (전 계통) : 2007년
- 제도화(필요시 법/고시제정) : 2006년
- 전원전 확대실시 : 2008년 초

C-3 가연성 기체제어 규정 제정

1) 정 의

- 리스크 중요도에 부합하도록 가연성기체제어 규정을 개선하는 방안

2) 모델 평가

- 제도 운영경험
 - 국내 운영경험 없음
 - 미국은 위험도정보 격납건물 가연성기체제어를 추진 중임
- 요건/지침 구비 현황
 - 경수로형원자력발전소 안전심사지침 (KINS-G-001) 의 6.2.5절에 가연성기체제어와 관련하여 10 CFR 50.44를 참조하고 있음
 - USNRC는 10 CFR 50.44의 개선방안으로서 위험도정보 규정화를 추진중임 (다음의 1안 및 2안 참조)

(1안) 모든 형태의 격납건물에 대한 수소 재결합기 요구조건 삭제

- 수소 감시기 요구조건의 유지를 위한 추가적인 개정 필요함
- 추가적으로 GI-189 의 분석을 완료함

(2안) BWR MarkIII 와 PWR Ice Condenser 형 격납건물을 제외한 모든 시설에 대한 수소 재결합기 요구조건 삭제

- 수소 감시기 요구조건의 유지를 위한 추가적인 개정 필요함
- BWR MarkIII 와 PWR Ice Condenser 시설에 대해서는 GI-189의 분석이 완료될 때까지 어떠한 규정의 변경도 유예함

※ GI-189는 PWR Ice Condenser 와 BWR MarkIII 격납건물 설계에 있어서 추가적으로 가능한 수소제어 요구조건에 대한 비용/편익을 평가함.

- 기술능력 확보 현황 또는 확보 가능시기
 - NRC 연구현황 추적 및 추가연구를 통해 2009년 이후 확보 가능
- 안전성 및 경제성
 - 개정된 규정은 가연성기체제어 관련 설계기준 LOCA를 삭제함으로써 사업자의 규제부담은 감소시키고, 사고의 가능성 또는 영향을 증가시키지

않으며 소의로 유출되는 방사성폐기물의 형태나 양에도 변화가 없을 것으로 기대함

- Peach Bottom IPE 와 NUREG/CR-1150에 의하면 방사분해과정동안 생성된 가연성기체와 산소의 제어에 대해 약 \$21,320의 위험도-이익 (risk-benefit)이 도출됨 (표 참조)

【표】 Peach Bottom 2호기의 가연성기체제어 비용/편익 분석결과

초기 사건	방사선 피폭 저감(person-rem/year)	경비 절감(\$)
내부 사건	0.468	12,210
화 재	0.349	9,110
지 진	0	0
합 계	0.817	21,320

3) 평가결과 및 이행방안

- 도입이 필요하나, 기술확보를 위한 시간이 필요하므로 2009년 정도에 도입 가능
- NRC 의 개선방향을 참고하여 관련 과기부고시를 신설하여 이행가능

4) 확보 필요기술 및 확보방안

- 정상운전 및 사고 시 가연성기체 생성원
- 가연성기체의 전파/혼합 및 가연 한계
- 가연성기체의 연소 시 화염전파 양상 및 관련 안전기기에의 영향
- 연소해석을 위한 모델 등

5) 이행계획

- 2009년 이후 도입을 고려

C4 비상노심냉각계통 성능기준 개선

1) 정 의

- 위험도정보 이용 및 성능기반에 근거하여 비상노심냉각계통 성능기준 규정을 개정하는 모델

2) 모델 평가

- 제도운영경험
 - 경험 없음
 - NRC는 위험도정보·성능기반 ECCS 성능기준 개선을 추진중임
- 요건/지침 구비 현황
 - 국내 요건/지침 : 과기부고시 제2001-39호, ECCS 성능기준
 - USNRC는 10 CFR50.46 에 대한 위험도정보 규정화를 추진중임 (다음의 1안 및 2안 참조) 을 추진중

(1안) 허용기준 및 평가모델 관련 10 CFR 50.46의 기술요건을 강제 개정

- 현행 규정적 ECCS 허용기준 (2200°F, 17% Oxidation 등) 을 성능기준 요건으로 대체
 - 사고후 피복재를 식혀 적절한 연성을 유지
 - 노심내 적절한 냉각재 유로변적 확보
 - 사고기간동안 노심온도를 허용가능할 정도로 낮게 유지
 - 붕괴열 제거
- 지르코늄계열 이외의 피복재를 쓰는 핵연료에 대해 면제승인 요청을 하지 않고도 신규규정의 사용을 허용
- 평가모델을 보다 실제적 해석에 기반하도록 요건을 개정
 - 1971년 ANS 붕괴열 커브를 1994년 ANS 표준에 근거하는 모델로 대체
 - 기존 붕괴열 승수 (1.2)를 NRC가 설정한 불확실성 취급으로 대체
 - 작은 재관수율에 대해 PWR 재관수 증기 냉각에 대한 제한사항을 삭제
 - 열생성에 대하여 Baker-Just 증기모델을 Cathcart-Pawel 지르코늄 증기산화 모델로 대체
 - Blowdown 시 핵비등 복귀 금지 조항 삭제
 - 비보수성 및 모델 제한을 고려

(2안) 10 CFR 50.46의 신뢰도요건에 대한 자발적 대체 요건 개발

- 현행의 LOOP 상실과 단일고장의 동시 고려사항 삭제
- ECCS 신뢰도 달성에 대해 2가지 성능기준 Option을 제시
 - Generic Approach : 기술적 해석 없이, 설정된 ECCS 신뢰도 충족에 요구되는 최소한의 요건을 수립 (특정크기 이상의 LOCA에 대해 오직 1개 ECCS 계열이 요구되도록 하는 설계요건)
 - Plant-specific approach : LOCA 빈도에 맞는 ECCS 신뢰도 요건을 사업자가 수립 (특정 LOCA 군으로 인한 CDF가 NRC가 정한 CDF 경계치 이하일 것)

- 기술능력 확보현황 또는 확보 가능시기
 - NRC 연구현황 추적 및 추가연구를 통해 2009년 이후 확보 가능
- 안전성 및 경제성
 - 규정개정으로 안전성은 여전히 유지되고, 규제활동 및 의사결정이 보다 효율적/효과적으로 되며, 불필요 규제부담 감소 예상
 - WOG는 1기당 연간 \$100,000 - \$3,100,000 의 비용절감을 기대함

3) 평가결과 및 이행방안

- 도입이 필요하나, 기술확보를 위한 시간이 필요하므로 2009년 이후 도입 가능
- NRC 의 개선방향을 참고하여 과기부 고시 제2001-39호를 개선

4) 확보 필요기술 및 확보방안

- 핵연료 손상허용제한 기준
- 평가모델 등

5) 이행 계획

- 2009년 이후 도입을 고려

C-5 위험도정보 화재방호 규정

1) 정 의

- 기존의 결정론적/규정적 화재방호 요건을 위험도정보·성능기반 규정화하여 사업자의 불필요한 규제부담을 저감하는 모델

2) 모델 평가

- 제도운영경험
 - 국내 적용경험 없으나, 현재 사업자측에서 동 모델에 대한 도입타당성을 검토함
 - 미국에서는 위험도정보·성능기반 화재방호 규정 정착을 추진 중임
- 요건/지침 구비 현황
 - 과기부령 제31호 제14조(화재방호에 관한 설계기준 등)에서 안전에 중요한 설비에 대해 화재방호 설계를 요구하며, 동 조항의 제2항 및 제3항에는 과기부장관이 정하여 고시하는 화재위험도분석을 수행토록 규정함
 - 미국 : 현행 화재방호 규정 (10 CFR 50.48) 을 위험도정보·성능기반 규정화 하기 위한 3가지 대안을 제시 (1안 : No Change, 2안 : NFPA 805 활용을 허용, 3안 : 별도의 화재방호규정을 제정 등) 하였으며, 2안의 방향으로 추진중임 (Voluntary Fire Protection Requirements for LWR; Adoption of NFPA 805 as a Risk-Informed, Performance-Based Alternative)
 - NEI 는 관련지침 NEI 04-01, Guidance for Implementating a Risk-Informed, Performance-Based Fire Protection Program Under 10 CFR 50.48(c) 를 개발 중
- 기술능력 확보현황 또는 확보 가능시기
 - 기술 미확보 상태이지만 USNRC 규정제정 상황 파악 및 국내 활용 가능성에 관한 평가를 통해 기술 확보 가능
- 안전성 및 경제성
 - NFPA 805의 활용을 위해서는 설계변경 평가를 위한 별도의 해석을 수행해야 하며, 위험도의 증가여부, 심층방어 원칙 준수여부, 안전여유도

확보 등 종합적인 평가가 이루어지므로 안전성 문제없음

- 사업자는 기존의 결정론적/규정적 요건으로부터의 완화 신청을 할 필요가 없으며, 신규규정은 운영, 교육 및 보수비용의 저감을 제공할 것으로 기대함

3) 평가결과 및 이행방안

- 안전성 및 경제성, 규제효율성 관점에서 이행이 필요하며, 사업자의 변경허가 신청에 의해 이행 가능
- 미국의 10 CFR 50.48 과 같은 규정을 과기부고시로서 설정하고, NFPA 805의 활용을 허용하도록 하여 이행할 수 있음

4) 확보 필요기술 및 확보방안

- 화재방호계통 변경에 따른 위험도증가 허용기준
- 심층방어원칙, 안전여유도 평가기준
- 관련 PRA 결과

5) 이행 계획

- 이행준비 : 2005-2006
- 시범이행 : 2007
- 전 원전 적용 : 2008

C-6 위험도정보 가압열충격 규정

1) 정 의

- 현행의 가압열충격 요건(10CFR 50.61)의 요건의 타당성을 검토하고, 확률론적인 평가방법을 사용하여 가압열충격에 대한 신규 요건을 개발하고자 하는 모델

2) 모델 평가

- 제도운영경험
 - 국내에서는 고리 1호기 PSR 평가와 관련하여 가압열충격에 대한 해석을 수행한 바 있음. 이 해석은 현행 요건에 따라 수행되었기 때문에 신규 요건은 적용된 바 없음.
 - 고리 1호기의 경우, 원자로용기에 대하여 지금까지 수행한 5 차례의 감시시험 결과를 토대로 평가한 결과, 설계수명(30년) 말기에 노심대 원주방향 용접재의 RT_{PTS} 값은 $293^{\circ}F$ 이며, 2013년에는 허용기준 ($300^{\circ}F$)을 초과할 것으로 예측되었음.
 - 미국 및 OECD/NEA에서는 현재 가압열충격 요건 변경을 위한 프로젝트(PROSIR)를 진행 중이며, 이 프로젝트의 결과에 따라 신규 요건이 적용될 것으로 예상됨.
- 요건/지침 구비 현황
 - 경수로형원자력발전소 안전심사지침 (KINS-G-001) 의 5.3.2절에 가압열충격 방지와 관련하여 10 CFR 50.61을 참조하고 있음
 - 미국은 10 CFR 50.61을 설정하여 운영중이며, 이에 대한 위험도정보 규정화를 추진 중임
- 기술능력 확보현황 또는 확보 가능시기
 - 국내에서는 '원전 기기건전성 평가 규제기술개발' 중장기 과제에서 가압열충격 평가를 위한 확률론적 원자로 건전성 평가 코드를 개발 중이며, 또한 OECD/NEA 국제 공동연구인 PROSIR 프로젝트에 참여 중임.
 - OECD/NEA PROSIR 프로젝트가 종료되는 2005년 경에는 가압열충격 신규 요건이 확보될 수 있을 것으로 기대됨.

○ 안전성 및 경제성

- 확률론적 심층방어 개념의 활용으로 실질적 안전성은 확보가능하나, 모델의 이행을 위한 체계적인 방법의 개발 및 기준개정에 대한 부담이 규제자에게 있음

3) 평가결과 및 이행방안

- 기술확보 문제 등으로 당장의 이행은 어려울 것으로 예상되나, 미국 및 OECD/NEA의 연구결과가 도출될 경우, 타 분야에 앞서 국내외 원전에 적용될 수 있을 것으로 사료됨.

4) 확보 필요기술 및 확보방안

- 확률론적 원자로 건전성 평가 기술 : 가압열충격 해석을 위해서는 확률론적 원자로 건전성 평가 기술의 확보가 요구됨. 이를 위해 현재 '원전 기기건전성 평가 규제기술개발' 중장기 과제에서 확률론적 원자로 건전성 평가 기술을 개발 중이며, 또한 관련 국제 공동연구인 OECD/NEA PROSIR 프로젝트에 참여 중임.
- 또한 열수력 해석 기술 및 PSA/HRA 평가 기술 등이 요구됨.

5) 이행 계획

- 관련 기술개발 : 2006년 말
- 가압열충격 기준 개발 : 2007년 말
- 고리 1호기 적용 : 2008년 말
- 문제점 보완 : 2009년 말
- 전 호기 확대 적용 : 2009년 말

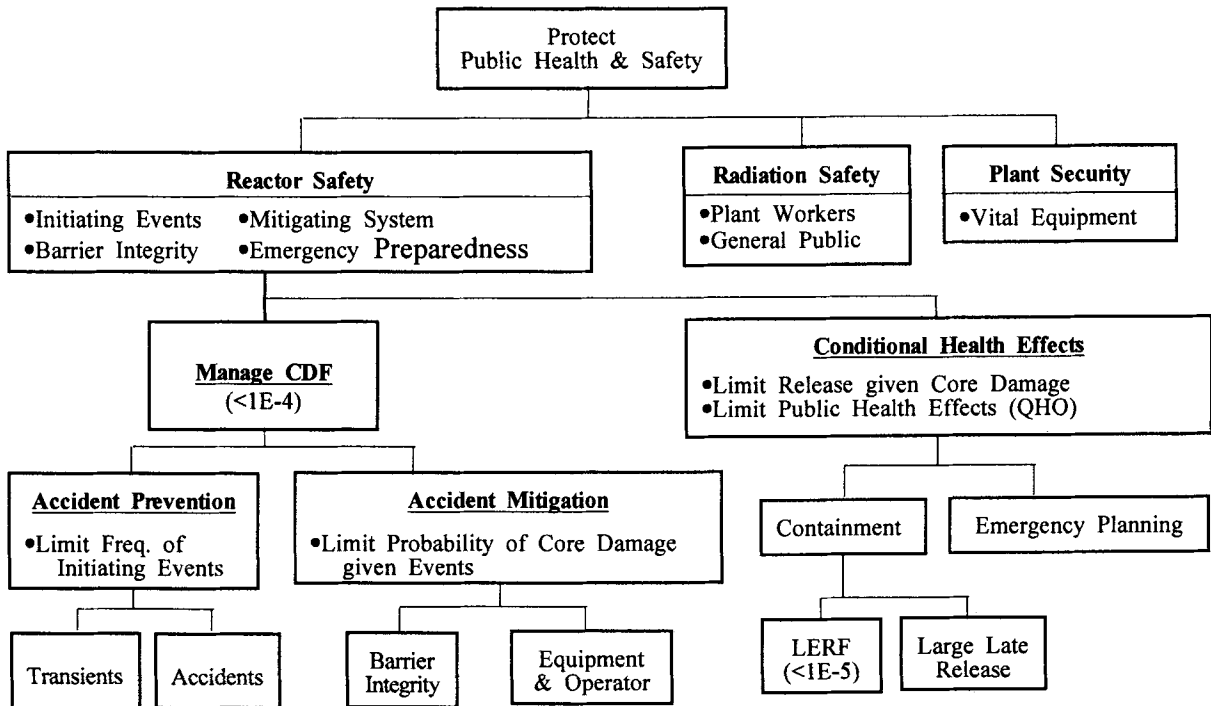
C-7 신형원자로의 위험도정보 인허가

1) 정 의

- 원자로시설의 인허가체제를 위험도정보에 근거하여 새로이 구성하는 방안

2) 모델 평가

- 제도운영경험
 - 국내 적용경험 없음
 - 미국에서는 Technology-Neutral 의 위험도정보 규정으로 구성되는 10 CFR 53 의 신설을 NEI가 제기한 바 있음
 - 신형원자로에 대한 위험도정보 인허가 체계에 대한 연구가 추진중에 있음 (다음 예 참조)



【그림】 NRC의 신형원자로에 대한 위험도정보 인허가 접근 예 (PSA '02)

- 요건/지침 구비 현황
 - 없음
- 기술능력 확보현황 또는 확보 가능시기
 - 기술 미확보 상태
- 안전성 및 경제성
 - 확인 안됨

3) 평가결과 및 이행방안

- 기술의 미확보로 2009년 이후 이행

4) 확보 필요기술 및 확보방안

- 기술현황 미파악 상태

5) 이행 계획

- 2009년 이후 검토

C-8 설비 신뢰도 보고 규정

1) 정 의

- 발전소 고유 고장이력/신뢰도 구축을 위한 고장자료의 수집, 분석 및 보고를 요구하는 모델

2) 모델 평가

- 제도운영경험
 - 국내에서는 사고·고장시 보고규정이 있음
 - 미국에서는 다양한 신뢰도 DB 구축을 수행중임
- 요건/지침 구비 현황
 - 과기부고시 제2001-44호 의거 원자로보호계통 동작, ESF 동작 등의 상황을 보고하도록 되어 있음
 - NRC는 신뢰도 및 이용율 자료의 제출을 강제하는 10 CFR 50.76의 제정을 시도한 바 있음
- 기술능력 확보현황 또는 확보 가능시기
 - 신뢰도 DB는 정비규정의 수행을 통해 확보 2006년 정도 가능
- 안전성 및 경제성
 - 확인 안됨

3) 평가결과 및 이행방안

- 신뢰도 DB의 구축이 정비규정의 이행으로 이루어지므로 이행 제외

4) 확보 필요기술 및 확보방안

- 해당없음

5) 이행 계획

- 해당없음

4. 필수공통기술

D-1 위험도정보의 규제활용 일반지침

1) 정 의

- 위험도정보를 활용한 규제 및 허가사항 변경에 공통으로 적용되는 일반적인 기준과 적용지침

2) 모델 평가

- 기존의 결정론적/규정적 지침과 연계성을 유지하면서 일관성 있는 RIPBR 이행을 위해 필수 불가결한 지침임
- USNRC는 RG 1.174를 수립하여 활용중이며, 우리나라에서도 이에 해당하는 일반지침 (안) 이 개발되어 있음
 - RG 1.174, 175, 176, 177, 178,
 - DG-1121 (가연성기체제어), DG-XXXX (ECCS)
 - DG-1122 (PSA 품질표준)

3) 평가결과 및 이행 방안

- 1단계 중장기연구결과로서 초안이 작성되어 있으므로 이를 보완 및 확정하여 변경허가 일반지침으로서 활용

4) 확보 필요기술 및 확보방안

- 초안 (KINS/GR-239 관련 항목) 보완 및 확정
 - 위탁연구 추진 (KOPEC) : 위험도정보활용 규제 일반지침 개발
 - NRC Reg. Guide 1.174 Rev.1 등 참조

5) 이행 계획

- 초안 개정 : 2004년 말
- 지침 확정 : 2005년 말
- 적용 : 2007년 초

D-2 PSA 표준/품질

1) 정 의

- 위험도정보를 활용한 규제결정에서 일관성을 갖도록 요구되는 PSA 품질의 신뢰성 확보를 위해 활용사안의 정도에 따라 구별되는 PSA 분석대상 및 기술적 요소에 대한 기준

2) 모델 평가

- 중대사고정책에 따라 Level 2 PSA 정보가 2006년까지 확보될 예정임. 하지만 적용 기술분야별로 다양한 PSA 품질이 요구되므로 제반 정보의 적합성을 확인할 수 있는 품질기준이 수립되어야 함.

3) 평가결과 및 이행 방안

- 규제자 : PSA 표준지침 및 인증절차 개발
- 사업자 : PSA 품질 보증 및 검토 시행

4) 확보 필요기술 및 확보방안

- PSA 표준지침 : ASME 표준지침 참조로 하되 국내 실정에 맞게 반영
- PSA 품질인증 : 인증절차 개발을 위한 중장기연구 수행

5) 이행 계획

- PSA 표준지침 확보 : 2006년 초
- PSA 품질인증절차 개발 : 2007년 말
- 적 용 : 2009년 초

D-3 신뢰도 DB

1) 정 의

- 발전소 고유 특성을 반영한 원전별 신뢰도 데이터베이스 구축

2) 모델 평가

- 원전별로 설계 및 운전특성의 차이로 인해 PSA에 사용되는 가정과 기기 신뢰도/이용율 정보가 변화되고, 이로 인해 PSA 결과가 달라지므로 발전소고유 신뢰도자료의 구축이 시급함.

3) 평가결과 및 이행 방안

- 현재 사업자 주도로 중대사고정책 이행에 따른 PSA 수행과 병행하여 신뢰도 DB 구축중이므로 이를 활용 가능함.
 - 단, 기기 신뢰도 위주이며, 기타 분야 신뢰도 DB는 별도 구축 필요

4) 확보 필요기술 및 확보방안

- 분야별 신뢰도 DB 구축
 - 기기 신뢰도 DB
 - 정비 이용불능도 DB
 - 공통원인고장 DB
 - 인적 신뢰도 DB
 - 화재, 홍수 DB

5) 이행 계획

- DB 구축시스템 정립 : 2005년 - 2007년
- 신뢰도 DB 활용 : 2008년 초

D-4 교육훈련 프로그램

1) 정 의

- 관계종사자의 충분한 기술지식 습득을 위한 교육훈련 프로그램의 개발 및 시행

2) 모델 평가

- USNRC 에서는 다음의 교육훈련 프로그램 운용중

구분	번호	교육제목	기간	대상
핵심 과정	P-105	PRA Basics for Regulatory Applications	3일	전원
	P-106	PRA Insights Into IPEs	-	-
	P-111	PRA Technology and Reg. Perspectives	9일	전원
보조 과정	P-102	Probability and Statistics	9일	PRA관련자
	P-107	PRA for Technical Managers	2.5일	관리자
	P-200	System Modelling Techniques for PRA	4일	PRA관련자
	P-201	Basic SAPHIRE Course	4일	"
	P-202	Advanced SAPHIRE Course	4일	"
	P-203	Human Reliability Assessment (HRA)	3일	HRA관련자
	P-204	External Events	3일	PRA관련자
	P-300	Accident Progression Analysis	3일	"
	P-301	Accident Consequence Analysis	4일	"
	P-302	Risk Assessment in Event Evaluation	3일	사고분석

3) 평가결과 및 이행 방안

- 1단계 중장기연구로 RIR 관련 교육훈련 프로그램 초안 작성 및 시행
- 전반적인 RIPBR 관련 교육훈련 프로그램 작성 필요

4) 확보 필요기술 및 확보방안

- 분야별 교육훈련 강좌 내용
- 강사진 확보
- 관련 자격제도 등에 교육훈련 결과 활용

5) 이행 계획

- RIPBR 교육훈련 프로그램 정립 : 2005년
- 프로그램 이행 : 2006년 초

D-5 위험도 감시시스템

1) 정 의

- 대상 시설의 고장, 정비 및 사건 발생 등에 따른 배열(configuration) 변경에
서의 순간적, 실제 위험도평가 및 감시를 위한 시스템

2) 모델 평가

- 규제자 : 중장기연구로 위험도감시기준 개발 중
- 사업자 : 중대사고정책 지원 기술로서 현장 적용 시스템 개발 중

3) 평가결과 및 이행 방안

- 발전소 운영계획에 시스템을 단순 참조할 경우 규제조치 불필요
- 가동중정비프로그램에서 당 시스템 활용할 경우 규제검토 필요
 - 위험도배열관리요건 등 제정
- 정비규정에 포함되어 요건화 된다면 규제지침(검토, 검사) 필요

4) 확보 필요기술 및 확보방안

- 위험도감시 기준 및 요건 제정
- 위험도 감시시스템 구축

5) 이행 계획

- 기준/요건 제정 : 2006년
- 위험도감시시스템 구축 : 2005년 ~ 2007년

(대상 원전별 일정 참조)

5. 규제검증

E-1 규제검증 PSA 모델

1) 정 의

- 위험도정보의 규제 검토지원과 규제업무에서의 직접적인 활용을 목적으로 하는 PSA 모델

2) 모델 평가

- 각종 사건/사고 평가 및 현안 해결을 위해 규제자의 위험도정보 활용시 사업자 정보/자료에의 의존성을 탈피함.
 - 사건/사고시 위험도 심각성 (risk significance) 판단
 - 사건/사고로 인한 위험도척도 (risk measure) 변경 영향평가
 - 주요 정비활동에서의 배열 위험도제어 (configuration risk control)
 - 주요 기기의 허용 정지시간 (risk-informed AOT) 결정
- 다음과 같은 RIPBR 추진 기반을 제공함.
 - 규제검사 : 계통/기기의 검사 중요도 선정을 위한 현장검사지침 (inspection notebook) 등 개발에 활용
 - 인허가기준 변경: 위험도정보 활용 인허가변경 또는 주기적 안전성평가(PSR) 결과검토 등 사안의 타당성 확인에 활용
 - 신규 규제요건 제정시 비용-효과 규제분석에 활용
- 한편으로는 사업자가 제공하는 위험도 정보의 불확실성을 객관적으로 검증 확인함.
 - 규제자와 사업자의 PSA 모델 비교결과를 획득하고, 궁극적으로는 불확실성 저감을 통해 상호 모델의 완결성을 확보함.

3) 평가결과 및 이행 방안

- 2단계 중장기연구로 추진 : KINS-KAERI 공동연구협력 수행

4) 확보 필요기술 및 확보방안

- 확보 필요기술
 - 모델 요건 및 기준 개발
 - 모델 기본요소 개발
 - 입력자료 생산
 - 전산코드체계 정립
- KSNP 원자로형 규제 PSA 모델 시범 운영
- 규제 PSA 모델 전 원전 확대 : 향후 계획

5) 이행 계획

- 규제 PSA 모델 구축 (KSNP) : 2006년
- 규제 PSA 모델 구축 (기타 원전) : 추후 결정

E-2 사고경위 전조 평가 프로그램

1) 정 의

- 구축된 규제 PSA 모델을 활용하여 실제 사고에서의 위험도 중요도를 평가하고 후속조치를 위한 제반 정보를 파악하기 위한 프로그램

2) 모델 평가

- 미국 ASP 프로그램 이행경험 및 적용방침 참조

3) 평가결과 및 이행 방안

- 시행모델 지원을 위해 당장 필요하진 않지만 규제자의 위험도정보 활용에 의한 운전 안전성향상방안 강구 차원에서 필요

4) 확보 필요기술 및 확보방안

- 규제 PSA 모델 : E-1 모델로 해결
- 적용 프로그램 : 3단계 중장기연구로 개발

5) 이행 계획

- 사고경위 전조 프로그램 초안 개발 : 2008년
- 사고경위 전조 프로그램 시행방안 정립 : 2009년
- 사고경위 전조 프로그램 원전 적용 : 2009년 말

부록 4

RIPBR 이행 중장기 추진계획 (안)

A-1 안전성능지표

1) 모델의 정의

- 원전 운영상태 및 방사선 영향을 정량화된 값으로 표시하여 대국민 안전정보, 규제검사 및 종합안전성평가 자료로서 이용하는 모델

2) 개발이 필요한 세부 기술

- 안전성능지표 추가 개발 (격납건물 건전성 지표)
- 추가 지표에 대한 각 원전별 경계치 (Threshold Value) 개발 및 검증

3) 제도화 방안

- 현행대로 이행. 경우에 따라 안전성능지표 제출 관련 규정 (과기부고시 제 2001-44호, 사고·고장보고규정) 의 개선이 필요할 수 있음

4) 고려사항

- 안전성능지표의 규제검사 활용 연계 고려

5) 추진계획

상세 Task	예비단계	1단계												2단계								3단계				
	2005년 이전	2005년				2006년				2007년				2008년				2009년				2009년 이후				
		1	2	3	4	1	2	3	4	1	2	3	4	1	2	3	4	1	2	3	4					
A-1 안전성능지표																										
· 격납건물 건전성지표 개발																										
· 추가지표 시범적용																										
· 전원전 확대실시																										

: 준비단계, : 시범적용, : 전 원전 확대시행 시점, : 유보

A-3 성능기반 규제검사

1) 모델의 정의

- 원자력시설의 안전검사 수행에 있어서 다양한 성능정보를 활용하고, 검사결과 또한 성능의 충족성에 기반을 두는 검사 모델

2) 개발이 필요한 세부 기술

- 성능정보 활용 관련 검사기술
- 성능기반 검사 검사지침서

3) 제도화 방안

- 성능이력 및 성능지표 평가결과를 정기검사 계획수립 시 활용하도록 검사지침서를 개정하고 이행함

4) 고려사항

- 없음

5) 추진계획

상세 Task	예비단계	1단계												2단계								3단계
	2005년 이전	2005년				2006년				2007년				2008년				2009년				2009년 이후
		1	2	3	4	1	2	3	4	1	2	3	4	1	2	3	4	1	2	3	4	
A-3 성능기반검사																						
· 관련 기준 (고시) 의 정비																						
· 성능정보 활용절차 수립																						
· 신규 검사항목 절차서 개발																						
· 절차의 시범적용																						
· 추가 보완																						
· 전원전 확대 실시																						

: 준비단계,
 : 시범적용,
 : 전원전 확대시행 시점,
 : 유보

B-1 위험도정보 가동중검사 (RI-ISI)

1) 모델의 정의

- 원자력시설의 배관에 대한 가동중검사 범위 및 검사주기를 PSA 및 리스크 고찰결과 등 위험도정보와 전통적인 해석적 계산방법으로 결정하고 이행하는 방안

2) 개발이 필요한 세부 기술

- 배관 손상 데이터베이스
- 배관 파손확률 평가 코드
- PSA 평가 모델










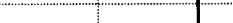

3) 제도화 방안

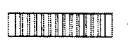
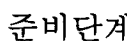


- 사업자의 RI-ISI 신청에 대비하여 과기부고시 제2002-18호 (원자로시설의 가동중점검 및 가동중시험에 관한 규정) 의 개정 및 관계 지침 (KINS 지침) 제정

4) 고려사항

- 없음

5) 추진계획

상세 Task	예비단계	1단계												2단계								3단계
	2005년 이전	2005년				2006년				2007년				2008년				2009년				2009년 이후
		1	2	3	4	1	2	3	4	1	2	3	4	1	2	3	4	1	2	3	4	
B-1 위험도정보 ISI																						
· 관련 규제지침/기준 수립																						
· 사업자의 변경허가 신청																						
· 변경허가심사 및 지침보완																						
· 가동중검사 시범 적용																						
· 문제점 보완																						
· 시행준비 완료 (Option)																						

 : 준비단계,  : 시범적용,  : 전 원전 확대시행 시점,  : 유보

B-3 위험도정보 MOV/AOV

1) 모델의 정의

- MOV/AOV 안전성 확인시험의 효과성을 제고하기 위해 PSA 결과 및 전문가 경험에서 나오는 위험도정보에 기초하여, 안전 중요도가 높은 밸브에 대해서는 감시를 강화하고, 중요도가 낮은 밸브에 대해 시험주기를 연장하거나 시험을 면제하는 방안

2) 개발이 필요한 세부 기술

- 관련 인허가 및 규제근거 (고시, 심사지침 등)
- 사업자의 MOV/AOV 안전성평가 이행계획서
- 발전소 고유 PSA를 이용한 위험도분류 기술








3) 제도화 방안





- 사업자의 RI-MOV/AOV 신청에 대비하여 과기부 장관 고시 제2002-18호 (원자로시설의 가동중점검 및 가동중시험에 관한 규정) 의 개정

4) 고려사항

- 없음

5) 추진계획

상세 Task	예비단계	1단계												2단계								3단계
	2005년 이전	2005년				2006년				2007년				2008년				2009년				2009년 이후
		1	2	3	4	1	2	3	4	1	2	3	4	1	2	3	4	1	2	3	4	
B-3 위험도정보 MOV/AOV																						
· 관련 규제지침/기준 수립																						
· 사업자의 변경허가 신청																						
· 변경허가 심사 및 지침 보완																						
· 전 원전 시행																						

 : 준비단계,  : 시범적용,  : 전 원전 확대시행 시점,  : 유보

B-4 위험도정보 AOT/STI

1) 모델의 정의

- 공학적 판단에 의해 결정론적으로 정해진 기존의 원전 기술지침서 허용정지 시간 (AOT) 와 정기점검주기 (STI)를 PSA결과와 전문가 운전경험을 통한 위험도정보를 이용하여 재 설정하는 방안

2) 개발이 필요한 세부 기술

- 관련 규제근거 (심사지침 등)
- 사업자의 위험도정보 STI/AOT 개선 프로그램
- RI-TS (STI/AOT)에 대한 규제입장 (심사지침 등)
- 발전소 고유 PRA 검토지침 : 기 개발

3) 제도화 방안

- 법령개정 필요가 없이 현행규정에 따라 이행하며, 관련 규제지침 및 심사지침을 신규 개발하여 활용

4) 고려사항

- 없음

5) 추진계획

상세 Task	예비단계	1단계												2단계								3단계
	2005년 이전	2005년				2006년				2007년				2008년				2009년				2009년 이후
		1	2	3	4	1	2	3	4	1	2	3	4	1	2	3	4	1	2	3	4	
B-4 위험도정보 TS	▬	▬▶																				
· 관련 규제지침/기준 수립	▬	▬▶																				
· 전 원전 시행		◎																				

▬ : 준비단계, ▬ : 시범적용, ◎ : 전 원전 확대시행 시점, ▶ : 유보

B-5 위험도정보 기술지침 개선

1) 모델의 정의

- 위험도정보를 활용하여 기술지침서 내용(운전모드 전환, STI, AOT, 점검요건 재배치/개정, 정지조치 등)을 최적화하기 위한 모델

2) 개발이 필요한 세부 기술

- 관련 규제근거 (심사지침 등)
- 사업자의 위험도정보 기술지침서 개선 프로그램
- 원전 고유 위험도감시 프로그램

3) 제도화 방안

- 이 방안은 사업자 주도의 프로그램으로 위험도감시(RM) 및 정비규정(MR)의 완전 이행 및 AOT/STI 변경 후 성능감시 결과를 본 후 고려해볼 사안임. 따라서 단기간내 국내시행은 어려움

4) 고려사항

- 없음

5) 추진계획

상세 Task	예비단계	1단계												2단계								3단계
	2005년 이전	2005년				2006년				2007년				2008년				2009년				2009년 이후
		1	2	3	4	1	2	3	4	1	2	3	4	1	2	3	4	1	2	3	4	
B-5 위험도정보 TS 개선																						▶
· 관련 규제근거 개발																						▶
· 사업자의 위험도정보 TS 프로그램																						▶
· 원전 고유 위험도감시 체계 개발																						▶

: 준비단계,
 : 시범적용,
 ○ : 전 원전 확대시행 시점, ▶ : 유보

C-1 위험도정보 등급분류 및 규제요건 차별 적용

1) 모델의 정의

- 원전설비의 등급을 위험도정보에 기초하여 분류하고, 분류등급별로 차별화된 요건 및 기준을 적용하는 방안

2) 개발이 필요한 세부 기술

- 위험도정보 안전등급분류 절차 검토지침
- 안전에 중요한 비-안전관련 설비의 기준 (설계, 구매, 시험/검사/보수, 시정 조치) 설정
- 특수취급요건의 적용제외로 인한 리스크 증가 허용기준
- 사업자의 종합적 의사결정 패널 (IDP) 구성
- 최고 품질의 PRA 결과 확보 기술현황 파악이 안되어 있으며 당장의 기술 확보가 어려운 실정임

3) 제도화 방안

- 과기부고시 제2002-21호, 원자로시설의 등급과 등급별 규격에 관한 규정을 미국의 10 CFR 50.69 내용을 고려하여 개정

4) 고려사항

- 없음

5) 추진계획

상세 Task	예비단계	1단계												2단계								3단계
	2005년 이전	2005년				2006년				2007년				2008년				2009년				2009년 이후
		1	2	3	4	1	2	3	4	1	2	3	4	1	2	3	4	1	2	3	4	
C-1 위험도정보 안전 등급 분류/규격적용																						
· 사업자의 변경허가 신청																						
· 관련 규정/지침 수립																						
· 시범적용 및 보완																						
· 시행준비 완료																		◎				

: 준비단계,
 : 시범적용,
 ◎ : 전 원전 확대시행 시점, ▶ : 유보

C-2 운전성능감시 (정비규정)

1) 모델의 정의

- 안전관련 설비 및 안전에 중요한 비안전 설비들에 대해 성능 기준을 설정/감시하므로 정비 효과성을 평가하고, 기준을 초과한 설비들을 도출하여 집중적으로 관리함으로써 운전 안전성을 향상시키는 방안

2) 개발이 필요한 세부 기술

- 사업자 필요 기술
 - 감시대상 설비의 선정, 기기 안전중요도 분류, 성능기준 설정/감시를 위한 기술(PSA, 신뢰도 및 이용률 평가 기술)
 - 위험도감시 기술 (운전중, 정지중)
 - 사업자 이행 프로그램 개발
 - 설비 이용률 및 신뢰도 DB 구축
- 규제자 필요 기술
 - MR 이행 방향 설정 지침 및 규제(검토, 검사) 지침
 - 위험도감시 프로그램 검토 및 검사 지침










3) 제도화 방안





- 과기부령 제31호 “원자로시설등의 기술기준에 관한 규칙” 제3절 제63조 (시험·검사·감시 및 보수) 에 성능기반 보수 수행 개념을 반영
- 미국의 10 CFR 50.65 와 같은 규정을 과기부고시로서 신설

4) 고려사항

- 없음

5) 추진계획

상세 Task	예비단계	1단계												2단계								3단계
	2005년 이전	2005년				2006년				2007년				2008년				2009년				2009년 이후
		1	2	3	4	1	2	3	4	1	2	3	4	1	2	3	4	1	2	3	4	
C-2 정비규정																						
· 제도화방안 수립																						
· 이행절차 및 규제지침 개발																						
· 사업자 이행 프로그램 개발																						
· 시범적용 (BOP)																						
· 시범적용 (전계통)																						
· 규정 제도화 (필요시)																						
· 전원전 확대실시																						

 : 준비단계,  : 시범적용,  : 전 원전 확대시행 시점,  : 유보

C-3 가연성기체제어 규정 개정

1) 모델의 정의

- 리스크 중요도에 부합하도록 가연성기체제어 규정을 개선하는 방안

2) 개발이 필요한 세부 기술

- 정상운전 및 사고 시 가연성기체 생성원
- 가연성기체의 전파/혼합 및 가연 한계
- 가연성기체의 연소 시 화염전파 양상 및 관련 안전기기에의 영향
- 연소해석을 위한 모델 등

3) 제도화 방안

- 미국의 10 CFR 50.44 와 같은 규정을 과기부고시로서 제정할 수 있으나, 관련 기술의 미확보로 인하여 당장의 제도화는 불가

4) 고려사항

- 없음

5) 추진계획

상세 Task	예비단계	1단계												2단계								3단계
	2005년 이전	2005년				2006년				2007년				2008년				2009년				2009년 이후
		1	2	3	4	1	2	3	4	1	2	3	4	1	2	3	4	1	2	3	4	
C-3 가연성기체 제어 규정																						▶
• 관련 규제기술 개발																						▶
• 규정 (고시) 제정																						▶

: 준비단계,
 : 시범적용,
 ○ : 전 원전 확대시행 시점, ▶ : 유보

C-4 비상노심냉각계통 성능기준 규정 개정

1) 모델의 정의

- 위험도정보 이용 및 성능기반에 근거하여 비상노심냉각계통 성능기준 규정을 개정하는 모델

2) 개발이 필요한 세부 기술

- 핵연료 손상 허용기준
- 실제해석에 기반하는 평가모델
- 비상노심냉각계통 신뢰도 기준

3) 제도화 방안

- NRC의 개선방향을 참고하여 과기부 고시 제2001-39호를 개선할 수 있으나, 관련 기술의 미확보로 당장의 제도화는 불가

4) 고려사항

- 없음

5) 추진계획

상세 Task	예비단계	1단계												2단계								3단계
	2005년 이전	2005년				2006년				2007년				2008년				2009년				2009년 이후
		1	2	3	4	1	2	3	4	1	2	3	4	1	2	3	4	1	2	3	4	
C-4 ECCS 성능기준 규정																						▶
· 관련 규제기술 개발																						▶
· 규정 (고시) 개정 안 개발																						▶

: 준비단계,
 : 시범적용,
 ○ : 전 원전 확대시행 시점, ▶ : 유보

C-7 신형원자로의 위험도정보 인허가

1) 모델의 정의

○ 원자로시설의 인허가체제를 위험도정보에 근거하여 새로이 구성하는 방안

2) 개발이 필요한 세부 기술

○ 기술현황 미과약 상태

3) 제도화 방안

○ 기술 미과약 및 미확보 상태이므로 당장의 제도화 불가

4) 고려사항

○ 없음

5) 추진계획

상세 Task	예비단계	1단계												2단계								3단계
	2005년 이전	2005년				2006년				2007년				2008년				2009년				2009년 이후
		1	2	3	4	1	2	3	4	1	2	3	4	1	2	3	4	1	2	3	4	
C-8 신형원자로의 위험도 정보 인허가 규정																						▶
· 관련 규제기술 개발																						▶
· 규정 제정 (안) 개발																						▶

: 준비단계,
 : 시범적용,
 ○ : 전 원전 확대시행 시점, ▶ :유보

부록 5

USNRC PRA 정책성명

USNRC PRA 정책성명

NRC의 결정론적 규제방안을 보충하고, 전통적인 심층방어 철학을 지원하는 형식으로, 최신의 PRA 방법 및 데이터로 지원가능한 정도까지, 모든 규제업무에 있어서 PRA 기술의 활용이 증대되어야 한다.

현행 규제요건, 규제지침, 인허가문서 및 스텝 관행과 관련된 불필요한 보수성을 저감하기 위하여 최신기술의 범위내에서 실제적인 경우 PRA 및 관련해석 (예, 민감도 해석, 불확실성 해석 및 중요도 척도) 이 규제업무에 활용되어야 한다. 적합한 경우 PRA는 10CFR50.109 (소급규정) 에 따라 추가적 규제요건 제안을 지원하는데 활용되어야 한다. 규제요건 변경과정에 PRA를 포함시키는 적절한 절차가 개발되어 준수하여야 한다. 물론, 이들 요건 및 규제가 개정되지 않는 한 기존의 규정 및 규제가 준수되어야 한다 것이 이 정책의 의도임을 이해하여야 한다.

규제 의사를 지원하는 PRA 평가는 가능한 한 실제적이어야 하며, 검토를 위해 적절한 보조데이터들이 공개적으로 이용가능하여야 한다.

원전 사업자에게 새로운 일반 요건을 제안하거나, 소급적용할 필요성을 결정할 때 불확실성을 적절히 고려하여 원전 안전목표 및 정량적 보조목표가 활용되어야 한다.

부록 6

일본의 RIR 도입 기본방침

일본의 리스크정보를 활용한 원자력안전규제 도입 방침에 대하여

평성 15년 (2003년) 11월 10일
일본 원자력안전위원회 결정

1. 취지

본 기본방침은 , 향후, 일본에 리스크정보를 활용한 원자력 안전규제 (이하, 「리스크정보 활용 규제」라 함)를 도입하는 것에 따르는 기본적 방향을 제시한다.

2. 현재까지의 안전규제에 있어서 리스크의 취급 동향

(1) 리스크

여기에서 말하는 리스크란, 원자력의 이용에 따른 주변 인원의 건강과 사회·환경에 영향을 주는 잠재적 위험성이라고 하고, 그 크기는 일반적으로, 발생하는 확률에서 무게에 의한 피해의 크기로서 나타낸다. 이러한 리스크 개념은 국민의 생명과 재산을 보호하는 관점에서, 지금까지도 원자력시설의 안전성 확보 및 안전규제를 중심으로 다루어져 왔기 때문에 시간과 함께 다루는 방법이 진화/진보하고 있다.

(2) 과거의 관행

원자력시설의 안전확보/안전규제는 안전확보 대책을 다단계로 수립하여, 하나의 확보대책이 손상될지라도 안전이 위협받지 않도록 하는 다중방호 방안 (원자력시설의 경우에 ①이상상태 발생 방지, ② 이상상태 확대방지 및 사고로의 발전 방지, ③ 방사성물질의 이상방출 방지 등 3단계가 있음)을 기초로 하고 있다. 이 기본적인 안전확보 방안은 앞으로도 변화하지 않을 것임. 종래에는 이 다중방호 방안 등에 기초하여 개별 안전확보 대책을 구체화할 때에는 리스크 개념을 염두에 두지 않고, 전문가의 공학적판단과

결정론적 평가에 충분한 보수성을 부여하는 것으로 안전성 확보를 시도하였다.

(3) 근래의 동향

이 분야에서 일본보다 선행하고 있는 미국은 특히, 발전용경수형원자로시설에 대하여, 오랜기간 축적된 운전경험과 연구성과에 의하여 리스크를 정량적으로 파악하는 확률론적 안전성평가 등 리스크 평가기술을 향상킴으로써, 발전용원자로시설에 의한 방사선 리스크에 대하여 수용가능한 수준을 명확히 하는 것을 목적으로 하여 안전목표를 정해 왔다. 또, 리스크 평가는 시설의 계통, 기기 등의 안전성 확보 관점에서 상대적 취약점을 파악할 수도 있어서, 안전확보, 안전규제를 보다 합리적이고 효과적으로 할 수 있는 것으로 인식되어져 왔다. 이러한 것으로부터 종합적인 안전성평가를 기반으로 하여, 규제에의 리스크 평가의 활용이 진보되고 있다.

당 위원회는 지금까지 이와 같은 해외의 선행사례를 참고로 하여, 안전목표는 「원자력은 어느 정도까지의 안전을 목표로 할 것인가」에 있어서, 리스크를 합리적으로 허용할 수 있는 한 억제함으로써 목표로 하는 수준으로 책정하는 작업을 진행시키는 등 리스크 개념을 보다 의식적으로 안전규제에의 관행을 추진하는 자세를 밝히도록 한다.

또, 사업자는 당 위원회와 규제행정청이 장려하고 있는 발전용경수형원자로시설의 중대사고에 관한 대책 (Accident Management) 과 주기적 안전성평가 등에 있어서, 확률론적 안전성평가를 활용하도록 한다. 더욱이 규제행정청에 있어서는 금후, 검사대상 계통, 기기 등의 범위와 검사빈도 등을 리스크 정보 (리스크 평가결과 자체, 및 계통, 기기 등의 리스크에 대한 기여도 정보 등)를 이용하여 정하는 방법에 대하여 검토하도록 한다. 이와 같이 일본에 있어서도 원자력시설의 안전확보/안전규제에 리스크를 정량적으로 고려하도록 하는 움직임이 진보하고 있기 때문에 앞으로 한층 더 발전해야 하는 것은 관련 전문분야의 지식과 국민의 의견을 수렴하여, 명확히 기본방침을 제시할 필요가 있다.

3. 리스크정보의 활용의 의의

리스크정보를 활용한 규제에는 크게 나누어 다음의 2가지 의의가 있다.

(1) 안전규제의 합리성, 합치성, 투명성 향상

우선 첫째는 리스크 정보를 안전규제에 활용함으로써, 예전의 방침에 따른 안전성 확보의 타당성과 개선점을, 기대되는 안전수준에 대하여 정량적으로 평가/확인할 수 있고, 안전확보를 보다 합리적으로 할 수 있는 것으로 판단된다. 다음은 리스크정보를 이용하여 원자력의 다양한 분야에 있어서의 안전규제 활동을 수평적으로 평가함으로써 상호 일치성을 가질 수 있다. 더욱이 안전규제 의사결정에 있어서 리스크정보를 명시적으로 다룸으로써 안전규제활동에 따른 판단근거의 객관성을 향상시키고, 국민에 대하여 보다 이해하기 쉽고 투명성을 높일 수 있다.

(2) 안전규제 활동을 위한 자원의 적정 배분

국민의 공유재산인 한정된 규제자원 (인적자원 등) 은 유효하게 활용할 필요가 있고, 리스크정보, 특히 리스크에 대한 기여도가 높은 이상상태와 그와 관련된 계통, 기기등에 관한 정보를 활용, 안전상의 중요도를 고려하여, 규제자원을 적절히 배분함으로써 안전규제 활동을 보다 효과적, 효율적으로 행할 수 있다.

4. 리스크정보를 활용한 규제 도입의 기본 원칙

(1) 보완적 도입

리스크정보를 활용한 규제는, 다중방호 원칙을 기본적으로 견지하되, 종래의 공학적 판단과 결정론적 평가에 근거한 규제를, 정량적, 확률론적평가에 의해 얻어지는 리스크 정보의 활용을 통해 보완하여 진화, 진보시키는 것으로 한다.

(2) 단계적 도입

리스크정보를 활용한 규제는, 현재 설계 또는 건설단계에 비하여 종래에도 더 한층 운전단계에서의 안전규제의 중요도가 높다는 점과, 미국의 선행

사례등 에서도 명확한 바와 같이 도입에 따른 효과가 비교적 조기에 기대 되는 것 등으로부터, 우선 현 단계에서는 운전단계에 대하여 도입을 중심으로 추진하는 것이 적당할 것으로 판단된다. 따라서, 당면한 것은 현행 안전수준의 유지 및 향상을 도모하고, 상대적인 리스크 평가와 운전실적등 에 의한 리스크정보를 활용하는 것이 적당할 것으로 판단된다. 상대적인 리스크평가는 안전확보 관점에서 관찰되는 시설의 계통, 기기등의 상대적인 리스크 기여도를 구하는 것을 주 목적으로 하는 평가를 의미한다. 예를 들 면 계통, 기기등의 보수, 검사를 행하는 경우에 대하여, 리스크정보를 활용 하여, 종래에는 공학적인 판단에 의하였던 계통, 기기 중요도에 추가하여 리스크에의 상대적인 기여도를 고려하는 것 등을 생각할 수 있다.

리스크정보를 활용한 규제의 도입은, 활용경험과 축적상황에 따라 진행시 키는 것이 적절하다고 판단되므로, 장기적으로는 현재 검토를 진행하고 있 는 안전목표를 고려하며, 또, 다중방호 원칙을 적용하 때의 보수성에 리스 크 정보를 고려 하는 등에 의해, 설계, 건설단계를 포함한 안전확보체제 전 체에 대하여 리스크 정보를 활용한 규제의 도입을 체계적으로 검토하는 것 을 목표로 할 필요가 있다.

(3) 대상시설

발전용경수형원자로시설에 대하여는 장기간 축적된 운전경험과 연구성과 에 근거하여 확률론적안전성평가기술이 개발되는 등 리스크평가기술이 향 상되어 있어서, 그것에 의해 얻어지는 정량적 리스크정보는 향후 규제에 활 용할 수 있을 것으로 판단된다. 한편, 핵연료싸이클 관련시설은 시설수가 많지 않고, 시험연구용원자로는 시설의 형태가 다양각색이고, 연속운전을 목적으로 하지 않는 것이 대부분이기 때문에, 정량적인 리스크 정보가 충분 히 얻어지지 않는 경우로 보여진다. 이를 위해 획일적인 것은 아니지만, 리스크의 크기와 형태등 시설의 특성과 운전경험에 따라 안전확보, 안전규 제의 합리성 향상 등의 관점에서 유용한 것과 관련하여, 우선적으로 도입을 도모하는 것이 적절하게 있음을 고려한다.

(4) 도입에 따른 유의사항

① 리스크평가의 신뢰성과 투명성의 확보

리스크평가는 설비와 기기의 고장을, 인적오류를 등에 근거하여 장래에 이상상태의 발생확률과 그 결과를 평가하는 것이다. 이를 위해 데이터베이스의 체계적인 정비를 추진함과 함께, 사용 데이터의 불확실성과 평가모델의 정밀도 등을 충분히 고려하고 리스크평가의 신뢰성을 확보하는 것이 중요하다. 또, 리스크평가의 내용을 이해하기 쉽게 공개함과 아울러 평가 프로세스를 명확히 함으로써 투명성을 확보하는 것이 중요하다.

② 리스크정보 활용과 관련된 감시

리스크정보를 활용한 규제에 있어서는 시설의 안전성이 저하되지 않는다는 것을, 예를 들면 리스크평가에 사용된 주요 안전계통 신뢰성 데이터 등, 관측 가능한 운전실적의 지표에 의해 감시하는 것이 중요하다. 또, 미국의 선행사례에도 있는 바와 같이 관측 가능한 운전실적 지표의 성적에 따라서 규제 방법을 변화시키는, 소위 퍼포먼스베이스 규제의 도입은, 안전확보를 향한 사업자의 자주적 노력을 촉진한다는 관점에서도 유효하므로 병행하여 검토하는 것이 적절할 것으로 본다.

③ 국민의 넓은 이해

리스크 정보를 활용한 규제를 향후 도입하는 것에 대해서는 국민의 넓은 이해를 얻는 것이 매우 중요하다. 일반적으로는 리스크라고 하는 개념에서 안전수준을 논의하는 것은 사회적으로 아직 충분히 침투되어 있지 않은 것으로 있기 때문에, 리스크 개념을 보다 친밀하게 하기 위하여 설명회를 실시하는 등 국민으로부터 이해를 얻는 노력이 계속적으로 필요하다고 생각된다.

(5) 당위원회, 규제행정청, 사업자 등의 역할

리스크정보를 활용한 규제를 합리적이고 실효성있는 것으로서 도입하기 위해서는 당위원회, 규제행정청, 사업자를 중심으로 한 원자력관련 관계자가 각각의 역할에 대하여 검토를 하는 것이 필요하다.

당위원회는 이 기본 방침하에 전체적으로 조화된 진척이 도모되도록 할 계획이므로, 안전목표의 활용방침과 안전확보체제 전체에 대하여 체계적인 리스크정보 활용 방안에 관한 검토, 리스크정보활용에 따른 중요도 분석지침의 재평가 검토, 리스크평가에 관한 안전연구의 추진, 국민에의 이해활동

등을 행하도록 한다.

규제 행정청, 사업자에 있어서는, 이 기본방침을 근거로 구체적인 안전확보, 안전규제 활동에의 도입에 대하여 적극적인 검토를 추진할 것으로 기대한다.

또, 학회/협회와 연구기관 등에 있어서는 리스크평가에 관한 민간규격의 정비, 리스크평가에 관한 안전연구의 실시등도 기대된다.

5. 향후계획

이 기본방침에 근거하여, 리스크정보를 활용한 규제를 일본에 도입하는데 있어서, 관계자가 각자 책임있는 계획을 추진하는 것이 중요하기 때문에, 당위원회에서는 대략 3년내를 목표로, 관계기관의 계획의 진척상황을 평가하여, 다시 그 후의 진도에 대하여 생각하기로 한다.

부록 7

우리나라 RIPBR 도입을 위한 정책성명 (안)

리스크정보 · 성능기반규제 도입에 관한 정책성명 (안)

2005. 00. 00 제정

1. 머리말

원자력 선진국에서는 결정론적이고 규정적인 기존규제의 단점을 보완하기 위하여 1990년대 초부터 원자력시설의 리스크에 미치는 영향이 크거나, 안전성능이 상대적으로 취약한 설비 또는 인적행위에 규제를 집중하는 소위 리스크정보 · 성능기반규제(RIPBR : Risk-informed and Performance-based Regulation)를 도입하여 안전규제의 효과성 및 효율성 향상은 물론 원자력시설의 실질적 안전성 증진 및 성능개선을 도모하고 있다.

우리나라에서는 1994년 9월에 공포한 원자력안전정책성명에서 원자력시설에 대하여 확률론적 방법을 이용한 종합안전성평가 (PSA : Probabilistic Safety Assessment) 및 비용효과를 고려한 합리적 안전규제를 실시하며, 리스크를 근거로 한 안전규제의 실시를 선언한 바 있다. 이에 따라 2001년 9월에 중대사고정책을 수립하여 2006년까지 우리나라의 모든 발전용원자력시설에 대하여 PSA를 완료하도록 요구하였으며, 2002년 12월에 원자력안전위원회는 원자력발전소 안전관리 효율화 방안의 일환으로서 리스크기반 안전검사와 정비규정 (Maintenance Rule) 의 도입을 권고한 바 있다.

위와 같이 1994년 이후 리스크정보 · 성능기반규제와 관련된 여러 규제정책의 선언에도 불구하고, 이 규제방안은 우리나라 고유의 규제환경, 취약한 기술적 기반 및 미흡한 정책방향 제시 등으로 인하여 크게 발전시키지 못하고, 리스크정보에 근거한 변경허가 신청사항의 승인과 안전성평가/성능이력에 근거한 시험주기 연장의 허용 등 일부 항목에만 국부적으로 적용되어 왔다.

우리나라 발전용원자력시설에 대한 PSA 수행의 완료를 앞두고 사업자는 리스크정보 및 성능이력을 기반으로 하여 기존의 안전관리 행위에 대한 다양한 변경허가 신청을 계획하고 있는 한편, 원자력안전위원회의 리스크기반 안전규제검사 및 정비규정 이행 권고가 제안되어 있으므로, 우리나라에서 앞으로 리스크정보 및 성능이력을 이용한 안전규제 및 안전관리는 더욱 확대될 전망이다.

이러한 전망에도 불구하고, 선진 규제제도의 국내도입은 선진국과의 규제환경, 보유기술 및 관련 인프라 구축 등의 차이로 인해 그대로 도입하는 것은 현행 규제에 혼선을 가져올 수 있으므로 우리나라의 고유한 환경을 고려한 신중한 접

근이 필요하다.

이에 정부는 향후 본격적인 리스크정보·성능기반규제의 도입에 대비하고, 고유한 규제환경을 고려한 체계적이고 종합적인 정책방향을 제시하기 위하여 우리나라의 도입 기본방향과 원칙 및 전략을 담아 성명으로 공포한다. 이를 통해 규제기관 종사자 및 원자력사업자에게 이 성명에서 제시하는 방향과 원칙이 허용하는 범위에서 리스크정보·성능기반규제의 도입을 장려하며, 안전규제 선진화에 대한 정부의 의지를 알리고자 한다.

2. 리스크정보·성능기반규제 도입 기본방향 및 원칙

2.1 도입목적

우리나라 원자력시설의 규제, 설계, 운영, 보수 등 안전성 확인을 위한 제반 분야에 리스크정보를 활용하고 성능을 기반으로 하는 규제기법을 도입하여 기존의 결정론적 및 규정적인 규제체계를 보완함으로써,

- 원자력시설의 리스크 관리와 운전 성능감시를 통하여 종합안전성의 유지/개선 및 운전 안전성을 향상시키고,
- 규제의 효과성과 효율성 제고 및 불필요한 규제부담의 최소화를 통하여 규제의 최적화를 도모하며,
- 원자력안전에 대한 대중의 신뢰를 증진하기 위함이다.

2.2 기본방향

리스크정보·성능기반규제는 다음 사항을 기본방향으로 하여 도입한다.

- (1) 기존의 전통적인 심층방호원칙을 준수하면서, 안전성 확인 및 제고를 위하여 결정론적 규제에 대한 보완적인 수단으로 리스크정보·성능기반규제를 도입하여 활용한다.
- (2) 미국 등 외국의 운영 사례 및 경험을 참조하여 안전성 증진과 규제의 효과성 및 효율성이 입증된 범위 내에서 추진한다.
- (3) 우리나라의 기술여건과 규제환경, 사회적 수용성 등을 고려하여 종합적·체계적·단계적으로 추진한다.

2.3 추진원칙

도입 기본방향을 준수하기 위하여 다음의 원칙들을 고려하여 추진한다.

(1) 전통적 규제 철학 준수 및 규제일관성 유지

- 설계 및 운영에서 심층방호원칙을 유지하여야 하며, RIPBR 도입에 따른 위험도 증가는 무시할 정도로 작게 하거나 감소하여 안전여유도를 충분히 확보할 수 있어야 한다.
- 기존제도와 비교하여 중복에 따른 추가부담이 없어야 하며, 기술요건 및 지침의 명확한 설정을 통해 규제의 일관성을 유지하여야 한다.

(2) 안전성 증진 및 규제 효율성/효과성 확인

- RIPBR을 적극 추진하고 있는 미국 등 외국의 운영사례와 경험을 참고하여 실제 원자력시설에서의 적용에서 정량적인 안전성증진 효과가 확인된 사항에 대하여 추진하여야 한다.
- RIPBR 제도의 도입에 따른 규제자원 배분 효율성, 사업자에 대한 불필요한 규제부담 경감 효과 등을 포함하여, 실제 적용에서 안전성 측면과 경제성 측면의 이득과 규제의 효과성과 효율성을 확보하여야 한다.

(3) 관련 기술 확보 및 인프라 구축

- RIPBR도입에 필수적인 확률론적 안전성평가(PSA) 기술이 충분히 확보되어야 하며, 해석의 불확실성이 규제판단의 오류를 야기하지 않도록 기술수준 및 성능을 확인하여야 한다.
- RIPBR도입에 필수적인 절차적/기술적 사항들에 대하여 규제기관 및 사업자의 기술능력을 분석하여 필요 기술을 확보하고, 연구개발 및 교육훈련을 체계적으로 수행하여야 하며, 해당기술의 품질보증을 위한 확인체계를 수립하여야 한다.

(4) 국민신뢰 확보

- RIPBR도입이 원전의 안전성 향상, 규제의 효과성 및 효율성 제고와 불필요한 규제부담의 경감 등 도입목적에 부합되어야 하며, 목적과 추진방향이 일반대중에게 충분히 설명되어 대중의 신뢰를 바탕으로 추진하여야 한다.

(5) 종합계획 수립 및 시범적용을 통한 효과성 확보

- RIPBR도입에 따른 정책방향을 명확히 설정하고, 국내외 여건을 고려한 체계적이고 종합적인 계획아래 점진적으로 추진하되, 해당 제도의 전 원전 적용이전에 시범적용을 통해 시행착오를 최소화하여야 한다.
- 산·학·연 협력하에 도입 정책방향에 부합하는 시행계획을 명확히 설정하여 추진하여야 한다.
- 기존 규제에 PSA 수행결과를 활용하여 그 효과성을 확인한 후 본격적인 리스크정보 활용단계로 발전시켜야 한다.

3. 이행전략 및 추진계획의 수립

본 정책성명에 제시된 도입 기본방향과 추진원칙에 따라 RIPBR 제도를 도입하기 위한 바람직한 우리나라 모델이 개발되어야 한다. RIPBR 모델은 규제검사, 변경허가, 기술기준 등의 분야에 대한 여러 가지 추진항목으로 구성될 수 있으며, 구성되는 모든 항목들을 동시에 이행하는 것은 불가능하다. 따라서, 현행의 기술 수준 및 규제환경을 평가하여 이행이 가능한 우선순위를 정하고 단계적으로 이행하는 전략이 필요하다. 각 단계의 이행기간을 2~3년으로 하는 3단계 전략을 수립한다. 1단계를 기반구축 단계, 2단계를 정착단계, 그리고 3단계를 최적화단계로 구분하여 다음과 같이 이행한다.

- 기존의 규제 틀 (요건 및 관행) 내에서 PSA 수행결과를 접목, 활용할 수 있는 분야 및 사업자의 변경허가 신청이 예상되는 분야는 1단계에 시행하되, 시범호기에 대한 시범적용을 우선적으로 고려한다.
- 1단계에서의 기반구축과 시범적용 결과를 토대로 리스크 및 성능정보를 활용하는 규제를 2단계에 정착시킨다.
- 기존 규제의 상당한 변경과 규제체제 및 사업수행체계에 큰 변화가 요구되는 분야에 대해서는 1단계 및 2단계 운영실적을 토대로 3단계에서 적용 여부를 결정한다.

이상과 같은 이행전략을 토대로 추진항목들을 대상으로 이행가능 일정 및 계획을 개발한다. 개발된 계획은 이행 도중 주기적인 이행실적 점검을 통해 수정·보완하며, 리스크정보·성능기반규제에 대한 우리나라 종합이행계획으로서 활용한다.

4. 맺음말

정부는 본 리스크정보·성능기반규제 정책성명의 취지에 따라 현행 규제를 보다 과학적으로 개선하여 원자력시설의 안전성 확인을 더욱 공고히 하며, 사업자에게 불필요한 규제부담은 과감히 폐지하여, 실질적으로 안전에 중요한 설비 및 행위를 중심으로 하는 규제를 이행함으로써 규제효율성 및 효과성 제고는 물론 사업자가 안전관리를 합리적으로 할 수 있도록 분위기를 조성하고자 한다.

본 성명을 이행하기 위하여 규제기관 종사자 및 원자력사업자는 장·단기 이행계획을 수립하고, 현행 기술수준이 허락하는 범위에서 이행을 위한 최선의 노력을 다해야 할 것이다.

끝으로 정부는 리스크정보·성능기반규제의 이행을 통해 원자력시설에 대한 개별적 및 총체적 리스크 수준을 객관적으로 제시하여 국민이 이해하고 신뢰할 수 있는 안전성 확보를 위해 최선을 다할 것을 다짐한다.

2005. 00. 00

과학기술부장관

오 명

부록 8

미국 NRC RG 1.174 (국문 번역본)

**발전소별 인허가기준 변경에 관한 리스크정보
의사결정시 PRA 활용방안**

RG 1.174 (Rev. 1, Nov. 2002)

An Approach for Using Probabilistic Risk Assessment in Risk-Informed Decision on Plant-Specific Changes to the Licensing Basis (LB)

발전소별 인허가기준 변경에 관한 리스크정보 의사결정시 PRA 활용방안

1. 목적 및 범위

1.1 서론

NRC의 PRA 정책성명은 안전에 관한 의사결정 및 규제효율성 개선을 위해 PRA 해석기술의 확대 활용을 장려하고 있다. NRC 스태프의 리스크정보활용규제 이행 계획 (RIRIP) 은 현재 추진중이거나, 활용확대를 계획하고 있는 활동사항을 기술하고 있다. 이 활동사례로서 NRC 검사원들이 검사자원을 리스크에 중요한 설비에 집중하는 것에 관한 지침의 제공을 들 수 있다.

정책성명에 부응하여 추진중인 또 다른 활동은 개별 발전소의 인허가기준 변경을 위한 의사결정 지원에 PRA를 활용하는 것이다. 이 지침은 발전소 인허가 기준 변경 (10 CFR 50.90-92 에 따른 변경허가 신청 및 기술지침 변경) 요청시 PRA 결과 및 리스크 insight 활용에 관한 지침을 제공한다. NRC 검토 및 승인이 필요하지 않은 인허가기준 변경 신청(예, 10 CFR 50.59 하에서의 FSAR에 기재된 시설의 변경) 은 다루지 않는다.

기존의 승인된 스태프 입장 (RG, SRP, BTP 또는 STS 등) 에 부합하는 사업자 제안의 인허가기준 변경사항은 스태프들에 의해 통상 전통적인 공학해석을 이용하여 평가된다. 일반적으로 사업자는 이 변경제안사항을 보조하기 위해 리스크 정보를 제출하지는 않을 것으로 본다.

기존의 스태프 입장을 넘어선 사업자 제안의 인허가기준 변경은 스태프들에 의해 이 지침에서 기술하는 리스크정보활용방침뿐만 아니라 전통적인 공학해석을 이용하여 평가된다. 사업자는 제출되지 않았다면 보조적인 리스크정보의 제출을 요구받을 수 있다. 제안된 인허가기준 변경에 관한 리스크정보가 스태프에게 제시되지 않으면, 신청사항을 승인할 수 있는지를 결정하기 위해 스태프는 사업자가 제출한 정

보를 검토하게 될 것이다. 전통적인 방법을 적용하여, 제공된 정보에 근거하여 스텝은 신청사항을 승인하거나 반려하게 된다.

그러나, 요청한 인허가기준 변경과 관련하여 리스크를 크게 증가할 수 있는 현안의 파악 등, 새로운 정보를 통해 예견되지 않던 위해가 발발하거나, 예견된 위해의 잠재성이 커진다고 밝혀지는 특수한 상황이 일어날 수 있음을 사업자는 알아야 한다. 이러한 상황에서 NRC는 기존 규제를 초과하는 사업자 조치를 요구하는 법적 권한을 가지며, 인허가기준 변경신청 승인시 대중의 건강과 안전상 예기치 않은 리스크의 배제에 필요한 보호수준 (adequate protection) 이 유지됨을 입증하기 위해 신청사항과 관련된 리스크의 변화에 관한 해석을 요구할 수 있다.

이 규제지침은 리스크정보가 포함된 변경사항을 보조하기 위해 사업자가 채택하거나 NRC에 의해 요청되는 경우, 인허가기준 변경사항의 특성 및 영향을 평가하는 데 사업자 및 NRC가 사용하는 허용가능한 방법을 기술한다. NRC 스텝은 공학적 현안을 고려하고, 리스크 insight를 적용하여 인허가기준 변경사항을 검토하게 된다. 리스크정보를 제출한 (사업자 스스로 또는 NRC 요청에 의하여) 사업자는 이 규제지침에서 논의되는 각 리스크정보활용 규제원칙에의 부합성을 서술하여야 한다. 사업자는 그들이 채택한 방안과 방법 (정량적 또는 정성적, 결정론적 또는 확률론적), 데이터 및 리스크 고려 기준 등이 의사결정을 하는 데 얼마나 적절한지를 보여야 한다.

NRC 심사자가 리스크정보 활용과 무관한 인허가 변경 요청사항을 심사할 경우 리스크정보를 요청하고 이를 활용하는 상황 및 절차에 대해서는 별도의 지침이 제공된다 (SRP 19장의 App. D 에 제공됨).

인허가기준 변경 요청사항에 대해 이 지침에서 제시한 것과 다른 방안의 사용을 배제하지 않는다. 단지, 이 지침은 규제조치를 정당화하기 위해 리스크해석 결과가 사용되는 분야에서 규제결정상의 일관성을 개선하려는 의도를 가진다. 마찬가지로, 이 지침에서 논의되는 원칙, 절차 및 방안은 특정 발전소의 인허가기준변경사항 (일반적 활동) 보다는 좀 더 광범위하게 리스크정보를 활용 하는 데에 유용한 지침을 제공하며, 이 관점에서 사업자들이 이 지침을 사용할 것을 장려한다.

1.2 배경

지난 몇 년 동안 NRC와 원자력산업계는 PRA가 규제의사결정 도구로서 좀 더 많이 사용될 수 있는 정도까지 발전되었다고 인식해 왔다. 1995년 8월 NRC는 다

음과 같은 PRA 확대 활용에 관한 정책성명을 채택하였다.

- PRA 기술의 활용은, NRC의 결정론적 규제방식과 전통적인 심층방어 철학을 보완하는 방향으로 최신의 PRA 방법 및 데이터로서 지원가능한 정도까지 모든 규제업무에 대하여 확장되어야 한다.
- 기존의 규제요건, 규제지침, 인허가 사항 (License commitments) 및 규제관행과 관련되는 불필요한 보수성을 저감하기 위하여 가능한 최신의 기술범주에서 PRA 및 관련 해석 (민감도 연구, 불확실성 해석 및 중요도 척도 등) 이 규제 업무에 사용되어야 한다. 적절한 경우, 10CFR 50.109 (Backfit Rule : 소급적용 규정) 에 따라 추가의 규제요건을 제안하는 데 있어서 PRA가 사용되어야 한다. 규제요건의 변경과정에 PRA를 포함시키기 위한 적절한 절차를 개발하고 준수하여야 한다. 물론, 이 정책이 의도하는 바가 기존의 규정 및 규제가 개정되지 않을 경우 기존의 것을 준수하도록 한 측면을 이해하여야 한다.
- 규제 의사결정을 지원하는 PRA 평가는 가능한 한 실제적이어야 하며, 안전성 검토를 위해 적절한 보조자료들은 공개적으로 이용가능하여야 한다.
- 원자력발전소 사업자에 대하여 새로운 일반요건을 제안하고 소급적용할 필요가 있는 경우, 규제판단의 불확실성을 적절히 고려하여 원자력발전소 안전목표 및 보조의 정량적 목표가 사용되어야 한다.

정책성명 승인시, 위원회는 정책성명의 이행으로 인하여 다음 3개 분야의 규제절차가 개선될 것이라는 기대감을 표명 하였다.

- PRA insight 의 활용에 의한 안전성에 대한 규제의사 결정 개선
- NRC 자원의 보다 효율적인 활용
- 사업자에 대한 불필요한 규제부담 저감

정책성명의 발간과 더불어 스텝은 향후 수행될 PRA 관련 활동을 정의 및 구성하기 위하여 이행계획을 개발하였다. 이 활동은 광범위한 PRA 응용범위를 다루며, 다양한 (사용되는 모델 종류 및 필요한 상세모델을 포함하는 다양성) 종류의 PRA 방법 활용을 포함한다. 예로서 어떤 응용의 경우에는 원자로에서의 운전사건을 평가하는 데 있어서 PRA를 활용하기도 한다. 이들 평가의 특성은 상대적으로 단순한 PRA 모델을 허용한다는 것이다. 반면, 다른 응용에서는 보다 상세한 모델의 사용이 요구되는 경우도 있다.

최신의 PRA 이행계획에 서술된 활동은 NRC와 피규제자간의 여러 가지 상호작용과 관련한다. 예를 들어, 원자로규제와 관련해서는 NRC 검사원이 리스크에 중요한 설비에 검사자원을 집중하고자 하는 지침의 개발이나, 소급적용 가능성 타진을 위해 상대적으로 CDF 값이 높은 발전소를 재평가 하는 등의 행위가 포함된다.

이 규제지침은 NRC 이행계획에 서술된 응용분야중 일부 분야에 PRA를 활용하는 것에 초점을 두고 있다. 핵심은 발전소 인허가기준 변경 제안사항에 대한 의사결정에 PRA 결과 및 리스크 고찰내용을 활용하는 것이다.

규제지침은 NRC 안전목표 정책성명도 활용한다. 다음에 논의되는 바와 같이 RIR의 핵심 원칙은 변경 제안사항으로 인한 CDF 및 리스크 증가는 미미하여야 하고, 안전목표 정책성명의 의도에 맞아야 한다. 안전목표 (및 관련 정량적 보전 목표) 는 대중이 겪는 타 리스크에 비해 작은 (0.1%) 허용가능한 리스크 수준을 정의한다. 이 규제지침에서 정의되는 (2.2.4절) 허용지침은 안전목표 및 보전안전 목표 (QHO)로부터 유도된 보조목표에 근거한다.

1.3 규제지침의 목적

원자력발전소 인허가기준과 관련한 활동 및 설계특성을 변경할 때에는 NRC 심사 및 승인을 필요로 한다. 이 규제지침은 그러한 심사 및 승인을 요하는 사업자 제안의 발전소 인허가기준 변경을 지원하는 데 있어서 리스크정보를 활용하는 것에 대한 스태프의 추천사항을 제시한다. 지침은 다른 인허가기준 변경 요청 방안들을 배제하지 않는다. 단지, 이 지침은 규제조치를 정당화하기 위해 리스크해석 결과가 사용되는 분야에서 규제결정상의 일관성을 개선하려는 의도를 가진다. 마찬가지로, 자발적으로 사용하게 되는 이 지침은 발전소 인허가기준 변경 제안사항과 관련된 현안을 분석하고, 제안사항이 발전소 설계 및 운전관련 리스크에 미치는 영향을 평가하는데 있어 NRC가 허용가능하다고 결정한 방안에 대한 일반지침을 제공한다. 이 지침은 리스크정보 규제를 받을 수 있는 개별 발전소의 활동 또는 설계특성의 변경 제안에 필요한 상세해석은 다루지 않는다.

1.4 지침의 범위

이 지침은 공학적 현안을 고려하고, 리스크 고찰결과를 적용함으로써 인허가기준 변경 제안사항의 특성 및 영향을 평가하는 데 허용가능한 방법을 기술한다.

평가는 설비의 기능성, 신뢰성, 이용가능성 뿐만 아니라 성공기준의 고려를 포함하여 안전여유도 및 심층방어 속성을 고려하여야 한다. 해석에는 발전소의 실제 설계, 건설 및 운전 관행을 반영하여야 한다. 지침서는 이러한 평가결과의 판정을 위한 허용지침을 제공하며, 변경사항을 지원하기 위해 제시된 가정과 해석내용이 적절함을 입증하기 위한 이행전략 및 성능감시계획도 언급한다.

안전목표 정책성명을 고려하는 것은 규제 의사결정에 있어서 중요한 요소이다. 결과적으로 이 지침서는 이 정책성명에 부합하는 허용지침을 제시한다.

이론적으로, 우리는 대중에 대해 리스크 증가 효과를 줄 수 있는 리스크정보 변경사항을 고려하는데 있어 보다 일반적인 규제체계를 구성할 수 있다. 물론 그러한 규제체계는 지속적인 걱정 방호의 보장을 (대중의 건강과 안전을 경제적 비용과 관계없이 합리적으로 보장하는 방호 수준) 포함한다. 그러나, 적정한 방호를 위해 필요하지 않은 모든 수단들이 제거될 가능성에 대한 대비도 포함할 수 있다. 이 대비사항은 전체 리스크를 근본적으로 저감하는데 효과적이지 않거나, 안전성이득으로는 정당화되지 않는 지속적 비용의 투입을 가져올 수 있다. 대신에 이 지침에서 NRC는 오직 작은 리스크 증가만 허용하고, 다른 무엇보다 충분한 심층방어와 여유도가 유지되는지를 확신하게 하는 보다 엄격한 정책을 선택했다. 이 정책은 불확실성, 그리고 원자력산업계의 성장에도 불구하고 설계, 건설 및 운전과 관련하여 현안들이 지속적으로 나타나는 사실 등에 비추어 수용되는 것이다. 이러한 사실은 원전이 적정방호 이상의 신중한 여유도를 가지고 지속적으로 운전되어야 함을 암시한다. 안전목표의 보조기준은 이러한 신중한 여유도의 예로서 사용된다.

마지막으로 이 규제지침은 사업자가 충분히, 완벽하며, 이해할 수 있는 수준의 해석을 수행하였고, 공학적 평가결과는 변경요청 사항을 적절히 지원하고 있다고 NRC 스태프가 결론을 내리는데 바탕이 되는 만족할만한 문서화 수준을 제시한다.

1.5 타 지침 문서와의 관계

이 규제지침과 직접적으로 관련되는 문서는 다음과 같다.

- SRP (리스크 고찰결과를 적용하는 인허가기준 변경 요청사항의 NRC 스태프 평가 지침)
- 선별적 응용분야별로 개발된 규제지침과 관련 SRP

관련 규제지침서는 가동중시험 (IST), 가동중검사 (ISI), 차등품질보증 (GQA) 및 기술지침서에 대하여 개발되어 있다. 규제지침에 사용되는 하나의 척도 (LERF) 를 평가하기 위한 간단한 선별방법을 제시하는 NRC 위탁연구 보고서도 이용가능하다. 규제 의사결정을 보조하는데 필요한 리스크해석은 규제 의사결정 과정의 리스크평가 요소에 주어지는 상대적 비중에 따라 다양하다. 선택된 리스크평가 방안, 방법, 데이터 등이 의사결정을 위해 적절한지를 정당화하여야 하는 부담은 인허가기준 변경을 요청하는 사업자에게 있다.

2. 허용가능한 리스크정보 의사결정 방안

원자력 규제활동에 PRA 방법을 활용하는 것에 관한 정책성명을 승인하는 데 있어서, 위원회는 “NRC의 결정론적 규제방안과 전통적 심층방어 철학을 보조하는 형식으로 모든 규제업무에 있어서 PRA 기술의 활용이 증가되어야 한다” 라는 기대감을 표명하였다. 인허가기준 변경을 요청하는 사업자 제출문서에 리스크 고찰결과를 활용하는 것은 사업자 제안사항을 처리하는데 스태프에게 도움을 준다.

스태프는 제안된 인허가기준 변경사항을 분석평가하기 위한 허용가능한 방안을 정의해 왔다. 이 방안은 제안된 변경사항의 리스크 심각도에 대한 고찰 (PRA 방법의 활용을 통해 파악됨) 에 의해 보조되는 전통적인 공학적 평가결과에 의사결정의 근간을 두고자 하는 NRC의 희망을 지지한다. 제안된 변경사항에 관한 의사결정은 전통적인 공학적 및 리스크 정보를 고려하여 종합적인 방식으로 이루어지게 되며, 정량적 해석 및 정보 뿐만 아니라 정성적 인자에도 근거를 둘 수 있다.

리스크정보 의사결정 이행에 있어서, 인허가기준 (LB) 변경사항은 다음의 핵심 원칙을 충족하여야 한다. 이들중 일부는 통상 전통적인 공학적 의사결정에 사용되는 용어로 작성되어 있다 (예, 심층방어 등). 이들 용어로 작성되어 있는 반면, 이 원칙들이 충족됨을 입증하기 위해 리스크해석 기술이 사용될 수 있으며, 또한 사용이 장려된다. 이들 원칙은 다음과 같다.

1. 제안된 변경사항은, 명백하게 면제요청 또는 규정변경과 관계가 없는 한 (즉, 10 CFR 50.12 하에서의 특별면제 또는 10 CFR2.802 하에서의 Rulemaking 청원), 기존 규정을 충족할 것
2. 제안된 변경사항은 심층방어 철학과 부합할 것
3. 제안된 변경사항은 충분한 안전여유도를 유지할 것
4. 제안된 변경사항이 CDF 또는 리스크의 증가를 초래 할 때, 그 증가는 작아야

하며, 안전목표정책의 의도에 부합할 것

5. 제안된 변경사항으로 인한 영향은 성능측정 전략을 이용하여 감시될 것

이상의 각 원칙들은 그림 1에서 보는 바와 같이 리스크정보 종합 의사결정 과정에 고려되어야 한다.

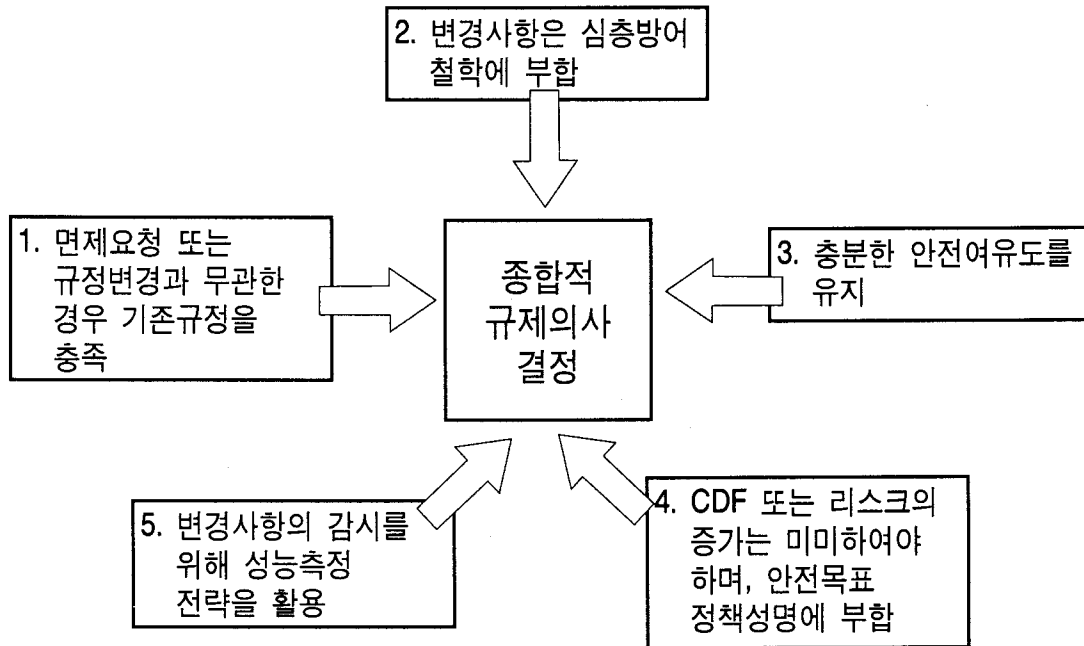


그림 1. 리스크정보를 이용한 종합적 규제 의사 결정의 5대 원칙

스택이 제안하는 평가방안과 허용 지침은 이 원칙들로부터 파생된다. 이들 원칙의 이행을 통해 스택은 다음 사항을 기대한다.

- 리스크 저감 기회의 이점을 파악하여 취함으로써 운전 및 공학적 의사를 폭넓게 개선하고, 사업자가 보기에 바람직하지 않은 요건을 그냥 제거하지 않기 위해 사업자가 리스크해석을 활용하고 있는 총체적 리스크 관리방안의 일환으로서 제안된 변경사항의 모든 안전성 영향이 종합적으로 평가된다. 리스크 증가가 제안된 경우, 이득이 기술되어야 하며, 이 이득은 제안된 리스크 증가와 균형이 맞는 것이어야 한다. 요건 변경사항을 파악하기 위해 사용되는 방안은 요건이 증가되는 분야와 감소되는 분야 양자를 파악하기 위해 사용되어야 한다

- 제안된 인허가기준 변경사항을 정당화하기 위해 수행된 공학해석 (전통적 해석 및 확률론적 해석 포함) 의 범위, 상세수준 및 기술적 적합성은 변경사항의 특성과 범위에 적합한 것이어야 하며, 실제 건설, 운전 및 유지되는 발전소에 기준하여야 하고, 발전소의 운전경험을 반영하여야 한다.
- 사업자 제안사항을 보조하는 발전소 고유 PRA 는 QA 및 QC 방법을 적용받는다.
- 중요한 불확실성을 취급하기 위한 감시, 반영 및 시정조치 프로그램의 사용을 포함하여 해석과 발견사항의 설명에 있어서 불확실성이 적절히 고려된다.
- PRA 허용지침 기준으로서 CDF 및 LERF을 사용하는 것은 상기 원칙 4를 다루고 있는 허용가능한 방안이다. LERF 대신에 보건안전목표 (QHO) 의 활용은 원칙적으로 허용가능하며, 사업자는 이를 제안할 수 있다. 그러나, 실제적으로 동 방안의 이행은 Level 3 PRA 로의 확장이 요구될 것이다. 이 경우 Level 3 분석에 사용되는 방법, 및 가정, 관련 불확실성 등에 추가의 관심이 요구된다.
- 제안된 인허가기준 변경사항으로부터 나타나는 CDF 및 LERF 추정치의 증가는 작은 수치 정도로 제한된다. 그러한 변경의 누적효과를 추적하고 규제 의사결정 과정에 고려하여야 한다.
- 사업자는 상기 모든 원칙들이 충족되도록 제안된 변경사항의 허용성을 종합적으로 평가하여야 한다
- 규제 의사결정 보조에 사용되는 데이터, 방법 및 평가기준은 잘 문서화되고 일 반대중의 검토에 이용가능 하여야 한다.

위에서 토의된 리스크정보 규제 의사결정 원칙 하에, 스텝은 제안된 변경사항 평가를 위한 4요소 접근방안을 제시하였다. 그림 2에서 보여지는 이 방안은 NRC 규제 의사결정 과정을 잘 지원한다. 이 방안은 특성상 순차적인 것이 아니고 반복적인 것이다.

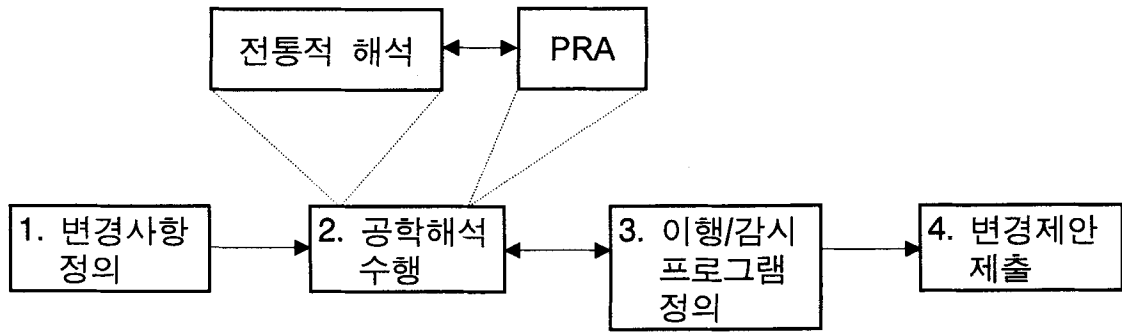


그림 2. 리스크정보를 활용한 발전소 고유 변경사항의 의사결정 4대 필수요소

2.1 요소-1 : 제안된 변경사항을 정의함

요소-1은 3가지 주요 활동으로 구성된다. 첫째, 사업자는 변경사항에 의해 영향을 받는 인허가 기준 관점 (규정, FSAR, TS, 인허가조건 및 기타 인허가문서 등)을 파악하여야 한다. 둘째, 사업자는 평가대상 인허가기준 변경에 의해 다루어지는 구조물, 계통, 기기, 절차서 및 활동을 파악하여야 하며, 각 프로그램 요건을 포함하는 것에 대한 원래의 사유를 고려하여야 한다.

인허가기준 변경을 고려할 때, 사업자는 발전소 안전성을 보장하는데 과도하게 까다롭거나, 불필요한 것으로 여겨지는 규제요건 또는 인허가 문서를 파악할 수 있다. 사업자는 당연히 잘 이해된 안전 중요도에 부합하여 향상되어야 하는 설계 및 운전관점을 파악할 것으로 기대된다. 그러한 파악사항은 이를 반영하는 인허가기준 변경사항에서 실현되어야 한다.

셋째, 스텝의 기대를 염두에 두고, 사업자는 제안된 인허가기준 변경사항과 관련된 이용가능한 공학적 연구, 방법, 코드, 적용가능한 발전소 고유/산업계 자료 및 운전경험, PRA 수행결과, 연구 및 해석결과 등을 파악하여야 한다. 특히 발전소 고유 PRA와 관련하여 사업자는 제안된 인허가기준 변경사항의 리스크 평가를 보조하기 위해 필요한 경우 계통 모델의 사용, 수정, 보강, 개정하는 능력을 평가하여야 한다.

인허가기준 변경사항을 서술하고 해석방법을 개괄하기 위하여 상기 정보들이 총괄 사용되어야 한다. 사업자는 제안된 변경사항을 서술하여야 하며, 의사결정의 향상, 자원의 효율적 활용, 불필요한 부담의 저감 등을 포함하여 PRA 정책성명의 목적을 어떻게 충족하는지를 서술하여야 한다. 원자로 안전성 향상에 추가로, 이

평가는 연간 인적자원과 방사선피폭의 저감 등과 같이 인허가기준 변경의 이득을 고려할 수 있다. 사업자는 제안된 변경사항이 명백하게 면제 제안 또는 규정변경과 관계가 없는 한 (즉, 10 CFR 50.12 하에서의 특별면제 또는 10 CFR 2.802 하에서의 Rulemaking 청원) 기존 규정을 충족하고 있음을 확인하여야 한다.

2.1.1 복합 변경 요청 (CCR : Combined Change Requests)

사업자 변경제안은 평가후 종합적으로 이행하고자 하는 몇 가지의 개별 인허가기준 변경 제안사항들을 같이 포함할 수 있다. 리스크의 총 순변화 (Overall net change) 와 관련하여 복합 변경요청은 다음 2가지중 한 가지에 속하게 되고 각각의 경우 모두 허용가능하다.

1. 개별 변경사항이 리스크를 증가시키는 복합 변경 요청
2. 개별 변경사항이 리스크를 감소시키는 복합 변경 요청

첫째 범주에서 리스크 평가시에 개별 변경제안사항이 CCR에 기여하는 정도를 정량화하여야 하며, 각 개별 변경제안사항의 불확실성이 언급되어야 한다. 두 번째 범주에 대해서는 일부 또는 전체 변경제안 사항에 대한 정성적 분석이면 충분하다. CCR 개발에 사용되는 지침은 다음에 논의된다.

2.1.2 CCR 개발 지침

CCR을 구성하는 변경사항들은 다음의 사례에서 보는 바와 같이 서로 관련성이 있어야 한다.

- 동일한 단일계통 또는 활동에 영향을 미치거나,
- 동일한 안전기능 또는 사고경위 또는 경위그룹에 영향을 미치거나,
- 동일한 형태 (TS 에 의해 허용되는 정지시간의 변경 등)를 포함

그러나, 이것이 상호 무관한 변경사항의 수용을 배제하지는 않는다. 이들이 변경사항의 실제 결과의 특성을 좌우하기 때문에 NRC 심사를 위한 CCR 제출시, 개별 변경사항들간의 관계와 리스크평가에서 어떻게 모델화되었는지 등이 상세하게 기술되어야 한다. 사업자는 이 규제지침의 2절 및 2.2.1절의 안전원칙과 정성적 허용지침에 대하여 개별 변경사항 뿐만 아니라 변경사항들을 같이 복합하여 평가하여야 한다. 추가적으로, 이 지침의 2.2.4에 논의된 정량적 허용지침과 관련하여 CCR을 구성하는 변경 제안사항들의 누적 영향에 대한 허용성을 평가하여야 한다.

첫 번째 범주 (개별 변경 제안사항이 리스크를 증가시키는 경우) 의 CCR 이행에서, 주요 사고경위에 의한 리스크는 증가되지 않아야 하며, 저-순위 기여인자의 빈도는 리스크에의 주요 기여인자가 될 정도로 증가되지 않아야 한다. 새로운 주요 사고경위나 cutset이 발생하지 않아야 한다. CCR 허용성 평가에서 (1) 발생 가능성이 큰 초기사건 (예, SGTR) 과 관련된 리스크 증가는, 비록 동일한 안전기능에 개입할지라도, 발생가능성이 낮은 사건 (예, 지진) 과 관련된 개선과 교환해서는 아니된다, (2) 발생가능성에 추가하여 리스크가 고려되어야 한다. CCR은 발전소의 운전 단순화, 중요한 안전성 항목에 자원을 집중할 수 있는 등의 안전상의 이점을 가져다 줄 것으로 기대된다.

이미 이전에 승인된 CCR중 하나 이상의 개별 항목을 개정하는 변경 제안사항은 이전에 승인된 CCR에 미치는 영향을 다루어야 한다. 특히, 고려되어야 하는 문제는 개정내용이 기승인 CCR을 허용불가하게 하지는 않는가 여부이다. 그렇다면, 제출서류는 기승인 CCR과 관련하여 사업자가 취하고 있는 조치를 다루어야 한다.

2.1 요소-2 : 공학해석 수행

인허가 변경 제안사항을 정당화하기 위하여 수행되는 공학해석의 범위, 상세수준 및 기술적 적합성은 제안사항의 특성 및 범위에 대해 적절할 것으로 기대하며, 해석의 불확실성과 해석결과의 설명에도 적절한 고려가 주어질 것으로 기대한다. 또, 규제 의사결정을 보조하는 공학해석의 적절성을 판단하기 위하여 사업자는 변경 제안사항의 이행 복잡성과 난이도에 대한 판단을 할 것으로 기대한다. 따라서, 사업자는 전통적인 공학적 접근방안과 PRA 수행결과와 관련된 기법 뿐만 아니라 정성적/정량적 해석의 적합성을 고려하여야 한다. 선택된 해석방법과 관계없이, 사업자는 의사결정을 위해 수립된 이해가능한 허용지침을 활용하여 앞에서 논의된 안전원칙이 충족됨을 보여야 한다.

어떤 인허가 변경 제안사항은 안전성 중요도에 따른 설비분류를 개입시킴으로써 특성화가 가능하다. 그 한 예가 설비의 안전중요도에 알맞도록 QA 관리 적용을 차등화 하는 것이다. 타 응용의 경우와 마찬가지로 안전성 분류에 개입하는 인허가 변경요청에 관한 심사는 유사한 지침이 사업자에 의해 제안되지 않는 한 동 지침에 제시되어 있는 원칙에 따른 허용지침을 준용한다. 설비 분류에 있어서 리스크 중요도 척도가 사용되기 때문에, 그 사용에 관한 지침이 이 규제지침의 Appendix A에 제공되어 있다. 기타 적용사례별 지침 문서는 서로 다른 안전성

중요도 범주들 (예, 보다 안전에 중요한 것, 중요하지 않은 것 등) 에 대해 이행되는 프로그램 (품질관리 등) 적합성과 관련된 지침을 기술한다. 사업자는 리스크 정보에 기초한 해석결과와 고찰내용을 의사결정에 적용할 것을 장려한다.

두 번째 항목의 일환으로서, 사업자는 적절한 심층방어 유지, 충분한 안전여유도 유지 및 미미한 CDF 증가와 안전목표 정책성명 의도와 일치 등의 원칙과 관련하여 변경 제안사항을 평가한다.

2.2.1 심층방어 속성 및 안전여유도 평가

공학적 평가중 하나의 관점은 발전소 설계의 근간이 되는 기본 안전원칙이 타협되지 않음을 보이는 것이다. 설계기준사고(DBA)는 원전 설계의 중심 역할을 수행한다. DBA는 적절하고 안전한 발전소 대응을 보장하기 위하여 대처설계가 필요한 가상의 위협과 고장사건의 조합이다. 설계과정에서, 보수적 의도를 가진 가정을 이용하여 발전소 응답 및 관련 안전여유도가 평가된다. 국가표준, 그리고 심층방어 속성 및 단일고장기준 등의 기타 고려사항들은 발전소 설계 및 운전에 영향을 미치는 추가의 공학적 고려사항을 구성한다. 이들 고려사항과 관련된 여유도와 방어는 사업자의 변경 제안사항에 의해서 영향을 받으므로 요청된 인허가 기준 변경사항을 보조하기 위해 재평가되어야 한다. 이 평가의 일환으로서 변경 제안사항이 관련 설비의 기능성, 신뢰성 및 이용가능성에 미치는 영향이 결정되어야 한다.

2.2.1.1 심층방어

공학적 평가는 인허가 변경 제안사항의 영향이 심층방어 철학에 부합하느냐를 평가하는 것이다. 이러한 관점에서, 원칙의 의도는 심층방어 철학이 유지됨을 보장하는 것이지, 심층방어가 성취되는 방법의 변경을 방해하고자 하는 것은 아니다. 심층방어 철학은 안전기능 달성을 위한 다중적 수단의 제공 및 방사성물질의 유출 방지를 위하여 전통적으로 원자로 설계 및 운전에 적용되어 왔다. 심층방어 철학은 설비 및 인적성능의 불확실성을 고려하기 위한 효과적인 방법으로 자리를 차지해 왔고 앞으로도 계속 그럴 것이다. 일단, 종합적 리스크해석이 완료되면 이는 공공의 건강과 안전을 보장하기 위한 적절한 심층방어 정도 (즉, 노심손상예방, 격납건물 고장, 결과 완화 간의 균형) 를 평가하는 데 사용될 수 있다. 종합적 리스크해석이 되지 않거나, 될 수 없는 경우에는, 불확실성의 고려를 위해 전통적인 심층방어 고려사항이 사용되거나 유지되어야 한다. 평가는 일반설계기준, 국가표준 및 단일고장기준 등과 같은 공학원칙의 의도를 고려하여야 한다. 더구

나, 평가는 변경 제안사항이 노심손상, 격납건물 고장 또는 우회에 대비한 방어벽 (예방 및 완화 모두) 과 심층방어 속성들간의 균형에 미치는 영향을 고려하여야 한다. 앞에서 기술한 바와 같이, 사업자는 정량적 또는 정성적, 전통적 또는 확률론적 어떤 경우든 간에 변경 제안사항에 적합한 공학해석 기법을 선택하여야 한다.

사업자는 변경 제안사항이 심층방어 철학을 만족하는지 평가하여야 한다. 심층방어는 아래에 요약된 바와 같이 여러 가지 요소로 구성된다. 이 요소들은 평가 수행을 위한 지침으로 활용될 수 있다. 기타 동등한 허용지침이 사용될 수도 있다.

다음사항이 충족되면 심층방어 철학에의 부합성이 유지되는 것으로 간주한다

- 노심손상예방, 격납건물 고장 예방 및 결과 완화들간에 합리적인 균형이 보존되어야 한다
- 발전소 설계 취약성을 보상하기 위해 프로그램성 활동에 너무 의존하는 것은 피하여야 한다
- 예상 빈도, 계통에 미치는 위해 영향 및 불확실성 등에 알맞는 계통 다중성, 독립성, 다양성이 보존되어야 한다 (no risk outliers)
- 공통원인 고장에 대비한 방어가 보존되어야 하며, 새로운 공통원인 고장기구의 도입 가능성이 평가되어야 한다
- 인적오류에 대비한 방어가 보존되어야 한다
- 방벽의 독립성이 저하되지 않아야 한다
- 10 CFR 50 Appendix A의 일반설계기준 의도가 유지되어야 한다.

2.2.1.2 안전여유도

공학적 평가는 변경 제안사항의 영향이 충분한 안전여유도의 유지라는 원칙에 부합하는지를 평가하여야 한다. 사업자는 변경 제안사항이 이행되는 경우 충분한 안전여유도가 유지되는지를 평가하기에 적합한 공학해석 방법을 선택할 것으로 기대된다. 평가 수행을 위한 적합한 지침이 아래에 요약되어 있다. 기타 동등한

허용지침이 사용될 수 있다. 충분한 안전여유도를 가지고 :

- NRC가 사용을 승인한 코드 및 표준 또는 그 대체방안을 충족하여야 한다.
- 인허가기준(즉, FSAR, 보조해석)에서의 안전해석 허용기준이 충족되거나, 제안된 개정사항이 해석 및 데이터의 불확실성을 고려하기에 충분할 정도로 안전여유도를 제공하여야 한다

일반지침을 반영하는 적용사례별 지침이 개발되어 왔고, 그러한 지침이 적용사례별 규제지침에 제시되어 있다 (RG 1.175, 1.176, 1.177, 1.178).

2.2.2 불확실성의 처리를 포함한 리스크 영향의 평가

사업자의 리스크 평가는 CDF 및 리스크 증가가 작고, 안전목표에 부합된다는 원칙을 다루기 위해 사용될 수 있다. 이행 목적으로, 사업자는 CDF 및 LERF의 예상 변동을 평가하여야 한다. PRA 범위(예, 오직 전출력 내부사건)를 포함하여 요구되는 평가의 정교성은 리스크평가의 종합적 의사결정에의 기여 정도에 달려 있으며, 이는 다시 어느 정도 잠재적 리스크 영향의 크기에 의존한다. 보다 실질적인 영향을 가질 수 있는 인허가기준 변경을 정당화하기 위해서는 보다 상세하고 종합적인 PRA 해석, 즉 인허가기준 변경 제안사항의 총 영향을 정량적으로 적절히 계산할 수 있는 해석이 필요할 것이다. 기타 적용에 있어서는, 계산된 리스크 중요도 척도 또는 한계치 계산이 적합하다. 그 외에는 변경 제안이 발전소 리스크에 미치는 영향의 정성적 평가면 충분하다.

이 절의 나머지에서는 의사결정에서의 정량적 PRA 결과의 활용에 관해 논의한다. 논의는 3분야로 나뉜다.

1. NRC 리스크정보 규제절차의 기본요소는 의도한 적용분야에 대해 충분한 범주의 그리고 상세수준을 갖추며, 기술적으로 허용가능한 PRA 이다. 2.2.3절에는 요구되는 PRA 범주, 상세수준 및 기술적 허용성과 관련한 NRC의 예상을 논의한다.
2. PRA 결과는 2가지 방법으로 의사결정 절차에서 사용되어야 한다. 즉, 발전소 총 기저 CDF/LERF 평가와 변경 제안사항에 의한 CDF/LERF 영향 평가. 2.2.4 절에서 이 척도 각각에 대해 스텝이 사용하는 관련 허용지침을 논의할 것이다.

3. PRA 체계의 강점중의 하나는 해석상의 불확실성 영향을 특성화하는 능력이며, 원칙이 충족되는지를 평가할 때 이 불확실성을 인지하는 것은 필수적이다. 의사결정에 있어서 불확실성이 어떻게 취급되어야 하는지에 대한 지침이 2.2.5 절에 제시되어 있다.

변경 제안사항에 대한 NRC 결정은 독립적인 판단과 전체 신청서류의 평가에 근거할 것이다.

2.2.3 PRA해석의 품질

신청내용을 보조하기 위해 사용되는 PRA 해석의 품질은 범위, 상세수준 및 기술적 적합성 등과 관련하는 적절성의 항목으로 측정된다. PRA 범위, 상세수준 및 기술적 적합성은 의도한 신청내용과 종합 의사결정 절차에서의 PRA 결과의 역할에 알맞아야 한다. 의사결정 과정에서 리스크 고찰과 PRA 결과가 강조될수록, PRA 범위, 리스크/리스크변동 평가방법 등의 관점에서 PRA에 대해 보다 많은 요건이 부과된다.

반대로 다음과 같은 경우에는 PRA 범위, 상세수준 및 기술적 적합성이 크게 강조되지 않는다.

- 인허가기준 변경 제안사항이 리스크 감소 또는 미미한 (very small) 증가를 야기하는 경우
- 의사결정이 주로 전통적인 공학적 논거에 기초하는 경우
- 변경에 의한 영향이 미미하다고 설득력 있게 주장될 만큼 보상수단이 제안되는 경우

이 규제지침은 다양한 신청사례에 대비하는 의도가 있기 때문에 요구되는 범위, 상세수준 및 기술적 적합성이 달라질 수 있다. 우선되는 요건중 하나로 PRA는 실제 설계, 건설, 운전관행 및 발전소/소유자의 운전경험을 반영하여야 한다는 것이다. 여기에는 규제요건 뿐만 아니라 사업자의 자발적 조치도 포함되며, 리스크 정보 의사결정을 보조하는데 사용되는 PRA는 인허가기준에 대해 이전에 취해진 변경의 영향을 반영하여야 한다

2.2.3.1 범위

2.2.4절에서 논의되는 허용지침의 입장에서, 리스크 연루의 평가에 대해 모든 운전 모드와 초기사건이 취급되기를 요구하고 있지만, 모든 운전모드 및 초기사건을 다루는 범위의 PRA를 수행할 필요는 없다. 많은 경우, 누락된 운전모드 및 초기사건을 정성적으로 다루는 것으로도 충분할 수 있다. 이 문제는 2.2.5절에서 좀더 논의된다.

2.2.3.2 신청을 보조하는데 요구되는 상세수준

PRA 상세수준은 제안되는 변경의 영향을 모델화하기에 충분하여야 한다. 문제를 특성화하는 업무에는 평가 대상 현안에 의해 영향을 받는 PRA 부분을 파악하기 위하여 인과관계를 수립하는 것이 포함되어야 한다. 전범위 PRA 적용시, PRA 요소에 미치는 영향을 정량화하는 데 있어서 이 인과관계를 반영하여야 한다. 기기 분류와 같은 적용사례의 경우 변경의 효과에 대한 민감도 분석이면 충분하다. 기타 적용에 대해서는 PRA 요소에 미치는 영향의 정성적 관계를 정의하거나, 어느 요소가 영향을 받는지를 파악하는 것만으로도 적절할 수 있다.

변경이 발전소에 미치는 영향을 PRA 요소들과 연관지을 수 없는 경우, PRA는 그에 따라 수정되어야 하거나, 2.2.6절에서 논의하게 될 종합적 의사결정 절차의 일환으로서 변경의 영향이 정성적으로 평가되어야 한다. 어떠한 경우에도 변경이 설비의 신뢰도/이용불능도 또는 운전원 조치에 미치는 영향이 적절히 고려되어야 한다.

2.2.3.3 PRA의 기술적 적합성

현 정황에서 기술적 적합성이란 실제 모델링의 적합성과 가정/근사의 합리성에 의해 결정되는 것으로 이해된다. RIR에 활용되는 PRA는 위에서 논의된 바와 같이 요구되는 범위와 상세수준에 맞도록 허용관행에 부합하는 방향으로 정확히 수행되어야 한다. PRA의 기술적 적합성을 평가하는 데 있어서 여러가지 다양한 방안이 사용될 수 있다. 사업자가 기술적 적합성을 평가할 수 있는 하나의 방안은 전문가 평가 (Peer Review)를 수행하는 것이다. 평가자의 자격, 평가 발견사항 요약, 발견사항 해결방안 등이 문서화되어야 한다. PRA 범위, 상세수준 및 기술적 적합성 평가를 도우기 위해 산업계 주도의 PRA 인증프로그램 및 PRA 상호교차비교 연구 등이 활용될 수 있다. 상기 프로그램 또는 연구를 사용하는 경우, 접근 방안, PRA가 비교되는 표준 또는 지침을 포함하는 프로그램 설명, 평가 정도, 참여 전문가의 자격 등이 NRC의 검토를 위해 제공되어야 한다. 전문가평가 또는 인증절차와 이 절차로부터의 문제점에 근거하여, 사업자는 범위, 상세수준 및 기

술적 적합성 관점에서 현행 신청사항에 대하여 PRA가 왜 적합한지를 정당화하여야 한다. 사업자에 대하여 수행되어 온 검토에서 NRC가 점점 신뢰를 가질 수록 심사에서 덜 엄격함이 기대되어야 한다는 점에도 불구하고 스텝 심사는 전문가평가, 인증 또는 교차비교 등에 의해 전적으로 대체될 수 없다.

NRC 스텝은 현재 ASME PRA 표준 (ASME RA-S-2002) 을 인정하는 규제지침을 개발중에 있다. 이 신규 지침은 PRA 결과에서의 신뢰수준과 의사결정과정에서의 그 역할을 잘 이해하기 위해 PRA 표준이 어떻게 활용될 수 있는지에 대한 지침을 제공한다. 이 지침은 예외사항 또는 추가의 스텝 요건을 포함하여 PRA 표준 또는 산업계 프로그램의 스텝 인정서가 될 예정이다.

NRC는 현재의 산업계 PRA 표준 개발 활동을 계속 지원하고 있으며, 이 규제지침에서 서술된 바와 같이 규제의사 결정에 적합하다고 PRA 표준을 인정할 것으로 기대한다. 외부사건 (예, 지진사건) 및 저출력/정지운전에 대한 표준이 개발되거나 개발중에 있다. 중간단계로서 NRC는 이 지침의 2.2.3절 및 2.5절, 그리고 SRP 19장과 SECY-00-0162 (기술적으로 허용가능한 PRA의 최소한의 기술특성을 정의함 - PRA 품질)에 주어진 지침을 활용하여 특정의 변경 신청사항을 보조하기 위해 제출된 PRA 를 평가하게 된다. 게다가 참고문헌과 서적목록은 사업자가 그들의 PRA 허용성을 결정하는데 유용하도록 찾아볼 수 있는 정보를 제시한다.

2.2.4 허용지침

이 규제지침에 제시된 리스크 허용지침은 2절에서 논의되는 RIR에 대한 원칙과 그에 기대되는 사항에 기초하며, 다음과 같이 구성된다. 영역은 x-축을 따른 기저 리스크 척도 (CDF 또는 LERF) 와 y-축을 따른 이들 척도의 변동 (Δ CDF 또는 Δ LERF) 으로 생성되는 2개 평면에서 (그림 3 및 4) 수립된다. 이 지침은 리스크 척도 변동의 전범위 (내부사건, 외부사건, 전출력, 저출력, 정지운전 포함) 평가와 다음에 논의되는 바와 같이 필요시 리스크 척도의 기저값 (baseline value) (CDF 또는 LERF) 과를 비교하려는 의도가 있다. 그러나, 많은 PRA 들이 전범위로 되어 있지 않으며, 이 규제지침의 2.2.5에서 논의되는 바와 같이 전범위보다 축소된 PRA 정보도 허용가능하다.

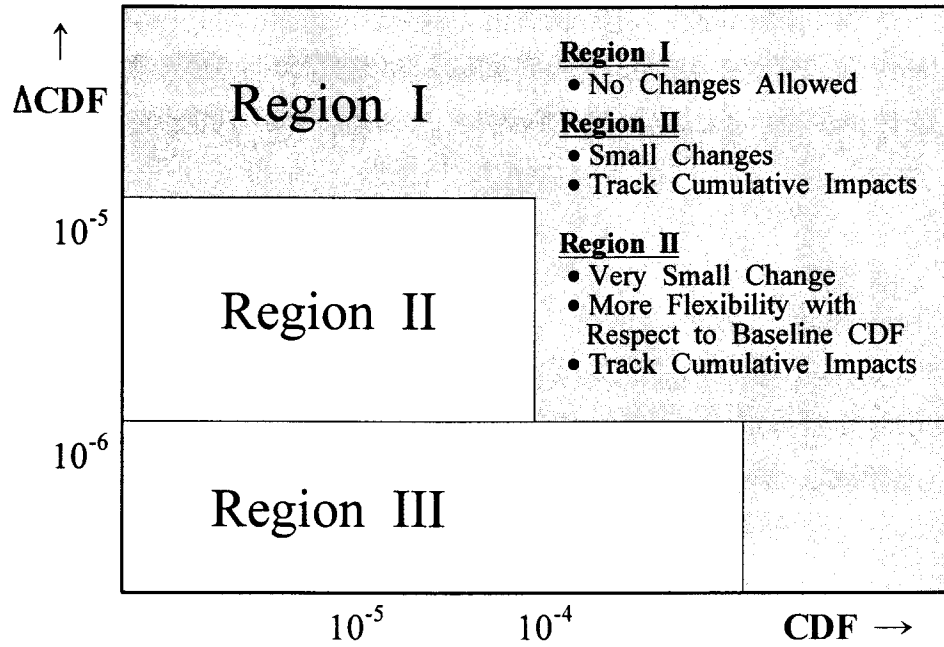


그림 3. 노심손상빈도에 대한 허용지침

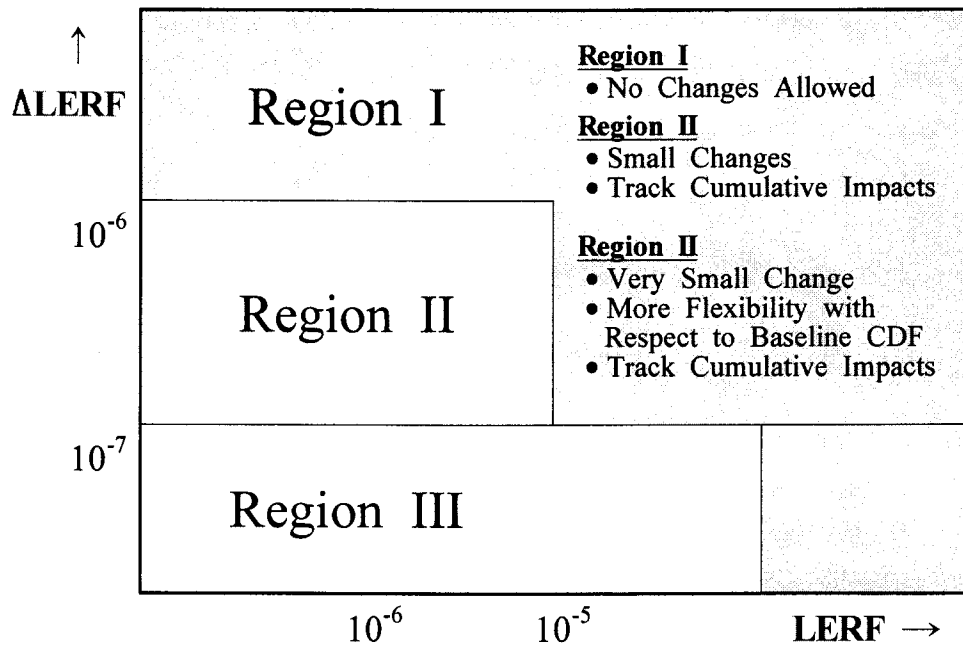


그림 4. 대량 조기 방사능 유출빈도에 대한 허용지침

2가지 종류의 허용지침이 있다. 하나는 CDF에 관한 것이고, 다른 하나는 LERF에 관한 것으로서 두 종류 모두 사용되어야 한다.

- 신청내용이 명백히 CDF 감소를 야기하는 경우, 변경사항은 CDF에 관한 RIR 관련 원칙을 만족한 것으로 간주한다. (그림 3이 Log 좌표로 되어 있으므로, 이 영역이 그림에 나타나 있지 않음)
- 계산결과 CDF 가 미미하게 증가 (10^6 이하) 하는 경우, 총 CDF 계산 결과에 관계없이 변경이 고려된다 (Region III). 총 CDF 계산에 대한 요건이 없는 반면, CDF가 10^4 /RY 보다 높게 나타나면 CDF를 증가시키는 것보다 감소시키는 방법을 찾는 것에 초점을 두어야 한다. 그러한 상황은 (1) IPE 또는 IPEEE 등과 같이 제한된 범주의 해석으로부터 계산된 CDF에의 기여도가 10^4 을 심하게 초과하는 경우, (2) Margins-type 해석으로부터 잠재적 취약성이 파악된 경우, 또는 (3) 해당 원전의 역사적 경험을 통해 잠재적인 안전성 문제를 보이는 경우 등에서 결과된다.
- 계산된 CDF 증가가 $10^6 \sim 10^5$ /RY 범위에 있을 때, 총 CDF가 10^4 /RY 이하인 경우 신청을 고려해 본다 (Region II)
- CDF 증가가 10^5 /RY 이상을 야기하는 신청은 통상 고려되지 않는다 (Region I)

그리고

- 신청내용이 명백히 LERF 감소를 야기하는 경우, 변경사항은 LERF에 관한 RIR관련 원칙을 만족한 것으로 간주한다. (그림4는 Log 좌표로 되어 있으므로, 이 영역이 그림에 나타나 있지 않음)
- 계산결과 LERF 가 미미하게 증가 (10^7 이하) 하는 경우, 총 LERF 계산 결과에 관계없이 변경사항이 고려된다 (Region III). 총 LERF 계산에 대한 요건이 없는 반면 LERF가 10^5 /RY 보다 높게 나타나면 LERF를 증가시키는 것보다 감소시키는 방법을 찾는 것에 초점을 두어야 한다. 그러한 상황은 (1) IPE 또는 IPEEE 등과 같이 제한된 범주의 해석으로부터 계산된 LERF에의 기여도가 10^5 를 심하게 초과하는 경우, (2) Margins-type 해석으로부터 잠재적 취약성이 파악된 경우, 또는 (3) 해당 원전의 역사적 경험을 통해 잠재적인 안전성 문제를 보이는 경우 등에서 결과된다.
- 계산된 LERF 증가가 $10^7 \sim 10^6$ RY 범위에 있을 때, 총 LERF가 10^5 /RY 이하인 경우 신청을 고려해 본다 (Region II)

- LERF 증가가 $10^6/\text{RY}$ 이상을 야기하는 신청은 통상 고려되지 않는다(Region I)

이 지침은 CDF 및 LERF 의 증가가 미미함을 보장하려는 의도가 있고 안전목표 정책성명의 의도에 부합된다.

그림의 음영부분에 나타나 있는 것처럼 변경요청은 계산된 결과가 각 영역 경계에 가까워 질 때, 보다 강도 높은 NRC 심사를 받게 된다.

위에 논의된 지침은 전출력, 저출력 및 정지운전에 적용될 수 있다. 그러나, 격납 기능이 유지되지 않는 어떤 정지운전중에는 위에서 정의된 LERF 지침이 비-실제적일 수 있다. 그러한 경우 사업자는 동등의 리스크 프로파일 유지를 위해 보다 엄격한 기저 CDF 지침 (예, $10^5/\text{RY}$) 을 사용하거나, 원칙 4의 의도를 충족하는 대체 LERF 지침을 제안할 수 있다.

현행 LERF 지침은 원자로출력 준위에 대한 가정, 핵연료 연소도율 및 MOX 연료 사용정도 등에 근거한다. NRC는 어떤 것이 되었든 이들 모수의 증가가 LERF에 미치는 영향을 평가하고 있다.

리스크 평가와 관련하는 기술적 심사는 PRA 범위, 상세수준 및 불확실성을 포함하는 기술적 적합성을 취급한다. 관리자의 심사에 의해 취급되는 관점은 2.2.6절 (종합적 의사결정) 에서 논의되며, PRA 평가를 받을 수 없는 인자를 포함한다.

2.2.5 PRA 결과와 허용지침의 비교

이 절은 PRA결과와 2.2.4절의 허용지침의 비교에 관한 지침을 제공한다. 종합적 의사결정 관점에서 허용지침은 과도하게 규정적으로 해석되어서는 아니된다. 지침은 수치적 형태로 허용가능한 것으로 간주됨을 지시해 주려는 의도가 있다. 이를테면 이 지침의 그림 3 및 4에 영역을 정의하는 것과 관련된 수치들은 일반적으로 허용가능한 변경사항임을 표시하는 개략적 수치이다. 더욱이 PRA와 관련된 지식현황 불확실성은 신청내용이 순수하게 수치값에 근거하여 어느 영역에 속하는지에 대해 명확히 결정을 내리는 것을 배제한다.

PRA결과를 허용지침과 비교하는 의도는 원칙 4가 충족되는지를 합리적으로 보장하려는 것이다. 이 결정은 PRA 결과와 불확실성의 영향 (결과에 명백하게 고려되어지는 것과 그렇지 않은 것 모두) 에의 기여인자들을 완전히 이해하는 데 근

거하여야 한다. 이들은 어느 정도 주관적 절차이며, 결정 이면의 사유들이 잘 문서화되어야 한다. 무엇을 다루어야 하는지에 대한 지침은 2.2.5.4에 제시된다. 그러나, 우선 PRA 결과와 해석에 통상 사용되는 방법에 영향을 미치는 불확실성의 종류에 대하여 논한다. 추가적 정보는 참고서적 목록의 일부 간행물에서 찾아볼 수 있다.

2.2.5.1 불확실성 형식과 해석 방법

특성상, 복잡한 계통의 모델을 구성할 때 다르게 취급하여야 하는 불확실성의 2가지 면이 있다. 그들은 우발적 (aleatory) 불확실성과 지식적 (epistemic) 불확실성이라 일컬어진다. Aleatory Uncertainty 는 모델화 대상 사건 또는 현상이 무작위적 또는 추계적으로 일어나는 것으로 특성화될 때 취급되는 불확실성이다. 확률론적 모델은 그 자체의 발생을 묘사할 때 채택된다. 이것은 PRA 에게 자체 이름인 확률론적 부분을 부여하는 불확실성 관점이다. Epistemic Uncertainty 는 PRA 모델 자체의 예측에 관한 해석자의 신뢰와 관련되는 불확실성 이며, 이것은 PRA 모델이 모델화 대상 실제 계통을 얼마나 잘 묘사하느냐는 해석자의 평가를 반영한다. 이것은 State of knowledge uncertainty 로 알려져 왔다. 여기에서 토의되는 불확실성은 지식적 불확실성이다. 우발적 불확실성은 PRA 모델 자체에 포함된다.

이들은 일반적으로 다르게 특성화되고 취급되기 때문에, PRA 결과에서 다루어지고, 영향을 미치는 불확실성은 다음의 3가지로 분류하는 것이 유용하다 : Parameter uncertainty, Model uncertainty, Completeness uncertainty. 완성도 불확실성은 Model uncertainty 의 일종으로 간주될 수 있지만, 그 중요성 때문에 분리하여 논의된다. PRA 불확실성의 취급상의 용어 정의, 방법에 관한 추가정보는 서지정보를 참고할 수 있다.

2.2.5.2 모수 불확실성

PRA 논리구조 개발 또는 논리구조내 기본사건 표시 등에 사용되는 각 모델은 하나 이상의 모수를 가지며, 이 모수들은 간혹 완전히 미지수인 경우가 있다. 통상 이들 각 모델 (예, 초기사건에 대한 포아송 모델) 은 적합한 것으로 가정된다. 그러나, 각 모델들에 대한 모수의 값은 가끔 완전하게 알려져 있지 않다. 모수 불확실성은 PRA 모델의 기본모수 (사고경위 빈도의 정량화를 위해 사용되는 설비고장을, 초기사건빈도 및 인적오류확률 등) 값과 관련된 것이다. 이들은 통상 모수 값에 대한 확률분포의 수립에 의해 특성화된다. 이 분포는 해석자의 최신지식에 근거하고, 올바른 모델에 대해 조건적인 것으로 하여, 이들 모수가 취할 수 있는

값에 대한 해석자의 신뢰 정도를 나타내는 것으로 풀이될 수 있다. PRA 결과 (CDF, 사고경위 빈도, LERF) 에 대한 확률분포를 생산하기 위하여 기본 모수의 값에 대한 불확실성을 표현하는 분포를 전파하는 것은 당연한 것이고 대부분의 PRA 코드의 성능에 포함되어 있다. 그러나, 서로 다른 PRA 요소에 대한 표본 값을, 어느 그룹에서 동일한 모수의 값을 적용하는 다른 그룹과 상관시키기 위한 해석이 수행되어야 한다 (소위 State of knowledge dependency).

2.2.5.3 모델 불확실성

PRA 모델 개발은 사건 또는 현상에 대한 특정모델을 이용함으로써 가능해 진다. 많은 경우, 산업계의 최신 지식은 불완전하고, 모델이 어떻게 구성되어야 하는지에 대해서는 다양한 의견이 있을 수 있다. 인적성능, 공통원인고장 및 밀봉냉각 상실에 따른 원자로냉각재펌프 거동에 대한 모델링 방안이 그 예에 해당한다. 이들이 모델 불확실성을 야기한다. 많은 경우, 채택된 모델의 적합성은 문제가 되지 않으며, 이들 모델은 사실상 사용하는 표준모델이 되어 왔다.

예로서, 기기고장 발생 확률을 특성화하는데 포아송 모델 및 이항식 (binomial) 모델을 사용한다. 잘 구성된 대체 모델 관련 현안에 대하여, PRA는 해석자가 특정 모델의 적합성에 대한 신뢰 정도를 나타낸 확률값과 더불어 대체모델에 대한 이산분포 (discrete distribution)를 이용함으로써 모델 불확실성을 취급하여 왔다. 좋은 예로서, 지진 위해도를 다양한 위해도 곡선을 생산하는 다양한 가설로서 특성화하는 것을 들 수 있다. 이것은 지진 초기사건 빈도의 이산 확률분포를 개발하는 데 사용된다. 그 외 예로서는 2단계 PSA 해석에서의 경우를 들 수 있다.

모델 불확실성을 다루는 다른 접근방안은 조정인자 (adjustment factor) 의 사용을 통해 단일 모델의 결과들을 조정하는 것이다. 그러나, 일단 모델이 구성이 되면 모수 불확실성과 같은 방법으로 해석을 통해, 명확한 모델 불확실성 표현이 전파될 수 있다. 그러나, 보다 전형적으로는, 특히 Level 1 해석에서, 다른 모델을 사용함으로써 다른 구조의 필요성을 야기한다 (예, 성공기준을 정하는데 사용되는 서로 다른 열수력 모델). 그러한 경우, 적절한 모델 선정과 관련된 불확실성은 가정사항을 세우고 위에서 논의된 기기고장 모델의 경우에서처럼 특정모델을 채택함으로써 취급된다.

PRA 는 가능한 발전소 상태의 연속성을 이산적인 방법으로 모델화 하며, 그 특성상 해당 계 (world) 에 대한 근사모델이 된다. 이는 운전중인 기기의 고장시간을 요구시점으로 가정하는 것과 함께, 포괄적 방법 (bounding way) 에서의 경우 (다양

한 크기의 LOCA 와 관련된 사고경위를 달리 인식함은 포괄적 LOCA를 가정함으로써 해결) 이외의 다루어지고 있지 않은, 계의 우발적 향상을 낳게 한다. 이 근사법은 해석결과에 바이어스 (불확실성) 를 야기한다.

PRA 결과를 해석하는데 있어서, 특별한 가정이나 예측 모델의 선정이 PRA 예상 결과에 미치는 영향을 이해하도록 습관을 붙이는 것이 중요하다. 이는 다양한 모델에 부여된 확률 또는 가중치들이 주관적이기 때문에 모델 불확실성이 확률론적으로 다루어지는 질 경우일지라도 그렇다. 대체 가정 또는 모델을 사용함에 따른 영향은 적절한 민감도 해석을 수행함으로써 다루어 질 수 있고, 결과에서의 기여 인자들의 이해와, 그들이 가정이나 모델 변경에 의해 어떻게 영향을 받는지에 기초하여, 정성적인 논의를 이용하여 다루어질 수 있다. 특정 모델을 근사화함에 따른 영향도 동일한 방법으로 해결 가능하다.

2.2.5.4 완성도 불확실성

완성도 (completeness) 는 그 자체가 불확실성이 아니라 수행범위 제한을 반영한 것이다. 그러나, 결과는 실 (true) 리스크가 어디에 놓여 있느냐에 관한 불확실성이 된다. 완성도 불확실성의 문제는 해석되지 않은 기여사항들을 반영하기 때문에 그 크기를 추정하기 (불가능하지 않다면) 어렵다는 것이다. 일부 기여사항들은, 방법이 없기 때문인가 아니라, 내부사건 해석수준으로 정교화 되지 않기 때문에 해석되지 못한다. 일부 외부 사건, 저출력/정지운전모드의 해석이 그 예에 해당한다. 그러나, 어느 해석방법이 개발되지 않았는지에 대한 현안이 존재하며, 그들은 기술의 잠재적 한계로서 받아들여진다. 따라서, 예를 들면, 조직 성능의 영향 등과 같은 해석되지 못한 현안이 발전소 실제 리스크에 미치는 영향은 현재 명확하게 평가될 수 없다.

범위를 확장하기 위한 추가해석의 수행, 보다 제약적인 허용지침의 사용, 또는 해당 응용사례에 대하여 범위 축소로 인한 기여인자가 중요하지 않다는 논의의 제공 등을 통해서 원칙적으로 방법이 이용가능한, 그래서 리스크의 기여사항에 대한 이해가 존재하는 그러한 범위항목에 대하여, PRA 범위의 완성도 현안이 다루어질 수 있다. 불완전성을 다루기 위하여 NRC tm탭에 허용가능한 접근방법은 다음 절에서 논의된다.

2.2.2.5 허용지침과의 비교

허용지침의 여러 가지 영역은 깊이가 다른 해석을 요구한다. CDF 및 LERF 계산

치의 순 감소를 야기하는 변경은 기저 CDF 및 LERF 평가를 요구하지 않는다. 일반적으로, 상세한 정량적 해석을 수행하지 않고 총 영향이 감소되도록 하는 기여인자와 제시된 변경사항을 이해하는 기준에 대해서는 논란의 여지가 있다.

계산된 CDF와 LERF 값이 매우 작은 경우, 그림 3 및 4에 의해 정의되는 바 대로 기저 CDF 및 LERF 에 대한 상세한 정량적 평가가 필요하지 않다. 그러나, CDF 또는 LERF가 각각 10^{-4} 및 10^{-5} 을 상당히 초과할 수 있는 경우, 사업자는 왜 CDF 또는 LERF를 저감하기 위한 조치를 취하지 않는다는 논란에 처할 수 있다. 그러한 상황은 (1) IPE 또는 IPEEE 등과 같이 제한된 범주의 해석으로부터 계산된 CDF에의 기여도가 10^{-4} 을 심하게 초과하는 경우, (2) Margins-type 해석으로부터 잠재적 취약성이 파악된 경우, 또는 (3) 해당 원전의 역사적 경험을 통해 잠재적인 안전성 문제를 보이는 경우 등에서 결과된다.

영역 II를 정의하는 직선상에 놓여 있는 큰 Δ CDF와 Δ LERF 값에 대해서는 기저 CDF 및 LERF 평가가 요구된다.

수치 지침에 부합함을 보이기 위하여, 모델 및 불완전성 현안에 관련되는 수치평가 및 불확실성 해석에 요구되는 상세성 수준은 (1) 고려 대상 인허가기준 변경사항 과 (2) 원칙 4가 충족되었는지를 보이는 중요성 들 다에 좌우된다. 그림 3 및 4의 영역 III에서 Δ CDF와 Δ LERF 계산치가 해당 허용지침에 가까울수록, 더 상세한 해석이 요구된다. 유사하게 영역 II에서 Δ CDF 및 Δ LERF와 CDF 및 LERF 계산치가 해당 허용지침에 가까울수록, 더 상세한 해석이 요구된다. 상반되는 예에서 보는 바와 같이 특정 척도의 계산 값이 허용 목표에 비해 상당히 작은 경우, 상세한 불확실성 해석을 하지 않고 간단한 포괄해석 (bounding analysis) 만으로도 충분할 수 있다.

허용지침이 개발되어진 방식 때문에, PRA 결과와 허용지침을 초기비교 하는데 사용하는 적절한 수치 척도는 평균값(mean value)이 된다. 여기서 평균값은 입력모수의 불확실성과 모델에서 분명하게 보여지는 모델 불확실성의 전파로 결과되는 확률분포의 평균이다. 불확실성을 외형적 (formal)으로 전파하는 것이 일부 기본사건의 확률론적 모델에 대하여 동일한 모수값을 사용함으로써 발생하는 최신지식의 불확실성을 정확하게 고려하는 최선의 방책인 반면, 어떤 불확실성 하에서는 최신지식 상관관계가 중요하지 않음을 보일 수 있는 경우에는 불확실성의 외형적 전파가 요구되지 않을 수도 있다. 기여도가 있는 대부분의 시나리오 (cutset 또는 사고경위) 들은 그들의 정량화에서 동일한 모수에 좌우되는 다중사건을 포함하지 않음을 보이는 것이 예가 된다.

추정된 ΔCDF 와 $\Delta LERF$ 값에 따라 변경사항이 영역 I 또는 영역 II 에 놓인다 할지라도, 지침이 규정적으로 사용되지 않는다는 관점에 부합하여, 정량적 리스크 결과에 반영되지 않는 비-정량화된 이득이 존재한다면, 신청사항은 영역 II 또는 영역 III 에 있는 것으로 취급할 수도 있다. 그러나, 운전원 부담 증가 등과 같이, 변경사항으로 인한 비-정량화된 위해 영향이 없는지 주의를 기울여야 한다. 추가로, 주요 리스크 기여인자의 영향을 상쇄하기 위해 보상수단이 제안된다면, 이 수단의 영향이 수치적으로 계산될 수 없을지라도, 그러한 논의가 결정과정에 고려된다.

모수적 (인자적) 불확실성 해석이 잘 성숙되어 있고 평균값의 사용을 통해 적절히 다루어지는 반면, 모델 및 완성도 관련 불확실성 해석은 외형적인 방법으로 다루어질 수 없다. PRA가 전범위이든, 부분범위이든, 그리고 척도의 변동분만 관계되든, 변동분과 기저수치 모두에 관계되든지 간에, 합리적인 대안적 가정, 조정인자, 또는 PRA 모델에 채용하는 모델링 근사 또는 방법의 채택으로 인해 평가 자체가 크게 변화하지 않는다는 것을 입증하는 책임은 사업자에게 있다. 이 입증은 잘 구성된 민감도 해석 또는 정성적 논의 형식을 취할 수도 있다. 여기서, "합리적"이라는 용어는 다른 해석자에 의해 사용되는 등 대체방안에 대해 일부 선례가 있음을 의미하며, 또 이 대체방안에 대하여 물리적으로 합당한 근거가 있음을 의미한다. 대안을 찾는 것이 소모적이고 임의적인 의도는 아니다. 척도의 변화량만을 평가하여 수행하는 의사결정시, 오직 모델의 일부만 영향을 받는 경우라면, 모델 불확실성과 관련한 현안의 수는 기저값 평가의 경우보다 작다. 결과를 허용불능 쪽으로 몰고 가는 대체방안이 파악되어야 하며, 민감도 해석을 수행하여 왜 이 대안이 현재 신청사항에 대하여 또는 특정 발전소에 대하여 적절하지 않은가 하는 사유를 밝혀야 한다. 일반적으로 민감도 해석의 결과는 대체의 가정하에서도 지침이 여전히 충족됨 (변동분이 통상 적합영역에 잔류함)을 확인하여야 한다. 다른 방법으로, 이 해석은 보상적 조치 또는 감시 증대를 위한 후보를 파악하는데 사용될 수 있다. 사업자는 변동치를 달리함에 따라 모델 부분들에 영향을 주는 가정사항들에 특별한 주의를 기울여야 한다.

PRA가 전범위가 아닐 때, 사업자는 제외된 범위의 심각성을 언급할 필요가 있다. PRA에서 제외된 범위가 기본 CDF 및 LERF 계산에 어떻게 기여하는 지를 평가하는 것의 중요성은 계산된 수치와 허용지침간의 여유도와 관련된다. 모델화된 기여인자의 기여도가 지침에 가까이 있을 때, 제외된 항목으로 인한 기여도가 중요하지 않음에 대한 논의가 있어야 하며, 어떤 경우에는 추가의 PRA 해석을 요구할 수도 있다. 여유도가 많다면 정성적 논의로도 충분하다. 제외된 모델이 척도

의 변동량에 기여하는 바는 포괄해석 (bounding analysis), 상세해석에 의해 다루어 지거나, 변동량이 모델화하지 않은 리스크 기여인자에 영향을 주지 않음을 입증함으로써 해결된다. 추가로, 부분 PRA에 기초하여 계산된 변동량은 PRA에 포함되지 않은 운전모드로 야기되는 사고경위와 관련한 리스크를 불균형적으로 변화시키지 않음을 보여야 한다.

불확실성해석의 하나의 대안은, 주요 불확실성 요인이 의사결정과정에 영향을 미치지 않도록 인허가기준 변경 제안사항을 설계하는 것이다. 예를 들어, 기저 CDF 또는 LERF 값에 관계없이 경미한 증가가 허용되는 영역에서, 해석에서 빠진 운전 모드 또는 초기사건이 변동량에 의해 영향을 받지 않는 않도록 인허가기준 변경 제안사항을 설계할 수 있다. 이 경우 불완전성은 문제가 되지 않는다. 유사하게, 그러한 경우 모든 모델 불확실성을 다룰 필요는 없겠지만, 변동량 평가에 영향을 주는 모델 불확실성은 취급되어야 한다.

Level 1 PRA 만 이용가능한 경우, CDF 만 계산되고 LERF 는 계산되지 않는다. Level 1 해석에서 파악된 노심손상사고 부분집합을 LERF 와 동등한 방출분류로 할당하는 방안이 참고문헌 9에 제시되어 있다. 이 방안은 Level 1해석의 각 사고 경위에 적용가능한 발전소 배열에 기초하여 사업자에 의해 정량화 될 수 있는 단순화된 사건수목을 사용한다. 이 사건수목으로부터 유도된 빈도는 발전소가 CDF 및 LERF 벤치마크 수치에 가까이 있지 않은 경우라면 LERF 계산에 사용될 수도 있다.

2.2.6 종합적 의사결정

규제 의사결정에 있어서, 리스크 고찰은 심층방어 및 안전여유도의 고려와 함께 종합된다. 리스크 고찰이 차지하는 역할의 정도, 그에 따른 스텝의 상세검토 필요성 등은 신청내용에 좌우된다.

PRA 계산 결과로부터의 정량적 리스크는 전형적으로 가장 유용하고 완벽한 리스크 특성이지만, 이는 정성적인 리스크 고찰 및 전통적인 공학해석에 의해 보조된다. 정성적인 리스크 고찰은 지난 수십년간 수행되어 온 수많은 PRA 와 운전경험으로부터 얻어진 일반적 결과를 포함한다. 예로서, 발전소의 어느 MOV의 시험주기를 연장할 수 있는지를 정한다면, 발전소 고유 PRA 결과를 유사 발전소 결과와 비교할 수 있다. 이러한 형식의 비교는 사업자의 해석을 보조하며, 스텝이 사업자 PRA 의 기술적 허용성을 심사하는 의존도를 줄일 수 있을 것이다. 그러나, 일반적으로 많은 SSC에 영향을 주는 신청사항은 고품질의 PRA를 수행함으로써

써 이득을 갖게 된다.

전통적인 공학해석은 이용가능한 여유도와 심층방어에 대한 고찰을 제공한다. 이 절의 나중에 논의하게 될 증기발생기 세관의 운전 안전성 평가 예에서, 구조적 건전성 및 누설기준이 충족되는지를 보장하는 것이 전통적 공학해석이다. 일부 예외는 있겠지만, 이 평가는 리스크를 정량화하지 않고서도 수행된다.

지침의 2.2.1 및 2.2.2에서 논의된 여러 가지 공학해석 요소의 결과는 종합적으로 고려되어야 한다. 어느 개별 해석도 그 자체만으로는 충분하지 않다. 이러한 방식으로, 오직 수치적인 PRA 결과에 의해서 의사결정이 이루어지지 않음을 보일 수 있다. 변경사항이 발전소 전체에 영향을 줌에 따라 변경사항을 적절히 처리하는 데 있어서 PRA는 중요한 역할을 갖는다. PRA 해석은 원칙 4가 충족되는지를 보이는데 활용된다. 이전의 논의에서 처럼 정량적, 정성적 논의 모두가 이루어질 수 있다. 원칙이 충족되었다는 결론을 내리는 논의에 사용되는 다양한 증거들이 형식적으로 종합될 수는 없을지라도, 이들은 명확히 문서화 되어야 한다.

일반적으로 리스크정보 변경허가 신청에서는 PRA 방법을 이용하는 정량적 리스크 계산이 어느정도 요구된다. 어떤 경우에는 PRA 사용이 광범위하기도 하고, 신청사항의 성공에 매우 중요한 요소일 수 있다. 발전소 배열을 평가하기 위한 도구로서 PRA 및 관련 리스크 관리 소프트웨어를 실시간으로 활용하고자 하는 몇가지 제안이 있다. 보다 진취적인 제안에는 “리스크미터”의 사용이 포함되어 있다. 예로서, NRC와 산업계는 리스크정보 활용 표준 기술지침서 (RI-TS) 프로젝트에 대해 협력하고 있다. 그러한 절차가 결국 수용되는 경우, 어떤 요소 하나가 PRA 기반 방안을 가지고 전통적인 LCO 조치 항목을 대신하게 될 수 있다. 사업자가 발전소를 정지시키는 것 대신 LCO를 접할 때, 허용가능한 리스크 준위를 제시하는 적합한 배열을 결정하는데 PRA의 사용을 승인하게 된다. 그러한 광범위한 변경 신청에는 특정 발전소의 배열과 관련된 리스크를 평가할 수 있는 상세한 PRA 모델이 요구되어진다. 이와 같은 배열에 따른 리스크는 모델의 요소들에 영향을 받기 때문에 상대적으로 고품질의 모델이 요구된다.

그러나, 제안된 변경사항의 특성 때문에, 리스크에 제한된 영향을 주는 일부 신청사항들도 있으며, 이것은 리스크 모델 요소들에 미치는 영향에도 반영된다.

하나의 예로서 리스크정보 활용 가동중검사 (RI-ISI) 가 있다. 이 응용사례에서 균열에 대비하여 주기적으로 검사되어야 하는 배관 요소를 선정하는 하나의 기준으로 리스크 중요도가 사용된다. 스텝 심사과정에서 PRA의 기술적 적합성을 크

게 강조할 필요가 없음이 명확해졌다. 그러므로, 발전소 고유 RI-ISI 심사시에는 PRA 기술적 적합성에 대해서는 오직 제한된 범위만을 포함시킨다.

리스크정보 의사결정의 이행 범위는 NRC 스태프들이 해석결과에서 얻게 되는 신뢰성의 함수일 것이다. 변경사항의 이행 정도를 결정할 때 고려해야 하는 중요한 요소는 잠재적인 리스크를 제한하는 성능을 감시하는 능력인 것이다. 많은 응용 사례에 있어서, 변경사항 승인후 감시되어야 하는 특정의 수단 및 기준을 정함으로써 잠재적인 리스크는 제한될 수 있다. 성능감시에 신뢰를 둘 때, 스태프는 감시 수단이 리스크증가 잠재성을 보이고 합리적 제한치로 기준이 설정되었다는 보장을 얻게 된다. 더구나, 대중의 건강과 관련하여 심각한 현안이 되기 훨씬 전에, 저하된 성능이 적기에 탐지될 수 있다고 확신을 갖게 된다. 감시의 영향은 그것이 의사결정을 어떻게 지원하는지를 보이는 분석과정에 반영될 수 있다.

이것의 사례로서 증기발생기 세관 열화관리를 들 수 있다. NRC 스태프는 사업자가 NEI-97-06 (S/G 프로그램 지침 : 어떤 세관을 운전가능상태로 두고, 어떤 주기로 검사해야 하는지를 결정하는 지침문서) 를 사용하도록 승인해 주기 위하여 산업계와 작업을 하고 있다. NEI-97-06의 지침은 사업자가 정지상태로부터 기동하기 전에 운전 안전성을 평가하도록 하는 지침을 포함하고 있다. 어느 제한치를 초과하는 세관은 보수하거나, 운전에서 제외시켜야 한다. 사업자는 운전가능상태로 남겨진 세관 (tube left in service) 이 연료주기 후기에 구조강도와 누설기준을 충족할 것인지를 결정하여야 한다. 그렇지 않다면 연료주기 중간에 검사를 실시하는 등의 보상조치를 취하여야 한다. 연료주기 후기에 사업자는 상태감시를 수행하여야 한다. 여기에서는 실제 성능이 기준을 충족하는지 여부를 결정하기 위하여 실제 조건을 평가하여야 한다. 후속의 운전가능성 평가시에는 실제 세관의 거동이 예측 성능으로부터 나쁜 방향으로 벗어난 경우를 고려하여야 한다. 이 예제에서, 성능감시 (상태 감시) 는 허용기준으로부터의 이탈을 즉시 탐지함을 보장하는 것에 의존한다. 더구나, 향후 연료주기에서의 이탈 잠재성을 제한하기 위한 해석 기술을 개선하는데 결과가 사용된다.

변경허가 신청사항에 대한 NRC 심사는 이 모든 요소들을 고려한다. 특히, PRA의 기술적 적합성 심사는 의사결정에 사용되는 결과에 영향을 주는 관점과 그런 결과에 요구되는 신뢰성 정도에 초점을 둔다. 제한된 신청사항은 스태프로 하여금 리스크 계산치에 대해 제한적인 심사를 수행하게 하고, 따라서, 광범위한 신청사항의 경우에 비해 PRA의 기술적 적합성을 덜 강조하게 된다.

마지막으로, 의사결정을 이행할 때, 사업자는 이행의 정도를 제한함으로써 해석에

서의 부족한 신뢰도를 보상하도록 선택할 수 있다. 이것은 SSC 를 저- 또는 고-안전중요로 분류하는 것에 관계하는 신청사항에 사용되는 기법으로 존재해 왔다. 일반적으로, SSC 가 저-안전중요로 분류된다는 증거가 없는 경우라면, 고-안전중요로 유지된다. 이는 PRA 제약성의 합리적인 이해력을 요구한다. 리스크 정보의 또 다른 사례로는 신청사항에 대해 제한을 두는 것이다. 예를 들어, 리스크정보 기술지침서 허용정지시간 (AOT) 은 배열에 대한 리스크정보 관리 프로그램 (CMRP) 의 이행을 수반한다. CMRP는 사업자에게 승인된 운전상태로 자발적으로 진입하기전에 발전소 배열을 점검하도록 요구한다.

이 규제지침의 2.2.4에서, 리스크 척도의 계산된 변동치와 기저 값이 지침의 수치에 근접하는 그런 신청사항은 보다 더 NRC 관리대상이 됨을 기술한 바 있다. 그러므로, 제출물에서 언급되도록 기대되는 현안은 다음을 포함한다.

- 이전 변경사항의 누적 영향과 CDF 경향 (사업자의 리스크관리 방안)
- 이전 변경사항의 누적 영향과 LERF 경향 (사업자의 리스크관리 방안)
- 제안된 변경사항이 운전 복잡성, 운전원예의 부담, 전체 안전성 관행 등에 미치는 영향
- 발전소 고유 성능 및 기타 요인 (예로서, 부지인자, 검사지적사항, 성능지표, 운전사건 등) 및 이용가능시 Level 3 PRA 정보
- CDF/LERF 증가와 관련하여 변경사항의 이득
- 더 경미한 CDF/LERF 영향을 가지는 변경사항의 달성 실현성
- 기저 CDF/LERF 값이 지침값 ($10^{-4}/RY$ 및 $10^{-5}/RY$) 보다 위에 있음을 믿게 하는 사유가 있는 경우, CDF/LERF를 감소시킬 실현성

2.3 요소-3 : 이행 및 감시 프로그램 정의

이행 및 성능감시 전략을 신중히 고려하여야 한다. 이 요소의 1차적 목적은 인허가기준 변경으로 안전성 저하가 발생하지 않음을 보장하는 것이다. 스태프의 주 관심사항은 많은 설비들에 영향을 주는 변경사항들의 전체 영향이, 공통원인 고장기구의 증가 가능성을 포함하여, 예기치 않은 성능저하로 인한 고장의 수를 허용불가의 수준으로 증가시킬 수 있는 가능성이다. 그러므로, 이행 및 감시계획은, 제안된 변경사항의 영향을 검토하도록 수행된 공학적 평가를 통해 평가대상 설비의 실제 신뢰도 및 이용도가 계속 반영될 수 있도록 개발되어야 한다. 이것은 평가를 통해 파악된 결론이 유효하게 유지됨을 보장한다. 응용사례별 이행을 위한 허용가능한 상세 절차는 응용사례별 규제지침에서 논의된다.

전통적 및 확률론적 공학 평가 결과와 관련된 불확실성 관점에서 변경사항의 이행에 관한 의사결정이 이루어져야 한다. 불확실성이 낮은 것으로 나타난 경우(데이터 및 모델이 적절하고, 공학적 평가가 확인 및 검증되는 등) 제한된 기간내에 광범위한 이행이 정당화될 수 있다. 반면에 평가결과의 불확실성이 높고, IST, ISI, GQA 등에서 처럼 발전소 전체에 걸친 설비들에 영향을 줄 수 있는 프로그램성 변경사항의 경우에는 서서히 단계적으로 이행하는 접근방법(기타 부분이행 모드 등)이 예상된다. 그러한 상황에선 공통원인 효과가 잠재적으로 도입될 가능성을 철저히 고려하여야 하며, 이를 제출물에 포함시켜야 한다.

스텝은 사업자가, 인허가기준 변경사항을 보조하는 사업자의 공학적 평가 및 종합 의사결정 결론에 영향을 줄 수 있는 그러한 설비의 성능을 적절히 추적하는 수단을 포함하는 감시 프로그램을 제안할 것으로 기대한다. 성능이 변경사항을 정당화하기 위해 수행된 전통적인 공학 및 확률론적 해석에서 가정한 것에 부합함을 입증하기 위하여, 감시프로그램은 변경사항이 이행된 후 설비성능 경향을 조사할 수 있어야 한다. 이것은 해석을 통해 리스크에 중요한 것으로 결정된 비-안전관련 설비와 관련된 감시를 포함할 수 있다. 프로그램은 다음과 같이 구성된다 :

- (1) 안전 중요도에 알맞게 설비를 감시함 (즉, 저-안전중요도를 가지는 것으로 분류된 설비의 감시는 고-안전중요도의 설비에 대한 것보다 덜 엄격함),
- (2) 정보 및 시정조치의 반영이 적시에 이루어지도록 함,
- (3) 발전소 안전에 문제가 있기 전에 안전설비 성능의 열화가 탐지되고 시정됨.

발전소 전체를 통해서 다양한 계통의 유사 기기에 대해 관찰된 성능저하의 잠재적 영향을 고려하여야 한다.

스텝은 사업자가 설비 성능감시를 위한 기존 프로그램과 그들 발전소 및 타 산업계의 운전경험을 가지고 리스크정보 변경사항에 대한 그들의 감시를 종합하거나 최소한 총괄할 것으로 기대한다. 특히, 리스크정보 변경신청에 의해 영향을 받는 설비들에 대해 정비규정 하에서 수행되는 감시로도 충분하다면, 정비규정 (10CFR 50.65) 에 따라 수행되는 감시를 사용할 수 있다. 신청사항이 정비규정에 포함되지 않은 감시를 요구하거나, 정비규정 보다 더 정교한 감시(기기 대 계열 또는 발전소 수준 감시 등)를 요구하는 경우, 리스크 정보의 목적을 위해 추가의 감시 프로그램을 개발하기 보다 정비규정 감시 프로그램을 조정하는 것이 이점이 있다. 이 경우 선택되어지는 성능기준은 해당 응용사례에 적합함을 보여야 한다. 실제의 설계상태에서의 발전소 또는 사업자 성능은 잘 측정될 수 없음을 알아야 한다. 실제 상태가 감시 또는 측정될 수 없을 경우에는, 어느 정보이든 간에 실제 성능

을 가장 잘 근사할 수 있는 자료가 사용되어야 한다. 예를 들면, 성능기반 피드백 방안을 가지는 감시 프로그램의 수립은 다음의 여러 가지 활동을 조합함으로써 가능하다.

- 실제 설계기준 조건에서의 성능특성을 감시 (예, 비상디젤발전기의 실제 demand 를 검토, 운전경험을 검토)
- 설계기준사건 도중 예상되는 바와 유사한 시험조건에서의 성능특성을 감시
- 다루어지는 해석, 연구, 요건근거의 관점을 입증하기 위한 성능특성을 감시하고 추적함 (예, 배터리 전압 및 비중 측정, 배관 가동중검사 등)
- 시나리오 훈련도중 사업자 성능 평가 (예, 비상계획 훈련, 운전원 면허시험 등)
- 기기설치 전후 평가의 개발을 포함하는 기기 품질관리 (예, 환경검증 검사, 원자로보호계통 채널 점검 등)

감시 프로그램의 일환으로서 상세 원인 평가, 열화 및 고장의 경향 추적 및 시정 조치를 위한 방안이 포함되도록 하는 것이 중요하다. 인허가기준 변경을 지원하는 공학적 평가에 의해 정해진 안전 중요도에 알맞게 그러한 방안이 설비들에 적용되어야 한다. 기대되는 성능이 충족되지 않거나, 성능에 나쁜 영향을 주는 주요 상태를 나타내는 설비기능고장이 있다면, 원인평가가 필요하다. 원인평가에서는 문제를 배제하거나, 안전문제가 되기전에 예측되도록 시정조치가 확인될 수 있는 정도까지 고장 또는 열화된 성능의 원인을 파악하여야 한다. 고장의 중요성, 고장 또는 저하된 성능 주변의 환경, 고장특성 및 고장이 격리된 것인지, 일반적인지, 또는 공통원인을 내포하고 있는지 등을 다루어야 한다.

마지막으로, 10CFR Part 50의 Appendix B의 기준 16에 따라, 감시 프로그램은 허용불가의 고장 또는 저하된 성능의 재발생을 배제하기 위한 시정조치를 파악하여야 한다. 고장 주변 환경은 설비가 나쁜 운전조건 (건조한 상태에서 밸브 운전, 계통의 과압 등) 또는 해당 설비의 고장을 야기하는 타 기기의 고장 때문에 고장이 발생했다는 것을 나타내 줄 수 있다. 그러므로, 시정조치는 운전, 설계 또는 정비 조건 관점에서 유사 특성을 갖는 설비들도 고려하여야 한다. 감시 결과는 NRC에 보고될 필요는 없지만 검사를 위해 현장에 유지되어야 한다.

2.4 요소-4 : 제안된 변경사항의 제출

발전소 인허가기준에 대한 변경제안 요청은 통상 인허가 변경 요청 (인허가 조건의 변경 또는 제거 포함), 기술지침서 변경, 행정명령의 변경 또는 취소, 10 CFR 50.54 (QA 프로그램 변경) 에 따른 프로그램 변경 등의 형식을 취한다. 사업자는

(1) 변경요청서의 적절한 형식을 결정하기 위하여 제안된 인허가기준 변경사항을 면밀히 검토하고, (2) 요청사항을 보조하는 관련규정에 의해 요구되는 정보가 개발됨을 보장하며, (3) 관련 절차요건에 따라 요청사항을 작성하여 제출하여야 한다. 예를 들어, 인허가 변경은 10 CFR 50.54의 절차요건 뿐만 아니라 10 CFR 50.90, 50.91, 및 50.92의 요건을 충족하여야 한다. 인허가기준 변경요청을 보조하기 위해 사업자가 제출하는 리스크정보는 이 규제지침의 3절의 지침을 만족하여야 한다.

인허가기준 변경 요청을 보조하기 위해 리스크정보를 제출할 지 여부를 결정하는 것은 사업자 자유이다. 사업자가 제안하는 인허가기준 변경사항이 현행의 승인된 스택 입장에 부합한다면, 스택은 리스크정보에 의지하지 않고 전통적인 공학해석만에만 기준하여 의사결정을 할 것이다 (사업자가 제출한 리스크정보를 고려할 수 있다치더라도). 사업자가 제안한 변경사항이 기존의 승인된 스택 입장을 초과하는 경우엔, 스택은 통상 전통적 공학해석과 리스크 고찰에 기초한 정보를 고려할 것이다. 사업자가 리스크정보를 제시하지 않은 경우, 스택은 전통적 공학해석을 이용하여 제안된 신청사항을 검토하고, 요청한 변경사항을 보조하기에 충분한 정보가 제시되었는지를 결정한다. 그러나, 요청된 인허가기준 변경과 관련된 현안의 파악 등과 같이, 새로운 정보를 통해 예견되지 못한 위해 또는 발생하는 것으로 알려진 위해의 잠재성이 증가하는 것으로 나타나면, NRC 스택은 사업자로 하여금 리스크정보의 제출을 요구할 수 있다. NRC 스택은 요청된 인허가기준 변경사항이 승인되는 경우 대중의 건강과 안전이 적절히 보호될 것이라는 것을 합리적으로 보장할 때까지 요청된 인허가기준 변경사항을 승인하지 않는다.

이 규제지침에 따른 리스크 정보를 개발하는데 있어서, 사업자는 현재 규제요건을 적용받지 않거나, 리스크중요도에 부합하지 않는 수준의 규정을 적용받는 고-리스크 중요도의 설비들을 파악할 수 있다. 사업자는 이 설비들에 각 설비의 리스크 중요도에 부합하는, 적합한 수준의 규제감독을 적용하는 변경사항을 제안할 것으로 예상된다. 이 관점에서의 스택의 예상에 따른 상세 정보는 응용사례별 규제지침에 서술되어 있다.

2.5 품질보증

규제지침의 2.2절에서 서술한 것처럼, 스택은 제안된 인허가기준 변경사항을 정당화하기 위해 수행된 공학해석의 품질은 변경사항의 특성에 적합할 것이라고 기대한다. 이러한 관점에서 전통적인 공학해석에 대하여 품질보증에 대한 기존 규정 (예, 안전관련 설비에 대하여, 10 CFR Part 50 Appendix B)이 적용되며, 필요한 적

절한 품질을 제공할 것이다. 또한, 의사결정과정에 고찰을 제시하기 위하여 발전소의 리스크평가가 활용될 때, PRA 는 품질관리를 받을 것으로 스텝은 기대한다.

사업자가 설비의 안전관련 기능에 영향을 주는 활동을 개선하거나, 변경하기 위하여 PRA를 활용하려 채택하는 만큼, 이 지침에 포함되어 있는 다른 지침과 함께, 다음의 사항은 10 CFR Part 50 Appendix B의 관련 품질보증요건이 충족되고, 규제 의사결정에 PRA 가 활용되기에 충분하다는 보장을 하는 것으로서 NRC 스텝들에게 허용가능한 방법을 서술한다.

- 해석에 대해 자격을 갖춘 종사자를 활용할 것
- 개정을 포함하여 문서관리를 보장하고, 해석에 사용된 계산 및 정보의 독립된 검토, 검증 또는 점검에 대해 제공하는 절차를 사용할 것 (이 과정의 중요한 요소로서 독립된 전문가 검토 또는 인증된 프로그램이 사용될 수 있음)
- 이 지침의 3절에 따라 문서화하고 기록을 유지할 것
- 예전의 의사결정에 사용된 가정, 해석 또는 정보가 변경되었거나 (예, 사업자의 자발적 조치), 오류가 있는 것으로 확인되는 경우, 적절한 주의를 보장하고 시정조치를 취하는 절차를 사용할 것

제안된 인허가기준 변경사항의 이행에 성능감시 프로그램이 사용될 때, 그 프로그램은 해당 설비의 안전중요도에 맞는 품질보증 규정을 이용하여 이행될 것으로 기대된다. 적절한 품질보증 규정이 충족된 것으로 나타나면, 제안된 인허가기준 변경사항을 보조하기 위해 기존의 PRA 또는 해석이 활용될 수 있다.

3. 문서화

3.1 서론

수행된 해석이 리스크정보활용규제 원칙이 충족된다는 결론을 내기에 충분함을 보장하는 스텝 심사를 용이하게 하기 위해, 평가과정 및 결론에 대한 문서화가 이루어질 것으로 기대된다. 추가로, 요청된 인허가기준 변경의 허용성과 관련한 스텝의 결론을 지지하기 위해, 제출된 정보는 그 적합성 및 상세 정보를 보장하는 것으로서 사업자가 사용하는 절차의 서술내용을 포함하여야 한다.

3.2 기록 문서

기록 문서는 수행된 공학해석의 상세 서술내용, 그들이 정량적이든, 정성적이든

또는 수행된 해석이 전통적 공학방법이든, 확률론적 방안이든 관계없이 얻어진 결과들을 수록하여야 한다. 이 문서화는 검토시 이용가능 하도록 통상적인 품질보증의 일환으로서 사업자에 의해 유지되어야 한다. 발전소 인허가기준 변경사항을 보조하기 위해 수행된 해석의 문서화는 규제지침 1.33 에 따라 영구 품질기록으로서 유지되어야 한다.

3.3 사업자 제출 문서

제안된 인허가기준 변경사항이 리스크정보 활용 규제의 주요 원칙과 NRC 스태프의 기대에 부합한다는 스태프의 결론을 지지하기 위해서, 다음의 정보들이 NRC 에 제출될 것으로 기대한다.

- 제안된 변경사항이 인허가기준에 어떻게 영향을 미칠 것인지의 서술 (관련 원칙 : 인허가기준 변경은 규정을 충족할 것)
- 변경에 의해 영향을 받는 기기 및 계통, 제안된 변경사항의 형태, 변경의 사유, 설비성능으로부터 이용가능한 자료분석에 의한 결과 및 고찰의 서술 (관련 원칙 : 제안된 인허가변경 사항의 안전성 영향이 평가될 것)
- 필요시 인허가기준 사고해석 및 10 CFR Part 20 및 100 의 규정을 재평가 (관련 원칙 : 인허가기준은 규정을 충족할 것. 충분한 안전여유도가 유지될 것. 심층방어)
- 인허가기준 변경사항이 발전소 심층방어 요소의 폭과 깊이에 미치는 영향의 평가 (관련 원칙 : 심층방어 원칙)
- 발전소 인허가기준 (FSAR, 기술지침서, 인허가조건 등) 의 일부로서 제안된 변경사항이 어떻게 어디에 문서화되는지를 확인. 이것은 요건을 부과받지 않거나, 요건이 설비의 리스크중요도에 부합하지 않는 고-리스크중요도를 갖는 설비에 대해 제안된 변경 또는 규제관리의 개선을 포함한다.

사업자는 또한 다음 사항을 파악하여야 한다.

- 신청사항 (예, 자발적 사업자 조치) 에 영향을 주는 핵심적 PRA 가정, 감시 프로그램 요소, 신청사항을 보조하기 위한 약속사항
- 요건이 증가되어야 하는 설비
- 발전소 인허가기준의 일환으로서 제시되는 정보 (예, FSAR, 기술지침서, 인허가조건)
- 10 CFR Part 50 Appendix B 의 규정이 PRA 에 적용되어야 하는지의 여부. 규정을 적용받는 설비의 안전관련 기능을 향상하거나 개조하기 위하여 사용되

는 근거의 일환으로서 PRA가 사용되는 경우 그 역할이 존재한다. 따라서, 사업자는 시설의 설계 및 인허가기준에 미치는 영향에 부합하는 방식으로, 모든 적용가능한 규정 및 QA 프로그램 서술내용에 따라서 PRA 활동을 관리할 것으로 기대된다.

독립적인 전문가검토 (Peer Review) 는 기술적 적합성을 보장하는 데 중요한 요소이다. 사업자 제출서류는, 해당 인허가 변경사항의 리스크평가를 지원하기 위한 PRA 의 적합성을 다루는 Peer Review 보고서 (수행된 경우) 등과 같이, 기술적 적합성을 보장하기 위해 사용하는 수단을 논의하여야 한다. 보고서는 제안된 변경사항의 허용성과 관련한 결론에 영향을 줄 것으로 보이는 해석상의 제한성을 서술하여야 한다.

수행이 된 경우라면, 전문가검토, 인증 또는 상호비교에서 발견된 사항의 해결방안도 제출되어야 한다. 예를 들어, 이 응답은 변경사항에 대한 의사결정을 보조하는 데 PRA를 변경해야 하는지를 나타낼 수 있거나, 또는 왜 아무런 변경도 필요하지 않은지를 정당화 할 수도 있다. 지침의 2.2.2절에서 논의된 바처럼, 제안된 인허가 변경에 대한 스텝의 결정은 전체 신청내용에 대한 독립적 판단과 검토에 근거할 것이다.

3.3.1 리스크평가 방법

수행된 리스크평가가 제안된 변경사항을 보조하기에 적절한지에 대한 신뢰를 갖기 위해서는, 사용된 리스크평가 방법의 요약을 제출하여야 한다. 현 관행에 부합하여, 정보가 소유권이 있어서 그것이 정당화 되는 경우가 아니라면, 리스크정보 활용 규제 의사결정에 있어서 NRC 에 제출된 정보는 공개적으로 이용가능 하여야 한다. 다음의 정보들이 제출되어야 하며, 이 정보들은 변경사항을 타당화하기 위해 수행된 공학해석의 범위, 상세수준 및 기술적 적합성이 변경사항의 특성과 범위에 적합함을 보이기 위한 의도가 있다.

- 사용되는 리스크평가 방법의 서술
- 해석을 보조하는데 필요하거나 신청사항에 영향을 미치는, 모델링의 핵심 가정 사항
- 변경사항의 해석을 보조하는 데 필요한 사건 수목 및 고장수목
- 신청사항에 영향을 주는 것으로서 PRA 에 모델화된 운전원 조치 목록과 그들의 오류 확률

리스크평가의 결과를 요약하여 제출되는 정보는 다음을 포함하여야 한다.

- 변경사항이 추가의 리스크 유인자 (outlier) 를 생산하지 않고, 기존의 리스크 유인자를 악화시키지 않음을 보이기 위하여, 변경사항이 현저한 사고경위(리스크의 5%이상 기여하는 경위)에 미치는 효과
- 변화량에 대한 현저한 기여인자의 서술을 포함하여 CDF 및 LERF의 변화량 평가
- 발전소 총 CDF 평가와 관련된 정보 — 요구되는 정보의 정도는 CDF 변화량의 분석이 그림 3의 영역 II 인지 아니면 영역 III 인지에 좌우된다. 정보는 정량적 정보 (IPE 또는 내부 초기사건에 대한 PRA 결과, 외부사건 PRA 결과 등) 및 정성적 정보이거나, 반-정량적 정보 (여유도 해석결과, 정비시 배열 평가결과)를 포함한다.
- 발전소 총 LERF 평가와 관련된 정보 — 요구되는 정보의 정도는 LERF 변화량의 분석이 그림 4의 영역 II 인지 아니면 영역 III 인지에 좌우된다. 정보는 정량적 정보 (IPE 또는 내부 초기사건에 대한 PRA 결과, 외부사건 PRA 결과 등) 및 정성적 정보이거나, 반-정량적 정보 (여유도 해석결과, 정비시 배열 평가결과)를 포함한다.
- 여러 가지 그럴듯한 종류의 가정하에서 변경사항이 발전소 리스크에 미치는 영향에 관한 결론이 크게 변화하지 않을 것임을 보이는 해석 결과
- PRA 의 기술적 적합성을 보장하기 위한 사업자 절차에 관한 서술과 신청사항을 보조하는데 PRA가 왜 충분한 품질을 확보하고 있는지에 대한 논의

3.3.2 누적 리스크

리스크평가의 일환으로서, 사업자는 과거 신청사항에 비추어 현재의 신청사항의 영향을 이해하여야 한다. 최적으로, 현재 신청사항에 사용되는 PRA 는 이미 과거 신청사항의 효과를 모델화 하여야 한다. 그러나, 정성적 효과와 상승효과는 가끔 모델화 하기가 어렵다. 발전소 변경사항으로 인한 리스크의 변화 (정량화가 가능한 것과 정량화가 불가능한 것 모두) 를 추적하는 것은 발전소 변경사항의 누적 및 상승 효과를 고려하는 메카니즘을 제공하며, 사업자가 리스크관리 철학 (PRA 가 리스크를 체계적으로 증가시키는 데에만 사용되는 것이 아니라, 적절하고 비용-편익적일 경우에는 리스크를 저감시키는 데에도 사용됨) 을 가지고 있음을 보이는데 도움이 된다. 누적 리스크를 추적하는 것은 스택이 경향을 감시하는데 도움을 준다.

그러므로, 제출서류의 일환으로서, NRC 심사 및 승인을 위해 제출된 모든 변경사

항의 영향을 추적하여 제출하여야 한다. 문서화는 다음을 포함한다.

- 각 신청 건에 대해 계산된 리스크 변화량 (CDF, LERF) 및 각 변화량에 의해 영향을 받는 발전소 요소 (설비, 절차서 등)
- 변화량을 정당화하기 위해 사용되는 정성적 논의 및 이 논의에 의해 영향을 받는 발전소 요소
- 변화량 및 영향을 받는 발전소 요소를 정당화하기 위해 사용되는 보상 수단 또는 기타 약속사항
- 감시 프로그램의 결과 요약 및 이 결과가 PRA 에 또는 현재의 신청사항에 어떻게 반영되는지에 대한 논의

대안으로서, 제출서류는 발전소 리스크를 감소시켰던 과거의 변화량들, 특히 현재 신청사항과 관련된 변화량에 관하여 목록화 할 수 있다. 이 변화량이 PRA의 기저 모델에 이미 포함되어 있는지에 대한 논의가 포함되어야 한다.

3.4 이행계획 및 성능감시의 문서화

지침의 2.3절에서 서술한 바와 같이, 리스크정보 활용 규제의 핵심 원칙의 하나는 제안된 성능 이행 및 감시 전략이 해석모델 및 데이터의 불확실성을 반영한다는 점이다. 결과적으로, 제출서류에는 변경사항에 대한 이행 및 성능감시 전략의 서술과 타당성을 포함하여야 한다.

참고문헌

1. USNRC, "Use of Probabilistic Risk Assessment Methods in Nuclear Activities: Final Policy Statement," Federal Register, Vol. 60, p. 42622 (60 FR 42622), August 16, 1995.
2. USNRC, "Risk-Informed Regulation Implementation Plan," SECY-00-0213, October 16, 2000; updated December 5, 2001 as SECY-01-0218.1
3. USNRC, "Use of Probabilistic Risk Assessment in Plant-Specific, Risk-Informed Decisionmaking: General Guidance," Revision 1 of Chapter 19 of the Standard Review Plan, NUREG-0800, June 2002.2
4. USNRC, "Safety Goals for the Operations of Nuclear Power Plants; Policy Statement," Federal Register, Vol. 51, p. 30028 (51 FR 30028), August 4, 1986.
5. USNRC, "An Approach for Plant-Specific, Risk-Informed Decisionmaking: Inservice Testing," Regulatory Guide 1.175, August 1998.3
6. USNRC, "An Approach for Plant-Specific, Risk-Informed Decisionmaking: Graded Quality Assurance," Regulatory Guide 1.176, August 1998.3
7. USNRC, "An Approach for Plant-Specific, Risk-Informed Decisionmaking: Technical Specifications," Regulatory Guide 1.177, August 1998.3
8. USNRC, "An Approach for Plant-Specific, Risk-Informed Decisionmaking: Inservice Inspection of Piping," Regulatory Guide 1.178, September 1998.3
9. W.T. Pratt et al., "An Approach for Estimating the Frequencies of Various Containment Failure Modes and Bypass Events," NUREG/CR-6595, January 1999.2
10. USNRC, "Addressing PRA Quality in Risk-Informed Activities," SECY-00-0162, July 28, 2000.1
11. G. Apostolakis and S. Kaplan, "Pitfalls in Risk Calculations," Reliability Engineering, Vol. 2, pages 135-145, 1981.
12. Nuclear Energy Institute, "Steam Generator Program Guidelines," NEI Report 97-06, Revision 1, January 2001.4
13. A. Mosleh et al., "Procedures for Treating Common Cause Failures in Safety and Reliability Studies," NUREG/CR-4780, Vol. 2, January 1989.2
14. USNRC, "Quality Assurance Program Requirements," Regulatory Guide 1.33, Revision 2, February 1978.3

참고서적 목록

- Apostolakis, G.A., "Probability and Risk Assessment: The Subjectivist Viewpoint and Some Suggestions," Nuclear Safety, 19(3), pages 305-315, 1978.
- Bohn, M.P., T.A. Wheeler, G.W. Parry, "Approaches to Uncertainty Analysis in Probabilistic Risk Assessment," NUREG/CR-4836, USNRC, January 1988.1
- Hickman, J.W., "PRA Procedures Guide," NUREG/CR-2300, USNRC, January 1983.1
- Kaplan, S., and B.J. Garrick, "On the Quantitative Definition of Risk," Risk Analysis, Vol. 1, pages 11-28, March 1981.
- Mosleh, A., et al., "Proceedings of Workshop I in Advanced Topics in Risk and Reliability Analysis, Model Uncertainty: Its Characterization and Quantification" (held in Annapolis, Maryland, October 20-22, 1993), USNRC, NUREG/CP-0138, October 1994.1
- Parry, G.W., and P.W. Winter, "Characterization and Evaluation of Uncertainty in Probabilistic Risk Analysis," Nuclear Safety, 22(1), pages 28-42, 1981.
- Reliability Engineering and System Safety (Special Issue on the Meaning of Probability in Probabilistic Safety Assessment), Vol. 23, 1988.
- Reliability Engineering and System Safety (Special Issue on Treatment of Aleatory and Epistemic Uncertainty), Vol. 54, nos. 2 and 3, November/December 1996.
- USNRC, "Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants," NUREG-1150, Vol. 3, January 1991.1
- USNRC, "A Review of NRC Staff Uses of Probabilistic Risk Assessment," NUREG-1489, Appendix C.6, March 1994.1

부록 A

안전중요도 관점에서 설비를 분류하기 위한 리스크중요도 척도의 활용

서론

리스크정보규제절차의 여러 가지 제안된 응용사례에 대하여, 기본적인 활동의 하나는 안전중요도에 따라 설비 및 인적조치를 분류하는 것이다. 이 부록의 목적은 이 규제지침의 원칙 4와 2.1절에 논의된 예상 사안에 부합하기 위하여 이러한 분류가 수행될 수 있는 하나의 방법을 논의하는 것이다.

설비의 안전중요도는, 원하지 않는 최종상태의 발생을 방지하는데 있어서 설비가 하는 역할과 관련되는 것으로 생각될 수 있다. 따라서, 이 규제지침에서 채택된 입장은, PRA 모델을 구성할 때 고려되는 모든 설비 및 인적조치 (모델들은 초기 선정에서 제외될 수도 있고, 본래부터 신뢰성이 있거나 모델 해로부터 절삭되어지기도 하기 때문에 최종 정량화 모델에서 반드시 나타날 필요가 없는 것을 포함) 들은 그들이 노심손상 방지에서 역할을 하기 때문에 안전에 중요하다는 잠재성을 가진다.

분류를 수립함에 있어서, 분류 이면의 목적을 인식하는 것이 중요하다. 일반적으로 그 목적은 설비 또는 인적조치를, 몇몇 요건의 완화를 제안하는 것이나 변경이 제안되지 않는 것 등과 같은 그룹들로 구분하는 것이다. 그것은 분류의 동기가 되는 제안된 응용사례이다. 그것은 응용사례가 특정 설비 및 인적조치에 미치는 잠재적 영향이며, 응용사례가 어느 설비와 인적조치가 안전중요로 간주되어야 하는지를 궁극적으로 결정하기 위한 리스크척도에 미치는 영향이기도 하다. 전체 리스크에 미치는 영향은 이 지침에서 확인된 원칙과 결정기준 관점에서 평가되어야 한다. 따라서, 분류를 다루는 가장 적절한 방법은 리스크 척도를 다시 정량화 하는 것이다.

그러나, 설비 이용불능도 변화의 영향을 평가하는 방법이 해당 응용사례에 대하여 이용가능하지 않은 경우, 그러한 리스크 정량화를 수행하는 것이 적합한가 하는 문제는 존재한다. 허용가능한 리스크 재정량화 대안은, 입력으로서 PRA 중요도 척도의 활용에 기초하여, 해석기법을 활용하여 사업자가 설비 및 인적조치에 대해 종합적인 방법으로 분류를 수행하는 것이다. 이 부록은 PRA 중요도 척도의 활용과 관련된 기술적 현안을 논의한다.

중요도 척도의 사용과 관련된 기술적 현안

정비규정의 이행 및 리스크정보 활용을 위한 산업계 지침 (PRA 응용 지침)에서, Fussell-Vesely 중요도, RRW (Risk Reduction Worth), RAW (Risk Achievement Worth) 는 설비의 상대적 리스크를 순위화하는 데 가장 공통적으로 확인되는 척도이다. 그러나, 리스크정보 활용을 위한 이들 중요도 척도의 사용에 있어서 다루어져야 할 몇 가지 현안이 있다. 현안의 대부분은 민감도 연구를 활용하거나, 적절한 정량화 기법에 의하여 해결될 수 있는 기술적 문제와 관련된다. 다음에 이 현안을 상세히 논의한다. 추가로 2가지 현안이 더 있다. 소위 (1) 리스크 순위화는 개별 기여인자에만 적용하는 것이지, 기여인자의 조합이나 기여인자군에 적용하는 것이 아니며, (2) 리스크 순위화는 기여인자의 변경으로 결과되는 리스크 변화와 반드시 관련될 필요는 없다. 따라서, 사업자는 이들 현안을 인식하여야 하며, 그들이 적절히 취급됨을 보장하여야 한다. 정확히 수행되고, 해석될 때 기기 수준의 중요도 척도는 사업자에게 귀중한 입력을 제공한다.

PRA 로부터의 리스크 순위화 결과는 많은 인자에 의해 영향을 받을 수 있다. 가장 중요한 것은 모델 가정 및 기법 (예, 인적 신뢰도 또는 공통원인고장의 모델링에 대한 것), 사용되는 데이터 또는 선정된 성공기준일 것이다. 그러므로, 사업자는 PRA 가 기술적으로 적합한지를 보장하여야 한다.

기술적으로 적합한 PRA 의 사용에 부가하여, 기저 PRA에서 다루지 않을 수 있는 조건 및 모수에 대하여 분류화 결과의 확고함 또한 입증되어야 한다. 그러므로, 중요도 척도가 기기 또는 인적조치를 저-안전중요 기여인자로서 그룹핑하는 데 사용되는 경우에, 정성적 분류를 수행하는 해석자에게 제공될 정보는, 민감도분석이거나 또는 중요도 평가 결과가 PRA 모델링 기법, 가정, 데이터 등에 미치는 민감도를 입증하기 위한 기타 평가를 포함하여야 한다. 고려되거나 취급되어야 하는 현안들이 이 부록에 제시되어 있다.

Trunction Limits : 사업자는 절삭 제한치가 최소 cutset (MCS) 의 절삭 집합에 모든 중요한 기여인자와 대상 신청사항에 대한 논리적 조합이 포함되도록, 충분히 낮게 설정되며, 적어도 CDF 의 95% 를 포획할 만큼 충분히 낮도록 결정하여야 한다. PRA 상세수준 (모듈수준, 기기수준, 또는 부품수준) 에 따라 이것은 10^{-12} ~ $10^{-8}/RY$ 의 절삭 제한치로 변환될 수 있다. 추가로, MCS의 절삭집합에 응용사례별 가장 중요한 기여인자와 그들의 논리적 조합이 포함되어 있는지 파악하여야 한다.

Risk Metrics : 사업자는 리스크 우선순위화 과정에 CDF 및 LERF 척도로 된 리스크가 고려됨을 보장하여야 한다.

리스크 모델의 완성도 : 사업자는 PRA 모델이 해석대상 설비에 대한 모든 중요한 운전모드가 다루어질 정도로 충분히 완성도가 있음을 보장하여야 한다. PRA 또는 기타 공학해석의 활용을 통해, 내부사건, 외부사건 및 정지/저출력 기인자로부터의 안전에 중요한 기여인자들이 고려되어야 한다.

기기데이터 불확실성에 대한 민감도 해석 : 모수 값의 불확실성에 대한 기기분류의 민감도가 사업자에 의해 취급되어야 한다. 사업자는 설비 분류가 데이터 불확실성에 의해 영향을 받지 않음을 충족하여야 한다.

공통원인 고장에 대한 민감도 해석 : 하나의 계통 내 다중기기의 종속적 고장을 고려하기 위하여 공통원인고장 (CCF) 이 PRA에서 모델화 되어진다. 사업자는 안전중요 등급분류가, 관련 CCF 사건 확률을 통한 간접적 기여를 포함하여 기동실패 및 운전실패 등과 같은, 관련 기본 PRA 사건들의 복합효과를 고려하는지를 결정하여야 한다. CCF 확률은 기기의 중요도를 향상시키거나, 저하시킴으로써 PRA 결과에 영향을 줄 수 있다. 어떤 기기는 CCF 에의 기여도 때문에 고-리스크 기여인자로 분류될 수 있고, 어떤 기기는 무시할 수 있거나, CCF에의 기여도가 없기 때문에 저-리스크 기여인자로 분류될 수 있다.

복구 조치에 대한 민감도 해석 : PRA 는 통상 복구조치, 특히 현저한 사고경위에 대한 복구조치를 모델화한다. 복구조치의 정량화는 훈련, 절차서 및 운전원 지식 뿐만 아니라 진단 및 조치 수행에 이용가능한 시간에 좌우된다. 복구조치의 성공확률을 계산하는 데에는 어느 정도의 주관이 개입되어 있다. 이 경우의 문제는 어느 특정 사고경위에 대하여 아주 높은 성공확률이 할당되어, 관련 기기가 저-리스크 기여인자로 분류되는 상황에서 발생한다. 더구나, 설비의 분류가, 가끔 현저한 시나리오에 대해서만 모델화되는 복구조치에 의해 영향을 받는 것은 바람직하지 못하다. 모든 복구조치가 제거되는 경우 설비 분류가 어떻게 달라지는지를 보이기 위하여 민감도 해석이 사용될 수 있다. 사업자는 복구조치의 모델링에 의해 설비분류가 심하게 영향받지 않음을 보장하여야 한다.

다중 기기 고려사항 : 이전에 논의한 바와 같이, 중요도 척도는 개별 설비 또는 인적 조치별로 평가된다. 이로 인해 야기되는 하나의 잠재적 문제는 단일 사건의 중요도 척도가 계통 또는 그룹이 전체로서 취해질 때는 고-중요도를 가짐에도 불

구하고 한 계통 또는 그룹내의 모든 요소들이 누락될 잠재성을 갖는다는 것이다. (반대로, 그들이 구성요소가 되는 계통의 비-중요도로 인하여 설비가 속한 그룹을 제외시키는 분야가 있을 수 있다) 다중기기 현안을 다루는 두 가지 접근 방법이 있다. 첫째는 계통 또는 그룹 중요도에 대한 적합한 척도를 정의하는 것이다. 둘째는 기기 수준의 중요도 척도에 근거하여 분류에 대한 적합한 기준을 선정하는 것이다. 두 경우 모두에서, 사업자가 변경사항의 누적 영향을 적합하게 취급하였음을 입증하는 것이 필요할 것이다.

계통 또는 그룹 중요도 척도로서 널리 수용되는 정의는 존재하지 않는 반면, 어떤 척도가 제안된다면, 사업자는 그 척도가 그룹에 미치는 리스크 변화 영향을 논리적으로 포획하는지를 보장하여야 한다. 제기되는 현안의 한 예로서 다음 사항을 고려해 보자. 안전계통 (front-line system) 에 대하여 하나의 가능성은 해당 계통의 고장과 관계하는 사고경위의 빈도의 합을 모든 사고경위의 빈도의 합으로 나눈 것으로서 Fussell-Vesely 형식의 계통 중요도 척도를 정의하는 것이다. 지원계통에 의해 야기되는 해당 계통 고장으로 인한 기여도가 분자에 포함되어 있는 경우 이 척도는 조심스럽게 해석되어야 한다. 유사하게, Birnbaum 형식의 척도는 고장을 조건화하고, 그 량을 합산하여, 계통과 관계하는 사고경위를 정량화함으로써 정의하는 것이다. 이것은 계통이 얼마나 자주 중요하게 될 것인가의 척도를 제공한다. 그러나, 다시 지원계통이 상황을 보다 복잡하게 만든다. 예로서 2-division 발전소를 가정해 보자. Division B 안전계통의 고장과 관련하여 Division A 지원계통의 고장의 결과로서 안전계통 고장이 발생할 수 있다. 지원계통의 완전고장에 기초하여 척도를 설정하는 것은 이같은 형태의 기여도를 간과하게 된다.

적절히 정의되는 그룹 수준의 중요도 척도가 없는 상황에서는, 적절한 의사결정을 위해 종합 의사결정과정의 일환으로서 사업자에 의한 정성적 분류에 신뢰를 두어야 한다.

중요도 척도와 리스크 변화의 관계 : 중요도 척도는 리스크 변화에 직접적으로 관계하지 않는다. 대신에, 설비가 고- 또는 저-안전 중요도로 분류되어야 하는지를 결정하기 위해 사용되는 척도 값의 선택에 있어서 리스크 영향이 간접적으로 반영된다. 이것은 중요도가 기기수준에서 또는 그룹수준에서 평가되는지의 문제이다. 예를 들면, PSA 응용지침은 계통수준에 대해서는 0.05의 Fussell-vesely 중요도 값을 제안하고 있고, 기기수준에 대해서는 0.005의 FV 중요도 값을 제안하고 있다. 그러나, 저- 및 고-중요도로의 분류에 대한 기준은 CDF 및 LERF 의 변화량에 대한 허용기준과 관련되어야 한다. 이것은 그러한 기준이 모든 발전소에 대

해 고정된 것이기 보다는 기저 CDF 및 LERF 의 함수이어야 함을 내포한다. 따라서, 사업자는 선정된 기준이 이 문서에 서술된 허용기준과 어떻게 관계되는지, 그리고 어떻게 충족하는지를 입증하여야 한다. 기기수준의 기준이 사용되는 경우, 기준은 변경과 관련하여 허용가능한 리스크 증가가 모든 분류 항목에 대한 동시적 변화량에 기초하여야 함을 고려하여 설정되어야 한다.

최종적으로 정량화된 Cutset 해에 포함되지 않은 설비 : 정량화된 cutset 에 근거한 중요도 척도는, 절삭되었거나, 고 신뢰도 기준에 의하여 제외되었기 때문에 고장수목 모델에 포함되지 않은 설비들을 취급하지 않는다. 믿을만한 고장모드로 인해 계통이 고장나지 않기 때문에 제외된 설비들은 중요하지 않은 것으로 간주될 수 있다. 사업자는 이 설비들이 고려됨을 보장하여야 한다.

규제분석

공개 의견수렴을 위하여 이 지침이 발간되었을 당시 규제분석 (안) 도 같이 발간되었다 (Task DG-1061, June 1977). 규제분석에는 변경이 필요하지 않으며, 따라서, 이 지침의 개정 1에 대해서는 별도의 규제분석이 작성되지 않았다. 규제분석 (안) 은 검사를 위해 이용가능 하며, 또는 PDR에서 유료로 복사본의 이용이 가능하다.

부록 9

미국 NRC RG 1.177 (국문번역본)

발전소 고유 리스크정보활용 의사결정 방안 : 기술지침서

**RG 1.177, An Approach for Plant-Specific,
Risk Informed Decisionmaking : Technical Specification
August, 1998**

발전소 고유 리스크정보활용 의사결정 방안 : 기술지침서

A. 서론

PRA에 관한 NRC 정책성명[1]은 안전관련 의사결정과 규제행위를 개선하기 위하여 PRA 기법을 확대 활용할 것을 권장하고 있다. NRC 스태프의 PRA 이행지침[2]은 이 활용에 관련하여 현재 진행중이거나 계획중인 활용을 서술한다. 정책성명에 부응하여 추진중인 하나의 활동은 개별 발전소 기술지침서 (이하 TS 라 함) 변경의 결정을 지원함에 있어서 PRA를 활용하는 것이다.

현재 승인된 스텝 입장 (RG, SRP, BTP 또는 STS 등) 에 부합하는 사업자 주도의 TS 변경사항은 스텝들에 의해 통상 전통적인 공학해석을 이용하여 평가된다. 사업자는 변경제안사항을 지원하기 위해 리스크 정보를 제출하지는 않을 것으로 예상된다. 기존의 스텝 입장을 넘어서 사업자 주도의 TS 변경요청은 스텝들에 의해 이 지침에서 기술하는 리스크정보 방안뿐만 아니라 전통적인 공학해석을 이용하여 평가될 수 있다. 그러한 정보가 원래의 제출서류에 제시되지 않았다면 보조적인 리스크정보의 제출을 요구받을 수 있다. 제안된 TS 변경에 관한 리스크정보가 스텝에게 제시되지 않으면, 전통적인 방법을 활용하여 제공된 정보에 근거하여 신청사항이 승인될 수 있는지를 결정하기 위해 스텝은 사업자가 제출한 정보를 검토하게 되며, 검토결과에 근거하여 스텝은 신청사항을 승인하거나 반려하게 된다.

TS 요청사항에 대해 이 지침에서 제시한 것과 다른 방안의 사용을 배제하지 않는다. 단지, 이 지침은 TS 변경을 정당화하기 위해 리스크해석 결과가 사용될 때 규제의사결정의 일관성을 개선하려는 의도를 가진다.

배경

미국 원자력법 (AEA) 182a 조항은 원전운영허가 신청자로 하여금 다음을 서술하도록 요구한다.

핵물질의 량, 종류, 소스, 사용장소, 시설의 특성 관련 정보와 위원회가 규칙 또는 규정을 통해 필요하다고 인정하는 기타 정보를 포함하는 TS 는 공통의 방어/방호를 따르며, 대중의 건강과 안전에 대한 적절한 보호를 제공한다. TS는 발급된 인허가사항의 일부이어야 한다.

10 CFR50.36 (TS)에서 위원회는 TS 내용에 관한 규제요건을 설정하였다. 이를 통해, 위원회는 사고예방과 사고결말의 완화와 관계되는 업무를 강조하였다. 그리고, 신청자가 그들의 TS에 방사성물질을 함유하도록 설계된 물리적 방호벽의 건전성 유지와 직접 관련된 사항을 반영할 것으로 예상된다고 언급하였다. 10 CFR50.36에 따라 TS는 다음의 5가지 상세범주를 포함하는 것이 요구된다 : (1) 안전제한치, 안전계통 설정제한치 및 제어설정 제한치, (2) 운전제한조건, (3) 정기점검 요건, (4) 설계설비, 및 (5) 행정통제

1980년대 중반이후, NRC는 최소한 부분적으로는 PRA 고찰에 근거한 TS개선을 검토해 왔고, 승인하여 왔다. 이 개선사항중 일부는 동종의 발전소 모두에 적용하기 위해 NSSS 소유자 그룹에 의해 제안된 적도 있다. 기타 많은 경우 개별 사업자에 의해 제안되었다. 개선 제안은 보통 1개 이상의 허용정지시간 (AOT : Allowable Outage Time) 또는 정기점검주기 (STI : Surveillance Testing Interval)항목의 완화와 관계되었다.

1993년 7월 22일에 공포된 TS에 관한 최종 정책성명에서 위원회는 다음과 같이 언급하였다.

TS 관련 제출서류 작성에 있어서 사업자는 발전소 고유 PSA 또는 리스크조사 그리고 리스크 고찰과 PSA에 관해 이용가능한 문헌을 활용할 것으로 예상된다. 유사하게, NRC 스태프는 TS 관련 제출서류 평가시 리스크고찰 및 PSA를 활용할 것이다. 또, 위원회가 추진중인 개선 TS 프로그램의 일환으로서, 향후 일반 TS 요건을 정의하기 위한 리스크정보 및 신뢰도정보의 활용향상 방법을 지속적으로 고려할 것이다.

위원회는 1995년 7월 10 CFR 50.36 개정본을 발급할 때 이점을 다시 언급하였다.

1995년 8월 NRC는 PRA 확대 활용에 관한 다음내용을 포함하는 정책성명을 채택하였다.

- PRA 기술의 활용은, NRC의 결정론적 규제방식과 전통적인 심층방어 철학을

보완하는 방향으로 최신의 PRA 방법 및 데이터로서 지원가능한 정도까지 모든 규제업무에 대하여 확장되어야 한다.

- 기존의 규제요건, 규제지침, 인허가 사항 (License commitments) 및 규제관행과 관련되는 불필요한 보수성을 저감하기 위하여 가능한 최신의 기술범주에서 PRA 및 관련 해석 (민감도 연구, 불확실성 해석 및 중요도 척도 등) 이 규제업무에 사용되어야 한다. 적절한 경우, 10CFR 50.109 (Backfit Rule : 소급적용 규정) 에 따라 추가의 규제요건을 제안하는 데 있어서 PRA가 사용되어야 한다. 규제요건의 변경과정에 PRA를 포함시키기 위한 적절한 절차를 개발하고 준수하여야 한다. 물론, 이 정책이 의도하는 바가 기존의 규정 및 규제가 개정되지 않을 경우 기존의 것을 준수하는 점을 이해하여야 한다.
- 규제 의사결정을 지원하는 PRA 평가는 가능한 한 실제적이어야 하며, 안전성 검토를 위해 적절한 보조자료들은 공개적으로 이용가능하여야 한다.
- 원자력발전소 사업자에 대하여 새로운 일반요건을 제안하고 소급적용할 필요가 있는 경우, 규제판단의 불확실성을 적절히 고려하여 원자력발전소 안전목표 및 보조의 정량적 목표가 사용되어야 한다.

정책성명 승인시, 위원회는 정책성명의 이행으로 인하여 다음 3개 분야의 규제절차가 개선될 것이라는 기대감을 표명 하였다 ; PRA insight 의 활용에 의한 안전성에 대한 규제의사 결정 개선 ; NRC 자원의 보다 효율적인 활용 ; 사업자에 대한 불필요한 규제부담 저감.

규제지침의 목적

이 규제지침은 NRC 스택이 공학현안의 고려 및 리스크고찰을 적용하여 TS 변경 제안의 특성과 영향을 평가함에 있어서 허용가능한 방법을 서술한다. 사업자가 제출하는 리스크정보 (자체적으로 제출 또는 스택요청에 의한 제출) 는 이 규제지침에서 논의되는 리스크정보활용규제 (RIR : Risk-informed regulation) 의 각 원칙들을 논의하여야 한다. 사업자는 의사결정을 위해 평가방법 (정성적 또는 정량적, 전통적 또는 확률론적), 사용 데이터, 리스크평가기준 등이 어떻게 선정되는지를 서술하여야 한다.

이 규제지침은 그러한 변경제안이 발전소 운전관련 리스크에 미치는 영향을 평가하기 위하여 발전소 TS의 AOT 및 STI 변경을 평가하는 데 있어서 리스크정보를

활용하는 것에 대한 스텝의 추천사항을 제시한다. 이 규제지침에 서술된 원칙을 따르는 기타 종류의 TS 변경이 제안될 수 있으며, 장점이 있을 경우 고려될 것이다. 여기에 제시된 지침은 TS 변경 요청에 대한 기타 방안들을 배제하지 않는다. 단지, 이 지침은 변경을 정당화하기 위해 리스크해석 결과가 사용되는 TS 변경관련 규제결정에 있어서 일관성을 개선하려는 의도를 가진다. 마찬가지로, 자발적으로 사용하게 되는 이 지침은 발전소 TS 변경 제안사항과 관련된 현안을 분석하고, 변경제안사항이 발전소 설계 및 운전관련 리스크에 미치는 영향을 평가하기 위한 허용가능한 방안에 대한 일반지침을 제공한다.

지침의 범위

이 지침은 공학적 현안을 고려하고, 리스크 고찰을 활용함으로써 TS의 AOT 및 STI 영구변경 제안사항의 특성 및 영향을 평가하는 데 허용가능한 방법을 기술한다. 평가에는 설비의 기능성, 신뢰성, 이용도 뿐만 아니라 성공기준의 고려를 포함하여 안전여유도 및 심층방어 속성을 고려하여야 한다. 사업자 평가결과를 판정하기 위한 허용지침도 제시된다

이 규제지침은 변경사항을 지원하기 위해 제시된 가정과 해석내용을 입증하기 위한 TS 변경 이행전략 및 성능감시계획도 다루게 된다.

이 규제지침은 사업자가 충분히 완벽하고 이해가능한 TS 변경해석을 수행하였고, 공학평가 결과는 TS 변경요청사항을 지지하고 있다는 tm탭의 결론에 도달할 수 있도록 하는 허용가능한 문서화 수준을 제시한다.

리스크정보활용 TS 제출서류는 일차적으로 TS 요건의 영구변경을 다루게 된다. 즉, 일단 제안되어 승인되면 요건은 영구적으로 변경되고 향후 모든 상황에 적용된다. TS 요건에 대한 1회성 변경 (특정 사건에 대해 서로 다른 요건이 요청될 때) 도 리스크정보활용 평가를 사용할 수 있지만, 약간 다른 범위 및 고려사항이 관계된다. 이 규제지침은 TS 영구변경에 초점을 둔다.

타 지침 문서와의 관계

RG 1.174는 리스크정보활용규제 의사결정에 대한 일반적 접근방안을 서술하며, 모든 리스크정보활용 규제 신청사항에 공통된 상세토픽을 논의한다. 이 규제지침은 특히 RG 1.174에 제시된 일반적용지침과 일치하지만, 그보다 더 상세한 리스크정보활용 TS 변경 지침을 제공한다.

이 규제지침에 포함되어 있는 정보의 수집은, 경영예산국 (Office of Management and Budget) 에 의해 승인 (승인번호 3150-0011) 된, 10 CFR Part 50 의 요건에 의해 다루어진다. 현재 유효한 OMB 관리번호가 표시되지 않은 경우 NRC는 정보의 수집을 수행할 수 없거나 후원할 수 있으며, 개인은 정보수집에 응할 의무가 없다.

B. 논의

리스크정보활용 철학

원자력 규제행위에 PRA 방법을 활용하는 것에 관한 정책성명 승인시, 위원회는 “NRC의 결정론적 규제방안과 전통적 심층방어 철학을 보조하는 형식으로 모든 규제업무에 있어서 PRA 기술의 활용이 증가되어야 한다” 라는 기대감을 표명하였다. TS 변경을 요청하는 사업자 제출문서에 리스크 고찰을 활용하는 것은 사업자 제안사항을 처리하는데 스텝에게 도움을 준다.

NRC 스텝은 제안된 TS 변경사항을 분석평가하기 위한 허용가능한 방안을 정의해왔다. 이 방안은 제안된 변경사항의 리스크 중요도에 대한 고찰 (PRA 방법의 활용을 통해 도출됨) 에 의해 지원되는 전통적인 공학적 평가결과에 의사결정의 근간을 두는 NRC의 요구를 지지한다. 제안된 변경사항에 관한 의사결정은 전통적인 공학적 및 리스크 정보를 고려하여 종합적인 방식으로 이루어지게 되며, 정량적 해석 및 정보 뿐만 아니라 정성적 인자에도 근거를 둘 수 있다.

리스크정보활용 의사결정 이행에 있어서, TS 변경사항은 다음의 핵심원칙을 충족하여야 한다. 이들중 일부는 보통 전통적인 공학적 의사결정에 사용되는 용어들로 작성되어 있다 (예, 심층방어 등). 이들 용어로 작성되어 있는 반면, 이 원칙들이 충족됨을 입증하기 위해 리스크해석 기법이 사용될 수 있으며, 또한 사용이 장려된다. 이들 원칙은 다음과 같다.

1. 변경제안사항은, 명백하게 면제요청 또는 규정변경과 관계가 없는 한 기존 규정을 충족할 것. TS의 규제근거를 구성하는 적용가능한 규칙 및 규정은 규제입장은 2.1절에서 논의된다.
2. 변경제안사항은 심층방어 철학과 부합할 것. 규제입장 2.2에 포함된 지침은 심층방어를 유지하기 위한 다양한 관점을 TS 변경문제에 적용한다.
3. 변경제안사항은 충분한 안전여유도를 유지할 것. 규제입장 2.2에 포함된 지침

은 충분한 안전여유도를 유지하기 위한 다양한 관점을 TS 변경문제에 적용한다.

4. 변경제안사항이 CDF 또는 리스크의 증가를 초래 할 때, 그 증가는 미미하여야 하며, 안전목표정책의 의도에 부합할 것. 규제입장 2.3은 이 원칙의 충족에 관한 지침을 제공한다.
5. 변경제안사항으로 인한 영향은 성능측정 전략을 이용하여 감시될 것. 규제입장 3.1에 논의된 3단계 이행 접근방안과 규제입장 3.2에 논의된 정비규정 관리에서 이 원칙의 준수관련 지침을 제공한다.

이 원칙의 이행과 관련한 추가정보는 RG 1.174 에서 확인가능하다.

기술지침서 변경에 관한 종합 의사결정에 대한 4-요소 접근방안

상기의 리스크정보활용 의사결정 원칙하에, 스텝은 사업자가 이들 원칙을 이행하는데 있어서 원칙으로부터 파생되는 모든 평가방법 및 허용지침들을 따를 것으로 예상하며, 스텝은 RG 1.174에 기술된 바와 같이 발전소 설계, 운전 및 기타 NRC 승인을 요하는 행위의 변경제안을 평가하기 위한 4-요소 접근방안을 개발하였다. 평가방법과 허용지침에 관한 상세한 논의는 여기서 반복하지 않는 대신에 리스크 정보활용 TS 변경에 관한 4-요소 상세활용이 논의된다.

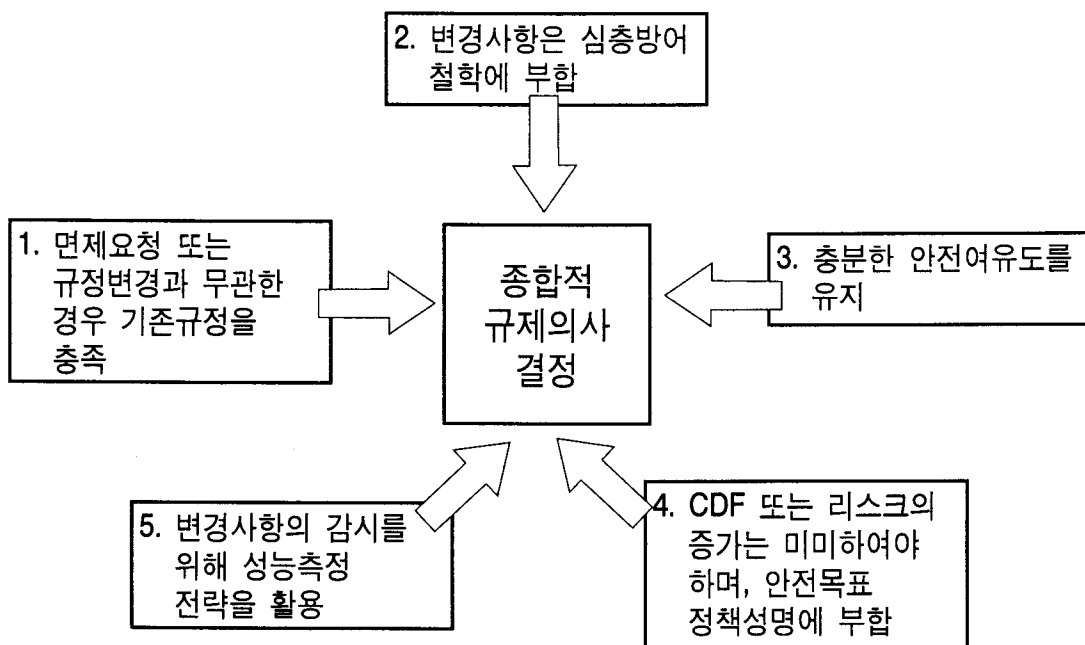


그림 1. 리스크정보활용 종합 의사결정 원칙

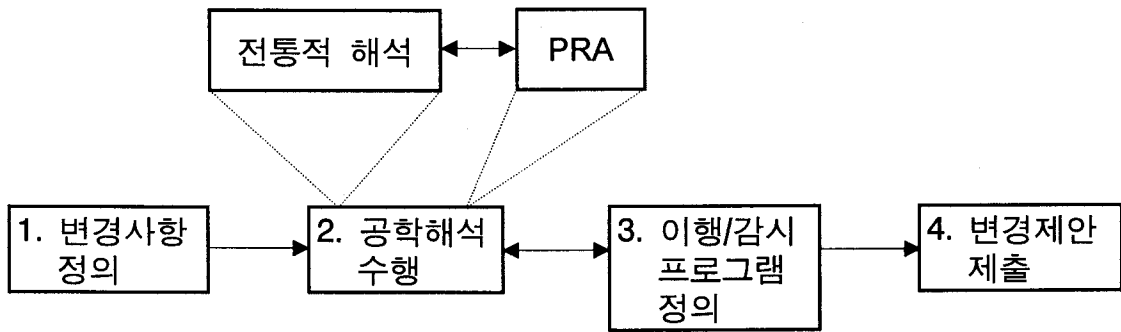


그림 2. 리스크정보활용 발전소 고유 의사결정 필수요소

요소 1 : 변경제안사항 정의

사업자는 변경사항에 의해 영향을 받는 특정 TS 부분을 파악하고, 변경제안사항과 관련하여 이용가능한 공학연구 (예, 특정기술주제보고서), 방법, 코드 및 PRA 연구를 파악할 필요가 있다. 사업자는 평가대상 계통, 기기 또는 변수 들이 PRA에서 어떻게 모델화 되는지도 평가하여야 하며, 변경사항이 영향을 주는 모든 PRA 요소들을 파악하여야 한다. TS 변경사항을 서술하고 해석방법을 개괄하기 위하여 상기 정보들이 총괄적으로 사용되어야 한다. 사업자는 변경제안사항을 설명하여야 하고, 의사결정 향상, 더 효율적인 리소스 활용 및 불필요 규제부담 저감 등을 포함하여 변경제안사항이 PRA 정책성명의 목적을 어떻게 충족하는지를 서술하여야 한다. 규제입장 1은 요소-1을 보다 상세히 논의하고 있다.

요소-2 : 공학해석 수행

사업자는 변경제안사항이 현재 적용가능한 규칙 및 규정을 충족하는지 확인하기 위하여 TS 변경제안사항을 평가하여야 한다. 또, 변경사항이 발전소 설계 및 운전의 심층방어 관점에 어떻게 영향을 주는지를 평가하고, 변경제안사항에 따른 안전여유도의 적합성을 결정하여야 한다. 사업자는 발전소 및 산업계 운전경험이 변경제안사항과 어떻게 관계되는지, 변경제안사항으로 인한 여하의 부정적 영향을 상쇄시키기 위하여 보상조치가 취해질 수 있는지 등을 고려하여야 한다.

사업자는 발전소 리스크에 미치는 영향을 결정하기 위하여 변경제안사항에 대하여 리스크정보활용 평가 또한 수행하여야 한다. 평가는 변경제안사항에 의해 영향을 받는 발전소 특정 설비와 영향을 받는 설비의 기능성, 신뢰성 및 이용가능성

에 미치는 변경제안사항의 영향을 명백히 고려하여야 한다. 해석에 필요한 범위 및 상세수준은 영향을 받는 특정 계통 및 기능에 좌우되며, 정량적이기 보다 정성적인 리스크해석이 더 적합한 경우가 있음을 인식하여야 한다.

사업자는 리스크에 관한 최종결론에 도달하기 위하여 전통적 고려사항과 함께 종합되는 확률론적 고찰을 통해 변경제안사항의 허용을 지지하는 근거를 제시하여야 한다. 허용여부 평가시, 적용가능한 규칙 및 규정의 지속적 충족, 변경제안사항에 관한 전통적 공학평가의 적합성, 및 허용지침과 비교한 발전소 리스크 변동 등을 고려하여야 한다. 변경이 허용가능한 것으로 간주되기 전에 이 모든 분야들이 적절히 다루어져야 한다. TS 변경사항에 관하여 허용가능한 공학평가 방안에 대한 지침이 규제입장 2에 제시되어 있다.

요소-3 : 이행 및 감시 프로그램 정의

사업자는 다음을 보장하기 위하여 구성된 이행 및 성능감시 전략을 고려하여야 한다 ; (1) TS 변경으로 인하여 안전성 저하가 발생하지 않음을 보장, (2) 변경제안사항의 영향을 평가하기 위해 수행된 공학평가에 평가대상 설비의 실제 신뢰도 및 이용도가 반영되었음을 보장. 이것은 평가를 통해 파악된 결론이 유효하게 유지됨을 보장한다. 요소-3에 대한 상세지침은 규제입장 3에 제시되어 있다.

요소-4 : 변경제안사항의 제출

마지막 요소는 해석내용의 문서화 및 인허가변경 요청의 제출과 관계한다. NRC는 SRP 16.1 과 인허가변경관련 NRC 규정 (10 CFR50.90, 50.91 및 50.92) 에 따라 제출물을 검토하게 된다. 리스크정보활용 TS변경 평가를 위한 문서화 및 제출에 관한 지침은 이 규제지침의 규제입장 4에 제시되어 있다.

C. 규제입장

1. 요소-1 : 변경제안사항의 정의

1.1 변경제안 사유

필요한 변경정도를 입증하는 정보와 TS 변경요청 사유가 제출물에 서술되어야 한다. 보통, TS 변경요청에 관한 수용가능한 사유는 다음 범주 중 하나 또는 그 이상에 속한다.

1.1.1 운전안전성 증진

TS 변경사유는 운전안전성을 증진하는 것 ; 즉, 요건을 충족하면서 발전소 리스크 또는 발전소 종사자 방사선 피폭을 저감하는 것.

1.1.2 규제요건에 있어서 리스크 근거의 일관성

TS 변경요청은 그들에 의한 리스크 관계에 따라 지지받을 수 있다. TS 요건은 발전소 설비개선을 반영하기 위해서 변경될 수 있으며, 이전의 요건을 불필요할 정도로 엄격하게 하거나 효율적이지 못하게 하는 설비신뢰도 향상을 반영하기 위하여 변경될 수도 있다. TS 는 산업계 또는 산업계 그룹 전체에 걸쳐 일관된 요건을 설정하기 위하여 변경될 수 있다. 변경으로 인한 리스크가 수용가능한 수준으로 유지됨이 보장되어야 한다.

1.1.3 불필요한 부담 저감

현행 TS 요건을 충족함에 있어서 발전소 또는 산업계 운전이력에 근거하여 불필요한 규제부담을 저감하기 위하여 변경이 요청될 수 있다. 예로서, 특별한 경우 수리에 필요한 시간은 TS에 정의된 AOT 보다 길어질 수 있다. 요구되는 정기점검은 발전소 과도를 유발할 수 있고, 불필요한 설비 마모를 유발할 수 있으며, 발전소 종사자에게 과도한 방사선피폭을 초래하거나, 정기점검 요건에 의해 정당화되지 않는 불필요한 행정 부담을 발전소 종사자에게 부과할 수 있다. 일부의 경우 변경은 운전 유연성을 제공할 수도 있다 ; 이 경우 변경은 좀 더 안전에 중요한 항목에 좀 더 많은 발전소 종사자의 시간을 할당하도록 할 수 있다.

일부의 경우 몇몇 사업자들 사이에 공통의 TS 변경 수요가 있고, 이들이 개별적으로 보다는 그룹으로 변경요청하는 것이 이득이 됨을 사업자가 결정할 수 있다. 그룹 제출은 그룹내 모든 발전소를 통해 변경대상 설비가 유사할 때 이점이 있다. 규제입장 2에 기술된 공학평가 관련 발전소 고유정보가 여전히 제시되어야 한다. 또, 발전소 고유 평가결과들을 상호비교하는 것도 이점이 있다.

2. 요소-2 : 공학평가

두 번째 요소의 일부로서, 사업자는 적절한 심층방어 유지, 충분한 안전여유도 유지 및 경미한 CDF 증가와 안전목표 정책성명 의도와 일치 등의 원칙과 관련하여

여 TS 변경제안사항을 평가하여야 한다.

사업자는 어떠한 TS 변경에 대해서도 확실한 기술배경을 제시할 것으로 예상된다. 기술배경은 전통적인 공학 및 계통 해석에 근원을 두어야 한다. 검토를 위해 PRA결과에 근거한 TS 변경요청만 제출되어서는 아니된다. TS 변경요청은 표준기술지침서 (STS : Standard Technical Specifications) 에의 부합성, STS와 다른 경우 변경요청사항의 일반적 적용성, 운전 제한사항, 제작자 권고사항, 시험/정비를 위한 실질적 고려사항 등을 종합적으로 고려하여야 한다. AOT 및 STI 설정에 사용되는 표준 관행을 따라야 한다. 예로서, AOT는 8시간, 12시간, 24시간, 72hrs, 7일, 14일 등. STI는 보통 12시간, 7일, 1개월, 3개월 등. 표준관행의 사용은 이행, 계획수립, 감시 및 감사를 크게 단순화시켜준다. 요건들간에 논리적 일관성이 유지되어야 한다. 예, 다중계열의 서비스 제외 (out of service) 에 관한 AOT 요건은 구성 계열중 한 계열에 대한 시간보다 길지 않아야 한다.

2.1 기존규정에의 부합성

TS 변경제안사항 평가시 사업자는 리스크정보활용규제 원칙 1에 부합하여 기존규정, 명령 및 인허가조건 등이 충족됨을 확인하여야 한다. TS에 관한 NRC 규정은 10 CFR 50.36 에 서술되어 있다. TS 정책에 관한 추가정보는 TS 개선 정책성명 (58 FR 39132, 1993. 7.22) 에 포함되어 있다. 이 문서는 TS의 주요요소를 정의하며, TS에 포함되어야 할 항목에 관한 기준을 제시한다. 최종 정책성명과 10 CFR 50.36 개정 규정에서도 TS 개선을 위해 확률론적 방법의 활용을 논의하고 있다. 인허가변경 신청 및 발급에 관한 규정은 10 CFR 50.90, 50.91, 50.92 에 제시되어 있다. 또, 사업자는 TS 변경제안사항과 사업자 약속사항 간의 불일치 내용이 파악되고 평가에 고려됨을 보장하여야 한다.

2.2 전통적 공학 평가

2.2.1 심층방어

수행된 공학평가는 TS 변경제안사항의 영향이 심층방어 철학에 부합하는지를 평가하여야 한다. 이러한 관점에서, 원칙의 의도는 심층방어 철학이 유지됨을 보장하는 것이지, 심층방어가 성취되는 방법의 변경을 방해하고자 하는 것은 아니다. 심층방어 철학은 안전기능 달성을 위한 다중적 수단의 제공 및 방사성물질의 유출 방지를 위하여 전통적으로 원자로 설계 및 운전에 적용되어 왔다. 심층방어 철학은 설비 및 인적성능의 불확실성을 고려하기 위한 효과적인 방법으로 자리를

차지해 왔고 앞으로도 계속 그럴 것이다. 일단, 종합적 리스크해석이 완료되면 이는 공공의 건강과 안전을 보장하기 위한 적절한 심층방어 정도 (예, 노심손상예방, 격납건물 고장, 결과 완화 간의 균형) 를 평가하는 데 사용될 수 있다. 종합적 리스크해석이 되지 않거나, 될 수 없는 경우에는, 불확실성의 고려를 위해 전통적인 심층방어 고려사항이 사용되거나 유지되어야 한다. 평가는 일반설계기준, 국가표준 및 단일고장기준 등과 같은 공학원칙의 의도를 고려하여야 한다. 더구나, 평가는 변경 제안사항이 노심손상, 격납건물 고장 또는 우회에 대비한 방어벽 (예방 및 완화 모두) 과 심층방어 속성들간의 균형에 미치는 영향을 고려하여야 한다. 앞에서 기술한 바와 같이, 사업자는 정량적 또는 정성적, 전통적 또는 확률론적 어떤 경우든 간에 변경 제안사항에 적합한 공학해석 기법을 선택하여야 한다.

사업자는 변경 제안사항이 심층방어 철학을 만족하는지 평가하여야 한다. 심층방어는 아래에 요약된 바와 같이 여러 가지 요소로 구성된다. 이 요소들은 심층방어 평가를 위한 지침으로 활용될 수 있다. 기타 동등한 허용지침이 사용될 수도 있다.

다음사항이 충족되면 심층방어 철학에의 부합성이 유지되는 것으로 간주한다

- **노심손상예방, 격납건물 고장 예방 및 결과 완화들간에 합리적인 균형이 보존되어야 한다.** 즉, 10 CFR 50.36에 부합하는 TS 변경제안사항은 특정의 설계기준사고와 운전과도에 대한 허용기준을 충족하는데 있어서 그러한 균형이 필요할 정도로 사고예방과 완화 원칙간의 균형을 심각하게 변경하지 않는다. TS 변경요청은 TS변경과 관련된 가상의 운전변경으로 인해 새로운 사고 또는 과도를 유발할 수 있는지 또는 사고 또는 과도 발생 가능성을 증가시킬 수 있는지를 (10 CFR50.92에 의해 요구됨) 고려하여야 한다.
- **발전소 설계 취약성을 보상하기 위해 프로그램성 활동에 너무 의존하는 것은 피하여야 한다.** 즉, 낙관적 프로그램 가정에 근거하여 일차적으로 고-신뢰도 추정치를 사용.
- **예상 빈도, 계통에 미치는 위해 영향에 알맞도록 계통 다중성, 독립성, 다양성이 보존되어야 한다.** 즉, 리스크 유인자 (risk outliers) 가 없어야 한다. 다음 항목들이 고려되어야 한다.

- 다중성 및 다양성 원리를 훼손하는 동시적 설비 정지를 배제하기 위하여

적절한 제한사항을 두는지 여부

- 이미 계획된 정비작업을 위하여 개정 AOT로 진입할 때 취해야 할 보상조치가 파악되어 있는지 여부
 - 발전소 운전중 악천후가 예상되거나, 발전소가 기타 비정상조건에 놓여 있을 때 임의적으로 설비를 서비스로부터 제외를 계획하지는 않는지 여부
 - TS 변경이 안전기능에 미치는 영향이 고려되어야 하는지 여부. 예로서 저압주입계통의 AOT 변경이 저압주입기능 전체 이용도와 신뢰도에 미치는 영향은 무엇인가 ?
- **공통원인 고장에 대비한 방어가 유지되어야 하며, 새로운 공통원인 고장기구의 유발 가능성이 평가되어야 한다.** 즉, TS 변경요청은 AOT 또는 STI 변경과 관련된 가상의 운전변경으로 인해 이전에 고려되지 않았던 새로운 공통원인고장을 유발할 수 있는지를 고려하여야 한다.
 - **방호벽의 독립성이 저하되지 않아야 한다.** 즉, TS 변경요청은 TS 변경으로 인해 방호벽의 독립성이 열화되지 않음을 보장하는 수단을 논의하여야 한다 (예, 격납계통 TS 변경시).
 - **인적오류에 대비한 방어가 유지되어야 한다.** 즉, TS 변경요청은 AOT 또는 STI 변경과 관련된 가상의 운전변경으로 인해, 서로 다른 종사자가 서로 다른 행위에 개입할 때 정지중 정비수행으로부터 출력운전중 정비수행으로 변경 등과 같이, 운전원 예상응답을 변경하거나 이전에 고려되지 않았던 새로운 인적오류를 유발할 수 있는지를 고려하여야 한다.
 - 10 CFR 50 Appendix A의 일반설계기준 의도가 유지되어야 한다.

2.2.2 안전여유도

공학적 평가는 TS 변경제안사항의 영향이 충분한 안전여유도의 유지라는 원칙 (원칙 3) 에 부합하는지를 평가하여야 한다. 평가 수행을 위한 적합한 지침이 아래에 요약되어 있다. 기타 동등한 허용지침이 사용될 수 있다.

다음과 같은 경우 충분한 안전여유도는 유지된다 :

- NRC가 사용을 승인한 코드 및 표준 (예, ASME, IEEE) 또는 대체방안을 충족한다. 즉, TS의 AOT 또는 STI 변경제안이 대상계통에 관한 승인된 코드 및

표준과 상충하지 않음

- FSAR의 안전해석 허용기준이 충족되거나, 제안된 개정사항이 해석 및 데이터의 불확실성을 고려하기에 충분할 정도로 안전 여유도를 제공한다. 즉, TS의 AOT 또는 STI 변경제안이 안전해석의 가정 또는 입력에 악영향을 주지 않거나, 혹은 입력이 영향을 받는다면 적절한 안전여유도가 계속 존재함을 보장하는 정당화가 이루어진다. TS AOT 변경에 대하여, 발전소가 AOT 상태에 있음을 가정하여 (예, 해당 설비가 운전불능) FSAR의 허용기준에 미치는 영향이 평가되어야 한다. 그러한 평가를 통해 제안된 AOT로의 진입으로 인해 의도된 안전기능을 충족하지 못할 수 있게 되는 모든 상황들을 파악하여야 한다.

2.3 리스크영향 평가

NRC 스텝은 TS AOT 변경제안과 관련된 리스크를 사업자가 평가하도록 하기 위한 3단계 (3-tiered) 접근방안을 제시하였다. 단계1(Tier 1)은 노심손상빈도 (CDF : Core Damage Frequency) 변동, 조건 노심손상확률 증분 (ICCDP : Incremental Conditional Core Daage Probability), 및 적절한 경우 대량유출빈도 (LERF : Large Early Release Frequency) 와 조건 대량조기유출확률 증분 (ICLERP : Incremental Conditional Large Early Release Probability) 으로 표현되는 것으로서 TS 변경제안사항이 발전소 리스크에 미치는 영향을 평가하는 것이다. 단계2(Tier 2)는 변경과 관련된 것에 추가로 설비가 동시에 서비스에서 제외되는 경우, 또는 계통 또는 설비의 동시 시험과 같이 리스크에 중요한 기타 인자가 관계되는 경우에 존재할 수 있는 고-리스크 배열 가능성을 파악하는 것이다. 이 평가의 목적은 변경과 관련하여 두드러진 리스크중요 배열에 대하여 적절한 제한사항을 두고 있음을 확인하는 것이다. 단계3(Tier 3)은 정비 또는 기타 운전행위로 인해 야기되는 것으로서 확률이 낮음에도 불구하고 리스크에 중요한 배열이 파악되어 보상되도록 하기 위하여 총 배열 리스크관리 프로그램 (CRMP : Configuration Risk Management Program) 을 수립하는 것이다. 단계2 평가를 통해 합리적 보장 수준에서 대상 설비와 관련하여 리스크중요 배열이 존재하지 않음이 확인되는 경우, AOT 변경제안에 단계3을 적용하는 것이 필요하지 않을 수 있다. 가장 최근의 TS에 의해 어느정도 심층방어가 보호될지라도, 다음에 논의되는 리스크정보활용 TS AOT 변경의 3단계적 접근방안(3-tiered approach)은 심층방어가 인허가기준 변경에 의하여 심각하게 영향을 받지 않음에 대한 추가적 보장을 제공한다.

Tier 1 : PRA 역량 및 고찰

단계1에서 사업자는 TS 변경제안이 CDF, ICCDP 및 적절한 경우 LERF 및 ICLERP 에 미치는 영향을 평가하여야 한다. 이 평가를 지원하기 위해 2가지 관점이 고려될 필요가 있다 : (1) PRA 유효성, (2) PRA 고찰 및 결과. 사업자는 TS 변경제안사항을 평가하는데 그들의 PRA가 유효한지를 입증하여야 하며, TS 변경이 발전소 리스크에 미치는 영향을 파악하여야 한다.

Tier 2 : 발전소의 리스크중요 배열 배제

사업자는 발전소의 특정 설비가 TS 변경제안사항에 부합하여 서비스로부터 제외될 때 리스크에 중요한 발전소 설비 정지 배열이 발생하지 않음을 합리적으로 보장하여야 한다. 그러한 평가를 수행하는 효과적인 방법중 하나는 AOT 변경제안 대상 설비가 서비스로부터 제외되어 있는 동안 발전소 리스크(또는 안전)에 그 설비가 기여하는 정도에 따라 설비를 평가하는 것이다. 설비의 서비스 제외 조합들을 단계1 ICCDP 허용지침에 대하여 평가하는 것이 리스크에 중요한 배열을 파악하는 하나의 적절한 방법이 될 수 있다. 일단 발전소 설비가 그렇게 평가되면, 리스크에 중요한 발전소 배열을 피하기 위하여 TS 또는 절차서에 대해 어떤 개선이 필요한지에 대한 평가가 수행될 수 있다. 또, 리스크 증가를 완화할 수 있는 보상행위 (예, 백업 설비, 정기점검 빈도 증가, 또는 절차서 및 교육훈련 개선 등)가 파악되고 평가되어야 한다. 리스크평가 결과로서 발전소 설계 또는 운전절차서에 대해 행해진 변경내용들은 상기 단계1 에서 서술된 것처럼 TS 변경을 위해 활용된 해석에 반영되어야 한다.

Tier 3 : 리스크정보활용 배열관리

사업자는 정비행위 수행이전에 서비스에서 제외된 설비의 리스크영향이 적절히 평가됨을 보장하는 프로그램을 개발하여야 한다. 가능한 프로그램은 정상운전중 리스크에 중요한 발전소 설비 정지 배열을 적시에 밝혀낼 수 있게 하는 것이다. 이것은, 예를 들면, 설비 이용불능도, 시험 또는 급격한 부하조절 (load dispatching) 등의 운전행위 또는 기후조건이 발전소 리스크에 미치는 영향을 평가함으로써 달성될 수 있다. 이 세번째 단계는 발전소 연장운전 기간 (extended periods of plant operation) 에 걸쳐 늘 겪게 되는 단계2에서는 가능한 모든 리스크 중요 배열을 파악하기가 어렵기 때문에 필요하다.

규제입장 2.3.1 - 2.3.7 및 부록 A 는 상기 3단계적 접근방안과 관련된 다양한 현안을 논의한다. 일반적으로 규제입장 2.3.2 - 2.3.5 및 부록 A는 단계1과 관계되는 현안을, 규제입장 2.3.6 및 2.3.7은 단계2와 단계3 관련 현안을 다룬다.

NRC스텝은 다음에 논의되는 것으로서 STI 변경제안에 고려되어야 하는 여러 가지 인자들을 파악하였다. 요약하면, 사업자는 평가대상 STI를 파악하고, 대상 STI와 관련된 리스크 기여도를 결정하며, STI 평가와 관련된 불확실성을 다루기 위해 민감도 및 불확실성 평가를 수행하여야 한다. STI 변경에 대한 상세 리스크평가는 규제입장 2.3.1-2.3.6 및 부록 A에 제시되어 있다.

2.3.1 PRA 품질

PRA 품질은 요청된 TS 변경의 안전성 의미와 변경을 정당화하는데 PRA가 수행하는 역할에 부합하여야 한다. 즉, 리스크 변경 가능성이 커질수록 또는 요청된 TS 변경으로 인한 리스크의 불확실성이 클수록 (또는 두가지 모두), PRA 품질보장은 더욱 엄격해야 한다. 사업자가 PRA 품질을 보장하기 위해 사용할 수 있는 하나의 방안은 PRA에 대한 전문가 평가(Peer Review)를 수행하는 것이다. 이 경우 제출서류는 평가절차, 평가자의 자격, 평가 발견사항 요약, 발견사항 해결방안 등을 문서화하여야 한다. 적절한 PRA 범위, 상세수준 및 PRA 품질을 보장하기 위해 산업계 주도의 PRA 인증프로그램 및 PRA 상호교차비교 연구 등이 활용될 수 있다. 상기 프로그램 또는 연구가 활용하는 경우, PRA 비교방안 및 표준 또는 지침을 포함하는 프로그램의 설명; 평가 심도; 참여 전문가 구성 및 자격 등이 NRC의 검토를 위해 제시되어야 한다. 전문가 평가 또는 기타인증절차와 이 절차로부터의 발견사항에 근거하여, 사업자는 PRA 범위 및 품질 관점에서 TS 변경 신청사항에 대하여 PRA가 왜 적합한지를 정당화하여야 한다. 사업자에 대하여 또는 사업자에 의하여 수행되어 온 검토에서 스택이 보다 더 신뢰를 가질수록 스택심사는 덜 엄격함이 기대되어야 한다는 점에도 불구하고 스택 심사는 전문가평가, 인증 또는 교차비교 등에 의해 전적으로 대체될 수 없다. 대부분의 TS 검토에 대하여, 한정된 범위의 스택 검토와 조합하여 산업계 주도의 PRA 인증 또는 상호교차비교를 이용하는 PRA 품질 입증으로도 충분하다. 비교대상 발전소간에 계통 설계가 유사한 경우에는 교차비교가 가장 적절하다. 일부 사업자는 TS 변경 요청관련 리스크 영향 해석을 위해 발전소안전성평가 (IPE : Individual Plant Examination) 의 근원이 되는 PRA를 사용하는 경우도 있다. IPE 제출물 자체에 대한 NRC 스택 검토는 TS 변경신청에 대한 적절한 검토로서 충분하지 못하다.

2.3.2 기술지침서 변경 평가를 위한 PRA 범위

TS 변경제안사항의 평가를 완전히 지원하는데 필요한 PRA 범위 및 수준은 고려되는 TS 변경 종류에 좌우된다. 여러 가지 경우에 대하여 요구되는 해석의 범위

와 수준이 다음에 논의되어 있다. 그러나, 일부 충분한 범위의 PRA가 이용될 수 없는 경우도 있다. 이 경우 정성적 논의, 포괄해석 또는 보상수단을 통해 보상되어야 한다.

최소한 노심손상방지에 사용되는 계통(격납계통 이외에 PRA에 모델화된 대부분의 TS 계통들)에 대하여, 1단계 (Level 1) 평가가 수행되어야 한다. 격납건물에 대하여, LERF 추정을 위하여 격납건물 구조성능을 평가하는 지점까지는 적어도 2단계 (Level 2) 평가가 필요할 수 있다. 1단계 PRA가 이용가능하지만, 추가의 2단계 정보가 요구되는 경우, 요구되는 정보를 추정하는 허용가능한 하나의 방법이 NUREG/CR-6595, "An Approach of Estimating the Frequencies of Various Containment Failure Modes and Bypass Events" 에 제안되어 있다.

출력운전모드에 대해 정해진 TS 요건의 변경시, 적절하다면 해석범위에 내부 화재 및 홍수 (예, 해당 TS설비가 화재 또는 홍수에 취약한 것으로 파악된 지역에 위치하고 있을 때)를 포함하여야 한다. 붕괴열제거에 필요한 계통요건의 변경이 고려될 때, 적절한 정지운전 리스크 평가도 고려되어야 한다. 그같은 계통의 예로는 보조급수, 잔열제거, 비상디젤발전기, 용수계통 등이 있다. 또, 온-라인 정비를 용이하게 하기 위해 AOT가 변경될 때 (즉, 정지운전중 예방정비를 출력운전중으로 전환) 정지운전모드에 미치는 영향이 평가되어야 한다. 수용가능하다면, 리스크평가에 기초하여 정비계획을 수립하기 위한 적절한 조건을 결정하기 위해 출력운전 및 정지운전 모델 둘 다를 이용하여, 비교평가가 제시될 수 있다. 어떤 경우엔 정지운전 리스크에 관한 반-정량적 (semi-quantitative)해석이 적절할 수 있다 (예, 고장수목해석 또는 고장모드/영향해석).

시정정비에 추가의 시간이 소요됨을 가정하여 AOT가 변경될 때, 초기에 계산된 리스크증가가 허용지침 근처 또는 약간 위에 있을 경우, 현행의 상대적으로 짧은 AOT 하에서 초래될 수 있는 전환 리스크 (출력운전으로부터 문제의 현행 TS에 의해 요구되는 운전모드로 전환함에 따른 리스크) 평가가 바람직할 수 있다. 또, 가능하다면, 이 기간을 걸친 전환 리스크 모델을 이용하거나, 또는 최소한 전환 리스크의 정성적 평가를 이용하여, 제어상태의 정지운전 요건에 대한 TS 변경 (고온대기를 통해 고온정지, 저온정지로 변환하는데 할당된 시간) 이 평가되어야 한다.

2.3.3 PRA 모델링

2.3.3.1 기술지침서 변경에 필요한 상세사항

TS 변경 평가를 위하여, 관계되는 특정 계통 또는 기기가 PRA에서 모델화되어야 한다. 모델은 또 시험 및 정비가 수행되고 있을 기간 동안 기기의 정렬을 취급할 수 있어야 한다. 보통, 운전제한조건 (LCO : Limiting Conditions for Operations) 및 정기점검요건은 PRA의 계통 고장수목에서 모델화되는 계통 계열 또는 기기와 관련한다. 계통 고장수목은 정기점검시험 및 정비가 수행되어 평가대상이 되는 모든 기기들을 포함할 정도로 충분히 상세하여야 한다.

- AOT 평가에 대하여, 계열에 속하는 모든 기기들이 명확히 파악되는 한, 계통 계열 수준의 모델이면 적절하다.
- STI 평가에 대하여 개별 기기 수준 모델이 필요하다.

PRA는 보통 기기수준에서 수행되기 때문에, 이 PRA가 AOT 및 STI 해석에 직접 사용된다.

기기 이용불능도 모델은 무작위 고장, 공통원인고장 (CCF), 시험을 위한 정지시간 및 정비를 위한 정지시간으로 인한 기여도를 포함하여야 한다.

- 시험 및 정비관련 정지시간에 대한 기기 이용불능도 모델의 변경은 TS 변경이 승인되어 이행된 후 예상되는 정기점검 및 정비 관행을 실제로 추정하는 것에 근거하여야 한다. 예, 사전계획된 정비 및 정기점검을 위해 얼마나 자주 AOT 로의 진입이 예상되는지.
- 시험관련 정지시간 및 정비관련 정지시간에 대한 기기 이용불능도 모델은 발전소 고유 또는 산업계 전반의 운전경험 또는 적절한 경우 두가지 모두에 근거하여야 한다.
- 기기 이용불능도 모델은 시험관련 정지시간 및 정비관련 정지시간으로 인한 기여도를 분리하기 위한 유연성을 가져야 한다. AOT 평가시 필요하다면 정비행위를 제외시키기 위해 정비관련 정지시간은 0 으로 놓을 수 있다. STI 평가시 시험관련 정지시간으로 인한 기여도는 시험수행으로 인한 리스크 기여도를 결정한다.
- 정당화할 수 있다면 정기점검요건에 대하여 고장을 기여도를 주기적 요청관련 (cycle demand-related) 기여도와 대기시간 관련 (standby time-related) 기여도로 분리하는 형식으로 상세한 내용이 반영되어야 한다.

CCF 기여도는 1개 이상의 기기가 이용불능인 조건을 반영하도록 그들이 변경될 수 있게끔 모델화되어야 한다. 그러나, 기기의 CCF 모델링은 남아있는 서비스중

인 기기의 수 뿐만 아니라 기기가 서비스로부터 제외된 사유, 즉 예방정비 혹은 시정정비 예도 좌우된다. 적절한 배열리스크 관리를 위하여 예방정비 및 시정정비가 고려될 필요가 있으며, 따라서 사업자는 정비행위들 간에 존재하는 차이를 다룰 수 있는 능력을 가져야 한다 (상세한 내용은 부록 A의 A.1.3.2 참조).

다중기기들을 서로와 관계하여 시험상태에 두는 (교번시험 (staggered test) 또는 연속시험 (sequential test) 전략) 영향을 고려하기 위하여, 이용가능한 경우 시간종속 모델과 특정 코드를 활용하는 추가평가가 사용될 수 있다.

PRA가 TS 변경이 요청된 계통을 모델화하지 못하는 경우, 이들 계통에 대한 TS 변경이 요청될 때 특수해석이 필요할 수 있다. 이 상황의 예가 다음에 주어진다.

- 하나의 계통이 사건수목에 모델화되지만 상세한 고장수목이 주어지지 않은 경우 (경험자료 또는 전문가판단을 통한 계통 이용불능도 직접 추정치가 사용됨), TS 평가는 다음 두가지중 하나로 진행할 수 있다.
 1. TS 평가를 위해 계통에 대해 독립된 고장수목이 개발될 수 있으며 PRA를 직접 변경하지 않고 기존의 PRA 모델을 보완하여 사용될 수 있다 (즉, 기존 PRA 모델과 혼합하여 RPS에 관하여 상세한 별도의 고장수목을 모델링). 또는
 2. PRA 사건수목에 모델화된 계통 고장율의 영향에 근거하여 포괄적 평가가 수행될 수 있다. 즉, 계통내 기기의 고장은 계통고장을 야기하는 것으로 가정될 수 있다.
- 별도의 고장수목이 개발될 때, 계통내 특정의 TS 요건이 변경될 수 있으며, 계통 이용불능도가 측정될 수 있다. 계통 이용불능도는 다시 관계되는 Level 1, 2, 3 척도를 얻기 위하여 PRA 모델에 사용될 수 있다. 이 평가는 PRA 모델을 직접 사용하는 평가들과 유사한 것으로 간주될 수 있지만 다음의 조건을 충족하여야 한다.
 1. 계통 내 고장은 어느 타 계통 또는 기기 고장에 영향을 주지 않아야 한다.
 2. 계통고장의 영향은 어느 초기사건빈도에도 영향을 미치지 않아야 한다 (또는 영향이 최소화 또는 무시할 정도의 영향). 그리고
 3. 계통은 타 계통과 기기들을 공유하지 않아야 한다.
- 한 계통의 고장으로서 계통내의 어떠한 고장을 가정하여 포괄평가가 수행될

때, TS 변경으로 계산된 리스크 영향은 과도하게 추정될 것으로 예상된다. 이에 상응하는 수용가능한 변경 또한 상세한 모델을 이용하여 정당화 된 것보다 많지 않다. 상세모델의 부족을 동시에 고려하는 한편, 비-PRA 인자의 반영을 고려할 때 이 관점은 유지되어야 한다. 또, 여기서 이전 경우에 대해 논의된 상기의 3가지 조건이 적용된다.

일부의 경우, 리스크정보 활용 평가가 제한적이고, 리스크를 잘못 추정하는 경우도 있기 때문에, 비-리스크관련 공학평가는 총체적 평가에서 중요한 위치를 차지한다. 그러한 경우, 변경사항에 대한 논의는 기존요건으로 인한 미미한 증가에 대해서만 이루어져야 한다.

2.3.3.2 초기사건 모델링

지원계통 고장(예, 용수, 기기냉각수, 계기용공기)으로 인한 일부 초기사건은 논리 모델에 명백히 모델화된다. 즉, 고장수목 모델이 PRA내에 개발된다. 이들 계통의 TS 변경은 계통 이용불능도와 타 지원계통의 이용도 뿐만 아니라 해당 초기사건 빈도에도 영향을 주게 된다. TS 변경이 초기사건빈도에 미치는 영향이 고려되어야 한다.

일부 시험 및 정비행위는 과도상태의 유발에 기여할 수 있다. PRA에 사용되는 초기사건 빈도는 보통 이 기여도를 분리하지 않는다. 그러나, TS 변경 평가시 이 분리가 필요할 수 있다. 예로서, STI 결정시 시험으로 인한 과도상태 유발 영향이 평가될 수 있다. 시험-기인 과도로 인한 리스크 기여도를 평가하기 위하여 시험 수행으로 인한 초기사건 빈도 (즉, 시험-기인 과도사건)가 별도로 모델화될 수 있다. 시험-기인 과도로 인한 초기사건 빈도의 추정에 필요한 데이터 필요성은 부록 A.2에서 논의된다.

2.3.3.3 선정기준 (Screening Criteria)

TS 변경 평가시 사고경위 선정에 관한 정성적 주요 고려사항은 TS 변경에 의해 직접적으로 영향을 받는 것으로서 빈도에 기준한 선정만으로 이미 절삭되어진 사고경위들을 포함시키는 것이다. 예로서, TS 변경이 PWR 축압기에 관계하는 경우, 정성적 고려사항이라 함은 사고경위가 빈도기준을 충족하지 못하더라도 축압기를 함유하는 경위들을 포함시켜야 함을 의미한다.

2.3.3.4 절삭제한치 (Truncation Limits)

다음에 논의되는 바와 같이 Cutset의 절삭으로 인하여 심각한 과소평가가 발생하지 않도록 적절한 절삭수준이 사용되어야 한다. 리스크척도 계산시의 절삭오류를 피하기 위하여 해석상의 Cutset 조절 방법에 대하여 추가적 주의사항이 필요하다.

AOT 또는 STI 리스크 평가의 경우로서 단일기기의 고장 또는 정지가 평가될 때, R_0 및 R_1 을 평가하는 데 있어서 절삭수준이 문제의 대상이다 [기기가 운전불능인 것으로 가정할 때 (또는 등가로 기기 이용불능도를 "true" 로 설정) R_1 은 증가된 CDF 이고, 기기가 운전가능상태일 때 (또는 등가로 기기 이용불능도를 "false" 로 설정) R_0 은 감소된 CDF 이다]. 문제의 기기가 절삭제한치 인근의 Cutset 에 나타나는 경우 (예, 절삭제한치의 10배수 이내의 Cutset에 모든 것이 다 나타난다) 절삭제한치를 감소할 필요가 있다. R_1 이 여유를 가지고 기저 경우의 값보다 클 경우, 과소평가가 발생하지 않도록 하기 위해 1배수의 추가적 Cutset 이 생성되어야 한다.

다중기기와 관계된 발전소 배열로 인한 리스크가 평가될 때, 상대적으로 작은 빈도를 가진 Cutset이 CDF 에 중요 기여인자가 될 수 있다. 이것은 영향을 받는 1개 이상의 기기가 동일한 최소 Cutset (MCS : Minimal Cutset) 내에 나타날 수 있기 때문이며, 1개 이상 기기들의 이용불능도 (TS 변경으로 인해 증가) 가 Cutset 빈도에 상당한 증가를 가져올 수 있기 때문이다. 그러한 경우 절삭수준은 단일기기에 대한 경우에서 보다 더 크게 감소되어야 한다. 관심대상 기기와 관련된 사건이 Cutset에 나타나지 않을 수도 있기 때문에, R_1 평가가 이미 해를 얻은 Cutset의 재정량화에 근거하는 경우에는 특별한 주의를 기울여야 한다.

2.3.4 AOT/STI 평가의 가정

TS 변경사항 평가를 위한 PRA 활용은 변경제안사항의 최종 허용에 큰 영향을 가질 수 있는 것으로서 PRA 내에 주어진 많은 가정사항들에 대한 평가를 요한다. 이들 가정들은 TS 변경요청 제출서류에서 논의되어야 한다. AOT 변경 평가시 고려되어야 하는 가정사항들은 다음과 같이 요약될 수 있다.

1. 출력운전 PRA 만 활용하여 AOT 리스크 평가가 수행되는 경우 (예, (a) 출력 운전중 AOT 기간동안 이용불능인 설비 관련 리스크 계산, (b) 여하의 AOT 평가와 관련된 리스크 계산), AOT 위반으로 인한 발전소의 정지와 관련된 리스크는 평가되지 않는다. 대부분의 경우 이 리스크는 고려되지 않았거나, 고려되었더라도 변경요청사항을 추가적으로 정당화해야 하는 것으로 가정된다.

어떤 경우에 (예, 잔열제거계통, 용수계통, 보조급수계통) 지속 출력운전 대 정지운전의 리스크 비교평가가 고려되어야 한다.

2. 리스크 영향을 계산할 때 (예, AOT 변경으로 인한 CDF 또는 LERF 변동), 평균 CDF 변동은 현행 및 제안된 AOT에 대한 평균 정지시간 (또는 적절한 대표치) 을 활용하여 추정되어야 한다. 사업자가 기저 경우(base case)로서 무정비(zero maintenance)상태의 사용을 선택하는 경우 (정비로 인하여 이용불능인 설비가 없는 경우), 제출서류에 그러한 설명이 포함되어야 한다. 통상적으로 정지시간 자료는 변경제안 AOT 와 관련된 것이 아니라 현행 AOT 와 관련된 것이다. 제안된 AOT 관련 정지시간을 추정하기 위하여 다양한 가정사항들이 설정된다. 연장된 AOT 계획하에 정비관행의 변경에 관한 가정이 논의되어야 하며, 해석결과에 대한 그들의 영향이 평가되어야 한다.
3. AOT 변경의 리스크영향이 평가될 때, 계산되는 연간 리스크 영향은 정지빈도를 고려한다. AOT 연장은 기기의 정비가 향상되고 (이는 기기 고장율을 감소시킬 수 있음), 결국은 성능저하 또는 고장을 시정하는데 필요한 정지빈도를 감소시키는 것을 의미할 수 있다. 다시, 연장 AOT 에 대해서는, 경험자료가 없다 ; 그러므로 시정정비를 위한 정비빈도와 기기고장율 모두 동일하게 남아 있다. 여기서, 정비의 이득 관점은 정량화되지 않으며, 이것은 제안된 AOT에 대한 연간 AOT 리스크척도를 약간 높게 추정하게 할 수 있다.
4. 가끔, 안전계통 기기에 대한 온-라인 (또는 출력중) 예방정비를 용이하게 하기 위하여 AOT 연장이 요청될 수 있다. 연장의 빈도와 기간이 추정될 수 있고, 해당 설비의 최종 이용불능도로 인한 리스크 영향이 계산될 수 있다.
5. 다중 안전계통 계열의 AOT가 연장될 때, 다중기기의 동시 정지 가능성은 (고장, 시험 및 정비의 조합으로 인한 정지) , 증가된 기간이 다중 동시정지를 구성하는 개별사건의 확률을 증가시키기 때문에 증가한다. 그러므로 일상적으로 계획된 행위와 무작위 고장이 겹쳐질 가능성이 더 있다. 그러한 상황의 발생이 발전소 리스크, 즉 CDF에 미치는 영향은 경미하지만, 조건부 리스크는 클 수 있다. 이 현안은 이행 평가의 일부로서 다루어져야 한다 (규제입장 2.3.7 및 4.1 참고)

STI 평가시 고려되어야 하는 가정사항들은 다음과 같이 요약될 수 있다.

1. 통상적으로 정기시험은 대기기간중 발생한 고장을 탐지하는 것으로 가정된다. 기기고장율 λ 는 기기 이용불능도를 공식화하는데 있어서 이들 고장을 나타낸다. 시험에 국한된 (test-limited) 리스크는 보통 기기 정기시험이 고장을 탐지

하는 것으로 가정하고, 시험후 기기 이용불능도를 0 으로 또는 Boolean 표현에서는 "false" 로 리셋함을 가정하여 계산된다. 기기설계 및 수행되는 시험에 좌우되는 일부 기기 고장은 일상적인 정기시험에 의해 탐지될 수 없다. 보통, 그들이 리스크에 기여하는 바는 무시할만한 것으로 간주된다.

2. 안전계통 기기에 대하여 수행되기 때문에, 기기에 대한 규칙적인 시험은 그 성능에 영향을 주는 것으로 간주된다. 일반적으로, 대부분의 기기에 대해 특정 값 이상으로 정기시험 간격을 증가시키면 기기 성능이 감소할 수 있다 (예, 고장을 증가). 기기고장을 λ 의 증가로 인하여 초과되는 STI 값을 평가하는데 경험자료가 이용가능하지 않을 수 있다. 정기점검요건에 대한 리스크정보 활용 평가에서, 고장율이 동일하게 남아 있는 것으로 가정하는 경우 (시험간격 변경에 의해 영향을 받지 않음), 이 가정은 λ 가 영향을 받을 수 있는 값을 초과하여 STI 가 변경되지 않음을 의미한다. 리스크정보활용해석만을 활용하여 그러한 값을 초과하여 STI를 연장하지 않도록 주의를 기울여야 한다.
3. 서로와 관련하여 다중기기에 대한 정기점검시험 시기는 (즉, 사용되는 시험전략) 는 계산된 리스크척도에 영향을 준다. 교번 또는 연속시험 전략이 보통 사용된다. 고려대상 변경사항의 평가에 미치는 영향이 있는지 여부를 결정하기 위하여 다양한 시험전략 (연속시험 대 교번시험)의 채택에 따른 리스크 영향이 평가되어야 한다 (NUREG/CR-6141, Ref. 14)
4. 대기기간중 발생하는 고장의 탐지를 위한 시험의 이득적 측면에도 불구하고, 많은 악영향이 시험과 관련될 수 있다 : 시험수행을 위한 정지시간, 시험후 복구오류, 시험-기인 과도사건, 및 시험-기인 설비 마모. 그들이 무시 못할 것이라면, 통상적으로 정지시간 및 복구오류는 PRA에서 모델화 된다. 시험-기인 과도사건과 설비 마모는 몇몇 시험에 적용가능하지만, 일반적으로는 PRA에서 모델화되지 않는다. 그러나, 그들도 추가의 데이터와 해석으로 보충된 PRA 모델을 활용하여 평가될 수 있다. 이들을 정량적으로 다루기 위한 방법이 이용가능하다 (NUREG/CR-5775, Ref. 15). 그러나, 시험간격의 연장을 지원하기 위해 정성적인 논의도 제시될 수 있다. 시험의 악영향이 큰 것으로 간주되면, 그 경우는 정량적으로 취급되어야 한다.

2.3.5 기술지침서 변경 평가시 가정사항 관련 민감도 및 불확실성 해석

어떠한 리스크정보활용 연구에서처럼, TS 변경에 대한 리스트정보활용 해석은 PRA 모델개발 및 적용 과정에 수립된 가정과 관련한 여러 가지 불확실성에 의해 영향을 받을 수 있다.

민감도해석은 TS 변경관련 제출서류에 포함된 중요한 가정들을 다루기 위해 필요할 수 있다. 그들은 다음을 포함한다.

- AOT 변경으로 인하 수리/정비 정책변화의 영향
- 가정된 평균 정지시간 또는 빈도 변경의 영향
- STI 변경 결정시 기기 이용불능도에 대한 주기적 요청 (cyclic demand) 관련 기여도와 대기시간관련 기여도를 분리함에 따른 영향
- CCF가 PRA에서 어떻게 모델화되는지에 관한 상세사항 (예, 설비고장율) 의 영향

리스크정보활용 TS 변경에 대해 수행된 예전의 민감도 해석에 의하면, TS AOT 변경으로 결과되는 리스크는 불확실성에 대해 상대적으로 덜 민감한 것으로 나타나 있다 (예로서, 발전소 설계변경 관련 또는 운전절차서변경 관련 가정의 불확실성으로 인한 리스크 영향과 비교). 이것은 AOT 관련 불확실성이 기본 경우 (변경전) 와 변경의 경우 (변경을 이행)에 유사하게 영향을 주는 경향이 있기 때문이다. 즉, 리스크는 두가지 경우에서 유사 원인에 기인한다 (즉, 상대적으로 미미한 AOT 변경으로 인해 새로운 초기사건 또는 연속 고장모드가 유발될 가능성이 없다). AOT 변경은 발전소가 동일한 형태의 리스크에 다양하게 노출되게 하고, 운전경험자료에 기초한 상대적 보증과 함께, PRA 모델은 그 리스크가 변경된 노출에 얼마나 많이 근거하는지를 예측할 수 있다. 유사한 결과가 STI 변경에 대해서도 예상된다. 사업자는 이 예상으로부터의 어떠한 이탈도 정당화 할 것으로 예상된다.

이상의 논의는 AOT 또는 STI가 상대적으로 크게 증가하는 동안 다중정지의 영향이 중요해 질 수 있는 경우에는 정당화하기가 좀 더 어려울 수 있다. 그러나, 그 경우 TS변경의 단계2 및 단계3 관점(예, 배열감시, 리스크예측 및 리스크 예측에 근거한 배열제어) 은 보다 건전할 것으로 기대되며, 심각한 리스크 증가 가능성을 제어하도록 신뢰될 것이다.

2.3.6 기술지침서 변경 평가시 보상수단의 활용

TS 변경이 대중의 건강과 안전에 대하여 오직 미미한 리스크 증가만을 유발하여야 한다는 기본원칙 (원칙 4)과 부합하고, TS 변경평가의 일환으로서, 변경으로 야기된 리스크 증가를 상쇄하는 보상수단이 고려될 수 있다. RG 1.174의 허용지침 관점에서 이것이 고려되어야 한다. 또, 이들 고려사항은 단계2 또는 단계3 프

로그래밍의 일부일 수 있다.

허용지침을 충족하기 위하여 개별 변경사항이 사업자에 의해 정당화된다 할지라도 사업자가 변경제안사항으로 인한 리스크증가를 감소시키기를 원할 때, 사업자는 다음에 제시되는 보상조치를 고려할 수 있다. 보상조치가 변경해석의 일부로 고려되는 경우 그들은 전체 TS 변경 신청서에 포함되어야 한다. 그러나, 발전소 설계 취약점을 보상하기 위해 보상조치가 신뢰되지는 않아야 한다. TS 변경 제출서류에 포함된 보상조치들은 사업자가 이미 신뢰를 두지 않는 조치이어야 한다. 일단 TS 변경이 승인되면 어떠한 그런 보상조치도 인허가기준의 일부가 된다. 보상조치의 사례는 다음과 같다 :

- AOT 연장 신청의 일환으로서 계획된 정비행위 개시전에 다중계열에 관한 시험을 추가
- AOT 연장 신청의 일환으로서 다중 또는 다양성 계통의 동시적 시험 및 정비를 제한
- STI 연장 신청의 일환으로서 교번시험 전략을 반영
- 시험 및 정비관련 오류를 저감하기 위해 시험 및 정비 절차서를 개선
- 인적오류의 영향을 저감하기 위해 운전 절차서 및 운전원 교육훈련을 개선
- 전체 계통 이용불능도와 발전소 리스크를 저감하도록 계통 설계를 개선

보상조치가 TS 변경평가의 일부일 때, 이 조치가 리스크에 미치는 영향이 정량적 또는 정성적으로 평가되고 제시되어야 한다. 정량적 평가가 사용될 때, 이 조치의 총 영향은 “경미함” 지침 (원칙 4) 과 비교 평가되어야 한다. 이것은 다음을 포함한다 :

1. 보상조치 없이 TS 변경제안사항을 평가
2. 보상조치를 가정하여 TS 변경제안사항을 평가
3. PRA 모델에서 또는 평가시 각 보상조치들이 얼마나 신뢰되는지를 상세히 토의

2.3.7 실시간 배열제어

TS 변경이 대중의 건강과 안전에 대하여 오직 미미한 리스크 증가만을 유발한다는 기본원칙 (원칙 4)과 부합하여, 어떤 배열제어가 활용될 필요가 있다. 다음에 논의되는 제어 필요성은 단계3 관련 논의의 규제입장 2.3 초반에 논의되어 있다.

2.3.7.1 배열 리스크 관리 프로그램 (CRMP)

사업자는 설비를 서비스로부터 제외하는 정비의 수행전 및 수행중에 발전소 배열 변경제안이 안전성에 미치는 총 영향을 실시간으로 평가할 수 있는 역량을 서술하여야 한다. 사업자는 리스크중요 발전소 배열로 진입되지 않으며, 예기치 않은 사건이 발전소를 리스크중요 배열을 조성할 때 적절한 조치가 취해지도록 보장하기 위해 이 도구 또는 기타 절차들이 어떻게 활용되는지를 설명하여야 한다.

TS 행정통제 부분은 실시간 리스크 평가를 수행하는 사업자 프로그램을 서술하여야 한다. AOT 연장이 허용되는 TS의 근거는 이 프로그램 설명을 참조로 삼아야 한다. 다음의 프로그램이 TS 행정통제 부분에 반영되고 설명되어야 한다.

모델 배열 리스크 관리 프로그램 (CRMP)

CRMP 는 설비의 운전불능도와 관련된 리스크를 관리하기 위하여 절차화된 리스크정보활용 평가를 제공한다. 프로그램은 리스크정보활용 AOT가 허용된 TS 구조물, 계통 및 기기에 적용한다. 프로그램은 다음을 포함한다.

- a. 출력중 내부사건에 대한 1단계 PRA 정보를 활용하는 방법의 관리 및 이행에 관한 조항
- b. 미리계획된 행위에 대하여 LCO 조치사항에 서술된 발전소 배열로의 진입전 평가 수행에 관한 조항
- c. LCO 조치사항의 계획되지 않은 진입에 대하여 LCO 조치사항에 서술된 발전소 배열로의 진입후 평가 수행에 관한 조항
- d. LCO 조치사항에 서술된 발전소 배열에 있는 동안 추가의 설비가 서비스 제외 상태에 있음을 발견한 후 추가조치 필요성의 평가에 관한 조항
- e. 2단계 PRA 현안, 외부사건 등과 같은 기타 적용가능한 리스크중요 인자를 정성적 또는 정량적으로 평가하는 것에 관한 조항

리스크정보 TS AOT 연장을 위한 각 제출서류는, 승인된 CRMP 프로그램 설명이 이미 사업자 TS에 반영되지 않은 경우라면, 상기의 프로그램 설명을 반영하는 행정통제 부분에 대한 적절한 변경도 포함하여야 한다.

2.3.7.2 CRMP 핵심요소

사업자는 CRMP 가 다음의 핵심요소들을 포함함을 보장하여야 한다

핵심요소-1 : CRMP 이행

CRMP는 다음의 추가사항 및 설명과 함께 리스크정보활용 TS를 위한 온-라인 정비에 관한 정비규정 (10 CFR 50.65) 의 a(3) 항을 이행하려는 의도가 있다 :

1. CRMP에 포함되는 설비 (SSC) 의 범위는 PRA에 모델화되지 않은 것으로서 RG 1.160 개정 2에 따라 고-안전 중요로 평가된 모든 설비에 추가로 사업자의 PRA에 모델화된 모든 설비이다.
2. CRMP 평가도구는 PRA 정보를 활용하는 것으로서, 리스크 매트릭스, 온-라인 평가 또는 직접적인 PRA 평가의 형식을 취할 수 있다.
3. CRMP 는 다음과 같은 내용을 인용하게 될 것이다 :
 - 리스크정보활용 AOT 를 포함하는 TS 조치사항에 기재된 발전소 배열로 이미 계획된 진입을 위해서는 조치사항 진입전에 최소한 리스크 중요 배열의 탐색을 포함하는 리스크평가가 수행된다.
 - 리스크정보활용 AOT 를 포함하는 TS 조치사항에 기재된 발전소 배열로 계획되지 않은 진입을 위해서는 발전소 시정조치 프로그램 (10 CFR50 Appendix B 기준 16)에서 정의되는 기간에 유사한 평가가 수행된다.
 - 리스크정보활용 AOT 를 포함하는 TS 조치사항에 기재된 발전소 배열에 있을 때 추가의 설비가 운전불능이거나, 기능불능인 경우엔 발전소 시정조치 프로그램 (10 CFR50 Appendix B 기준 16)에서 정의되는 기간에 최소한 리스크 중요 배열의 탐색을 포함하는 리스크평가가 수행된다.
4. 계획된 정비에 대해서만 단계 2 약속사항 (리스크중요 배열 배제)을 적용하지만, 계획되지 않은 상황에 대하여 단계 3 (리스크중요 배열 관리) 의 일환으로서 평가되어야 한다.

핵심요소-2 : CRMP 평가도구의 관리 및 활용

1. 발전소 설계변경 및 절차서 변경은 감시되고, 평가되어 처리된다 (dispositioned).

- 발전소 배열 또는 PRA 모델 특성의 변경에 관한 평가는 PRA 모델 변경의 이행을 통하여 또는 변경이 CRMP 평가도구에 미치는 영향의 정성적 평가를 통해 처리된다. 이 정성적 평가는 PRA 변경은 이행에 시간이 걸리고, 변경이 건전한 공학적 판단 능력과 타협하지 않고 효과적으로 보상될 수 있음을 알게 한다.
- 각 특정 AOT 연장사항에 대하여 CRMP 평가 도구의 제한사항이 파악되고 이해된다.

2. 문제의 발전소 배열이 CRMP 평가도구 범위를 벗어날 때의 절차에 관한 서술을 포함하여, CRMP 평가도구에 관한 관립 및 활용절차가 존재한다.

핵심요소-3 : 단계 1 리스크정보활용 평가

CRMP 평가도구는 적어도 출력중 내부사건 단계 1 PRA 모델을 활용한다. CRMP 평가는 정량적 및 정성적 입력자료의 어떠한 조합도 활용할 수 있다. CRMP 평가는 리스크 매트릭스, 기-존재 계산 또는 새로운 PRA 해석을 참고할 수 있다.

1. 건전한 의사결정을 위해 필요할 때마다 정량적 평가가 수행되어야 한다.
2. 건전한 의사결정을 위해 정량적 평가가 필요하지 않을 때에는 정성적 평가가 수행될 수 있다. 정성적 평가는 이전의 정량적 평가로부터 존재하는 활용가능한 고찰을 고려하여야 한다.

핵심요소-4 : 단계 2 현안 및 외부사건

외부사건 및 단계 2 현안은 정성적으로 또는 정량적으로 또는 두가지 모두에 의해 취급된다.

2.4. 기술지침서 변경 허용지침

RG 1.174의 2.2.4절 및 2.2.5절에 논의된 지침이 TS AOT 및 STI 변경에 적용될 수 있다. 리스크관련 허용지침은 이들 절에서 발전소에 대해 추정된 총 CDF 항목으로 된 사업자 리스크해석 결과와 사업자의 TS 변경요청사항으로 인한 CDF 및 LERF 변동치의 함수로서 표현된다. 또, 이들 절은 사업자 PRA 범위가 2단계 해석 (격납건물 성능)을 포함하지 않을 경우와 이 규제지침 및 RG 1.174 의 지침에

따라 그러한 해석이 필요한 경우를 논의한다. AOT 변경을 위한 TS 제출서류는 RG 1.174의 허용지침에 추가하여 이 지침에 제시된 리스크 허용지침에 대하여 평가되어야 한다. 모든 리스크 허용지침을 개별 TS 변경제안사항에 적용하는 것은 대중의 건강과 안전에 대하여 오직 미미한 리스크 증가만을 유발하여야 한다는 기본원칙 (이 지침의 원칙 4) 에 부합하는 방식으로 행해진다.

TS 변경은 PRA 모델에 의해 정량화된 일부 경미한 리스크 증가를 포함한다. 통상적으로 그러한 경미한 리스크증가는 PRA 에 의해 모델화되지 않은 많은 변경들의 이득 효과에 의해 상쇄된다는 점이 논쟁거리가 된다. 수치적 지침의 역할은 리스크 증가가 경미함을 보장하고, 모델화되거나 정량화된 변경사항 관점에 기초한 리스크증가에 대한 정량적 근거를 제공하는 것이다.

허용가능한 TS 변경을 결정하는데 사용되는 수치적 지침은 기타 전통적 고려사항, 운전경험, 이전 변경의 교훈, 및 시험/정비 관행과 관련된 실질적 고려사항들과 함께 고려되어야 한다. 변경제안사항의 최종 허용 여부는 이 모든 고려사항에 근거하여야 하는 것이지, 수치적 허용지침과 비교되는 PRA 정보활용 결과의 활용에만 근거해서는 아니된다.

이전에 논의된 것 처럼, 수치적 지침은 리스크 증가가 허용제한치 이내에 있음을 보장하기 위해 사용된다 : 전통적 고려사항은 그러한 변경이 현재 유효한 규칙 및 규정을 충족하는지를 보장하는데 사용된다 : 실질적 고려사항은 변경사항의 이행 수용성을 정당화 한다 : 그리고 과거 경험의 교훈은 실수가 반복되지 않음 보장한다.

이 규제지침에 논의된 리스크 척도를 활용하여, TS 변경에 대한 리스크변동이 계산되어 RG 1.174의 수치적 지침에 대해 비교되어야 한다. AOT 변경의 경우에는 다음의 수치적 지침에 대해서도 비교되어야 한다. 변경사항의 리스크 영향을 계산할 때, 변경의 일환으로서 이행되어야 하는 추가적 변경사항이 신뢰되어야 한다. 예로서, STI 변경을 모색할 때, 시험전략이 변경될 것 같으면 이 영향이 리스크평가에 고려되어야 한다.

RG 1.174 뿐만 아니라 이 규제지침도 TS 요건의 영구변경 (임시 또는 “일회성”의 반대 개념) 에만 적용 가능하다. TS AOT 는 영구변경이지만, AOT는 비 주기적으로 진입되고, 그 특성상 임시적이기 때문에, 개정 AOT 관련 리스크평가를 위하여 RG 1.174의 허용지침에 추가로 AOT 변경 고유의 다음 TS 허용지침이 제시된다.

1. 사업자는 TS AOT 변경이 발전소 리스크에 경미한 정량적 영향만 미침을 입증한다. 단일의 TS AOT 변경제안에 대하여 ICCDP가 5.0E-7 보다 작은 경우는 경미한 것으로 간주한다. ICLERP가 5.0E-8 보다 작은 경우도 경미한 것으로 간주한다. 또, ICCDP 기여도는 관련된 조건부 리스크 증가가 경미하고 정상운전시의 기저 리스크 (background) 이내에 있도록 분포되어야 한다 (단계1).

※ $ICCDP = [(대상설비의 서비스 제외에 따른 조건부 CDF) - (보통 예상되는 설비 이용불능도에 따른 기저 CDF)] \times (고려대상 단일 AOT 기간)$

※ ICCDP 허용지침 5.0E-7 은 기저 CDF 1.0E-4/RY 인 발전소에 5시간동안 1.0E-3/RY 으로의 조건부 증가를 유발하는 발전소에서 해당 설비가 5시간동안 서비스로부터 제외되는 가상의 상황에 근거한다. 이 근거는 대부분의 tn 리가 5시간 이내에 이루어질 수 있고, 기존 원전에 대해 NRC가 이 수준의 리스크를 허용해 왔음을 가정한다.

※ $ICLERP = [(대상설비의 서비스 제외에 따른 조건부 LERF) - (보통 예상되는 설비 이용불능도에 따른 기저 LERF)] \times (고려대상 단일 AOT 기간)$

2. 사업자는 변경과 관련된 두드러진 리스크중요 배열에 대해 적절한 제한사항이 있음을 입증한다(단계2).

3. 사업자는 리스크정보활용 발전소 배열제어 프로그램을 이행한다. 사업자는 그 프로그램의 활용, 유지 및 관리 절차를 이행한다 (단계3).

종합적 의사결정 관점에서, 허용지침은 과도하게 규정적인 것으로 해석되어서는 아니된다. 그들은 무엇이 허용가능한 것으로 간주되는가를 수치적 향으로 지시하려는 데 의도가 있다. 상기 수치값은 일반적으로 허용가능한 변경을 지시하는 개략적 값이다. 더구나, 지식현황 또는 PRA 계산과 관련된 불확실성은 순전히 수치적 결과에만 기초하여 변경제안사항의 허용성을 명확하게 결정하는 것을 배제케 한다. PRA 결과와 허용지침과의 비교 의도는 원칙 4의 충족여부에 대한 합리적 보장을 입증하는 것이다. 이 결정은 PRA 결과에서의 기여인자와 결과에 고려되거나 되지 않은 모든 불확실성 영향에 대한 완전한 이해에 근거하여야 한다.

TS 변경을 정당화하는 데 비-정량적 리스크평가로도 충분한 상황이 있을 수 있다. 사업자는 리스크 허용성 (규제 의사결정 지원을 위한) 판단에 정량적 및 정성적 평가를 적절히 혼합하는 것을 포함하는 리스크 논의를 활용할 것으로 예상된다.

2.5 이용가능한 대체방안의 리스크 비교

일부 경우엔, TS 변경 지원에 있어서, TS 변경을 정당화하는 데 이용가능한 대안이 비교되어진다. TS AOT 변경에 대하여, 이 경우는 발전소가 1개 이상의 LCO를 충족하지 못하는 상황에서 정지운전 리스크를 계속적 출력운전 리스크와 비교하는 것이 일차적으로 관계된다. 그러한 비교는 천이 또는 정지리스크를 회피함으로써 TS 변경과 관련된 출력운전중 리스크 증가가 상쇄됨을 정당화하는데 활용된다.

STI 변경의 경우 운영향 및 악영향이 동시에 비교되어야 한다. 시험의 이득이 적어도 시험의 역효과와 동등하거나, 크게 되도록 개정 STI 가 선정되어야 한다. 예로서, 원자로보호계통 계전기 검교정이 발전소 과도사건을 유발한다면, 시험-기인 과도사건으로 인한 리스크가 추정되고, 연장된 STI 의 시험-제한 (test-limited) 리스크와 비교된다.

그러한 지침을 활용하여, 다음의 고려사항을 적용한다 :

1. 비교되는 두 가지 척도와 관련된 불확실성은 다를 수 있으며, 변경의 허용성 결정에 고려되어야 한다.
2. 모든 대안관련 리스크 척도가 허용불가할 정도로 클 때는 TS 요건을 연장하는 것 대신에 리스크를 줄이는 방법이 추구되어야 한다. 즉, 리스크저감 선택안들에 적절한 주의를 기울이지 않는 TS 완화에 대하여, 어느 하나의 대안으로 인한 큰 리스크는 정당화가 되지 않는다. 시험-기인 과도사건으로 인한 리스크가 클 경우, 시험 간격을 연장하기 보다는 리스크 저감을 위해 시험절차서 변경을 모색하는 데 주의를 기울일 수 있다. 그러나, 2가지 방법의 조합도 적절할 수 있다.

3. 요소-3 : 이행 및 감시 프로그램 정의

3.1 3단계 이행 방안

규제입장 2.3에 서술된 바와 같이 스텝은 사업자가 TS AOT 변경제안사항의 이행을 위하여 3단계 접근방안을 사용할 것으로 기대한다. 3단계 접근방안의 활용은 변경제안사항이 심층방어 철학에 부합한다는 기본원칙을 준수함에 있다. 3단계 접근방안의 활용은 변경제안사항에 의해 심층방어가 심각하게 영향을 받지않음을 보장한다.

3.2 정비규정 관리

TS AOT 또는 STI 연장으로 시간의 흐름에 따라 운전안전성이 저하되지 않음을 보장하기 위하여, 사업자는 정비규정 (10 CFR 50.65) 프로그램의 일환으로서 설비가 성능기준을 충족하지 못할 때는 정비규정하에서 요구되는 평가 범주에 TS 변경사항을 포함하게 됨을 보장하여야 한다. 사업자가 TS 변경에 의해 영향을 받는 TS 설비의 성능 또는 상태가 수립된 성능기준을 충족하지 못한다고 결론을 내리는 경우 정비규정에 따라 적절한 시정조치가 취해져야 한다. 사업자가 이것이 부정적 경향을 반전시키는데 중요한 인자라고 결정한다면, 그러한 시정조치는 개정 AOT 또는 STI를 줄이기 위해 타 TS 변경의 고려를 포함하거나, 보다 엄격한 행정제한치의 부과를 포함할 수 있다.

4. 요소-4 : 문서화 및 제출

TS 변경제안사항을 정당화하기 위해 수행되는 평가는 문서화되어야 하며, 인허가 변경 요청 제출서류에 포함되어야 한다. 특히, 리스크정보활용 TS 변경요청을 지원하는 문서는 다음사항을 포함하여야 한다.

- 제안된 TS 변경사항의 설명 및 변경을 모색하는 사유
- 변경 제안사항에 도달하는데 사용된 절차의 설명
- 수행된 전통적 공학평가
- TS 변경 평가에 사용하기 위해 PRA에 대해 취해진 변경사항
- TS 평가를 위한 PRA 수용성 및 품질 검토
- 변경 평가에 사용된 리스크 척도에 대한 논의
- 발전소 PRA DB에 추가로 개발 및 사용된 데이터
- 중간결과를 포함하여 계산된 리스크 척도 요약
- 수행된 민감도 해석 및 불확실성 해석
- 변경제안사항의 리스크 영향 및 제안된 보상조치 요약
- 대상 설비의 안전기능 건전성을 위협할 수 있고, TS 또는 발전소 절차서를 통해 금지되거나, 금지될 설비정지 배열표
- 리스크중요 발전소 배열로 진입되지 않으며, 예기치 않은 사건으로 발전소에 리스크중요 배열을 조성할 때 적절한 조치가 취해지도록 보장하기 위해 이 도구 또는 기타 절차들이 어떻게 활용되는지에 대한 설명을 포함하여, 발전소 배열 변경제안이 안전성에 미치는 총 영향을 실시간으로 평가할 수 있는 역량에 관한 설명
- 표식이 있는 관련 TS 및 근거 사본. TS 근거에 제공되는 상세수준은 개정

AOT 또는 STI 에 대해 기술적 근거를 제공하기에 적절한 정보를 포함하여야 한다.

- 기타 인허가변경요청과 함께 제출되어야 하는 모든 서류

참고문헌

1. USNRC, "Use of Probabilistic Risk Assessment Methods in Nuclear Activities: Final Policy Statement," Federal Register, Vol. 60, p. 42622, August 16, 1995.
2. "Quarterly Status Update for the Probabilistic Risk Assessment Implementation Plan, SECY-97-234, October 14, 1997.7
3. USNRC, "Standard Technical Specifications, Babcock and Wilcox Plants," NUREG-1430 (latest revision).
4. USNRC, "Standard Technical Specifications, Westinghouse Plants," NUREG-1431 (latest revision).
5. USNRC, "Standard Technical Specifications, Combustion Engineering Plants," NUREG-1432 (latest revision).
6. USNRC, "Standard Technical Specifications, General Electric Plants, BWR/4," NUREG-1433 (latest revision).
7. USNRC, "Standard Technical Specifications, General Electric Plants, BWR/6," NUREG-1434 (latest revision).
8. USNRC, Statement of Considerations, "Technical Specifications for Facility Licensees; Safety Analyses Reports," Federal Register, 33 FR 18612, December 17, 1968.
9. USNRC, "Final Policy Statement on Technical Specifications Improvements for Nuclear Power Reactors," Federal Register, 58 FR 39132, July 22, 1993.
10. USNRC, 10 CFR 50.36, "Technical Specifications," Federal Register, 60 FR 36953, July 19, 1995.
11. USNRC, "An Approach for Using Probabilistic Risk Assessment in Risk-Informed Decisions on Plant-Specific Changes to the Licensing Basis," Regulatory Guide 1.174, July 1998.
12. USNRC, "Risk-Informed Decisionmaking: Technical Specifications," NUREG-0800, SRP Chapter 16.1, August 1998.
13. W.T. Pratt et al., "An Approach for Estimating the Frequencies of Various Containment Failure Modes and Bypass Events," Draft NUREG/CR-6595, December 1997.
14. P.K. Samanta and I.S.Kim, "Handbook of Methods for Risk-Based Analyses of Technical Specifications," NUREG/CR-6141, USNRC, December 1994.
15. I.S. Kim et al., "Quantitative Evaluation of Surveillance Test Intervals Including Test-Caused Risks," NUREG/CR-5775, USNRC, February 1992.
16. USNRC, "Monitoring the Effectiveness of Maintenance at Nuclear Power Plants," Regulatory Guide 1.160, Revision 2, March 1997.

부록 A :

기술지침서 변경 리스크 평가시 고려사항 및 데이터 필요성

A.1 TS 변경 리스크 평가시 기타 고려사항

A.1.1. TS AOT 및 STI 변경을 위한 리스크 척도

이 절에는 AOT 및 STI 평가에 사용되는 리스크정보활용 척도의 목록이 제시된다. 이 척도들의 보다 상세한 논의는 NUREG/CR-6141, “TS 의 리스크기반해석 방법에 관한 핸드북”에서 확인할 수 있다.

AOT 평가에 활용가능한 척도 :

- 조건 노심손상확률 증분 (ICCDP)
- 연간 AOT 리스크

정지운전 리스크를 주어진 LCO 에 대한 계속출력운전 리스크와 비교할 때 활용가능한 척도 :

- 시험-제한 리스크
- 시험-기인 리스크

AOT 평가와 유사한 예방정비 (PM) 관련 리스크 기여도 :

- 단일 PM 리스크
- 연간 PM 리스크

다중기기의 동시 정지 관련 리스크 (배열 리스크라 칭함) 는 AOT 변경의 일환으로서 계산된다. RG 1.177의 규제입장 2.3 에 논의된 3단계 접근방안은 동시에 정지될 수 있는 다중기기 관련 리스크의 계산을 포함한다. 활용가능한 척도는 위에서 서술된 AOT 척도와 유사하다.

- 배열에 의해 야기되는 조건부 리스크 (예, CDF 증가)
- 리스크 증가 [예, 노심손상확률 (CDP) (CDF 를 주어진 배열 상황에서 배열 기간을 곱하여 얻음)]

서로 다른 척도가 사용되는 경우, 사업자는 제출서류에 그들에 대해 적절히 논의

하여야 한다.

A.1.2 다중 TS 변경을 위한 척도

다중의 TS 변경이 고려될 때, 개별 영향에 추가로 변경사항의 복합 영향이 고려되어야 한다. 여기서는 총 영향 계산과 관련된 고려사항이 논의된다.

A.1.2.1 다중 TS 변경을 위해 조합될 수 있는 척도

여러 가지 AOT 로 인한 리스크 기여도를 고려할 때, 리스크 척도는 다음의 지침에 딸 조합될 수 있다.

단일 AOT 리스크는 사건당 조건부 리스크이고 서로 다른 AOT 동안의 정지사건은 서로 다른 사건이기 때문에, 여러 가지 AOT로 인한 ICCDP는 통상적으로 상호작용하지도 않으며, 총 기여도를 주도록 누적하지 않는다. ICCDP가 동시에 고려되어야 하는 유일한 시기는 동일한 사건을 구성하면서 다중기기가 동시에 정지될 수 있을 때 이다. 그 경우를 “정지 배열” 또는 간단히 “배열”로 칭한다. 하나의 배열과 관련된 리스크분포는 배열리스크라 칭하며, 하나의 다중기기 정지기간으로서 별도로 평가된다. 여러 가지 기기에 대하여 정비를 수행함은 높은 배열리스크를 유발할 수 있는 핵심적 원인이다.

여러 가지 AOT 로 인한 연간 AOT 리스크 기여는 상호 작용하며, 고려대상의 모든 AOT 로 인한 총 연간 기여도를 부여하도록 누적되어야 한다. AOT가 상호작용하지 않을 때, 즉 정지된 기기가 동일한 MCS (minimal cuset) 에 들어있지 않을 때 여러 가지 AOT로 인한 연간 AOT 리스크 기여는 개별 연간 AOT 기여들을 합산한 것이 된다. AOT가 상호작용할 때, 즉 정지된 기기중 2개 이상이 동일한 MCS 에 들어있을 때 AOT 리스크 기여도간의 상호작용이 고려되어야 한다.

다중 STI 의 변경에 관한 시험-제한 리스크를 계산할 때, 총 시험-제한 리스크는 적절히 평가되어야 한다. 개별 시험-제한 리스크를 단순히 합산하는 것은 조합된 시험-제한 리스크를 제공하지 못한다. 단순한 합산에서는 상호작용 항이 무시되므로 총 시험-제한 리스크 기여도는 과소평가된다.

A.1.2.2 다중 변경의 총 영향

다중변경이 요청될 때, 모든 변경으로 인한 총 누적 리스크 영향이 평가되어야 한

다. 예로서 AOT 또는 STI 변경의 한 그룹에 대하여, 이것은 모든 요청사항의 총 영향을 포함한다 :

- AOT 변경
- STI 변경
- AOT 및 STI 변경

다중 변경이 수행되는 경우, 각 변경의 영향이 개별적으로 평가된 후 점검차원에서 총 영향을 정량화하는 데 PRA가 사용되어야 한다.

A.1.3 리스크 척도의 정량화

A.1.3.1 TS 변경 리스크척도 계산의 대체방법

TS 변경 평가에서 논의된 척도를 계산할 때, PRA를 활용하여 정량화되어야 하는 2가지 특성의 리스크 수준이 논의된다. CDF 에 초점을 두는 경우, 그들은 R_1 , 즉 기기가 정지되었거나 등가 기기 이용불능도를 "true" 로 설정을 가정하여 증가된 리스크 수준 (예, CDF) 과 R_0 , 즉 기기가 운전가능상태이거나 등가 기기 이용불능도를 "false" 로 설정을 가정하여 감소된 CDF 가 된다.

A.1.3.1.1 AOT, PM 및 배열리스크 분포 획득을 위한 PRA 활용

R_1 은 PRA에서 기기정지 사건을 "true" 로 설정함으로써 계산될 수 있다. 유사하게 R_0 는 PRA에서 기기정지 사건을 "false" 로 설정함으로써 계산될 수 있다. PRA 에서의 기기정지 사건은 수리 또는 정비를 위해 기기가 정지됨을 나타내는 사건이다. 기기정지 사건이 기존 MCS 에 포함되어 있다면, MCS가 정지사건 기여도를 충분히 포함하는 경우 이 MCS는 R_1 및 R_0 결정에 활용될 수 있다

정지사건을 포함하는 MCS 가 절삭제한치 부근에 전혀 존재하지 않으면 (즉, 절삭 제한치의 10배수 이내에 들지 않음), 기존의 MCS 로도 충분하다. 대안으로서, 정지사건을 포함하는 MCS 가 무시하지 못할 기여도 (1% 이상의 기여도) 를 갖는 경우, 기존의 MCS 면 충분하다. 기존 MCS가 충분한 경우 증가된 리스크 준위 R_1 은 기기 정지 이용불능도를 1로 두고, 작은 MCS 를 포함하는 큰 MCS 를 삭제함으로써 (즉, 작은 MCS에 의해 흡수) 결정될 수 있다. 보충적 사건 (complementary event) 을 포함하는 MCS가 존재하는 경우 그들이 정지된 기기와 부합하지 않는다면 그들도 삭제되어야 한다. 감소된 리스크 준위 R_0 은 기기 정

지 이용불능도를 0으로 둬으로써 결정될 수 있다.

기기정지 사건이 기존의 MCS에 포함되어 있지 않거나, 기존 MCS의 범위에 문제 있는 경우, MCS는 재생산되어야 한다. R_1 은 PRA에서 기기 정지 이용불능도를 “true”로 설정함으로써 결정된다. MCS의 절삭제한치는 충분한 범위의 추가적 보장을 부여하기 위해 최소한 10배수로 감소될 수 있다. 감소된 절삭제한치를 이용하여 생산된 MCS는 기기정지 이용불능도를 0으로 설정함으로써 결정될 수 있다.

CCF로 인한 기여도는 증가된 리스크 준위 R_1 을 계산할 때 특별한 주의가 필요하다. 고장 때문에 기기가 정지되는 경우, 기기와 관계하는 공통원인 기여도는 기기가 정지된 이후의 고장 때문에 정지된 기기의 확률로 나뉘어야 한다. 정비수행 때문에 기기가 정지되는 경우 기기와 관계하는 CCF 기여도는 기기를 제거하고 남아있는 기기들의 고장만을 포함하도록 개정되어야 한다 (규제지침 1.177의 규제입장 2.3.1 참조).

기기정지중 기타 기기들이 재배열되는 경우, 이 재배열은 PRA를 활용하여 R_1 및 R_0 를 계산하는 데 반영될 수 있다. 수리전에 기타 기기들이 시험되거나, 정지된 기기에 대해 정비가 수행되는 경우, 이 시험 수행과 그 결과도 모델화될 수 있다. AOT 기간동안 기기가 정지될 때 기타 기기들이 좀 더 자주 시험되는 경우, 이 증가된 시험빈도 또한 고려될 수 있다. 그들의 확실히 작은 기여도 때문에 가끔 이들 모델링 상세내용은 PRA에서 무시된다. 그러나, AOT 리스크 기여도를 격리하고, 개정된 AOT를 정당화할 때 이 상세내용은 중요해질 수 있다.

A.1.3.1.2 적절할 때 PRA MCS의 활용

언급한 바와 같이, PRA는 연간 CDF에 대한 연간 AOT 리스크 기여도를 계산한다. 기본적으로, 연간 AOT 리스크 기여도는 기기 정지 이용불능도 (보통 정비를 위한) q_m 를 포함하는 MCS 기여도의 합이다.

$$q_m = f d$$

여기서 f 는 정지빈도이며, d 는 AOT 관련 정지시간이다. 정지시간 d 는 통상적으로 AOT 관련 평균 정지시간으로서 계산된다. MCS가 정지 이용불능도를 충분히 포함하고 있는 경우, 정지 이용불능도 q_m 을 포함하는 MCS는 연간 AOT 리스크 기여도 R_y 를 부여하도록 합산될 수 있다.

A.1.3.1.3 시험-제한 리스크 기여도 결정을 위한 PRA 활용

리스크 수준 R 의 증가를 계산하고 기기 이용불능도 q 를 얻기 위하여 PRA가 활용될 수 있다. 리스크 수준과 기기 이용불능도는 시험-제한 리스크 기여도 계산시 기여 인자들이다. ΔR 을 얻기 위해 R_1 및 R_0 계산시 관계되는 고려사항은 상기 및 다음 절에 논의되는 것들이다.

1개 이상 기기들에 대한 STI 변경 영향이 평가될 때, 리스크 척도 (즉, CDF) 변화량 계산에 PRA가 활용될 수 있다. 변경된 STI 들이 포함될 때 PRA 결과들의 계산은 STI 들간의 상호작용을 반영한다. 결과들간의 차이 (즉, STI 가 변경된 경우의 CDF와 기저 CDF 간의 차이) 는 STI 변경에 대한 시험-제한 리스크 기여도를 제공한다.

그러한 계산에서 CCF 기여도가 적절히 변경되어야 한다. 시험간격의 함수로서 모델화된 공통고장 항은 새로운 STI를 반영하기 위하여 변경되어야 한다. 전형적으로, 다중기기의 CCF가 STI의 함수일 때, CCF는 β 배수 (β -factor) 혹은 다중 (multiple) Greek Letter 모델을 활용하여 모델화된다. STI를 변경할 때, 이 항을 공통원인 기여도 범위내에서 변경하는 것에 주의를 기울여야 한다. 시험후 인적 오류로 결과되는 다중기기 고장의 공통원인은 STI의 함수가 아니라 사용되는 시험전략에 의해 영향을 받을 수 있다.

서로 다른 시험전략이 사용될 때, 인적오류 항이 평가되어야 한다. 인적오류 공통원인 항을 정량화하는데 사용되는 특정의 가정사항들을 파악하여야 하며, 그들이 해석대상 시험전략을 활용하는지를 점검하여야 한다. 예로서, 연속시험 전략을 가정하여 항목이 개발되었지만, 교번시험 전략이 해석되어지고 있다면, 그 항은 이 변경을 반영하도록 개정되어야 한다. 교번시험 전략에 대한 공통원인 인적 오류로 인한 고장확률은 연속시험 전략에 대한 것 보다 크게 낮을 것으로 예상된다.

A.1.3.1.4 시험-제한 리스크 계산을 위한 MCS 활용

어느 한 기기 또는 기기군에 대한 시험-제한 리스크는 STI 기여도 중 1개 이상을 포함하는 MCS를 파악함으로써 결정될 수 있다. 관련 MCS 기여도의 합은 시험-제한 리스크와 같다. STI 변경시 시험-제한 리스크 변화를 평가하기 위하여, STI 변경이 있는 경우와 없는 경우의 MCS 기여도들간의 차이는 시험-제한 리스크들

간의 차이와 같다. MCS를 이용하는데 있어서 STI 기여도가 사용되는 MCS 조합 속에 모두 포함되어 있는지를 확인하여야 한다. MCS 활용이 동일한 결과를 줄지라도, 그것이 STI 리스크에 대한 기본적 기여인자들을 알려주기 때문에, 시험-제한 리스크를 얻기 위한 상기 방법에 대한 기본적 설명은 유용하다.

A.1.3.1.5 다중의 시험-제한 리스크 평가시 특별 고려사항

다중 STI 가 개정되거나 정의될 때, 개정 또는 정의로 인한 총 시험-제한 리스크가 절절히 평가되어야 한다. 주어진 상황에서 모든 변경사항들을 평가하기 위해 PRA를 사용하기 보다는, 기타 관련 기기들에 대하여 개정된 STI가 활용되는 것을 가정하면, 개별적 시험-제한 리스크는 한번에 하나씩 평가될 수 있다. 개별 기기 STI 리스크 기여인자에 대해 위에 서술된 방법을 활용하여 개별 STI를 연속적으로 개정하는 경우, 반복적 (iterative) 절차가 사용될 수 있다. 이상과 같이 한번에 하나씩 평가 또는 반복적 평가는, 시험-제한 리스크에 대한 허용지침이 정의되어 있고, 이 리스크 지침을 충족하도록 STI 가 선정되어지는 경우에 유용하다.

A.1.3.2 조건부 CDF 의 적절한 계산

A.1.3.2.1 기기고장에 대한 조건부 CDF

기기고장이 발생했을 때의 조건부 CDF (이 문서에서는 R_1 으로 표기) 를 계산하기 위해서는, 기기 이용불능도를 “true” 또는 ”T” 상태로 바꾸어야 한다. 그러나, 기기 이용불능도는 여러 가지 기여인자의 향으로 모델화될 수도 있다 : 무작위고장, 정비를 위한 정지시간, 시험정지시간, 및 CCF 등. CCF 향은 문제의 고장기기를 포함하는 2개 이상의 다중 기기군의 고장확률을 나타낸다. CCF 향은 다중 향의 곱으로서 모델화되지만 (즉, 2개의 다중기기에 대하여 β 배수 (β -factor) 모델을 사용하여, CCF 향은 무작위 고장으로 인한 기기 이용불능도의 β 배이다), 1개 변수에 의해 표현될 수도 있다.

무작위고장으로 인한 기기 이용불능도, 정비 정지시간, 시험 정지시간을 각각 QLA, QMA, QTA 로 하는 안전계통 계열 A의 기기 Q를 가정해 보자. 또, 계열 A 및 B의 다중기기들의 CCF 향을 $QC = \beta QL$ 이라고 하자. 여기서, QL 은 수치적으로 QLA와 같고, QLA 또는 QLB를 나타낸다. QLB 는 무작위고장으로 인한 계열 B의 어느 기기의 이용불능도 이다. 통상적으로 QLA, QMA, QTA 및 QC 는 PRA 입력자료의 일부이다.

기기가 고장 상황에서의 조건부 CDF를 계산하기 위하여, 기기 이용불능도는 “T” 상태로 표현되어야 한다. 이것은 QLA, QMA 및 QTA가 ”T” 상태에 따라 변화되어야 하며, 고장 때문에 기기가 정지되었으므로 QC는 QLA로 나뉘어야 함을 의미한다. 원칙적으로, 3가지 조건 (QLA, QMA, QTA) 중 하나의 변경으로도 충분하다. 그러나, 많은 경우 조건부 CDF 계산을 위해 절삭된 cutset 이 사용되며, 세가지 모두를 변경하는 것은 기기의 고장상황이 표현됨을 확인시켜 주게 된다. 이에 대한 예로서, 다중기기의 조건부 고장확률 QC는 β 에 따라 변하게 된다. QC가 2개 이상 기기의 고장을 나타낼 때, QC는 나머지 기기들 (여기서는 2기기) 의 고장확률로 변환될 것이다.

A.1.3.2.2 PM 을 위한 기기 정지시 (고장은 나지 않음) 조건부 CDF

기기가 PM (예방정비)을 위해 정지된 경우 조건부 CDF를 계산하기 위해서, CCF 는 위에서 서술된 것과 달리 취급되어야 한다.

상기와 동일한 예를 들어, 기기 정지 상황은 QLA, QMA 및 QTA를 “T” 상태로 변경하고, QC를 QL (수치적으로 QLA 또는 QLB 와 동일) 로 변경함으로써 표현된다. 최초 기기는 PM을 의해 정지된 것이지만 고장으로 정지된 것이 아니기 때문에 CCF 항은 나머지 기기의 이용불능도를 나타내도록 변경되며, β 에 따라 변경되지 않는다. PM을 위한 기기정지 전에 다중기기가 성공적으로 시험된 경우, QC 는 단기간의 PM 에 대해서는 0 으로 둘 수 있다 (즉, PM 기간이 시험간격보다 많이 작은 경우)

A.1.3.2.3 기기가 정비를 위해 정지되지 않거나 시험으로 운전가능해질 때의 조건부 CDF

기기가 정비를 위해 정지되지 않거나 금방 성공적으로 시험되었을 경우, 조건부 CDF 는 감소된다. AOT 및 STI 리스크 기여도 계산은 이 조건부 CDF (R_0) 의 계산과 관계한다. AOT 리스크 기여도 계산에 대하여 R_0 는 기기가 정비를 위해 시험 또는 정비를 위해 정지된 게 아님을 의미하며, 이 상태는 시험 및 정비로 인한 정지시간 이용불능도를 “false” 또는 ”true” 로 설정함으로써 표현된다. 이에 대한 예로서, QMA 및 QTA는 “F” 상태로 변경되어야 한다. STI 리스크 기여도 계산에 대하여 R_0 는 기기가 운전중이며 (시험으로부터 알 수 있음) 이용불능도를 “false” 로 설정함으로써 표현된다. 이에 대한 예로서, QMA 및 QTA는 “F” 상태로 변경되어야 한다. 많은 경우, 기저 CDF 와 비교한 CDF 감소는 무시할 정도이다.

A.1.3.2.4 다중기기가 포함될 때의 조건부 CDF

다중기기가 포함될 때 조건부 CDF (R_1 및 R_0) 계산을 위해, 각 기기들과 관련된 해당 항목을 "T" 또는 "F" 상태로 변경하여야 한다. 각 기기에 대하여, 위에서 언급한 바처럼 무작위 고장과 관련된 해당 항목인 CCF, 시험 정지시간 및 정비 정지시간 등이 변환되어야 한다. 모든 기기들이 공통원인 항에 의해 모델화되는 경우, 이 항은 R_1 계산을 위해 "T" 상태로 변환한다. 그렇지 않으면, 위에서 논의한 바와 같이 나머지 기기들의 이용불능도를 표현하도록 모델화된다. 많은 PRA 컴퓨터 코드에서 CCF 항은 특정 기기 지정자 (예로서, 관련 특정 기기를 표시하는 단일 기호는 CCF 항목의 이름이 아닐 수 있음)를 유지하지 않으며, 관련 항목은 PRA 입력변수의 이름 검색을 통해서도 직접 확인될 수 없다. 관련 항목 또는 입력변수를 파악하기 위해 PRA 에 모델화된 CCF 항의 설명에 대한 평가가 필요할 수 있다.

A.1.3.3 CCF 및 복구조치의 처리

AOT 및 STI 평가를 위한 조건부 CDF 계산시 CCF 처리가 앞에서 언급되었다. PRA 에 모델화된 CCF 항의 변경시 적절한 고려사항 (고장, 정비 또는 시험 때문에 이용불가능한 기기의 영향 및 교번시험 전략 이행의 영향 등을 포함) 들이 논의되었다. 또, CCF 기여도가 두드러진 기여인자가 될 수 있기 때문에 이들 변수에 관하여 민감도 해석의 수행이 적합할 수 있다 (RG 1.177의 규제입장 2.3 참조). 고장 때문에 정지된 것으로 가정되는 기기가 복구시 신뢰되는지 여부를 확인하기 위하여 PRA 모델에 사용되는 복구조치가 검토되어야 한다. 예로서, 비상 디젤발전기 (EDG) 에 대한 TS 변경 평가와 정지되는 EDG 에 대한 CDF 계산을 가정해 보자. 조건부 CDF 계산에 사용되는 cutset 이 복구된 동일한 EDG에 신뢰를 두는 경우, 복구조치는 변경되어야 한다. 그 경우 신뢰를 두지 않아야 한다.

A.1.3.4 전환 리스크 계산

주어진 LCO 상황에서의 계속운전 리스크를 발전소 정지로 전환시 리스크와 비교하기 위하여 천이 리스크를 계산하게 된다. 이 비교는 어떤 옵션이 바람직하며, 어떤 대체방안이 사용될 수 있는지를 결정할 때 사용된다. 이 평가는 특히 잔열 제거계통에 대하여 적용한다. 전환리스크 계산시 다음 고려사항을 적용한다.

1. 어느 LCO 상황에서 발전소를 정지함으로 인해 CDF에 미치는 영향을 평가하기

위하여 여러 가지 정지냉각 단계와 운전원 상호작용이 모델화되어야 한다.

2. 기본 PRA에 모델화되지는 않았지만 정지단계에서 중요한 초기사건은 모델화되어야 한다. 잔열제거 (RHR) 계통을 위협하는 사건 및 그 일부를 이용불가능하게 하는 사건 등에 그 예이다. 또, 출력운전의 것과 다르기 때문에 (예, 정지상태로의 전환중 소외전원상실 또는 주급수 상실이 더 자주 발생) 정지상태로의 전환도중 초기사건 빈도가 재평가되어야 할 수 있다.
3. 붕괴열 소멸 수준을 고려하여 정지 리스크를 실질적으로 정량화하기 위하여 여러 가지 정지단계에서 이용가능한 다양한 복구경로가 모델화 되어야 한다.
4. 특정 사고경위를 평가하기 위하여 노심노출과 증기발생기 dryout 에 대하여 이용가능한 복구여유도가 모델화되어야 한다.

A.2 TS 변경 평가를 위한 데이터 필요성

발전소 고유 TS 변경 요청은 발전소 고유 데이터를 사용하여야 하며, 일반 데이터 또는 유사 발전소 설계 데이터에만 의존하지 않아야 한다. 통상적으로 TS 변경은 운전을 통해 그러한 변경이 필요하기 때문에 요청된다. 따라서, 발전소 고유 데이터가 이용가능할 것으로 예상된다. TS 변경이 고려되는 기기 또는 계통에 대하여, 발전소 고유 데이터가 평가되어야 하며 사용되는 데이터는 발전소 경험에 부합함이 보장되어야 한다. 발전소 고유 데이터 이외의 사용은 정당화되어야 한다.

A.2.1 발전소 고유 데이터 활용시 주의

TS 변경 평가시 PRA 입력변수를 개정하기 위하여 발전소 고유 데이터를 활용할 때, 그 데이터들이 기존 TS 요건을 적용하는 기존 경우와 TS 변경이 반영된 변경의 경우에 대해서도 일관성 있게 사용되었는지 주의를 기울여야 한다. 이것은 발전소 운전관점에서 발전소 고유 데이터의 사용 때문이 아니라 TS 변경 때문에 리스크가 증가함을 확인하는데 활용된다.

보통 이 상황은 최근의 발전소 고유 데이터가 평가되고 감소된 변수값이 얻어질 때 일어난다. 감소된 값의 사용은 TS 변경으로 인한 리스크 증가를 무효화할 수 있으며, TS 변경으로 리스크가 감소되었다는 잘못된 표현을 가져다 줄 수 있다. 기존 경우가 개정될 때, 그러한 어려움은 피하게 된다. 동일한 입력자료들을 활용하여 민감도 및 불확실성 해석이 수행되어야 한다.

A.2.2 일반데이터 활용시 고려사항

TS 평가시 TS 변수에 대하여 일반자료가 사용될 때, 데이터 변수에 크게 좌우되지 않는 경미한 변경을 정당화하는 데 초점을 두어야 한다. 왜 일반데이터가 사용되는지와 발전소 고유 평가에 왜 일반데이터를 적용하는지에 대한 사유가 제시되어야 한다. 많은 경우 제한적 경험 때문에 발전소 고유 데이터의 사용은 일반 데이터 사용을 정당화하는 아주 낙관적 값이 결과될 수 있다.

A.2.3 고유 데이터 필요성

RIR 을 위한 PRA 정보활용 TS 변경 평가에 필요한 기본자료는 PRA의 일환으로서 수집된 자료들이다. LCO 변경을 위한 리스크 비교계산은 전출력운전 1단계 및 저출력/정지운전 1단계 PRA 의 데이터를 초과하는 추가의 자료를 요구하지 않는다. STI 및 AOT 등과 같은 TS 요건의 변경을 평가하기 위한 추가자료의 필요성은 다음에서 논의된다.

A.2.3.1 정비를 위한 정지시간 자료

정비 정지시간 자료는 계획되지 않은 정비를 위한 발전소 고유 불시 이용불능도와 예방정비 또는 시험을 위한 계획 이용불능도로 분리되어야 한다. 이를 위하여, 계획 및 비-계획 정비를 유발하는 사건 빈도에 대한 자료 즉, 주어진 기간동안 각 정지시간 사건 형태별 발생 회수와 각 발생에 대해 기기가 서비스로부터 제외된 시간 간격에 관한 정보가 필요하다. 이 자료는 수리를 완료하기 위하여 적절한 AOT가 제공되는지 여부를 판단하는 데에도 필요하다.

계획되지 않은 정비에 대한 시간 분포는 AOT 가 변화될 때 이동될 수 있다. 이 이유 때문에, AOT 변경이 평가될 때 분포에의 영향에 관한 정보가 이용가능할 것으로 예상된다. 평균 정지시간은, 계획되지 않은 정비와 관련된 정지시간 동안 제안된 AOT 증가와 함께 비례적으로 증가하는 것으로 가정될 수 있다. 계획(예방)정비에 대해, 가정된 정지시간은 발전소 관행의 대표일 수 있다 (예, AOT 의 1/2)

A.2.3.2 정비 계획 및 빈도

이들 자료는, 계획정비를 위해 다중설비 또는 계통계열이 정지될 수 있는 상황을 정의하는데 사용되는 정비계획 수립을 포함한다. 이 계획 수립은 TS 변경에 의해 동시에 명백히 허용되는 기기정지로 인해 고-리스크가 발생하지 않음을 확인하는데 중요하다. 기기에 대한 정비 빈도 또는 정지 빈도는 고장빈도의 3-10 배 정도된다. 정비를 위해 AOT가 사용될 수 있기 때문에 정비빈도는 정지시간 빈도 계산시 반영되어야 한다.

A.2.3.3 기기 시험에 관련한 데이터

PRA 평가의 일부로서 이용가능한 것에 추가로, 기기시험과 관련한 다음 자료는 정기점검요건과 관련하여 TS 변경 평가의 일부를 구성한다.

- 시험대상기, 시험도중 안전위치로 재배열된 기기, 시험기간, 제작자에 의해 권고되는 시험주기 등의 목록
- 시험효율 (즉, 기기관점에서 시험에 의해 탐지되는 고장모드, 지원계통 연계 등). 상세한 자료 또는 관련 정보의 획득에 비용이 많이 들면 포괄적 가정이 수립될 수 있다.
- 해석을 통해 정기점검시험의 부정적 영향 가능성 (과도사건 유발 가능성 또는 설비의 불필요한 마모 유발 가능성 등) 이 고려되어야 한다. 보다 상세한 해석이 수행되어야 하는지를 결정하기 위해 예비평가가 사용될 수 있다.
- 1개 계통내 다중기기에 사용되는 시험전략 (교번시험 또는 연속시험이 수행되는지) 이 서술되어야 한다. 표준 PRA 정량화는 기기들이 서로에 관하여 특정의 계획을 따르지 않고 무작위로 위치되는 것으로 가정한다. 서로 다른 계열 기기들의 시험시기를 번갈아 함으로써, PRA 가정과 비교할 때 동일한 STI 에 대해 시험-제한 리스크 기여도는 감소하게 된다. 역으로, 시험이 연속적으로 수행되는 경우, 시험-제한 리스크는 PRA 가정에 비해 증가하게 된다.

A.2.3.4 기기 이용불능도 변수 (모수?)

PRA에 사용되는 기기 이용불능도는 TS 변경 평가에 관련된 수많은 변수를 포함한다. 규제기관의 의해 수행 및 검토되는 평가를 용이하게 하기 위해 이 변수는 모델화된 대로 서술되어야 한다. 다음변수들이 기기 이용불능도에 기여한다.

- 기기고장을
- 기기시험 간격

- 정비/수리 정지시간 기여도 (정비주기 계획 및 비계획 정비를 위한 정지시간)
- 적용가능한 경우, 시험 정지시간
- 모델화된 경우, 시험 또는 정비후 인적오류
- 모델화된 경우, 주기적 요청 (cyclic demand) 대 대기시간 기여도의 분리

A.2.3.5 이용불능도에 대한 요청 및 대기시간 기여도의 분리

시험-제한 리스크 (보통 R_D 로 정의함) 는 시험과 시험 사이 기간에 발생하는 고장과 관계되기 때문에 시험-제한 리스크 계산시 사용되어야 하는 고장율은 대기시간 관련 고장율이어야 한다. 이것은 기기가 시험과 시험 사이 기간에 대기상태로 있는 동안 발생할 수 있는 것과 관계된다. 시험-제한 리스크는 대기관련 스트레스로 인한 고장을 탐지하는데 긴 시간이 소요됨으로 인해 긴 시험간격과 관련된 리스크 증가에 기여한다. 시간-관련 고장율은 시간당 등의 단위시간의 향으로 표현된다. R_D 를 계산하기 위해 필요한 자료는 기기의 대기 스트레스 고장율과 제안된 시험간격이다.

기기의 고장확률은 시간관련 기여항 (대기시간 관련 고장율) 과 주기적 요청관련 기여항 (요청 스트레스 고장 확률) 으로 구성된다. 후자는 기기의 요청, 기동 또는 행정 (cyclic) 에 의해 유발되는 고장관련 확률 기여항이다. 이것은 아래 A.2.3.6에서 논의되는 시험-기인 과도사건을 포함한다 (반드시 제한할 필요는 없음). 시험-제한 리스크 R_D 는 시험과 시험사이 기간중 발생하는 고장과 관계되기 때문에, 시험-제한 리스크 계산시 사용되어야 하는 고장율은 대기 스트레스 고장율이다. 요청에 대한 총 고장회수로부터, 대기 스트레스로 인한 고장회수와 요청 요청으로 인한 고장회수는, 고장원인의 공학해석, 또는 관찰된 고장회수와 고장이 발생한 시험간격 길이 사이의 관계에 기초한 그래픽 방법에 의해, 분리될 수 있다.

시험-기인 리스크 기여항은 일차적으로 R_{down} , 즉 바람직한 위치로 자동복귀가 없을 때, 설비를 시험수행에 좋은 위치/상태로 배열하지 못함으로 인한 설비 이용불능도에 기인하는 리스크 기여항으로 구성된다. 이 변수를 계산하는 데 필요한 추가자료는 정기점검시험 간격 및 각 시험에 필요한 서비스 제외 시간 자료이다.

기기고장율의 일부만이 시간관련으로 처리되기 때문에, 고장확률을 시간관련 기여항과 주기적 요청관련 기여항으로 분리함은 시험-제한 리스크를 낮추는 결과를 낳는다. 그러나, 이 경우가 아닐 때, 고장율의 일부를 시간관련으로 처리하게 시험-제한 리스크를 과소평가하게 된다. 그러므로, 고장율의 분리는 데이터해석 또

는 공학해석을 통해서 정당화되어야 한다.

또, 어떤 경우엔, 고장율을 주지 않고도 고장확률 (즉 기기 이용불능도 q) 이 제시 될 수 있다. 이 경우, 시험간격의 변경 영향은 이용불능도 q 를 λ 와 T 의 항으로 변환하기 위하여, 이전에 T 시간동안 사용된 기기 시험간격이 사용되어야 한다. 시간관련 기여항과 주기적 요청관련 기여항으로의 분리가 알려져 있지 않을 때, 최대의 시간-제한 리스크 기여항을 얻기 위하여 모든 고장은 시간관련으로 가정 될 수 있다.

요약하면, 정기점검시험 간격의 변경에 따른 리스크 변동을 평가하는 데 요구되는 자료는 기기고장확률을 시간관련 기기와 주기적 요청관련 기기로의 분리, 제안된 시험간격, 및 기기의 정기점검시험을 위한 서비스제외 시간 등이다.

A.2.3.6 시험-기인 과도사건

시험-기인 과도상태 리스크 (R_c 로 정의됨)를 평가하고 파악하기 위해, 과도사건이 해석되고 시험에 기인하는 과도사건이 파악되어야 한다. 대부분의 경우 이것은 발생한 과도상태의 설명 해독 및 시험기인 과도상태의 인지를 요구한다. 상대적으로 긴 시험간격이 허용될 때, 긴 시험간격에 걸친 시험의 악영향이 약간 있기 때문에 단위시간당 결과되는 시험-기인과도의 감소는 리스크를 감소하는 경향이 있다 (그러나, 고장의 탐지 및 시정전에 상대적으로 긴 시험간격으로 인한 R_D 의 증가에 의해 부분적 또는 전체적으로 균형이 잡힘)

과도사건은 다음의 발전소 운전자료로부터 얻어질 수 있다 :

1. 성능지표 보고서 : 이 보고서는 각 발전소별 원자로정지 및 안전계통 작동 회 수, 사건 날짜, 관련 LER 수 등을 나열하고 있다.
2. LER 체계 : 원자로정지가 LER에 서술되어 있다.

단일 발전소에 대한 시험-기인 과도가 평가될 때, 발전소 운전경험이 상당한 기간 동안을 포함하지 못하면 발전소 고유 자료는 빈약할 수 있다. 이 경우 시험-기인 과도 발생 가능성이 DB 관점에서 모든 발전소에 대해 유사함을 가정하여 유사한 형태의 타 발전소로부터 보다 많은 자료가 사용될 수 있다. (성능지표 보고서는 발전소를 설계등급별로 분류한다) 그러나, 시험은 발전소 자료의 교차 응용이 상세히 평가되어야만 할 정도로 발전소 고유한 경향이 강하다.

A.2.3.7 전환 리스크 평가를 위한 데이터

전출력운전 PRA에서 이용가능한 자료는 발전소가 어느 LCO를 위하여 정지될 때 전환 리스크를 평가하기 위한 기본 정보를 제공한다. 또, 이용가능하다면, 저출력/정지운전 PRA는 정지운전 리스크 평가에 필요한 자료의 취득을 아주 용이하게 한다. 저출력/정지운전 PRA는 통상적으로 정지단계 기간, 정지운전중 발생할 수 있는 초기인자 (RHR 상실 등) 빈도 등의 관련자료를 포함한다.

대부분의 가동중인 발전소에 대하여 전출력 PRA가 이용가능하지만, 저출력/정지운전 PRA는 일부 발전소에 대해서만 이용가능하다. 그러므로, 전환리스크 평가에 필요한 자료는 전출력 PRA 자료만 이용가능함을 가정하여 다음에 논의된다.

1. 정지운전에 관한 발전소 고유자료 : 정지단계를 상세히 분석하기 위하여, 운전 및 비정상 운전 절차서, 교대근무감독자 로그북 또는 월간 운전보고서 등과 같은 발전소 고유 정보가 필요할 수 있다. 이 정보로부터 발전소 정지시기 및 정지시 설비 운전 선호도에 관한 자료를 추출할 수 있다.
2. 발전소 고유 전통 자료 : 가열시간 추정을 포함하여 가열 및 복구 시나리오의 평가는 최종열제거원의 온도 또는 RHR 계통의 냉각능력 등과 같은 일부 발전소 설계자료를 요구한다. 이 자료들은 통상적으로 발전소 FSAR로부터 이용가능하다.
3. 제어정지중 과도 빈도 : 제어정지중 과도 가능성을 평가하기 위하여 발전소에 대한 LER을 검토할 필요가 있을 수 있다. 정지중 과도 가능성은 출력운전중의 것과 다를 수 있으므로 이를 고려하여야 한다.

참고문헌

1. P.K.Samanta and I.S.Kim, "Handbook of Methods for Risk-Based Analyses of Technical Specifications," NUREG/CR-6141, USNRC, December 1994.

부록 10

미국 NRC SRP 19장

**발전소 고유 리스크정보 활용 의사결정에의 PRA 활용 :
일반지침**

**Use of PRA in Plant-Specific, Risk-Informed Decisionmaking :
General Guidance**

**발전소 고유 리스크정보 활용 의사결정에서의
PRA 활용 : 일반지침**

서론

이 SRP는 사업자의 원자력발전소 인허가기준 변경제안에 대하여 리스크정보활용 심사에 참여하는 NRC 조직원들의 역할과 책임을 서술한다. SRP는 조직의 책임을 다하는 데 사용될 수 있는 정보의 형태를 서술하며, PRA 정보가 규제 의사결정 과정에서 타 관련 정보와 어떻게 조합될 수 있는지에 대한 일반정보를 제공한다.

이 문서내의 지침은 규제활동에서의 PRA 활용에 관한 현행 정책을 논리적으로 확장한 것이다. 이 정책은 PRA 정책성명 이행계획 [1-3] 에 문서화되어 있다. 이 SRP 개발시, 스텝은 RG 1.174 [4] 에 문서화된 NRC지침과 EPRI 의 PSA 응용 지침 [5] 에 문서화된 산업계 지침을 고려하였다. 또, 이 SRP는 PRA를 세부적으로 활용하기 위한 신청사항을 검토하기 위한 추가지침을 제공하는 타 SRP 부분을 참고하고 있다.

이 SRP의 부록은 좀 더 구체적인 지침을 제공한다. 부록 A는 “특정범주의 신청사항에 대한 PRA 심사 지침”, 부록 B는 “종합 의사결정”, 부록 C는 “안전중요도에 관한 발전소 요소의 분류”, 부록 D는 “비-리스크정보 활용 인허가 변경 요청서 심사시 위험도정보의 활용”을 포함하고 있다.

리스크정보 활용 의사결정 과정에서, NRC는 이 SRP에서 논의되는 방법을 신뢰할 것이다. 발전소의 설계, 건설, 및 운전관행은 인허가기준과 부합할 것으로 예상된다. 또, 규제변경을 정당화하기 위해 수행되는 리스크 평가는 발전소 고유 설계, 건설 및 운전관행을 실제적으로 반영할 것으로 예상된다. PRA 해석은 가능한 한 실제적이어야 하며, 해석결과를 설명할 때, 스텝은 가장 중요한 불확실성의 영향을 고려하여야 한다. 이 리스크해석의 결과는 발전소 능력 (성능 및 다중성/다양성 모두) 의 여유도를 평가하는 의사결정 과정에 제공되는 입력의 일부를 구성한다. 특히, 의사결정 과정은 전통적인 공학평가 방법을 보충하고, 심층방어 철학을 보조하며, 안전여유도를 보존하는 형식으로 리스크해석 결과를 활용하게 된다. 따라서, 리스크해석은 정보를 제공하는 것이지 규제 의사를 결정하지 않는다.

심사 책임부서 : (생략)

I. 검토분야

NRC PRA 이행계획은, 현재 리스크정보 활용 규제 이행계획 (RIRIP) [6] 으로 대체되었으며, PRA가 가치있는 고찰을 제공하는 광범위한 규제활동을 확인하고 있다. 이 범위는 NRC 내부 활동 뿐만 아니라 NRC 검토 및 승인이 요구되는 활동을 포함하며, 덜 직접적인 방향으로 (예, 일반현안 우선순위화) 사업자 및 인허가 신청자에게 영향을 준다. 이 SRP는 NRC의 심사 및 승인을 위해 제출된 것으로서, 의사결정과정에서 PRA가 효과적인 역할을 하는 인허가 변경 요청사항에만 관련한다. 신청가능한 활동에 대한 일반심사지침이 이 SRP에 제시된다. 추가로, 다음과 같은 예를 포함하여 일부 활동에 대한 추가 지침을 제공하기 위하여 활용 사례별 SRP의 이용이 가능하다.

- 발전소 고유 기술지침서의 허용정지시간 (AOT) 및 정기시험주기 (STI)의 변경 (SRP 16.1)
- 사업자의 가동중시험 (IST) 프로그램의 펌프 및 밸브 시험범위 및 시험주기의 변경 (SRP 3.9.7)
- 사업자의 가동중검사 (ISI) 프로그램의 검사범위 및 검사주기의 변경 (SRP 3.9.8)

규제지침 1.174는 제안된 인허가기준 변경사항을 분석 및 평가하는데 사용되는 허용가능한 방안을 정의하고 있다. 이 방안은 제안된 변경사항의 리스크중요도에 관한 고찰 (PRA 방법의 활용을 통해 유도됨)을 통해 지원되는 것으로서, 스텝의 사결정을 전통적인 공학평가 결과에 근거하고자 하는 갈망을 지원한다. 제안된 변경사항에 대한 의사결정 절차는 종합적인 방안 (전통적인 공학정보와 리스크정보를 고려)을 따를 것으로 예상되며, 정량적 해석 및 정보 뿐만 아니라 정성적인 인사들에 의존할 수 있다.

이 절의 후반에서 논의되겠지만, 리스크정보 활용을 스텝이 검토하는 범위는 상세 활용 내용에 따라 다를 것이다. 그러나, 이 범위는 규제지침 1,174의 2절에 제시된 4가지 요소의 검토를 포함한다. 이 요소의 각각에 대한 심사범위는 다음과 같이 요약된다:

- 요소 1 - 제안된 변경사항의 정의** : 이 요소의 목적은 변경제안사항의 안전성 영향을 평가하기 위한 기초를 쌓는 것이다. 그러므로 심사분야의 하나는 인허가 관점에서 변경제안사항을 평가 (변경제안사항에 의해 영향을 받는 발전소 절차서 및 활동 뿐만 아니라 설비, 그리고 이들 설비, 절차서, 또는 활동이 인허가기준과 어떻게 관계되는지를 평가) 하는 것이다. 추가로, 변경사항을 잘 보조하는지를 결정하기 위해서는, 변경제안사항과 관련되는 전통적 및 확률론적 공학 평가로부터, 해석방법과 고찰에 대한 평가가 필요하다.
- 요소 2 - 공학적 평가의 수행** : 사업자의 의사결정 과정은 적절한 전통적 및 확률론적 공학 고찰을 분석하여야 한다. 검토자는, 심층방어 철학과 충분한 안전여유도가 유지되는지, 그리고 발전소의 계산된 리스크 변동치가 규제지침 1.174의 지침을 충족하는지를 보장하기 위하여 변경제안사항을 평가하여야 한다. 검토자는 또한, 변경을 정당화하기 위해 사용된 공학평가로부터의 고찰이, 운전 및 공학적 의사결정을 개선하고, 사업자가 원하지 않는 것으로 여기는 요건을 간단히 제거하지는 않도록 하기 위해 사용되었음을 확인하여야 한다.
- 요소 3 - 이행 및 감시전략의 개발** : 이행 및 감시전략 결과는 변경제안사항에 의해 영향을 받는 발전소 요소가 예기치 않은 성능저하를 보일 때 조기지시 수단을 제공한다. 그러므로, 변경사항을 정당화하기 위해 사용된 평가 모델 및/또는 데이터의 불확실성이 해석의 결론을 바꾸어 놓을 수 있는 활용사례에서는 이 전략이 중요하다. 심사범위에는 변경제안하의 발전소 성능에 관한 불확실성의 (부분적으로) 고려에 적합한 이행 및 감시절차를 사업자가 제안했는지를 확인하기 위한 수단을 포함한다.
- 요소 4 - 평가내용의 문서화 및 변경요청의 제출** : 검토자는 제출서류에 변경제안사항의 허용성에 관한 결론을 지지하기에 충분한 정보가 포함되는지를 확인하고, 스텝 감사 및 검토를 위하여 평가과정에서의 기록문서 및 발견사항이 유지되고 이용가능함을 확인하여야 한다. 검토자는 또한 사업자가 적절한 규제조치 (예, 인허가변경, 면제, 또는 기술지침서 변경 등) 를 요청하였는지를 확인하여야 한다. 검토자는 제출서류가 규제요건에 대한 사업자의 개선 제안 (예, 현재는 규제관리를 받지 않고 있는 고-리스크중요 설비가 고-리스크 중요도에 알맞은 요건을 부과받을 수 있음) 을 문서화하고 있는지를 확인하여야 한다. 마지막으로, 검토자는 인허가 기준 변경사항이 필요시 개정 안전성분석 보고서에 포함되는지를 확인하여야 한다.

활용사례별 심사

이 SRP 19장은, 수치적인 리스크 지표 값이 의사결정 과정에서 상대적으로 큰 역할을 하고, 광범위한 시나리오 및 발전소 운전모드가 영향을 받을 수 있는, 그러한 리스크정보활용 규제에서의 활용사례를 검토하기 위한 지침을 제공하려는 의도가 있다. 이 문서에 기술된 범위보다 작은 범위의 검토가 필요한 것으로 결정되면, 검토자는 이 SRP의 관련되는 적용가능한 부분을 선택하여야 한다. PRA 심사, 그 보조해석 및 결과의 복잡성 (또는 정교함) 은 리스크평가가 종합적 의사결정에서 차지하는 기여도에 좌우된다. 활용사례별 SRP 절에 추가지침이 제공된다.

II. 허용기준

이 SRP는 사업자가 발전소 인허가 기준 변경 (10 CFR 50.90 에 따른 인허가변경 요청과 10 CFR 50.11 에 따른 면제 요청) 요청시 PRA 결과 및 리스크 고찰에 관한 스텝 심사 수행에 사용하기 위한 지침을 제공한다. 규제지침 1.174는 사업자가 그러한 변경사항을 보조하기 위하여 수행하는 PRA 및 전통적 공학해석에 대한 허용가능한 방법에 관한 지침을 기술한다.

현행의 승인된 스텝 입장 (RG, SRP, 또는 BTP) 에 부합하는 사업자 제안의 인허가기준 변경사항을 평가하기 위하여, 스텝들은 통상 전통적인 공학해석을 이용한다. 일반적으로 사업자는 변경제안사항을 보조하기 위해 리스크 정보를 제출하지는 않을 것으로 본다. 그러나, 모든 규제요건이 충족될지라도, 새로운 정보를 통해 예견되지 않던 위해가 알려지거나, 발생이 예상되는 위해의 잠재성이 증가하는 상황이 일어날 수 있다. 그러한 상황에서, NRC는 대중의 건강과 안전상 예기치 않은 리스크의 배제에 필요한 보호수준 (adequate protection)을 유지하기 위해 상기의 조치 및 기존 규제를 초과하는 사업자 조치를 요구하는 법적 권한을 가진다. 그러한 인허가 변경 심사에서의 리스크정보의 활용에 관한 지침이 이 SRP 의 **Appendix D** 에 서술되어 있다.

현행의 스텝 입장을 넘어선 인허가기준 변경제안사항을 평가하기 위하여 스텝은 이 SRP에 기술된 리스크정보 방안뿐만 아니라 전통적인 공학해석을 이용할 수 있다. 그러한 경우, 원래의 제출서류의 일부로서 그러한 정보가 제출되지 않았다면, 사업자에게 보조적인 리스크정보 또는 전통적인 공학적 정보의 제출을 요구할 수 있다. 제안된 인허가기준 변경에 관한 리스크정보가 스텝에게 제시되지 않은 경우에는, 전통적인 방법을 활용하여 제출된 정보에 근거하여 신청사항이 승인할 수 있는지를 평가하고, 이 정보에 근거하여 승인하거나, 반려한다. 사업자가 리스크

정보에 의해 보조되도록 채택한 (또는 NRC 요청에 의한) 인허가기준 변경사항에 대하여, 이 SRP는 공학적 현안을 고려하고, 리스크 고찰을 활용하여 스텝의 심사 범위 및 내용을 서술한다.

인허가기준의 변경을 보조하기 위해 리스크정보를 제출한 (사업자 스스로 또는 NRC 요청에 의하여) 사업자는 RG 1.174에서 논의되는 각 위험도정보활용 규제원칙에의 부합성을 서술하여야 한다. 스텝은 사업자가 그들이 채택한 방안과 방법 (정량적 또는 정성적, 결정론적 또는 확률론적), 데이터, 및 리스크 고려 기준 등이 의사결정을 하는 데 적절한지를 평가하여야 한다.

각각의 리스크정보 활용에 대하여 검토자는 변경제안사항이 다음의 원칙을 충족하는지 확인하여야 한다 (각 원칙에 대한 심사지침을 다루는 절을 대괄호로서 표시함)

1. 변경제안사항은, 명백하게 면제요청 또는 규정변경과 관계가 없는 한 (즉, 10 CFR 50.12 하에서의 특별면제 또는 10 CFR2.802 하에서의 Rulemaking 청원), 기존 규정을 충족할 것 [III.2.1]
2. 변경제안사항은 심층방어 철학과 부합할 것 [III.2.1]
3. 변경제안사항은 충분한 안전여유를 유지할 것 [III.2.1]
4. 변경제안사항이 CDF 또는 리스크의 증가를 초래 할 때, 그 증가는 미미하여야 하며, 안전목표정책의 의도에 부합할 것 [III.2.2 및 III.2.3]
5. 변경제안사항으로 인한 영향은 성능측정 전략을 이용하여 감시될 것 [III.2.3]

상기 원칙에의 부합성을 보이는 데 있어서, 검토자는 제출서류의 일환으로서 사업자가 다음 현안을 서술하는지를 확인하여야 한다.

- 리스크 저감 기회의 이점을 파악하여 취함으로써, 운전 및 공학적 의사를 폭넓게 개선하고, 사업자가 바라는 방향으로 요건을 단순히 제거하지 않도록 하기 위해 사업자가 리스크해석을 활용하는 총체적 리스크 관리방안의 일환으로서, 변경제안사항의 모든 안전성 영향이 종합적으로 평가된다. 리스크 증가가 제안된 경우, 이득이 기술되어야 하며, 이 이득은 제안된 리스크 증가에 적합한 것이어야 한다. 요건 변경사항을 파악하기 위해 사용되는 방안은 요건이 증가되는 분야와 감소되는 분야 모두를 파악하기 위해 사용되어야 한다. [III.2.3]
- 제안된 인허가기준 변경사항을 정당화하기 위해 수행되는 공학해석 (전통적 해석 및 확률론적 해석 포함) 의 범위, 상세수준 및 품질은 변경사항의 특성과

범위에 적합한 것이어야 하며, 발전소의 운전경험 반영을 포함하여 실제 건설, 운전 및 유지되는 발전소 상태에 기준하여야 한다. [III.2.2]

- 사업자 제안사항을 보조하는 발전소 고유 PRA 는 독립적 전문가 검토 또는 인증과 같은 품질관리 (QC) 의 적용을 받는다. [III.2.2]
- 중요한 불확실성을 취급하기 위한 감시, 반영 및 시정조치 프로그램의 사용을 포함하여 해석과 결론의 설명에 있어서 불확실성이 적절히 고려된다. [III.2.2 및 III.3]
- PRA 허용지침 기준으로서 CDF 및 LERF을 사용하는 것은 원칙 4를 다루는 허용가능한 방안이다. LERF 대신에 보건안전목표 (QHO) 의 활용은 원칙적으로 허용가능하며, 사업자는 이를 제안할 수 있다. 그러나, 실제로 동 방안의 이행은 Level 3 PRA 로의 확장이 요구될 것이다. 이 경우 Level 3 해석에 사용되는 방법, 및 가정, 관련 불확실성 등에 추가적 주의를 기울여야 한다. [III.2.2]
- 제안된 인허가기준 변경사항으로부터 결과되는 계산된 CDF 및 LERF의 증가는 미미한 수준으로 제한된다. 그러한 변경의 누적효과를 추적하여 규제 의사결정 과정에 고려하여야 한다. [III.2.2]
- 사업자는 모든 원칙들이 충족되도록 제안된 변경사항의 허용성을 종합적으로 평가하여야 한다. [III.2.3]
- 규제 의사결정 보조에 사용되는 데이터, 방법 및 평가기준은 잘 문서화되고 공개적인 검토를 위해 이용가능 하여야 한다. [III.4]

III. 검토지침 및 절차

리스크정보 활용을 위하여, 검토자는 사업자의 제출서류가 이 SRP의 2절에 명시된 원칙들을 충족하고, 리스크정보 의사결정에 대한 기대를 다루고 있는지를 확인하여야 한다. 이 절은 원칙의 충족 및 리스크정보 의사결정에 대한 기대를 다루고 있는지를 검토자가 결정하는 것을 보조하기 위한 지침을 제공한다. 일관성 유지를 위하여, III.1 - III.4 는 규제지침 1.174의 2절에 명시된 4가지 접근방안의 항목으로 이 지침을 나타낸다.

III.1 요소 1 : 변경제안사항의 정의

이 요소에서, 검토자는 제출서류가 모든 안전성영향을 파악 및 평가했다는 스텝의 예상을 충족하기에 충분한 정보를 제공하는지를 확인하여야 한다. 또, 사업자가 규제 완화 제안사항을 보조하기 위해 사용되는 방법론에 근거한 안전 중요도에 부응하는 것으로서 변경사항과 관련하여 개선되어야 하는 발전소 설계 및 운전관점을 파악했음을 검토자는 확인하여야 한다. 그러한 개선내용은 인허가기준 변경사항 (TS, 인허가조건 및 FSAR) 에 반영되어야 한다.

검토자는 변경제안사항이 인허가기준과 관계있을 때 이를 평가하여야 한다. 인허가기준이란, 사업자가 다양성, 다중성, 심층방어 및 일반설계기준 등의 기본 규제요건을 어떻게 충족하는지를 명시한다. 이 평가에는 안전여유도를 확인하는 공학해석(또는 기타 관련 해석) 및 데이터, 그러한 여유도를 보존하기 위해 수행되는 발전소 설계 및/또는 인적행위의 평가를 포함되어야 한다. 사업자의 변경제안사항을 이행하기 위하여 규정의 면제 또는 기타 형태의 완화가 요구되는 경우, 검토자는 사업자의 제출서류에 적절한 면제 또는 완화 요청서가 부가되어 있는지 확인하여야 한다.

검토자는 전통적인 공학적 개념과 원칙을 반영하는 이용가능한 정보를 파악하여 적절히 활용하는지 확인하여야 한다. 안전중요도 평가를 보조하기 위하여 검토되어야 하는 비-PRA 정보 소스(source)에는 AOT, LCO 및 정기점검요건을 포함하는 기술지침서의 근거 뿐만 아니라, FSAR 등의 인허가 문서에서 개발된 안전성 고찰이 포함되어 있다.

변경제안사항을 정의하는 데 가능하다면, 발전소 고유 데이터 및 운전정보가 반영되어야 한다. 검토자는 해당 현안들이 운전데이터에 반영되는 방법을 고려하여야 한다. 발전소 고유 운전경험 측면에서 유용한 고찰사항이 NRC에 의해 수행되는 평가 및 보강팀검사 (ATI : Augmented Team Inspection)를 포함하는 원자로시설 사고 추적 검사, 원자력운영자협회 (INPO) 가 작성하는 것으로서 중요한전사건보고서에 기재되는 사건평가, 사업자의 추적평가, 및 NRC주재검사원에 의한 일상검사 등으로 부터 얻어질 수도 있다. 검사결과는 인적성능, 경영관리, 절차서 적합성 및 사건 근본원인 등의 분야에 있어서 귀중한 정성적 고찰을 제공할 수 있다. PRA에서는 가끔 이들을 다루기가 어려운 경우도 있다.

마지막으로, 인허가 변경사항을 최초 검토하는 차원에서, 검토자는 제출서류가 변경제안사항의 영향을 적절히 특성화하고 있는지 (특히, 제출서류가 변경제안사항

에 의해 영향을 받는 모든 설비 또는 발전소 요소를 파악하고 있는지 여부), 사업자가 수행하고 제출한 해석내용이 변경의 영향을 잘 특성화할 정도의 범위와 깊이를 갖고 있는지를 평가하여야 한다.

사업자는, 평가되어진 것으로서 종합적으로 이행될 여러가지 개별 변경사항들을 함께 제안할 수 있다. 예를 들면, 개별 변경사항들은 편의 (또는 이행 및/또는 검토 용이성) 를 위하여 함께 그룹화될 수 있거나, 리스크 균형 (리스크 증가와 리스크 저감의 균형) 관점에서 병합될 수 있다. 이렇게 그룹화된 변경사항들은, 동일한 단일계통 또는 활동, 동일한 안전기능, 또는 동일한 사고경위 그룹, 또는 동일한 형태 (즉, AOT 변경) 에 영향을 미침으로써 서로 관련되어야 한다. 그러나, 이것이, 서로 관계없는 변경사항들의 허용을 방해하지는 않는다. 복합변경 요청 (CCR)이 제안될 때, 스텝은 개별 변경사항들간의 관계와, 그들이 리스크평가에서 어떻게 모델화되었는지에 대해 상세히 평가하여야 한다. 검토시, 스텝은 이 SRP 2절에 제시된 원칙 및 예상과 관련하여 개별 변경사항들의 허용성과 복합변경사항의 총 영향을 평가하여야 한다. SRP의 III.2.3 은 복합변경요청의 검토를 상세히 논의한다.

III.2 요소 2 : 공학적 평가의 수행

인허가 변경제안사항의 허용성과 관련한 결론을 내리기 위해서, 스텝은 전통적인 공학적 평가와 확률론적 정보에 기초하여 그 입장을 설정하여야 한다. 규제지침 1.174의 2.2절은 사업자가 수행할 것으로 예상되는 상세 평가를 서술하고 있다. 인허가 변경 제안사항을 정당화하기 위하여 수행되는 공학해석의 범위 및 품질은 제안사항의 특성 및 범위에 적합하여야 한다. 규제지침 1.174의 3절은 제출서류에 포함되어야 하는 다양한 종류의 전통적 공학 및 확률론적 정보를 서술한다.

제출서류가 리스크정보 의사결정을 위한 다음 원칙을 충족하는지 여부를 결정하기 위해 이 결과들이 검토되어야 한다 : (1) 변경제안사항은 현행규정을 충족함 (변경사항이 명확하게 면제요청이나 규칙개정과 관계되지 않는 경우), (2)심층방어 철학 유지, (3) 충분한 안전여유도 유지, (4) CDF 및/또는 리스크 증가는 미미하며, 안전목표 정책성명 [7] 의 의도에 부합.

III.2.1 심층방어 속성 및 안전여유도 평가

검토자는 2절에 제시된 원칙들이 훼손되지 않음을 확인하기 위해 사업자가 수행한 공학적 평가 내용을 평가하여야 한다. 이 평가는 전통적인 설계기준사고

(DBA) 해석 뿐만 아니라, 발전소의 심층방어 속성, 안전여유도, 및 리스크 고찰을 얻고 변경제안사항의 영향을 정량화하기 위해 수행되는 리스크 평가 등을 포함하여야 한다.

III.2.1.1 심층방어

심층방어는 보호 및 안전수단의 잠재적 고장시 이를 보상하기 위하여 원자력발전소의 설계 및 운전 관행에 연속적인 수단을 반영하는 철학으로서 정의된다. 리스크정보활용규제에서의 의도는 변경사항이 심층방어의 달성을 방해하지 못하게 심층방어 철학을 유지함을 확인하는 것이다. 심층방어 철학은 설비 및 인적성능의 불확실성을 고려하기 위한 효과적인 방법으로 존재해 왔고, 앞으로도 계속 그럴 것이다. 어떤 경우에는 리스크 해석이 불확실성 범위를 정량화해 줄 수도 있다. 그러나, 리스크 해석으로 다루지 못하는 대형의 불확실성 또는 분야가 남아 있을 수 있다. 종합적인 리스크 해석이 수행될 수 있는 경우, 대중의 건강과 안전을 보호할 수 있을 정도의 적합한 심층방어 (노심손상예방, 격납건물 고장방지, 결과 완화 들간의 균형) 를 결정할 수 있을 것이다. 그러나, PRA는 심층방어의 모든 관점을 반영하지 못하기 때문에, 불확실성을 고려하기 위해서라도 적합한 전통적인 심층방어가 고려되어야 한다.

III.2.1.1.1 방사능 유출 대비 다중 방호벽의 보존

심층방어는 방사능 유출을 예방하거나, 완화하는 방호벽과 관계하는 고려사항에 기초하여 평가될 수 있다. 원자로로부터 환경으로 방사능물질의 유출은 핵연료 피복재, 원자로냉각재 압력경계, 및 격납구조물 등을 포함하는 일련의 피동 방호벽에 의해 방지된다. 이들 방호벽은, 제한구역 설정 및 비상대책 등과 함께 사고 결과 완화의 필수요소이다. 다중 방호벽이 주어지는 상황에서, 방호벽 성능에 대한 결정론적 안전기준의 적용과 각 방호벽의 성능을 지원하는 계통의 설계 및 운전을 통해 안전성이 확보된다.

심층방어 철학과의 일관성 유지에 있어서, 인허가 변경제안사항은 방호벽 효과성에 어떠한 중대한 변화도 야기하여서는 안된다. 결과적으로, 검토자는 변경제안사항이 심층방어 철학 내에서 적합한 안전성을 유지함을 확인하기 위하여 다음의 목표를 고려하여야 한다.

- 방호벽 건전성에 대한 기존의 위협이 변경사항으로 인해 심각하게 증가되지 않을 것

- 개별 방호벽의 고장 확률을 변경제안사항이 현저하게 변화시키지 않을 것
- 변경제안사항이, 방호벽들간에 기존 상태에 비해 고장 가능성을 심각하게 증가시키는 새롭거나 추가의 고장 종속성을 유발하지 않을 것
- 방호벽들간의 총체적인 다중성/다양성은 리스크 허용지침과의 부합성을 보장하기에 충분할 것

변경제안사항이 상기 목표를 달성함을 입증할 때, 스텝은 다음의 지침을 변경제안사항이 충족할 것으로 예상한다.

- 노심손상예방, 격납건물 고장방지, 결과 완화 들간에 합리적 균형이 보존될 것
- 변경제안사항은 발전소 설계의 취약점을 보상하기 위해 프로그램성격의 활동에 너무 신뢰를 두지말 것
- 변경제안사항은 예상 위해빈도, 계통고장 결과 및 관련 불확실성에 상응하는 계통 다중성, 독립성 및 다양성을 보존할 것
- 변경제안사항은 잠재적인 공통원인 고장에 대비한 방어를 보존하고, 새로운 공통원인 고장기구의 초래 가능성을 평가할 것
- 변경제안사항은 방호벽의 독립성을 저하시키지 말 것
- 변경제안사항은 인적오류에 대비한 방어를 보존할 것
- 변경제안사항은 10 CFR Part 50 Appendix A 의 일반설계기준의 의도를 충족할 것

검토자는 정성적 또는 전통적 공학 논거를 이용하거나, 사고경위 또는 Cutset 에 포함되어 있는 PRA 결과를 이용하여 상기 지침의 충족도를 평가한다.

III.2.1.1.2 심층방어 평가에 있어서 PRA 의 역할

통상 정량적 리스크 지표에 추가하여, PRA는 정성적인 결과, 즉 사고경위에의 기여인자 정보를 제공한다. 고장수목을 연결하는 방식을 사용하는 PRA에 대하여, 이들 기여인자들은 사고경위 최소 cutset (MCS : Minimal Cutset) 에 의해 표현된다. 각 사고경위의 MCS는 노심손상이나 방사능 유출을 야기하는 피동/능동 설비의 고장들과 인적오류의 조합이다. 그러므로, cutset 은 발생가능한 노심손상이나, 방사능 유출에 대하여 많은 고장들이 어떻게 순차적으로 발생하는지를 보이는 것으로서, 하나의 특정한 심층방어 관점을 직접적으로 보여주는 셈이다. 따라서, 최소 cutset 은 발전소 설계의 효과적인 다중성과 다양성을 보여준다. 경계조건과 함께 사건수목을 사용하는 해석방식에서, 결과는 사고경위 설명 형식을 취하며, 통상적으로 기기 보다는 계통 (또는 계열) 의 이용불능도를 나타내는 요소를 포함

한다. 그러나, 대부분의 경우 계통 (또는 계열) 이용불능도를 기기수준으로 분해하여 제공하는 cutset 이 제시되며, 필요시 최소 cutset 설명과 동등한 내용이 제시될 수 있다.

대부분의 경우, 각 최소 cutset에 나타나는 사건은 관련 설비의 신뢰도를 보장하기 위해 프로그램성 활동의 목표가 된다. 기기신뢰도를 유지하는데 중요한 프로그램성 활동에는 IST, ISI, 기술지침서에 의해 요구되는 정기점검, 품질보증, 정비 등이 포함된다. 그러므로, MCS 검토 결과 다중성이나 다양성에 이미 여유도가 있는 분야가 나타날 때, 설비 성능을 보장하는데 목적을 둔 활동의 수준을 감소시키는 것은 거의 틀림없이 부적합 할 것이다. (그러한 활동이 설비 성능에 약간 영향을 미치거나, 아예 영향을 미치지 않음을 사업자가 입증하는 경우, 또는 이 cutset 에 있는 요소의 성능에 관한 불확실성이 잘 이해되고 정량화되어 있는 경우는 예외로 함. 또한, 설비성능을 보장하기 위하여 사업자가 보상활동 또는 대체활동을 제안할 수도 있음) 이 검토의 목적은 발전소 설계가 최소한의 총체적 독립성, 다중성 및/또는 다양성을 가지는 위치에서 심층방어 태세가 완전히 완화됨을 배제하는 것이다. 반면에 발전소가 실질적인 다중성 및 다양성을 갖는 분야에 있어서, 완화를 정당화하기 위해 사용되는 심층방어 논의는 적절한 비중을 두어야 한다.

심층방어 평가의 일환으로서 검토자는 변경제안사항으로 인해 발생할 수 있는 다중기기 고장 및 공통원인 고장의 영향을 고려하여야 한다. 예를 들어, 사업자가 cutset 내의 모든 사건에 대하여 요건 축소를 제안한다면, 검토자는 변경의 효과가 적절히 모델화 되고, 그리고 변경이 심층방어에 악영향을 끼치지 않는 것을 확인하여야 한다.

마지막으로, 사고경위 cutset를 평가하는 데 있어서, 검토자는 발전소 설계 취약성을 보상하는 프로그램성 활동 또는 운전원 조치에 과도하게 의존할 가능성에 주의를 기울여야 한다. 예를 들어, 정비 및 정기점검 활동의 제안이 보충되어야 하지만, 적절한 발전소 설계를 대신해서는 아니된다.

III.2.1.2 안전여유도

계통의 설계성능 특성을 결정하는 데 있어서, 안전여유도는 설비 성능의 불확실성에 대한 여유를 나타낸다. 현행의 안전해석 관행으로는 모든 분야에 여유도를 반영한다. 예를 들면, 많은 공학표준, 인허가해석 및 기술지침서는 여유도를 고려한다.

여유도의 반영으로 기기의 과도한 설계, 추가계통 또는 계열의 반영, 또는 계통 및 기기에 대한 보수적인 운전요건 등이 결과될 수 있다. 그러므로, 일부 사업자의 변경신청은 이들 여유도를 축소하려는 것들도 있다. 그러한 여유도 축소는 기존의 불확실성에 대한 현재의 이해와 변경제안사항의 잠재적 영향을 잘 반영하여야 한다. 그러므로, 변경제안 요청사항을 평가하는 데 있어서, 검토자는 제안사항이 다음의 지침을 충족하는지 확인하여야 한다.

- 제안사항은 수립된 공학 코드 및 표준 또는 NRC가 승인한 대체 코드/표준을 충족하거나, 미충족의 경우 정당화 될 것
- 제안사항은 인허가기준에 제시된 안전해석 허용기준을 충족하거나, 해석 및 데이터의 불확실성을 고려하기 위한 충분한 여유도를 제공할 것

분명하게, 이 지침은 인허가기준을 유지할 필요성과 관련하여 III.2.1.3에 제시된 지침과 밀접한 연관이 있다. 이 절에 있는 지침의 취지는 검토자로 하여금 인허가 기준 변경제안사항의 허용성을 평가할 때 안전여유도의 축소에 관한 의미를 민감화시키기 위한 것이다.

여유도를 변경하는데 필요한 정당화의 수준은, 문제의 성능변수, 훼손된 성능을 보상하기 위한 대체수단 이용가능성, 및 영향을 받은 요소의 기능고장 결과 등에 얼마나 많은 불확실성이 관련되어 있는지에 따라 결정되어야 한다. 그러므로, 리스크평가와 관련 불확실성 (특히, 신청사항에 의해 영향을 받는 해석분야와 모델의 불확실성) 해석으로부터 나오는 결과는 검토자가 의사결정을 하는데 유용한 정보를 제공한다. 예를 들면, 이용가능한 안전여유도를 평가하는데 있어서, 검토자는 발전소의 리스크 프로파일을 고려하여야 한다. 인허가기준 변경제안사항이 일부 요소 (설비 또는 인적조치 등), 또는 일부 사고경위에 의한 리스크가 지배적으로 되는 상황을 만들거나, 상황을 악화시는 경우, 검토자는 불확실성의 모델링을 포함하여 이들 요소 또는 사고경위의 모델링을 세심히 평가하여야 한다. 검토자는, 변경제안사항에 의한 안전여유도 축소에 대한 허용여부를 결정할 때, 불확실성 해석 결과를 고려하여야 한다.

이용가능한 안전여유도를 입증하는데 있어서, 사업자는 어떤 경우에 발전소 시험 또는 연구프로젝트로부터 생산된 새로운 자료를 인용하여 제안사항에 대한 타당성을 제시할 것이며, 이들 새로운 자료에 의해 예측되는 모델을 이용하여 해석을 수행 할 것이다. 다음의 사례는 인허가기준 변경요청을 지지하기 위해 데이터 및 해석이 효과적으로 사용될 수 있는 경우를 보여준다.

- 문제의 현상이 발생할 수 없거나, 당초 생각했던 것 보다 발생가능성이 낮음을 입증
- 설계 안전여유도 크기가 요건 또는 규제입장이 부과될 때 가정했던 것 보다 훨씬 큼을 입증
- 운전원조치에 이용가능한 시간이 원래 가정했던 것 보다 큼을 입증

검토자의 1차적 목표는 요청된 인허가기준 변경사항과 관련한 신규정보의 연관성과 허용성을 입증하는 것이다. 원래의 기술현안에 직접 적용하는 데이터가 의사결정에 고려되어야 한다. 상황에 따라서, 타 검토부서에서 데이터의 품질 및 허용성 검토에 활용가능한 추가의 지침을 소지하고 있을 수 있다. 그러나, 데이터나 해석은 명백히 그들이 사용되고 있는 발전소와 특정 상황에 적용되어야 한다.

III.2.1.3 현행 규정

검토자는 변경제안사항이, 명백하게 면제요청 또는 규정변경과 관계가 없는 한 (즉, 10 CFR 50.12 에 의해 허용되는 특별면제 또는 10 CFR2.802 에 따른 Rulemaking 청원), 기존 규정을 충족하는지 확인하여야 한다.

인허가기준은 스텝이 기존 기준에 대한 개정사항을 승인할 때 까지 적용하여야 한다. 일부 신청사항은 리스크정보 제출서류에 포함되어 있는 인허가기준을 개정하고자 할 것이다. 인허가기준에 대한 정성적 변경을 (요구되는 프로그램 범주에서 기기들을 제외시키는 등) 원하는 신청사항은 변수 변경을 (정기점검 주기 연장 등) 원하는 신청사항에 비해 심층방어 및 안전여유도 관점에서 더 상세하게 검토되어야 한다.

III.2.2 리스크 평가

리스크정보 규제방안을 효과적으로 이행하기 위해서, 검토자는 발전소 설계 및 실제 운전조건과 관행이 발전소 고유 PRA 모델을 이용하여 도출한 리스크 고찰에 적절히 반영되었음을 사업자가 입증하였는지를 확인하여야 한다. 그렇지 않으면 리스크평가는 규제 의사결정에 사용하기도 전에 세심한 조사를 요하는 부정확하거나, 오해될 수 있는 정보를 제공할 수 있다.

발전소 고유 리스크정보 프로그램의 개발에는 계산된 발전소 리스크에 가장 현저하게 기여하는 설비들과 인적조치를 도출하기 위한 정보의 이용이 가능하여야 한다. 또, 변경제안사항이 PRA 요소에 미치는 영향을 포착할 수 있어야 한다. 이

SRP의 III.2.2.1에 PRA 모델 요소의 향으로서 변경제안사항의 특성이 토의되어 있다. 변경제안사항과 PRA 모델간의 인과관계를 정한 결과는 신청사항 보조용 PRA에 대하여 요구되는 범위와 상세수준을 정의하는데 도움이 된다. III.2.2.2와 III.2.2.3에서 이 주제를 논의한다.

많은 경우 (기기 시험주기 변경 등을 포함) 영향을 받는 기기들이 발전소 PRA에 포함되는 정도까지 변경신청사항의 영향에 대해 명확하게 PRA 모델링을 하고, 설비 불확실성에 대한 영향을 그럴 듯하게 모델링하여 예상되는 리스크 변동을 정량화 한다. 그러나, 다른 리스크정보 활용에 대해서는 기기 이용불능도에 미치는 실제 영향이 명확하게 이해되지 않기 때문에 인과관계를 명확하게 모델화하는 것이 타당하지 않을 수 있다. 그러한 경우, 리스크에 중요하지 않은 설비 그룹이나, 규제요건의 차등적용 대상 설비 그룹을 도출하는데 리스크 등급분류 기법의 사용이 유용할 수 있다. 그러나, 등급분류 방안의 활용은 여전히 변경제안사항의 잠재적 또는 포괄적 (bounding) 영향을 이해하고, 적절한 민감도 연구를 통해 리스크 영향을 평가하는 것이 필요하다. 상세한 정량화 방법이나 리스크등급 분류 방안에서, 리스크 결과는 적절한 품질을 가진 해석으로부터 유도되어야 한다. III.2.2.4 와 Appendix A 는 검토자에게 신청사항의 함수로서의 PRA 품질을 평가하는 방법을 안내해 준다. 그리고, Appendix C 는 리스크 기여도 결정 및 기기 등급분류와 관련된 현안을 논의한다.

III.2.2.1 PRA 모델 요소의 향으로 변경사항을 특성화

정량적 PRA 결과가 변경제안사항의 리스크정보 평가의 일환으로 사용될 때, 사업자는 리스크 해석에 부합하는 항목으로 변경사항을 정의하여야 한다. 즉, 리스크 해석은 변경사항의 영향을 효과적으로 평가하여야 한다.

리스크 특성화 접근방안은 평가대상 현안에 의해 영향을 받는 PRA 부분을 도출하기 위하여 인과관계를 설정하여야 한다. 이것은 (1) 특정 신청사항에 대한 상세 PRA 기여인자 도출, (2) 신청사항에 대해 바뀌어져야 하는 모델 부분, 및 (3) 신청사항을 지원하기 위해 사용될 수 있는 보조해석의 도출 등을 포함한다. 이 접근방안은 검토자로 하여금 변경절차의 나머지 단계에 대해 요구되는 해석의 범위와 상세수준을 정하도록 해준다.

이 SRP의 표 III-1은 신청사항에 의해 영향을 받을 수 있는 PRA 요소의 도출에 사용하기 위한 일반지침을 요약하고 있다. 질의목록에 나타나 있듯이, 이 지침은 검토자가 신청사항과 PRA 모델간의 인과관계를 설정하는데 도움을 준다. 이들

질의에 대한 응답은 변경제안사항이 발전소 설비의 설계, 운전 및 보수에 영향을 끼치는 정도를 확인하는데 사용되어야 한다.

검토자는 발전소 요소에 미치는 변경제안사항의 영향이 PRA 모델 요소에서 특성화되거나, 논리모델 구조에 적절한 변화를 주어 특성화되는지를 확인하여야 한다. 예를 들면, PRA를 전범위로 활용하는 경우에 대하여, 이것은 PRA 결과에 미치는 영향을 정량화하는데 반영된다. 기기 분류와 같은 신청사항에 대하여는, 변경영향에 대한 민감도해석이 충분할 수 있다. 유사하게, 여타 신청에 있어서 PRA 요소에 미치는 영향의 정량적 관계를 정의하는 것은 적절할 수 있거나, 어느 요소가 영향을 받는지를 확인하는 것이 필요할 수 있다.

그러므로, 이 요소의 검토절차는 설비 신뢰도 및 이용불능도 또는 운전원 조치에 미치는 변경사항의 영향을 제출서류가 적절히 고려하고 있음을 확인하려는 의도가 있다. 적절하다면, 검토자는 모델이 적절하고, 결과가 발전소 및/또는 산업계 데이터에 의해 지지될 수 있도록 변경사항의 영향을 모델링하고 정량화하는 것에 관하여 평가하여야 한다.

III.2.2.2 해석의 범위

리스크정보 변경요청을 보조하는 PRA 수행 범위는 특정 신청사항에 좌우된다. 리스크 관계를 평가하는 것 (규제지침 1.174에 정의되어 있는 허용지침 관점에서) 이 발전소의 모든 운전모드와 초기사건들을 다루도록 요구하지만, 리스크정보 활용 규제에 있어서 사업자가 모든 운전모드 및 초기사건을 취급하는 PRA를 제출할 필요는 없다. 대신에 전범위 PRA 의 이용이 불가능한 경우, 검토자는 기저 PRA에서 분석되지 않은 운전모드와 초기사건을 다루는 전통적 공학해석 또는 기타 운전정보에 기초하여, 제출된 결과들이 지지받을만 한지를 확인하여야 한다.

PRA에서 해석되지 않은 운전모드 및 초기사건에 대하여 (정지운전, 지진사건, 화재, 홍수 및 악천후 등), 사업자는 변경사항의 영향을 고려하여야 하며, 왜 추가적 PRA 해석이 필요하지 않은지에 대한 합당한 근거를 제시하여야 한다. 이 근거는 해석되지 않은 초기사건에 대응하기 위한 발전소 계통, 계열, 인적조치 등에 의해 제공되는 다중성 및 다양성 수준의 평가를 통해 취급될 수 있다. 사업자는 또 변경제안사항이 해석되지 않은 취약성을 유발하지 않으며, 변경사항 이행후에도 발전소 대응능력에 있어서 다중성 및 다양성이 여전히 존재함을 확인하여야 한다. 제안사항이 다음 기준의 어느 하나를 충족하는 경우 이 현안은 적절히 해결된 것으로 본다.

- 사업자가 PRA를 사용하여 모든 운전모드 및 초기사건을 취급함
- 신청사항이 발전소 능력을 허용불가능한 수준으로 저하시키지 않고, PRA에 포함되지 않은 운전모드 및 초기사건에 대하여 만족스런 안전성을 보장하는데 초점을 두는 프로그램성 활동으로 인하여, 리스크 취약점을 유발하지 않거나, 발전소 대처능력 요소를 제거하지 않음을 사업자가 입증함
- 해석되지 않은 운전모드 및 초기사건에 변경제안사항이 영향을 주는 경우, 사업자는 신청사항으로 인한 리스크 변동치에 대한 포괄해석 (Bounding analysis) (정성적 논의 또는 민감도연구에 의해) 이 규제지침 1.174의 2.2.4에 규정된 허용지침과 동등한 지침을 충족하는지 입증하여야 한다.

III.2.2.3 상세수준

신청사항을 보조하는데 요구되는 PRA의 상세수준은 SRP의 III.2.2.1에서 논의된 바와 같이 변경제안사항이 PRA모델 요소들 속에서 적절히 특성화될 수 있는 것 이어야 한다. 또, PRA는 중요한 계통 및 운전원 종속성 (기능, 운전, 및 절차상), 특히 신청사항에 의해 영향을 받는 기기들을 고려하기에 충분히 상세하여야 한다. 사업자의 고장모드 및 영향분석 (FMEA)과 발전소 정상/비상운전절차서에 관한 검토는 이 목적을 위해 유용할 것이다.

리스크정보활용규제에서의 PRA 결과의 유용성은 모델화된 설비의 분해 (resolution) 수준에 달려 있다. 기기수준의 분해는 기기수준의 고찰을 제공한다. 그러나, PRA가 계통 또는 계열수준에서 수행되는 경우, 기기수준 고찰이 계통 또는 계열 수준 영향에 의해 포괄되거나, 그들로부터 유추될 수 있음을 입증하지 못하면, 그 수준으로 제한될 것이다. 그러므로, PRA 결과를 직접 적용하는 것은 PRA 기본사건의 일부로서 명확히 모델화되는 그런 설비들에 국한될 것이다. 함축적으로 모델화된 설비 (선정에서 제외, 중요하지 않은 것으로 가정하는 등)에 대한 고찰은 변경제안사항이 PRA 가정, 선정해석 및 경계조건 등에 미치는 영향을 추가로 고려한 후에만 사용되어야 한다.

특히, 설비의 모델링 상세수준과 PRA로부터 얻어질 수 있는 결론간에 다음의 관계가 존재한다.

- 설비가 기본사건 수준에서 모델화 되는 경우, 즉 각 설비가 하나의 기본사건 (또는 가끔, 다른 고장모드가 모델화되는 경우에는 하나 이상)에 의해 표현되는 경우, PRA로부터의 리스크 고찰은 변경의 영향이 적절히 고려되는 한 모

델화된 기기에 직접 적용가능하다.

- 설비가 기타 기기의 경계 (즉, 펌프 경계내에 포함되는 조절밸브 등) 에 포함되는 경우, 또는 그들이 PRA 모델의 블랙박스 또는 모듈에 포함되는 경우, 또는 그들이 복구조치에서의 인적오류 확률 (HEP) 계산의 일환으로서 모델화되는 경우, 신청사항의 영향이 문제의 사건집합 (모듈, HEP) 에 사상될 수 (mapped) 있을 때에 PRA로부터의 리스크 고찰이 적용될 수 있다. 이 경우 사건이 타 모듈 또는 HEP 사건과 동일한 OR gate 하에 있으면 사상은 상대적으로 단순해진다. 그러나, 논리가 AND gate 와 관련되면, 사상은 더욱 복잡해진다.
- 설비들이 고유한 신뢰도 문제 때문에 모델에서 누락되거나, 전혀 모델화되지 않으면 이들 기기에 대한 리스크 고찰은 초기 누락을 결정하는데 사용된 가정 또는 선정기준을 재평가하는 종합적 의사결정 (Expert 패널 등)을 통해 얻을 수 있다.

III.2.2.4 리스크정보 활용 규제에 사용하기 위한 PRA의 품질

기저 리스크 프로파일은 발전소 인허가기준과 안전운전에 중요한 운전관례를 모델화하는 데 사용된다. 그 자체로 프로파일은 허용불가의 안전성 결과를 낳지 않고 기존요건이 완화될 수 있는 분야의 고찰을 제공한다. 그러므로 PRA 가 리스크 프로파일을 적절히 표현하는 것은 필수적이다. 이 요건을 충족하기 위해서는 리스크를 허용가능한 수준으로 감소시키는 역할을 하는 발전소 요소를 도출하고, 사업자 프로그램성 활동에서 그 요소들을 적절히 취급하는 것이 필요하다. 그러므로, 리스크정보활용규제에서 다음의 기준이 충족되어야 한다.

- PRA 적합성과 관련하여 타당한 보장이 있어야 한다. 즉, PRA 는 발전소 및 소유자의 실제 설계, 건설, 운전관례, 및 운전경험 등을 적절히 반영한다. 이것은 사업자의 자발적 조치, 규제요건에 기인하는 발전소변경 또는 인허가기준에 대해 시행된 예전의 변경 등을 포함한다.
- 결과와 결론은 탄탄하며, 필요하다면 사업자는 이 탄탄함을 보이기 위해 불확실성 및 민감도 해석을 수행했을 것이다.
- 핵심성능요소가 적절히 분류되고, 사업자조치에 의해 성능이 지원된다. PRA 결과는 발전소 활동에 종속적이다. 그들은 고유한 장치의 특성 뿐만 아니라, IST, ISI, 품질보증, 또는 정비 등과 같은 수많은 프로그램성 활동 들을 반영한다. 그러므로, 규제요건의 완화를 정당화하기 위해 PRA를 사용하는 것은, 제안된 완화사항의 근거 역할을 한 PRA 신뢰수준의 성능유지에 필요한 중요 프로그램 활동 수행에 대한 약속을 내포하여야 한다.

III.2.2.4.1 신청사항에 대해 요구되는 PRA 품질의 심사

제출서류는 사업자가 적합한 품질의 기술적 해석을 수행함을 입증하여야 한다. 요구되는 PRA 품질은 신청되는 활용사례와 종합의사결정 과정에서 PRA 결과가 수행하는 역할에 부합하여야 한다. 의사결정과정에서 리스크 고찰과 PRA 결과를 강조하면 할수록, 사업자가 리스크 또는 리스크변동치를 얼마나 잘 평가하는지와 관련하여 PRA에 더 많은 요건이 부과되어야 한다. 인허가기준에 대한 변경제안 사항이 리스크를 감소하거나 리스크변동을 가져오지 않는 경우, 또는 제안된 리스크 증가치가 아주 작거나, 또는 의사결정이 주로 전통적 공학평가에 근거하거나, 또는 사업자가 변경사항이 안전성을 증진하거나 리스크 증가가 미미함이 설득력 있게 논의될 수 있는 보상수단 및/또는 정성적 인자 (비정량화된 이득 등) 를 제안하는 경우, PRA 심사의 강조는 경감될 수 있다.

신청사항에 대한 PRA 허용성 평가에서, 검토자는 사업자의 품질 보장 과정을 평가하여야 한다. 또, 검토자는 각 신청사항을 위한 PRA의 품질과 관련한 상세 결론에 도달하여야 한다. 최소한, 검토자는 신청사항 고유의 PRA 특성과 결과 및 결론을 주도하는 PRA 가정 및 요소에 집중하는 초점범위 (focused scope) 에 근거하여 이 결론에 도달하여야 한다. Appendix A 는 리스크정보 활용규제의 일환으로 수행된 신청사항별 확률론적 평가결과의 검토에 중요한 몇가지 현안과 관련한 보다 상세한 지침을 제공한다.

결과의 건전성은 결과에 영향을 미치는 기여인자 및 불확실성 요인에 관한 견해를 개발함으로써 결정될 수 있다. 제안된 리스크 변동치에 대해, 검토자는 리스크의 증감을 유발하는 요소를 도출하여야 하며, 다시 리스크 증감의 기여인자를 도출하여야 한다. 리스크 증감에 개입되는 기본사건, 가정, 불확실성의 검토는 검토자로 하여금 리스크 변동치 결정에 있어서 중요한 요소를 이해하도록 하며, 얻어진 결과와 관련하여 결론이 건전함을 보장해 준다.

초점범위 검토에 추가로, 검토자는 보다 상세하고 큰 범위로 PRA를 검토해야 하는지를 결정하는데 있어서 다음 인자들을 고려하여야 한다.

- PRA 결과는 리스크 변동치와 기저 리스크가 RG 1.174의 2.2.4에 제시된 허용 지침에 가까이 있다는 결론과 결부시켜, 의사결정을 하는 데 있어서 상대적으로 중요한 역할을 한다.
- PRA를 수행하는 사업자 과정을 스텝이 감사함으로써 기술해석의 품질에 해롭게 영향을 끼칠 수 있는 관행들을 도출해 왔다.

- 인허가조치 지원을 위해 제출된 사업자해석 결과는 어떤 경우엔 직관에 반하거나, 유사 발전소 또는 유사 현안에 대한 결과에 부합하지 않는다.
- 사업자 해석은 규제활동에서의 PRA의 시범적용의 일환이다.
- PRA는 스텝에게는 익숙하지 않은 새로운 방법을 포함하고 있다.

기저 PRA 에 대한 스텝 검토가 필요할 때, 검토자는 PRA 에 대하여 이용가능한 독립된 전문가 검토의 결과 및 결론을 우선 평가하여야 한다. 스텝 검토는 전문가검토 (PRA가 비교되는 검토지침 또는 표준, 검토범위 및 요소, 검토팀의 자격 및 구성 등 포함) 에 사용되는 절차를 고려하여야 한다. PRA 에 대해 예전에 스텝이 검토한 결과 (이전 신청사례로부터의 결과 등) 는 좋은 출발점을 제공할 수 있다. PRA가 IPE 또는 IPEEE 모델에 근거하는 경우, 검토자는 동 활동과 연계하여 스텝이 발급한 추가정보요청 (RAI), RAI 에 대한 사업자 응답, 사업자의 IPE, IPEEE 제출물에 대한 스텝 평가보고서 등에 친근하여야 한다.

검토자는 이전의 산업계 또는 스텝의 검토가 현재의 신청사항에 대하여 하나 이상의 검토분야에서 PRA가 적합한 품질을 갖고 있음을 입증하기에 충분하다는 결론에 도달할 수 있다. 그러나, 검토자는 최신 발전소 설계와 운전절차서 관점에서 신청사항 고유의 차이와 이전 평가결과의 내용을 숙지하여야 한다.

NRC는 이 SRP에서 다루는 인허가기준 변경신청을 보조하기 위해 제출된 PRA에 대하여 자체의 공식적인 표준을 개발하지도 않았거나, 산업표준을 준용하지도 않았음을 알아야 한다. 그러나, NRC는 그러한 표준을 개발하기 위하여 지속되는 시도를 계속 지지하며, 결국에는 PRA 표준이 개발되고, NRC가 준용하는 것을 기대한다. 현재 내부사건, 외부사건 (지진, 고속풍, 및 외부 홍수 등), 저출력 및 정지운전모드 등에 대한 표준이 개발중이다.

III.2.2.4.2 PRA 관련 품질보증 요건

사업자가 설비의 안전관련 기능에 영향을 주는 활동의 이행을 개선하거나 개정하는 요소로서 PRA를 사용토록 한 이상, 적절한 품질요건이 PRA에 적용될 것이다. 그러므로, 이러한 관점에서 사업자는 시설의 설계 및 인허가기준에 미치는 영향에 적합한 방향으로 PRA 활동을 관리할 것으로 기대된다. RG 1.174의 2.5절은 사업자의 PRA 활동에 적용하는 품질요소를 서술하고 있다. 검토자는 안전관련 설비 및 활동에 영향을 주는 해석 및 성능 프로그램의 품질이 RG 1.174의 품질 지침을 만족함을 입증하여야 한다.

III.2.2.5 리스크 영향 평가

신청사항으로 인한 리스크 평가에서, 검토자는 허용지침과 관련하여 리스크 변동치, 신청사항이 발전소 전체 리스크 프로파일에 미치는 누적 및 시너지 효과, 그리고 사업자의 리스크관리 철학을 고려하여야 한다. 이들 각 항목이 다음 절에서 토의된다.

III.2.2.5.1 신청사항으로 인한 리스크영향에 대한 허용지침

많은 리스크정보 활용에 대하여, 사업자는 원칙 4 (II절 참조) 가 충족되었음을 입증하기 위하여 제안된 조치의 총 영향에 대한 정량적 계산을 수행 할 것으로 기대된다. RG 1.174의 2.2.4절은 발전소 리스크의 변동치에 대한 허용지침을 논의한다. 요약하면, x축을 따른 기저 리스크 척도 (CDF, LERF) 와 y축을 따른 척도의 변동치 (Δ CDF, Δ LERF) 에 의해 생성되는 2개 평면내에 영역이 수립되고, 다음에 논의되는 허용지침이 각 영역에 대해 설정된다. 이 지침은 전범위 평가 (내부사건, 외부사건, 전출력, 저출력/정지운전 조건에서 발생하는 사건 등) 와 비교하려는 의도가 있다. 그러나, 검토자는 많은 PRA가 전범위 평가가 아니며, 다음에 논의되는 바와 같이 전범위보다 축소된 PRA 정보의 사용도 허용될 수 있음을 인식하여야 한다.

2가지 종류의 허용지침이 있다. 하나는 CDF에 관한 것이고, 다른 하나는 LERF에 관한 것으로서 두 종류 모두 사용되어야 한다. CDF에 관한 지침은 다음과 같다.

- 신청내용이 명백히 CDF 감소를 야기하는 경우, 변경사항은 CDF에 관한 RIR 관련 원칙을 만족한 것으로 간주한다. (그림 III-1이 Log 좌표로 되어 있으므로, 이 영역이 그림에 명확하게 나타나 있지 않음)
- 계산결과 CDF 가 미소하게 증가 ($10^{-6}/RY$ 이하) 하는 경우, 총 CDF 계산 결과에 관계없이 변경이 고려된다 (Region III). 사업자가 총 CDF를 정량적으로 계산하도록 하는 요건이 없지만, 총 CDF가 $10^{-4}/RY$ 보다 상당히 초과되지 않음을 보이기 위해 정보가 제시되어야 한다. 그러한 상황은 (1) 제한된 범주의 해석 (IPE 또는 IPEEE 등) 으로부터 계산된 CDF에의 기여도가 $10^{-4}/RY$ 를 심하게 초과하는 경우, (2) Margins-type 해석으로부터 잠재적 취약성이 도출된 경우, 또는 (3) 해당 원전의 역사적 경험을 통해 잠재적인 안전성 문제를 보이는 경우 등에서 결과 된다.

- 계산된 CDF 증가가 $10^{-6} \sim 10^{-5}/RY$ 범위에 있을 때, 총 CDF가 $10^{-4}/RY$ 이하인 것을 보이면, 신청을 고려해 본다 (Region II)

- CDF 증가가 $10^{-5}/RY$ 이상을 야기하는 신청은 통상 고려되지 않는다 (Region I)

상기의 CDF 관련 지침은 LERF에 대한 지침과 함께 적용된다. 즉, 2개 지침 세트가 충족되어야 한다. 특히, LERF 에 대한 지침은 다음과 같다.

- 신청내용이 명백히 LERF 감소를 야기하는 경우, 변경사항은 LERF에 관한 RIR 관련 원칙을 만족한 것으로 간주한다. (그림 III-2이 Log 좌표로 되어 있으므로, 이 영역이 그림에 명확하게 나타나 있지 않음)
- 계산결과 LERF 가 미소하게 증가 ($10^{-7}/RY$ 이하) 하는 경우, 총 LERF 계산 결과에 관계없이 변경이 고려된다 (Region III). 총 LERF를 사업자가 정량적으로 계산하도록 하는 요건이 없는 반면, 총 LERF가 $10^{-5}/RY$ 보다 상당히 초과되지 않음을 보이기 위해 정보가 제시되어야 한다. 그러한 상황은 (1) 제한된 범주의 해석 (IPE 또는 IPEEE 등) 으로부터 계산된 LERF에의 기여도가 $10^{-5}/RY$ 를 심하게 초과하는 경우, (2) Margins-type 해석으로부터 잠재적 취약성이 도출된 경우, 또는 (3) 해당 원전의 역사적 경험을 통해 잠재적인 안전성 문제를 보이는 경우 등에서 결과 된다.
- 계산된 LERF 증가가 $10^{-7} \sim 10^{-6}/RY$ 범위에 있을 때, 총 LERF가 $10^{-5}/RY$ 이하인 것을 보이면, 신청을 고려해 본다 (Region II)
- LERF 증가가 $10^{-6}/RY$ 이상을 야기하는 신청은 통상 고려되지 않는다 (Region I)

이 지침은 CDF 및 LERF 의 증가가 미미함을 보장하려는 의도가 있고 안전목표 정책성명의 의도에 부합된다.

위에 논의된 지침은 전출력, 저출력 및 정지운전에 적용될 수 있다. 그러나, 격납 기능이 유지되지 않는 어떤 정지운전중에는 위에서 정의된 LERF 지침이 비-실제적일 수 있다. 그러한 경우 사업자는 동등의 리스크 프로파일 유지를 위해 보다 엄격한 기저 CDF 지침 (예, $10^{-5}/RY$) 을 사용할 수 있거나, 원칙 4의 의도를 충족하는 대체 LERF 지침을 제안할 수 있다.

그림 III-1 및 III-2의 음영부분에 나타나 있는 것처럼 변경요청은 계산된 결과가 각 영역 경계에 가까워 질 때, 보다 강도 높은 기술진 및 관리자층의 심사를 받게 된다. 리스크 평가와 관련하는 기술적 심사는 불확실성의 고려를 포함하여 범위, 품질, 해석의 건전성 등을 취급하여야 한다. 해석범위, 상세수준 및 해석의 품질은 III.2.2.2, III.2.2.3 및 III.2.2.4에서 더 논의된다. 결과의 건전함은 기여인자, 결과에 영향을 주는 불확실성 요인, 허용지침 충족여부에 미치는 영향 등을 이해함으로써 결정될 수 있다.

이 평가에 필요한 정밀도는 리스크평가, 그리고 이들의 의사결정과정에서의 역할과 잠재적인 리스크 영향의 크기에 좌우된다. 전통적 공학해석으로 일차 정당화된 조치에 대해, 그리고 최소한의 리스크 영향이 예상되는 경우, 경계치 계산(bounding estimate)이면 충분할 수 있다. 상당한 영향이 가능하거나, 보상수단에 의해 상쇄되는 PRA 결과에 의해 1차적으로 정당화된 조치는 통상 심층 및 종합적 PRA해석이 필요하다.

III.2.2.5.2 허용지침과 결과의 비교

종합적 의사결정 관점에서 허용지침은 과도하게 보수적으로 해석되어서는 아니 된다. 지침은 수치적 형태로 허용가능한 것으로 간주됨을 지시해 주려는 의도가 있다. 이를테면 이 지침의 그림 III-1 및 III-2에서 영역을 정의하는 것과 관련된 수치들은 일반적으로 허용가능한 변경사항임을 표시하는 개략적 수치이다. 더욱이 PRA와 관련된 지식현황의 불확실성은 신청내용이 어느 영역에 속하는지에 대해 명확한 결정(순수하게 수치적 결과에 근거하여)을 내리는 것을 배제한다. PRA결과를 허용지침과 비교하는 의도는 원칙 4가 충족되는지를 합리적으로 보장하려는 것이다. 이 결정은 PRA 결과와 불확실성의 영향(결과에 명백하게 고려되어지는 것과 그렇지 않은 것 모두)에의 기여인자들을 완전히 이해하는 데 근거하여야 한다. 이들은 어느 정도 주관적 과정이다; 따라서, 평가를 완성하기 위해서 검토자는 의사결정 이면의 사유들을 잘 문서화하여야 한다.

RG 1.174에 논의된 바와 같이 PRA 값은 초기사건후의 발전소 응답을 어떻게 정확하게 모델링 하느냐에 관한 불확실성에 대비한 특정 모델링 가정에 의해 영향을 받는다. 따라서, 리스크 영향 평가에서, 그리고 PRA 결과의 건전함을 보이는 리스크정보 의사결정과정에서, PRA 결과의 불확실성이 고려됨은 중요하다. 요구되는 불확실성 해석의 범위는 정량화 결과가 의사결정에서 및 계산된 변동치의 중요도에 관해, 담당하는 역할의 함수이다.

불확실성을 고려하기 위한 일반적 접근방안은 RG 1.174의 2.2.5에서 논의된다. 그 논의에서 불확실성은 모수, 모델 및 완성도 불확실성으로 분류된다. 불확실성 해석에 관한 평가에서 검토자는 사업자에 의해 도출된 불확실성 종류와 근원을 고려하여야 하며, 이들 불확실성이 의사결정 지침과 관련하여 어떻게 취급되었는지를 고려하여야 한다. 특히, 검토지침은 다음과 같다.

- **모수 불확실성** : 검토자는 Δ CDF, Δ LERF, CDF, LERF 에 대한 계산치가 평균값과 동등한 것으로 간주될 수 있는 적절한 방법으로 사업자가 모수 불확실성을 고려했는지를 결정하여야 한다. 그러나, 이것은 불확실성의 상세 전파(propagation)가 항상 필요함을 의미하는 것은 아니다 : 많은 경우, 리스크 기여인자에 관한 정량적 논의를 이용하여 점계산(point estimate)이 평균값의 허용 가능한 근사값이라는 것을 보일 수 있다. 예를 들어, 공식적인 전파가 수행되지 않았다면, 사업자는 소위 지식현황 상관에 의해 결과가 영향을 받지 않음을 (특히, 모수 값이 아주 불확실할 경우, 동일한 모수를 이용하여 확률이 결정되는 다중사건에 개입하는 중요한 기여 cutset 또는 시나리오가 없음을) 입증하는 것이 필요하다.

사업자가 값에 대한 확률분포를 정의하지 않고 점계산을 사용하는 것은 통상적이지 않다. 그러한 상황에서, 점계산을 평균값으로 특성화하는 것은 불가능하다. 그러나, 보다 중요한 모수에 대하여, 불확실성을 어느 정도 특성화하는 것은 점계산이 최적값이 아니라는 것을 보이는 데에 필수적이다.

- **모델 불확실성** : 검토자는 PRA의 중요요소 평가에 대해 채택된 특정 모델 또는 가정에 의해 결과가 심하게 영향을 받는지와 수행된 민감도해석이 이들 요소에 관하여 가장 심각한 불확실성을 다루는지를 평가하여야 한다. 어떤 경우, 특히 리스크의 소량 변동 또는 상대적으로 미미한 변동의 경우에, 불확실성을 모델화하는 것과 관련된 현안은 상대적으로 적을 수 있다. 모델 불확실성은 PRA 모델의 어떤 요소를 해석하는데 여러 가지 대안이 존재할 때 야기된다. 그들은 통상 특정 모델을 채택하거나 특정 가정을 도입함으로써 다루어진다. 어떤 경우에는 결론의 건전함을 보이기 위하여 합리적인 대체 모델 또는 가정을 이용하는 민감도 해석을 수행하는 것이 필요할 수 있다. 무엇이 합리적인 대안인가를 결정하는 데에 있어서, 검토자는 대안이 일부 선례가 있는지, 그들이 타당한 공학적 근거를 갖고 있는지를 고려하여야 한다.

검토자는, 결과가 2-모드 또는 다중모드 분포에 들어가고, 하나 이상의 모드가 허용지침을 초과하는 그런 모델 불확실성으로 특성화될 때 특별히 관심을 기

올려야 한다. 그리고 지침을 초과하는 모드와 관련된 가설의 중요도 평가에 근거하여 결과가 검토되어야 한다.

- **완성도 불확실성** : 검토자는, 신청사항의 범위를 제한하거나, 해석되지 않은 리스크 부분이 기저 리스크 및 리스크 변동치에 미치는 영향이 포괄 또는 무시될 수 있음을 입증함으로써, 사업자가 PRA 범위에 관한 제한사항 및 기타 완성도 현안을 적절히 취급했음을 평가하여야 한다. III.2.2.2에 상세히 논의되어 있다.

III.2.2.5.3 모든 신청사항의 누적 및 시너지 효과

사업자의 제출서류 평가시, 검토자는 사업자에 의해 이행되는 예전에 제출한 변경사항 관점에서 변경제안사항의 영향을 고려하여야 한다. 최적으로, 현재의 신청사항에 사용된 PRA가 과거 신청사항의 영향을 이미 모델화하고 있어야 한다. 그러나, 정성적 및 시너지 효과는 가끔 PRA에 모델화하기가 힘들다. 그러므로, 발전소 설계 및 운전에 대하여 예전에 제출한 변경사항에 의한 리스크 변동 (정량화된 것과 그렇지 못한 것 모두) 의 검토는 이들 변경사항의 누적 및 시너지 효과를 고려하기 위한 수단을 제공한다.

예전의 모든 변경사항에 대하여, 검토자는 다음의 인자를 고려하여야 한다.

- 각 신청사항에 대한 계산된 리스크 변동치 (CDF 및 LERF) 와 각 변경사항에 의해 영향을 받는 발전소 요소 (설비, 절차서 등)
- 변경사항을 정당화하기 위해 사용된 정성적 논의 및 그들 논의에 의해 영향을 받는 발전소 요소
- 변경사항의 정당화를 지원하기 위한 보상수단 또는 기타 약속사항과 영향을 받는 발전소 요소
- 감시 프로그램 결과 요약 및 이들 결과들이 PRA 또는 현재 신청사항에 어떻게 반영되었는지에 대한 논의
- 변경사항의 누적이 현저한 리스크 기여인자를 낳지 않음을 보장하는 리스크 프로파일

사업자의 제출서류가 발전소의 과거 변경사항 (NRC에 제출되지 않은) 으로서, 특히 현재 신청과 관련하여 리스크 감소 사항을 포함하고 있다면, 검토자는 종합적 의사결정 과정에서 그러한 변경사항을 고려하여야 한다. 정비규정 이행의 장점은 적용대상 설비에 대해 신뢰를 부여받을 수도 있다는 것이다.

누적 효과를 넘어서, 시너지 효과가 가능하며, 이들의 일부는 PRA 정량화로부터 나타나지 않을 수 있다. 예를 들어, 설비의 중요도를 결정하기 위하여 전통적인 중요도 순위 방법이 채용된다면, 다중의 신청사항 하에서 어느 저-중요도 기기에 대하여 다중의 요건들이 완화될 수 있다. 동일한 기기에 대해 QA (잠재적으로 고장율에 영향을 줌) 와 시험주기 (잠재적으로 고장 노출시간에 영향을 줌) 가 완화되어지면, 기기 이용불능도는 기대 이상으로 증가될 수 있다 (고장율과 고장 노출시간은 이용불능도 계산시 다중적으로 조합되기 때문에). 고장율에 미치는 QA의 영향이 설득력 있게 정량화될 수 있는 경우, 이것이 명백히 다루어지지지만, 금방 보장될 수는 없다. 결국, 서로 다른 신청사항들은 해당 기기의 이용불능도에 대해 의도하지도 않고 정량화되지도 않은 시너지효과를 낳을 가능성이 있다.

해당 기기에 대한 시너지효과는, 기저사건 모델이 프로그램성 활동의 효과를 적절히 반영하고 있음을 보이고, PRA를 통해 전파되는 계산된 불확실성은 리스크 척도와 심층방어 개념과 관련하여 필요한 성능에 부합함을 보임으로써 처리 될 수 있다. 그러나, 일련의 요건에 의해 다루어지는 상황에 대하여 기기의 리스크 기여도가 무시할 정도라는 정당성이 제시되지 못하면, 해당 기기에 대한 다중의 프로그램 요건 완화에 대하여 단순히 허용하지 않는 것이 보다 솔직한 것이다. 예를 들어, 주어진 기기에 대하여 IST가 완화된다면, 두가지 모두에 대하여 좋은 논의가 있지 않는 한 QA를 완화하지 않는 것이 바람직하다.

III.2.2.5.4 리스크 관리

검토 목표중의 하나는 사업자의 공학평가 과정에서 현행 규제요건에 대한 변경사항 평가시 리스크 관리 원칙이 적절히 적용되는 것을 확인하는 것이다. 그 목적을 위하여 리스크관리는 발전소 운전으로 인하여 대중의 건강과 안전에 미치는 리스크를 최소화하도록 이용가능한 자원과 작업자 피폭선량을 할당하고자 하는 안전에 관한 의사결정 접근방법으로 설명된다. 스택은 리스크 저감에서 축소된 부분이 복귀하는 시점이 있으며, 일부 잠재적 리스크는 발전소 운전과 관련될 것임을 인지하여야 한다. 더구나, 검토자는 사업자가 리스크정보활용 규제과정의 일환으로서 이 잔류 리스크를 관리하기 위한 합리적이고 비용효과적인 수단을 도출하기 위해 노력을 기울일 것으로 기대한다.

그러므로, 스택의 기대로서, 리스크정보 의사결정시 리스크 관리 절차는, 가치있는 안전성 이점을 전달하는 개선사항을 배제하는 요건을 삭제하는 방향으로 편향되지 않아야 한다. 사업자는 편향되지 않은 방향으로 리스크 고찰을 적용할 것으로

기대되며, 보조적 안전목표(RG 1.174에 정의된)를 충족하지 못하는 사업자는 리스크정보 활용과 연계하여 안전성 향상을 추구할 것으로 기대된다.

그러므로, 리스크 증가가 제안될 때, 검토자는 고의적인 리스크 증가 패턴이 없음을 보장하기 위하여 발전소 성능 및 과거 인허가기준 변경사항을 고려하여야 한다. 이전 신청사항으로부터의 사업자의 운전관행, 경영관리, 리스크관리 프로그램, 발전소 배열관리 프로그램, 또는 성능감시 프로그램은 NRC 사업책임자, 지역 사무소 또는 검사활동관련 문서로부터 얻어질 수 있다.

III.2.3 종합 의사 결정

변경제안사항의 허용성이 종합적으로 검토되고 평가되어야 한다. 스태프 검토자는 제출서류가 이 SRP에 나열된 원칙들을 충족함을 보장하기 위해 사업자가 전통적인 공학해석 및 리스크평가 결과를 사용하였는지를 확인하여야 한다. 전통적 해석과 리스크해석이 의사결정 과정에서 담당하는 역할은 관련 해석에 요구되는 범위, 품질 및 건전성을 결정하므로, 검토자에게 있어서 제안사항이 원칙 충족을 합리적으로 보장하는 결론을 내리기 위해 해석의 적절한 입력 및 가정을 검토하는 것이 필요하다.

적절한 경우 종합의사결정은 해당 공학해석 결과가 유효하게 유지됨에 대한 신뢰를 제공하기 위해 사용되는 이행 및 감시전략을 포함한다. 또, 사업자는 해석에서의 불완전성 또는 불확실성을 상쇄시키기 위해 리스크를 저감하는 보상수단을 취할 수 있다. 보상수단은 정량화될 수 없지만 안전성 향상의 기대와 함께 정량화된 리스크 증가를 상쇄하는데 사용될 수 있다.

또, 검토자는 변경제안사항의 범위가 해석결과에 맞으며, 해석결과에 의해 충분히 보조받음을 확인하여야 한다. 즉, 변경사항의 범위는 해석의 완성도, 상세수준 및 신뢰도에 따라야 한다. 예로서, 신청사항이 안전중요도에 따라 설비 취급의 변경과 관련된 경우, 보다 상세한 PRA 모델은 덜 상세한 PRA 모델에서 보다 더 상세하게 고-중요도 또는 저-중요도로 분류하는 것을 가능하게 한다. 결과적으로, 후자보다 전자의 경우에 보다 많은 설비가 저-중요도 설비로 특성화될 수 있다. 이 예에서의 두가지 PRA 모두 그들이 의사결정에서 사용될 때 결과를 지원하기에 충분한 품질을 갖고 있는 것으로 서술될 수 있음을 알아야 한다. 이러한 관점에서 품질은 결과에서의 신뢰도 척도로서 생각될 수 있다.

인허가기준 변경사항을 정당화하기 위해 공학해석에 사용되는 중요한 가정이 유

효하게 남아 있도록 하기 위해, 종합의사결정 절차는 사업자가 발전소 중요 대응 능력 요소를 위하여 적절한 프로그램 활동 (IST, QA, ISI, 정비, 감시 등) 들을 유지함을 보장하여야 한다. 또, 이러한 설비들이 타 설비에 대한 요건 완화를 정당화하는데 사용될 때 설비를 보상하는 성능이 (프로그램 활동을 통해) 보장되어야 한다.

리스크정보 의사결정을 위하여 사업자가 전통적 및 확률론적 공학평가를 종합하는 절차는 잘 정의되고, 체계적이며, 철저할 것으로 기대된다. Appendix B 는 사업자의 종합 의사결정과정에서의 검토지침과 스태프의 기대를 나타낸다.

변경제안사항의 허용성 평가에서, 검토자는 다음 인자들을 고려하여야 한다.

- 예전 변경사항의 누적 영향과 CDF 및 LERF의 경향 (사업자의 리스크관리 방안)
- 변경제안사항이 운전 복잡성, 운전원 부담 및 전체 안전성 관행에 미치는 영향
- 발전소 고유 성능 및 부지인자, 검사지적사항, 성능지표, 운전사건, 3단계 PRA 등 여타 인자
- CDF/LERF 증가와 관련한 변경사항의 이점과 미미한 CDF/LERF 영향을 주는 변경의 달성 실현성 여부
- 기저 CDF/LERF가 지침 값 이상 (10^{-4} 및 $10^{-5}/RY$) 임을 믿는 사유가 있을 때, CDF/LERF를 저감할 수 있는 실제적 조치

III.2.3.1 복합 변경요청 사항의 검토

복합 변경요청사항 평가시, 검토자는 III.2.1에서 논의된 심층방어와 안전여유도 관점에서 개별 변경사항의 허용성을 평가하여야 한다. 또, 검토자는 III.2.2 의 지침을 이용하여 복합신청사항의 총 리스크영향을 평가하여야 한다.

총 리스크 (조합된) 영향 평가시, 검토자는 개별 변경사항들간의 관계를 고려하여야 한다. 예로서, 리스크를 증가시키는 개별 변경사항들이 리스크를 감소시키는 다른 변경사항에 의해 보상되는 복합 변경요청시, 검토자는 의사결정에 영향을 미칠 수 있는 해석의 가정과 각 기여인자의 불확실성을 포함하여, 리스크 증감에의 주요 기여인자들을 평가하고 이해하여야 한다. 기여인자들이 해석의 가정과 불확실성 향으로 밀접하게 관계될 때 개별 기여인자로부터의 리스크 영향을 조합하는 것은 조심스럽다. 기여인자는 그들이 동일한 발전소 기능에 영향을 주는 경우, 상관지어질 수 있다. 반대로, 밀접한 관계가 없는 기여인자들에 대하여, 각 변경사항으로 인한 리스크 영향은 개별적으로 평가될 수 있다.

마지막으로, 복합 변경사항은 큰 리스크 증가에 의하여 많은 작은 리스크 감소와 거래되어서는 아니된다 (새로운 중요 리스크 기여인자 생성). 복합 변경요청은 발전소 총 리스크 프로파일을 향상시키거나 최소한 유지할 것으로 기대된다. 바람직한 리스크 프로파일은 어떠한 기여인자도 과도하게 현저하지 않은 경우이다. 그러므로, 변경제안사항은 현저한 발전소 요소 (설비 또는 운전원 조치 등) 또는 사고경위의 향으로 리스크 불균형을 생성하지 않아야 하거나, 악화시키지 않아야 한다.

III.3 요소 3 : 이행 및 감시전략의 개발

변경제안사항 하에서 예상외의 설비 열화 또는 기타 발전소 성능 열화를 조기에 지시해 주기 때문에 이행 및 감시전략은 리스크 정보 절차에서 중요하다. 또, 이 전략은 발전소가 변경제안사항을 정당화하기 위하여 신뢰하는 설비 성능을 효과적으로 유지할 것을 보장하는데 필요할 수 있다. RG 1.174의 2.3절은 이 현안관련 절차에 대한 지침을 제공한다.

감시 프로그램의 1차적 목표는 변경사항으로 인해 열화가 발생하지 않도록 하는 것이다. 그러므로, 많은 설비들에 영향을 미치는 변경사항들의 집적영향이 공통 원인 고장 기구의 증가 가능성을 포함하여 예상치 않은 열화에 기인할 수 있는 것으로서 허용불가의 고장회수 증가로 이어질 가능성을 이 프로그램이 다룬다.

검토자는 전통적인 공학평가 및 확률론적 평가로부터 획득한 결론에 근거하여 이행 및 감시전략을 평가하여야 한다. 짧은 시간에 걸쳐 광범위한 이행이 제안될 때, 검토자는 이것이 심층방어 고려 (공통원인고장 포함), 리스크평가 모델 및 가정 등에 부합하는지를 확인하여야 한다. 규제요건 변경이 제안되는 상황에서 추가의 성능관련 고찰을 얻는 것이 필요할 때, 검토자는 사업자가 단계적 이행방안을 제안했는지 확인하여야 한다. 이 단계적 방안이 서로 다른 시기에 서로 다른 설비 그룹에 대한 계획 이행과 관계한다면, 검토자는 공통원인고장 가능성을 염두에 두고, 사업자의 그룹핑 기준의 근거를 평가하여야 한다.

감시는 변경사항을 보조하는 공학평가에 의해 정해진 안전중요도에 맞도록 설비들에 적용하여야 한다. 이 감시는 규제의 변경제안을 보조하기 위해 사용되는 리스크 모델내의 설비에 할당된 신뢰도/이용가능성 (또는 운전원 성능)을 조건으로 하여야 한다. 검토자는 선택된 성능기준이 리스크해석에서 할당된 성능수준과 일치함을 확인하여야 한다.

현재의 신청사항에 대하여 정비규정 이행의 일환으로서, 또는 기타 프로그램의 일환으로서 이미 수행되고 있는 감시활동이 제안될 때, 검토자는 제안된 감시가 리스크정보 활용에 의해 영향을 받는 설비들에 대해 충분한지, 그리고 선택된 성능기준이 해당 신청사항에 대해 적절한지를 확인하여야 한다.

사업자 감시 프로그램 평가의 일환으로서 검토자는 사업자가 제안하는 원인규명, 열화 및 고장 추적, 시정조치에 관한 수단을 평가하여야 한다. 프로그램은 정보의 피드백과 시정조치가 적시에 이루어질 수 있고, 설비 열화가 탐지되어 발전소 안전성이 위협받을 수 있기 전에 시정되도록 하는 구조를 가져야 한다. 감시 프로그램이 열화를 탐지하는 경우, 추적 및 시정조치 프로그램을 위한 수단이 구비되거나, 보다 잦은 설비 수리, 교체 또는 시험/검사 (또는 이들 활동의 조합) 수단이 구비되어야 한다. 열화 원인 (일반적 열화, 경년열화 관련 등) 관련 결정사항에 근거하여 적절한 방안이 선정되어야 한다. 검토자는 감시활동기간중 수집된 정보가 기기 열화를 적시에 지시하기에 충분한지를 평가하여야 한다. 많은 기기들이 원래 신뢰성이 높기 때문에, 유사 기기에 대한 한정된 수의 한정된 시험은 적절한 자료를 제공하지 못할 수 있다. 특히, 제안된 프로그램이 완전히 정착될 때까지 열화 영향이 탐지될 수 없는 신규원전에 대해서는 더욱 그러하다. 이 문제를 개선하는 하나의 방안은 기기 수명범위에 걸쳐 적용가능한 데이터베이스를 확장하기 위하여 그러한 운전시간 범위를 가진 타 발전소의 유사기기에 대한 성능자료를 포함시키는 것이다. 설비 신뢰도 열화를 조기에 탐지할 기회를 증진하기 위하여 그러한 프로그램이 이행될 것으로 기대한다.

검토자는 사업자가 제안한 이행 및 감시계획하에서 발전소 리스크, 설비 기능성, 신뢰도 및 이용가능성 등에 미치는 영향을 평가하여야 한다. 이행 및 감시계획의 이점은 리스크에 미치는 어떠한 부정적 영향에 대하여도 균형을 가져야 한다.

마지막으로, 검토자는 평가에서 예측된 수준 이하로 성능이 떨어지는 경우에 어떤 조치가 취해져야 하는지를 정하는데 적용되는 기준을 고려하여야 한다. 제안된 프로그램을 이행하기전에 시정조치 절차를 이행하여야 한다.

III.4 요소 4 : 제출서류에 대한 스텝 평가 수행

이상의 심사지침에 근거하여 스텝이 변경제안사항의 허용성에 관한 결론에 도달하기 위해서는, 사업자가 이용가능한 충분한 공학정보 및 인허가 정보를 제출하거나, 수립하여야 한다. 또, 사업자는 적절한 규제조치를 요청하여야 한다. 통상,

인허가기준 변경 요청은 인허가변경 요청서 (인허가조건의 변경 또는 삭제 등 포함), 기술지침서 변경, 명령 변경 또는 취소, 10CFR50.54(QA 프로그램) 에 따른 프로그램 변경 등의 형식을 취한다. 검토자는 (i) 변경요청 양식이 변경제안사항에 대하여 적절한지 여부, (ii) 사업자가 요청사항 지원을 위해 관련규정에서 요구하는 정보를 제출하였는지, (iii) 요청서가 관련 절차요건을 따르는지 등을 결정하여야 한다. 예를 들어, 인허가 변경사항은 절차요건인 10CFR50.4 뿐만 아니라, 10CFR50.90, 50.91, 및 50.92 의 요건을 충족하여야 한다. 사업자가 변경요청사항을 보조하기 위해 리스크정보를 제출하는 경우, 그 정보는 RG 1.174의 3절을 충족하여야 한다.

사업자는 인허가기준 변경 요청을 보조하기 위해 수행되는 리스크해석의 결과 또는 고찰을 제출할 것인지에 대한 선택권을 갖는다. 사업자 변경 제안사항이 현재 승인되어 있는 스텝 입장과 일치할 때, 검토자는 일반적으로, 리스크정보를 답습하지 않고 순전히 전통적 공학해석에 근거하여 의사결정에 도달하여야 한다. (그러나, 검토자는 사업자가 제출한 어떠한 리스크정보도 고려할 수 있다) 사업자 제안사항이 기존의 승인된 스텝 입장을 넘어서거나, Appendix D 에 서술된 특수 상황을 구성하는 것으로 나타날 때, 검토자는 전통적 공학해석과 리스크 고찰로부터 유도된 정보 모두를 고려하여야 한다. 사업자가 기승인된 스텝 입장을 초과하는 인허가기준 변경사항 보조를 위해 리스크 정보를 제출하지 않는 경우, 검토자는 전통적 공학해석을 이용하여 제안 신청사항을 평가하며, 요청한 변경사항을 위해 충분한 정보가 제시되었는지를 결정한다. 사업자가 Appendix D 의 특수상황을 형성한 것으로 믿어지는 상황에 대하여 리스크 취급을 채택하지 않는 경우에, 검토자는 변경사항이 승인되는 경우 대중의 건강과 안전이 적절히 보호될 것이라는 결론을 얻기에 충분한 리스크 관련사항을 검토자들이 평가할 때 까지 요청한 변경사항 승인을 발급하지 않는다.

리스크정보 변경 제안사항에서, 사업자는 현재는 규제요건의 적용을 받지 않거나, 또는 그들의 리스크중요도에 맞지 않는 수준의 규제를 받거나, 또는 의사결정에 중요한 자발적 조치대상인, 고-리스크중요도를 갖는 설비들을 도출할 것으로 기대된다. 또, 사업자는 그들의 중요도에 부합하여 적절한 관심수준으로 그러한 설비 또는 자발적 조치에 적용하는 인허가기준 변경사항을 제안할 것으로 기대된다. 신청사항별 규제지침은 이 현안에 대한 스텝의 기대에 대한 상세정보를 제시한다. 검토자는 개선된 요건/관리에 대한 약속사항이 그러한 설비 또는 자발적 조치에 대하여 적합한지 여부를 평가하여야 하며, 그러한 약속사항이 인허가기준에 반영됨을 확인하여야 한다.

III.4.1 안전성분석보고서의 개정

검토자는 스텝에 의해 승인되는 경우, 변경제안사항이 사업자의 안전성분석보고서의 추후 개정본에 적절히 포함됨을 확인하여야 한다. 또, 사업자는 변경사항의 허용성을 지지하는데 핵심 역할을 하는 중요 가정사항 (설비의 기능성 및 성능속성 등 포함) 을 확인하여야 한다. 안전성평가의 타당성을 유지하기 위해서는 이 가정사항들이 지속적으로 충족될 필요가 있기 때문에, 검토자는 그러한 가정들이 안전성분석보고서내에 반영된 사업자의 약속사항에 의해 반영됨을 확인하여야 한다. 검토자는 또, 필요시 사업자가 개정 FSAR 페이지를 제출했는지도 확인하여야 한다. 이 개정은 모든 프로그램 활동, 성능감시 관점 및 변경요청의 근거를 형성하는 설비 기능성 및 이용가능 속성 등을 포함하여야 한다. 이 자료는 성능이 입증되어야 하는 설비들을 도출하여야 한다 (인허가기준 변경의 근거로서 그 성능 및 신뢰도가 제시되어야 하는 비-안전관련 설비 포함).

III.4.2 국가환경정책법 (NEPA) 관련 고려사항

10CFR Part 51에 따라, 스텝 검토과정은 NEPA 등과 같은 환경보호규정을 다루어야 한다. 검토자는 NEPA 요건이 어떻게 다루어지는지를 결정하기 위해 NRR Letter 096 및 10 CFR 51.25를 사용하여야 한다. 필요한 것으로 결정되면, 환경영향 진술서 (EIS) 가 요구되는지 또는 심각한 영향이 없다는 결론 (FONSI) 에 도달할 수 있는지 등을 평가하기 위하여 환경평가서를 작성하여야 한다. RG 1.174에 제시된 모든 지침 및 허용기준이 충족되면 스텝은 통상 변경제안사항에 대한 결론에 도달할 수 있다.

표 III-1 인과관계 설정시 보조 질의 (1/3) - EPRI Guide

항목	질 의
Level 1 (내부사건 PRA)	
초기사건	<ul style="list-style-type: none"> • 신청사항이 새로운 초기사건을 도입하는가 ? • 신청사항이 초기사건 그룹의 개조를 이끄는 변경사항을 다루는가 ? • 신청사항이 초기사건 그룹 빈도의 재평가를 필요로 하는가 ? • 신청사항이 명백하게 고려할 필요가 있을 정도로, 초기사건 그룹에 의해 포괄되는 계통 고장 가능성을 증가시키는가 ?
성공기준	<ul style="list-style-type: none"> • 신청사항이 성공기준의 개조를 필요로 하는가 ? • 성공기준의 개조는 계통 상호종속성과 같은 타 기준의 변경을 필요로 하는가 ?
사건수목	<ul style="list-style-type: none"> • 신청사항이 사건수목의 특정 분지 또는 분지들과 관련될 수 있는 현안을 취급하는가 ? • 신청사항이 사건수목에서 다루지 않는 문제를 표현하기 위하여 새로운 분지들 또는 최상위 사건의 도입을 필요로 하는가 ? • 신청사항이 사건수목 분지점들의 재배열 고려를 필요로 하는가 ? (즉, 신청사항이 사고경위 종속 고장 해석에 영향을 미치는가 ?)
계통 신뢰도 모델	<ul style="list-style-type: none"> • 신청사항이 계통 신뢰도 모델을 변경하는 방향으로 계통 설계에 영향을 미치는가 ? • 신청사항이 모델의 종속성을 변경하는 방향으로 계통의 지원기능에 영향을 미치는가 ? • 신청사항이 계통성능에 영향을 미치는가 ? 그렇다면, 그 영향은 보수적인 모델링 기법에 의해 덮여지는가 (소멸가능한가) ?
모수 데이터베이스	<ul style="list-style-type: none"> • 신청사항이 명확하게 하나 이상의 기본사건 정의와 관련되는가 ? 또는 그것이 새로운 기본사건을 필요로 하는가 ? • 신청사항이 특정 확률 모델 (즉, 시간-종속 모델)을 필요로 하는가 ? • 신청사항이 특정 모수 값에 대한 개조를 필요로 하는가 ? • 신청사항이 새로운 기기고장 모드를 도입하는가 ? • 신청사항이 기기 임무시간에 영향을 미치는가 ? • 신청사항이 발전소 고유 (역사적) 데이터가 취해지기를 필요로 하는가 ? 그리고 이것이 예전의 모수를 개정함으로써 용이하게 달성되는가 ? • 신청사항이 모수 값에 영향을 미칠 수 있는 변경과 관계하는가 ? 그리고, 현재의 계산치는 무엇이 변경되는가의 관점에서 현 발전소 상태를 반영하는가 ?
종속고장 해석	<ul style="list-style-type: none"> • 신청사항이 새로운 공통원인고장 기여를 유발하거나 제안하는가 ? • 신청사항이 공통원인고장 기기 그룹내의 부속그룹을 생성할 수 있는 새로운 불균형을 유발하는가 ? • 신청사항이 공통원인 고장의 확률에 영향을 미칠 가능성이 있는가 ?

표 III-1 인과관계 설정시 보조 질의 (2/3) - EPRI Guide

항목	질 의
Level 1 (내부사건 PRA)	
인적신뢰도 해석	<ul style="list-style-type: none"> • 신청사항이 절차서 변경에 개입하는가 ? • 신청사항이 새로운 인적조치에 개입하는가 ? • 신청사항이 인적조치를 위해 이용가능한 시간을 변경하는가 ? • 신청사항이 인적조치 중속성 해석에 영향을 미치는가 ? • 신청사항이 기존 인적조치를 삭제 또는 개조하는가 ? • 신청사항이 발전소 계측기와 인적조치간의 중속성을 유발하거나, 개조하는가 ? • 신청사항이 모델로부터 전체적으로 또는 부분적으로 제외된 사건과 관련되는가 ? • 신청사항이 특정 성능형상인자 (PSF) 또는 PSF 그룹에 영향을 미치는가 ? 그리고, 그들이 계산방법에서 명확히 다루어지는가 ? (즉, 교육훈련을 다루는 것이 현안이라면, 인적신뢰도 해석에 사용되는 PSF중 하나가 교육인가 ?) • 신청사항의 성공이 PSF 변경 영향의 반영에 좌우되는가 ? 그렇다면, 현재의 계산은 이들 현재의 PSF 상황을 반영하는가 ? • 해석되는 변경사항에 의해 영향을 받는 특정의 인적실수 사건 그룹이 절삭될 가능성이 있는가 ? • 변경사항이 새로운 복구조치를 다루는가 ?
내부 홍수	<ul style="list-style-type: none"> • 신청사항이 선정해석에 영향을 미치는가 ? (즉, 신청사항이 동일한 홍수지역의 다중계열 또는 다중기기 위치가 되도록 하는가 ?) • 신청사항이 새로운 홍수원을 유발하거나, 기존의 잠재적인 홍수원을 증가시키는가 ? • 신청사항이 홍수전파 경로에 영향을 미치는가 ? • 신청사항이 중요한 홍수 높이에 영향을 미치는가 ? • 신청사항이 홍수해석에 사용되는 타이밍 고려에 영향을 미치는가 ? (즉, 홍수유량 또는 홍수 배출 유량)
정량화	<ul style="list-style-type: none"> • 신청사항이 기본사건 확률을 변화시키는가 ? • 신청사항이 상대적 확률 크기를 변화시키는가 ? • 신청사항이 확률을 오직 작게만 하는가 ? • 단기 스케일에서 새로운 결과가 필요한가 ? • 신청사항이 모델의 절삭 제한치에 변경을 필요로 하는가 ? • 신청사항이 정량화 과정에서 사용된 “항목 삭제” 에 영향을 미치는가 ? (즉, 신청사항이 삭제기능을 활용하여 기저 정량화 과정중 삭제된 정비조치 또는 운전모드의 새로운 조합을 유발하는가 ?) • 계통간 또는 장치간 상호연결에 대한 신뢰를 포함하여 복구조치를 위해 신뢰되는 설비에 신청사항이 영향을 미치는가 ?
결과 해석	<ul style="list-style-type: none"> • 신청사항이 불확실성 평가를 필요로 하는가 ? 그리고, 그것이 정성적이거나, 정량적이어야 하는가 ? • 신청사항에 민감도연구에 의해 명확하게 될 수 있는 불확실성이 있는가 ? • 신청전략이 기여도를 순위화하기 위하여 중요도 해석을 필요로 하는가 ? • 신청사항이 기저 PRA의 중요도, 불확실성 또는 민감도 해석의 수행을 필요로 하는가 ?
발전소 손상상태 분류	<ul style="list-style-type: none"> • 신청사항이 발전소 손상상태를 정의하는데 사용되는 변수의 선택에 영향을 미치는가 ? • 상당한 발생빈도를 갖는 발전소 손상상태를 포함함으로써 적절히 활용된 발전소 핵심 손상상태는 Level 1 결과를 표현하는가 ? • 이 과정에서 삭제된 발전소 손상상태는 큰 영향을 미치는 핵심 손상상태로 지정되었는가 ?

표 III-1 인과관계 설정시 보조 질의 (3/3) - EPRI Guide

항목	질 의
Level 2 (격납건물 해석)	
	<ul style="list-style-type: none"> • 신청사항에 의해 확인된 격납건물 고장모드가 PRA에서 다루어지는가 ? 잠재적 변경이 고려되는가 ? • 격납건물 고장모드들 간의 종속성이 변화되는가 ? • 신청사항이 격납건물 우회로 이어질 수 있는 메카니즘에 개입하는가 ? • 신청사항이 격납건물 격리 고장을 유발할 수 있는 메카니즘에 개입하는가 ? • 신청사항이 중대사고 현상의 발생에 직접적으로 영향을 미치는가 ? • 신청사항이 대량 조기방출 이외의 리스크 척도의 사용을 필요로 하는가 ? • 신청사항이 격납건물 고장과 관련되는 설비고장 시기에 영향을 미칠 정도로 설비 정량화를 변화시키는가 ? • 신청사항이 배수조 또는 격납건물 기타 지점으로의 노심용융물 경로에 영향을 미치는가 ? • 선정된 선원항 범주가 개정된 격납건물 사건수목 (CET) 종단 (endpoint)을 적절히 나타내는가 ? CET 종단의 빈도는 선원항 binning 과정에서의 현저한/대표적 사고경위 선정에 영향을 미칠 정도도 충분히 변화되는가 ? • 신청사항이 노심용융 개시와 관련하여 그리고 용기 파열 시기와 관련하여 환경으로의 방사핵종 유출시기에 영향을 미치는가 ?
Level 3 (결말 분석)	
	<ul style="list-style-type: none"> • 신청사항이 대피자의 상세한 피폭자료를 필요로 하는가 ? • 이 신청사항을 위해 특정지점에서의 개인의 피폭선량이 요구되는가 ? • 완화수단으로서 대피 또는 이주가 고려되고 있는가 ? • 이 신청사항에서 장기 피폭이 고려되는가 ?
외부사건 PRA	
	<ul style="list-style-type: none"> • 신청사항이 예전에 평가되지 않았던 외적 위해를 유발하는가 ? • 신청사항이 외적 위해의 강도를 심하게 증가시키는가 ? • 설계변경이 해당 발전소 구조물 응답을 변화시키는가 ? • 변경사항이 외적 위해에 대해 필요한 완화계통의 이용가능성 및 성능에 영향을 미치는가 ? • 신청사항이 외부사건에 좌우되는 발전소 모델의 입력을 심하게 변화시키는가 ? • 특정 외부사건을 완화하도록 설계된 계통에 대하여 변경요청이 되고 있는가 ? • 신청사항이 외적 위해하에 있는 격납건물 계통의 이용가능성과 성능에 개입하는가 ?
저출력 및 정지운전 PRA	
	<ul style="list-style-type: none"> • 신청사항이 새로운 초기사건을 유발하거나, 기존 사건의 빈도를 변화시키는가 ? • 신청사항이 정지보수 활동 계획수립에 영향을 미치는가 ? • 신청사항이 정지사건에 대응하는 운전원 능력에 영향을 미치는가 ? • 신청사항이 정지상태를 위해 사용되는 설비의 신뢰성 및 이용가능성에 영향을 미치는가 ? • 신청사항이 긴급대책에 사용되는 설비 또는 계측기의 이용가능성에 영향을 미치는가 ?

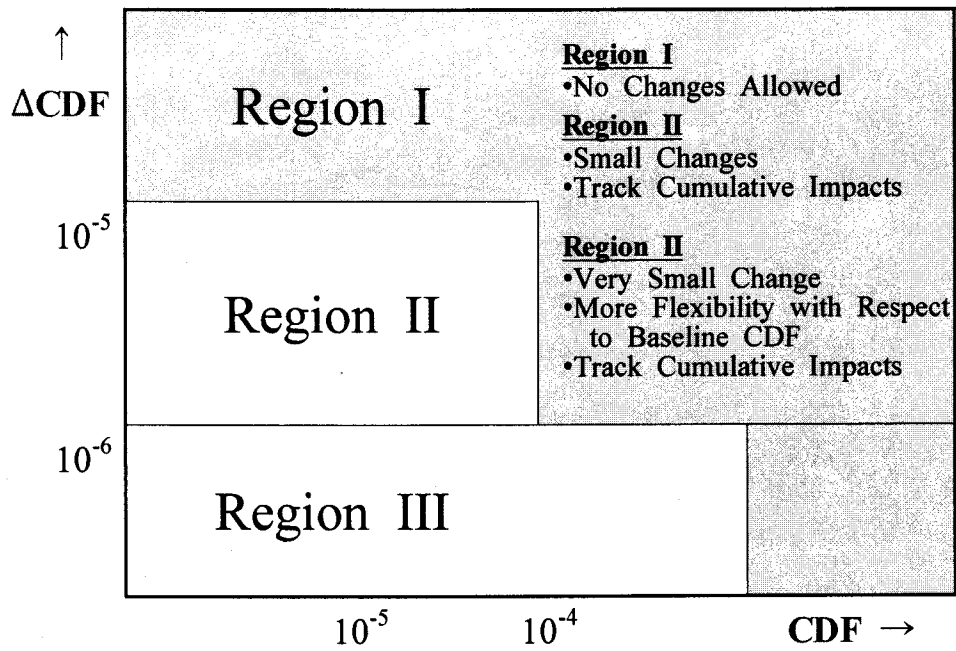


그림 III-1 노심손상빈도에 대한 허용지침

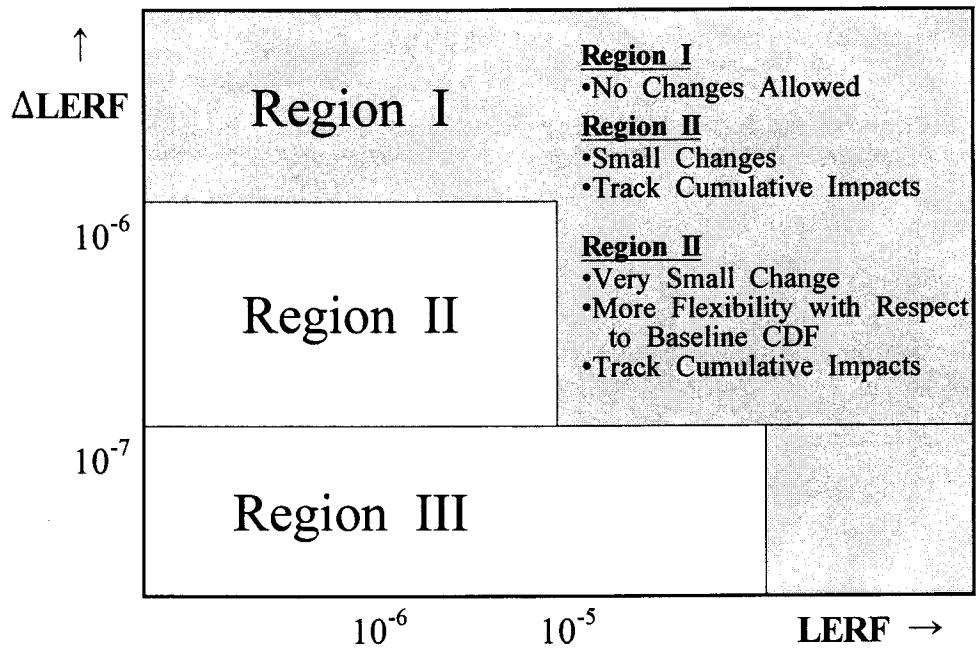


그림 III-2 대량 조기 방사능 유출빈도에 대한 허용지침

IV. 평가결과

검토자의 평가결과는 사업자 또는 신청자에 의해 제공되고, 검토자에 의해 독립적으로 개발되는, 확률론적 고려사항과 전통적인 공학적 고려사항을 일관성 있고 이해하기 쉽게 종합한 것을 반영하여야 한다. 허용가능의 결론에 도달하기 위하여, 검토자는 일반적으로 리스크 증가가 미미하거나 증가하지 않은 관점에서, 그리고 보수성의 감소된 수준 관점에서, 심층방어와 충분한 안전여유도가 유지됨을 보일 필요가 있을 것이다. 허용가능의 결론은 SRP III절에 주어진 고려사항들의 평가로부터 구축된 논리적 근거로서 지지되어야 한다. 검토자는 SRP 각 장의 요건에 따라 충분한 정보가 제공되고, 평가는 다음의 결론을 지지하고 있음을 확인하여야 한다. 즉, 이 확인은 스택의 안전성평가보고서 (SER) 에 포함되어야 한다.

IV.1 일반

- 변경제안사항은, 명백하게 면제요청 또는 규정변경, 즉 10 CFR 50.12 하에서의 특별면제 또는 10 CFR 2.802 하에서의 Rulemaking 청원 등과 관계가 없는 한, 기존 규정을 충족한다.
- 변경제안사항은 심층방어 철학과 부합한다.
- 변경제안사항은 충분한 안전여유도를 유지한다.
- 변경제안사항이 CDF 또는 리스크의 증가를 초래 할 때, 그 증가는 미미하여야 하며, 안전목표정책의 의도에 부합한다.
- 변경제안사항으로 인한 영향은 성능기반 전략을 이용하여 감시된다.
- 리스크 저감 기회라는 이점을 도출하여 취함으로써, 운전 및 공학적 의사를 폭 넓게 개선하고, 사업자가 바람직한 것으로 보는 요건을 단순히 제거하지 않기 위해 사업자가 리스크해석을 활용하고 있는 총체적 리스크 관리방안의 일환으로서, 변경제안사항의 모든 안전성 영향이 종합적으로 평가된다. 리스크 증가가 제안된 경우, 이득이 기술되었으며, 이 이득은 제안된 리스크 증가에 알맞은 것이다. 요건 변경사항을 도출하기 위해 사용되는 방안은 요건이 증가되는 것과 감소되는 것 모든 분야를 도출하기 위해 사용되었다.
- 제안된 인허가기준 변경사항을 정당화하기 위해 수행되는 공학해석 (전통적 해석 및 확률론적 해석 포함) 의 범위, 상세수준 및 품질은 변경사항의 특성과 범위에 적합하며, 발전소의 운전경험 반영을 포함하여 실제 건설, 운전 및 유지되는 발전소에 기준하고 있다.
- 사업자 제안사항을 보조하는 발전소 고유 PRA 는 독립적 전문가 검토 또는 인증과 같은 품질관리 (QC) 의 적용을 받았다.
- 중요한 불확실성을 취급하기 위한 감시, 반영 및 시정조치 프로그램의 사용을

포함하여 해석과 발견사항의 설명에 있어서 불확실성이 적절히 고려되었다.

- 원칙 4를 다루기 위한 PRA 지침의 기준으로서 CDF 및 LERF을 사용하고 있다. LERF 대신에 보건안전목표 (QHO) 가 활용된 경우, 동 방안의 이행은 해석 및 불확실성 취급에 사용된 방법 및 가정의 정당화를 포함하였다.
- 제안된 인허가기준 변경사항으로부터 결과되는 계산된 CDF 및 LERF의 증가는 미미한 수준으로 제한된다. 그러한 변경의 누적효과를 추적하여 규제 의사결정 과정에 고려되었다.
- 제안된 변경사항의 허용성이 사업자에 의하여 모든 원칙들이 충족되도록 종합적으로 평가되었다.
- 규제 의사결정 보조에 사용되는 데이터, 방법 및 평가기준은 잘 문서화되고 공개적인 검토를 위해 이용가능 하다.

IV.2 변경제안사항의 정의

- 인허가기준 변경제안사항을 지원하기 위해 적절한 전통적 공학 및 확률론적 평가의 이용이 가능하다. 발전소 고유 및 관련 산업계 데이터와 운전경험도 변경제안사항을 지지한다.
- 신청사항과 평가모델을 적절히 연계하기 위해 인과관계가 도출되었으며, 제안된 모델은 변경제안사항의 영향을 효과적으로 평가할 수 있거나, 실제적으로 포괄할 수 있다.
- 공학해석, 운전경험 및 발전소 고유 성능이력 정보는 의사결정과정에서 잘 반영되었다.

IV.3 심층방어 속성 및 안전여유도의 평가

- 심층방어가 보존된다 (예로서, 계통에 대한 위협의 예측빈도와 결과에 맞도록 계통 다중성, 다양성 및 독립성이 유지된다; 잠재적 공통원인고장에 대한 방어가 유지되며, 새로운 공통원인고장기구의 유발여부가 평가된다; 인적오류에 대한 방어가 유지된다)
- 충분한 안전여유도가 유지된다 (예로서, NRC 승인의 코드 및 표준이 충족되거나, 불충족이 정당화된다; 인허가기준의 안전해석 허용기준이 충족되거나, 제안된 개정이 해석 및 데이터 불확실성을 고려하기에 충분한 여유도를 제공한다)
- 현행 규정이 충족되었거나, 제안된 면제요청사항은 허용가능하다.

IV.4 리스크 해석 범위

- 사업자의 리스크 해석은 만족할 정도로 모든 모드 및 초기사건의 조합을 다루거나, 또는
- 사업자의 리스크 해석은 모든 모드 및 초기사건의 조합을 다루지 않는다. 그러나, 각 경우에서 사업자는 다음을 입증하였다.
 - 이들 모드의 중요한 초기사건 인자들에 대하여 적절한 다중/다양의 발전소 대응 능력이 유지된다. 그리고
 - 발전소 대응능력의 충분한 요소들이 적합한 성능의 보장을 위해 프로그램 활동을 적용받는다.

IV.5 리스크해석의 상세수준

- PRA는 중요한 계통과 운전원의 종속성을 고려하기에 충분히 상세하다.
- 리스크 고찰은 PRA 에 모델화된 상세수준과 부합한다.

IV.6 PRA 품질

- 독립적 전문가검토를 포함하는 사업자 자체 품질보증 과정과 신청사례별 스텝 검토에서 보여진 바와 같이, 그들이 의사결정에 영향을 미치듯이 PRA가 결론을 지지하기에 충분한 품질을 갖고 있다는 합리적인 보장이 있다.
- 결과는 중요 모델링 변수에 대한 불확실성과 민감도 관점에서 건전하다.
- 신청사항에 대한 핵심 성능요소는 적절히 분류되었으며, 사업자 조치에 의해 성능이 백업된다.

IV.7 리스크 영향의 평가

- 리스크정보 활용이 리스크 변동을 정량적으로 평가함으로써 원칙 4의 충족여부를 평가하는 경우, 다음을 적용한다.
 - 신청사항은 발전소 리스크를 감소시킨다. 또는 신청사항이 리스크를 증가시키는 경우, 그 증가는 RG 1.174의 지침이내에 있다. 현행 및 예전의 신청사항에 의한 리스크의 누적 및 시너지효과가 다루어졌다. 발전소 운전으로 인한 리스크를 최소화하기 위하여 사업자 자체의 리스크관리 관행을 따르고 있다.
 - 신청제안사항을 지원하기 위해 불확실성이 적절히 고려된다. 사업자는 해석의 불확실성을 고려하면서 까지 허용지침과의 비교된 변동치의 특성과 관련하여 얻어진 결론을 신뢰함에 있어서 리스크변동의 평가가 건전함을

보였다. 이 논의는 리스크 변동에 기여하는 어떠한 사건도 심한 불확실성을 적용받지 않음을 보이는 명백한 전파나 정량적 및/또는 민감도 해석을 통해 지지된다.

- 리스크정보 신청사항이 리스크변동의 정량적 평가에 근거한다면, 신청사항은 리스크 감소 또는 리스크 무변동인 것으로 나타났다. 또는 포괄 평가 또는 민감도 해석에 근거하여 CDF 및 LERF 의 증가는 허용가능한 것으로 나타났다.

IV.8 종합의사결정

- 리스크정보 의사결정 원칙이 충족됨을 보장하기 위하여 전통적 공학해석 및 리스크해석 결과가 사용되었다.
- 보수적 결과의 활용, 또는 적합한 이행 및 감시전략의 사용, 또는 적절한 보상 수단의 사용을 통하여 해석상의 잠재적 제한사항, 불확실성 및 불일치 사항들이 해결되었다.
- 종합의사결정 절차가 잘 정의되고, 체계적이며, 이해가능하다.
- 변경이행의 범위는 해석결과의 신뢰도 수준에 적합하다

IV.9 이행 및 감시전략

- 이행과정은 전통적 및 확률론적 공학평가 결과와 관련된 불확실성에 적합하다.
- 변경제안사항에 의해 다루어지는 설비의 성능을 적절히 추적할 수 있는 감시 프로그램이 수립되었다. 절차 및 평가방법들은 성능열화가 탐지됨을 합리적으로 보장하고, 시정조치계획은 설비 기능 및 발전소 안전성이 위협받기 전에 적절한 조치가 취해지도록 함이 입증되었다. 필요시 유사 발전소의 자료가 사용될 것이다.
- 신청사항에 의해 영향을 받는 설비의 성능을 추적함에 추가하여, 성능감시 절차는 의사결정을 위한 근거를 지원하는 설비 성능의 추적도 포함한다.

IV.10 사업자 제출서류

- 제출서류는 변경제안사항의 허용에 관한 결론을 지지하기에 충분한 정보를 포함한다.
- 적합한 규제조치가 요청되었다. 또, 변경 관련 정보는 SER, 기술지침서 또는 인허가 조건에 포함될 것이다.
- 사업자는 변경제안사항의 근거로서 제공되는, PRA 및 공학해석의 중요 프로그램

램 및 성능상의 가정의 이행을 적절히 약속하였다. 이것은 변경사항을 정당화하기 위해 사용된 보상수단을 포함하며, 리스크 중요도에 맞는 기존요건을 적용받지 않는 고-리스크 중요도를 갖는 설비에 대한 새로운 규제요건도 포함한다. 이 약속사항은 SAR, 기술지침서 개정본에 반영된다. 또는 스택은 적절한 인허가조건을 부과한다.

V. 이행

이상의 자료는 NRC 승인을 필요로 하는 발전소 설계, 운전 및 기타 활동의 리스크정보 변경과 관계하는 신청사항의 검토를 위하여 이 SRP를 사용하기 위한 스택 계획에 관하여 신청자 및 사업자에게 지침을 제공할 의도가 있다.

변경제안사항이 허용가능함을 입증하기 위한 대안을 사업자 또는 신청자가 제시하는 경우를 제외하고, 그러한 변경의 평가시 여기에 서술된 방법이 스택에 의해 사용될 것이다.

VI. 참고문헌

1. NRC Policy Statement, "Use of Probabilistic Risk Assessment Methods in Nuclear Regulatory Activities," 60 Federal Register (FR) 42622, USNRC, August 16, 1995.
2. "Framework for Applying Probabilistic Risk Analysis in Reactor Regulation," USNRC SECY-95-280, November 27, 1995.
3. "Proposed Agency-Wide Implementation Plan for Probabilistic Risk Assessment," SECY-94-219, USNRC, August 19, 1994.
4. "An Approach for Using Probabilistic Risk Assessment in Risk-Informed Decisions on Plant-Specific Changes to the Licensing Basis," Regulatory Guide 1.174, Revision 1, USNRC, July 2002.
5. "PSA Applications Guide," Electric Power Research Institute, EPRI-TR-105396, August 1995.
6. "Risk-Informed Regulation Implementation Plan," U.S. Nuclear Regulatory Commission, SECY-00-0213, October 26, 2000; updated as SECY-01-0218, USNRC, December 5, 2001.
7. "Safety Goals for the Operations of Nuclear Power Plants Policy Statement," 51

Federal Register (FR) 28044-49, August 4, 1986.

8. Letter to Samuel J. Collins, NRC, from Ralph E. Beedle, NEI, with attached "Probabilistic Risk Analysis (PRA) Peer Review Guidance," Rev. A3, NEI 00-02 Prepared for NEI Risk-Based Applications Task Force by WOG/Westinghouse Electric Co., and B&WOG/Framatome Technologies, Inc., April 24, 2000.*
9. "Rulemaking Plan for Risk-Informing Special Treatment Requirements," SECY-99-256, October 29, 1999.

Appendix A

특정범주의 신청사항에 대한 PRA 심사 지침

이 SRP의 III.2.2.4 와 RG 1.174의 2.2.3절에 서술된 바와 같이, 리스크 중요도 또는 리스크 영향을 결정하기 위하여 리스크정보 제출서류에 사용되는 PRA는 적절한 품질을 가짐을 보여야 한다. 리스크정보 활용규제에서 사업자의 제출서류는 성능감시 및 피드백의 보조를 받아, 전통적 공학해석에 의한 고찰과 함께 PRA로부터의 리스크 고찰을 조합하는 종합적 절차를 활용할 것으로 기대된다. 이 절차의 지원에 요구되는 PRA 품질은 최종 의사결정에서 리스크 고찰이 수행하는 역할에 부합하는 것이어야 한다.

사업자의 리스크정보 활용 제출서류에 대한 스텝 평가는 사업자의 PRA 품질보증 절차에 관한 검토를 포함할 것으로 기대된다. 필요시, 이것은 사건/고장수목 모델, 설비고장 데이터 및 공통원인고장, 임무 성공기준, 초기사건분석, 인적신뢰도 분석, 및 불확실성해석을 포함하는 사고경위 정량화 등에 관한 보편적 검토로서 보완되어야 한다. 이 검토는 스텝에게 PRA가 발전소 설계 및 실제 운전조건 및 관행을 적절히 반영한다는 신뢰를 주기에 충분히 상세하여야 한다. 적절한 경우, 과거의 스텝 검토 (과거의 신청사항 또는 IPE/IPEEE 검토) 및 산업계 검토 (독립적 전문가 검토, 인증 절차 또는 상호비교 등) 로부터의 결과들이 사용되어야 한다.

상기의 보편적 전체 검토에 추가로, 스텝 검토자는 신청사항별로 특정범주의 리스크 해석에 관한 검토를 수행하게 된다. 이 부록은 인허가기준 변경제안사항에 영향을 미치거나 또는 그것에 의해 영향을 받을 수 있는 PRA 관련 요소에 대한 검토지침을 제공한다. 검토자는 신청사례별 SRP 내용과 이 SRP의 III.2.2.1의 인과관계의 도움을 받아, 이 부록의 해당 부분을 선택하여야 한다.

PRA 검토에 관한 추가의 배경에 대해서는 부록의 A.11에 제시되는 서류목록을 참고하면 된다.

A.1 초기사건 분석

a. 검토분야

PRA가 특정의 초기사건을 포함하고 있는지 여부는 PRA 범위, 주어진 사건의 빈

도, 사건을 완화하기 위해 이용가능한 발전소계통 및 기타 설비 및 완화되지 않을 경우의 사건 결말 등에 좌우된다. 변경제안사항은 초기사건 빈도, 사건 초기인자를 완화할 확률과 어떤 경우엔 사건 결말에 영향을 미칠 수 있다. 또, 변경사항은 잠재적으로 새로운 초기사건을 유발하거나, 이전의 선정과정에서 제외시킨 사건의 중요도를 증가시킬 수 있다.

b. 검토지침 및 절차

리스크정보 신청사항에 대하여, 검토자는 초기사건과 발전소 예상응답이 변경제안사항에 의해 영향을 받는지를 결정하기 위해 체계적인 방안을 따르는지를 평가하여야 한다. 검토자는 변경제안사항이 (i) PRA에 이미 포함되어 있는 초기인자 빈도를 증가시키는지, (ii) PRA 초기 선정에서 제외된 초기인자의 빈도를 증가시키는지, (iii) 새로운 초기사건을 유발하는지, (iv) 초기사건 그룹에 영향을 미치는지 여부를 평가하기 위한 수단을 사업자 절차에 포함하고 있는지도 평가하여야 한다. 이 고려사항은 다음에 상세히 논의된다.

기인자 (initiator) 가 기저 해석에 이미 포함되어 있는 경우, 기인자의 빈도와 사건 기인자에 대한 발전소 응답을 변화시키는 신청사항은 리스크해석에서 상대적으로 모델화가 용이하다. 그 경우, 사업자는 리스크 모델로부터 직접 변경사항의 영향을 평가하여야 한다.

선정해석에 근거하여 기인자가 원래의 리스크해석에 포함되지 않은 경우, 사업자는 저-빈도 때문에 과거 선정에서 제외된 초기사건들이 제안된 신청사항으로 인하여 현재는 선정기준에 의해 포함될 수 있는지를 평가하여야 한다. 변경사항은 초기에는 상대적으로 저-빈도를 가졌던 초기사건의 빈도를 증가시킬 수 있거나, 이 변경이 초기사건을 만족스럽게 완화하는데 신뢰되는 설비 또는 운전원조치에 영향을 미칠 수 있다. 신청사항으로 인해 초기사건 빈도가 중요해 질 정도로 증가하는 경우 (더 이상 선정에서 제외 될 수 없는) 검토자는 사업자가 변경사항 반영을 위한 해석범위를 조정했는지를 확인하여야 한다.

선정목적의 기준으로서 저-빈도 사건 그 자체로는 충분하지 못하다. 이 과정에서 사건을 완화하지 못함으로 인한 영향은 큰 부분을 차지한다. 예로서, ISLOCA는 저-빈도사건으로 평가된다. 그러나, 대중의 건강과 안전에 미치는 영향 때문에 ISLOCA는 중요하다. 그러므로, 큰 결말을 야기하는 사건에 대하여, 사건의 빈도가 선정기준보다 낮더라도, PRA 신청사항 검토시에 사건빈도가 낮아지도록 하는 특성 (예로서, 정기시험 관행, 기동 절차서 등) 들을 고려하여야 한다.

사업자는 변경사항이 과거 PRA에서 해석되지 않았던 기인자를 유발할 수 있는지를 평가하기 위하여 변경제안사항을 평가하여야 한다. 예로서, 변경사항으로 인해 초기사건을 재차 유발할 수 있는 기기 오조작 가능성을 개선할 수 있거나, 또는 발전소 정지를 유발할 수 있는 운전원 조치 오류 가능성을 개선할 수 있다. 사업자가 새로운 기인자의 생성 메카니즘을 확인하는 경우, 검토자는 그 영향이 분석될 수 있도록 사업자가 그 기인자들을 리스크해석에 추가하는지 확인하여야 한다.

PRA에서, 초기사건은 운전과도 대처에 요구되는 계통에 따라 그룹화된다. 이것은 계통 및 운전원 대처에 관한 성공기준이 그룹의 모든 사건에 대해 유사함을 의미한다. 또, 그들이 기타 유사 사건들로 인한 확률과 결말로 포괄됨을 보일 수 있는 경우 사건들은 선정에서 제외될 수 있다. 초기사건에 영향을 주는 위험도정보 활용 신청에서, 검토자는 기본 해석에 사용된 그룹핑 기준이 변경제안사항으로 인해 무효화되지 않았음을 확인하거나, 또는 이것이 아니라면, 사업자가 사건 그룹핑을 적절히 변화시켜줬는지를 확인하여야 한다.

마지막으로, 많은 PRA 가 초기사건을 단일 기본 사건 또는 블랙박스로서 모델링함을 알아야 한다. RIR에서 사업자는 계통 종속성이 완전히 이해되고, 고려되도록 고장수목 (또는 동등한) 방법을 이용하여 초기사건 (특히, 지원계통 상실로 결과되는 사건들) 을 모델화하는 것이 바람직하다. 그렇지 않을 경우, 검토자는 블랙박스의 고장을 유발할 수 있는 설비 고장의 조합 또는 기타 사건들을 인지하여야 한다. 이것은 리스크 기여인자를 잘 이해할 수 있게 하며, 특히 리스크 분류 관련 신청에서 중요하다.

c. 평가 결론

검토자는 제시된 정보와 수행된 검토활동이 다음 결론을 지지하는지 확인하여야 한다.

- 사업자는 변경제안사항이 분석대상 초기사건과 이전에 선정에서 제외된 초기사건 빈도에 미치는 영향을 적절히 고려하였다.
- 사업자는 변경사항이 새로운 초기사건을 유발하지 않거나, 새로운 기인자가 확인된 경우 리스크모델에 포함시켜 해석되었음을 입증하였다
- 사업자는 초기사건 그룹핑에서 변경제안사항을 고려하였다.
- 의사결정 절차는 초기사건과 발전소 완화계통간의 종속성을 고려하였다.

A.2 사고경위 분석 (사건수목)

a. 검토분야

신청사항으로 인한 리스크변동을 평가하는 것은 사건수목 구조 또는 논리의 변동을 필요로 하지 않지만, 일부 변동이 있을 것이며, 특히 사건 경위 논리의 재구성을 야기할 수 있는, 발전소 절차서 변경과 관계하는 변동이 있음을 검토자는 인식하여야 한다.

또, 신청사항은 특정 초기사건에 종속되는 PRA 부분을 격리할 수 있다. 그러므로, 이 초기사건들과 해당 사건수목은 리스크변동 평가에 비례적으로 큰 영향을 준다. 이 경우, 이들 사건수목은 높은 수준의 정밀조사 후보가 될 수 있다. 예로서, 변경사항이 디젤발전기의 추가 또는 제외와 관계된다면, 검토는 SBO (Station Blackout) 사건수목과 관련 구조/논리 등에 초점을 두어야 한다. 유사하게, 변경사항이 전기모선을 상호연결하는 절차서 변경과 관계되는 경우, 검토는 LOOP (Loss Of Offsite Power) 사건수목에 초점을 두어야 한다.

b. 검토지침 및 절차

초기사건에 대한 발전소계통 및 운전원 응답을 모델화하는 데에는 사건수목 사고 경위 모델이 사용된다. 인허가기준 변경요청이 사건수목 검토를 요구할 때, 검토자가 그 구조와 가정들에 친숙해지는 것이 중요하다. 특히, 신청사항에 영향을 미치는 가정 또는 근사화를 확인하는 것이 중요하다. 그러한 가정과 근사화는 항상 명백히 문서화 되어 있지는 않다. 다음에 제시된 지침은 사건수목에서 인허가기준 변경사항을 모델링하는 적합성 평가시 검토자에게 수용가능한 방법을 논의한다.

검토자는 사건수목 구성에 사용되는 사건수목 구조와 관련 가정과 친숙하여야 한다. 특히 고려할 문제로는 기인자에 의해 야기되는 상태와, 상이한 사건수목 분기 (branch) 별로 계통운전 및/또는 운전원 응답을 위한 시간적 요건 등을 포함하여야 한다. 검토자는, 사건수목의 구조와 논리에 있어서 단순화 또는 가정이 주어진 경우, 이것이 변경사항 관점에서 타당성이 유지되는지를 확인하여야 한다.

검토자는 사고경위 각 단계에 대하여 기능적 및 물리적 종속성, 그리고, 동시에 사고경위가 전개됨에 따른 운전원과 계통간의 상호작용을 검토하여야 한다. 사건

과 시간 종속성의 일치에 대해 이행되어야 한다. 관련 발전소 비상 및 비정상 운전 절차서 이면의 일반적 구조와 철학을 검토함으로써 사건수목 구조와 논리의 타당성에 관해 가치있는 고찰을 갖게 된다.

특히, 검토자는 다음의 인자들이 인허가기준 변경사항 평가에서 다루어지는지를 확인하여야 한다.

- 사건수목은 초기사건 그룹핑의 변동 (있다면) 을 반영하고 있다.
- 모델 및 해석은 있는 그대로의 발전소 설치 및 운전상태와 부합하여야 한다, 즉 안전정지에 필요한 기능이 포함되고, 각 기능에 대하여 관련계통이 신뢰를 부여받으며, 발전소 EOP 및 AOP 가 정확하게 표현된다.
- 발전소 설계 또는 운전 변경은 사건수목의 상위 사건들간의 종속성에 영향을 줄 수 있다. SRP의 A.4 는 종속고장 해석의 검토에 관한 상세 추가내용을 제시한다.
- 중요한 시간종속 고장모드 (SBO 사고경위에 대한 배터리) 및 중요한 복구 (SBO 사고경위에 대한 AC 전원 복구)를 가지는 경위에 대하여 시간대별 평가가 포함된다. 사건수목 구조 또는 논리에 영향을 줄 수 있는 것으로서 사건 시기에 미치는 변경사항의 영향이 이해되어야 한다.
- 사건수목에 사용되는 성공기준은 발전소의 많은 설계 및 운전변경으로 인해 영향을 받지 않는 것으로 기대된다. 변경사항이 안전계통 또는 지원계통에 대한 성공기준에 영향을 미칠 수 있는 경우, 검토자는 이 기준 (설비요건, 요구되는 계열의 수 등) 이 기능요건과 관련되는 요구성능기준 (유량, 응답시간 등)과 부합하는지를 확인하여야 한다. 그러나, 변경사항이 성공기준에 영향을 미치는 경우, 검토자는 기저 PRA 해석에 사용된 성공기준이 리스크변동 평가 시 내린 결론에 영향을 줄 수 있는지 알아야 한다. 예로서, 3계열중 한 계열의 성공적인 운전을 임무 성공의 조건으로 하는 경우 3계열 계통의 어느 한 기기는 리스크에 중요하지 않을 수 있으나, 성공기준이 2/3 계열 또는 3/3계열이었다면, 이 기기는 보다 더 리스크에 중요하게 될 것이다. A.5는 사고경위 모델링시 사용되는 성공기준의 검토를 논의한다.

c. 평가 결론

검토자는 제시된 정보와 수행된 검토활동이 다음 결론을 지지하는지 확인하여야 한다.

- 사업자는 변경사항이 사건수목의 구조와 논리에 미치는 영향을 적절히 고려하

였다.

- 사업자는 신청사항이 사고경위 종속고장 분석, 사고경위 타이밍 및 성공기준에 미치는 영향을 적절히 다루었다.

A3. 계통 모델링 분석 (고장수목)

a. 검토 분야

고장수목은 그들의 환경 및 운전 관점에서 발전소 계통의 특정 고장모드를 유발할 수 있는 신뢰할만한 사건 (기기 부품고장, 인적오류, 또는 기타 관련 사건) 들의 논리적 상호관계를 기술하는데 사용된다. RIR에서, 대부분의 변경제안사항들은 고장수목에서 모델화된 사건의 확률을 정량화하는데 사용되는 변수 (모수) 에만 영향을 미치게 된다. 그 경우, 변경사항은 고장수목 모델 그 자체에는 영향을 미치지 않는다. 그러나, 변경사항이 설계변경과 관계되는 경우, 또는 사업자가 현재는 모델화되지 않은 것으로서 계통 재배열을 요구하는 임시변경을 제안하는 경우, 검토의 초점은 개정된 고장수목에 두어야 한다.

계통분석 분야에서 검토자가 알아야 할 기타 고려사항에는, 신청사항이 모델의 종속성을 바꾸는 형식으로 지원기능에 영향을 미칠 수 있는지와, 신청사항이 고장수목 논리 또는 모델링 가정의 변경을 요구할 정도로 계통 성능에 영향을 주는지 등이 포함된다.

b. 검토지침 및 절차

하나 이상의 계통 논리모델 검토가 필요한 경우에, 이 검토에는 변경사항에 의해 영향을 받을 수 있는 모델링 특성을 이해하기 위하여 기저 PRA를 통해 적절한 계통의 notebook 평가를 포함하여야 한다. 여기에는 개정된 계통모델 및 결과에 대한 표본추출검사 뿐만 아니라 사업자의 계통 변경 모델링 절차의 평가도 포함하여야 한다. 검토자는, 변경사항 모델링에서, 계통설계, 계통성능특성, 계통정렬, 운전절차서 및 운전철학 등의 변경을 포함하여 사업자가 발전소 배열의 변경을 반영하기 위하여 계통 논리모델을 적절히 조정하였는지 확인하여야 한다. 특히, 검토자는 다음의 고려사항을 다루어야 한다.

- 변경사항 해석은 계통성공의 정의를 변경함으로 인한 영향을 고려하여야 한다. 즉, 변경제안사항이 기기배열, 예상운전조건, 고장모드 및 그 영향, 대체성공경로 및 잠정고장경로 등에 영향을 미친다면, 이들이 고려되어야 한다. 또, 사

업자는 기기제외를 위해 원래 해석에 사용된 정당성, 기기고장모드 또는 유량 전환경로 등이 변경제안사항 관점에서 여전히 유효함을 입증하여야 한다. 해석은 계통고장을 유발할 수 있는 환경조건 (실내온도, 격납건물 압력 등)에 영향을 줄 수 있는 변경사항을 확인하고 고려하여야 한다.

- 해석은 타 계통과의 연계 및 지원기능에의 종속성을 고려하여야 한다. 이것은 동기전원, 제어전원, 기기냉각, 실내냉각 또는 연동장치에 관한 종속성이 신청사항에 의해 변경되었을 경우 특히 중요하다. 사업자가 고려해야 하는 기타 종속성에는 계통 자동동작과, 자동기동, 계통의 기동 및 제어를 위한 필수 수동조치 및 임무 성공을 위해 요구되는 리소스 (즉, 수원, 공기, 연료 등)를 위하여 존재해야 하는 조건 등에 관한 종속성도 포함한다.
- 변경제안사항이 절차화된 시험 및 정비조치 또는 적용가능한 기술지침서 조건을 다루는 경우, 시험 및 정비로 인한 이용불능도 모델링과, 관련 계통/기기에 대한 복구 오류 모델링이 검토되어야 한다. 시험 또는 정비활동 빈도, 그 개략적인 기간, 조치를 위해 재배치되는 기기, 시험/정비후 확인활동, 및 시험도중 계통 이용가능성에 관한 변경이 변경해석시에 고려되어야 한다.
- 계통 모델 검토시, 특히 변경제안사항이 계통운전에 어떻게 영향을 미치는지를 검토할 때 운전이력 (즉, 발전소 고유 운전경험) 이 고려되어야 한다. 재발하는 역지밸브 문제 (즉 역누설), 수격사건, 또는 이물질에 의한 유로차단 등에 관한 고려사항이 해석에서 다루어져야 한다.
- 변경사항으로 인한 잠재적인 것을 포함하여 공통원인고장 가능성이 평가되고 적절히 모델화되어야 한다. 공통원인고장 평가를 위한 검토지침이 A.7에 제시되어 있다.
- 모델화된 계통의 기능은 사건수목 모델에서 요구된 것에 부합하여야 한다. 성공기준과 사건경위 조건이 정확히 모델화되고, 사건수목의 정의와 일치하여야 한다.

기능 cutset의 형식으로 고장수목에 관한 해를 이용할 수 있을 경우, 계통 모델의 논리에 대한 효율적인 검토방법은 연결된 고장수목의 해에 의해 생성된 cutset을 평가하는 것이다 (즉, 지원계통 고장수목을 계통 고장수목에 연결하여 구성된 고장수목). 이 시각적 검사를 수행함에 있어서, 검토자는 결과를 기능적 종속성과 지원계통 종속성의 이해에 근거한 예상과 비교하여야 한다. 운전원조치 또는 공통원인고장 등과 같은 사건의 영향은 기능 cutset 검사를 통해 쉽게 확인될 수 있다. 예상되는 고장의 조합이 없을 경우, 검토자는 이 고장이 모델화되었는지, 또는 그들이 모델 해를 구하는 과정에서 절삭되었는지, 또는 고장수목 논리가 부정확 (즉, OR gate 대신에 AND gate 사용 등) 한지 등을 확인하기 위하여 검토하여야 한다. 간단히, cutset 검토는 계통 모델링 해석의 다른 부분에 추가검토의 초

점을 두도록 하는 하나의 방법이 될 수 있다.

c. 평가 결론

검토자는 제시된 정보와 수행된 검토활동이 다음 결론을 지지하는지 확인하여야 한다.

- 평가는, 계통 설계 또는 정렬, 계통 성능특성, 지원계통 종속성 및 운전절차서 또는 운전철학 등의 변경을 포함하여, 발전소 설비 또는 절차서 변경을 적절히 반영하고 있다. 적용가능한 경우, 이 변경사항은 PRA 계통모델에 적절히 포함되어 있다.

A4. 종속고장 분석

a. 검토 분야

사고진행 모델과 계통 모델은 사고완화에 필요한 계통과 운전원 조치간의 종속성을 정확하게 고려하여야 한다. 발전소설계 또는 운전에 관한 변경제안은 이들 종속성에 영향을 미칠 수 있다; 그러므로, 리스크변동의 평가는 계통-운전원 종속성도 고려하여야 한다. 그러나, 이 종속성의 모델링은 발전소 계통 및 절차에 관한 상세 지식을 요구하기 때문에, 모든 종속성이 변경평가에 포함되었는지를 검토자가 확인하는 것은 비현실적이다. 대신에, 검토자는 평가에 이들 종속성을 찾기 위한 종합적이고 체계적인 절차를 사용했는지를 확인하여야 한다. 검토자는 유사 변경해석 또는 유사 발전소 PRA와 관련된 그들의 경험을 신뢰하여야 하지만, 많은 경우 종속성은 발전소별로 고유한 것으로서, 발전소 고유 계통성능 및 상호작용, 절차지침 및 잠재적 사고경위 발생시점 등에 좌우된다.

b. 검토지침 및 절차

이 절의 검토지침은 중요할 수 있고, 발전소 설계 또는 운전 변경에 의해 영향을 받을 수 있는 종속성들에 대한 논의로 구성되어 있다. 대부분의 변경사항이 원래 PRA의 종속고장 해석을 바꾸지 않지만, 일부 설계 또는 절차변경은 새로운 종속성을 유발할 수 있거나, 기존 종속성에 영향을 줄 수 있다. 그러므로, 검토자는 존재가능하고, 변경해석 결과에 영향을 미칠 수 있는 다음 종류의 종속성에 관하여 인식하여야 한다.

기능적 종속성 : 이 종속성은 어느 계통 또는 기기의 기능이 다른 계통 또는 기기의 기능에 의존하기 때문에 발생한다. 기능적 종속성은 계통 또는 기기 기능의 변경이 타 계통 또는 기기의 고장을 유발하는 물리적 환경변화를 야기할 때 발생할 수 있는 상호작용을 포함한다. 기능적 종속성은 다음 예를 포함한다.

- 공유기기 종속성 (즉, 공통의 취수 또는 방출밸브에 의존하는 계통들 또는 계통 계열)
- 작동요건 종속성 (즉, 공통의 작동신호, 공통의 작동회로, 또는 기동/작동용 AC/DC 전원과 계기공기 등과 같은 공통의 지원계통에 의존하는 계통)
- 격리요건 종속성 (즉, 하나 이상의 계통격리, 정지 고장을 유발하는 상태), 환경조건 (온도, 압력, 및/또는 습도), 공정유체 온도/압력, 수위상태, 방사선 준위 등을 포함
- 전원요건 종속성 (즉, 동기력을 위해 동일한 전원에 의존하는 계통)
- 냉각요건 종속성 (동일한 실내 냉각 부계통 또는 동일한 유회유냉각 부계통에 의존하는 계통, 또는 냉각을 위해 동일한 용수 또는 기기냉각수 계열에 의존하는 계통)
- 지시요건 종속성 (즉, 운전을 위해 동일한 압력, 온도 또는 수위 계측기에 의존하는 계통)
- 현상적 영향 종속성 (즉, 하나 이상의 계통 운전가능성에 영향을 주는 사고경위 도중 발생하는 상태). 계통보호를 위해 정지를 유발하는 열악한 환경의 생성, 격납건물 열제거 상실시 펌프 NPSH 상실, LOCA시 생성된 이물질에 의한 펌프 여과기의 막힘, 격납건물 내부에 열악한 환경을 조장할 수 있는 격납건물 고장 발생후 격납건물 외부 기기의 고장, 격납건물 고압력에 따른 BWR 안전감압밸브의 닫힘, 및 격납건물 고장후 (또는 고장으로 인한) 냉각배관 파단 또는 설비 고장 등 포함
- 운전 종속성 (즉, 계통이 저압냉각재 주입모드에 있을 때 잔열제거계통 계열을 위한 BWR suppression pool 냉각모드의 이용불가능)

검토자는 변경평가에서 상기 종류의 종속성을 사업자가 적절히 고려한 증거를 찾아야 한다. 대부분의 경우, 이 종속성은 고장수목 또는 사건수목 논리 모델에 명확히 포함되어야 한다. 그러나, 어떤 경우엔 정성적인 평과과정만으로도 충분할 수 있다.

인적 상호작용 종속성 : 이 종속성은 운전원 오류로 인하여 기기 다중고장이 유발되는 경우 중요한 기여인자가 된다. 과거의 PRA에 의하면, 다음과 같은 발전 상태는 중요해질 수 있는 인적 상호작용 종속성을 유발할 수 있다.

- 다중기기들의 재배열이 요구되는 시험 또는 정비
- 동일한 종사자에 의해 수행되는 다중의 검교정
- 운전원이 다중기기를 조작하기를 요구하는 것으로서 사고후의 기기 수동 기동 (또는 백업 기동)

검토자는 절차서 변경 또는 운전원 교육훈련 변경 제안사항으로 인한 사업자 리스크평가에 이들 (또는 유사한) 활동을 확인하는 절차가 포함되었는지, 그리고 리스크 기여인자일 수 있는 활동들을 사업자가 평가하였는지를 확인하여야 한다.

기기부품 고장 종속성 : 보통 공통원인고장 (CCF) 이라고 칭하는 이 종속성은 설계, 제작, 설치, 검교정 또는 운전미숙 등에 의해 야기될 수 있는 유사 기기의 고장을 포함한다. CCF는 CCF 확률 또는 기타 정량화 방법을 이용하여 정량적으로 처리된다. A.7 는 CCF 관련 검토지침을 제시한다.

공간적 종속성 : 다중고장은 한정된 공간 또는 영역의 모든 설비들이 고장나는 사건에 의해 유발될 수 있다. 이 공간종속 고장은 내부홍수, 화재, 지진사건, 비산물 (즉, 터-빈 비산물) 또는 기타 외부사건 기인자에 의해 야기되는 것들을 포함한다. 이들 사건이 변경평가 결과에 영향을 줄 수 있는 경우, 그리고 이들 사건이 PRA에서 모델화되지 않은 경우, 모델화되지 않은 기인자로 인해 결과되는 종속성은 종합의사결정 과정의 일환으로서 정성적으로 평가되어야 한다. III.2.2. 에 PRA 요구범위에 관하여 상세히 논의되어 있다. 또, 변경요청은 열악한 환경 (과도한 온도, 습도, 방사선 등), 부적절한 공간, 의도하지 않거나 오류로 인한 스프링클러 운전, 또는 주기기 인근으로 일상적인 설비 이동 등과 같이 기기운전에 미치는 공통의 영향에 관한 사업자 고려사항을 포함하여야 한다. 검토자는 변경요청이 설비 다중고장을 야기할 수 있는 공간적 위협을 도출하기 위해 체계적인 절차를 사용하였는지 확인하여야 한다.

c. 결론

검토자는 제시된 정보와 수행된 검토활동이 다음 결론을 지지하는지 확인하여야 한다.

- 변경제안사항 평가시 계통과 운전원 상호작용 간의 종속성이 적절히 고려되었다. 이 종속성은 사고진행모델 (사건수목) 과 계통해석 모델 (고장수목)에 포함되었다.

A5. 성공기준 결정

a. 검토 분야

PRA 정책성명과 RG 1.174의 지침은 PRA 이행에 있어서 실제적 해석이 사용되어야 함을 명시하고 있다. 다음의 논의는 SAR 분석에 대한 참고사항으로서 성공기준에 관한 “실제적 해석”이 무엇을 의미하는지를 가려내려는 의도가 있다.

의도된 목적을 달성하기 위하여, SAR 분석은 보통 중요한 보수성을 포함하는 일련의 가정들에 근거한다. 사고경위를 개시한 것이 어떤 사건이든 간에, 추가로 SAR 분석은 가상의 단일 능동고장을 반영한다. SAR 분석을 통해 성공적인 성과가 나타나는 경우, 계통이 고려대상 초기사건에 대한 성능요건을 만족 또는 초과함을 믿는 좋은 사유가 존재하게 된다 (단일고장을 초과하는 시나리오와 동떨어진).

SAR에 기재된 임무성공기준을 PRA에서 적용하는 것은, 이 성능표준을 충족하는 고장확률이 보다 현실적인 성능표준을 충족하는 고장 확률보다 크다는 점에서, 보수적이다. 그러나, 통상적인 SAR 도구를 가지고 사건경위를 재분석하는 것은 PRA과정에서 정의된 수많은 시나리오를 적용하기에는 부담이 너무 크다. 또, SAR 분석에 사용되는 보다 전문화된 컴퓨터코드는 단일고장 초과 시나리오에서는 적절하지 않을 수 있다. 전통적으로 PRA에서 임무성공 분석을 개발하는 것에는, 보통의 SAR 도구와 동등한 품질수준을 갖지 못한 신속 계산 모델의 사용으로부터, 유사 발전소에 대해 수행된 해석결과의 외삽 사용까지 다양하다.

위원회의 지침을 충족하기 위해, 검토자는 사업자가 임무성공기준의 고의적인 보수성향을 이용하여 PRA 고찰을 왜곡하지 않았으며, 설계 및 운전변경의 정당화를 위해 사용된 임무 성공기준이 건전한 기술적 근거를 갖고 있음을 확인하여야 한다.

b. 검토지침 및 절차

리스크정보 신청사항의 결과 및 결론이 임무 성공기준의 선택에 특히 민감한 것으로 평가될 때, 또는 모델링에 특히 문제가 있는 경우, 검토자는 관련 성공기준과 각각의 근거를 평가하여야 한다.

근거가 해석적이면, 사용된 코드 및 입력자료를 평가하는 것이 적합할 수 있다. 컴퓨터코드가 적절한 인허가 또는 기타 산업계 평가를 받지 않은 것으로 결정될 때, 모델에 대한 보다 면밀한 평가가 고려되어야 한다.

임무 성공기준 평가에 사용되는 모델, 코드 및 입력들은 일반적으로 허용되는 방법에 부합하는 QA 표준을 충족하여야 한다. 표준은 해석의 입력과 결과의 배열 관리를 포함하여야 한다. 표준은 SAR 분석에 적용되는 것과 동일한 표준일 필요는 없지만, 그들은 명확해야 하며 (즉, 공학계산 및 코드는 입증되고 품질보증되어야 한다), 사업자의 QA 프로그램 일환으로서 공식화되어야 한다.

성공기준의 근거가 부족한 경우, 검토자는 사업자의 추가 정당화를 요청하거나, 독립적인 해석을 수행하여야 한다. 사업자의 정당화는 결론을 타당화하기 위한 그럴듯한 대체 모델의 사용 (그에 따라 모델 불확실성을 다룸) 또는 변경사항이 성공기준에 의해 영향을 받지 않도록 변경사항의 재설계 등을 포함한다.

일부 성공기준은, 기준에 대한 확실한 근거가 첫 발전소에서 창출되어, 발전소 고유 특성의 비교가 유효함을 입증할 때, 유사 발전소간에 외삽으로 추정될 수 있다.

신청사례별로 검토자는 계통 성공기준의 정의가 신청사례 고유요소들 또는 그 요소들과 동일한 최소 cutset이나 사고 시나리오 내의 요소들에 의해 영향을 받는지 평가하여야 한다. 검토자는 성공기준이 너무 낙관적이지 않아서 요구되는 기기 수를 과소평가함을 확인하여야 한다 (즉, 최소 cutset 크기를 과대 계산).

c. 평가 결론

검토자는 제시된 정보와 수행된 검토활동이 다음 결론을 지지하는지 확인하여야 한다.

- 해석에 사용된 임무 성공기준에 대하여 기술적 근거가 수립되었다. 기술적 근거의 해석적 요소들은 적절한 수준의 배열관리와 QA를 받았다. 타 발전소의 유사기준과 비교가 가능할 경우, 이 비교가 정당화되었다.

A6. 적합한 데이터의 사용

a. 검토 분야

리스크정보 신청에서 사업자가 적절한 설비 고장자료를 사용하는 것은 중요하다. 발전소 고유 데이터가 바람직 하겠지만, 운전이력이 짧은 발전소에 대하여 유일한 선택은 일반 데이터를 사용하는 것이다. 더구나, 변경의 영향이 모수 값의 변경에 따라 모델화될 때, 그 모수값 변경을 지지하기 위해 충분한 발전소 고유 데이터가 존재하지 않는다. 데이터 관련 현안은 다음과 같이 요약된다. (a) 어느 설비의 이용불능 모드를 나타내는 기본사건과 관련된 모수 값의 변동으로서 신청사항의 영향이 모델화 되는 경우, 이 변경은 타당해야 하고, 발전소 고유 및 일반 운전정보를 포함하는 기술적 논의에 의해 지지되어야 한다. (b) 변경의 영향이 변경에 의해 영향을 받지 않은 설비에 대해 사용된 모수 값에 의해 과장되지도 축소되지도 않아야 한다.

b. 검토지침 및 절차

기술검토를 수행한 PRA 에 대하여 그들이 일반데이터 또는 발전소 고유 데이터를 사용하여 평가되었든 간에 모수값이 적절한 것으로 판정되었을 것으로 기대된다. 그러나, 검토는 기저 케이스 모델로서의 PRA에 초점을 두었기 때문에, 신청 사례별로 모수 값의 적합성에 대한 다양한 시각이 요구될 수 있다. 그러므로, PRA 신청사항 평가시 검토자는 해석의 결론을 바꿀 가능성이 있는 모수 값에 초점을 두어야 한다. 예로서, 영향을 받는 설비와 동일한 cutset 또는 시나리오에 속한 설비들의 모수는, 그 값이 너무 낮으면 변경사항에 대해 평가된 중요도가 축소되어 결론을 왜곡할 가능성이 있고 그 값이 너무 높으면 중요도를 증가시켜 결론을 왜곡할 가능성이 있다. 유사하게, 영향을 받는 설비를 포함하지 않는 cutset 또는 시나리오에 기여하는 모수는 너무 높거나 낮아서 변경사항의 중요도를 축소시킬 수 있다.

사용되는 고장을 또는 고장확률중 특히 변경제안사항에 직접 영향을 주는 것들은 발전소 고유 및 일반 데이터 모두를 적절히 고려하여야 한다. 이 값들이 유사 발전소의 PRA에서 일반적으로 수용된 값에 부합하거나, 사업자가 발전소 고유 인자에 근거하여 중요한 편차를 정당화 할 것으로 스텝은 기대한다. 여기서 “중요한”이란 말은 고장을 또는 고장확률의 평균값에 대해 3배 이상 크지 않은 것으로 정의될 수 있다. 검토의 초점은 논의된 바와 같이 결과에 심각한 영향을 주고, 일반적으로 수용되는 수준으로부터 심각하게 벗어나는 모수 값들에 두어야 한다.

검토자가 모수값에 대하여 보다 상세한 검토가 필요하다고 결정하는 경우, 다음 지침을 적용한다. 발전소 고유 데이터에 대하여, 검토자는 사업자가 사건 또는

고장의 수, demand 수 및 운전 또는 정지대기 시간을 계산하기 위해 어떻게 발전소 기록을 사용하였는지를 평가하여야 한다. 일반데이터 검토시에는 발전소 기기가 일반적 산업기기와 유사한지를 확인하여야 한다. 일반 고장율이 시험간격등과 같은 발전소 고유 데이터와 혼합하여 사용되는 경우, 검토자는 사용되는 발전소 데이터의 범위에 대해 일반데이터의 적용이 가능한지를 확인하여야 한다.

변경사항의 영향 평가시, PRA 모델 개발에서 고려되었던 가정들을 검토자가 인지하는 것이 중요하다. 예로서 demand에 대하여 대기중인 기기의 이용불능도를 나타내는 사건에 대해 보통 2가지 모델이 사용된다. 즉 demand 모수에 대한 상수의 고장확률은 평균 시험주기를 포함하여, 가정된 demand 수에 근거하여 계산될 수 있다. 시험주기의 연장 영향을 평가하기 위하여 그러한 모델을 사용하는 것은 시험주기가 현저하게 다른 기기들의 이용불능도 간에 큰 차이를 낳을 수 있다. 검토자는 이 영향에 민감하여야 하며, 사업자가 해당 평가를 위해 적절한 모델과 모수를 사용하는지 확인하여야 한다.

다른 예로서, 발전소 고유 고장 데이터 고려시, 성능이 떨어지는 개별 기기들이 다른 기기들과 같은 그룹에 속할 수 있다. 이는 저하된 성능이 동일 형태의 모든 다른 기기들에 대해 평균화되는 결과를 초래한다. 그렇지 않으면 저하된 성능은, 균일한 분포로 고려되는 것 중 하나의 구성요소가 고유한 특성을 갖고 있기 때문에 발생할 수 있거나, 또는 기기가 좀더 지나친 환경에서 운전되고 있기 때문에 발생할 수 있다. 이 기기들이 운전조건이 좀 더 나은 타 기기들과 함께 그룹핑되는 경우, 저하된 성능에 대하여 사용되는 고장율은 인위적으로 낮아질 수 있다. 그룹 고장율에 근거하여 요건이 완화되는 경우, 이들 저하된 성능의 기기들에 대하여 프로그램 활동을 축소하게 되면 이들중 한 기기의 가동중 고장을 겪는 확률은 예상치 보다 크게 될 수 있다. 검토자는 그러한 영향을 인지하여야 하며, 기기들이 잘 그룹화되는지를 확인하여야 한다.

설비의 이용불능 모드를 나타내는 특정의 기본 사건과 관련된 모수값의 변화량으로서 변경영향이 모델화될 때, 검토자는 모수값의 변화가 적절하고 합당한지에 초점을 두어야 한다. 사업자는 모수값 변화 이면의 합리성을 문서화하고, 그 합리성은 신중하게 검토될 것으로 기대된다.

변경사항에 대한 후보적인 기저 모수 값으로서 일반 값이 사용되는 경우, 검토자는 일반데이터를 적용하는 조건이 변경이 반영된 발전소를 위한 더 적절한 조건과 부합하지 않음을 입증하여야 한다. 이것은 변경사항에 의해 다루어지는 현안 관점에서 변경된 발전소가 전형적이지 않을 경우에만 실제 문제가 되어야 한다.

발전소 고유 데이터가 사용되면 문제가 되지 않는다.

마지막으로, 리스크정보 활용 변경사항을 타당화하는 데 사용되는 데이터를 입증하기 위하여, 신청사항에 의해 영향을 받는 기기들의 성능을 사업가 감시하는 것이 중요하다. 이 감시는 신청제안이 단계적으로 추진될 때 수행되어야 한다. 매우 신뢰성 있는 설비에 대하여, 사업자는 운전경험 DB를 확장하기 위해 타 발전소에서의 경험을 검토할 필요가 있다. 검토자는 감시 프로그램이 기기 또는 계통 성능이 가정된 바를 따르고 있음을 입증할 수 있는지 확인하여야 한다.

c. 평가 결론

검토자는 제시된 정보와 수행된 검토활동이 다음 결론을 지지하는지 확인하여야 한다.

- 사용된 고장을 및 고장확률중 특히 변경제안사항에 직접 영향을 주는 것들은, 유사 발전소의 PRA에서 일반적으로 수용된 값에 부합하는 발전소 고유 및 일반 데이터 모두를 적절히 고려하고 있으며, 발전소 고유 인자에 근거하여 편차들이 정당화 되었다.
- 사업자는 개별 기기들이 해당 등급의 평균이상으로 성능이 저하될 가능성을 체계적으로 고려하였고, 성능이 저하된 기기의 이용불능도가 리스크해석에서 가정된 것 보다 상당히 더 악화되는 정도까지 이들 기기가 완화됨을 피하고 있다.
- 신청사항에 의해 영향을 받는 모수값의 변화는 정당화되고 합리적이다.
- 발전소 설계 또는 운전변경을 지원하기 위해 사용된 데이터는 적절한 성능 감시 프로그램을 통해 지원된다.

A7. 공통원인고장의 모델링

a. 검토 분야

공통원인고장 (CCF) 는 설계, 제작, 설치, 검교정, 또는 운전미숙 등과 같은 공통 영향에 의해 야기될 수 있는 기기의 고장을 나타낸다. CCF는 동시에 하나 이상 고장날 수 있고, 개별 기기 고장 확률들의 곱으로 예측되는 보다 큰 확률로 발생할 수 있기 때문에, 그들은 발전소 리스크에 크게 기여할 수 있다.

설비를 하나의 그룹으로서 포함하는 리스크정보 활용 신청은 주어진 그룹내 설비

들의 CCF 확률에 영향을 줄 가능성이 있다. 영향을 받는 기기에 대하여, CCF 확률은 낮아질 수 있거나, 현행요건에 의한 운전 및 공학적 증거에 기초한 기저 PRA 에 포함되지 않을 수도 있다. 변경제안사항과 함께 CCF 기여가 보다 더 심각해지지 않음을 보장하여야 한다. 또, 변경영향 평가는 타 기기의 CCF 확률에 의해 영향을 받을 수 있으며, CCF 확률에 따라 과장되거나, 퇴색될 수 있다.

b. 검토지침 및 절차

검토자는 PRA가 잠재적으로 중요한 CCF를 서술했는지, PRA 모델링이 변경제안사항의 영향을 반영하였는지를 확인하여야 한다. 스택 평가는 공통원인 기기그룹 선정에 사용된 절차의 검토를 포함하여야 한다.

리스크정보 활용 신청 및 변경 평가관련 상세 검토지침은 다음과 같다.

- 검토자는 동일한 원인으로 2개 이상 기기 (특히, 신청사항 관련 기기)의 고장과 관계하는 산업계 및 발전소 고유 경험이 분석되고, 리스크 모델에 반영되었는지를 확인하여야 한다.
- 관련 신청사항에 대하여, 검토자는 변경을 위해 제안된 설비 그룹의 CCF를 사업자가 적절히 모델화했는지를 검토하여야 한다. 신청사항이 CCF에 주는 영향이 용이하게 평가될 수 없거나 정량화될 수 없는 경우, 검토자는 실제 계통 위협을 수반하는 다중고장이 발생할 수 있기전에 성능감시를 통해 CCF를 탐지할 수 있음을 확인하여야 한다. 또, 잠재적인 CCF에 대한 고장노출 시간을 저감하기 위해, CCF 에 대비한 보호 노력의 일환으로서 단계적 또는 점진적 이행이 고려되어야 한다.
- 검토자는 변경에 의해 영향을 받지 않는 설비에 대한 CCF 확률을 선택함으로써 변경영향이 부적절할 정도로 덜 심각하게 되지 않음을 확인하여야 한다. 이것은 두가지 방법으로 발생한다. 첫째는, 변경의 영향을 받는 설비 고장을 나타내는 사건을 포함하는 cutset 또는 시나리오가 타 설비로부터 매우 작은 CCF 기여도를 갖는 것을 포함할 수 있다. 두 번째는, 변경영향이 무색할 정도로 아주 큰 CCF 기여도를 가짐으로써 영향을 받는 설비를 포함하지 않는 cutset 또는 시나리오의 기여도가 인위적으로 증가될 수 있다. 이 경우는 영향을 받는 설비의 상대적 기여도 (및 중요도)를 낮춤으로써 리스크 분류에 관계하는 신청사항에 영향을 준다. 이들 영향에 대한 이해는 관련 CCF의 제거로서 또는 CCF에 대해 좀 더 현실적 값을 사용함으로써 수행되는 민감도 해석으로부터 얻어질 수 있다.
- 보통의 모델링 근사는 계통 기능의 고장을 일으키는 설비들의 조합에 의한

CCF 기여도를 포함하는 것이다. 예로서, 계통 성공이 4개 기기들중 1개 기기의 성공으로서 정의되는 경우, 4개 기기의 전체에 대해 하나의 CCF를 표현하는 단일 항이 포함된다. 성공기준이 4개중 2라면, 관련 CCF 항은 해당 그룹의 3개 또는 4개 고장을 나타낼 것이다. 확률론적으로 이것이 현저한 기여도에 해당하지만, 신청사항이 1개 계열 이용불능시의 리스크 영향 평가에 의존할 때에는 신중하여야 한다. 1 out of 4 계통의 경우, 3개 설비의 CCF 가 기여인자가 되도록, 계통의 나머지 부분에 대한 효과적인 성공기준은 변화한다. 저-순위 CCF 기여인자를 모델링하지 않음으로 인한 영향이 고려되어야 한다. 이것은 변경의 정당화가 리스크 분류에 의존하는 신청사항과 리스크 변동의 평가를 요구하는 신청사항에 영향을 줄 수 있음을 숙지하여야 한다.

c. 평가 결론

평가결론은 다음의 영향에 대한 논의를 포함하여야 한다 :

- CCF가 절절히 다루어졌으며, 사업자는 CCF 가능성과 관계되고 변경제안사항에 영향을 주는 속성을 공유하는 기기 그룹을 체계적으로 도출하였다.
- 적용가능한 경우, 사업자의 성능감시 프로그램은 변경제안사항에 기인하는 CCF 증가 발생 가능성을 저감하기 위한 단계적 이행방안을 다루고 있다.

A8. 인적성능의 모델링

a. 검토 분야

PRA 결과와 그것이 리스크정보 의사결정에 제공하는 입력은 인적성능 모델링에 의해 아주 크게 영향을 받을 수 있다. 발전소 안전성은 인적성능에 크게 좌우된다. 그러므로 PRA가 인적성능을 세심하게 취급하는 것은 필수적이다. 그러나, 보통 인적신뢰도분석 (HRA) 이라 불리는 인적성능을 모델링하는 것은 상대적으로 어려운 분야이다 : 접근방법에 있어서 상당한 변화들이 지속되고, 이로 인해 인적 오류 확률 (HEP) 이 상당히 다르게 평가 될 수 있다. HEP 에 사용되는 특정 값은 변경제안사항의 영향평가 결과에 크게 영향을 준다.

정량화 현안에 추가로, 특정 규제결론의 관점에서 어떤 종류의 인적조치가 적절히 신뢰될 수 있는가 하는 의문이 존재한다. 예로서, 기기가 고장날지라도 그 고장이 제어실 외부의 운전원에 의해 높은 확률로 복구될 수 있다는 논의에 근거하여, PRA 결과가 기기요건 완화를 지지하는 것으로 나타나는 경우를 가정해 보자. 문

제는 운전원 조치에 관한 모델링과 고장확률 평가가 적절한지 여부와, 이 종류의 신뢰가 스태프 지침에 의해 완화 정당성을 지지하려는 일종의 보상수단인지 여부에 있다. 또 한가지 현안은 명확히 모델화되지는 않았지만 어떤 모수 값에 함축되어 있는 인적성능의 영향을 포함한다. 예로서 초기사건 빈도에 미치는 인적성능의 영향이 그것이다. 초기사건의 원인은 보통 다루지 않지만, 그 영향은 빈도속에 암시적으로 포함되어 있다.

b. 검토지침 및 절차

검토자는 신청사항에 의해 영향을 받을 수 있는 잠재적으로 중요한 인적성능 현안과 이 현안이 PRA 에 어떻게 반영되는지를 이해하여야 한다. 이를 이해하기 위해서는 HEP 계산에 사용되는 접근방안의 검토가 필요하다.

HRA는 여러 방법으로 변경사항의 영향을 평가할 수 있다. 첫째, 변경은 인적고장사건 (HFE) 에 직접적으로 영향을 줄 수 있다. 두 번째, HFE는 변경에 의해 영향을 받는 설비의 고장 응답을 나타낸다. 마지막으로, 변경에 의해 영향을 받지 않는 사고경위 수치를 증가 또는 감소시킴으로써, 변경사항과 관계없는 HFE가 변경의 영향을 감추거나, 과장할 수 있다 (값에 좌우됨).

변경이 HFE에 직접적으로 영향을 미치는 경우 (즉, 절차서 변경 또는 운전관행 변경의 결과), 검토자는 사업자가 변경영향을 적절히 모델화했는지를 확인하여야 한다 ; 즉 검토자는 사업자가 다음의 문제를 다루었는지 확인하여야 한다.

- 새로운 인적조치가 유발되는지 또는 기존 조치가 수정되거나 없어지는지 여부
- 변경사항이 고장 가능성에 영향을 줄 것으로 가정되는 인자 (보통 성능형상인자 또는 PSF 라 칭함) 에 영향을 주는지 여부. 인자에는 절차서 품질, 운전원에게 이용가능한 임무, 운전원에게 이용가능한 정보 (계측기) 의 품질, 인간-기계 연계 품질, 연계 위치, 임무의 복잡성, 과거고장/과거조치 등을 포함하여 운전원이 대응하는 조건 또는 환경, 임무수행에 이용가능한 시간, 특정사건에 대한 훈련 (형식 및 빈도) 품질, 운전원 상호작용과 오류시 복구가능성, 운전원 스트레스 등을 포함한다.
- 인적조치 종속성 해석이 영향을 받는지 여부
- 신청사항이 발전소 계측기와 인적조치 사이의 종속성을 유발하거나 수정하는지 여부
- 선정해석이 영향을 받는지 여부

HFE가 변경에 의해 영향을 받는 설비고장 응답을 나타낼 때, 검토자는 그 자원을 다음 방법을 이용하여 이들 HFE에 검토 초점을 맞출 수 있다.

- 신청사항에 의해 영향을 받는 사건에 대해 보상하는 인적조치 확인 및 사업자가 이들 사건에 대하여 부적절한 신뢰를 주장하지 않았는지를 확인. 변경제안의 결과로서 기본사건 확률이 증가함을 보상하기 위한 인적조치에 대하여, 변경요청의 일부로서 운전원 성능을 리스크해석에서 신뢰되는 수준으로 보장하는 사업자 조치가 있어야 한다.
- 사업자가 고장난 기기의 사고후 복구 (수리 또는 고착밸브를 수동으로 강제 개방하는 등의 비-절차서적 수동조치)에 대해 신뢰를 둘 때 적합한 정당성이 제시되는지를 확인. 검토자는 확인된 복구조치가 훈련 등과 같은 발전소 프로그램을 통해 분명하고, 합리적이며 (시간적 및 물리적 제한 하에서) 지지받을 만한지를 확인하여야 한다.
- 인적조치가 수행되어야 하는 조건이 HEP가 수정되어야 할 만큼 크게 변화되었는지 여부를 사업자가 평가했는지 확인

검토자는 영향을 받는 설비를 포함하지 않는 사고경위로 인해 변경의 영향이 HEP 때문에 너무 큰 값으로 인위적으로 증가되는 경우, 변경의 영향이 감춰질 수 있음을 검토자는 알아야 한다. 이 경우는 영향을 받는 설비의 상대적 기여도를 낮춤으로써 리스크 분류와 관계하는 신청사항에 영향을 주게 된다. 이 영향에 관한 이해는 관련 HEP의 제거를 통해 또는 HEP에 대한 보다 현실적인 값의 사용을 통해서 수행된 민감도해석으로부터 얻어질 수 있다.

중요 설비의 마스킹 가능성과 관련된 다른 고려사항은 리스크평가 수행에 사용되는 모델에 설비가 포함되지 않을 수 있다는 것이다. 이것은 여러 가지로 발생할 수 있다 :

- 동일한 cutset 또는 시나리오의 HEP가 너무 낮아서 설비를 포함하는 cutset 또는 시나리오가 절삭될 수 있다. 그러한 절삭은 리스크변동을 평가하기 위하여 논리모델을 다시 풀지 않는 경우에만 문제가 되어야 한다 (예로서, 이미 풀린 방정식을 이용하는 설비 리스크 순위에 따른 신청사항의 경우). 이에 대한 바람직한 해결책은 모든 영향을 받는 설비에 대해 행해진 적절한 변경을 고려한 재차 풀이를 요청하는 것이다. A.9는 이에 대한 상세한 내용을 논의한다.
- HEP가 너무 높아서 그들이 어느 기능의 이용불능도를 두드러지게 가정하게 되고 그러므로 관련 부품이 모델화되지 않도록 하기 때문에 설비가 논리모델 구조에 포함되지 않을 수 있다. 그러나, 부품은 리스크 중요도 계산시 여전히

기여인자 일 수 있다. 예로서, 부품 (그룹으로서) 은 관련 HEP와 동일한 리스크 중요도 (RAW 향으로)를 가지게 된다. 이것은 사업자가 조치관련 특정 기능의 수행에 요구되는 설비뿐만 아니라, RIR 신청사항에 대해 중요한 운전원 조치를 확인해야 함을 의미한다. 설비는 그 기능을 달성하는 데 있어서의 중요도에 따라 처리되어야 한다.

- 일부 복잡한 운전원 조치 그룹 (즉, BWR의 ATWS에 대한 응답 또는 PWR의 SBLOCA에 대한 응답에서 RHR 대신 재순환 운전 선택 등) 에 대하여, PRA 해석자는 후속 조치를 다루지 않아도 되는 포괄적 사고 시나리오 방안의 수용을 택할 수 있다. 이것은 그러한 조치에 관련된 설비가 변경과정에서 무시될 수 있음을 의미한다.

c. 평가 결론

스택의 안전성평가보고서 (SER) 는 사실상 다음과 동등한 표현을 포함하여야 한다.

- 인적성능의 모델링은 적절하다.
- 고장난 기기의 사고후 복구는 옹호가능한 방법으로 모델화되었다. 복구확률은 실제적으로 정량화되었다. 모델 구성은 어느 항목의 확실히 낮은 리스크 중요도가 고장기기의 복구 신뢰도에 좌우되는 정도를 의사결정자에게 보여주고 있다 (보상시스템의 작동에 반대되는 것으로서 기기 기능의 복구).
- 변경제안사항의 일부로서 인적조치가 보상수단으로서 제안 될 때 리스크해석에서 신뢰할 만한 수준으로 운전원 성능을 보장하기 위한 사업자 조치 (즉, 교육훈련, 절차서 등) 는 변경요청의 일부가 된다.

A9. 사고경위 정량화

a. 검토 분야

스택은 보통 리스크 변동의 정량화에 관해 자세히 검토할 필요성을 예측하지 않는다 ; 그러나, 일부 정량화 과정이 상세히 확인되어야 한다. 특히 검토자는 사업자 평가과정이 모델링 단순화 및 리스크 정량화의 가정에 미치는 변경제안사항의 잠재적 영향을 고려하기에 충분하다는 자신이 있어야 한다. 또 스택은 중요한 경위들이 버려지지 않고 선정된 절삭 제한치에 대해 최종결과가 민감하지 않도록 선정된 사고경위 절삭 제한치가 적절함을 확인하여야 한다.

b. 검토지침 및 절차

검토자는 다음의 예에서 보여지는 바와 같이 리스크 변동 평가시에 모델 단순화와 정량화 가정이 적절히 고려됨을 확인하여야 한다.

- 검토자는 PRA 모델 적용과정에서 사업자가 모델 비대칭성을 고려하였는지 확인하여야 한다. 비대칭성은 모델 가정 (즉, 1개 계열은 운전중이고, 다른 1개 계열은 대기 상태)으로부터, 지원계통 정렬 차이로부터, 또는 계통 설계 또는 운전절차서의 실제 차이로부터 야기될 수 있다.
- 정량화 과정에서 cutset/경위 삭제가 수행되면 리스크 변동 평가시 이들이 정확하게 다루어짐을 검토자는 확인하여야 한다. 일부 정량화 과정에서, 기술지침서에 의해 허용되지 않는 일련의 정비행위를 포함하는 cutset이 cutset 함수들의 병합후에 사고경위로부터 삭제되어진다. 이것은 예기치 않은 보수성을 피하기 위해서 수행된다. PRA 신청이 기술지침서의 정지허용관련 현안을 다루는 경우, 검토자는 그러한 삭제의 영향이 적절히 취급되었는지를 확인하여야 한다.
- 초기 정량화후에 운전원 복구조치가 반영된 경우, 변경제안사항 관점에서 이 조치들이 계속 유효한지를 검토자는 확인하여야 한다. A.8 은 이 사항을 상세히 논의한다.
- 고장수목의 순환논리 (circular logic) 는 정량화과정의 중단을 유발하게 된다. 비상디젤발전기에 냉각을 제공하지만, 소외전원 상실시 이 디젤발전기로부터 전원을 공급받는 비상용수계통 등과 같은 계통에 대하여 이것은 문제가 된다. DC 및 AC 전원사이의 상호 종속성이 다른 예가 된다. 이 같은 상황에서 (즉 물리적 상황이 순환 종속성을 능가할 때) 해석자들은 모델 해에 대해 허용하는 이 순환성을 중단시켜야 한다. 순환 논리에 의해 영향을 받는 계통에 대한 변경에 대하여, 검토자는 순환성이 중단된 방법 (보통 사건수목 함수들의 순차화로)을 고려하여야 하며, 리스크변동 평가시 종속성이 계속 고려되고 있음을 확인하여야 한다.

사고경위 절삭

검토자는, 신청의 결과로서 그들이 중요하게 된다면, 원래 절삭된 사건들의 잠재적 영향이 고려될 수 있도록 기저 PRA 모델을 재정량화하여 신청으로 인한 리스크 변동을 사업자가 계산하기를 바란다. 사업자가 모델에 대한 재정량화를 수행하지 않은 경우, 또는 신청사항이 이미 풀린 함수로부터 제공된 설비 리스크 순위에 의존하는 경우 검토자는 다음에 제시된 지침을 사용하여야 한다.

검토자는 cutset 또는 시나리오 절삭으로 인해 신청결과에 또는 신청에 영향을 주는 PRA 논리에 오류가 유발하지 않았음을 확인하여야 한다 (사업자 제출서류에 제시된 문서에 의하거나, 스텝의 독립적 해석에 의해 확인). 중요한 사고경위 또는 사건 기인자에 대하여 절삭제한치가 낮은 경우, 스텝 검토는 민감도연구의 수행을 포함할 수도 있고, 감춰진 종속성 또는 통상적이지 않은/예상밖의 사건 조합이 존재하는지를 확인하기 위해 최종 cutset 또는 시나리오의 연구를 포함할 수 있다 (특히, 이것이 변경제안에 의해 영향을 받는 기기를 포함하는 경우)

스텝 검토는, 신청에 의해 영향을 받는 것으로서 최종 절삭된 cutset 함수에 포함된 사건목록을, 고장수목과 사건수목 모델에 사용된 신청 고유 기본사건들의 목록과 비교하는 것을 포함할 수 있다. 이것은 절삭과정을 통과하지 못한 사건목록을 생산한다. 절삭된 사건들이 리스크에 중요하지 않은 사유를 검토자가 평가할 수 있도록 문서의 이용이 가능하여야 한다.

마지막으로, 절삭된 최소 cutset이 얻어진 후, 사고경위 수준에 CCF 및 인적 종속성을 반영하는 PRA 모델에 대하여, PRA에 사용된 절삭기준은 CCF 또는 인적 종속성이 고려되면 중요해질 수 있는 신청 관련 기기들의 절삭을 cutset이 유발하지 않음을 검토자는 확인하여야 한다.

c. 평가 결론

검토자는 제시된 정보와 수행된 검토활동이 다음 결론을 지지하는지 확인하여야 한다.

- 변경사항이 적절히 모델화 되었고 적절히 정량화되었다.
- 사업자는 (i) 신청사항으로 인한 리스크 변동이 기본 모델의 재정량화를 통해 재정량화되었기 때문에, 또는 (ii) 모델 재정량화가 수행되지 않았거나, 이미 해가 얻어진 cutset 방정식으로부터 얻어진 설비 리스크 순위에 신청사항이 의존하는 경우, 다음사항을 적용하기 때문에, 결론이 절삭에 의해 나쁜 영향을 받지않음을 만족스럽게 입증하였다.
 - 절삭기준은 안정적 결과를 보증할 만큼 충분히 낮다. 즉, 낮은 절삭기준 때문에 CDF 또는 LERF 크기는 변하지 않을 것이며, 설비의 리스크분류가 영향을 받지 않을 것이다.
 - 신청사항의 영향을 받는 기기들은 모델에서 절삭되지 않는다. 그들이 절삭된 경우, 정성평가를 통해 그들이 왜 리스크에 중요하지 않은지의 사유를

보일 수 있다.

A.10 격납건물 응답 모델링 및 LERF 변동

a. 검토 분야

이 절의 목적은 발전소 설계 또는 운전에 대한 변경제안으로 인한 LERF 변동을 사업자가 평가한 내용을 검토하기 위한 지침을 제시하는 것이다.

일반적으로 CDF 경위중 하나의 subset 만이 변경사항에 의해 영향을 받게 된다. 이 subset이 LERF에 크게 기여하는지 아닌지 여부는 몇가지 발전소 고유 특성에 좌우된다. 이 절은 LERF에 큰 영향을 주는 특성에 초점을 두며, 이들 특성에 근거한 검토방법을 제시한다. 또 이 절은 검토자가 대량조기유출 가능성에 직접 영향을 주는 발전소의 기능적 능력과 관련된 항목을 파악할 수 있도록 하고, 변경 제안이 이 능력에 영향을 줄지 여부를 확인하도록 하며, 사업자가 LERF 변동 계산에서 이들 항목을 적절히 고려하였는지를 결정토록 하는 지침을 제공한다.

b. 검토지침 및 절차

발전소 설계 및 운전변경이 LERF를 크게 변화시키는 데에는, 다음사항을 포함하여 여러 가지 방법이 있다.

- 격납건물 우회 경위의 빈도 변경 (예, SGTR 및 ISLOCA)
- 격납건물에 심각한 위협을 부여하는 노심손상 경위의 빈도 변경 (예, 노심손상 및 압력용기 파손 도중 RCS 압력의 상승을 유발하는 경위)
- 격납건물 안전기능에 관계되는 계통의 성능 변경 (예, 격납건물 격리, 격납건물 열제거, 격납건물 살수, 수소제어)
- 사고관리에 영향을 주는 계통 또는 운전원 행위의 성능 변경 (예, 감압, 배기)
- 격납건물 기능성 저하 상태에서 정지중 발생하는 노심손상 경위의 빈도 변경

아래에 제시된 지침은, 각 발전소 형태별로, 이들 일반적 범주에 대한 특정 사례들에 초점을 두고 있다.

과거의 PRA에 근거하여 NUREG/CR-6595 안은 대량조기유출 가능성 (계산된)에 가장 큰 영향을 주는 인자들에 대한 일부 고찰사항을 개발하였다. 몇가지 경우에 서 발전소 고유 항목이 두드러질 수 있지만, 해당 격납구조물의 강점과 약점, 해

당 발전소 형태를 특성화하는 노심손상 경위에 관한 특성을 반영하여, 주요 격납 건물 형식을 가진 발전소들은 대량조기유출을 유발할 수 있는 경위의 형태에서 유사한 경향을 가지는 것으로 밝혀졌다. 이 고찰에 근거하여 NUREG/CR-6595 안은 두드러진 격납건물 고장모드와 우회사건 빈도를 평가하기 위한 선별방법을 제시한다. 이 방법의 목적은 어느 노심손상경위를 입력으로 하여 LERF 계산치를 제공하는 것이다.

이 SRP에 제시된 검토방법은 NUREG/CR-6595로부터의 근원적 고찰사항을 확립한다. 각 주요 격납건물 형식에 대하여, 검토과정에서 주의를 기울이도록 하기 위해서 상세한 고려사항이 제안되어 있다. 그러나, 이들 고려사항이 대량조기유출 가능성에 영향을 주는 기술적 현안을 규명하려는 의도로 제안하는 것은 아니다. 예로서, 발전소 고유의 Level 2 PRA 해석이 존재하는 경우, 이것은 해당 발전소에 대하여 LERF 고려사항에 추가의 고찰을 제공할 수 있다.

각 주요 격납건물 형식에 대하여, 대량조기유출 (노심손상경위가 진행중인 상태에서) 가능성에 가장 큰 영향을 주는 인자는 다음과 같다.

PWR 대형 건식 : 격납건물 우회
 격납건물 격리
 원자로냉각재계통 (RCS) 감압
 원자로용기 파손후 비상노심냉각 (ECC) 복구

PWR Ice Condensor : 격납건물 격리
 격납건물 우회
 수소 점화기
 원자로냉각재계통 (RCS) 감압
 원자로용기 파손후 비상노심냉각 (ECC) 복구

BWR Mark I & II : 격납건물 격리
 격납건물 우회
 배기
 격납건물 열제거 : 붕괴열
 격납건물 열제거 : ATWS
 원자로냉각재계통 (RCS) 감압
 원자로용기 파손후 비상노심냉각 (ECC) 복구

BWR Mark III : 모든 Mark I & II 현안 및 점화기

일부 BWR에서 원자로용기 파손을 야기하는 많은 경위들은 격납건물 고장 또한 상당한 확률을 가짐을 알아야 한다. 또, 격납건물 열제거 상실의 CDF에 크게 기여할 수 있음도 알아야 한다.

주어진 발전소 형태에 대한 LERF 변동 계산을 검토할 때 검토자는 다음 인자들을 고려하여야 한다.

격납건물 우회

- 변경제안이, SGTR 또는 ISLOCA 고ksfus 초기사건을 방지하는데 있어서, 또는 그에 대한 응답에 있어서 신뢰되는 계통에 영향을 주는지 여부
- 변경제안이 induced SGTR (ISGTR) 가 야기될 수 있는 과도상태의 빈도 또는 심각성에 영향을 주는지 여부 (예, 상승된 온도 및 상승된 차압에 의해 야기되는, 사고과정에서의 세관파단). 변경제안이 SG 세관 건전성에 직접적으로 영향을 주지 않는 경우, 그리고 발전소 SG 가 심각한 열화를 겪지 않은 경우, 변경제안에 의해 ISGTR 리스크가 크게 증가되지 않음을 보장하기 위해 오직 정성적해석만 필요할 수 있다. 그러나, 발전소가 SGTR을 겪었거나, SG 세관의 과도한 누설 때문에 정지된 적이 있거나, 또는 구조건전성에 적용되는 ASME 코드요건을 충족하지 못하는 세관이 발견된 적이 있거나, 또는 세관 지지판 사이의 자유공간 세관부위의 열화로 인해 상당한 수의 세관을 보수한 적이 있는 경우, 신청사항에 대하여 제안사항이 ISGTR관련 리스크에 미치는 영향에 대해 보다 철저한 해석이 요구되어야 한다.

격납건물 격리

- 변경제안이 격리기능을 수행하거나 지원하는 계통에 영향을 주는지 여부
- 변경제안이 격납건물 기능성이 저하되는 기간중 (예, 정지) 야기된 노심손상경위를 예방 또는 완화하는 계통에 영향을 주는지 여부
- 변경제안이 그러한 기간중 격납기능을 복구하는 능력 (예, AC 전원, 발전소 절차서) 에 영향을 주는지 여부

점화기

- 변경제안이 점화기 또는 기타 적용가능한 지원계통에 영향을 주는지 여부

원자로용기 파손전 비상노심냉각 복구

- 원자로용기 파손전 냉각 복구를 위해 LERF 계산치에 신뢰를 두는 경우, 변경 제안이 그렇게 신뢰된 어느 계통 (지원계통 포함) 의 성능에 영향을 주는지 여부
- 변경 제안이 PRA에서 신뢰되는 기타 사고관리 전략에 영향을 주는지 여부 (예, 원자로용기 외부냉각)

원자로용기 파손전 RCS 감압

- 변경 제안이 RCS 감압 능력에 영향을 주는지 여부

배기

- 변경 제안이 격납건물 배기 능력에 영향을 주는지 여부

격납건물 열제거

- 변경 제안이 격납건물 열제거시 신뢰되는 계통에 영향을 주는지 여부 (안전계통 및 지원계통 포함)
- 변경 제안이 ATWS 경위의 빈도 또는 심각도에 영향을 주는지 여부

상기의 적용하는 고려사항 각각에 대하여, 검토자는 사업자가 영향을 적절히 평가하였고, LERF 변동계산시 그들을 고려하였음을 확인하여야 한다.

c. 평가 결론

SER은 다음의 내용과 동등한 결론을 포함하여야 한다.

- 변경 제안으로 인한 LERF 변동 계산은 두드러진 격납건물 고장 요인들을 체계적으로 고려하였다. 특히, 계산에는 우회 경위들이 고려되었다. 즉, 격납건물에 상대적으로 심각한 위협을 부여하는 경위 또는 격납건물 기능성이 저하되는 기간 (정지) 에 발생하는 경위; 격납건물 열제거, 살수, 격리 및 기능성 (정지) 복구 등을 포함하는 격납건물 안전기능에 관계하는 계통의 성능; 사고관리 전략에 관계되는 계통의 성능

A.11 관계 서적목록

이 절은 스텝이 검토과정중 참고 또는 배경자료로서 사용할 수 있는 자료목록을 제시한다. 이 서적목록은 바람직한 PRA 속성, PRA 검토, 민감도해석 및 리스크 순위화에 PRA 활용 분야 등으로 분류된다. 또, 이 부록의 A.1 - A.10에 논의된 검토범주 각각에 대하여 서적목록이 제시된다.

일반 - 바람직한 PRA 속성

Electric Power Research Institute, "PSA Applications Guide," EPRI TR-105396, August 1995.

Electric Power Research Institute, "Development of a Quality Pedigree Process and Application to the Duane Arnold Energy Center Probabilistic Safety Assessment," EPRI TR-106575, August 1996 (proprietary document - contact EPRI for availability).

International Atomic Energy Agency, "Procedures for Conducting Probabilistic Safety Assessments of Nuclear Power Plants (Level 1)," IAEA Safety Series No.50-P-4, 1992.

USNRC, "Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants," NUREG-1150, January 1991.

USNRC, "A Review of NRC Staff Uses of Probabilistic Risk Assessment," NUREG-1489, March 1994.

USNRC, "Individual Plant Examination Program: Perspectives on Reactor Safety and Plant Performance," NUREG-1560, December 1997.

USNRC, "The Use of PRA in Risk-Informed Applications," (Draft for Comment) NUREG-1602, April 1997.

USNRC, "PRA Procedures Guide," NUREG/CR-2300, January 1983.

USNRC, "Probabilistic Safety Analysis Procedures Guide," NUREG/CR-2815, Rev. 1, August 1985.

USNRC, "Plan for Implementing Regulatory Review Group Recommendations," SECY-94-003, January 1994.

일반 - PRA 검토

Boiling Water Reactor Owners' Group, "Report to the Industry on PSA Peer Review Certification Process: Pilot Plant Results," January 1997.

Electric Power Research Institute, "Individual Plant Examination Review Guide," EPRI TR-100369, February 1992.

International Atomic Energy Agency, "IPERS Guidelines for the International Peer Review Service," IAEA-TECDOC-832 Second edition, October 1995.

USNRC, "Individual Plant Examination: Submittal Guidance," NUREG-1335, August

1989. USNRC, "Procedural and Submittal Guidance for the Individual Plant Examination of External Events (IPEEE) for Severe Accident Vulnerabilities," NUREG-1407, May 1991.
USNRC, "PRA Review Manual," NUREG/CR-3485, 1985.

일반 - PRA 불확실성 및 민감도 연구

Apostolakis, G.A., "Probability and Risk Assessment: The Subjectivist Viewpoint and Some Suggestions," Nuclear Safety, 19(3), pages 305 - 315, 1978.

Apostolakis, G.A. and Kaplan, S., "Pitfalls in Risk Calculations," Reliability Engineering, Vol. 2, pages 135 - 145, 1981.

Kaplan, S., and Garrick, B.J., "On the Quantitative Definition of Risk," Risk Analysis, Vol. 1, pages 11 - 28, March 1981.

Parry, G.W., and Winter, P.W., "Characterization and Evaluation of Uncertainty in Probabilistic Risk Analysis," Nuclear Safety, 22(1), pages 28 - 42, 1981.

Proceedings of Workshop I in Advanced Topics in Risk and Reliability Analysis, Model Uncertainty: Its Characterization and Quantification, held in Annapolis, Maryland, October 20-22, 1993, University of Maryland Press, 1996.

Special Issue on Treatment of Aleatory and Epistemic Uncertainty, Reliability Engineering and System Safety, Vol. 54, nos 2 and 3, November/December 1996.

USNRC, "A Review of NRC Staff Uses of Probabilistic Risk Assessment," NUREG-1489 Appendix C.6, March 1994.

USNRC, "Sensitivity Analysis Techniques: Self Teaching Curriculum," NUREG/CR-2350, June 1982.

USNRC, "Approaches to Uncertainty Analysis in Probabilistic Risk Assessment," NUREG/CR-4836, January 1988.

일반 - 리스크 순위화에의 PRA 활용

USNRC, "Measures of Risk Importance and Their Applications," NUREG/CR-3385, July 1983.

Vesely, W.E., "The Use of Risk Importances for Risk-Based Applications and Risk-Based Regulation," in proceedings of PSA '96, Park City Utah, September 1996.

초기사건

Electric Power Research Institute, "ATWS--A Reappraisal, Part 3, Frequency of Anticipated Transients," EPRI NP-2330, 1982.

Nuclear Safety Analysis Center, "Loss of Offsite Power at U.S. Nuclear Power Plants Through 1991," NSAC-182, March 1992.

USNRC, "Evaluation of Station Blackout Accidents at Nuclear Power Plants,"

NUREG-1032, June 1988.

USNRC, "Development of Transient Initiating Event Frequencies for Use in Probabilistic Risk Assessments," NUREG/CR-3862, May 1985.

USNRC, "Modeling Time to Recovery and Initiating Event Frequency for Loss of Offsite Power Incidents at Nuclear Power Plants," NUREG/CR-5032, January 1988.

USNRC, "ISLOCA Research Program Final Report," NUREG/CR-5928, July 1993.

사고경위 해석 (사건수목)

USNRC, "PRA Procedures Guide," NUREG/CR-2300 Chapter 3.4, January 1983.

계통 모델링 해석 (고장수목)

USNRC, "Fault Tree Handbook," NUREG-0492, January 1981.

USNRC, "PRA Procedures Guide," NUREG/CR-2300 Chapter 3.5, January 1983.

종속고장 해석

USNRC, "PRA Procedures Guide," NUREG/CR-2300 Chapter 3.7, January 1983.

성공기준 평가

Brookhaven National Laboratory, "MAAP 3.0B Code Evaluation Final Report," FIN L-1499, October 1992.

Electric Power Research Institute, "MAAP Thermal-Hydraulic Quantification Studies," EPRI TR-100741, June 1992.

Electric Power Research Institute, "MAAP BWR Application Guidelines," EPRI TR-100742, June 1992.

Electric Power Research Institute, "MAAP PWR Application Guidelines for Westinghouse and Combustion Engineering Plants," EPRI TR-100741, June 1992.

Fauske & Associates, Inc., "MAAP 3.0B Users Manual," March 1990.

USNRC, "RELAP5/MOD3 Code Manual," NUREG/CR-5535 Volumes 1-5, June 1990.

USNRC, "TRAC-PF1/MOD2 Code Manual," NUREG/CR-5673 Volumes 1-4, 1994.

Westinghouse Electric Corporation, "Reactor Coolant Pump Seal Performance Following Loss of All AC Power," WCAP-10541, Revision 1.

적합한 데이터의 사용

Electric Power Research Institute, "Nuclear Plant Reliability: Data Collection and Usage Guides," EPRI TR-100381, April 1992.

Idaho National Engineering Laboratory, "Emergency Diesel Generator Power System Reliability 1987-1993," INEL-95/0035, February 1996.

Institute of Electrical and Electronics Engineers, "Guide to the Selection and Presentation of Electrical, Electronic and Sensing Component Reliability Data for Nuclear Power Generating Stations," IEEE-STD-500 Rev. 1, 1984.

International Atomic Energy Agency, "Component Reliability Data for Use in Probabilistic Safety Assessment," IAEA-TECDOC-478, October 1988.

International Atomic Energy Agency, "Evaluation of Reliability Data Sources," IAEA-TECDOC-504, April 1989.

International Atomic Energy Agency, "Survey of Ranges of Component Reliability Data for Use in Probabilistic Safety Assessment," IAEA-TECDOC-508, June 1989.

T-Book, 3rd edition, "Reliability Data of Components in Nordic Nuclear Power Plants," published by ATV Office, Vattenfall AB, Sweden, 1992.

USNRC, "Data Summaries of Licensee Event Reports on Pumps at U.S. Commercial Nuclear Power Plants," NUREG/CR-1025 Rev. 1, 1982.

USNRC, "Data Summaries of Licensee Event Reports of Valves of U.S. Commercial Nuclear Power Plants," NUREG/CR-1363, 1982.

USNRC, "Data Summaries of Licensee Event Reports of Selected Instrumentation and Control Components at U.S. Commercial Nuclear Power Plants, January 1, 1976 to December 31 1981," NUREG/CR-1740, 1984.

USNRC, "Data Summaries of Licensee Event Reports of Inverters at U.S. Commercial Nuclear Power Plants, January 1, 1976 to December 31 1982," NUREG/CR-3867, 1984.

USNRC, "Data Summaries of Licensee Event Reports of Protective Relays and Circuit Breakers at U.S. Commercial Nuclear Power Plants, January 1 1976 to December 31 1983," Draft NUREG/CR-4126, 1985.

공통원인고장의 모델링

Idaho National Engineering Laboratory, "Common Cause Failure Data Collection and Analysis System," Draft INEL-94/0064, December 1995.

International Atomic Energy Agency, "Guidelines for Conducting Common Cause Failure Analysis in Probabilistic Risk Assessment," IAEA-TEC-DOC 648, 1992.

USNRC, "Procedures for Treating Common Cause Failures in Safety and Reliability Studies," NUREG/CR-4780 Volumes 1 & 2, January 1988.

인적성능의 모델링

Chien, S.H., et. al., "Quantification of Human Error Rates Using SLIM-Based Approach," IEEE Fourth Conference on Human Factors and Power Plants, 1992.

Electric Power Research Institute, "Systematic Human Action Reliability Procedure,"

EPRI NP-3583, June 1984.

Electric Power Research Institute, "Operator Reliability Experiments Using Power Plant Simulators," EPRI NP-6937 Volumes 1-3, July 1990 (proprietary document - contact EPRI for availability).

Electric Power Research Institute, "Human Cognitive Reliability Model for PRA analysis," draft EPRI RP-2170-3, December 1984.

Electric Power Research Institute, "An Approach to the Analysis of Operator Actions in Probabilistic Risk Assessment," EPRI TR-100259, June 1992 (proprietary document - contact EPRI for availability).

Electric Power Research Institute, "SHARP1 - A Review of Systematic Human Action Reliability Procedure," EPRI TR-101711, December 1992 (proprietary document - contact EPRI for availability).

USNRC, "Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications," NUREG/CR-1278, August 1983.

USNRC, "A Procedure for Conducting a Human Reliability Analysis for Nuclear Power Plants," NUREG/CR-2254, 1983.

USNRC, "The Use of Performance Shaping Factors and Quantified Expert Judgement in the Evaluation of Human Reliability: An Initial Appraisal," NUREG/CR-2986, 1983.

USNRC, "SLIM/MAUD: An Approach to Assessing Human Error Probabilities Using Structured Expert Judgement," NUREG/CR-3518, Volumes 1&2, 1984.

USNRC, "Accident Sequence Evaluation Program - Human Reliability Analysis Procedure," NUREG/CR-4772, February 1987.

경위 정량화

Institute of Electrical and Electronics Engineers, "IEEE Standard for Software Verification and Validation Plans," IEEE Standard 1012-1986.

USNRC, "PRA Procedures Guide," NUREG/CR-2300 Chapter 6, January 1983.

USNRC, "Software Quality Assurance Program and Guidelines," NUREG/BR-0167, February 1993.

격납건물 응답 모델링과 LERF 변동

USNRC, "Risk Assessment of Severe Accident-Induced Steam Generator Tube Rupture," (Draft for Comment) NUREG-1570, May 1997.

USNRC, "Evaluation of Severe Accident Risks: Surry Unit 1," NUREG/CR-4551, Vol. 3, Rev. 1, Part 1, October 1990.

USNRC, "Evaluation of Severe Accident Risks: Peach Bottom Unit 2," NUREG/CR-4551, Vol. 4, Rev. 1, Part 1, December 1990.

USNRC, "Evaluation of Severe Accident Risks: Sequoyah Unit 1," NUREG/CR-4551, Vol. 5, Rev. 1, Parts 1 and 2, December 1990.

USNRC, "Evaluation of Severe Accident Risks: Grand Gulf Unit 1,"
NUREG/CR-4551, Vol. 6, Rev. 1, Parts 1 and 2, December 1990.

USNRC, "Integrated Risk Assessment for the LaSalle Unit 2 Nuclear Power Plant:
Phenomenology and Risk Uncertainty Evaluation Program (PRUEP),"
NUREG/CR-5305, December 1990.

USNRC, "Evaluation of Severe Accident Risks: Zion Unit 1," NUREG/CR-4551, Vol.
7, Rev. 1, March 1993.

USNRC, "An Approach for Estimating the Frequencies of Various Containment Failure
Modes and Bypass Events," Draft NUREG/CR-6595, November 1997.

Appendix B

종합 의사결정

리스크정보 활용은 허용의 근거를 구성하기 위하여 전통적 공학 및 확률론적 고려사항들을 종합하는 절차를 요구하게 된다. 이 의사결정 절차가 발전소 안전 및 리스크를 정확하게 표현할 수 있게 하기 위하여, 사업자가 일관성있고 방어할 수 있는 결과를 보장하는 지침을 문서화하게 될 것으로 스텝은 예측한다. 이 지침은 스텝 검토자가 종합 의사결정에 관계되는 논리와 사건의 재구성을 허용할 것이다.

이 부록은 사업자의 종합의사결정 절차 (전문가 패널 절차라고 함) 를 검토하는 도중 스텝이 다루어야 하는 현안들을 논의한다.

a. 심사분야

스텝 검토자는 전통적 및 확률론적 공학 고려사항을 고려함으로써 인허가기준 변경제안사항을 평가하게 된다. 각 변경사항에 대하여 검토자는 변경사항에 대한 사업자의 정당성과 결과가 얻어진 과정을 평가하여야 한다. 많은 시범적 리스크 활용 사례에서, 특히 많은 발전소 요소 (설비, 운전원조치 등) 에 걸쳐 PRA 및 전통공학 결과를 광범위하게 적용하는 경우에 종합적 의사결정 패널 (또는 전문가 패널) 을 사용함으로써 사업자가 변경사항에 대한 타당화를 하여 왔다. 사업자의 종합의사결정 절차에 대한 검토는 이들 변경사항을 정당화하기 위한 사유, 가정, 접근방법 및 사용되는 정보를 보다 잘 이해할 수 있게 한다.

b. 검토지침 및 절차

사업자의 종합의사 결정 절차는 변경제안사항의 허용여부의 정당화에 대해 책임이 있기 때문에, 스텝은 사업자가 비교적 공식적인 방향으로 과정을 문서화 할 것으로 기대한다. 스텝이 사업자의 모든 결론 및 건의사항을 주기적으로 감사할 수는 없지만, 검토를 지원하기 위해 문서화가 필요하며, 이는 발전소 수명기간 동안 또는 건의사항이 차후 변경에 의해 유효하지 않게 되는 시점까지 유지되어야 한다.

종합의사결정 절차에 대한 스텝의 기대

검토자는 사업자의 의사결정 절차가 다음 속성을 포함하는지 확인하여야 한다.

- 절차는 잘 정의되고, 체계적이며, 이해가능하여야 한다. 이 절차는 기술적으로 방어가능하여야 하며, 독립된 주체가 주요 결과를 재생산할 수 있을 만큼 충분히 상세하여야 한다.
- 논의는 신청사례별로 되어야 한다. 특정 신청사항에 대한 종합 의사결정을 위해 제안되는 목적은 (특히, 결과들이 어떻게 활용될 것인지) 잘 정의되어야 하며, 주어진 신청사항과 관련되어야 한다.
- 의사결정 팀원에는 관련 공학분야 (신청사항에 따름), 발전소 절차서 및 운전, 발전소 계통 (운전이력 포함) 계통 응답 및 종속성, 운전원 훈련 및 대응, 발전소 고유 상세 PRA 및 규제지침에 있어서 입증된 기술 및 지식을 가진 경험있는 개인들을 포함하여야 한다.
- 의사결정 팀은 모든 제안된 상세 변경사항과 규제조치 관련 배경정보에 대하여 자문했어야 한다. 또, 판단은 부분적으로 리스크의 결과에 좌우되기 때문에 모든 팀원들이 리스크 모델 결과의 해석과 그 모델의 잠재적 제한사항을 제공받는 것이 중요하다.
- 사업자의 종합의사결정은 SRP의 II절에 기술된 원칙 및 기대를 고려하여야 한다.
- 결론을 공식화할 시, 사업자는 확률론적 및 전통적인 공학적 평가사항을 고려하여야 한다. 이것은 리스크해석, 전통적 공학평가 및 고찰, 공학적 판단 및 현행 규제요건로부터의 정보를 포함하여야 한다. 리스크 모델의 잠재적 제한사항이 도출되고 해결되어야 한다. 또, 사업자는 이 Appendix의 나중에 제시되는 지침 또는 Appendix C 의 C.2와 유사한 지침에 근거하여, 제안된 변경사항에 의해 영향을 미치지만 PRA에 모델화되지 않은 모든 설비들을 개별적으로 고려하고 평가하여야 한다. 마지막으로, 사업자의 결론은 다양한 그렇듯한 가정 및 해석과 관련하여 충분히 건전하여야 한다.
- 결론이 부분적으로 보상수단의 활용에 좌우될 때, 사업자는 왜 보상수단이 현행 요건의 완화제안을 잘 대체할 수 있는지를 정당화 하여야 한다. 보상수단은 또 발전소의 인허가기준의 일부가 되어야 한다.

리스크 정량화 또는 리스크 분류와 관계하는 신청사항에 대한 기술정보 근거

스텝은 종합의사결정 패널에게 제공되는 정보의 근거가 리스크정보 활용 관점에서 내려진 결론을 지지할 수 있을 것으로 기대한다. 예를 들어, 리스크 정량화 및 리스크 범주화 신청에서 다음의 지침이 적용될 수 있어야 한다.

- 적어도 내부사건 PRA의 Level 1은 리스크 변동 (ΔCDF , $\Delta LERF$) 의 정량화 및 중요도 척도를 보조하는 방향으로 구성되어야 하며, 심층방어 결론을 보조하기에 적합한 정량적 정보 (즉, 최소 cutset)을 제공하여야 한다.
- 확률론적으로 중요한 운전모드와 최기사건 범주 (내부, 외부, 홍수, 화재, 지진 등) 에 대한 발전소 대응능력 목록이 있어야 한다. 전범위 Level 2 PRA 하에서 이 요건은 각 경로에 개입되는 임무 성공기준, 계통 및 설비의 표시와 함께 사건수목 성공경로에 관한 목록에 의해 만족될 수 있다. 전범위 Level 2 PRA 가 부족하면, III.2.2.2에 기술된 지침에 따라 해석되지 않은 분야에 대한 대체 정보가 개발되어야 한다. 이 요건은 신청사항에 의해 영향을 받는 설비에 의해 수행되는 안전기능을 보이기 위하여 필요하다.
- 신청사항의 함수로서 리스크 변동의 평가 (정성적 또는 정량적)를 지원하기 위해 임시모델 (원인-영향 관계의 결정) 이 개발되어야 한다. 이것은 실제 리스크 지표와 신청사항을 관련지우기 위해 필요하다.

종합의사결정 패널에 주는 입력자료를 문서화하는 것은 절차의 일부분이 되어야 한다. 검토자는 정보, 특히, PRA에서 해석되지 않은 운전모드 및 최기사건 부류에 관해 제공되는 정보의 근거 범위와 상세수준을 확인하여야 한다.

PRA에 모델화되지 않은 설비의 취급

PRA는 여러 가지 사유로 인해 안전기능의 성능에 관계되는 모든 설비들을 모델화 하지 않는다. 그러나 이것은 발전소 리스크에의 기여도 관점에서 모델화되지 않은 설비들이 중요하지 않다는 것을 의미하지 않아야 한다. 예로서, 어떤 경우에는, 어느 설비가 고장나는 사건에서 그 설비에 대해 낮은 고장빈도 또는 짧은 고장 노출시간을 보장하는 프로그램 활동에 대하여 해석자들이 신뢰를 주기 때문에 설비들이 제외되는 경우도 있다. 그 경우 PRA 결과가 설비를 전혀 반영하지 않더라도, 프로그램 활동이 중요하지 않다고 결론짓는 것은 부적절할 것이다.

결과적으로 종합의사결정 패널의 역할중 하나는 PRA에 모델화되지 않은 설비에 관한 결론을 도출하기 위해 PRA 및 기타 정보로부터 추정하는 것이다. 이것은 패널이 해석에서 생성되지 않은 고-수준의 PRA 탕으로 돌린다는 의미는 아니다; 그러나, 성공경로가 PRA에 모델화되어 있다면, 패널은 그 경로상의 모델화되지 않은 설비가 신뢰되는 사유를 정당화하게 된다는 것을 의미한다. PRA에서 선정 제외된다면, 패널은 선정기준의 위배를 피하기 위하여 선정절차를 알고 있어야 한다.

PRA에 모델화되지 않은 설비에 대하여, 검토자는 의사결정 패널이 다음 역할을 수행하는 지를 확인하여야 한다.

- 신청사항에 의해 영향을 받는 설비에 대한 신뢰를 기준으로 초기인자가 제외되는 경우, PRA가정의 근거를 검토할 것
- 변경제안사항에 의해 예방될 수 있는 초기사건에 대하여 발전소 운전이력을 검토할 것
- 변경제안사항에 의해 예방될 수 있는 완화계통 계열 고장에 대하여 발전소 운전이력을 검토할 것
- 해석의 조기 종료가 통상 종료시점보다 늦게 역할을 하는 관련 설비에 대한 위협을 모호하게 하는 경우, 사고경위 모델링을 검토할 것

상기 역할의 가능한 입장에는 다음의 결론을 포함한다.

- 해당 항목은 합리적으로 예측가능한 상황에서 초기사건 빈도 또는 완화계통 성능에 영향을 미치지 않을 것이며, 변경제안사항은 보증된다.
- 모델화되지는 않았지만, 해당 항목은 그 중요도에 알맞은 프로그램성 배려를 받았고 계속 받을 것이다. 약속사항이 축소 제안되는 경우, 이 축소에 대하여 적합한 타당성이 제시된다.
- 해당 항목이 현재 충분한 프로그램성 배려를 받지 못하고 있고, 보다 철저한 관리하에 둘 수 있다.

검토자는 PRA에 모델화되지 않은 설비의 안전 중요도가 적절히 특성화되고, 정당화됨을 확인하여야 한다.

리스크해석의 제한사항 취급

종합의사결정 절차의 목적중 하나는 PRA의 제한사항을 극복하는 것이다. 그러나, 이것이 필수 PRA 결과에 대한 해석자의 판단을 대신하는 것은 아니다. PRA 모델을 개발하는 이유중 하나는 많은 설비들의 복잡성이 여러 가지 측면에서 판단을 어렵게 만든다는 것이다.

일반적으로, PRA가 발전소 취약성을 두드러지게 하는 경우, 이것은 심각하게 취해져야 하며, 판단기준에 고려되어야 한다. 해석자는 PRA가 취약성을 나타내는 것이 유효하지 않음을 보일 수 있다면, PRA는 수정되어야 하며, 사업자는 수정된 PRA결과를 가지고 작업하여야 한다.

PRA를 변경하는 모델화되지 않은 계통에 대한 신뢰 문제를 다루기 위하여, 바람직한 방법은 신뢰를 하도록 PRA를 변경하는 것이다. 검토자는 모델화되지 않은 계통에 대한 신뢰는 공유 지원계통, 환경조건 등의 문제, 또는 공간적 상호작용 문제나 운전원 상호작용 종속성 등 기타 요인의 문제로 인하여 아주 복잡하게 되는 경우가 발생할 수 있음을 알아야 한다.

모델화되지 않은 운전모드나 모델화되지 않은 초기인자에서 발전소 응답에 영향을 미칠 수 있는 설비에 관한 의사결정 문제를 다루기 위하여 허용가능한 접근방안은, 관계 초기사건을 최소한 정성적으로 보이는 체계적인 발전소 응답 표현, 각각에 대응하는데 이용가능한 계통, 이들 계통의 기능적 종속성, 및 어느 특정 설비의 고장발생시 이용가능한 백업수단 등에 근거하여 추진하는 것이다. 해석되지 않은 운전모드에서 역할을 하지 않는 것으로 명백히 밝혀진 설비에 대하여 프로그램을 축소하는 것은 허용가능한 반면, 해석되지 않은 모드 (정지운전 모드 등)에서 역할을 하는 기기들의 축소는 허용하기가 더욱 곤란하다. 그런 경우 보수적인 방법을 사용하는 것이 적합할 것이다.

PRA모델이 존재하지만, 잘못된 것으로 여겨지는 경우를 다루기 위하여 주의가 필요하다. 패널의 판단에 근거하여 PRA 결과로부터 설비를 과소하게 분류해 내는 것 (고-리스크 기여인자가 실제로는 저-기여인자로 분류되는 등) 이 하나의 예가 된다. PRA와 그에 명백히 상반되는 결론을 기록으로 보존하는 것은 허용불가하다. 패널이 PRA를 절대적 진실로 받아들일 것으로 보지는 않지만, 기록상에 결론에 대한 명백한 근거가 설정되어 있는지는 점검되어야 한다. 잘못된 PRA 결과를 가지고 시작하여, PRA 결과를 상대적으로 미미하게 변경하는 것을 정당화하기에 충분한 보조 정보를 소지한 상태의 기술적 논의, 또는 PRA결과에 대한 적합한 해석은 만족할 만 하다. 주요 PRA 결과에 정성적으로 반하는 결론을 내리는 조잡한 기술논의는 만족스럽지 못한 기록이 된다.

c. 검토 결론

SER 에 다음의 표현이 나타나거나, 예외사항이 제시되고 설명되어야 한다.

- 종합의사결정 절차는 적절하다. 적합한 정보가 이용가능하고, 합당한 문제가 제기되었으며, 이들 현안들은 처리는 체계적이고 방어가능하다. 결론의 문서화는 결론과 건의사항에 대한 근거는 검토시 이용가능 하도록 원칙적으로 추적이 가능하고 검토가능하다.

- 리스크 중요도 평가는 확률론적 정보, 전통적 공학평가, 민감도 해석, 운전경험, 공학적 판단 및 현행 규제요건 등을 적절히 고려한 것으로 판단된다.
- 기술정보의 근거는 신청사항 범위에 대하여 적절하였다. 특히, 성공 및 실패 시나리오에 대한 해석은 신청사항에 의해 영향을 받는 설비들의 수행 역할을 도출하는 데에 적절하였고, 이들 시나리오의 빈도는 설비의 안전 중요도를 설정하는 데에 적절하였으며, 임시모델은 변경제안사항의 영향을 설정하는 데에 적절하였다.
- 변경제안사항에 의해 영향을 받지만 PRA에서 모델화되지 않은 기기의 안전 중요도는 체계적으로 평가되어야 한다. 이것은 초기사건 발생에 기여할 수 있는 기기들, 고장이 기저 배열내의 계통 고장을 좌우하지 않을 것으로 기대하기 때문에 PRA에서 모델화되지 않은 완화계통 기기들, 그리고 사고완화에서 직접적인 역할을 하지 않지만 사고완화계통과 연계하는 계통내 기기들에 관한 조사를 포함한다.
- PRA 제한사항을 극복하기 위해 사업자에 의해 활용된 절차는 적절하다. PRA에 직접 바탕을 두지 않은 의사결정이 내려진 경우, PRA 정보와 보조정보들이 결론을 지지하기 위해 어떻게 타당하게 조합되는지를 보이는 기술적 근거가 제시되었다. 기본적으로 PRA에 반하는 결론은 없다.

Appendix C

안전중요도에 관한 발전소 요소의 분류

리스크정보 활용 규제에서 일부 변경제안사항에 대한 한 가지 기본활동은 안전중요도에 관하여 설비들과 인적조치를 분류하는 것이다. 이 부록은 이 분류절차에 사용될 수 있는 방법을 어떻게 검토할지를 논의한다.

검토의 첫째 고려사항은, 특정 신청사항의 설비 및 인적조치에 적용함에 따라 안전중요도를 정의하는 것이다. 관계는 있지만 유사하지는 않은 개념은 리스크중요도이다. 예를 들어, 리스크 척도 (CDF, LERF) 에 기기의 고장 또는 이용불능도가 심하게 기여하는 것을 입증할 수 있는 경우 기기는 리스크에 중요한 것으로 결정될 수 있다. 반면에 안전중요도는, 원하지 않는 종료 상황의 발생을 방지하는데 있어서 설비나 인적조치가 수행하는 역할과 관련 되는 것으로 생각될 수 있다. 그러므로, PRA 모델을 구성할 때 고려되는 설비 및 인적조치는, 그들이 손상 또는 대량 조기 유출을 방지하는데 역할을 수행하기 때문에, 안전에 중요한 잠재성을 갖는다. 이들 설비 및 인적조치는 그들이 초기에 선정되어, 고유하게 신뢰할 만한 것으로 가정되거나, 또는 모델의 해로부터 절삭되었기 때문에, 최종 정량화 모델에 반드시 나타나지 않아야 하는 것들을 포함한다. 또, 그들이 손상 또는 대량 조기 유출을 방지하는데 역할을 수행하기 때문에 안전에 중요한 잠재성을 갖는 설비나 인적조치들이 PRA에서 모델화되지 않을 수도 있다.

분류를 검토할 때, 근원이 되는 목적을 인식하는 것이 중요하다. 분류는 일반적으로 설비와 인적조치를 2가지 그룹으로 골라내려는 의도가 있다. 즉, 변경이 제안된 것과 변경이 제안되지 않은 것. 분류는 신청사항이 특정의 설비와 인적조치에 미치는 잠재적 영향, 그리고 신청사항이 어떤 설비와 인적조치가 안전에 중요한 것으로 간주되어야 하는지를 궁극적으로 결정하는 리스크척도에 미치는 잠재적 영향이다. 서로 다른 신청사항들이 설비 및 인적조치에 영향을 미치기 때문에 서로 다른 신청사항에 대한 분류 또한 다를 수 있다. 그러므로, 신청사항에서 다루어져야 하는 문제는, 공공의 건강과 안전에 심각한 리스크 증가가 없도록 하기 위해 어떠한 설비 및 인적조치에 대하여 변경이 이루어져야 하는가 이다. 총 리스크에 미치는 영향은 RG 1.174에 제시된 리스크 척도의 변경 허용기준과 관련되어야 한다. 특정 신청사항 관점에서 저-안전 중요로 간주될 수 있는 이들 기준을 만족하는 변경이 제안될 수 있는 그룹들이다. 그러므로, 분류를 다루는 가장 적합한 방법은 리스크 척도를 다시 정량화하는 것이다. 그러나, 그러한 정량화 수

행 타당성은 변경이 설비 이용불능도에 미치는 영향평가방법이 없는 신청사항에 대하여 문제가 되어 왔다.

그런 경우 리스크 재정량화의 대안은 입력자료로서 PRA 중요도 척도와 함께 종합의사결정 절차 (전문가 패널 등)를 이용하여 설비 및 인적조치를 분류하는 것이다. 이 부록은 이 방법에 대하여 검토자가 다루어야 하는 현안을 논의한다. C.1은 PRA중요도 척도의 활용에 관한 기술현안을 다루며, C.2는 의사결정 패널에 의한 중요도 척도의 활용을 다룬다.

C.1 중요도 척도의 활용

a. 검토 분야

정비규정의 이행 및 리스크정보 활용을 위한 산업계의 리스크정보 활용 지침에서, 설비 및 인적조치의 상대적 리스크 순위화에 가장 공통적으로 사용되는 척도에는 Fussell-Vesely 중요도, RRW (Risk Reduction Worth), RAW (Risk Achievement Worth) 등을 포함한다. 그러나, 리스크정보 활용을 위한 이들 중요도 척도의 사용에 있어서 다루어져야 할 몇 가지 현안이 있다. 현안의 대부분은 이 절의 후반부에 논의되는 바와 같이, 민감도 연구를 활용하거나, 적절한 정량화 기법에 의하여 해결될 수 있는 기술적 문제와 관련된다. 추가로 적절히 다루어졌는지를 검토자가 확인하여야 할 2가지 현안이 더 있다. 소위 (1) 리스크 순위화는 개별 기여인자에만 적용하는 것이지, 기여인자의 조합이나 기여인자군에 적용하는 것이 아니며, (2) 리스크 순위화는 기여인자의 변경으로 결과되는 리스크 변화와 반드시 관련될 필요는 없다. 정확히 수행되고, 해석될 때 기기수준의 중요도 척도는 종합의사결정에 귀중한 입력을 제공할 수 있다.

b. 검토 지침 및 절차

PRA 로부터의 리스크 순위화 결과는 많은 인자에 의해 영향을 받을 수 있다. 가장 중요한 것은 모델 가정 및 기법 (즉, 인적 신뢰도 또는 공통원인고장의 모델링에 대한 것), 사용되는 데이터 또는 선정된 성공기준 등 일 것이다. 그러므로, 검토자는 전체 검토 절차의 일환으로서 사업자의 PRA를 평가하여야 한다. Appendix A는 이 검토에 대한 지침을 제시한다.

신청사항에 대하여 적합한 품질의 PRA 사용에 추가하여, 사업자는 기저 PRA에서 다루지 않을 수 있는 조건 및 변수에 대하여 리스크 순위화 결과의 건전함을 입

증하여야 한다. 그러므로, 중요도 척도가 기기 또는 인적조치를 저-안전중요 기여인자로서 그룹핑하는 데 사용되는 경우에, 종합의사결정 과정에 제공될 정보는, 민감도 연구 및/또는 순위화 결과가 중요한 PRA 모델링 기법, 가정, 데이터 등에 미치는 민감도를 입증하기 위한 기타 평가를 포함하여야 한다. 이 정보를 평가할 때 검토자는 다음 현안을 고려하여야 한다.

다양한 Risk Metrics : 검토자는 사업자는 리스크 우선순위화 과정에 CDF 및 LERF 향으로 된 리스크가 고려됨을 확인하여야 한다.

리스크 모델의 완성도 : 검토자는 내부사건 PRA를 이용하여 안전 중요도 기여인자를 결정할 때 사업자가 PRA 모델링 또는 종합의사결정 절차 (Appendix C.2 의 C.2 절에 상세히 제시) 에 의하여 정지/저출력 초기인자 뿐만 아니라 외부사건을 고려하였는지 확인하여야 한다.

기기데이터 불확실성에 대한 민감도 해석 : 사업자는 변수 값의 불확실성에 대한 기기분류의 민감도를 취급하여야 한다. 검토자는 사업자의 설비 분류가 데이터 불확실성에 의해 영향을 받지 않음을 확인하여야 한다.

공통원인 고장에 대한 민감도 해석 : 하나의 계통 내 다중기기의 종속적 고장을 고려하기 위하여 공통원인고장 (CCF) 이 PRA에서 모델화되어진다. 이 SRP의 부록 A에서 논의된 바와 같이, CCF 확률은 기기의 중요도를 향상시키거나, 저하시킴으로써 PRA 결과에 영향을 줄 수 있다. 검토를 통해 이 문제가 다루어져야 한다. 어떤 기기는 CCF 에의 기여도 때문에 고-리스크 기여인자로 분류될 수 있고, 어떤 기기는 무시될 수 있거나, CCF에의 기여도가 없기 때문에 저-리스크 기여인자로 분류될 수 있다. RIR에서 요건을 제거하거나 완화하는 것은 CCF 기여도를 증가시킬 수 있으며, 그리하여 설비의 리스크 영향을 변화시킨다.

다중 고장 모드의 고려 : PRA 기본 사건은 설비와 관련한 특정의 고장사건과 고장모드를 나타낸다. 검토자는 관련 CCF 사건 확률에 의한 간접적 기여도를 포함하여, 모든 관련 PRA 기본사건 (기동실패 또는 운전실패 등) 의 복합 영향을 고려하여 사업자가 분류를 수행하였는지를 확인하여야 한다.

복구 조치에 대한 민감도 해석 : PRA 는 통상 복구조치, 특히 현저한 사고경위에 대한 복구조치를 모델화한다. 복구조치의 정량화는 훈련, 절차서 및 운전원 지식 뿐만 아니라 진단 및 조치 수행에 이용가능한 시간에 좌우된다. 복구조치의 성공기준을 계산하는 데에는 어느 정도의 주관이 개입되어 있다. 이 경우의 문제

는 어느 특정 사고경위에 대하여 아주 높은 성공확률이 할당되어, 관련 기기가 저-리스크 기여인자로 분류되는 상황에서 발생한다. 더구나, 설비의 분류가, 가끔 현저한 시나리오에 대해서만 모델화되는 복구조치에 의해 영향을 받는 것은 바람직하지 못하다. 복구조치가 제거되는 경우 설비 분류가 어떻게 달라지는지를 보이기 위하여 민감도 해석이 사용될 수 있다. 검토자는 이 분류가 복구조치의 모델링에 의해 심하게 영향을 받지 않음을 확인하여야 한다.

Trunction Limits : 검토자는 사업자가 최소 cutset 또는 시나리오의 절삭 집합에 대 상 신청사항에 대한 중요한 기여인자와 그들의 논리적 조합을 포함하도록, 사고경 위 절삭제한치를 충분히 낮게 설정하였는지를 확인하여야 한다. PRA 상세수준 (모듈수준, 기기수준, 또는 부품수준) 에 따라 이것은 10^{-12} ~ $10^{-8}/RY$ 의 절삭 제한 치로 변환될 수 있다.

다중 기기 고려사항 : 이전에 논의한 바와 같이, 중요도 척도는 개별 설비 또는 인적 조치별로 평가된다. 이로 인해 야기되는 하나의 잠재적 문제는 단일 사건의 중요도 척도는 계통 또는 그룹이 전체로서 취해질 때는 고-중요도를 가짐에도 불구하고 계통 또는 그룹의 모든 요소들이 누락될 가능성이 있다는 것이다. (반대로, 그들이 구성요소가 되는 계통의 비-중요도로 인하여 설비가 속한 그룹을 제외시키는 분야가 있을 수 있다) 다중기기 현안을 다루는 두가지 접근 방법이 있다. 첫째는 계통 또는 그룹 중요도에 대하여 적합한 척도를 정의하는 것이다. 둘째는 기기 수준의 중요도 척도에 근거하여 분류에 대한 적합한 기준을 선정하는 것이다. 두 경우 모두에서, 사업자가 변경사항의 누적 영향을 적합하게 취급하였음을 입증하는 것이 필요할 것이다.

계통 또는 그룹 중요도 척도로서 널리 수용되는 정의는 존재하지 않는 반면, 일부 사업자는 계통 또는 그룹에 대해 새로운 척도를 개발할 수 있을 것이다. 일단 제안이 되면, 사업자는 그 척도가 변경사항이 그룹에 미치는 영향을 논리적으로 포 확하는지를 보장하여야 한다. 제기되는 현안의 한 예로서 다음 사항을 고려해 보자. 안전계통 (front-line system) 에 대하여 하나의 가능성은 해당 계통의 고장과 관계하는 사고경위의 빈도의 합을 모든 사고경위의 빈도의 합으로 나눈 것으로서 Fussell-Vesely 형식의 계통 중요도 척도를 정의하는 것이다. 그러한 척도는 분자에 지원계통의 결과로서 해당 계통의 고장 기여도를 포함하고 있다면 조심스럽게 해석될 필요가 있다. 유사하게, Birnbaum 형식의 척도는 고장을 조건화하고, 그 량을 합산하여, 계통과 관계하는 사고경위를 정량화함으로서 정의하는 것이다. 이것은 계통이 얼마나 자주 중요하게 될 것인가의 척도를 제공한다. 그러나, 다시 지원계통이 상황을 보다 복잡하게 만든다. 예로서 2-division 발전소를 가정해

보자. division B 안전계통의 고장과 관련하여 division A 지원계통의 고장의 결과로서 안전계통 고장이 발생할 수 있다. 지원계통의 완전고장에 기초하여 이득을 평가하는 것은 이같은 형태의 기여도를 간과하게 된다.

적절히 정의되는 그룹 수준의 중요도 척도가 없는 상황에서는, 적절한 의사결정을 위해 종합 의사결정과정의 일환으로서 사업자에 의한 정성적 분류에 신뢰를 두어야 한다.

중요도 척도와 리스크 변화의 관계 : 중요도 척도는 변경제안사항의 이행과 관련된 리스크 변화에 직접적으로 관계하지 않는다. 대신에, 설비가 고- 또는 저-안전 중요도로 분류되어야 하는지를 결정하기 위해 사용되는 척도 값의 선택에 있어서 리스크 영향이 간접적으로 반영된다. 이것은 중요도가 기기수준에서 또는 그룹수준에서 평가되는지의 문제이다. 그러므로, 저- 및 고-중요도로의 분류에 대한 기준은 CDF 및 LERF 의 변화량에 대한 허용기준과 관련되어야 한다. 이것은 그러한 기준이 모든 발전소에 대해 고정된 것이기 보다는 기저 CDF 및 LERF 의 함수이어야 함을 내포한다. 따라서, 검토자는 기준의 선정이 RG 1.174에 서술된 허용기준과 어떻게 관계되는지, 그리고 어떻게 충족하는지를 결정하여야 한다. 기기수준의 기준이 사용되는 경우, 이 기준은 변경과 관련하여 허용가능한 리스크 증가는 모든 분류 항목에 대한 순간 변화량에 기초하여 결정되어야 한다는 사실을 고려하여 설정되어야 한다.

c. 평가 결론

SER 은 다음내용과 동등한 문구를 반영하여야 하며, 필요시 예외사항이 제시되고 설명되어야 한다.

- 특정 신청사항에 대한 기여인자의 리스크 중요도 결정과 관련하여 종합의사결정 과정에 제공된 정보는, CDF 및 LERF 활용 등을 포함하는 모델 입력과 가정, 그리고 데이터 불확실성, 공통원인고장 모델링, 인적신뢰도 모델링 및 사용되는 절삭제한치 등에 대한 결과의 민감도 등의 항목으로 볼 때 건전하다.
- 분류는 변경사항이 기기 그룹에 미치는 영향을 리스크 허용지침에 부합하도록 다루고 있다.

C.2 기기 분류에서의 종합의사결정의 역할

a. 검토분야

확률론적 중요도 해석이 설비 또는 인적조치의 분류와 관련하여 가치있는 정보를 제공할 수 있지만, 그것은 전통적 공학 고찰에 기초한 평가에 보조되고 보충되어야 한다. 성공경로에서 하나의 전반위 계통이 신뢰되는 경우, 어느 관점에서는 그 계통이 중요하고, 최소한 설비들중 일부는 단일사건 중요도 척도가 이를 반영하지 못할지라도 어떤 의미에서는 중요하여야 한다. 그러나, 실제의 계통 중요도는 대체의 다양성 계통이 동일한 기능을 충족할 수 있는지 여부의 함수이다. 단순히 기능만을 제공하는 수단이 되는 계통은 대안 자체가 존속가능하다는 것 보다 더 중요한 것으로 간주된다. 하나의 중요한 안전계통을 지원하는 계통도 중요한 것으로 간주될 수 있다. 이것은 그러한 모든 계통이 기존요건의 완화를 위한 후보가 될 수 없다는 것을 의미하지 않고, PRA에서 신뢰되는 계통계열의 기기들이 종합의사결정 과정에서 고려되어야 함을 의미한다.

사업자의 문서화 활동 평가 또는 독립적 검증 수행을 통해 검토자는 다음 과정을 완료하여야 한다.

- PRA에서 모델화 되었든 안되었든 (즉, 실내 냉각계통, 제어보다는 지시와 관련된 I&C 계통이 모델화 안될 수 있음) 초기사건에 대한 발전소응답에서 신뢰되는 모든 계통을 확인하고, 그들이 수행하거나, 지원하는 기능을 확인할 것.
- 중요하지 않은 계통의 요소라는 사실에 근거하여 제외된 기기고장이 초기사건에 대한 발전소응답에서 신뢰되는 계통에 영향을 미칠 수 있는지를 결정할 것.

그리하여 검토자는 최소한 위에서 확인된 각 중요계통의 일부 요소들이 안전에 중요한 것으로 간주되는지를 확인하여야 한다. 그렇지 않으면, 검토자는 PRA에서 어떤 성능이 이들 항목에 할당되는지, 그리고, 이들 요소에 할당되는 프로그램 활동이 주어진 성능수준에 알맞은지 여부를 확인하여야 한다. 한 계통이 중요한 것으로 확인되는 경우, 그러나 요소수준에서는 그렇지 않은 경우, 검토자는 사업자의 정당성을 신중하게 평가하여야 한다.

예로서, 많은 다중 유로를 포함하는 계통의 경우를 고려해 보자. 단일 사건의 중요도 해석은 단번에 모든 유로를 누락시키는 경향이 있다. 전체적으로 볼때는 그룹을 누락시키는 효과를 가진다. 상기 지침의 초점은 보통의 중요도 척도가 그들을 부각시키지 못할지라도 다중 유로 (하나의 부속계통으로 간주되고, 그들이 수행하는 기능을 고려) 가 중요하며, 일부 주의를 기울일 만 하다는 것이다. 그러나, 다중계통의 경우, 다중경로 각각에 대해 고-리스크 기여인자 범주를 할당하는

것이 항상 해법일 필요는 없다. 이 사례에서 특히 경로들이 필수적으로 유사하다면, 반드시 CCF 를 고려할 필요가 있다. 따라서, 기기성능의 감시를 통해 CCF 가능성을 다루는 프로그램은, 그룹의 개별 요소들에 대하여 약속사항에 있어서 일정 수준의 축소를 여전히 허용하면서도, 기능의 상실에 대비한 필요 보호조치를 제공할 수 있다.

저-안전 중요도의 검증 : 정량적 리스크 정보 분류의 평가에서, 검토자는 사업자가 사용하는 종합의사결정 절차와 기준을 고려하여야 한다.

설비 또는 운전원 조치에 대하여 사업자가 저-안전중요도로서 결정한 것을 검토할 시, 검토자는 사업자가 리스크 중요도 척도를 적절히 적용하였고, 민감도 해석 결과를 고려하였는지 확인하여야 한다. 또한, 검토자는 사업자가 부적절한 PRA 범위 및 상세수준 채택 가능성 등과 같은 인자를 고려하고 보상했는지를 확인하여야 한다 (SRP의 III.2.2.2 및 III.2.2.3 참고). 마지막으로 검토자는 설비 또는 운전원 조치를 저-안전 중요 (LSS) 로 분류하는데 있어서, 사업자가 심층방어 및 이용가능한 안전여유도를 고려했는지를 확인하여야 한다. SRP의 III.2.1 은 이 주제에 대한 검토지침을 제시한다.

PRA에서 모델화되지 않은 설비에 대하여, 검토자는 사업자의 절차가 현행요건의 완화 또는 제거를 위해 후보로서 제안된 각 설비들에 대해 다음의 조건들을 적용하는지를 확인하여야 한다.

- 설비는 안전기능을 수행하지 않거나, 또는 안전기능에 대한 지원기능을 수행하지 않거나, 또는 안전기능을 보조하지 않음
- 설비는 절차적 조치 또는 복구조치를 위해 PRA에서 신뢰되는 운전원 조치를 지원하지 않음
- 설비의 고장은 PRA에서 다루는 초기사건의 우발적 발생을 야기하지 않음
- 설비는 중대사고중 핵분열생성물 방출에 대비한 방어벽 역할을 하는 계통의 일부가 아님.
- 설비의 고장은 중대사고 조건이 아닌 상황에서도 의도하지 않은 방사성물질의 방출을 야기하지 않음

상기의 어떤 조건이 적용되거나, 설비성능의 정량화가 어려운 경우, 사업자는 완화요건이 설비 신뢰도 및 성능에 미치는 영향을 결정하기 위해 정량적 평가절차를 활용했어야 한다. 이 평가는 고장율이 증가할 수 있는 고장모드와 고장의 탐지가 어려운 고장모드의 확인을 포함한다. 검토자는 사업자가 다음의 (또는 유사

한) 정당성증 하나 이상을 제시하였는지 확인하여야 한다.

- 변경사항이 심층방어 철학에 어떻게 부합하며, 어떻게 충분한 안전여유도를 유지하는지에 대한 정성적 토의
- 이들 고장 모드가 발생할 가능성이 왜 없는지에 대한 정성적 통의 및 역사적 증거
- 그러한 고장모드가 어떻게 적시에 탐지될 수 있는지에 대한 정성적 기술 토의
- 그러한 고장을의 증가를 제어하는데 기타 어떤 요건이 유용한지에 대한 토의
- 요건의 완화가 왜 고장을 증가에 최소한의 영향을 갖는지에 대한 정성적 기술 토의

c. 평가 결론

SER 은 다음내용과 동등한 문구를 반영하여야 하며, 필요시 예외사항이 제시되고 설명되어야 한다.

- 설비 또는 인적조치의 분류는 안전 중요도를 적절히 포착하였으며, 이 분류는 변경제안사항의 잠재적 영향이 대부분 공공의 건강과 안전에의 리스크에 있어서 경미한 증가를 초래하도록 수행되었다. 중요도 계산에 대해 알려진 제한사항을 고려하여, 종합의사결정 과정에 중요도 척도로부터 유도된 입력자료가 사용되었으며, 결과는 적합한 정성적 고찰에 의해 보완되었다.
- 종합의사결정 과정은 초기사건에 대한 발전소 응답에 요구되는 계통을 명백히 인지하였으며, 이들 계통내의 기기들은 그들의 성능특성과 필요한 성능수준에 적합한 프로그램 분야 (IST, ISI등)를 고려함을 확인하였다.

Appendix D

비-리스크정보 활용 인허가 변경 요청서 심사시 위험도정보의 활용

검토 분야

인허가변경 요청서가 규정 및 기타 인허가요건을 충족할 때는, 위원회는 공공의 건강과 안전에 대한 적절한 보호를 추정한다. 그러나, 새로운 정보를 통해 예측하지 못한 위해가 나타난다거나, 리스크를 증가시키는 현안의 확인 등과 같이 발생이 예상되는 알려진 위해의 잠재성이 증가하는 상황이 일어날 수 있다. 그러한 경우 NRC는 대중의 건강과 안전상 예기치 않은 리스크의 배제에 필요한 보호수준을 유지하기 위해 상기의 사업자 조치 및 기존 규제를 초과하는 사업자 조치를 요구하는 법적 권한을 가진다. 개정된 것으로서 10 CFR2.102에 의해 이행되는 원자력법 (AEA) 의 182.a 는, NRC가 대중의 건강과 안전의 적절한 보호에 관해 의문을 제기할 사유를 가지게 되는 경우 인허가 변경요청서와 연계하여 NRC에게 정보의 제출을 요구하는 권한을 부여한다. 사업자는 그러한 정보의 제출을 거절할 수 있지만, 요청된 변경사항이 대중의 건강과 안전을 적절히 보호하지 못하는 것으로 NRC에 의해 확인되는 경우 변경요청서는 거절 당할 리스크를 안게 된다.

심각하고 예상하지 못한 리스크를 유발할 수 있는 상황 하에서는, 현재 규정된 규제요건이 충족되지 않는다는 사실에도 불구하고, 스텝의 기본 입장에 대한 근거가 적절한 보호의 추정을 지원하지 못함을 입증하는 부담을 NRC 스텝 검토자는 가정하게 된다. 인허가변경 요청이 모든 규제요건을 충족하는 경우, 심각한 리스크 문제를 야기하는 것은 드물다. 리스크 문제를 고려해야 하는 상황을 적절히 도출하고, 예기치 않은 리스크가 존재하는지를 결정하기 위한 절차가 그림 1에 제시되어 있다. 이 절차는 사업자가 리스크정보를 제출하지 않은 인허가변경 요청 (즉, 비-리스크정보 요청) 뿐만 아니라, 사업자 주도의 리스크정보 인허가 변경요청을 검토할 때 사용된다.

인허가변경 검토 절차의 일환으로서 잠재적인 리스크 문제에 대하여 인허가 변경요청사항이 선정절차를 거치게 된다. 사무실 수준의 인허가변경 검토 절차는, 발전소 리스크에 미치는 심각한 영향의 가능성 때문에, 종합적 리스크 모델 수준에서 인허가 변경요청사항이 검토되어야 하는 지침을 제공한다. 지침에 따라서, 비-리스크 정보 제출서류의 리스크 관계 내용은 제출서류가 다음과 같을 경우에 리스크해석가와 토의하게 된다.

- 허용정지시간 (즉, 유사 발전소에서 이전에 승인된 범위를 초과), 초기사건 확률, 연속의 완화조치, 기능적 복구시간, 또는 운전원 조치요건을 심하게 변화시키는 경우
- 기능요건 또는 다중성을 심하게 변화시키는 경우
- 발견되지 않은 고장 가능성에 영향을 미치는 운전을 심하게 변화시키는 경우
- 성공적인 안전기능의 근거를 심하게 변화시키는 경우, 또는
- 기존 규정에의 부합을 통해 의도되거나, 기대되는 안전수준을 생성할 수 없거나, 발전소 운전으로 대중의 건강과 안전에 예기치 않은 리스크를 부과할 수 있는 특수 상황을 조장할 수 있는 경우

리스크에 심각하게 영향을 줄 가능성이 있는 비-리스크정보 인허가 변경 요청은 인허가변경 심사의 일환으로서 보다 상세한 리스크 평가를 적용받게 된다.

검토 지침 및 절차

리스크 평가를 적용받는 인허가 변경 요청에 대하여, 검토자는 RG 1.174에 정의된 안전원칙에 대한 변경과 종합의사결정 절차를 평가하여, 요청된 변경사항, 그리고 리스크 고려사항 때문에 정당화될 수 있는 보상수단의 필요성과 효과성을 평가하여야 한다. 리스크 허용지침 (RG 1.174의 2.2.4 및 2.2.5 절) 은 총 CDF 및 LERF의 함수로서 허용가능한 리스크 증가 수준과, 허용지침이 심사 및 의사결정에 활용되어야 하는 방법을 규정하고 있다. 검토자는 지침이 리스크 영향을 평가하기 위한 참고점 역할을 하는 것이지, 법적으로 구속력이 있는 요건이 아님을 알아야 한다.

비-리스크정보 활용 인허가 변경 요청에 대한 예비평가는, 리스크정보 활용이 아닌 제출서류에는 일반적으로 정량적 리스크정보가 제시되지 않기 때문에, 공학적 판단에 근거한 결정과 함께 정성적인 것이 된다. 특수한 상황이 존재할 거라고 믿어진다면, 검토자는 인허가 변경요청의 잠재적 리스크 중요도 뿐만 아니라 리스크 문제에 기여하는 잠재적 공학현안도 상세히 평가하게 된다. 특수한 상황이 존재하고 리스크 정보의 필요성을 고려해야 하는 것으로 믿어지는 경우, 사업자에게 알리고 평가과정에 가능한 한 조기에 사업자를 개입시켜야 한다.

“특수상황”이란, 적절한 보호가 보장되는지 여부와 기존요건의 부합 관점에서 적절한 보호의 통상적인 보장을 강건히 할 수 있는지에 대하여 의문이 제기되는 상태 또는 상황을 나타낸다. 그 경우 모든 규제요건이 충족되더라도 예기치 않은 리스크가 존재할 수 있다. 일반적으로 특수상황은 다음의 경우에 존재할 수 있다

: (1) 기존 규정집의 개발 당시 그 상황이 확인되지 않았거나, 상세히 다루어지지 않은 경우, 그리고 그러한 상황이 보편화되어 새로운 규정 (리스크정보 규정) 을 정당화하기에 충분히 중요한 상황이 되는 경우, (2) 인허가기준 해석을 통해서는 리스크 영향이 보장되지 않는다는 것을 검토자가 알고 있고, 리스크정보 신청사항으로서 요청서가 평가되면 리스크 증가는 거부당하거나 조건부 승인이 되는 경우. 하나의 기준이 만족되면 다른 하나도 일반적으로 만족된다. 그러나, 이 결정과 관계되는 판단 관점에서, 하나의 기준이 명확하게 만족되지 않는 경우는 다음에 논의되는 바와 같이 경영관점에서 평가되어야 한다.

“특수상황”은 일단 승인되면 다음과 같이 될 수 있는 인허가 변경 요청사항을 포함한다. 그러나, 이것에 국한되지는 않는다.

- 리스크에 중요하지만 발전소의 설계 및 인허가기준을 초과할 가능성을 증가시키거나 사고 결말을 현저하게 증가시킴. 예로서 설계기준 선원함에 기초하여 10 CFR100 제한치를 충족하는 증기발생기 허용누설률 변경제안; 또는 증기발생기 보수시 정상 및 설계기준사고시 허용가능한 성능을 제공하지만 고온의 중대사고 시나리오에서 증기발생기 건전성 유지능력이 저하되는 신재료의 사용
- 규제 개발시 분명하게 고려되지 않은 발전소 운전 또는 상황으로 인해 다중의 방어 수준 또는 규제감독절차의 안전확인요소 (cornerstone) 들이 저하됨. 예로서 사업자가 디지털 I&C 계통의 심층방어 및 다양성 평가 관련 규제지침을 다루지도 않고 충족하지도 못한 디지털 I&C 계통의 사전 신청
- 리스크에 중요하지만 규제에서 요구되지 않는 설비의 이용가능성 또는 신뢰성의 현저한 감소. 예로서 결과가 설계기준 초과사고시 격납건물 과압고장을 방지하는데 있어서 Mark I wetwell 배기계통의 효과성을 의도하지 않게 위협하는 변경신청, 또는 NUREG-0737, II.E.1.1 에 따라 제공되는 터빈구동 보조급수펌프의 다양성을 위협하는 변경신청 등
- 시너지 또는 누적효과가 리스크에 심각하게 영향을 미치게 하는 변경과 관계함. 예로서, 이전에 승인된 수준을 훨씬 초과하여 운전출력을 증가시키고, 리스크에 중요한 노심손상 경위의 빈도를 유발하거나 현저히 증가시키는, 출력증강 요청

추가로 고려하여, 요청사항의 승인이 RG 1.174의 안전원칙을 위협하고, 규제지침에 포함되어 있는 리스크 허용지침과 관련하여 리스크를 심각하게 증가시키는 것으로 믿어지면, 검토자는 그 리스크 문제와 요청사항 관련 추가적 리스크 평가의 필요성을 관리자층에 알려야 한다. 그러한 경우, 검토자는 관리자층 협조를 얻어

사업자에게 제출서류에 RG 1.174 의 안전원칙과 허용가능한 리스크증가 수치에 관해 기술할 것을 요청하여야 한다. 검토자는 대안으로서 사업자에게 스택이 독립적인 리스크평가를 수행하는데 필요한 정보의 제출을 요청할 수 있다.

개입이 필요한 적절한 관리자층의 수준은 문제의 특성과 심각성에 좌우된다. 일반적으로, 인허가변경 요청이 특수상황을 조성하는지 여부에 관한 결정은 최소한 OGC (Office of General Council) 뿐만 아니라 PSA, 해당 기술현안 및 규제요건, 인허가 사업관리 등에 책임이 있는 Division Director에 의해 지원되어야 한다. 이 목적으로 리스크정보 인허가패널 (RILP : Risk-informed Licensing Panel) 에 의한 검토가 고려되어야 한다. 특히, 현안을 더 높은 관리자층 수준에서 평가하거나, 위원들에게 알릴 필요성은 특수상황 존재가 결정되면 RILP 에 의해 다루어져야 한다. RILP는 요청된 정보에서 다루어지는 잠재적 안전 중요도 관점에서 NRC에 의해 제기된 리스크 문제에 따라사업자에게 부과되는 부담이 정당화됨을 보장하여야 한다.

사업자가 리스크를 기술하지 않으면, 검토자는 변경요청이 승인되면 대중의 건강과 안전이 적절히 적절히 보호될 것임을 합리적으로 보장하기 위해 사업자가 리스크 관련 사항을 충분히 평가할 때까지 요청된 변경사항을 허가하지 않아야 한다. 요청된 정보를 사업자가 제출하지 않음은 스택의 검토를 방해할 수 있으며, “적절한 보호를 합리적으로 보장한다”는 검토자의 결론에 도달하지 못하게 할 수 있다. 요청된 정보를 사업자가 제출하지 못함은 10 CFR 2.108 에 따른 각하 (reject) 의 근거가 될 수도 있다.

평가 결론

RG 1.174에 제시된 CDF/LERF에 관한 수치적 지침과 안전원칙은 적절한 보호를 합리적으로 보장한다는 결론의 근거를 제공하려는 의도가 있다. 그러므로, 이 값을 초과하거나, 기타 원칙을 위배하는 상황은 변경제안사항이 적절한 보호수준을 합리적으로 보장하는지에 관해 문제가 제기되는 기준점이 된다. 이 때 요청된 변경과 관련하여 안전수준에 관한 결론을 내기 위해, 특수상황, 안전원칙 및 RG 1.174의 2.2.6 관리자층 유의를 위해 도출된 현안에 대하여 보다 심도있는 평가가 수행되어야 한다.

이 평가를 수행하는데 있어서, 검토자는 적절한 보호의 개념이 수치적 리스크 허용지침과는 명백히 구분된다는 점에 주의를 기울여야 한다. 지침 그 자체는 적절한 보호의 정의를 구성하지 않지만, 적절한 보호를 평가하기 위한 과정에 사용되

는 적합한 기준을 제공한다. RG 1.174에서 논의되는 바와 같이, 적절한 보호가 달성된다는 어떠한 결론에서도 항상 해석의 불확실성이 고려되어야 한다.

변경제안사항의 허용에 대한 최종 결론은 안전원칙에의 부합성 뿐만 아니라 현행 규제요건의 고려에 근거해야 하는 것이지, 수치적 지침과 정량적 PRA 결과의 비교에만 근거해서는 아니된다. 리스크에 근거하는 비-리스크정보 인허가변경 요청의 각하에 관한 결정은 RILP 에 의해 지지받아야 하며, 최종결정을 위해 담당부서 관리자 수준을 상향조정하는 것이 가능하다. NRC가 적절한 보호가 제공됨을 확인할 수 없는 경우, 원자력법 및 현행 규정에 의한 권한은 인허가 변경요청의 각하를 요구한다.

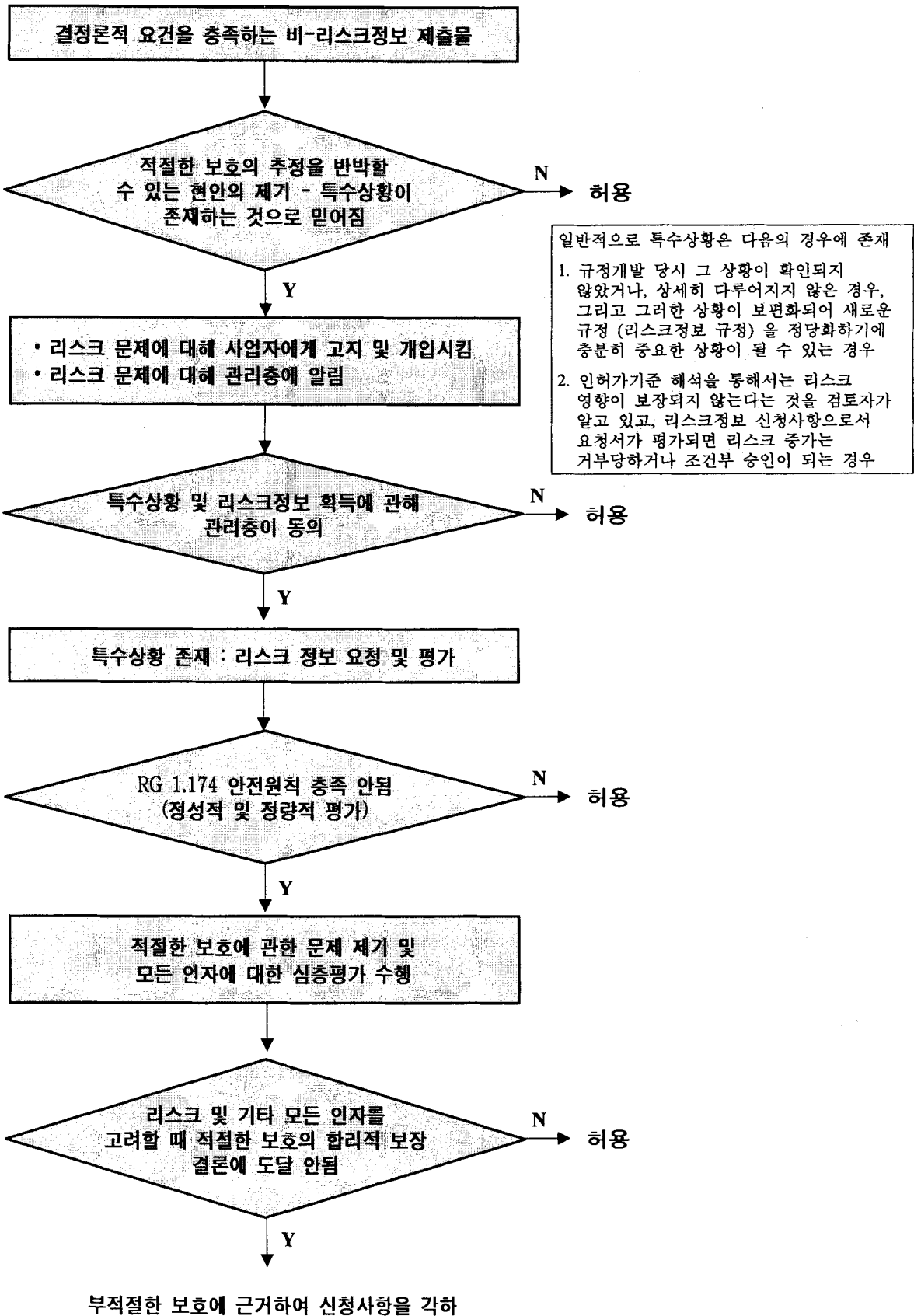


그림 1 인허가 변경 심사시 리스크를 고려하는 절차 및 논리

부록 11

우리나라 RIPBR 이행 기본지침 (안)

목 차

1. 검토요소	1
2. 허용기준	2
3. 검토 지침 및 절차	4
가. 요소 1 : 변경신청사항의 정의	4
나. 요소 2 : 공학적 평가의 수행	5
1) 심층방어 속성 및 안전여유도 평가	6
가) 심층방어	6
나) 안전여유도	8
다) 현행 규정의 만족	10
2) 위험도 평가	10
가) 변경사항을 PSA 모델 요소에 반영	11
나) 해석의 범위	11
다) 상세수준	12
라) 위험도정보 활용 규제에 사용하기 위한 PSA의 품질	13
마) 위험도 영향 평가	15
3) 종합 의사 결정	19
가) 복합 변경신청 사항의 검토	20
다. 요소 3 : 이행 및 감시전략의 개발	21
라. 요소 4 : 제출자료에 대한 평가 수행	22
4. 신청사항의 평가	27
가. 일반	27
나. 변경신청사항의 정의	28
다. 심층방어 속성 및 안전여유도의 평가	28
라. 위험도 해석 범위	28
마. 위험도해석의 상세수준	29
바. PSA 품질	29
사. 위험도 영향의 평가	29
아. 종합의사결정	29
자. 이행 및 감시전략	30
차. 사업자 제출자료	30
5. 이행	30
6. 참고문헌	31
부록 A 위험도정보 활용 인허가 관련 PSA 심사 지침	32

원자력발전소 인허가기준 변경신청에 대한 위험도정보 활용 규제지침(안)

본 지침에서 제시하는 지침은 위험도정보 활용 규제 의사결정 과정에 적용된다. 규제 의사결정 과정에서 위험도정보를 활용하면 안전성관점에서 종합적 고찰이 가능하고, 규제 자원의 효율적 활용이 가능하며, 사업자에 대한 비효율적인 규제부담을 저감할 수 있을 것이다.

본 지침은 공학적 현안을 고려하고, 위험도 고찰결과를 적용함으로써 인허가기준 변경신청사항의 특성 및 영향을 평가하는데 허용가능한 방법을 제시한다. 규제 심사에서 활용되는 위험도 평가는 발전소 고유 설계, 건설 및 운전관행을 실제로 반영하여야 하며, 평가결과를 설명할 때, 중요한 불확실성의 영향을 고려하여야 한다. 변경사항의 타당성을 설명하기 위한 가정과 해석내용이 적절함을 입증하기 위한 이행전략 및 감시계획도 심사에 포함된다. 위험도 평가의 결과는 의사결정 과정에서 심층방어 철학과 안전여유도 평가를 보완하여 의사결정에 필요한 정보를 제공하므로써 전통적인 공학평가 방법을 보조하는 형식으로 활용된다.

본 지침은 미미한 수준의 위험도 증가¹⁾만 허용하고, 충분한 심층방어와 여유도 유지되도록 하고 있다. 이는 불확실성, 그리고 원자력산업계의 성장에도 불구하고 설계, 건설 및 운전과 관련하여 신규 현안이 지속적으로 발생하는 사실 등을 반영한 것이다.

인허가기준 변경 신청사항에 대해 본 지침에서 제시한 것과 다른 방안의 사용을 배제하지 않는다.²⁾ 본 지침은 규제조치(변경신청사항의 승인 또는 반려)를 정당화하기 위해 위험도해석 결과가 사용되는 분야에서 규제 의사결정의 일관성을 향상하기 위한 목적을 가지고 있다.

본 지침은 과학기술부에 심사 및 승인을 위해 제출된 인허가 변경 신청사항으로서, 의사결정 과정에서 PSA가 효과적인 역할을 하는 경우에만 적용된다.³⁾

1. 검토 요소

제안된 변경사항에 대한 의사결정 절차는 종합적인 평가(기존의 공학적 정보와 위험도정보를 고려)에 근거하며, 정량적 해석 및 정보 뿐 아니라 정성적인 인자들도 고려될 수 있다.

1) 과학기술의 중대사고정책에 제시된 안전목표를 기준으로, PSA에서 계산되는 CDF 및 LERF에 대한 변동 허용기준이 필요하다. 본 지침에는 위험도증가의 정량적 허용기준이 포함되지 않는다.

2) 본 지침에서 제시한 방법 이외의 방법에 대하여 배제하지는 않으나, 효율적인 인허가 진행을 위하여 본 지침의 적용이 바람직할 것이다.

3) 사업자(변경신청) 관점이 아니라 규제심사(변경승인) 관점에서 PSA 역할의 중요성을 의미함.

기본 검토요소 및 각 검토요소에 대한 심사범위는 다음과 같이 요약된다.

- **기본검토요소 1 - 제안된 변경사항의 정의** : 인허가 관점에서 제안된 변경사항에 의해 영향을 받는 발전소 절차서, 활동 및 설비를 파악하고, 인허가 기준과의 연관성을 평가한다. 추가로, 변경신청사항과 관련된 자료에 대한 고찰이 필요하다.
- **기본검토요소 2 - 공학적 평가의 수행** : 적절한 기존의 공학적 분석 및 확률론적 분석을 요소화하여 심층방어 철학과 충분한 안전여유도가 유지되는지, 그리고 발전소의 위험도 변동치가 허용기준을 충족하는지 변경신청사항을 평가한다.
- **기본검토요소 3 - 이행 및 감시전략의 개발** : 이행 및 감시전략은 변경신청사항에 의해 영향을 받는 발전소 요소가 예기치 않은 성능저하를 보일 때 조기에 파악할 수 있는 수단을 제공한다. 그러므로 변경사항을 정당화하기 위해 사용된 평가 모델 및 데이터의 불확실성이 해석의 결론을 바꾸어 놓을 수 있는 활용사례에서는 이행 및 감시전략의 중요성이 강조된다. 사업자의 변경신청사항으로 인한 발전소 성능에 관한 불확실성을 (부분적으로) 고려할 수 있는지에 대하여 이행 및 감시절차를 평가한다.
- **기본검토요소 4 - 평가내용의 문서화 및 변경신청서의 제출** : 사업자의 제출자료는 변경신청사항의 허용성에 관한 결론을 뒷받침하는데 충분한 정보가 포함하여야 하고, 검토를 위하여 평가과정의 관련자료가 문서로 이용가능하여야 한다. 또한 사업자가 적절한 규제조치 (예, 인허가변경, 면제, 또는 운영기술지침서 변경 등) 를 신청하였는지를 확인한다. 적절한 경우, 사업자의 변경신청사항이 적절히 문서화되었는지를 확인한다. 마지막으로, 인허가 기준 변경사항이 필요시 개정 안전성분석보고서에 포함되는지를 확인한다.

활용사례별 심사

본 지침은, 수치적인 위험도 척도가 의사결정 과정에서 상대적으로 중요한 역할을 하고, 광범위한 시나리오 및 발전소 운전모드가 영향을 받을 수 있는 위험도정보 활용 규제에서의 활용사례를 검토하기 위한 기준을 제공하고 있다. 이 문서에 기술된 범위보다 작은 부분적 범위에 대한 검토가 필요한 것으로 결정되면, 이 지침에서 관련된 부분을 선택하여야 적용한다. 위험도평가 결과가 종합적 의사결정에서 차지하는 기여도에 따라 PSA에 대한 심사에 요구되는 기술수준이 결정된다.⁴⁾

2. 허용기준

4) 국내 위험도정보 활용 분야의 활성화를 위하여 사안별로 요구되는 PSA 기술수준에 대한 규제기관과 사업자 의 이해가 일치하여야 한다. 상세 내용은 부록 A에 제시되어 있다.

이 지침은 사업자가 원자력법 제22조 및 원자력법시행령에 따라 발전소 인허가 기준 변경 신청시 PSA 결과 및 위험도 고찰에 관한 심사에 사용하기 위한 지침이다.

현행 규제요건에 부합하는 사업자가 제안한 인허가기준 변경사항의 평가에는 통상 기존의 공학해석을 이용한다. 이 경우 일반적으로 사업자는 변경제안사항의 타당성을 추가적으로 뒷받침하기 위하여 위험도 정보를 제출하지는 않을 것으로 예상된다. 그러나 모든 규제요건이 충족되는 경우에도, 새로운 정보를 통해 예견되지 않던 위해가 알려지거나, 발생하는 위해의 잠재성이 커지는 상황이 일어날 수 있다. 그러한 상황에서, 대중의 건강과 안전상 예기치 않은 위험도를 배제하는데 필요한 경우 사업자 조치를 요구할 수 있다.

현행의 규제요건 및 관행에 해당되지 않는 사업자 제안의 인허가기준 변경사항을 평가하기 위하여, 기존의 공학적 해석 뿐 아니라 이 지침에 기술된 위험도정보를 활용하는 방법이 이용되는 경우, 최초 제출자료의 일부로서 충분한 정보가 제출되지 않았다면, 사업자에게 위험도정보 또는 기존의 공학적 정보의 보완을 요구할 수 있다.

인허가기준의 변경의 타당성을 입증하기 위하여 사업자가 제출한 위험도정보에 대한 자료에는 다음의 5 가지 위험도정보 활용 규제원칙이 충족되는지가 기술되어야 하며, 이에 대하여 사업자가 채택한 해석 방법 (정량적 또는 정성적, 결정론적 또는 확률론적), 데이터, 및 위험도 고려 기준 등이 의사결정을 하는데 적절한지를 평가한다.

1. 제안된 변경사항은 기존 규정을 충족할 것
2. 제안된 변경사항은 심층방어 철학과 부합할 것
3. 제안된 변경사항은 충분한 안전여유도를 유지할 것
4. 제안된 변경사항이 위험도의 증가를 초래 할 때, 그 증가는 미미하여야 하며, 중대사고 정책성명의 안전목표의 의도에 부합할 것
5. 제안된 변경사항으로 인한 영향은 성능감시 전략을 이용하여 감시될 것

상기 규제원칙에 부합됨을 보이는 데 있어 사업자의 제출자료가 다음을 만족하는지 확인한다.

- 사업자의 총체적 위험도 관리방안으로 변경제안사항의 안전성 영향이 종합적으로 평가하였다. 위험도 증가가 제안된 경우, 이득이 기술되어야 하며, 이 이득은 제안된 위험도 증가에 알맞은 것이어야 한다. 요건 변경사항을 도출하기 위해 사용된 방안에 의하여 추가되는 요건과 제거되는 요건 모두 도출하였다.
- 제안된 인허가기준 변경사항을 정당화하기 위해 수행되는 공학해석 (기존 해석 및 확률론적 해석 포함) 의 범위, 상세수준 및 품질은 변경사항의 특성과 범위에 적합하며, 실제 발전소의 설계 및 운전경험을 반영하고 있다.

- 사업자 변경제안사항의 타당성을 입증하기 위하여 사용된 발전소 고유 PSA는 전문가 독립검토와 같은 방법으로 품질이 관리되었다.
- 공학적 해석의 불확실성이 감시 및 시정조치 프로그램으로 적절히 고려되었다.
- 규제원칙 4에서 언급된 위험도 평가의 척도로써 CDF 및 LERF를 사용할 수 있다. LERF 대신에 보건안전목표 (QHO) 의 활용은 원칙적으로 허용가능하며, 사업자는 이를 제안할 수 있다. 보건안전목표의 활용은 Level 3 PSA가 요구되며 분석에 사용되는 방법, 및 가정, 관련 불확실성 등에 대한 추가적인 검토가 요구된다.
- 제안된 인허가기준 변경사항으로부터 유발되는 CDF 및 LERF의 증가는 미미한 수준으로 제한된다. 또한 위험도 변화의 누적효과를 추적하여 규제 의사결정 과정에 고려한다.
- 사업자는 모든 원칙들이 충족되도록 제안된 변경사항의 타당성을 종합적으로 평가하였다.
- 규제 의사결정에 참조되는 데이터, 방법 및 평가기준은 문서화되어 보존된다.

3. 검토 지침 및 절차

위험도정보 활용에 있어, 사업자가 제출한 자료가 본 지침에서 제시하는 원칙들을 충족하는지 확인하기 위한 기본 검토요소별 지침은 다음과 같다.

가. 요소 1 : 변경신청사항의 정의

이 요소에서, 제출자료가 모든 안전성영향을 도출 및 평가했다는 판단을 하기에 충분한 정보를 제공하는지를 확인하여야 한다. 또한 규제 완화 신청을 뒷받침하기 위해 사용되는 방법론으로 변경된 안전 중요도에 대한 이해에 따라 사업자가 변경사항과 발전소 설계 및 운전절차의 연관성을 파악했음을 확인하여야 한다.

인허가기준에서 사업자가 다양성, 다중성, 심층방어 및 일반설계기준 등의 기본 규제요건을 어떻게 충족하는지 명시한다. 안전여유도를 확인하는 공학적 해석 (또는 기타 관련 해석) 및 데이터, 여유도를 보존하기 위해 수행되는 발전소 설계와 관리규정을 평가하여야 한다. 사업자의 변경신청사항을 이행하기 위하여 규정의 변경이 요구되는 경우, 합당한 변경신청서가 사업자의 제출서류에 첨부되어 있는지 확인하여야 한다.

기존의 공학적 개념과 원칙을 반영하는 이용가능한 정보를 도출하여 적절히 활용하고 있

는지 확인하여야 한다. PSA 이외에 안전중요도 평가를 위하여 검토되어야 하는 자료에는 허용정지시간, 운전제한조건 및 정기점검요건을 포함하는 운영기술지침서의 근거 뿐 아니라, 최종안전성평가보고서 등의 인허가 문서에 포함된 안전성 고찰이 포함된다.

가능하다면, 발전소 고유 데이터 및 운전정보가 변경제안사항을 정의하는 데 반영되어야 한다. 변경신청사항 검토시 운전경험으로부터 도출된 현안과의 연관성을 고려하여야 한다. 발전소 고유 운전경험 관점에서 유용한 고찰사항을 검사기록으로부터 얻을 수도 있다. PSA에서는 고려하기 어려운 인적성능, 사업자 조직관리, 절차서 적합성 및 사건 근본원인 등의 분야에 있어서 귀중한 정성적 고찰을 검사기록이 제공할 수 있다.

마지막으로, 인허가 변경을 최초 검토하는 단계에서, 검토자는 제출서류가 변경신청사항의 영향을 적절히 특성화하고 있는지 (특히, 제출서류가 변경신청사항에 의해 영향을 받는 모든 설비 또는 발전소 요소를 도출하고 있는지 여부), 사업자가 수행하고 제출한 해석내용이 변경의 영향을 적절히 특성화할 정도의 범위와 깊이를 갖고 있는지를 평가하여야 한다.

사업자는, 평가자료를 활용하여 종합적으로 이행될 수 있는 여러가지 개별 변경사항을 함께 제안할 수 있다. 예를 들면, 개별 변경사항들은 편의 (또는 이행 및/또는 검토 용이성) 를 위하여 함께 그룹화하거나, 위험도 균형 (위험도 증가와 위험도 저감의 균형) 관점에서 병합될 수 있다. 이와 같이 그룹화된 변경사항들은, 동일한 단일계통 또는 활동, 동일한 안전기능, 또는 동일한 사고경위 그룹, 또는 동일한 형태 (예, 허용정지시간 변경) 에 영향을 끼침으로써 서로 관련되어야 한다. 그러나 서로 관련되지 않는 변경사항들도 병합할 수 있다. 복합변경사항이 제안될 때, 개별 변경사항들의 허용성과 복합변경사항의 총 영향을 평가하여야 하며, 특히 개별 변경사항들간의 관계와 위험도평가에서 어떻게 모델화되었는지에 대해 상세히 평가하여야 한다.

나. 요소 2 : 공학적 평가의 수행

기존의 공학적 평가와 확률론적 정보에 기초하여 인허가 변경신청사항의 허용성과 관련한 결론을 설정하여야 한다. 인허가 변경 제안사항을 정당화하기 위하여 수행되는 공학 해석의 범위 및 품질은 제안사항의 특성 및 범위에 적합하여야 한다.

사업자가 제출한 자료가 위험도정보 의사결정을 위한 다음 원칙을 충족하는지 여부를 결정하기 위해 다음 검토요소가 검토되어야 한다.

- (1) 변경제안사항은 현행 규정을 충족함
- (2) 심층방어 철학 유지
- (3) 충분한 안전여유도 유지
- (4) 위험도 증가가 미미하며, 중대사고정책성명의 안전목표 의도에 부합

1) 심층방어 속성 및 안전여유도 평가

규제원칙 준수를 확인하기 위해 사업자가 수행한 공학적 해석 내용을 평가하여야 한다. 공학적 평가 관점은 발전소 설계의 근간이 되는 기본 안전원칙이 저해되지 않음을 보이는 것이다. 이 평가에는 기존의 설계기준사고 (DBA) 해석 뿐만 아니라, 발전소의 심층방어 속성, 안전여유도, 및 위험도 고찰을 얻고 변경제안사항의 영향을 정량화하기 위해 수행되는 위험도 평가 등을 포함하여야 한다.

설계기준사고(DBA)는 원전 설계에서 중심적 역할을 수행한다. DBA는 적절하고 안전한 발전소 대응을 보장하기 위하여 대처설계가 필요한 가상의 위협과 설비고장의 조합인 셈이다. 설계과정에서, 보수적 의도를 가진 가정을 이용하여 발전소 응답 및 관련 안전여유도가 평가된다. 발전소 설계 및 운전이 영향을 미치는 국가표준, 심층방어 속성 및 단일고장기준 등은 사업자의 변경 제안사항에 의해서 영향을 받을 수 있으므로 신청된 인허가기준 변경사항을 뒷받침하기 위해 재평가되어야 한다.

가) 심층방어

심층방어는 보호 및 안전수단의 잠재적 고장시 이를 보상하기 위한 연속적인 수단을 원자력발전소의 설계 및 운전 관행에 반영하는 철학으로 정의된다. 위험도정보 활용 규제에서의 의도는 변경사항이 심층방어의 달성을 저해하지 않으며 심층방어 철학이 유지됨을 확인하는 것이다. 즉, 심층방어 철학이 유지됨을 보장하는 것이지, 심층방어가 성취되는 방법의 변경을 제한하고자 하는 것은 아니다. 심층방어 철학은 설비 및 인적성능의 불확실성을 고려하기 위한 효과적인 방법이다. 이러한 불확실성을 위험도 해석으로 정량화 할 수 있는 경우도 있으나, 위험도 해석으로 다루지 못하는 많은 불확실성 또는 분야가 남아 있을 수 있다. 종합적인 위험도 해석이 수행될 수 있는 경우, 대중의 건강과 안전을 보호할 수 있을 정도의 적합한 심층방어 (노심손상예방, 격납건물 손상 방지, 사고결말 완화 간의 균형) 를 결정할 수 있을 것이다. 그러나 PSA는 심층방어의 모든 관점을 반영하지 못하기 때문에, 불확실성을 고려하기 위해서 기존의 심층방어가 고려되어야 한다.

(1) 방사능 유출 대비 다중 방호벽의 보존

심층방어는 방사능 유출을 예방하거나, 완화하기 위한 방호벽과 관련된 고려사항에 기초하여 평가될 수 있다. 원자로로부터 환경으로의 방사능물질 유출은 핵연료 피복재, 원자로냉각재 압력경계, 및 격납건물 등을 포함하는 일련의 피동 방호벽에 의해 방지된다. 이들 방호벽과 함께 제한구역 및 비상대책 등은 사고 결말을 완화하기 위한 필수요소이다. 다중 방호벽이 주어지는 상황에서, 방호벽 성능에 대한 결정론적 안전기준의 적용과, 각 방호벽의 기능상 성능을 보조하는 계통 설계 및 운전을 통해, 안전성이 확보된다.

심층방어 철학과의 일관성 유지에 있어서, 인허가 변경제안사항은 방호벽 효과성에 어떠한 중대한 변화도 야기되지 않아야 한다. 결과적으로, 검토자는 변경사항이 심층방어 철학 내에서 적합한 안전성을 유지함을 확인하기 위하여 다음 사항을 고려하여야 한다.

- 방호벽 건전성에 대한 기존의 위협이 변경신청사항으로 인해 심각하게 증가되지 않을 것
- 개별 방호벽의 고장 확률을 변경신청사항이 현저하게 변화시키지 않을 것
- 기존 상태와 비교하여 변경신청사항에 의하여 방호벽 간에 고장 종속성이 발생하여, 고장 가능성을 심각하게 증가시키지 않을 것
- 방호벽 간의 총체적인 다중성/다양성은 위험도 허용지침과 부합됨을 보장하기에 충분할 것

변경신청사항이 다음 지침을 충족하면, 상기의 심층방호 원칙 만족이 입증된다.

- 노심손상예방, 격납건물 손상방지, 사고 결말 완화 간에 합리적 균형이 보존될 것
- 변경신청사항은 발전소 설계의 취약점을 보상하기 위해 관리프로그램 성격의 규정에 과도한 신뢰를 두지 말 것
- 변경신청사항은 예상 위해빈도, 계통고장 결과, 및 관련 불확실성에 맞는 계통 다중성, 독립성 및 다양성을 보존할 것
- 변경신청사항에 의하여 잠재적인 공통원인고장에 대한 기존 대책이 영향받지 않으며, 공통원인고장의 새로운 발생원인을 파악할 것
- 변경신청사항은 방호벽의 독립성을 저하시키지 말 것
- 변경신청사항은 인적오류에 대비한 대책을 보존할 것
- 변경신청사항은 일반설계기준(GDC)의 의도를 충족할 것

정성적 또는 기존의 공학적 근거를 이용하거나, 사고경위 또는 단절집합에 포함되어 있는 PSA 결과를 이용하여 상기 지침의 만족을 평가할 수 있다.

(2) 심층방어 평가에 있어서 PSA의 역할

PSA는 통상 정량적 위험도 지표 외에 정성적인 결과, 소위 사고경위 기여인자의 정보를 제공한다. PSA 결과에서 이들 기여인자는 사고경위 최소 단절집합에 의해 제시된다. 각 사고경위의 최소 단절집합은 노심손상이나 방사능 유출을 야기하는 피동/능동 설비의 고장들과 인적오류의 조합이다. 그러므로 단절집합은 발생 가능한 노심손상이나, 방사능 유출에 대하여 많은 고장들이 어떻게 순차적으로 발생하는지를 보여주며, 특정한 심층방어 관점을 직접적으로 제시하고 있다. 따라서 최소 단절집합은 발전소 설계의 효과적인 다양성과 다중성을 보여준다.

대부분의 경우, 각 최소 단절집합에 나타나는 사건은 관련 설비의 신뢰도를 보장하기 위한 ISI, IST와 같은 요건의 대상이 된다. 기기신뢰도를 유지하는데 중요한 요건에는 IST, ISI, 운영기술지침서에 의해 요구되는 정기점검, 품질보증, 정비 등이 포함된다. 그러므로 최소 단절집합의 검토 결과 다중성이나 다양성에 이미 여유도가 있는 분야가 나타나더라도 설비 성능을 보장하는데 목적을 둔 요건의 수준을 감소시키는 것은 대부분 적절하지 않다. (그러한 조치가 설비 성능에 미치는 영향이 미미하거나, 영향을 미치지 않음을 사업자가 입증하는 경우, 또는 이 단절집합에 있는 요소의 성능에 관한 불확실성이 잘 이해되고 정량화되어 있는 경우는 예외로 함. 또한, 설비성능을 보장하기 위하여 사업자가 조치의 보완 또는 대체를 제안할 수도 있음) 반면에 발전소가 실질적으로 다중성 및 다양성을 갖는 분야에 있어서, 완화를 정당화하기 위해 사용되는 심층방어 논의는 가능하다.

심층방어 평가의 일환으로서 검토자는 변경신청사항으로 인해 발생할 수 있는 다중기기 고장 및 공통원인 고장의 영향을 고려하여야 한다. 예를 들어, 사업자가 단절집합 내의 모든 사건에 대하여 요건 축소를 제안한다면, 변경의 효과가 적절히 모델되고, 그리고 변경이 심층방어에 부정적 영향을 끼치지 않는 것을 확인하여야 한다.

마지막으로, 사고경위 단절집합을 평가하는 데 있어서, 발전소 설계 취약성을 보상하기 위한 관리 규정⁵⁾ 및 운전원 조치에 과도하게 의존하는지 주의를 기울여야 한다. 예를 들어, 정비 및 정기점검 활동의 제안이 보완되어야 하지만, 이러한 활동으로 적절한 발전소 설계를 대신할 수는 없다.

나) 안전여유도

계통의 설계성능 특성을 결정하는 데 있어서, 안전여유도는 설비 성능의 불확실성에 대한 여유를 나타낸다. 현행 안전해석 관행에서 모든 분야에 여유도를 반영하고 있다. 예를 들면, 대부분 공학표준, 인허가해석 및 운영기술지침서는 여유도를 고려하고 있다.

여유도의 반영은 기기의 과도한 설계, 추가계통 또는 계열의 반영, 또는 계통 및 기기에 대한 보수적인 운전요건 등을 초래할 수 있다. 그러므로 일부 사업자의 변경신청은 이들

5) 설비에 대한 시험, 정비 등과 같은 요건을 의미함.

여유도를 축소하려는 것도 있을 것이다. 이러한 여유도 축소는 기존의 불확실성에 대한 현재의 이해와 변경제안사항의 잠재적 영향을 반영하여야 한다. 그러므로 변경제안 신청사항을 평가하는 데 있어서, 제안사항이 다음의 지침을 충족하는지 확인하여야 한다.

- 제안사항은 기존의 공학 코드 및 표준(code and standard) 또는 규제기관이 승인한 대체 코드/표준을 충족하거나, 충족되지 않는 경우 정당화 될 것
- 제안사항은 인허가기준에 제시된 안전해석 허용기준을 충족하거나, 해석 및 데이터의 불확실성을 고려하기 위한 충분한 여유도를 제공할 것

상기 지침의 취지는 인허가 기준 변경제안사항의 허용성을 평가할 때 안전여유도의 축소 가능성을 검토하기 위한 것이다.

여유도를 변경하는데 요구되는 정당화의 수준은, 문제가 되는 성능변수, 훼손된 성능을 보상하기 위한 대체수단 이용가능성, 및 영향을 받은 요소의 기능고장 결과 등에 얼마나 많은 불확실성이 관련되어 있는지에 따라 결정되어야 한다. 그러므로 위험도평가와 관련 불확실성 (특히, 신청사항에 의해 영향을 받는 해석분야와 모델의 불확실성) 해석으로부터 나오는 결과는 규제 의사결정을 하는데 유용한 정보를 제공한다. 예를 들면, 이용가능한 안전여유도를 평가하는데 있어서, 검토자는 발전소의 위험도 프로파일을 고려하여야 한다. 인허가기준 변경제안사항이 일부 요소 (설비 또는 인적조치 등), 또는 일부 사고경위에 의한 위험도가 지배적으로 되는 상황을 만들거나, 상황을 악화시키는 경우, 불확실성의 모델링을 포함하여 이들 요소 또는 사고경위의 모델링을 세심히 평가하여야 한다. 변경제안사항에 의한 안전여유도 축소 허용여부를 결정할 때, 불확실성 해석 결과를 고려하여야 한다.

이용가능한 안전여유도를 입증하는데 있어서, 사업자는 다양한 자료원을 인용하여 제안사항에 대한 타당성을 제시할 것이며, 이들 새로운 자료에 의해 예측되는 모델을 이용하여 해석을 수행 할 것이다. 다음의 사례는 인허가기준 변경신청을 뒷받침하기 위해 데이터 및 해석이 효과적으로 사용될 수 있는 경우를 보여준다.

- 문제의 현상이 발생할 수 없거나, 당초 생각했던 것 보다 발생가능성이 낮음을 입증
- 설계 안전여유도 크기가 요건 또는 규제입장이 부과될 때 가정했던 것 보다 훨씬 크음을 입증
- 운전원조치에 이용가능한 시간이 원래 가정했던 것 보다 크음을 입증

1차적으로 신청된 인허가기준 변경사항과 관련한 신규정보의 연관성과 허용성을 입증하는 것이다. 해당 기술현안에 직접 적용된 원 데이터를 의사결정에서 고려하여야 한다.

데이터나 해석은 해당 발전소와 특정 상황에 명백하게 적용 가능하여야 한다.

다) 현행 규정의 만족

변경제안사항이, 명백하게 면제신청 또는 규정변경과 관계가 없는 한, 기존 규정을 충족하는지 확인하여야 한다.

인허가기준은 기존 기준에 대한 개정사항을 승인할 때까지 적용하여야 한다. 일부 신청사항은 제출된 위험도정보 자료에 포함되어 있는 인허가기준을 개정하고자 할 것이다. 인허가기준에 대한 정성적 변경을 (예, ISI, IST 대상 설비를 해당 요건에서 제외) 원하는 신청사항은 변수 변경을 (정기점검 주기 연장 등) 원하는 신청사항에 비해 심층방어 및 안전여유도 관점에서 더 상세하게 검토되어야 한다.

2) 위험도 평가

위험도정보 규제방안을 효과적으로 이행하기 위해서, 발전소 설계 및 실제 운전조건과 관행이 발전소 고유 PSA 모델을 이용하여 도출한 위험도 고찰에 적절히 반영되었음을 사업자가 입증하였는지를 확인하여야 한다.

사업자의 위험도 평가는 위험도 증가가 미미하고, 안전목표에 부합된다는 규제원칙을 만족함을 입증하기 위해 사용된다. 위험도평가의 범위 (즉, PSA 범위) 를 포함하여 요구되는 평가의 정교성은 위험도평가의 종합적 의사결정에의 기여 정도에 달려 있으며, 잠재적 위험도 영향의 크기에 의존한다.

발전소 고유 위험도정보를 활용한 변경신청사항은 발전소 위험도에 가장 현저하게 기여하는 설비와 인적조치에 대한 정보를 활용하여 개발된다. 변경신청사항은 PSA 요소에 미치는 영향을 포착할 수 있어야 하며, 변경신청사항과 PSA 모델간의 원인-영향 관계의 파악은 위험도정보 활용을 위한 PSA의 범위와 상세수준을 정의하는데 도움이 된다.

많은 경우 (기기 시험주기 변경 등을 포함) 영향을 받는 기기들이 발전소 PSA에 포함되는 경우, 변경신청사항의 영향에 대해 명확하게 PSA 모델링을 하고, 설비 불확실성에 대한 영향을 적절하게 모델링하여 예상되는 위험도 변동을 정량화 한다. 그러나 일부 위험도정보 활용에서는 기기 이용불능도에 미치는 실제 영향이 명확하게 이해되지 않기 때문에 원인-영향 관계를 명확하게 모델화하는 것이 타당하지 않을 수 있다. 그러한 경우, 위험도에 중요하지 않은 설비 그룹이나, 규제요건의 차등적용 대상 설비 그룹을 도출하는데 위험도 등급분류(Categorization) 기법의 사용이 유용할 수 있다. 그러나 등급분류 기법의 활용에는 여전히 변경신청사항의 잠재적 또는 포괄적 (bounding) 영향을 이해하고, 적절한 민감도 연구를 통해 위험도 영향을 평가하는 것이 필요하다. 상세한 정량화 방법이나 위험도 등급분류 기법에서, 적절한 품질을 가진 해석으로부터 유도된 위험도 결과를

적용하여야 한다.

가) 변경사항을 PSA 모델 요소에 반영

정량적 PSA 결과가 변경신청사항에 대한 위험도 평가의 일환으로 사용될 때, 사업자는 위험도 해석에 부합하는 항목으로 변경사항을 정의하여야 한다. 즉, 위험도 해석은 변경사항의 영향을 효과적으로 평가하여야 한다.

평가대상 현안에 의해 영향을 받는 PSA 요소를 도출하기 위하여 원인-영향 관계를 설정하여야 한다. 이는 (1) 특정 신청사항에 대한 상세 PSA 기여인자 도출, (2) PSA 모델에서 신청사항에 의해 변경되는 부분, 및 (3) 신청사항을 뒷받침하기 위해 사용될 수 있는 보조해석 등을 포함한다. 이를 통하여 필요에 따라 검토절차의 나머지 단계에서 요구되는 해석의 범위와 상세수준을 판단할 수 있다.

이 지침의 표 1은 신청사항에 의해 영향을 받을 수 있는 PSA 요소의 도출에 사용하기 위한 일반적 지침을 요약하고 있다. 질의목록에 나타나 있듯이, 이 지침은 검토자가 신청사항과 PSA 모델간의 원인-영향 관계를 설정하는데 도움을 준다. 이들 질의에 대한 응답은 변경신청사항이 발전소 설비의 설계, 운전 및 정비에 영향을 미치는 정도를 확인하는데 사용되어야 한다.

발전소 요소에 미치는 변경신청사항의 영향이 PSA 모델 요소에서 고려되는지를 확인하여야 한다. 예를 들면, PSA 결과를 전반적으로 활용하는 변경제안사항의 경우, PSA 모델에 변경제안사항을 반영하여 결과에 미치는 영향을 정량화하여야 한다. 기기 분류와 같은 신청사항에 대하여, 변경영향에 대한 민감도해석이면 충분할 수 있다. 유사하게, 여타 신청에 있어서 PSA 요소에 미치는 영향의 정량적 관계를 정의하거나, 어느 요소가 영향을 받는지를 확인하는 것으로 충분할 수 있다.

그러므로 영향받는 요소에 대한 검토절차는 설비 신뢰도 및 이용률 또는 운전원 조치에 미치는 변경사항의 영향을 제출서류가 적절히 고려하고 있음을 확인하려는 의도가 있다. 적용 가능한 경우, 모델이 적절하고, 결과가 발전소 및 산업계 데이터에 의해 뒷받침될 수 있음을 입증하기 위하여 변경사항의 영향의 모델링과 정량화를 평가하여야 한다.

나) 해석의 범위

위험도정보 변경신청을 뒷받침하는 PSA 수행 범위는 특정 신청사항에 좌우된다. 위험도정보 활용 규제에 있어서 사업자가 모든 운전모드 및 초기사건을 취급하는 PSA를 제출할 필요는 없다. 대신에 전범위 PSA의 이용이 불가능한 경우, 기저 PSA에서 분석되지 않은 운전모드와 초기사건을 다루는 기존 공학해석 또는 기타 운전정보에 기초하여, 제출된 결과들이 뒷받침될 수 있는지를 확인하여야 한다.

PSA에서 해석되지 않은 운전모드 및 초기사건에 대하여 (예, 정지운전, 지진사건, 화재, 침수 및 악천후 등), 사업자는 변경사항의 영향을 고려하여야 하며, 추가적 PSA 해석 필요성에 대한 합당한 근거를 제시하여야 한다. 이 근거는 해석되지 않은 초기사건에 대한 발전소 대응을 위하여, 발전소 계통, 계열, 인적조치 등에 의해 제공되는 다중성 및 다양성 수준의 평가를 통해 제시될 수 있다. 사업자는 변경신청사항이 해석되지 않은 취약성을 증대하지 않으며, 변경사항 이행 후에도 발전소 대응능력에 있어서 다중성 및 다양성이 여전히 존재함을 확인하여야 한다. 제안사항이 다음 기준의 어느 하나를 충족하는 경우 이 현안은 적절히 해결된 것으로 본다.

- 사업자가 PSA를 사용하여 모든 운전모드 및 초기사건을 취급함.
- 신청사항이 발전소 능력을 허용불가능한 수준으로 저하시키지 않고, PSA에 포함되지 않은 운전모드 및 초기사건에 대하여 만족스런 안전성능을 보장하는 관리 규정으로 위험도 취약점을 증대하지 않으며, 발전소 대응능력을 저해하지 않음을 사업자가 입증함.
- 변경신청사항이 해석되지 않은 운전모드 및 초기사건에 영향을 주는 경우, 사업자는 경계치 해석 (Bounding analysis) (정성적 논의 또는 민감도분석에 의해) 으로 위험도 변동치가 허용 가능한지 입증함.

다) 상세수준

신청사항을 뒷받침하는데 필요한 PSA의 상세수준은 본 지침에서 논의된 바와 같이 변경신청사항이 PSA모델 요소에 적절히 반영될 수 있는 수준이어야 한다. 또, PSA는 중요한 계통 및 운전원조치 종속성, 특히 신청사항에 의해 영향을 받는 기기들을 고려하기에 충분히 상세하여야 한다. 이를 확인하는데 사업자의 고장모드영향분석 (FMEA)과 발전소 정상/비상운전절차서에 대한 검토가 유용할 것이다.

위험도정보 활용 규제에서 PSA 결과의 유용성은 모델화된 설비의 상세 수준에 달려 있다. 기기수준의 모델은 기기수준의 고찰을 제공한다. 그러나 PSA가 계통 또는 계열수준에서 수행되는 경우, 기기수준 고찰이 계통 또는 계열 수준 영향에 의해 포괄되거나, 그들로부터 유추될 수 있음을 입증하지 못하면, 그 수준으로 제한될 것이다. 그러므로 PSA 결과를 직접 적용하는 것은 PSA 기본사건의 일부로서 명확히 모델링된 설비에 국한될 것이다. 단순하게 모델링된 설비에 대한 고찰은 변경신청사항이 PSA 가정, 선별분석 및 경계조건 등에 미치는 영향을 추가로 고려한 후에만 사용되어야 한다.

특히, 설비의 모델링 상세수준과 PSA로부터 얻어질 수 있는 결론 간에 다음의 관계가 존재한다.

- 설비가 기본사건 수준에서 모델화 되는 경우, 즉 각 설비가 하나의 기본사건(또는 다른 고장모드가 모델화되는 경우에는 하나 이상)에 의해 표현되는 경우, PSA로부터의 위험도 고찰은 변경 영향이 적절히 고려되는 한 모델화된 기기에 직접 적용가능하다.
- 설비가 기타 기기의 경계 (즉, 펌프 경계내에 포함되는 조절밸브 등) 에 포함되는 경우, 또는 PSA 모델의 모듈화된 기본사건에 포함되는 경우, 또는 그들이 복구조치에서의 인적오류 확률 (HEP) 계산의 일환으로서 모델화되는 경우, 신청사항의 영향이 해당 기본사건에 사상(map)될 수 있다면 PSA에 의한 위험도 고찰이 가능할 수 있다.
- 설비들이 고유한 신뢰도 문제 때문에 모델에서 제외되거나, 전혀 모델화되지 않으면 이들 기기에 대한 위험도 고찰은 모델에서 제외된 사유 또는 선정기준을 재평가하는 종합적 의사결정 (전문가 패널 등)을 통해 얻을 수 있다.

라) 위험도정보 활용 규제에 사용하기 위한 PSA의 품질⁶⁾

위험도 프로파일은 기존 요건 가운데 허용 가능한 분야에 대한 고찰을 제공한다. 그러므로 PSA가 위험도 프로파일을 적절히 표현하는 것은 필수적이다. 이 요건을 충족하기 위해서는 위험도를 허용가능한 수준으로 감소시키는 역할을 하는 발전소 요소를 도출하고, 사업자의 관리 요건에서 그 요소들을 적절히 취급하는 것이 필요하다. 그러므로 위험도 정보 활용 규제에서 다음의 기준이 충족되어야 한다.

- PSA 적합성과 관련하여 타당한 보장이 있어야 한다. 즉, PSA 는 발전소의 실제 설계, 건설, 운전관례, 및 운전경험 등을 적절히 반영한다. 사업자의 자발적 조치, 규제 요건에 기인하는 발전소변경 또는 인허가기준에 대해 시행된 기존의 변경사항이 반드시 반영되어야 한다.
- 결과와 결론이 강건(robust)⁷⁾하여야 한다. 필요한 경우 사업자는 이를 입증하기 위하여 불확실성 및 민감도 해석을 수행할 수 있다.
- 핵심성능요소가 적절히 분류되고, 사업자 관리요건에 의해 성능이 보장되어야 한다. PSA 결과는 사업자의 발전소 운영활동에 의해 영향을 받는다. 핵심성능은 고유한 설비의 특성 뿐 아니라, IST, ISI, 품질보증, 또는 정비 등과 같은 수많은 관리 요건을 반영하게 된다. 그러므로 규제요건의 완화를 정당화하기 위해 PSA를 사용하려면, 제안된 완화사항의 근거 역할을 한 PSA에 의해 신뢰되는 수준에 있는 성능을 유지하는

6) 여기서 품질(Quality)은 요건화된 품질보증 또는 품질관리에서 다루는 품질이 아니라, 일반적 의미로서의 質을 나타낸다. 즉, PSA Quality는 PSA의 質을 의미한다.

7) 강건함이란 분석결과 또는 결론이 분석과정의 가정사항, 불확실성 등에 따라 수정 없이 유지될 수 있는 정도를 의미함.

데 필요한 중요 관리 요건을 준수하여야 한다.

(1) 신청사항에 대해 요구되는 PSA 품질의 심사

제출된 자료는 사업자가 적합한 품질의 기술적 해석을 수행하였음을 입증하여야 한다. 요구되는 PSA 품질은 신청되는 활용사례와 종합의사결정 과정에서 PSA의 역할에 부합하여야 한다. 의사결정과정에서 위험도 고찰과 PSA 결과를 강조하려면, 사업자가 위험도 또는 위험도변동치를 얼마나 잘 평가하는지와 관련하여 PSA에 더 많은 요건이 부과되어야 한다. 인허가기준에 대한 변경신청사항이 위험도를 감소하거나 위험도변동을 가져오지 않는 경우, 또는 제안된 위험도 증가치가 아주 작거나, 또는 의사결정이 주로 기존 공학적 평가에 근거하거나, 또는 사업자가 변경사항이 안전성 증진 또는 위험도 증가가 미미함이 설득력 있게 논의될 수 있는 보상수단 및 정성적 인자 (비정량화된 이득 등)를 제안하는 경우, PSA 심사에 대한 중요성이 경감될 수 있다.

신청사항에 대한 PSA 허용성 평가에서, 적절한 PSA 품질을 확보하기 위한 사업자의 활동을 평가하여야 한다. 또, 각 신청사항 별로 PSA 품질과 관련한 상세 결론에 도달하여야 한다. 최소한, 신청사항 고유의 PSA 특성과 결과 및 결론을 주도하는 PSA 가정 및 요소가 집중된 범위에 대한 평가에 근거하여 결론을 내려야 한다.

결과의 강건함(robustness)은 결과에 영향을 미치는 기여인자 및 불확실성 요인에 관한 견해에 근거하여 결정될 수 있다. 제안된 위험도 변동치에 대해, 위험도의 증감을 유발하는 요소를 도출한 후, 위험도 증감의 기여인자를 파악하여야 한다. 위험도 증감에 개입되는 기본사건, 가정, 불확실성에 대한 검토를 통하여 위험도 변동치 결정에 있어서 중요한 요소를 이해할 수 있으며 얻어진 결과와 관련하여 결론이 강건함을 보장할 수 있다.

기저 PSA 에 대한 검토가 필요할 때, 가용한 사업자의 전문가 독립검토 결과 및 결론을 우선 평가하여야 한다. 검토과정에서 전문가 독립검토에 사용된 절차를 고려하여야 한다. PSA 에 대한 규제기관의 기존 검토결과 (이전 PSA가 규제기관에 제출되어 검토된 경우)를 활용할 수 있다. PSA가 이전에 규제기관에 제출된 모델에 근거하는 경우, 규제기관의 질의, 질의에 대한 사업자 답변, 사업자의 제출물에 대한 규제기관의 평가보고서 등을 검토하여야 한다. 이전의 산업계 또는 규제기관의 검토가 현재 신청사항에 대하여 일부 검토분야에서 PSA가 적합한 품질을 갖고 있음을 입증하기에 충분하다는 결론에 도달할 수 있다. 이 경우 최신 발전소 설계와 운전절차서 관점에서 이전 평가결과 및 신청사항의 고유특성의 차이를 파악하여야 한다.

이 지침에서 다루는 인허가기준 변경신청을 뒷받침하기 위한 PSA에 적용되는 Standard는 아직 개발되지 않았다.⁸⁾

8) PSA Standard가 개발되면, 인허가에 사용되는 PSA 모델은 PSA Standard를 만족하므로써 품질요건을 만족하게 될 것이다.

(2) PSA 관련 품질보증 요건

인허가기준 변경사항을 뒷받침하기 위해 수행된 공학해석의 품질은 변경사항의 특성에 적합하여야 한다. 이러한 관점에서 기존의 공학해석에 대하여 품질보증에 대한 기존 규정 (즉, 안전관련 설비에 대하여, 10 CFR Part 50 Appendix B)이 적용된다.

사업자가 PSA를 설비의 안전관련 기능에 영향을 미치는 조치의 이행을 개선하거나 변경하기 위하여 사용한 경우, 적절한 품질보증 요건이 PSA에 적용될 것이다. 그러므로 이러한 관점에서 사업자는 설비의 설계 및 인허가기준에 미치는 영향에 따라 다음과 같이 PSA 관련 활동을 관리하여야 한다.9)

- 충분한 전문적 지식을 갖춘 전문가가 PSA를 수행할 것
- PSA 관련 문서의 개정을 포함하여 문서관리를 이행하고, 해석에 사용된 계산 및 정보의 독립된 검토, 검증 또는 점검에 대해 확립된 절차를 적용할 것
- 이전의 의사결정에 사용된 가정, 해석 또는 정보가 변경되었거나 (사업자의 자발적 조치), 오류가 있는 것으로 확인되는 경우, 적절한 주의를 보장하고 시정조치 이행하기 위한 확립된 절차를 적용할 것

마) 위험도 영향 평가

신청사항으로 인한 위험도 평가에서, 허용지침과 관련하여 위험도 변동치, 신청사항이 발전소 전체 위험도 프로파일에 미치는 누적 및 상호상승 효과, 그리고 사업자의 위험도관리 철학을 고려하여야 한다.

(1) 신청사항으로 인한 위험도영향에 대한 허용지침

위험도정보 활용에 대하여, 사업자는 규제원칙 4가 충족되었음을 입증하기 위하여 제안된 조치에 의한 전체 영향을 정량적으로 계산해야한다. 발전소 위험도의 변동치에 대한 허용지침은 별도의 규제지침에 규정될 것이다.10)

허용지침은 CDF 및 LERF의 증가가 미미함을 보장하며 중대사고 정책의 안전목표 의도에 부합해야 한다. 허용지침은 전범위 평가 (내부사건, 외부사건, 전출력, 저출력/정지운전 조건에서 발생하는 사건)에 대하여 적용을 원칙으로 하나 대부분 PSA가 전범위 평가

9) 불확실성을 다루는 PSA의 고유 기술적 특성에 따라, PSA에 대한 품질보증 활동을 발전소의 설비에 대한 품질보증(QA) 활동과 동일한 수준으로 이행하는 것을 요구하지 않는다. 여기서는 적절한 수준의 관리활동을 의미한다.

10) 미국을 포함하여 여러나라에서 위험도 변동치에 대한 허용기준을 제시하고 있다. 우리나라에서 원자력발전소 중대사고정책에서 안전목표는 제시되었으나, PSA에서 계산되는 CDF 및 LERF로 표현한 정량적 기준은 제시되지 않고 있다. 현재 공학적 기술수준에서는 CDF 및 LERF가 평가할 수 있는 위험도척도이며, KINS/RR-117과 같은 연구결과를 허용기준으로 적용하는 것이 가능할 것으로 판단된다.

가 아니며, 전범위보다 축소된 PSA 정보의 사용도 허용될 수 있다.

위험도 척도인 CDF 및 LERF에 대한 두 종류의 허용지침 모두 적용되어야 한다. 그러나 격납기능이 유지되지 않는 정지운전 중에서도 같이 LERF에 대한 지침이 실제적이지 않은 경우가 있다. 그러한 경우 사업자는 동등의 위험도 프로파일 유지를 위해 보다 엄격한 기저 CDF 지침을 사용하거나, 규제원칙 4의 의도를 충족하는 대체 LERF 지침을 제안할 수 있다.

위험도 평가결과가 지침의 정량적 기준에 근접한 경우, 보다 심도있는 기술적 및 관리상의 심사를 받게 된다. 위험도 평가와 관련하는 기술적 심사는 불확실성을 포함하여 범위, 품질, 해석의 강건함 등을 취급하여야 한다.

위험도평가가 의사결정에서 하는 역할과 잠재적인 위험도 영향의 크기에 따라 검토의 상세정도가 결정된다. 기존 공학적 해석에 의해 정당화될 수 있고 최소한의 위험도 영향이 예상되는 경우, 경계치 계산 (bounding estimate) 이면 충분할 수 있다. PSA 결과에 상당한 영향이 예상되거나 보상수단에 의해 상쇄되는 경우는 통상 심층 및 종합적 PSA 해석이 필요하다.

(2) 허용지침과 결과의 비교

종합적 의사결정 관점에서 허용지침은 과도하게 보수적으로 해석되지 않아야 한다. 허용지침에는 수치 형태로 허용가능한 것을 명시하려는 의도가 있다. 이를테면 허용지침과 관련된 수치들은 일반적으로 허용가능한 변경사항임을 표시하는 개략적 수치이다. 더욱이 PSA와 관련된 지식현황의 불확실성은 신청내용이 어느 영역에 속하는지에 대해 명확한 결정 (순수하게 수치적 결과에 근거하여) 을 내리는 것을 어렵게 한다. PSA 결과를 허용지침과 비교하는 목적은 규제원칙 4가 충족되는지를 합리적으로 보장하려는 것이다. 이를 위하여 PSA 결과에 포함된 불확실성의 영향 (결과에 명백하게 고려되어지는 것과 그렇지 않은 것 모두)에 대한 이해를 근거로 결정하여야 하므로 주관적 판단이 포함되고, 따라서 결정에 대한 모든 사유를 문서로 작성하여야 한다.

PSA 결과는 초기사건후 발전소 응답을 어떻게 정확하게 모델링 하느냐에 관한 불확실성에 해당하는 특정 가정사항에 의해 영향을 받는다. 따라서, 위험도 영향 평가에서, 그리고 PSA 결과의 강건함을 보이는 위험도정보 의사결정과정에서, PSA 결과의 불확실성이 고려되어야 한다. 요구되는 불확실성 해석의 범위는 정량화 결과가 의사결정 및 계산된 변동치의 중요도에 관해, 담당하는 역할에 따라 다르다.

불확실성은 변수, 모델 및 완성도 불확실성으로 분류된다. 불확실성 해석에 관한 평가에서 사업자에 의해 도출된 불확실성 종류와 근원을 고려하여야 하며, 이들 불확실성이 의사결정 지침과 관련하여 어떻게 취급되었는지를 고려하여야 한다. 검토지침은 다음과 같

다.

- **변수 불확실성** : Δ CDF, Δ LERF, CDF, LERF 에 대한 계산치가 평균값과 동등한 것으로 간주될 수 있도록 사업자가 변수 불확실성을 고려했는지를 확인하여야 한다. 그러나 상세한 불확실성의 전파가 항상 요구되지는 않는다. 많은 경우, 위험도 기여 인자에 관한 정량적 논의를 이용하여 점추정치(point estimate)가 평균값의 허용 가능한 근사값이라는 것을 보일 수 있다. 예를 들어, 불확실성의 전파에 의한 불확실성분석이 수행되지 않았다면, 사업자는 불확실성의 연관성에 대한 정성적 검토에 의하여 결과에 영향이 주지 않음을 입증하는 것이 필요하다.

사업자가 값에 대한 확률분포를 정의하지 않고 점추정치를 사용하는 것은 바람직하지 않으며, 점추정치를 평균값으로 간주하지 않아야 한다. 더욱이 보다 중요한 변수에 대하여, 점추정치가 최적값이 아니라는 것을 보이기 위하여 불확실성을 특성화하는 것은 필수적이다.

- **모델 불확실성** : PSA의 중요 요소 평가에 채택된 특정 모델 또는 가정에 의해 결과가 심각하게 영향을 받는지 그리고 수행된 민감도해석이 이들 요소에 관하여 가장 심각한 불확실성을 다루는지를 평가하여야 한다. 어떤 경우에는, 특히 위험도의 소량 변동 또는 상대적으로 미미한 변동의 경우에, 불확실성을 모델화하는 것과 관련된 현안은 상대적으로 적을 수 있다. 모델 불확실성은 PSA 모델의 어떤 요소를 해석하는데 여러 가지 대안이 존재할 때 야기된다. 일반적으로 특정 모델이 채택되거나 특정 가정이 도입된다. 어떤 경우에는 결론의 강건함을 보이기 위하여 합리적인 대체 모델 또는 가정을 이용하는 민감도 해석을 수행하는 것이 필요할 수 있다. 무엇이 합리적인 대안인가를 결정하는 데에 있어서, 대안을 사용한 선택이 있는지, 그들이 타당한 공학적 근거를 갖고 있는지를 고려하여야 한다.
- **완성도 불확실성** : 신청사항의 범위를 제한하거나, 해석되지 않은 위험도 부분이 기저 위험도 및 위험도 변동치에 미치는 영향이 포괄 또는 무시될 수 있음을 입증함으로써, 사업자가 PSA 범위에 관한 제한사항 및 기타 완성도 현안을 적절히 취급했음을 평가하여야 한다.

(3) 모든 신청사항의 누적 및 상호상승 효과

사업자의 제출자료 평가시, 사업자에 의해 이행되고 있는 이전의 변경제안사항 영향을 고려하여야 한다. 현재의 신청사항에 사용된 PSA가 과거 신청사항의 영향을 이미 PSA 모델에 반영되어야 한다. 그러나 정성적 및 상호상승 효과는 PSA에 모델화하기가 어려운 경우가 있다. 그러므로 변경사항의 누적 및 상호상승 효과를 고려하기 위하여 발전소 설계 및 운전에 대하여 예전에 제출한 변경사항에 의한 위험도 변동 (정량화된 것과 그렇지 못한 것 모두) 을 검토한다.

이전의 모든 변경사항에 대하여, 다음의 인자를 고려하여야 한다.

- 각 신청사항에 대한 계산된 위험도 변동치 (CDF 및 LERF) 와 각 변경사항에 의해 영향을 받는 발전소 요소 (설비, 절차서 등)
- 변경사항을 정당화하기 위해 사용된 정성적 논의 및 논의에 의해 영향을 받는 발전소 요소
- 변경사항의 정당화를 위한 보상수단 또는 기타 부과된 조건부 사항과 영향을 받는 발전소 요소
- 감시 프로그램 결과 요약 및 이들 결과가 PSA 또는 현재 신청사항에 어떻게 반영되었는지에 대한 논의
- 누적된 변경사항이 현저한 위험도 기여인자를 초래하지 않음을 보장하는 위험도 프로파일

사업자의 제출서류가 발전소의 과거 변경사항 (규제기관에 제출되지 않은 사항) 으로서, 특히 현재 신청과 관련하여 위험도 감소 사항을 포함하고 있다면, 종합적 의사결정 과정에서 고려하여야 한다.

누적 효과를 넘어서, 상호상승 효과가 가능하며, 이들의 일부는 PSA 정량화에서는 나타나지 않을 수 있다. 예를 들어, 설비의 중요도를 결정하기 위하여 전통적인 중요도 순위 방법이 채용된다면, 다중의 신청사항 하에서 특정 저-중요도 기기에 대하여 다중의 요건들이 완화될 수 있다. 동일한 기기에 대해 (잠재적으로 고장율에 영향을 주는) 품질보증요건과 (잠재적으로 고장 노출시간에 영향을 주는) 시험간격이 완화되어지면, 기기 이용불능도는 예상 밖으로 (고장율과 고장 노출시간은 이용불능도 계산시 다중적으로 조합되기 때문에) 증가될 수 있다. 고장율에 미치는 품질보증요건의 영향이 추적 가능할 정도로 정량화될 수 있는 경우 명백히 다루어지지만, 실질적으로는 정량적 평가가 불가능하다. 결국, 다양한 신청사항은 해당 기기의 이용불능도에 관하여 의도하지도 않고 정량화되지도 않은 상승 효과를 낳을 가능성이 있다.

해당 기기에 대한 상호상승 효과는 기저사건 모델이 프로그램성 규정의 효과를 적절히 반영하고 있음을 보이고, PSA를 통해 전파되는 불확실성은 위험도 척도와 심층방어 개념과 관련하여 필요한 성능에 부합함을 보임으로써 처리 될 수 있다. 그러나 일련의 요건에 의해 다루어지는 상황에 대하여 기기의 위험도 기여도가 무시할 정도라는 정당성이 제시되지 못하면, 해당 기기에 대한 다중의 프로그램 요건 완화에 대하여 단순히 허용하지 않는 것이 보다 명확한 것이다. 예를 들어, 주어진 기기에 대하여 IST가 완화된다면,

두 가지 모두에 대하여 충분한 논의가 있지 않는 한 품질보증요건을 완화하지 않는 것이 바람직하다.

(4) 위험도 관리

검토를 통하여 사업자의 공학적 평가 과정에서 현행 규제요건에 대한 변경사항 평가에 위험도 관리의 원칙이 적절히 적용되는 것을 보장해야만 한다. 그 목적을 위하여 위험도 관리는 발전소운전으로 인하여 대중의 건강과 안전에 미치는 위험도를 최소화하는 방향으로 이용가능한 자원과 작업자 피폭선량을 할당하고자 하는 안전에 관한 의사결정 접근 방법으로 설명된다. 사업자는 위험도정보 활용 규제과정의 일환으로서 위험도를 관리하기 위한 합리적이고 비용효과적인 수단을 도출하기 위해 노력을 기울여야 한다.

위험도정보 의사결정에서 위험도 관리 절차는, 안전성 개선을 위한 요건을 삭제하는 방향으로 왜곡되지 않아야 한다. 사업자는 왜곡되지 않은 방향으로 위험도 고찰을 적용할 것으로 요구되며, 안전목표를 충족하지 못하는 사업자는 위험도정보 활용과 연계하여 안전성 향상을 추구하여야 한다.

위험도 증가가 제안될 때, 구조적인 위험도 증가 패턴이 없음을 보장하기 위하여 발전소 성능 및 과거 인허가기준 변경사항을 고려하여야 한다. 이전 신청사항에 대한 사업자의 운전관행, 경영관리, 위험도관리 프로그램, 발전소 배열관리 프로그램, 또는 성능감시 프로그램의 운영경험은 규제활동 관련 문서로부터 얻을 수 있다.

3) 종합 의사 결정

변경제안사항의 허용성이 종합적으로 검토되고 평가되어야 한다. 사업자의 제출자료가 이 지침에 나열된 원칙들을 충족함을 보장하기 위해 사업자가 기존의 공학적 해석 및 위험도평가 결과를 사용하였는지를 확인하여야 한다. 기존 해석과 위험도해석이 의사결정 과정에서 담당하는 역할은 관련 해석에서 요구되는 범위, 품질 및 강건함을 결정하므로, 변경신청사항의 규제원칙 충족을 합리적으로 보장하는 결론에 도달하기 위해 해석의 적절한 입력 및 가정을 검토하는 것이 필요하다.

적절한 경우 종합의사결정에서 해당 공학해석 결과가 유효하게 유지됨을 신뢰하기 위하여 적용되는 이행 및 감시전략을 고려한다. 또, 사업자는 해석에서의 불완전성 또는 불확실성을 상쇄시키기 위해 위험도를 저감하는 보상수단을 취할 수 있다. 보상수단은 정량화될 수 없지만 안전성 향상의 기대와 함께 정량화된 위험도 증가를 상쇄하는데 사용될 수 있다.

또한 변경신청사항의 범위가 해석결과에 맞으며, 해석결과에 의해 충분히 뒷받침됨을 확인하여야 한다. 즉, 변경사항의 범위는 해석의 완성도, 상세수준 및 신뢰도에 따라야 한

다. 예로서, 신청사항이 안전중요도에 따라 설비 취급의 변경과 관련된 경우, 보다 상세한 PSA 모델은 덜 상세한 PSA 모델에서 보다 더 상세하게 고-중요도 또는 저-중요도로 분류하는 것을 가능하게 한다. 결과적으로, 후자보다 전자의 경우에 보다 많은 설비가 저-중요도 설비로 특성화될 수 있다. 이 예에서의 두 가지 PSA 모두 의사결정에서 사용될 때 결과를 지원하기에 충분한 품질을 갖고 있는 것으로 서술될 수 있음을 알아야 한다. 이러한 관점에서 품질은 결과에 대한 신뢰도 척도로서 생각될 수 있다.

인허가기준 변경사항을 정당화하기 위해 공학해석에 사용되는 중요한 가정이 유효하도록, 종합의사결정 절차는 사업자가 중요한 발전소 대응능력 요소를 위하여 적절한 관리 규정 (IST, QA, ISI, 정비, 감시 등) 들을 준수하여야 한다.

위험도정보 의사결정을 위하여 사업자가 기존 공학적 평가 및 확률론적 평가를 종합하는 절차는 잘 정의되고, 체계적이며, 철저하여야 한다.

변경신청사항의 허용성 평가에서, 다음 인자들을 고려하여야 한다.

- 예전 변경사항의 누적 영향과 CDF 및 LERF의 경향 (사업자의 위험도관리 방안)
- 변경사항이 운전 복잡성, 운전원 부담 및 전체 안전성 관행에 미치는 영향
- 발전소 고유 성능 및 부지특성, 검사지적사항, 성능지표, 운전사건, 3단계 PSA 등 여타 인자
- CDF/LERF 증가와 관련한 변경사항의 이점과 미미한 CDF/LERF 영향을 주는 변경의 실용성 여부
- 기저 CDF/LERF가 지침 값 이상으로 판단될 때, CDF/LERF를 저감할 수 있는 실제적 조치

가) 복합 변경신청 사항의 검토

복합 변경신청사항 평가시, 심층방어와 안전여유도 관점에서 개별 변경사항의 허용성 및 복합신청사항의 총 위험도영향을 평가하여야 한다.

총 위험도 (조합된) 영향 평가시, 개별 변경사항간의 관계를 고려하여야 한다. 예로서, 위험도를 증가시키는 개별 변경사항들이 위험도를 감소시키는 다른 변경사항에 의해 보상되는 복합 변경신청시, 의사결정에 영향을 미칠 수 있는 해석의 가정과 각 기여인자의 불확실성을 포함하여, 위험도 증감에의 주요 기여인자들을 평가하고 이해하여야 한다. 기여인자들이 해석의 가정과 불확실성 향으로 밀접하게 관계될 때 개별 기여인자로부터

의 위험도 영향을 주의하여 조합하여야 한다. 기여인자는 그들이 동일한 발전소 기능에 영향을 주는 경우, 상관지어질 수 있다. 반대로, 밀접한 관계가 없는 기여인자들에 대하여, 각 변경사항으로 인한 위험도 영향은 개별적으로 평가될 수 있다.

마지막으로, 복합 변경사항은 큰 위험도 증가 (즉, 새로운 중요 위험도 기여인자를 생성하는) 변경사항과 많은 수의 작은 위험도 감소 변경사항을 교환하지 않아야 한다. 복합 변경신청은 발전소 총 위험도 프로파일을 향상시키거나 최소한 유지할 것이 요구된다. 바람직한 위험도 프로파일은 어떠한 기여인자도 과도하지 않은 경우이다. 그러므로 변경 제안사항은 발전소 요소 (설비 또는 운전원 조치 등) 및 사고경위 차원에서 위험도 불균형을 생성하지 않고, 악화시키지 않아야 한다.

다. 요소 3 : 이행 및 감시전략의 개발

이행 및 감시전략은 변경사항에 의한 예상외의 설비 열화 또는 기타 발전소 성능 열화를 조기에 발견해 주기 때문에 위험도정보 활용 절차에서 중요하다. 또한 발전소가 변경 제안사항을 정당화하기 위하여 신뢰하여야 하는 설비의 성능을 효과적으로 유지할 것을 보장하는데 필요하다.

감시 프로그램의 1차적 목표는 변경사항으로 인해 열화가 발생하지 않도록 하는 것이다. 그러므로 감시 프로그램에서 공통원인 고장 기구의 증가 가능성을 포함하여 예상치 않은 열화에 기인하여 많은 설비들에 영향을 미치는 변경사항의 전체적 영향에 의하여 고장회수가 허용불가능한 정도로 증가할 가능성을 고려하여야 한다.

기존의 공학적 평가 및 확률론적 평가의 결론에 근거하여 이행 및 감시전략을 평가하여야 한다. 단기간에 걸쳐 광범위한 이행을 제안될 때, 이것이 심층방어를 고려하며 (공통원인고장 포함) 위험도평가 모델 및 가정 등에 부합하는지를 확인하여야 한다. 규제요건 변경이 제안되는 상황에서 추가의 성능관련 고찰이 필요할 때, 사업자가 이를 위하여 점진적 이행방안을 제안했는지 확인하여야 한다. 이 점진적 방안이 서로 다른 시기에 서로 다른 설비 그룹에 대한 계획 이행과 관계한다면, 공통원인고장 가능성을 염두에 두고, 사업자의 그룹핑 기준의 근거를 평가하여야 한다.

감시는 변경사항을 뒷받침하는 공학평가에 의해 정해진 안전중요도에 맞도록 설비에 적용되어야 한다. 이 감시는 규제의 변경제안을 뒷받침하기 위해 사용되는 위험도 모델내의 설비에 할당된 신뢰도/이용가능성 (또는 운전원 성능)을 조건으로 하여야 한다. 선택된 성능기준이 위험도해석에 할당된 성능수준과 일치함을 확인하여야 한다.

현재의 신청사항에 대하여 이미 수행되고 있는 감시활동의 이행이 제안될 때, 제안된 감시가 위험도정보 활용에 의해 영향을 받는 설비들에 대해 충분한지, 그리고 선택된 성능기준이 해당 신청사항에 대해 적절한지를 확인하여야 한다.

사업자 감시 프로그램 평가의 일환으로서 사업자가 제안하는 원인규명, 열화 및 고장 추적, 및 시정조치에 관한 수단을 평가하여야 한다. 프로그램은 정보의 피드백과 시정조치가 적시에 이루어질 수 있고, 설비 열화가 탐지되어 발전소 안전성이 위협받기 전에 시정될 수 있는 체계를 가져야 한다. 감시 프로그램이 열화를 탐지하는 경우, 추적 및 시정 조치 프로그램을 위한 수단이 구비되거나, 보다 잦은 설비 수리, 교체 또는 시험/검사 (또는 이들 활동의 조합) 수단이 구비되어야 한다. 열화 원인 (일반적 열화, 경년열화 관련 등)에 근거하여 시행방안이 선정되어야 한다. 감시활동 기간 중 수집된 정보가 기기 열화를 적시에 발견하기에 충분한지를 평가하여야 한다. 많은 기기들이 매우 높은 신뢰성을 갖고 있기 때문에, 유사 기기에 대한 한정된 수의 한정된 시험은 적절한 자료를 제공하지 못할 수 있다. 특히, 제안된 프로그램이 완전히 정착될 때까지 열화 영향이 탐지될 수 없는 신규원전에 대해서는 더욱 그러하다. 이러한 문제를 해결하기 위하여 기기 수명범위에 걸쳐 적용가능한 데이터베이스를 확장하기 위하여 그러한 운전시간 범위를 가진 타 발전소의 유사기기에 대한 성능자료를 포함시킬 수도 있다.

사업자가 제안한 이행 및 감시계획하에서 발전소 위험도, 설비 기능성, 신뢰도 및 이용가능성 등에 미치는 영향을 평가하여야 한다. 이행 및 감시계획의 이점은 위험도에 미치는 어떠한 부정적 영향에 대하여도 균형을 가져야 한다.

마지막으로, 평가에서 예측된 수준 이하로 성능이 떨어지는 경우에 어떤 조치가 취해져야 하는지를 정하는데 적용되는 기준을 고려하여야 한다. 이 경우 우선적으로 시정조치 절차를 이행하여야 한다.

라. 요소 4 : 제출자료에 대한 평가 수행

이상의 심사지침에 근거하여 변경신청사항의 허용성에 관한 결론에 도달하기 위해서는, 사업자가 이용가능한 충분한 공학적 정보 및 인허가 정보를 작성하여 제출하여야 한다. 또한 사업자가 신청하는 사항이 (i) 변경신청 양식이 변경사항에 대하여 적절한지 여부, (ii) 사업자가 변경신청을 위해 관련규정에서 요구하는 사항을 제출하였는지, (iii) 신청서가 관련 절차요건을 따르는지 등을 결정하여야 한다. 사업자가 변경신청사항을 뒷받침하기 위해 위험도정보를 제출하는 경우, 그 정보는 본 지침을 충족하여야 한다.

사업자는 인허가기준 변경신청을 뒷받침하기 위해 수행되는 위험도해석의 결과 또는 고찰을 제출할 것인지에 대한 선택권을 갖는다. 사업자의 변경신청사항이 현재 승인되어 있는 규제입장과 일치할 때, 일반적으로 위험도정보를 고려하지 않고 순전히 기존 공학적 해석에 근거하여 의사결정에 도달하여야 한다. (그러나, 심사과정에서 사업자가 제출한 위험도정보를 고려할 수도 있다) 사업자의 변경신청사항이 기존의 승인된 규제입장과 일관성이 없을 경우, 기존의 공학적 해석과 위험도 고찰로부터 유도된 정보 모두를 고려하여야 한다. 사업자가 기존의 규제입장과 일관적이지 않은 인허가기준 변경사항을 뒷받침

하기 위하여 필요한 위험도 정보를 제출하지 않는 경우, 기존 공학적 해석을 이용하여 제안 신청사항을 평가하며, 신청한 변경사항을 위해 충분한 정보가 제시되었는지를 결정한다. 대중의 건강과 안전이 적절히 보호될 것이라는 결론을 얻기에 충분한 위험도 관련사항을 평가하여 변경사항을 승인한다.

위험도정보 변경신청의 경우, 사업자는 현재 규제요건의 적용을 받지 않거나, 위험도중요도에 맞지 않는 규제를 받거나, 또는 자발적으로 높은 위험도 중요도를 갖는 설비를 도출하여야 한다. 또, 사업자는 중요도에 부합하여 적절한 관심수준으로 설비 또는 자발적 조치에 적용하는 인허가기준 변경사항을 제안하여야 한다.

표 1 변경사항 - PSA 영향 관계 검토 항목 (1/3)

항목	질 의
Level 1 (내부사건 PSA)	
초기사건	<ul style="list-style-type: none"> • 신청사항이 새로운 초기사건을 도입하는가? • 신청사항이 초기사건 그룹의 변경을 필요로 하는가? • 신청사항이 초기사건 그룹 빈도의 재평가를 필요로 하는가? • 신청사항이 명백하게 고려할 필요가 있을 정도로, 초기사건 그룹에 의해 포괄되는 계통 고장 가능성을 증가시키는가?
성공기준	<ul style="list-style-type: none"> • 신청사항이 성공기준의 변경을 필요로 하는가? • 성공기준의 개정은 계통 상호종속성과 같은 타 기준의 변경을 필요로 하는가?
사건수목	<ul style="list-style-type: none"> • 신청사항이 사건수목의 특정 분기 또는 분기들과 관련될 수 있는 현안을 취급하는가? • 신청사항이 사건수목에서 다루지 않는 문제를 표현하기 위하여 새로운 분기들 또는 표제의 도입을 필요로 하는가? • 신청사항이 사건수목 분기점의 재배열을 필요로 하는가? (즉, 신청사항이 사고경위 종속 고장 해석에 영향을 미치는가?)
계통 신뢰도 모델	<ul style="list-style-type: none"> • 신청사항이 계통 신뢰도 모델을 변경하는 방향으로 계통 설계에 영향을 미치는가? • 신청사항이 모델의 종속성을 변경하는 방향으로 계통의 지원기능에 영향을 미치는가? • 신청사항이 계통성능에 영향을 미치는가? 그렇다면, 그 영향은 보수적인 모델링 기법에 의해 나타나지 않을 수 있는가? (소멸가능한가?)
변수 데이터베이스	<ul style="list-style-type: none"> • 신청사항이 명확하게 하나 이상의 기본사건 정의와 관련되는가? 또는 그것이 새로운 기본사건을 필요로 하는가? • 신청사항이 특정 확률 모델 (즉, 시간-종속 모델)을 필요로 하는가? • 신청사항이 특정 변수 값에 대한 개정을 필요로 하는가? • 신청사항이 새로운 기기고장 모드를 도입하는가? • 신청사항이 기기 입문시간에 영향을 미치는가? • 신청사항이 발전소 고유 데이터가 취해지기를 필요로 하는가? 그리고 이것이 예전의 변수를 개정함으로써 용이하게 달성되는가? • 신청사항이 변수 값에 영향을 미칠 수 있는 변경과 관계하는가? 그리고, 현재의 계산치는 무엇이 변경되는가의 관점에서 현 발전소 상태를 반영하는가?
종속고장 해석	<ul style="list-style-type: none"> • 신청사항이 새로운 공통원인고장 기여를 유발하거나 제안하는가? • 신청사항이 공통원인고장 기기 그룹내의 부속그룹을 생성할 수 있는 새로운 불균형을 유발하는가? • 신청사항이 공통원인 고장의 확률에 영향을 미칠 가능성이 있는가?

표 3-1 변경사항 - PSA 영향 관계 검토 항목 (2/3)

항목	질 의
Level 1 (내부사건 PSA)	
인적 신뢰도 해석	<ul style="list-style-type: none"> • 신청사항이 절차서 변경을 유발하는가? • 신청사항이 새로운 인적조치를 유발하는가? • 신청사항이 인적조치의 이용가능 시간을 변경하는가? • 신청사항이 인적조치 종속성 해석에 영향을 미치는가? • 신청사항이 기존 인적조치를 삭제 또는 변경하는가? • 신청사항이 발전소 계측기와 인적조치간의 종속성을 유발하거나, 변경하는가? • 신청사항이 모델로부터 전체적으로 또는 부분적으로 제외된 사건과 관련되는가 ? • 신청사항이 특정 성능형상인자 (PSF) 또는 PSF 그룹에 영향을 미치는가? 그리고, 그들이 계산방법에서 명확히 다루어지는가? (즉, 교육훈련을 다루는 것이 현안이라면, 인적신뢰도 해석에 사용되는 PSF중 하나가 교육인가?) • 신청사항의 성공이 PSF 변경 영향의 반영에 좌우되는가? 그렇다면, 현재의 계산은 이들 현재의 PSF 상황을 반영하는가? • 해석되는 변경사항에 의해 영향을 받는 특정의 인적실수 사건 그룹이 절삭될 가능성이 있는가? • 변경사항이 새로운 복구조치를 다루는가?
내부 침수	<ul style="list-style-type: none"> • 신청사항이 선정해석에 영향을 미치는가? (즉, 신청사항이 동일한 침수지역의 다중 계열 또는 다중기기 위치가 되도록 하는가?) • 신청사항이 새로운 침수원을 유발하거나, 기존의 잠재적인 침수원을 증가시키는가? • 신청사항이 침수전파 경로에 영향을 미치는가? • 신청사항이 중요한 침수 높이에 영향을 미치는가? • 신청사항이 침수해석에 사용되는 타이밍 고려에 영향을 미치는가? (즉, 침수유량 또는 침수 배출 유량)
정량화	<ul style="list-style-type: none"> • 신청사항이 기본사건 확률을 변화시키는가? • 신청사항이 상대적 확률 크기를 변화시키는가? • 신청사항이 확률을 오직 작게만 하는가? • 단기 스케일에서 새로운 결과가 필요한가? • 신청사항이 모델의 절삭 제한치에 변경을 필요로 하는가? • 신청사항이 정량화 과정에서 사용된 “항목 삭제” 에 영향을 미치는가? (즉, 신청사항이 삭제기능을 활용하여 기저 정량화 과정에서 삭제된 정비조치 또는 운전모드의 새로운 조합을 유발하는가?) • 계통간 또는 장치간 상호연결에 대한 신뢰를 포함하여 복구조치를 위해 신뢰되는 설비에 신청사항이 영향을 미치는가?
결과 해석	<ul style="list-style-type: none"> • 신청사항이 불확실성 평가를 필요로 하는가? 그리고, 그것이 정성적이거나, 정량적이어야 하는가? • 신청사항에 민감도연구에 의해 명확하게 될 수 있는 불확실성이 있는가? • 신청전략이 기여도를 순위화하기 위하여 중요도 해석을 필요로 하는가? • 신청사항이 기저 PSA의 중요도, 불확실성 또는 민감도 해석의 수행을 필요로 하는가?
발전소 손상상태 분류	<ul style="list-style-type: none"> • 신청사항이 발전소 손상상태를 정의하는데 사용되는 변수의 선택에 영향을 미치는가? • 상당한 발생빈도를 갖는 발전소 손상상태를 포함함으로써 적절히 활용된 발전소 핵심 손상상태는 Level 1 결과를 표현하는가? • 이 과정에서 삭제된 발전소 손상상태는 큰 영향을 미치는 핵심 손상상태로 지정되었는가?

표 3-1 변경사항 - PSA 영향 관계 검토 항목 (3/3)

항목	질 의
Level 2 (격납건물 해석)	
	<ul style="list-style-type: none"> • 신청사항에 의해 확인된 격납건물 고장모드가 PSA에서 다루어지는가? 잠재적 변경이 고려되는가? • 격납건물 고장모드들 간의 종속성이 변화되는가? • 신청사항이 격납건물 우회로 이어질 수 있는 메카니즘에 개입하는가? • 신청사항이 격납건물 격리 고장을 유발할 수 있는 메카니즘에 개입하는가 ? • 신청사항이 중대사고 현상의 발생에 직접적으로 영향을 미치는가? • 신청사항이 대량 조기방출 이외의 위험도 척도의 사용을 필요로 하는가? • 신청사항이 격납건물 고장과 관련되는 설비고장 시기에 영향을 미칠 정도로 설비 정량화를 변화시키는가? • 신청사항이 배수조 또는 격납건물 기타 지점으로의 노심용융물 경로에 영향을 미치는가? • 선정된 선원항 범주가 개정된 격납건물 사건수목 (CET) 종단 (endpoint)을 적절히 나타내는가? CET 종단의 빈도는 선원항 binning 과정에서의 현저한/대표적 사고경위 선정에 영향을 미칠 정도도 충분히 변화되는가? • 신청사항이 노심용융 개시와 관련하여 그리고 용기 파열 시기와 관련하여 환경으로의 방사핵종 유출시기에 영향을 미치는가?
Level 3 (결말 분석)	
	<ul style="list-style-type: none"> • 신청사항이 대피자의 상세한 피폭자료를 필요로 하는가? • 이 신청사항을 위해 특정지점에서의 개인의 피폭선량이 요구되는가? • 완화수단으로서 대피 또는 이주가 고려되고 있는가? • 이 신청사항에서 장기 피폭이 고려되는가?
외부사건 PSA	
	<ul style="list-style-type: none"> • 신청사항이 예전에 평가되지 않았던 외적 위해를 유발하는가? • 신청사항이 외적 위해의 강도를 심하게 증가시키는가? • 설계변경이 해당 발전소 구조물 응답을 변화시키는가? • 변경사항이 외적 위해에 대해 필요한 완화시스템의 이용가능성 및 성능에 영향을 미치는가? • 신청사항이 외부사건에 좌우되는 발전소 모델의 입력을 심하게 변화시키는가? • 특정 외부사건을 완화하도록 설계된 계통에 대하여 변경신청이 되고 있는가? • 신청사항이 외적 위해 하에 있는 격납건물 계통의 이용가능성과 성능에 개입하는가?
저출력 및 정지운전 PSA	
	<ul style="list-style-type: none"> • 신청사항이 새로운 초기사건을 유발하거나, 기존 사건의 빈도를 변화시키는가? • 신청사항이 정지보수 활동 계획수립에 영향을 미치는가? • 신청사항이 정지사건에 대응하는 운전원 능력에 영향을 미치는가? • 신청사항이 정지상태를 위해 사용되는 설비의 신뢰성 및 이용가능성에 영향을 미치는가? • 신청사항이 긴급대책에 사용되는 설비 또는 계측기의 이용가능성에 영향을 미치는가?

4. 신청사항의 평가

평가에는 사업자 또는 신청자에 의해 제공된 확률론적 고려사항과 기존의 공학적 고려사항을 일관성 있고 이해하기 쉽게 종합적으로 반영하여야 한다. 변경신청사항을 승인하려면 일반적으로 위험도 증가가 미미하거나 증가하지 않은 관점에서, 그리고 보수성 감소 수준 관점에서, 심층방어와 충분한 안전여유도 유지됨을 보일 필요가 있다. 변경신청사항의 승인은 본 지침에 제시된 고려사항에 대한 평가로부터 구축된 논리적 근거로서 뒷받침되어야 한다. 심사결과, 다음 사항이 만족함을 확인하여야 하며, 안전성평가보고서(SER)에 포함되어야 한다.

가. 일반

- 변경신청사항은, 명백하게 면제신청 또는 규정변경 등과 관계가 없는 한, 기존 규정을 충족하고 있다.
- 변경신청사항은 심층방어 철학과 부합하고 있다.
- 변경신청사항은 충분한 안전여유도를 유지하고 있다.
- 변경신청사항이 위험도의 증가를 초래 할 때, 그 증가는 미미하여야 하며, 중대사고정책의 안전목표 의도에 부합하고 있다.
- 변경신청사항으로 인한 영향은 성능기반 전략을 이용하여 감시된다.
- 사업자의 총체적 위험도 관리방안의 일환으로서, 변경신청사항의 모든 안전성 영향을 종합적으로 평가하고 있다. 위험도 증가가 제안된 경우, 이득이 기술되었으며, 이 이득은 제안된 위험도 증가에 알맞은 것이다. 요건 변경사항을 도출하기 위해 사용되는 방안은 요건이 증가되는 것과 감소되는 것 모든 분야를 도출하기 위해 사용되었다.
- 제안된 인허가기준 변경사항을 정당화하기 위해 수행되는 공학해석 (기존 해석 및 확률론적 해석 포함) 의 범위, 상세수준 및 품질은 변경사항의 특성과 범위에 적합하며, 발전소의 운전경험 반영을 포함하여 실제 건설, 운전 및 유지되는 발전소에 기준하고 있다.
- 사업자 변경신청사항을 뒷받침하는 발전소 고유 PSA 는 전문가 독립검토와 같은 품질관리의 적용을 받았다.
- 중요한 불확실성을 취급하기 위한 감시, 반영 및 시정조치 프로그램의 사용을 포함하여 해석과 발전사항의 설명에 있어서 불확실성이 적절히 고려되었다.
- 규제원칙 4를 다루기 위한 위험도평가 척도로서 CDF 및 LERF을 사용하고 있다. LERF 대신에 보건안전목표 (QHO) 가 활용된 경우, 동 방안의 이행은 해석 및 불확실성 취급에 사용된 방법 및 가정의 정당화를 포함하였다.

- 제안된 인허가기준 변경사항에 의하여 CDF 및 LERF의 증가는 미미한 수준으로 제한된다. 그러한 변경의 누적효과를 추적하여 규제 의사결정 과정에 고려되었다
- 제안된 변경사항의 허용성이 사업자에 의하여 모든 원칙들이 충족되도록 종합적으로 평가되었다.
- 규제 의사결정 보조에 사용되는 데이터, 방법 및 평가기준은 잘 문서화되고 공개적인 검토를 위해 이용가능하다.

나. 변경신청사항의 정의

- 인허가기준 변경신청사항을 적절한 전통적 공학, 확률론적 평가를 이용하여 타당성을 입증할 수 있으며 발전소 고유 및 관련 산업계 데이터와 운전경험도 이를 뒷받침하고 있다.
- 신청사항과 평가모델을 적절히 연계하기 위해 원인-영향 관계가 도출되었으며, 제안된 모델은 변경신청사항의 영향을 효과적으로 평가할 수 있거나, 실제적으로 포괄할 수 있다.
- 공학해석, 운전경험, 및 발전소 고유 성능이력 정보가 의사결정과정에 잘 반영되었다.

다. 심층방어 속성 및 안전여유도의 평가

- 심층방어를 유지하고 있다. (예로서, 계통에 대한 위협의 예측빈도와 결과에 맞도록 계통 다중성, 다양성 및 독립성을 유지하고 있다; 잠재적 공통원인고장에 대한 대책이 유지되며, 새로운 공통원인고장 원인의 발생 가능성을 평가하였다. 인적오류에 대한 대책을 유지하고 있다.)
- 충분한 안전여유도를 유지하고 있다. (예로서, 승인된 코드 및 표준을 충족하거나, 충족하지 않는 경우 정당화하고 있다. 인허가기준의 안전해석 허용기준이 충족되거나, 제안된 개정이 해석 및 데이터 불확실성을 고려하기에 충분한 여유도를 제공하고 있다.)
- 현행 규정이 충족되었거나, 규정의 면제신청이 허용가능하다.

라. 위험도 해석 범위

- 사업자의 위험도 해석은 충분한 수준으로 운전 모드 및 초기사건의 조합을 다루거나, 또는
- 사업자의 위험도 해석은 모든 모드 및 초기사건의 조합을 다루지 않는다. 그러나 각 경우에서 사업자는 다음을 입증하였다.
 - 이들 모드의 중요한 초기사건 인자들에 대하여 적절한 다중/다양의 발전소 대응 능력이 유지된다. 그리고

- 적절한 성능 보장을 위해 충분한 발전소 대응능력의 요소들이 프로그램 활동을 적용받는다.

마. 위험도해석의 상세수준

- PSA는 중요한 계통과 운전원의 종속성을 고려하기에 충분히 상세하다.
- 위험도 고찰은 PSA 에 모델화된 상세수준과 부합하고 있다.

바. PSA 품질

- 전문가 독립검토를 포함하는 사업자 자체 품질보증 과정과 의사결정에 미치는 영향에 준하여 PSA가 의사결정을 뒷받침하기에 충분한 품질을 갖고 있다는 합리적인 보장이 있다.
- PSA 결과는 중요 모델링 변수에 대한 불확실성과 민감도 관점에서 강건하다.
- 신청사항에 대한 핵심 성능요소는 적절히 분류되었으며, 사업자 조치에 의해 성능이 뒷받침된다.

사. 위험도 영향의 평가

- 위험도정보 활용이 위험도변화를 정량적으로 평가함으로써 규제원칙 4의 충족여부를 평가하는 경우, 다음을 적용하고 있다.
 - 신청사항은 발전소 위험도를 감소시킨다. 또는 신청사항이 위험도를 증가시키는 경우, 그 증가는 허용지침이내에 있다. 현행 및 예전의 변경신청사항에 의한 위험도의 누적 및 상호상승 효과가 검토되었다. 발전소 운전으로 인한 위험도를 최소화하기 위하여 사업자 자체의 위험도관리 관행을 따르고 있다.
 - 신청사항을 뒷받침하기 위해 불확실성이 적절히 고려되었다. 사업자는 해석의 불확실성을 고려하여 위험도변화량과 허용지침의 비교결과를 신뢰하기 위하여 위험도변화량의 평가가 강건함을 입증하였다. 이 논의는 위험도변화에 기여하는 어떠한 사건도 심각한 불확실성을 적용받지 않음을 보이는 명백한 전파나 정량적 및/또는 민감도 해석을 통해 입증되었다.
- 위험도정보 신청사항이 위험도변화의 정량적 평가에 근거한다면, 신청사항은 위험도 감소 또는 위험도가 변하지 않는 것으로 평가되었다. 또는 경계치 평가 또는 민감도 해석에 근거하여 CDF 및 LERF 의 증가는 허용가능한 것으로 나타났다.

아. 종합의사결정

- 위험도정보 의사결정 원칙이 충족됨을 보장하기 위하여 전통적 공학해석 및 위험도해석 결과가 사용되었다.

- 보수적 결과의 활용, 또는 적합한 이행 및 감시전략의 사용, 또는 적절한 보상수단의 사용을 통하여 해석상의 잠재적 제한사항, 불확실성 및 불일치 사항들이 해결되었다.
- 종합의사결정 절차가 잘 정의되고, 체계적이며, 이해가능하다.
- 변경사항의 이행 범위는 해석결과의 신뢰도 수준에 적합하다

자. 이행 및 감시전략

- 이행과정은 기존의 공학적 평가 및 확률론적 평가 결과와 관련된 불확실성을 적절히 고려하고 있다.
- 변경신청사항에 의해 다루어지는 설비의 성능을 적절히 추적할 수 있는 감시프로그램이 수립되었다. 절차 및 평가방법들에 의하여 성능열화가 탐지됨을 합리적으로 보장하고, 시정조치계획에 의하여 설비 기능 및 발전소 안전성이 위협받기 전에 적절한 조치가 취해짐이 입증되었다. 필요시 유사 발전소의 자료가 사용될 것이다.
- 변경신청사항에 의해 영향을 받는 설비 뿐 아니라 의사결정 근거를 보조하는 설비의 성능을 추적하고 있다.

차. 사업자 제출자료

- 제출자료는 변경신청사항의 허용에 관한 결론을 뒷받침하기에 충분한 정보를 포함하고 있다.
- 적합한 규제조치가 신청되었다.
- 사업자는 변경신청사항의 근거로서 제공되는, PSA 및 공학해석의 중요 프로그램 및 성능에 대한 가정사항의 이행을 적절히 보장하였다. 이것은 변경사항을 정당화하기 위해 사용된 보상수단을 포함하며, 위험도 중요도에 맞는 기존요건을 적용받지 않는 고-위험도 중요도를 갖는 설비에 대한 새로운 규제요건도 포함하고 있다. 이를 위하여 적절한 인허가조건을 부과할 수 있다.

5. 이행

본 지침은 과학기술부의 승인을 필요로 하는 발전소 설계, 운전 및 기타 활동의 위험도정보 변경과 관계하는 신청사항의 검토를 위한 정보를 신청자 및 사업자에게 제공한다.

사업자 또는 신청자가 본 지침에 기술된 방법 외의 다른 방법을 사용하여 변경신청사항이 허용가능함을 입증하는 경우, 본 지침이 적용되지 않는다.

6. 참고문헌

- (1) "원자력안전정책성명," 과학기술부, 1994년 9월.
- (2) "원자력발전소 중대사고 정책," 과학기술부, 2001년 8월.
- (3) "위험도정보 성능기반 규제 제도화 방안 연구," KINS/RR-233, 한국원자력안전기술원, 2004년 2월.
- (4) "원전 안전목표 및 위험도정보 활용 허용기준 설정에 대한 규제기술 개발," KINS/RR-117, 한국원자력안전기술원, 2002년 3월.
- (5) "An Approach for Using Probabilistic Risk Assessment in Risk-Informed Decisions on Plant-Specific Changes to the Licensing Basis," Regulatory Guide 1.174, Revision 1, USNRC, July 2002.
- (6) "PSA Applications Guide," Electric Power Research Institute, EPRI-TR-105396, August 1995.
- (7) "Risk-Informed Regulation Implementation Plan," U.S. Nuclear Regulatory Commission, SECY-00-0213, October 26, 2000; updated as SECY-01-0218, USNRC, December 5, 2001.
- (8) "Safety Goals for the Operations of Nuclear Power Plants Policy Statement," 51 Federal Register (FR) 28044-49, August 4, 1986.
- (9) Letter to Samuel J. Collins, NRC, from Ralph E. Beedle, NEI, with attached "Probabilistic Risk Analysis (PRA) Peer Review Guidance," Rev. A3, NEI 00-02, Prepared for NEI Risk-Based Applications Task Force by WOG/Westinghouse Electric Co., and B&WOG/Framatome Technologies, Inc., April 24, 2000.
- (10) "Use of Probabilistic Risk Assessment in Plant-Specific, Risk-Informed Decisionmaking: General Guidance," Standard Review Plan NUREG-0800 Chapter 19, Revision 1, USNRC, November 2002.

부록 A

위험도정보 활용 인허가 관련 PSA 심사 지침

위험도 중요도 또는 위험도 영향을 결정하기 위해서는 위험도 정보와 관련되어 제출되는 자료에 사용된 PSA의 품질이 적절한가가 확인되어야 한다. 위험도 정보 규제에서는 사업자가 제출한 자료를 활용하여 성능감시에 의하여 뒷받침되는 기존 공학해석에 의한 고찰 및 PSA에서의 위험도 고찰을 결합시키는 종합적인 절차를 활용한다. 본 절차에서 요구되는 PSA의 품질은 최종 의사결정에서 위험도 고찰 내용의 역할에 부합하여야 한다.

위험도 정보 활용과 관련된 사업자의 제출자료에 대한 평가에는 PSA의 품질을 확보하기 위한 사업자의 절차에 대한 검토가 포함된다. 필요하다면 사건/고장수목 모델, 설비고장 데이터 및 공통원인고장, 성공기준, 초기사건분석, 인적신뢰도 분석, 불확실성분석을 포함하는 사고경위 정량화 등에 대한 검토를 통하여 보완한다. 본 검토에서 PSA는 발전소 설계, 실제 운전조건 및 관행을 적절히 반영하고 있다는 신뢰를 줄 수 있을 정도로 충분히 상세하여야 한다. 과거에 수행된 PSA 검토 (과거의 인허가 사항 또는 PSA 검토 사항) 및 산업계 자체 검토 (전문가 독립검토, 인증 절차 또는 상호비교 등) 결과들을 적절하게 사용하여야 한다.

위에서 기술된 전반적인 검토 이외에 인허가 관련 변경 신청사항별로 특정범주에 대한 위험도 해석에 관한 검토를 수행하게 된다. 본 부록은 인허가 변경신청사항에 영향을 미치거나 또는 이에 의하여 영향을 받을 수 있는 PSA 관련 요소에 대한 검토지침을 제공한다. 인허가기준 변경신청 사례별로 본 부록의 해당 항목을 선택하여야 한다.

A.1 초기사건 분석

a. 검토분야

PSA에서 특정 초기사건의 포함 여부는 PSA의 범위, 대상 초기사건의 빈도, 사건을 완화하기 위하여 가용한 발전소 계통 및 기타 설비, 사건이 완화되지 않을 경우의 사건 결말 등에 의하여 결정된다. 변경신청사항은 초기사건 빈도, 초기사건 기인자의 완화 확률, 그리고 특정 경우에는 사건의 결말에 영향을 미칠 수 있다. 또, 변경사항은 잠재적으로 새로운 초기사건을 유발하거나, 이전의 선별과정에서 제외시킨 사건의 중요도를 증가시킬 수 있다.

b. 검토지침 및 절차

위험도 정보 신청사항에 대하여, 초기사건과 예상되는 발전소 반응이 변경신청사항에 의해 영향 받는가를 결정하기 위하여 체계적인 접근방식을 적용 여부를 평가하여야 한다. 변경신청사항이 (i) PSA에 이미 포함되어 있는 초기인자의 발생빈도를 증가시키는지, (ii) 최초의 PSA에서 제외된 초기인자의 빈도를 증가시키는지, (iii) 새로운 초기사건을 유발하는지, (iv) 초기사건 그룹에 영향을 미치는지 여부를 평가하기 위한 방안을 절차에 포함

하고 있는지도 평가하여야 한다. 이러한 사항은 아래에 상세히 기술하였다.

기인자 (initiator)가 기본모델 분석에 이미 포함되어 있는 경우, 기인자의 빈도와 사건 기인자에 대한 발전소 반응을 변경하는 인허가 관련 변경 신청사항은 위험도 해석에서 상대적으로 모델링이 용이하다. 이러한 경우 변경사항의 영향은 위험도 모델에서 직접 평가하여야 한다.

선별분석에 의하여 기인자가 원래의 위험도해석에 포함되지 않은 경우, 낮은 빈도 때문에 과거의 선별과정에서 제외된 초기사건들이 변경신청사항으로 인하여 선별기준에 의해 포함될 수 있는지를 평가하여야 한다. 변경사항은 초기에는 상대적으로 발생 빈도가 낮았던 초기사건의 빈도를 증가시킬 수 있으며 본 변경사항이 초기사건을 만족스럽게 완화하는데 요구되는 설비 또는 운전원 조치에 영향을 미칠 수 있다. 인허가 관련 변경 신청사항으로 인해 초기사건 빈도가 증가하여 중요해지는 경우 (선별분석에서 제외 될 수 없는) 변경사항의 반영을 위하여 해석의 범위를 조정했는지를 확인하여야 한다.

선별제거에 대한 하나의 기준으로 사건의 발생빈도가 낮다는 것 자체는 충분하지 못하다. 사건을 완화하지 못하여 발생하는 결말의 영향은 본 절차에서 매우 중요한 부분이다. 예로서, 저압경계부냉각재상실사고(ISLOCA)는 낮은 발생빈도를 가지는 사건으로 평가되나 대중의 건강과 안전에 미치는 영향 때문에 중요하다. 그러므로 중대한 결말을 야기하는 사건에 대하여는 사건의 빈도가 선별기준 보다 낮더라도, PSA 관련 인허가 변경신청사항 검토시 대상 사건빈도를 낮출 수 있는 방안을 고려하여야 한다.

변경사항이 과거에 PSA에서 해석되지 않았던 기인자를 유발할 수 있는지를 결정하기 위하여 변경신청사항을 평가하여야 한다. 예로서, 변경사항은 기기의 우발적인 운전 가능성을 증가시켜 초기사건을 유발할 수 있거나, 발전소 정지를 유발할 수 있는 운전원 조치 오류 가능성을 증가시킬 수 있다. 새로운 기인자의 생성 메커니즘이 확인된 경우, 그 영향이 분석될 수 있도록 기인자들을 위험도 해석에 추가하였는지 확인하여야 한다.

PSA에서, 초기사건은 과도상태의 대응에 요구되는 계통에 따라 그룹화된다. 이러한 사실은 계통 및 운전원 대응에 관한 성공기준이 그룹의 모든 사건에 대하여 유사하다는 것을 의미한다. 또한 사건들이 다른 유사 사건들의 확률과 결말로 포괄됨을 보일 수 있는 경우 이러한 사건들은 선별과정에서 제외될 수 있다. 초기사건에 영향을 미치는 위험도 정보 활용 인허가 변경 신청에서, 기본 해석에 사용된 그룹핑 기준이 변경신청사항에도 불구하고 유효함을 확인하거나, 그렇지 않은 경우에는 사건 그룹핑을 적절히 변화 시켰는가를 확인하여야 한다.

마지막으로, 많은 PSA 모델에서 초기사건을 단일 기본 사건 또는 논리적 이해가 불가능하게 모델링하고 있다. 위험도정보 활용에서는 계통 종속성을 완전히 이해할 수 있고 설명될 수 있도록 고장수목 (또는 동등한) 방법을 이용하여 초기사건 (특히, 지원계통 상실

로 유발되는 사건들)을 모델하는 것이 바람직하다. 그렇지 않을 경우에는 논리적으로 추적이 불가능한 부분에서 고장을 유발할 수 있는 설비 고장의 조합 또는 기타 사건들을 인지하여야 한다. 이러한 과정은 위험도 기여인자를 잘 이해할 수 있게 하며, 특히 위험도 분류와 관련된 인허가 변경 신청에서 중요하다.

c. 평가 결론

제시된 정보와 이에 대한 검토를 통하여 아래 결론을 도출할 수 있는지 확인하여야 한다.

- 변경신청사항이 분석대상 초기사건과 이전의 분석에서 제외된 초기사건 빈도에 미치는 영향을 적절히 고려하였다.
- 변경사항이 새로운 초기사건을 유발하지 않거나, 새로운 기인자가 확인된 경우 위험도모델에 포함시켜 분석되었음을 확인되었다.
- 초기사건 그룹핑에서 변경신청사항을 고려하였다.
- 의사결정 절차에서 초기사건과 발전소 완화계통간의 종속성을 고려하였다.

A.2 사고경위 분석 (사건수목)

a. 검토분야

일반적으로 변경신청사항으로 인한 위험도 변화를 평가하는 것이 사건수목 구조 또는 논리의 변경을 필요로 하지 않지만, 일부의 경우 변경이 필요할 수도 있으며, 특히 사건 경위 논리의 재구성을 야기할 수 있는 발전소 절차서 변경과 관련된 변경사항이 있을 수 있음을 인식하여야 한다.

또한 변경신청사항에 따라 특정 초기사건에 종속되는 PSA 일부분을 분리하여 별도로 취급할 수 있다. 이러한 초기사건들과 해당 사건수목은 위험도변화의 평가에 상대적으로 큰 영향을 미친다. 이러한 경우 대상 사건수목에 대하여는 상세한 검토가 필요한 항목의 후보가 될 수 있다. 예로서, 변경사항이 디젤발전기의 추가 또는 제거와 관계된다면, 검토는 발전소정전사고(SBO, Station Blackout) 사건수목과 관련 구조/논리 등에 초점을 두어야 한다. 유사하게, 변경사항이 전기모선을 상호 연결하는 절차서 변경과 관계되는 경우, 검토는 소외전원상실사고(LOOP, Loss of Offsite Power) 사건수목에 초점을 두어야 한다.

b. 검토지침 및 절차

초기사건에 대한 발전소 계통 및 운전원 반응을 모델하기 위하여 사건수목 사고경위 모델이 사용된다. 인허가기준 변경신청이 사건수목 검토를 요구할 때, 사건수목의 가정사항을 파악하는 것이 중요하다. 특히, 변경신청사항에 영향을 미치는 가정사항 또는 근사적인 분석 내용을 확인하는 것이 중요하다. 그러한 가정과 근사적 분석내용은 항상 명백히 문서화 되어 있지는 않다. 아래에 제시된 지침은 사건수목에서 변경사항에 대한 모델링의 적합성을 평가하는데 적용가능한 방법을 기술하고 있다.

검토를 수행하기 위해서는 사건수목 구성에 사용되는 사건수목 구조 및 이와 관련된 가정사항을 파악하여야 한다. 특별히 고려할 문제로서 기인자에 의해 야기되는 상태와 상이한 사건수목 분기 (branch) 별로 계통운전 및 운전원 대응을 위한 시간적 요건 등을 포함하여야 한다. 사건수목의 구조와 논리에 있어서 단순화되거나 가정 사항이 있는 경우, 변경사항 관점에서 타당성이 유지되는지를 확인하여야 한다.

사고경위 각 단계에 대하여 기능적 및 물리적 종속성과 함께 사고경위가 전개됨에 따른 운전원과 계통간의 상호작용을 검토하여야 한다. 사건의 발생시점과 시간적 종속성에 대하여 반드시 이해하고 있어야 한다. 관련된 발전소 비상 및 비정상 운전 절차서 이면의 일반적 구조와 철학을 검토함으로써 사건수목 구조와 논리의 타당성에 관한 가치있는 고찰이 가능하게 된다.

특히, 아래의 인자들이 인허가 변경사항 평가에서 다루어지는지를 확인하여야 한다.

- 사건수목은 초기사건 그룹핑의 변경사항(있다면)을 반영하고 있다.
- 모델 및 해석은 있는 그대로의 발전소 건설 및 운전상태와 부합하여야 한다. 즉 안전 정지에 필요한 기능이 포함되고, 각 기능에 대하여 관련계통이 모델링에 포함되며, 발전소 EOP 및 AOP 가 정확하게 표현되고 있다.
- 발전소 설계 또는 운전 변경은 사건수목의 상위 사건들 사이의 종속성에 영향을 미칠 수 있다.
- 중요한 시간종속 고장모드 (SBO 사고경위에 대한 배터리) 및 중요한 복구 (SBO 사고경위에 대한 AC 전원 복구) 행위가 포함된 사고경위에 대하여 시간대별 평가가 포함된다. 사건수목 구조 또는 논리에 영향을 미칠 수 있는 사항으로서 사건의 시점에 미치는 변경사항의 영향을 파악하고 있다.
- 사건수목에 사용되는 성공기준은 발전소의 대부분 설계 및 운전변경으로 인하여 영향을 받지 않을 것으로 예상된다. 변경사항이 전위계통 또는 보조계통에 대한 성공기준에 영향을 미칠 수 있는 경우, 이러한 성공기준 (설비요건, 요구되는 계열의 수 등) 이 기능요건과 관련된 요구성능기준 (유량, 응답시간 등)과 부합하는지를 확인하여야 한다. 그러나 변경사항이 성공기준에 영향을 미치지 않는 경우에도 기저 PSA 해석에 사용된 성공기준이 위험도 변화 평가시 내린 결론에 영향을 미치는가에 대하여 파악하여야 한다. 예로서, 3개의 계열 중 한 계열의 성공적인 운전을 성공조건으로 하는 경우, 3계열 계통의 어느 한 기기는 위험도에 중요하지 않을 수 있으나, 성공기준이 2/3 계열 또는 3/3계열이었다면, 이 기기는 위험도 관점에서 보다 중요하게 될 것이다. 본 부록의 A.5에서는 사고경위 모델링시 사용되는 성공기준의 검토에 대하여 기술하고 있다.

c. 평가 결론

제시된 정보와 수행된 검토활동이 다음 결론을 뒷받침하는지 확인하여야 한다.

- 변경사항이 사건수목의 구조와 논리에 미치는 영향을 적절히 고려하였다.
- 변경신청사항이 사고경위에서의 종속고장 분석, 사고경위에서의 시점, 성공기준에 미치는 영향을 적절히 다루고 있다.

A3. 계통 모델링 분석 (고장수목)

a. 검토 분야

고장수목은 기기의 환경 및 운전 관점에서 발전소 계통의 특정 고장모드를 유발할 수 있는 신뢰할만한 사건 (기기 부품고장, 인적오류, 또는 기타 관련 사건) 들의 논리적 상호관계를 표현하는데 사용된다. 위험도정보 활용에서, 대부분의 변경신청사항들은 고장수목에서 모델화된 사건의 확률을 정량화하는데 사용되는 변수(모수)에만 영향을 미치게 된다. 이러한 경우 변경사항은 고장수목 모델 그 자체에는 영향을 미치지 않는다. 그러나 변경사항이 설계변경과 관계되는 경우 또는 현재는 모델되지 않은 형태의 계통 재배열을 요구하는 임시변경의 경우, 검토의 초점은 개정된 고장수목에 두어야 한다.

계통해석 분야에서 이해하여야 하는 기타 고려사항에는, 인허가 변경 신청사항이 모델의 종속성을 바꾸는 형식으로 보조기능에 영향을 미칠 수 있는지와, 인허가 변경 신청사항이 고장수목 논리 또는 모델링 가정의 변경을 요구하는 정도로 계통 성능에 영향을 미치는지 등이 포함된다.

b. 검토지침 및 절차

하나 이상의 계통 논리모델 검토가 필요한 경우, 본 검토에서는 변경사항에 의해 영향을 받을 수 있는 모델링 특성을 이해하기 위하여 기저 PSA를 통해 적절한 계통 보고서의 평가를 포함하여야 한다. 여기에는 개정된 계통모델 및 결과에 대한 직접적인 검토 뿐만 아니라 계통 변경 모델링 절차의 평가도 포함하여야 한다. 변경사항 모델링에서, 계통설계, 계통성능특성, 계통정렬, 운전절차서, 운전철학 등의 변경을 포함하여 발전소 배열의 변경을 반영하기 위하여 계통 논리모델을 적절히 조정하였는지 확인하여야 한다. 특히, 검토시에는 아래의 고려사항을 다루어야 한다.

- 변경사항 해석은 계통성공에 대한 정의의 수정에 의한 영향을 고려하여야 한다. 즉, 변경신청사항이 기기배열, 예상운전조건, 고장모드 및 그 영향, 대체 성공경로, 잠정 고장경로 등에 영향을 미친다면, 이러한 사항들이 고려되어야 한다. 또한, 기기, 기기 고장모드, 유량 분산 경로 등의 제외 등을 위하여 원래 해석에서 사용된 정당성이 변경신청사항 관점에서 여전히 유효함을 입증하여야 한다. 해석은 계통고장을 유발할 수 있는 환경조건 (실내온도, 격납건물 압력 등) 에 영향을 미칠 수 있는 변경사항을 확인하고 고려하여야 한다.
- 해석은 타 계통과의 연계 및 지원기능의 종속성을 고려하여야 한다. 이러한 사항은 구동전원, 제어전원, 기기냉각, 실내냉각, 연동장치에 관한 종속성이 인허가 변경 신

청사항에 의해 변경되었을 경우 특히 중요하다. 고려하여야 하는 기타 종속성에는 계통 자동동작, 자동기동, 계통의 기동 및 제어를 위한 필수 수동조치, 임무 성공을 위해 요구되는 자원 (즉, 수원, 공기, 연료 등)을 위하여 필요한 조건 등이 포함한다.

- 변경신청사항이 절차화된 시험 및 정비조치 또는 적용가능한 기술지침서 조건을 다루는 경우, 시험 및 정비로 인한 이용불능도 모델링과 관련 계통/기기의 복구 오류 모델링이 검토되어야 한다. 변경된 해석에 시험 또는 정비활동 빈도, 이러한 활동의 개략적인 기간, 조치를 위해 재배치되는 기기, 시험/정비 후의 확인 활동, 시험 중 계통 이용가능성에 관한 변경이 고려되어야 한다.
- 계통 모델 검토시, 특히 변경신청사항이 계통운전에 어떻게 영향을 미치는지를 검토하는 경우, 운전이력 (즉, 발전소 고유 운전경험) 이 고려되어야 한다. 재발되는 역지밸브 문제 (즉, 역누설), 수격사건, 또는 이물질에 의한 유로차단 등에 관한 고려사항이 해석에서 다루어져야 한다.
- 변경사항으로 인한 잠재적인 결과를 포함하여 공통원인고장 가능성이 평가되고 적절히 모델화되어야 한다. 공통원인고장 평가를 위한 검토지침이 A.7에 제시되어 있다.
- 모델화된 계통의 기능은 사건수목 모델에서의 요구에 부합하여야 한다. 성공기준과 사건경위 조건이 정확히 모델화되고, 사건수목의 정의와 일치하여야 한다.

기능적 최소단절집합 형식으로 고장수목에 대한 결과를 이용할 수 있을 경우, 계통 모델에서의 논리에 대한 효율적인 검토방법은 연결된 고장수목(즉, 지원계통 고장수목을 계통 고장수목에 연결하여 구성된 고장수목)의 정량화에 의하여 생성된 최소단절집합을 평가하는 것이다. 이러한 시각적 검사를 수행함에 있어서, 결과를 기능적 종속성과 보조계통 종속성에 대한 이해에 근거한 예상과 비교하여야 한다. 운전원조치 또는 공통원인고장 등과 같은 사건의 영향은 기능적 최소단절집합 검사를 통해 쉽게 확인할 수 있다. 예상되는 고장의 조합이 없을 경우, 대상 고장이 모델화되었는지, 또는 모델의 정량화 과정에서 절삭되었는지, 또는 고장수목 논리가 부정확 (즉, OR gate 대신에 AND gate 사용 등) 한지 등을 확인하기 위한 검토가 수행되어야 한다. 결론적으로 최소단절집합 검토는 계통 모델링 분석의 다른 부분에 대한 추가적인 검토에 초점을 맞추는 하나의 방법이 될 수 있다.

c. 평가 결론

제시된 정보와 수행된 검토활동이 다음 결론을 뒷받침하는지 확인하여야 한다.

- 평가는 계통 설계 또는 정렬, 계통 성능특성, 보조계통 종속성, 운전절차서 또는 운전 철학 등의 변경을 포함하여, 발전소 설비 또는 절차서 변경을 적절히 반영하고 있다. 이러한 변경사항은 적용가능한 경우, PSA 계통모델에 적절히 포함되어 있다.

A4. 종속고장 분석

a. 검토 분야

사고진행 모델과 계통 모델은 사고완화에 필요한 계통과 운전원 조치간의 종속성을 정확하게 고려하여야 한다. 발전소 설계 또는 운전에 대한 변경신청은 이들 종속성에 영향을 미칠 수 있다. 따라서 위험도 변화의 평가에서는 계통-운전원 종속성도 고려하여야 한다. 그러나 이러한 종속성의 모델링은 발전소 계통 및 절차에 관한 상세 지식을 요구하기 때문에 모든 종속성이 변경평가에 포함되었는지를 확인하는 것은 비현실적이다. 현실적인 방법으로는 평가에서 이들 종속성을 찾기 위한 종합적이고 체계적인 절차를 사용했는지를 확인하는 것이다. 유사한 변경사항에 대한 해석 또는 유사 발전소 PSA와 관련된 경험을 신뢰할 수 있지만, 많은 경우 종속성은 발전소별로 고유하게 나타나며 발전소 고유 계통성능 및 상호작용, 절차지침, 잠재적 사고경위 발생시점 등에 좌우된다.

b. 검토지침 및 절차

본 절의 검토지침은 발전소 설계 또는 운전 변경에 의해 영향을 받을 수 있는 종속성들에 대하여 기술하고 있다. 대부분의 변경사항이 원래 PSA의 종속고장 해석의 변경을 필요로 하지 않지만, 일부 설계 또는 절차변경은 새로운 종속성을 유발할 수 있거나, 기존 종속성에 영향을 미칠 수 있다. 그러므로 존재가능하고 해석 결과에 영향을 미칠 수 있는 아래와 같은 종속성에 관하여 인식하여야 한다.

기능적 종속성 : 본 종속성은 어느 계통 또는 기기의 기능이 다른 계통 또는 기기의 기능에 의존하기 때문에 발생한다. 기능적 종속성은 계통 또는 기기 기능의 변경이 타 계통 또는 기기의 고장을 유발하는 물리적 환경변화를 야기할 때 발생할 수 있는 상호작용을 포함한다. 기능적 종속성은 다음 예를 포함한다.

- 공유기기 종속성 (즉, 공통의 취수 또는 방출밸브에 의존하는 계통들 또는 계통 계열)
- 작동요건 종속성 (즉, 공통의 작동신호, 공통의 작동회로, 또는 기동/작동용 AC/DC 전원과 계기공기 등과 같은 공통의 보조계통에 의존하는 계통)
- 격리요건 종속성 (즉, 하나 이상의 계통 격리, 정지 고장을 유발하는 상태), 환경조건 (온도, 압력, 및/또는 습도), 공정유체 온도/압력, 수위상태, 방사선 준위 등을 포함)
- 전원요건 종속성 (즉, 동일한 전원에 구동력을 의존하는 계통)
- 냉각요건 종속성 (동일한 실내 냉각 부계통 또는 동일한 유탄유냉각 부계통에 의존하는 계통, 또는 냉각을 위해 동일한 용수 또는 기기냉각수 계열에 의존하는 계통)
- 지시요건 종속성 (즉, 운전을 위해 동일한 압력, 온도 또는 수위 계측기에 의존하는 계통)
- 현상적 영향 종속성 (즉, 하나 이상의 계통 운전가능성에 영향을 주는 사고경위 도중 발생하는 상태). 계통보호를 위한 정지를 유발하는 열악한 환경의 생성, 격납건물 열제거 상실시 펌프 NPSH 상실, LOCA시 생성된 이물질에 의한 펌프 여과기의 막힘, 격납건물 내부에 열악한 환경에 기인한 격납건물 손상 발생 후 격납건물 외부 기기 고장, 격납건물 손상 후 (또는 격납건물 손상으로 인한) 냉각재 배관 파단 또는

설비 고장 등 포함

- 운전 종속성

변경사항에 대한 평가에서는 상기 종류의 종속성을 적절히 고려한 증거를 찾아야 한다. 대부분의 경우, 이러한 종속성은 고장수목 또는 사건수목 논리 모델에 명확히 포함되어야 한다. 그러나 어떤 경우엔 정성적인 평가과정만으로도 충분할 수 있다.

인적 상호작용 종속성 : 이러한 종속성은 운전원 오류로 인하여 기기 다중고장이 유발되는 경우 중요한 기여인자가 된다. 과거의 PSA에 의하면, 다음과 같은 발전소 상태는 중요해질 수 있는 인적 상호작용 종속성을 유발할 수 있다.

- 다중기기들의 재배열이 요구되는 시험 또는 정비
- 동일한 종사자에 의해 수행되는 다중의 점검정
- 운전원에 의한 다중기기의 조작이 요구되는 사고 후의 기기 수동 기동 (또는 백업 기동)

절차서 변경 또는 운전원 교육훈련 변경 제안사항으로 인한 위험도평가에 이들 (또는 유사한) 활동을 확인하는 절차가 포함되었는지, 그리고 위험도 기여인자가 될 수 있는 활동들을 평가하였는지를 확인하여야 한다.

기기부품 고장 종속성 : 보통 공통원인고장 (CCF)으로 명명되는 본 종속성은 설계, 제작, 설치, 점검정, 운전미숙 등에 의하여 야기될 수 있는 유사 기기의 고장을 포함한다. CCF는 CCF 확률 또는 기타 정량화 방법을 이용하여 정량적으로 처리된다. A.7에서는 CCF 관련 검토지침을 제시한다.

공간적 종속성 : 다중고장은 한정된 공간 또는 영역 내의 모든 설비들의 기능의 상실을 유발하는 사건에 의해 발생할 수 있다. 이러한 공간종속 고장은 내부침수, 화재, 지진사건, 비산물 (즉, 터빈 비산물) 또는 기타 외부사건 기인자에 의해 야기되는 것들을 포함한다. 이들 사건이 평가 결과에 영향을 미칠 수 있으며 또한 이들 사건이 PSA에서 모델화되지 않은 경우, 종속성 영향은 종합적인 의사결정 과정의 일환으로 정성적 평가가 수행되어야 한다. 또한 열악한 환경 (과도한 온도, 습도, 방사선 등), 부적절한 공간, 의도하지 않거나 오류로 인한 스프링클러 운전, 주기기 인근으로의 일상적인 설비 이동 등과 같이 기기운전에 미치는 공통의 영향에 관한 고려사항을 포함하여야 한다. 그리고 설비 다중고장을 야기할 수 있는 공간적 위협을 도출하기 위해 체계적인 절차를 사용하였는지 확인하여야 한다.

c. 결론

제시된 정보와 수행된 검토활동이 다음 결론을 뒷받침하는지 확인하여야 한다.

- 변경신청사항 평가시 계통과 운전원 상호작용 간의 종속성이 적절히 고려되었다. 이러한 종속성은 사고진행모델 (사건수목) 과 계통해석 모델 (고장수목)에 포함되었다.

A5. 성공기준 결정

a. 검토 분야

PSA 이행에 있어서는 실제적 해석이 사용되어야 한다. 아래에서 기술된 내용은 안전성분석보고서(SAR) 분석에 대한 참고사항으로서 성공기준에 관한 “실제적 해석” 이 무엇을 의미하는지를 나타낸다.

의도된 목적을 달성하기 위하여, SAR 분석은 보통 중요한 보수성을 포함하는 일련의 가정들에 근거한다. 사고경위를 유발하는 것이 어떤 사건이든 간에, 추가로 SAR 분석은 가상의 단일 능동고장을 반영한다. SAR 분석 결과에 의하여 성공으로 나타나면, 대상 계통이 고려대상 초기사건에 대한 성능요건을 만족 또는 초과한다고 믿을 수 있는 이유가 된다.

SAR에 기술된 임무성공기준을 PSA에서 적용하는 것은, SAR의 성능 표준을 충족하는 고장확률이 보다 현실적인 성능표준을 충족하는 고장 확률보다 크다는 점에서, 보수적이다. 그러나 통상적인 SAR 분석 기법으로 사건경위를 재분석하는 것은 PSA과정에서 정의된 수많은 시나리오에 적용하기에는 부담이 너무 크다. 또한 SAR 분석에 사용되는 보다 전문화된 컴퓨터코드는 단일고장 초과 시나리오에서는 적절하지 않을 수 있다. 전통적으로 PSA에서 임무성공 분석을 개발하는 것에는, 보통의 SAR 도구와 동등한 품질수준을 갖지 못한 신속 계산 모델의 사용으로부터, 유사 발전소에 대해 수행된 해석결과의 외삽 사용까지 다양하다.

지침을 충족하기 위하여 임무성공기준에서의 체계적인 보수적 경향을 이용하여 PSA 고찰을 왜곡하지 않았으며, 설계 및 운전변경의 정당화를 위해 사용된 임무 성공기준이 건전한 기술적 근거를 갖고 있음을 확인하여야 한다.

b. 검토지침 및 절차

위험도정보 인허가기준 변경신청사항의 결과 및 결론이 임무 성공기준의 선택에 특히 민감한 것으로 평가될 때, 또는 모델링에 특히 문제가 있는 경우, 관련 성공기준과 근거를 평가하여야 한다.

근거가 해석적이면, 사용된 코드 및 입력자료를 평가하는 것이 적합할 수 있다. 컴퓨터 코드가 적절한 인허가 또는 기타 산업계 평가를 받지 않은 것으로 결정될 때, 모델에 대한 보다 면밀한 평가가 고려되어야 한다.

임무 성공기준 평가에 사용되는 모델, 코드, 입력사항들은 일반적으로 허용되는 방법에

부합하는 품질보증 표준을 충족하여야 한다. 표준은 해석의 입력과 결과에 대한 관리를 포함하여야 한다. 표준은 SAR 분석에 적용되는 것과 동일한 표준일 필요는 없지만, 그들은 명확해야 하며 (즉, 공학계산 및 코드는 입증되고 품질보증되어야 한다), 품질보증 프로그램 일환으로서 공식화되어야 한다.

성공기준의 근거가 부족한 경우, 추가적인 정당화를 신청하거나, 독립적인 해석을 수행하여야 한다. 정당화는 결론을 타당성을 입증하는데 적합한 대체 모델의 사용 (그에 따라 모델 불확실성을 다룸) 또는 변경사항이 성공기준에 의해 영향을 받지 않도록 변경사항의 재설계 등을 포함한다.

일부 성공기준은, 기준에 대한 확실한 근거가 하나의 발전소에서 창출되어, 발전소 고유 특성의 비교가 유효함을 입증할 때, 유사 발전소간에 외삽으로 추정될 수 있다.

변경신청사례별로 계통 성공기준의 정의가 변경신청사례 고유요소들 또는 그 요소들과 동일한 최소 단절집합이나 사고 시나리오 내의 요소들에 의해 영향을 받는지 평가하여야 한다. 요구되는 기기 수를 과소평가할 정도로 성공기준이 낙관적이지 않음을 확인하여야 한다.

c. 평가 결론

제시된 정보와 수행된 검토활동이 다음 결론을 뒷받침하는지 확인하여야 한다.

- 해석에 사용된 임무 성공기준에 대하여 기술적 근거가 수립되었다. 기술적 근거의 해석적 요소들은 적절한 수준의 품질보증과 입력 및 결과 관리를 받았다. 타 발전소의 유사기준과 비교가 가능할 경우, 비교를 통하여 정당화되었다.

A6. 적합한 데이터의 사용

a. 검토 분야

위험도정보 인허가기준 변경신청에서 적절한 설비 고장자료를 사용하는 것은 중요하다. 발전소 고유 데이터가 바람직하지만, 운전이력이 짧은 발전소에 대하여 유일한 선택은 일반 데이터를 사용하는 것이다. 더구나, 변경 사항을 모수 값의 변경으로 모델링될 때, 이를 뒷받침하기 위해 충분한 발전소 고유 데이터가 존재하지 않는다. 데이터 관련 현안은 다음과 같이 요약된다. (a) 어느 설비의 이용불능 모드를 나타내는 기본사건과 관련된 모수 값의 변경으로 인허가 변경 신청사항의 영향이 모델화 되는 경우, 이 변경은 타당해야 하고, 발전소 고유 및 일반 운전정보를 포함하는 기술적 논의에 의해 뒷받침되어야 한다. (b) 변경의 영향이 변경에 의하여 영향을 받지 않은 설비에 대해 사용된 모수 값에 의하여 과장되지도 축소되지도 않아야 한다.

b. 검토지침 및 절차

기술검토를 수행한 PSA의 경우, 일반데이터 또는 발전소 고유 데이터를 사용하여 평가되었든 간에 모수값이 적절한 것으로 판정되었을 것으로 기대된다. 그러나 검토는 기본 모델로서의 PSA에 초점을 두었기 때문에, 변경신청사례별로 모수 값의 적합성에 대한 다양한 시각이 요구될 수 있다. 그러므로 PSA를 활용한 인허가 변경신청사항 평가시 해석의 결론을 바꿀 가능성이 있는 모수 값에 초점을 두어야 한다. 예로서, 영향을 받는 설비와 동일한 단절집합 또는 시나리오에 속한 설비들의 모수는, 그 값이 너무 낮으면 변경사항에 대해 평가된 중요도가 축소되어 결론을 왜곡할 가능성이 있고 그 값이 너무 높으면 중요도를 증가시켜 결론을 왜곡할 가능성이 있다. 유사하게, 영향을 받는 설비를 포함하지 않는 단절집합 또는 시나리오에 기여하는 모수는 너무 높거나 낮아서 변경사항의 중요도를 축소시킬 수 있다.

사용되는 고장을 또는 고장확률 중 특히 변경신청사항에 직접 영향을 주는 것들은 발전소 고유 및 일반 데이터 모두를 적절히 고려하여야 한다. 이 값들은 유사 발전소의 PSA에서 일반적으로 수용된 값에 부합하거나, 그렇지 않은 경우 사업자가 발전소 고유 인자에 근거하여 중요한 편차를 정당화 할 것으로 예상된다. 검토의 초점은 논의된 바와 같이 결과에 심각한 영향을 주고, 일반적으로 수용되는 수준으로부터 심각하게 벗어나는 모수 값들에 두어야 한다.

모수값에 대하여 보다 상세한 검토가 필요하다고 결정하는 경우, 다음 지침을 적용한다. 발전소 고유 데이터에 대하여, 사업자가 사건 또는 고장의 수, 기동 요구수 및 운전 또는 정지대기 시간을 계산하기 위해 어떻게 발전소 기록을 사용하였는지를 평가하여야 한다. 일반데이터 검토시에는 발전소 기기가 일반적 산업기기와 유사한지를 확인하여야 한다. 일반 고장율이 시험간격 등과 같은 발전소 고유 데이터와 혼합하여 사용되는 경우, 사용되는 발전소 데이터의 범위에 대해 일반데이터의 적용이 가능한지를 확인하여야 한다.

변경사항의 영향 평가시, PSA 모델 개발에서 고려되었던 가정들을 인지하는 것이 중요하다. 예로서 기기작동요구에 대하여 대기 중인 기기의 이용불능도를 나타내는 사건에 대해 보통 2가지 모델이 사용된다. 즉 기기작동요구 모수에 대한 상수의 고장확률은 평균 시험간격을 포함하여, 가정된 기기기동 요구수에 근거하여 계산될 수 있다. 시험간격의 연장 영향을 평가하기 위하여 그러한 모델을 사용하는 것은 시험간격이 현저하게 다른 기기들의 이용불능도 사이에 큰 차이를 낳을 수 있다. 이러한 영향에 대하여 민감하게 고려하여야 하며, 해당 평가를 위해 적절한 모델과 모수를 사용하는지 확인하여야 한다.

다른 예로서, 발전소 고유 고장 데이터 고려시, 성능이 떨어지는 개별 기기들이 다른 기기들과 같은 그룹에 속할 수 있다. 이는 저하된 성능이 동일 형태의 모든 다른 기기들에 대해 평균화되는 결과를 초래한다. 저하된 성능은, 그렇지 않으면 균일한 분포로 고려되는 것 중 하나의 구성요소가 고유한 특성을 갖고 있기 때문 발생할 수 있거나, 또는 기기가 더 열악한 환경에서 운전되고 있기 때문에 발생할 수 있다. 이 기기들이 운전조건이 좀 더 나은 타 기기들과 함께 그룹핑되는 경우, 저하된 성능에 대하여 사용되는 고장율은

인위적으로 낮아질 수 있다. 그룹 고장율에 근거하여 요건이 완화되는 경우, 이들 저하된 성능의 기기들에 대하여 프로그램 활동을 축소하게 되면 이들 중 한 기기의 가동 중 고장을 겪는 확률은 예상치 보다 크게 될 수 있다. 이러한 영향을 반드시 인지되어야 하며, 기기들이 적절하게 그룹화되는지 확인하여야 한다.

설비의 이용불능 모드를 나타내는 특정 기본 사건과 관련된 모수값의 변화량으로서 변경 영향이 모델화될 때, 모수값의 변화가 적절하고 합당한지에 초점을 두어야 한다. 인허가 기준 변경 신청자는 모수값 변화 이면의 합리성에 대하여 문서화되어야 하고 이러한 합리성은 신중하게 검토되어야 한다.

변경사항의 영향을 반영하는데 기본 모수 값으로 일반데이터를 사용하는 경우 타당성을 확인하며, 특히 변경사항에 의해 다루어지는 현안 관점에서 변경된 발전소가 전형적이지 않을 경우에는 중점적으로 검토되어야 한다. 발전소 고유 데이터가 사용되면 문제가 되지 않는다.

마지막으로, 위험도정보 활용 변경사항을 정당화 하는데 사용되는 데이터를 입증하기 위하여, 인허가 변경신청사항에 의해 영향을 받는 기기들의 성능을 감시하는 것이 중요하다. 이 감시는 인허가 변경 신청제안이 단계적으로 추진될 때 수행되어야 한다. 매우 신뢰성 있는 설비에 대하여, 운전경험 DB를 확장하기 위해 타 발전소에서의 경험을 검토할 필요가 있다. 감시 프로그램이 기기 또는 계통 성능이 가정된 바를 따르고 있음을 입증할 수 있는지 확인하여야 한다.

c. 평가 결론

제시된 정보와 수행된 검토활동이 다음 결론을 뒷받침하는지 확인하여야 한다.

- 사용된 고장율 및 고장확률 가운데 특히 변경신청사항에 직접 영향을 주는 것들은, 유사 발전소의 PSA에서 일반적으로 수용된 값에 부합하는 발전소 고유 및 일반 데이터 모두를 적절히 고려하고 있으며, 그렇지 않은 경우 발전소 고유 인자에 근거하여 편차들이 정당화 되었다.
- 개별 기기들이 해당 기기 유형의 평균이상으로 성능이 저하될 가능성을 체계적으로 고려하였고, 성능이 저하된 기기의 이용불능도가 위험도해석에서 가정된 것 보다 상당히 더 악화되는 정도까지 이들 기기에 대한 요건이 완화되지 않았다.
- 변경신청사항에 의해 영향을 받는 모수값의 변화는 정당화되고 합리적이다.
- 발전소 설계 또는 운전변경을 뒷받침하기 위해 사용된 데이터는 적절한 성능 감시 프로그램을 통해 지원된다.

A7. 공통원인고장의 모델링

a. 검토 분야

공통원인고장 (CCF) 는 설계, 제작, 설치, 검교정, 운전미숙 등과 같은 공통적인 영향에 의해 야기될 수 있는 기기의 고장을 나타낸다. CCF는 동시에 하나 이상 고장날 수 있고, 개별 기기 고장 확률의 곱으로 예측되는 것보다 큰 확률로 발생할 수 있기 때문에, 발전소 위험도에 크게 기여할 수 있다.

설비를 하나의 그룹으로서 포함하는 위험도정보 활용 인허가기준 변경신청은 주어진 그룹내 설비들의 CCF 확률에 영향을 미칠 가능성이 있다. 영향 받는 기기에 대하여, CCF 확률은 낮아질 수 있거나, 현행요건에 의한 운전 및 공학적 증거에 기초한 기저 PSA 에 포함되지 않을 수도 있다. 변경신청사항과 함께 CCF 기여가 보다 더 심각해지지 않음을 보장하여야 한다. 변경사항의 영향은 타 기기의 CCF 확률에 의해 영향을 받을 수 있으며, CCF 확률에 따라 과장되거나 과소 평가될 수 있다.

b. 검토지침 및 절차

PSA가 잠재적으로 중요한 CCF를 서술했는지, PSA 모델링이 변경신청사항의 영향을 반영하였는지를 확인하여야 한다. 평가에서는 공통원인 기기그룹 선정에 사용된 절차의 검토를 포함하여야 한다.

위험도정보 활용 인허가기준 변경신청 및 변경 평가관련 상세 검토지침은 다음과 같다.

- 동일한 원인으로 2개 이상 기기 (특히, 인허가기준 변경신청사항 관련 기기)의 고장과 관련된 산업계 및 발전소 고유 경험이 분석되고, 위험도 모델에 반영되었는지를 확인하여야 한다.
- 관련 인허가 변경 신청사항에 대하여, 변경을 위해 제안된 설비 그룹의 CCF를 사업자가 적절히 모델화했는지를 검토하여야 한다. 인허가 변경 신청사항이 CCF에 미치는 영향이 쉽게 평가될 수 없거나 정량화될 수 없는 경우, 실제 계통 위협을 수반하는 다중고장이 발생하기 전에 성능감시를 통하여 CCF를 탐지할 수 있음을 확인하여야 한다. 또한 잠재적인 CCF에 대한 고장노출 시간을 저감하기 위해, CCF에 대비한 보호 노력의 일환으로서 단계적 또는 점진적 이행이 고려되어야 한다.
- 변경에 의하여 영향을 받지 않는 설비에 대한 CCF 확률값의 선택에 의하여 변경의 영향이 부적절할 정도로 덜 심각하게 되지 않음을 확인하여야 한다. 이러한 경우는 두 가지 방법에 의하여 발생한다. 첫째는, 변경의 영향을 받는 설비의 고장을 나타내는 사건이 포함된 단절집합 또는 시나리오가 타 설비로부터 매우 작은 CCF 기여도를 갖는 것을 포함할 수 있다. 두 번째는, 변경영향이 무색할 정도로 아주 큰 CCF 기여도를 가짐으로써 영향을 받는 설비를 포함하지 않는 단절집합 또는 시나리오의 기여도가 인위적으로 증가될 수 있다. 이러한 경우, 영향을 받는 설비의 상대적 기여도 (및 중요도)를 낮춤으로써 위험도 분류에 관계하는 인허가 변경 신청사항에 영향을 미치게 된다. 이러한 영향에 대한 이해는 관련 CCF의 제거 또는 CCF에 대한 더욱 현실적인 값의 사용으로 수행되는 민감도 해석에서 얻어질 수 있다.
- 모델링에 대한 일반적인 근사적 분석은 계통 기능의 고장을 일으키는 설비들의 조합

에 의한 CCF 기여도를 포함하는 것이다. 예로서, 계통 성공이 4개 기기들 중 1개 기기의 성공으로서 정의되는 경우, 4개 기기의 전체에 대해 하나의 CCF를 표현하는 단일 항이 포함된다. 성공기준이 4개중 2라면, 관련 CCF 항은 해당 그룹의 3개 또는 4개 고장을 나타낼 것이다. 확률론적으로 이러한 공통원인 고장이 위험도에 현저하게 기여하며, 인허가 변경 신청사항이 1개 계열 이용불능시의 위험도 영향 평가에 대한 경우에는 매우 신중하여야 한다. 4계열 가운데 한 계열의 운전이 필요한 계통의 경우, 3개 설비에 대한 CCF가 주요한 기여인자가 되도록, 계통의 나머지 부분에 대한 실질적인 성공기준은 변화한다. 저-순위 CCF 기여인자를 모델링하지 않은 영향이 고려되어야 한다. 이러한 사항은 변경의 정당화가 위험도 분류에 의존하는 인허가 변경 신청사항과 위험도 변화의 평가를 요구하는 인허가 변경 신청사항에 영향을 미칠 수 있음을 숙지하여야 한다.

c. 평가 결론

평가결론은 다음의 영향에 대한 논의를 포함하여야 한다 :

- CCF가 적절히 다루어졌으며, 사업자는 CCF 가능성과 관계되고 변경신청사항에 영향을 미치는 속성을 공유하는 기기 그룹을 체계적으로 도출하였다.
- 적용가능한 경우, 사업자의 성능감시 프로그램은 변경신청사항에 기인하는 CCF 증가 발생 가능성을 저감하기 위한 단계적 이행방안을 다루고 있다.

A8. 인적성능 모델링

a. 검토 분야

PSA 결과와 위험도정보 의사결정에 제공하는 입력은 인적성능 모델링에 의해 아주 크게 영향을 받을 수 있다. 발전소 안전성은 인적성능에 크게 좌우된다. 그러므로 PSA가 인적성능을 세심하게 취급하는 것은 필수적이다. 그러나 보통 인간신뢰도분석 (HRA) 이라 불리는 인적성능을 모델링하는 것은 상대적으로 어려운 분야이다. 접근방법에 있어서 상당한 변화가 지속되고 있으며 이로 인하여 인적오류 확률 (HEP)은 상당히 다르게 평가될 수 있다. HEP 에 사용되는 특정 값은 변경신청사항의 영향평가 결과에 큰 영향을 미친다.

정량화와 관련된 현안 이외에 특정한 규제적 발견사항 측면에서 보면 어떤 종류의 인적조치가 적절히 신뢰될 수 있는가 하는 의문이 존재한다. 예로서, 기기가 고장날지라도 그 고장이 제어실 외부의 운전원에 의해 높은 확률로 복구될 수 있다는 논의에 근거하여, PSA 결과가 기기요건 완화를 뒷받침하는 것으로 나타나는 경우를 가정해 볼 수 있다. 문제는 운전원 조치에 관한 모델링과 고장확률 평가가 적절한지 여부와 이러한 행위에 대한 신뢰성이 지침에 의한 요건완화의 정당성을 입증하는 일종의 보상수단인지 여부에 있다. 다른 한가지 현안은 명확히 모델화되지는 않았지만 어떤 모수 값에 함축되어 있을 수 있는 인적성능의 영향이다. 예로서 초기사건 빈도에 미치는 인적성능의 영향이 그러

한 예가 될 수 있다. 초기사건의 원인은 보통 다루지 않지만, 그 영향은 빈도속에 암시적으로 포함되어 있다.

b. 검토지침 및 절차

변경신청사항에 의해 영향을 받을 수 있는 잠재적으로 중요한 인적성능 현안과 이 현안이 PSA 에 어떻게 반영되는지를 이해하여야 한다. 이를 이해하기 위해서는 HEP 계산에 사용되는 접근방안의 검토가 필요하다.

HRA는 여러 방법으로 변경사항의 영향을 평가할 수 있다. 첫째, 변경은 인적고장사건(HFE)에 직접적으로 영향을 줄 수 있다. 두 번째, HFE는 변경에 의해 영향을 받는 설비의 고장에 대한 반응을 나타낸다. 마지막으로, 변경에 의하여 영향을 받지 않는 사고경위에서의 HEP 값을 증가 또는 감소시킴으로써, 변경사항과 직접 연관되지 않은 HFE에 대한 변경의 영향을 감추거나 증폭할 수 있다.

변경사항이 HFE에 직접적으로 영향을 미치는 경우 (즉, 절차서 변경 또는 운전관행 변경의 결과), 변경영향을 적절히 모델하였는지 확인하여야 한다. 아래의 문제를 다루고 있는지 확인하여야 한다.

- 새로운 인적조치가 유발 또는 기존 조치의 수정 및 삭제 여부
- 변경사항이 인적 실패 가능성에 영향을 미칠 것으로 가정되는 인자 (보통 수행특성 인자 또는 PSF라 칭함)에 영향을 미치는지에 대한 여부. 이러한 인자에는 절차서 품질, 운전원의 적용가능한 임무, 운전원이 이용가능한 정보 (계측기)의 품질, 인간-기계 연계 품질, 연계 위치, 임무의 복잡성, 과거고장/과거조치 등을 포함하여 운전원이 대응하는 조건 또는 환경, 임무수행에 이용가능한 시간, 특정사건에 대한 훈련 (형식 및 빈도) 품질, 운전원 상호작용과 오류시 복구가능성, 운전원 스트레스 등을 포함한다.
- 인적조치 종속성 해석이 영향을 받는지 여부
- 인허가 변경 신청사항이 발전소 계측기와 인적조치 사이의 종속성을 유발하거나 수정하는지 여부
- 선별 분석이 영향을 받는지 여부

HFE가 변경사항에 의해 영향을 받는 설비의 고장에 대한 반응을 나타내는 경우, 아래와 같은 방법으로 위의 HFE에 대하여 검토 초점을 맞출 수 있다.

- 인허가 변경 신청사항에 의해 영향을 받는 사건을 보상하는 인적조치를 확인하고 이들 사건에 대하여 부적절한 신뢰를 부여하지 않았는지를 확인.
변경신청의 결과로서 증가되는 기본사건 확률을 보상하기 위한 인적조치에 대하여, 운전원 성능을 위험도해석에서 신뢰되는 수준으로 보장하는 조치가 변경신청의 일부로서 포함되어야 한다.

- 사업자가 고장난 기기의 사고후 복구 (수리 또는 고착밸브를 수동으로 강제 개방하는 등의 비-절차서적 수동조치) 에 대해 신뢰를 부여하는 경우, 적합한 정당성이 제시되는지를 확인.
확인된 복구조치가 훈련 등과 같은 발전소 프로그램을 통해 분명하고, 합리적이며 (시간적 및 물리적 제한 하에서) 보조될 수 있는 것인지 확인하여야 한다.
- 인적조치가 수행되어야 하는 조건이 HEP가 수정되어야 할 만큼 크게 변화되었는지 여부의 평가에 대한 확인

변경에 의하여 영향을 받는 설비를 포함하지 않는 사고경위가 너무 큰 HEP 값에 의하여 인위적으로 증가되는 경우, 변경의 영향이 감춰질 수 있음을 이해하여야 한다. 이러한 경우, 영향을 받는 설비의 상대적 기여도를 낮춤으로써 위험도 분류와 관계하는 인허가 변경 신청사항에 영향을 미치게 된다. 이러한 영향에 관한 이해는 관련 HEP의 제거를 통해 또는 HEP에 대한 보다 현실적인 값의 사용을 통해서 수행된 민감도해석으로부터 얻어질 수 있다.

중요 설비가 제외될 가능성과 관련된 다른 고려사항은 위험도평가 수행에 사용되는 모델에 대상 설비가 포함되지 않을 수 있다는 것이다. 이러한 상황은 아래와 같은 여러 가지 방법으로 발생될 수 있다.

- HEP가 너무 낮아서 대상 설비를 포함하는 단절집합 또는 시나리오가 절삭될 수 있다. 그러한 절삭은 위험도 변화를 평가하기 위하여 논리모델에 대한 부울리안 계산을 다시 수행하지 않은 경우에만 문제가 된다. (예로서, 이미 사전에 계산된 최소단절집합 방정식을 이용하는 설비 위험도 순위에 대한 인허가 변경 신청사항의 경우) 이에 대한 바람직한 해결책은 영향을 받는 모든 설비에 대하여 행해진 적절한 변경을 고려하여 재정량화를 수행하는 것이다. 본 부록 A.9는 이에 대한 상세한 내용을 논의한다.
- HEP가 너무 높아서 특정한 기능의 이용불능도가 두드러지게 가정되고 따라서 변경과 관련된 기기가 모델되지 않도록 하기 때문에 설비가 논리모델 구조에 포함되지 않을 수 있다. 그러나 기기는 위험도 중요도 계산시 여전히 중요한 기여인자가 된다. 예로서, 기기는 (그룹으로서) 관련 HEP와 동일한 위험도 중요도 (RAW 항으로)를 가지게 된다. 이것은 사업자가 조치관련 특정 기능의 수행에 요구되는 설비뿐만 아니라, 위험도정보 활용 인허가 변경 신청사항에 대하여 중요한 운전원 조치를 확인해야 함을 의미한다. 설비는 그 기능을 달성하는 데 있어서의 중요도에 따라 처리되어야 한다.
- 일부 복잡한 운전원 조치 그룹 (즉, PWR의 소형냉각재상실사고(SBLOCA)에 대한 반응에서 잔열제거운전(RHR) 대신 재순환 운전 선택 등)에 대하여, PSA 해석자는 후속 조치를 다루지 않아도 되는 포괄적 사고 시나리오를 선택할 수 있다. 이에 따라 포함되지 않은 후속조치와 관련된 설비가 변경과정에서 무시될 수 있음을 의미한다.

c. 평가 결론

안전성평가보고서 (SER) 는 사실상 다음과 동등한 내용을 포함하여야 한다.

- 인적성능에 대한 모델링은 적절하다.
- 고장난 기기의 사고후 복구에 대하여는 충분히 상식적이고 설명 가능한 방법으로 모델되었다. 복구확률은 실제로 정량화되었다. 모델의 구성에서는 어느 특정 항목의 낮은 위험도 중요도가 고장기기의 복구 신뢰도에 의존하는 정도를 명시적으로 보여주고 있다.
- 변경신청사항의 일부로서 인적조치가 보상수단으로서 고려되는 경우에는 위험도해석에서 신뢰할 만한 수준으로 운전원 성능을 보장하기 위한 사업자 조치 (즉, 교육훈련, 절차서 등)가 변경신청에 포함되어야 한다.

A9. 사고경위 정량화

a. 검토 분야

일반적으로 위험도 변화의 정량화에 관하여 자세히 검토할 필요성이 예상되지 않는다. 그러나 일부 정량화 과정은 상세히 확인되어야 한다. 특히 사업자의 평가절차는 정량화가 수행되는 과정에서 이루어진 모델링 단순화 및 가정사항에 대하여 제안된 변경사항의 잠재적인 영향을 충분히 설명할 수 있을 정도라고 확신할 수 있어야 한다. 또한 중요한 사고경위들이 삭제되지 않고, 절삭 제한치에 대해 최종결과가 민감하지 않도록 절삭 제한치가 적절함을 확인하여야 한다.

b. 검토지침 및 절차

다음의 예에서 보는 바와 같이 위험도 변화 평가시에 모델 단순화와 정량화 가정이 적절히 고려됨을 확인하여야 한다.

- PSA 모델 적용과정에서 모델 비대칭성을 고려하였는지 확인하여야 한다. 비대칭성은 모델의 가정 사항 (즉, 1개 계열은 운전중이고, 다른 1개 계열은 대기 상태), 보조계통 정렬 차이, 계통 설계 또는 운전절차서의 실제 차이로부터 야기될 수 있다.
- 정량화 과정에서 단절집합/사고경위 삭제가 수행되면 위험도 변화 평가시 이들이 정확하게 다루어졌는가를 확인하여야 한다. 일부 정량화 과정에서, 기술지침서에 의해 허용되지 않는 일련의 정비행위를 포함하는 단절집합이 기능 단절집합 병합 후에 사고경위로부터 삭제된다. 이러한 삭제는 예기치 않은 보수성을 피하기 위해서 수행된다. PSA관련 인허가 변경신청이 기술지침서의 정지허용관련 현안을 다루는 경우, 그러한 삭제의 영향이 적절히 취급되었는지를 확인하여야 한다.
- 초기 정량화후에 운전원 복구조치가 반영된 경우, 변경신청사항 관점에서 이 조치들이 계속 유효한지를 확인하여야 한다. 본 부록 A.8에서는 이러한 사항을 상세히 기술하고 있다.
- 고장수목의 순환논리 (circular logic) 는 정량화 과정의 중단을 유발하게 된다. 비상

디젤발전기에 냉각을 제공하지만, 소외전원 상실시 이 디젤발전기로부터 전원을 공급받는 비상용수계통 등과 같은 계통에 대하여 이러한 순환논리는 문제가 된다. DC 및 AC 전원사이의 상호 종속성이 다른 예가 된다. 이 같은 상황에서 (즉 물리적 상황이 순환 종속성에 포함되는 경우) 해석자들은 모델에 대한 최소 단절집합을 계산하기 위하여 이러한 순환성을 단절시켜야 한다. 순환 논리에 의해 영향받는 계통의 변경에 대하여, 순환성을 중단시킨 방법 (보통 사건수목에서의 기능적 순차성에 따라)을 고려하여야 하며, 위험도 변화 평가에서 종속성이 계속 고려되고 있음을 확인하여야 한다.

사고경위 절삭

변경사항에 대한 결과로서 중요하게 나타날 수 있는, 원래에는 절삭된 사건들의 잠재적 영향이 고려될 수 있도록 기본 PSA 모델을 재정량화하므로써 변경사항에 의한 위험도 변화를 계산하는 것이 바람직하다. 사업자가 모델에 대하여 재정량화를 수행하지 않은 경우, 또는 인허가 변경 신청사항이 이미 계산된 최소단절집합 방정식에 근거하여 제공된 설비 위험도 순위에 관련된 경우에는 아래에 제시된 지침을 사용하여야 한다.

단절집합 또는 시나리오 절삭으로 인해 인허가 변경 신청결과 또는 인허가 변경 신청에 영향을 미치는 PSA 논리에 오류가 유발하지 않았음을 확인하여야 한다. (사업자 제출서류에 제시된 문서에 의하거나, 독립적 해석에 의해 확인) 중요한 사고경위 또는 사건 기인자에 대하여 절삭제한치가 낮은 경우, 검토는 민감도 분석의 수행을 포함할 수도 있고, 감춰진 종속성 또는 통상적이지 않은/예상밖의 사건 조합이 존재하는지를 확인하기 위해 최종 단절집합 또는 시나리오의 연구를 포함할 수 있다. (특히, 이것이 변경신청에 의해 영향을 받는 기기를 포함하는 경우)

검토에서는 변경신청사항에 의해 영향을 받으며 최종 절삭된 단절집합에 포함된 사건목록을 고장수목과 사건수목 모델에 사용된 인허가 변경신청과 관련된 고유 기본사건들의 목록과 비교하는 것을 포함할 수 있다. 절삭된 사건들이 위험도에 중요하지 않은 사유를 평가할 수 있도록 문서가 작성되어 있어야 한다.

마지막으로, 절삭에 의하여 최소 단절집합이 생성된 후, 사고경위 수준에서 CCF 및 인적 종속성을 반영한 PSA 모델에서 PSA에 사용된 절삭기준은 CCF 또는 인적 종속성을 고려하면 중요하게 되는 인허가 변경 신청과 관련된 기기가 포함된 단절집합의 절삭이 유발하지 않음을 확인하여야 한다.

c. 평가 결론

제시된 정보와 수행된 검토활동이 다음 결론을 뒷받침하는지 확인하여야 한다.

- 변경사항이 적절히 모델링 되었고 정량화되었다.
- 사업자는 분석의 결론이 절삭에 의하여 나쁜 영향을 받지 않음을 아래의 두 가지 방

법 가운데 하나를 이용하여 만족스럽게 입증하였다. (i) 인허가 변경 신청사항으로 인한 위험도 변화가 기본 모델의 재정량화를 통해 계산되었음. (ii) 모델 재정량화가 수행되지 않았거나, 사전에 계산된 단절집합 방정식으로부터 얻어진 설비 위험도 순위와 관련된 인허가 변경 신청사항에 관련된 경우 아래의 사항을 적용한다.

- 절삭기준은 안정적 결과를 보증할 만큼 충분히 낮다. 즉, 낮은 절삭기준 때문에 CDF 또는 LERF 크기는 변하지 않을 것이며, 설비의 위험도 분류가 영향을 받지 않을 것이다.
- 인허가 변경 신청사항에 의하여 영향을 받는 기기들은 모델에서 절삭되지 않는다. 그들이 절삭된 경우, 정성평가를 통해 그들이 왜 위험도에 중요하지 않은지의 사유를 보일 수 있다.

A.10 격납건물 응답 모델링 및 LERF 변화

a. 검토 분야

본 절의 목적은 발전소 설계 또는 운전에 대한 변경신청으로 인한 LERF 변화를 사업자가 평가한 내용을 검토하기 위한 지침을 제시하는 것이다.

일반적으로 CDF 경위 가운데 일부분만이 변경사항에 의해 영향을 받게 된다. 이러한 일부분이 LERF에 크게 기여하는지 아닌지 여부는 몇 가지의 발전소 고유 특성에 좌우된다. 본 절은 LERF에 큰 영향을 미치는 특성에 초점을 두며, 이들 특성에 근거한 검토 방법을 제시한다. 또 본 절은 대량조기유출 가능성에 직접적인 영향을 미치는 발전소의 기능적 능력과 관련된 항목을 파악할 수 있도록 하고, 변경신청이 이 능력에 영향을 미치는지의 여부를 확인하도록 하며, 사업자가 LERF 변화 계산에서 이들 항목을 적절히 고려하였는지를 결정하는 지침을 제공한다.

b. 검토지침 및 절차

발전소 설계 및 운전변경이 LERF를 크게 변화시키는 경우는 다음사항을 포함하여 여러 가지 방법이 있다.

- 격납건물 우회 경위의 빈도 변경 (예, SGTR 및 ISLOCA)
- 격납건물에 심각한 위협을 야기하는 노심손상 경위의 빈도 변경 (예, 노심손상 및 압력용기 파손 도중 RCS 압력의 상승을 유발하는 경위)
- 격납건물 안전기능에 관계되는 계통의 성능 변경 (예, 격납건물 격리, 격납건물 열제거, 격납건물 살수, 수소제어)
- 사고관리에 영향을 미치는 계통 또는 운전원 행위의 성능 변경 (예, 감압, 배기)
- 격납건물 기능 저하 상태에서 원자로 정지중 발생하는 노심손상 경위의 빈도 변경

과거의 PSA에 근거하여 대량조기유출 가능성에 가장 큰 영향을 미치는 인자들에 대한 검토 결과, 발전소 고유의 상세특성이 매우 중요하기도 하지만, 격납구조물의 강점과 약

점, 해당 발전소 형태를 특성화하는 노심손상 경위에 관한 특성을 반영하는 주요 격납건물 유형별 발전소들은 대량조기유출을 유발할 수 있는 사고경위의 형태에서 유사한 경향을 가지는 것으로 밝혀졌다. 이러한 고찰에 근거하여 지배적인 격납건물 고장모드와 우회사건 빈도를 평가하기 위한 선별방법을 제시할 수 있다. 본 방법의 목적은 주어진 특정 노심손상경위를 입력으로 하여 LERF 평가치를 제공하는 것이다.

본 검토방법은 이러한 검토 결과에 근거하여 수립되었다. 각 주요 격납건물 형식에 대하여, 검토과정에서 주의를 기울이도록 하기 위해서 상세한 고려사항이 제안되어 있다. 그러나 이들 고려사항이 대량조기유출 가능성에 영향을 주는 기술적 현안을 규명하려는 의도로 제안된 것은 아니다. 예로서, 발전소 고유의 Level 2 PSA 해석이 존재하는 경우, 해당 발전소에 대하여 LERF 고려사항에 추가의 고찰을 제공할 수 있다.

PWR 대형 건식 격납건물에 대하여, 대량조기유출 (노심손상경위가 진행중인 상태에서) 가능성에 가장 큰 영향을 주는 인자는 다음과 같다.

PWR 대형 건식 : 격납건물 우회
 격납건물 격리
 원자로냉각재계통 (RCS) 감압
 원자로용기 파손 후 비상노심냉각 (ECC) 복구

또, 격납건물 열제거 상실의 CDF에 크게 기여할 수 있음도 이해하여야 한다.

주어진 발전소 형태에 대한 LERF 변화 계산을 검토할 때 아래의 인자들을 고려하여야 한다.

격납건물 우회

- 변경신청이, SGTR 또는 ISLOCA 관련 초기사건을 방지하는데 있어서, 또는 그에 대한 응답에 있어서 신뢰되는 계통에 영향을 미치는가의 여부
- 변경신청이 Induced SGTR (ISGTR)을 야기할 수 있는 과도상태의 심각성 및 빈도에 영향을 미치는지 여부. (예, 상승된 온도 및 상승된 차압에 의해 야기되는 사고과정에서의 세관파단) 변경신청이 SG 세관 건전성에 직접적으로 영향을 미치지 않는 경우, 그리고 발전소 SG가 심각한 열화를 겪지 않은 경우, 변경신청에 의해 ISGTR 위험도가 크게 증가되지 않음을 보장하기 위해 단지 정성적인 해석만 필요할 수 있다. 그러나 발전소가 SGTR을 경험하였거나, SG 세관의 과도한 누설 때문에 정지된 적이 있거나, 구조건전성에 적용되는 ASME 코드요건을 충족하지 못하는 세관이 발견된 적이 있거나, 세관 지지판 사이의 세관부위 열화로 인해 상당한 수의 세관을 보수한 적이 있는 경우, 인허가 변경 신청사항에 대하여 제안사항이 ISGTR 관련 위험도에 미치는 영향에 대해 보다 철저한 해석이 요구되어야 한다.

격납건물 격리

- 변경신청이 격리기능을 수행하거나 지원하는 계통에 영향을 미치는지 여부
- 변경신청이 격납건물 기능이 저하되는 기간중 (예, 계획예방정비기간) 야기된 노심 손상경위를 예방 또는 완화하는 계통에 영향을 미치는지 여부
- 변경신청이 이러한 기간중 격납건물 기능을 복구하는 능력 (예, AC 전원, 발전소 절차서) 에 영향을 주는지 여부

점화기

- 변경신청이 점화기 또는 기타 적용 가능한 지원계통에 영향을 미치는지 여부

원자로용기 파손전 비상노심냉각 복구

- LERF 계산에서 원자로용기 파손전 냉각 복구에 신뢰를 두는 경우, 변경신청이 신뢰되는 어떠한 계통 (보조계통 포함) 의 성능에 영향을 미치는가 여부
- 변경신청이 PSA에서 신뢰되는 기타 사고관리 전략에 영향을 미치는지 여부 (예, 원자로용기 외부냉각)

원자로용기 파손전 RCS 감압

- 변경신청이 RCS 감압 능력에 영향을 미치는지 여부

배기

- 변경신청이 격납건물 배기 능력에 영향을 미치는지 여부

격납건물 열제거

- 변경신청이 격납건물 열제거에 신뢰되는 계통에 영향을 미치는지 여부 (안전계통 및 지원계통 포함)
- 변경신청이 ATWS 경위의 빈도 또는 심각도에 영향을 미치는지 여부

위의 고려사항 가운데 적용되는 항목 각각에 대하여, 사업자가 영향을 적절히 평가하였고, LERF 변화 계산시 고려하였음을 확인하여야 한다.

c. 평가 결론

안전성평가보고서 (SER) 는 사실상 다음과 동등한 내용을 포함하여야 한다.

- 변경신청으로 인한 LERF 변화 계산에서 지배적인 격납건물 고장 요인들을 체계적으로 고려하였다. 특히, 계산에는 다음 사고경위를 고려하였다.
 - 격납건물 우회 사고경위
 - 격납건물에 상대적으로 심각한 위협을 부여하는 사고경위 또는 격납건물 기능성이 저하되는 기간 (계획예방정비) 에 발생하는 사고경위
 - 격납건물 열제거, 살수, 격리 및 기능성 (계획예방정비) 복구 등을 포함하는 격납건물 안전기능에 관련된 계통의 성능
 - 사고관리전략과 관련된 계통의 성능

부록 12

**RIPBR 에 대한 USNRC 전문가
기술자문 결과**

해외전문가 활용 결과

1. 활용배경 및 목적

- 우리 기술원은 중장기 연구과제로서 “위험도정보 성능기반 규제 (RIPBR : Risk-informed and Performance-based Regulation) 제도화 방안 연구”를 2002년 3월부터 2005년 2월 (3년) 까지 수행 중에 있으며, 연구 중간 결과물에 대한 객관성 및 타당성 검증을 위하여 해외 전문가 활용을 추진함
 - 제23차 한미 원자력 공동 상설위원회 ('02. 4. 10 - 4. 13, 서울) 에서 위험도정보의 규제활용 방안과 관련하여 NRC 전문가를 한국에 파견키로 합의함

The 23rd ROK-US JSCNEC Summary

(C-1-10) The Korean side extended an invitation to have NRC send experts from the appropriate office (s) to Korea (at the Korean side's expense) in early 2002 to discuss the use and application of risk informed methods in nuclear regulation

- 제1차 MOST-NRC/RES 원자력 안전연구 협력회의 ('02. 7. 23 - 7. 24) 에서 USNRC 전문가 2인을 KINS에 파견하여 기술자문을 하도록 재차 확인함

The 1st MOST/NRC-RES Cooperative Nuclear Safety Research Meeting Summary

Annex 3 - Item 2. Invitation of USNRC Experts : Risk-Informed Technical Consultations

The Korean side requested that two NRC experts be sent to Korea to provide technical consultations on risk-informed rulemaking, in service inspection, and implementation. It is anticipated that this activity would consist of two one-week sessions with possible additional sessions to be determined. The cost incurred for travel and living expenses for the NRC experts would be borne by KINS. The visit was requested to begin in February 2003. The USNRC-RES agreed to provide such consultations.

- 활용분야/인원 : 위험도정보 규정개정 (RI-Rulemaking) 분야 1인
위험도정보 가동중검사 (RI-ISI) 분야 1인

- USNRC와의 협의를 거쳐 2003. 4. 5 (토) - 4. 12 (토) (1주일) 사이 초청키로 하였으나, SARS 여파로 무기한 연기됨
- USNRC측과의 초청일정 재협의를 통해 2003. 11. 8 (토) - 11. 15 (토) (1주일) 초청키로 하여 초청 활용함

2. 활용 전문가 인적사항 및 전문분야

소 속	성 명	직 위	전문분야
USNRC/ RES	Hossein G. Hamzehee	Section Chief, PRA Branch	RI-Rulemaking
	Syed A. Ali	Senior Technical Advisor, Material & Eng. Branch	RI-ISI

- 활용기간 : 2003. 11. 8 (토) - 11. 15 (토)

3. 활용 상세 일정 및 내용

일 자	Dr. Hossein G. Hamzehee	Dr. Syed A. Ali
11. 10 (월)	<ul style="list-style-type: none"> - KINS/USNRC 담당자 소개 - KINS RIPBR 연구현황 소개 : Development of Models for RIPBR - 세미나 I : US Status and Plan for RIPBR (by Dr. Hamzehee) 	
11. 11 (화)	<ul style="list-style-type: none"> - RIPBR 도입 선행조건 - RG 1.174 및 SRP 19장 - PSA 품질 및 표준 토의 - PSA 모델의 규제활용 (SPAR) 	<ul style="list-style-type: none"> - 우리나라 RI-ISI 현황 발표 - RI-ISI 관련 NRC RG 및 SRP 현황 발표/토의
	<ul style="list-style-type: none"> - 세미나 II : Risk-informed In-service Inspection Status (by Dr. Ali) 	
11. 12 (수)	<ul style="list-style-type: none"> - USNRC ROP 추진현황 - 성능기반 규제 현황 	<ul style="list-style-type: none"> - WOG RI-ISI 방법론 발표/토의 - KINS 질의사항에 대한 토의 - EPRI RI-ISI 방법론 발표/토의 - 배관 파단 확률 발표 및 토의
11. 13 (목)	<ul style="list-style-type: none"> - 세미나 III : Risk-Informed Changes to 10CFR50.46 "ECCS Reliability" (by Dr. Hamzehee) - 규정개정 Option 1,2,3 	<ul style="list-style-type: none"> - KEPRI 방문 협의 · US RI-ISI 프로그램 발표/토의 · 우리나라 RI-ISI 파일럿 프로그램 토의/발표
	<ul style="list-style-type: none"> - 우리나라 RIPBR 모델 토의 (모델개발 접근방법, 모델 안 등) - KINS 접근방법에 대한 권고사항 	
11. 14 (금)	<ul style="list-style-type: none"> - Wrap-up 	

4. 활용성과

- 현재 우리 원에서 개발중인 RIPBR 제도도입의 기본방향, 전략 및 원칙 등이 적절하게 수립되었음을 전문가 자문을 통해 확인할 수 있었으며, 향후 추진에 있어서 다음의 사항을 권고 받음.
 - 규제환경, RIPBR 도입 필요성에 근거하여 도입 목적을 명확화
 - Senior Management 의 강력한 지지가 있어야 추진이 용이
 - 관련분야 종사자의 PSA를 포함한 기술 교육은 필수 사항
- NRC 전문가들은 우리 원 연구진들과의 기술토의를 통해 상호 업무수행에 상당한 도움이 되었다는 데에 인식을 같이 하고,
 - 향후 상호 관심사에 대해 지속적 협력 필요성을 NRC 상층부에 건의키로 함.

5. 활용소감

- USNRC 전문가의 자문을 통해 현재 우리 원에서 개발중인 RIPBR 제도화 방안 개발 접근 방법의 객관성 및 타당성이 어느 정도 입증되었으므로, 향후 연구를 보다 활발히 추진할 수 있을 것으로 기대함
- 전문가들의 권고사항을 연구과정에 반영하여 연구를 보다 효율적으로 추진할 수 있을 것으로 기대함
- 전문가들과의 기술토의를 통해 우리 원 연구진들의 기술수준이 NRC 전문가와 크게 차이가 나지 않고, 일부 우수한 분야도 있는 것을 확인할 수 있었음.
- 한-미 원자력안전연구 협력회의 및 기타 협력회의체를 통해 관심분야의 전문적 기술교류를 활발히 추진할 수 있을 것으로 기대함

첨부 1. 해외전문가 활용결과 보고서 1부

첨부 2. 전문가 자문요지 1부

첨부 3. 전문가들의 NRC 내부 보고용 출장보고서 1부

해외전문가활용결과보고서

1. 해외전문가 인적사항	가) 성명	Hossein G. Hamzehee	Syed A. Ali	
	나) 소속	USNRC/Office of RES PRA Branch	USNRC/office of RES Material & Eng. Branch	
	다)직위	Section Chief	Senior Technical Advisor	
2. 활 용 기 간		'03. 11. 8 (토) ~ 11. 15 (토)		
3. 활 용 부 서		종합기술연구실 원자력안전연구실 원자로안전해석실	종합기술연구실 원자력안전연구실 기계해석실	
4. 활 용 책 임 자		종합기술연구실 김웅식	원자력안전연구실 최영환 기계해석실 정해동	
5. 활 용 주 제		위험도정보/성능기반 규제 제도화 방안		
6. 활 용 분 야		위험도정보·성능기반규제 제도화방안 연구 기술자문	위험도정보 가동중검사 (RI-ISI) 에 대한 기술자문	
7. 활 용 내 용	가) 기술자문내용		<ul style="list-style-type: none"> - 미국의 위험도정보·성능기반 규제 (RI-PBR) 경험 제공 - RI-PBR 의 국내 적용시 선행 조건 및 국내 이행 방안 	<ul style="list-style-type: none"> - RI-ISI 관련 미국의 경험 습득 - RI-ISI 관련 방법론의 비교평가 - RI-ISI 관련 USNRC SER 토의
	나) 세 미 나 개 최	1) 제 목	<ul style="list-style-type: none"> - USNRC RIR Approach - USNRC Option 2&3 Rulemaking Approach 	- RI-ISI Status in USA
		2) 일 시 및 장 소	<ul style="list-style-type: none"> - '03. 11. 10 (월) 15:00 - 17:00 - '03. 11. 13 (목) 10:30 - 12:00 	- '03. 11. 11 (화) 15:00 - 17:00
		3) 내 용	<ul style="list-style-type: none"> - 미국의 위험도정보활용 규제 현황 - 위험도정보 규정개정 Option 3 방안 	- 미국의 RI-ISI 현황 소개 및 현안
	자 료 제 공		- 세미나 발표자료	<ul style="list-style-type: none"> - 세미나 발표자료 - Class room Training 자료
	기 타		- 토의과정에서 우리측이 요청한 자료에 대해 추후 제공기로 함	
8. 활 용 성 과 및 건 의 사 항		<ul style="list-style-type: none"> - 우리 원에서 개발중인 RIPBR 제도화 방안 개발전략의 객관성 및 타당성 확인 - 금번 자문기회가 상호 업무 수행에 도움이 된다고 판단되는 바 지속적 협력을 추진할 필요가 있음 		

자 문 요 지

1. RI-Rulemaking 분야 - 전문가 : Dr. Hossein G. Hamzehee

- 제1회 MOST-NRC/RES 안전연구 협력회의 결과에 따라 2003. 11. 8 - 11. 15 사이 위험도정보 규정개정 분야와 위험도정보 가동중검사 분야에 대해 KINS 에 기술자문을 제공함
- 규정개정 분야에서는 RIR에 관한 미국의 접근방법 및 현황에 대한 세미나를 포함하여 다음의 다양한 토픽에 대해 KINS 기술진들과 기술토의를 수행하였음.
 - Prerequisite for adopting Risk-informed and Performance-based Regulation (RIPBR)
 - USNRC Reactor oversight process including risk-informed baseline inspection, performance-based inspection, and significance determination process
 - PSA standards/quality and regulatory PSA models
 - USNRC rulemaking options
 - Korean RIPBR models
- NRC 전문가는 KINS 가 개발중인 RIPBR 제도화 방안에 대해 코멘트 및 권고사항을 제시하였으며, 상기 토픽에 대해 KINS 연구진과의 토의는 한국형 제도 수립에 상당한 도움이 되리라 생각함
- NRC 전문가는 금번의 RIPBR 에 대한 양 기관 전문가들간의 토의가 상호 아이디어를 공유하는 데에 도움이 되었다고 생각함
- KINS의 RIPBR 제도화 접근방식은 미국에서 이행중인 방법들의 이점을 충분히 고려하고 있으며, 제도도입 기본방향, 원칙 및 전략 등이 적절히 수립되어 있고, 보다 효율적 추진을 위해 다음사항을 권고함
 - 규제환경, RIPBR 도입 필요성에 근거하여 도입 목적을 명확화
 - Senior Management 의 강력한 지지가 있어야 추진이 용이
 - 관련분야 종사자의 PSA를 포함한 기술 교육은 필수 사항

※ 상세내용은 다음 페이지 공식 출장보고서 (영문) 참고

2. RI-Inservice Inspection 분야 - 전문가 : Dr. Syed A. Ali

- 자문기간 동안의 Training 및 자문 토포픽에는 다음과 같이 원전 RI-ISI 응용에 있어서의 미국의 경험과 현황이 포함됨.
 - Rules, guides, and code cases for RI-ISI
 - Comparison of Electric Power Research Institute (EPRI) and Westinghouse Owners Group (WOG) methodologies for RI-ISI
 - Introduction and comparison of Win-PRAISE and SRRA codes for computing piping failure probabilities
 - Limitations of SRRA code, introduction of PRA for RI-ISI
 - Guidelines for expert panel
 - NRC safety evaluation reports for RI-ISI
- 전문가는 KINS 의 RI-ISI 에 관한 규제 접근방법에 대하여 검토하고 코멘트를 함
- 전문가는 KEPRI를 방문하여 미국의 RI-ISI 현황을 소개하였으며, 사업자의 RI-ISI 파일럿 프로그램에 대해 자문함
- NRC 전문가는 자문기간중의 다양한 기술토의에 기초하여 다음 사항을 권고함
 - ASME Section XI Meeting 의 RI-ISI Working Group 에 KINS Staff 참가를 강력히 권고 하였으며, 필요시, WG 멤버 자격을 취득하여 활동할 것을 권고함
 - NRC 내부에 ASME Risk Committee 가 구성되어 있음을 설명하고 KINS 가 유사한 그룹을 구성/운영하기를 권고함
 - 한국에서 RIPBR 제도를 성공적으로 도입하기 위해서는 유관기관 Senior Manager 들이 이를 수용하고 지지할 수 있어야 함
 - 한국의 관련 종사자들의 PRA 활용 및 이행 관련 교육훈련을 받아야 함

※ 상세내용은 다음 페이지 공식 출장보고서 (영문) 참고

전문가들의 NRC 내부 보고용 출장보고서

Recommendations on Korean Approach to RIPBR (Dr. Hossein G. Hamzehee)

According to the results of the 1st Cooperative Nuclear Safety Research Meeting between MOST and NRC/RES (June 23 - 24, 2002, Washington DC), two USNRC experts provided KINS technical consultations in the areas of risk-informed general rulemaking and in-service inspection (RI-ISI) licensing technologies, from Nov. 8 to 15, 2003.

The expert in charge of the rulemaking covered various topics followed by several presentations on the US approach on Risk-informed Regulation and round table discussions on Korean approach. The topics discussed included :

- Prerequisite for adopting Risk-informed and Performance-based Regulation (RIPBR)
- USNRC Reactor oversight process including risk-informed baseline inspection, performance-based inspection, and significance determination process
- PSA standards/quality and regulatory PSA models
- USNRC rulemaking options
- Korean RIPBR models

The expert made a lot of comments and made recommendations for Korean approach which is being developed by KINS. The expert believes that the discussion with KINS staff on above topics will be really helpful to establish Korean approach for RIPBR implementation. The expert feels discussion was very helpful for sharing ideas between technical staff of USNRC and KINS about RIPBR.

In general, KINS approach is good enough to accommodate all benefits of RIPBR approach which is implemented in the US. The general framework including the basic directions, principles and strategies for adopting RIPBR in Korea is well developed.

However, attentions should be given to the following aspects to more effectively adopt RIPBR

- The objective of adopting RIPBR should be clarified based on regulatory environment, and necessity for adoption of RIPBR.
- The strong support from senior management should be guaranteed
- The personnel involving RIPBR activity should be trained in the area of relevant technology including PSA

The Korean approach to RIPBR seems to be adequate to improve nuclear reactor regulation, to make the regulation more effective and efficient, to reduce unnecessary burden to the utility, and to enhance public confidence.

(Signature)

Hossein G. Hamzehee
Section Chief, PRA Branch
Office of Regulatory Research, USNRC
November 14, 2003

Dr. Syed A. Ali 의 NRC 제출용 출장보고서

December 11, 2003

MEMORANDUM TO : Michael E. Mayfield, Director Division of Engineering
Technology, RES
THRU : Michele G. Evans, Branch Chief /RA/Engineering Research Applications
Branch, DET

FROM: Syed A. Ali, Senior Technical Advisor/RA/
Engineering Research Applications Branch, DET

SUBJECT: INTERNATIONAL TRIP REPORT: TECHNICAL TRAINING
ON RISKININSPECTION AND IMPLEMENTATION TO
KOREA INSTITUTE OF NUCLEAR SAFETY, REPUBLIC
OF KOREA, NOVEMBER 10 - 14, 2003

During the period November 10 - 14, 2003, Dr. Hossein Hamzehee and I traveled to the Republic of Korea as NRC experts to provide technical training to Korea Institute of Nuclear Safety (KINS) and the Korea Electric Power Research Institute (KEPRI) on riskinformed regulation (RIR) and riskininspection (RIISI) methodologies and implementation. Dr. Hamzehee is preparing a separate trip report on the RIR aspects of the trip. This trip report is focused on the RI-ISI topics discussed during the trip.

Korean Hydro and Nuclear Power Co. LTD. (Korean Nuclear Utility) is preparing a license amendment for the application of RI-ISI to a pilot plant while KINS is establishing the regulatory framework for RI-ISI. The purpose of the NRC expert's consultation was for KINS and KEPRI to become familiar with issues related to RI-ISI implementation in the U.S. The visit was in response to a KINS invitation as a follow up to the summary records of the 23rd Joint Standing Committee on Nuclear Energy Cooperation (JSCNEC) between Korea and US (April 102002) and the 1st Cooperative Nuclear Safety Research Meeting between Ministry of Science and Technology (MOST) and NRC (June 232002).

The training and consultation topics during the trip included U.S. experience and status in the application of RI to nuclear power plants (NPPs); rules, guides, and code cases for RIISI; comparison of Electric Power Research Institute (EPRI) and Westinghouse Owners Group (WOG) methodologies for RI introduction and comparison of WinPRAISE and SRRA codes for computing piping failure probabilities; limitations of SRRA code, introduction of probabilistic risk assessment (PRA) for RI guidelines for expert panel; and NRC safety evaluation reports for RI

I also visited the Korea Electric Power Research Institute (KEPRI) and made a presentation on the status of RI-ISI activities in the U.S. In addition, the KINS staff

members presented the Korean approach and status for implementation of risk-informed regulation (RIR) and pilot RI-ISI application. I reviewed the Korean approach and provided comments.

Direct contact and working together with our Korean counterparts on programs of mutual interest is important to KINS as well as NRC and has proven to be an effective means of exchanging information. I strongly recommend that the NRC continue to collaborate with the Republic of Korea on research areas of common interest.

No actions, by the Commission or RES, are recommended as a result of this trip.

Attachment: Trip Report

Distribution: A. Thadani, RES, J. Strosnider, RES, A. Szukiewicz, RES, W. Dean, OEDO, T. Rothchild, OGC, OCM, J. Dunn-Lee, OIP, K. Burke, OIP, D. Chaney, OIP, N. Chokshi, RES, H. Graves, RES, B. Tegeler, RES, T. Chan, NRR, S. Dinsmore, NRR ERAB r/f, DET r/f

DOCUMENT NAME:G:\Ali\Trip Report Korea November 2003.wpd

OAR in ADAMS? (Y or N) Y ADAMS ACCESSION NO:

TEMPLATE NO. RES:006

Publicly Available? (Y or N) Y DATE OF RELEASE TO PUBLIC SENSITIVE? N

To receive a copy of this document, indicate in the box "C" = Copy without attachment/enclosure "E" = Copy with attachment/enclosure "N" = No copy

OFFICE	ERAB/DET	ERAB/DET	ERAB/DET		
NAME	S. Aii/RA/ A. Hsia/MGE For/	M. Evans/RA/			

DATE

12/2/03

12/11/03

12/11/03

OFFICIAL RECORD COPY

INTERNATIONAL TRIP REPORT

Subject:

Provide technical training on risk inspection (RI) and implementation to KINS as an NRC expert for one week. The consultation topics included U.S. experience in the application of RI status of RI application to NPPs; rules, guides, and code cases for RI comparison of EPRI and WOG methods for RI; introduction and comparison of Win and SRRA codes; limitations of SRRA code, introduction of PRA for RI guidelines for expert panel; NRC safety evaluation reports for RI

Dates of Travel, Countries & Organizations Visited:

November 10-14, 2003: Korea Institute of Nuclear Safety, Taejeon, Republic of Korea
November 13, 2003: Korea Electric Power Research Institute, Taejeon, Republic of Korea

Author, Title, and Agency Affiliation:

Dr. Syed A. Ali, Senior Technical Advisor
Engineering Research Applications Branch
Division of Engineering Technology
Office of Nuclear Regulatory Research

Sensitivity:

N/A

Background & Purpose(s) of Trip:

The purpose of the trip was to provide technical training on risk inspection (RI) and implementation to KINS as an NRC expert for one week. This was in response to a KINS invitation as a follow up to the summary records of the 23rd JSCNEC between Korea and US (April 10-13, 2002) and the 1st Cooperative Nuclear Safety Research Meeting between MOST and NRC (June 23-26, 2002). The consultation topics included U.S. experience in the application of RI; status of RI application to NPPs in U.S.; rules, guides, and code cases for RI comparison of EPRI and WOG methods for RI; introduction and comparison of WinPRAISE and SRRA codes; limitations of SRRA code, introduction of PRA for RI guidelines for the expert panel; NRC safety evaluation reports for RI

Summary of Pertinent Points/Issues:

From November 10 through November 14, 2003, Syed Ali, a staff member of the Division of Engineering Technology (DET) traveled to the Republic of Korea as an NRC expert to provide technical training to Korea Institute of Nuclear Safety (KINS) and the Korea Electric Power Research Institute (KEPRI) on risk-informed in-service

inspection (RIISI) methodologies and implementation. Korean Hydro and Nuclear Power Co. LTD (Korean Nuclear Utility) is preparing a license amendment for the application of RI-ISI to a pilot plant while KINS is establishing the regulatory framework for RI-ISI. The purpose of the NRC expert's consultation was for KINS and KEPRI to become familiar with issues related to RI-ISI implementation in the U.S. The visit was in response to a KINS invitation as a follow up to the summary records of the 23rd Joint Standing Committee on Nuclear Energy Cooperation (JSCNEC) between Korea and US (April 1013, 2002) and the 1st Cooperative Nuclear Safety Research Meeting between Ministry of Science and Technology (MOST) and NRC (June 232002).

The training and consultation topics during the trip included U.S. experience and status in the application of RI to nuclear power plants (NPPs); rules, guides, and code cases for RIISI; comparison of Electric Power Research Institute (EPRI) and Westinghouse Owners Group (WOG) methodologies for RI introduction and comparison of WinPRAISE and SRRA codes for computing piping failure probabilities; limitations of SRRA code, introduction of PRA for RI guidelines for expert panel; and NRC safety evaluation reports for RIISI.

S. Ali also visited the Korea Electric Power Research Institute (KEPRI) and made a presentation on the status of RI-ISI activities in the U.S. In addition, the KINS staff members presented the Korean approach and status for implementation of risk-informed regulation (RIR) and pilot RI-ISI application. He reviewed the Korean approach and provided comments.

Discussion:

1. Korean Development of Risk-Informed and Performance-Based Regulation

Dr. Hho Jung Kim, Director of Regulatory Research Division, KINS, opened the meeting with welcoming remarks on November 10, 2003. The meeting followed the agenda provided by KINS. Dr. Kim provided a brief introduction of the existing Korean regulation and its plans to implement risk-informed and performance-based regulation (RI-PBR). Mr. Woong-Sik Kim, Principal Researcher, Integrated Safety Research Department, Regulatory Research Division, then proceeded to discuss the background analysis of international and domestic practices and experiences, establishment of basic directions and strategies, establishment of Korean RI-PBR models, implementation plan, and future plans.

Mr. Kim provided a comprehensive summary of the international practices and experiences in the development and implementation of risk-informed regulation (RIR). This included experiences in U.S., France, Japan, Switzerland, Belgium, Canada, Mexico, and Italy. The presentation indicated that U.S. has by far the lead in the development and implementation of the RIR. This includes the PRA Policy Statement, RIR implementation plan including options 1, 2, and 3, maintenance rule, and the improved reactor oversight process (ROP). Mr. Kim then proceeded to give a brief presentation describing the Korean practices and experience, including the policy on the use of risk information, risk and performance-based rule, and Korean regulatory

and industry activities. On the subject of the establishment of basic directions and strategies, Mr. Kim discussed the importance of environmental factors and considerations, technical aspects of the feasibility assessment for adopting RI-PBR, streamlining of regulation, maintaining consistency in safety management, and self-regulation and cost-benefit in safety management. He also presented the conclusions of the feasibility assessment, objectives to adopt RI-PBR, strategies and principles, and an outline of the process for developing the Korean RI-PBR models. As part of the development of the Korean RI-PBR models, Mr. Kim identified candidate items and categorization, presented an example for assessment, and discussed various phases of the establishment of models. Mr. Kim also presented the KINS concept of phased inspection model, integrated risk-informed decision making process, safety standards and requirement models. Mr. Kim concluded his presentation by providing milestones of the current and mid- as well as long-term future plans in the RIR arena. Mr. Kim's presentation clearly indicated that KINS has performed a thorough study of the international activities in the development and implementation of RIR and is in the process of developing a well-thought out process for implementing the regulation and framework for RIR.

2. U.S. Status and Plan for RI-PBR

The remainder of the November 10, 2003, meeting consisted of a presentation and discussion by Dr. Hossein Hamzehee of NRC on the U.S. status and plan for RI-PBR. Dr. Hamzehee discussed operating plant activities, future plant activities, and prerequisites for adopting RI-PBR. Dr. Hamzehee also presented the advantages and disadvantages of risk-informed (RI) rulemaking options, RI rule options, and interface of RI rules with industrial standards, and the applicability of the U.S. rule options to Korean regulatory system. The Korean attendants demonstrated a keen interest in the presentation and asked numerous thought provoking questions and provided useful comments.

3. RI-ISI Status in Korea

On November 11, 2003, Dr. Young Hwan Choi, Manager and Principal Researcher, Nuclear Safety Research Department, opened the meeting with a discussion of the RI-ISI status in Korea. He provided background on the number and type of current and future NPPs in Korea, regulatory requirements on in-service inspection, and details of basic and augmented inspection programs. Dr. Choi also discussed the RIR status in Korea, regulatory and industrial issues related to RIR, and utility and KINS activities in RI-ISI. Dr. Choi concluded his discussion by presenting the Korean draft regulatory positions on implementing RI-ISI. Dr. Choi's presentation indicated that KINS has developed a comprehensive two step plan of applying the WOG RI-ISI methodology to a pilot plant followed by application to the remaining NPPs in Korea. This approach is similar to the one implemented in the U.S.

4. RI-ISI Regulatory Guide 1.178 and Standard Review Plan 3.9.8

The remainder of the November 11, 2003, morning session consisted of a presentation and discussion by Dr. Syed Ali of NRC on the RI-ISI Regulatory Guide (RG) 1.178

and Standard Review Plan (SRP) 3.9.8. S. Ali presented the objectives of the ISI programs and the corresponding regulatory requirements, simultaneous initiatives undertaken by the NRC, U.S. industry and the American Society of Mechanical Engineers (ASME) in the development of RI-ISI methodologies, regulatory guidance documents, and ASME Code Cases. S. Ali summarized the current ASME XI rules for ISI of Class 1, 2, and 3 piping and the regulatory framework for the alternative using the RI-ISI programs. S. Ali then proceeded to discuss the objectives of the RG 1.178 and SRP 3.9.8, provided an overview of the RG and the SRP, the five key principles and the four element process that forms the basis of the RI changes as per RG 1.174. The KINS staff members provided valuable comments and asked some insightful questions. As a result of the discussion, a number of documents were identified that will be subsequently sent to the KINS. A list of these documents is provided in Attachment D.

5. Risk-informed Inservice Inspection Status in U.S.

The remainder of the November 11, 2003, meeting consisted of a presentation and discussion by Dr. Syed Ali on the RI-ISI status in U.S. He provided background on the PRA Implementation Plan that provided the framework for the pilot applications of risk-informed technical specifications, inservice testing, graded quality assurance, and inservice inspection. He discussed the objectives of ISI, current status of the review of RI-ISI relief requests in U.S., and provided a list of RI-ISI guidance documents. S. Ali discussed review observations from the review of U.S. RI-ISI relief requests, and continuing activities such as updates to RI-ISI programs, application of RI-ISI methodologies to break exclusion region (BER) and long-term activities. S. Ali also presented highlights of the revised versions of RG 1.178 and the SRP 3.9.8 that were issued in September, 2003. As a result of the discussion and comments by the KINS staff, additional documents were identified that will be subsequently sent to KINS (See Attachment D).

6. Westinghouse Owners Group Methodology

On November 12, 2003, Dr. Syed Ali opened the meeting with a discussion of the Westinghouse Owners Group (WOG) methodology for RI-ISI of piping. S. Ali summarized the overall WOG process as consisting of scope and segment definition; consequence evaluation; failure probability evaluation; risk evaluation; expert panel categorization; selection of elements for nondestructive examination (NDE); implementation of program; and feedback loop. S. Ali explained that the scope may include all Class 1, 2, and 3 piping or an individual Class of piping. In the WOG methodology, piping is divided into segments which is defined as a portion of piping for which a failure at any point in the segment results in the same consequence. S. Ali further stated that in the consequence evaluation, both direct and indirect (spatial) effects are considered and that the PRA is used to quantify the conditional core damage frequency (CDF) and conditional large early release frequency (LERF), consistent with RG 1.174. S. Ali also explained that in the WOG methodology, the structural risk and reliability (SRRA) code is used to calculate pipe failure probability. S. Ali discussed the outline of the SRRA code and the plant engineering inputs required to execute the code. S. Ali explained the concept of risk matrices risk

reduction worth (RRW) and risk achievement worth (RAW) which are used for the risk classification of the piping segments in the WOG methodology. S. Ali discussed the element and NDE selection process, the WOG risk matrix, inspection location process, inspection methods, and the criteria for the allowable increase in CDF and LERF for the comparison of ASME XI and the RI-ISI program. S. Ali concluded the discussion with the presentation of results for the RI-ISI program for Surry Unit 1, the pilot plant for the WOG methodology.

7. Discussion of KINS Questions

On November 12, 2003, Dr. Syed Ali discussed the following topics in response to KINS questions and comments as follows:

Question 1: Current Status of RI-ISI in USA.

This topic had also been discussed in detail in other presentations by S. Ali.

Question 2: Documents for RI-ISI

- 1) General Technical Background of Reg. Guide 1.178, S.R.P 3.9.8, and ASME CodeCase N-560, 577, and 578. This topic had also been discussed in detail in various other presentations by S. Ali.
- 2) Technical Background USNRC SER for Topical Reports for RI-ISI(WOG and EPRI). S. Ali provided detailed discussion of these topics in separate presentations.
- 3) Technical Background of revisions to Reg. Guide 1.178 and SRP 3.9.8. S. Ali provided detailed discussion of these topics also in separate presentations.
- 4) Do you have plan to approve the ASME Code Cases N-560, 577, and 578? S. Ali stated that ASME working group on RI-ISI has been developing Appendix X, which incorporates both WOG and EPRI methodologies and that this Appendix will be approved prior to the approval of the subject code cases.

Question 3: USNRC Review and Approval

- 1) Do you review and approve the RI-ISI program on plant-specific basis? S. Ali stated that the NRC has reviewed and approved RI-ISI programs on plant-specific basis.
- 2) Do you audit all of RI-ISI programs? If so, what is the scopes of the audit? NRC only audits the plants'RI-ISI only on a case-by-case and as-needed basis. In the reviews completed so far, only two plants' programs have been audited.

Question 4: Scope of RI-ISI

- 1) Do you have any plan to extend the RI-ISI scope to vessel? S. Ali stated that an ASME working group is working on a code case to extend the inspection interval for vessel examinations.
- 2) If small-bore pipes less than 4 inch are included in RI-ISI program, is it possible to UT inspection to the small-bore pipes without calibration block. There was no calibration block for the small bore pipes because the ASME Code Sec. XI does not require the UT for the small-bore pipe. S. Ali stated that a response to this question will be provided at a later date via email.

Question 5: RI-ISI Program

- 1) We have 10-year-plan for ISI and 6 years have passed, for example. Can RI-ISI be applied for remaining 4 years? If so, is 40% of total RI-ISI inspection points inspected during remaining 4 years? S. Ali explained that the RI-ISI program can be started during a 10 year inspection interval but the minimum percentage inspection requirements of ASME XI must be met.
- 2) If new inspection points are included in the RI-ISI program, is baseline type inspection such as pre-service inspection (PSI) for the new points required before RI-ISI is applied to the plant? S. Ali stated that the current RI-ISI procedures in U.S. do not require baseline PSI of new locations.

Question 6: Methodology

- 1) Are there significant differences between the WOG and EPRI methods in inspection number, characteristics of inspection points, and CDF or LERF? S. Ali stated that these topics would be discussed in detail in the discussion of WOG and EPRI methodologies.

Question 7: Probabilistic Fracture Mechanics

- 1) WOG uses SRRA code for probabilistic fracture analysis. Are there any differences between SRRA and Win-PRAISE Codes? The inputs of the two Codes are different each other. S. Ali stated that these topics would be discussed in detail in the discussion of WOG and EPRI methodologies.

Question 8: PRA

- 1) If WOG method is used, are both CDF and LERF required? S. Ali stated that both changes in both CDF and LERF must be checked in the application of both WOG and EPRI methodologies.
- 2) What is the average increase of risk due to RI-ISI application? S. Ali stated that the NRC has not determined the average increase of risk due to the application of RI-ISI.
- 3) If RI-ISI program should be updated every 10 years, does it mean the PRA should be updated every 10 years? S. Ali stated that the implementation of the RI-ISI program requires updating the PRA on at least the ASME period basis and for any significant plant or industry findings related to pipe flaws and ISI. The details of these living program requirements are still being finalized in the U.S. but the current requirements were discussed in the general discussion of the RI-ISI methodology in other sessions.

Question 9: Augmented Program

- 1) Which augment ISI programs were applied in USA? Is the augment ISI program excluded from the scope of RI-ISI? S. Ali explained that augmented programs include intergranular stress corrosion cracking (IGSCC), flow accelerated corrosion (FAC), thermal fatigue, microbiologically induced corrosion (MIC), break exclusion region (BER) piping ISI, etc. Some of these augmented programs have been included in the RI-ISI programs (IGSCC Category A, thermal fatigue, BER using EPRI methodology) while some are still excluded (IGSCC Category B-G, FAC, BER for WOG methodology is under review).
- 2) Is RI-ISI applied to BER pipe(super Pipe) in USA?. IF so, do you have any documents and guidelines for the review? S. Ali stated that NRC has approved

the application of RI-ISI methodology using EPRI methodology but the WOG methodology application to BER piping is still under review by the NRC. Additional documents requested by KINS will be sent as discussed earlier.

Question 10: Experience and Feedback

- 1) What is the performance monitoring strategy for RI-ISI? This topic has been discussed in detail in various other presentations by S. Ali.
- 2) Do you have any experience of leakage or cracking from the piping welds which are excluded from ISI scope because RI-ISI is applied to the plants? S. Ali stated that we do not have any experience of such leakage.
- 3) Do you have any information on flaw detection frequency after the application of RI-ISI? S. Ali stated that we do not have any results of flaw detection frequency for plants that have implemented RI-ISI.

Question 11: Miscellaneous

If RI-ISI is applied to plants, the risk is expected to reduce, but the piping failure probability is expected to increase. Have you calculated and compared the sum of the piping failure probabilities for all inspection points between ISI by ASME Code Section XI and RI-ISI? S. Ali stated that the piping failure probability is not expected to increase.

8. Electric Power Research Institute Methodology

In the afternoon of November 12, 2003, Dr. Syed Ali discussed the Electric Power Research Institute (EPRI) methodology for RI-ISI of piping. S. Ali summarized the overall EPRI process as consisting of scope and segment definition; consequence evaluation; failure potential determination; determination of risk segments; selection of elements for examination; finalization of program; and performance monitoring. S. Ali explained that the scope may include all Class 1, 2, and 3 piping or an individual Class of piping. S. Ali stated that in the consequence evaluation, both direct and indirect (spatial) effects are considered and that the PRA is used to quantify the conditional core damage frequency (CDF) and conditional large early release frequency (LERF), consistent with RG 1.174. S. Ali explained that in the EPRI methodology, service experience is used to determine pipe failure potential category and further explained the basis and details of this methodology. In the EPRI methodology, piping is divided into segments which is defined as a run of piping for which a failure at any point in the segment results in the same consequence and the potential degradation mechanism is the same at any location in the segment. S. Ali discussed the plant engineering inputs required to implement the methodology. S. Ali explained the concept of EPRI risk matrix and the seven risk categories based on piping failure potential and consequence categories. S. Ali discussed the element and NDE selection process, process for selection of inspection locations, inspection methods, and the criteria for the allowable increase in CDF and LERF for the comparison of ASME XI and the RI-ISI program. S. Ali concluded the discussion with the presentation of results for the RI-ISI program for James A. Fitzpatrick, an example plant for the EPRI methodology.

9. Piping Failure Probabilities

The remainder of the November 11, 2003, meeting consisted of a presentation and discussion by Dr. Syed Ali on the calculation of piping failure probabilities for ISI methodologies. S. Ali presented methods of estimating piping failure probabilities, resources for estimating failure probabilities, pc-PRAISE and SRRA structural mechanics codes, and current status of probabilistic fracture mechanics codes. He presented the background and current status of the pc-PRAISE and SRRA codes. S. Ali then discussed the criteria and issues that should be considered important when judging the acceptability of computer codes used in estimating piping failure probabilities.

10. Visit of KEPRI

In the morning of November 13, 2003, Dr. Syed Ali visited KEPRI and discussed the RI-ISI status in the U.S. This was followed by a discussion Dr. Bag Soon Chung of KEPRI on the risk-informed inservice inspection program for Ulchin Unit 4. Dr. Chung's presentation included discussions of the pilot study in Korea, plants specific information, discussion of results and conclusions. Dr. Bag Soon Chung also provided a comparison of the number of inspections for the Korean pilot plant to that of some of the U.S. plants using the WOG methodology. The main conclusion from the application of RI-ISI to the Korean pilot plant was that the current inspection locations are significantly more than those required by ASME XI. KINS staff member attending the presentation commented that KINS will confirm the results of comparison considering the code class, examination category, number of total welds, reactor design and type, etc. The results also indicate that the RI-ISI inspection locations are close to the number required by ASME XI.

11. Exit Meeting and Conclusions

In the exit meeting on November 13, 2003, the NRC representatives presented the following conclusions and comments:

- 1) The number of inspections for the Korean pilot plant under the RI-ISI program are close to those required by ASME XI. Based on this, one possible approach is to keep the number of inspections as those required by ASME XI but select the locations, inspection methods, etc., based on RI-ISI.
- 2) S. Ali strongly recommended that KINS should send a staff member to the quarterly ASME XI meetings in the U.S. to attend the proceedings of the Working Group on RI-ISI (WG/RI) and other relevant Committees and Groups. He further stated that it would also be more appropriate if a KINS staff member becomes a voting member of the WG/RI.
- 3) S. Ali presented the concept of the ASME Risk Committee (ARISC) within the NRC. This group reviews the ASME generated code cases and code changes related to risk applications. He further recommended that KINS should establish a similar group.

- 4) The NRC representatives stressed that the senior managers of various Korean organizations must accept and support the risk and performance-based concept in order to ensure success of the RIR in Korea.
- 5) The NRC representatives also stressed that all personnel in the Korean nuclear programs must be trained in the understanding, use, and implementation of PRA.
- 6) The NRC representatives further stated that all Korean plants must have updated PRAs.

Pending Actions/Planned Next Steps for NRC:

The NRC will provide to KINS the documents and information listed in Attachment D.

Points for Commission Consideration or Items of Interest:

No Commission action is recommended at this time.

Attachments:

- A. Itinerary
- B. List of Meeting Participants
- C. Documents Obtained
- D. Documents to be Provided to KINS

"On the Margins"

None

Attachment A

Itinerary

- | | |
|----------|---|
| 11/7/03 | Depart United States |
| 11/8/03 | Arrive Seoul, Republic of Korea |
| 11/9/03 | Arrive Taejon, Republic of Korea |
| 11/10/03 | Meeting with Korea Institute of Nuclear Safety
- KINS presentation on RIR in Korea
- Presentation by Dr. Hossein Hamzehee on RIR in U.S. |
| 11/11/03 | Meeting with Korea Institute of Nuclear Safety
- KINS presentation on RI-ISI in Korea
- Presentation by Dr. Syed Ali on RG 1.178 and SRP 3.9.8
- Presentation by Dr. Syed Ali on RI-ISI status in U.S. |
| 11/12/03 | Meeting with Korea Institute of Nuclear Safety |

- Presentation by Dr. Syed Ali on WOG methodology
- Discussion of KINS Questions
- Presentation by Dr. Syed Ali on EPRI methodology
- Presentation by Dr. Syed Ali on piping failure probabilities

11/13/03 Visit Korea Electric Power Research Institute (KEPRI)

- Presentation by Dr. Syed Ali on RI-ISI status in U.S.
- KEPRI presentation on pilot RI-ISI application in Korea
- Exit Meeting

11/14/03 Meeting with Korea Institute of Nuclear Safety

- Review and comment on KINS meeting minutes

11/15/03 Return to United States

Attachment B

List of Meeting Participants

Syed A. Ali, Division of Engineering Technology, RES, NRC
Hossein Hamzehee, Division of Risk Analysis and Applications, RES, NRC
Hho Jung Kim, Director, Regulatory Research Division, KINS
Hyun-Koon Kim, Director, Safety Assessment Division, KINS
Woong-Sik Kim, Principal Researcher, Regulatory Research Division, KINS
In-Goo Kim, Regulatory Research Division, KINS
Young H. Choi, Manager, Principal Researcher, Nuclear Safety Research Department, KINS
Yeon-Ki Chung, Senior Researcher, Mechanical & Material Engineering Department, KINS
Jae-Hun Lee, Director, Planning Division, KINS
Hae-Dong Chung, Mechanical & Material Engineering Department, KINS
Sang Kyu Ahn, Manager, Integrated Safety Research Department, KINS
Jin Ho Lee, Senior Researcher, Mechanical Eng. Department, KINS
Suk-Chull Kang, Manager, Materials Department, KINS
Nak-Cheol Kim, Manager, Mechanical Engineering Department, KINS
Jae Ho Song, Principal Engineer, Mechanical Systems Analysis, KINS
Key Yong Sung, Principal Researcher, KINS
Cheol Sheen, Nuclear Regulation Division Researcher, KINS
Chang-Ju Lee, Regulatory Research Division, KINS
Han-Chul Kim, Fuel Cycle Facilities, KINS
Kilyoo Kim, Integrated Safety Assessment, Korea Atomic Energy Research Institute
Sang Hoon Han, Integrated Safety Assessment, Korea Atomic Energy Research Institute
Seung-Cheol Jang, Integrated Safety Assessment, Korea Atomic Energy Research Institute
Bag Soon Chung, Senior Manager, PSA Subgroup, Korea Electric Power Research Institute
Myung-Ki Kim, Principal Member, PSA Subgroup, Korea Electric Power Research Institute
Seung-J Oh, Group Leader, O&M Support Group, Korea Hydro & Nuclear Power Co

Attachment C

Documents Obtained

1. Consulting Schedule, Risk-Informed Inservice Inspection.
2. Development of Models for Risk-informed and Performance-based Regulation, presented by Woong-Sik Kim, Principal Researcher, Regulatory Research Division, KINS, November 10, 2003.
3. RI-ISI Status in Korea, presented by Young H. Choi, Manager, Principal Researcher Nuclear Safety Research Department, KINS, November 11, 2003.
4. KINS Questions on RI-ISI, prepared by Yeon-Ki Chung, Senior Researcher, Mechanical & Material Engineering Department, KINS.
5. Risk-Informed Inservice Inspection Program for Ulchin Unit 4, presented by Bag Soon Chung, Senior Manager, PSA Subgroup, Korea Electric Power Research Institute, November 13, 2003.

Attachment D : Documents to be Provided to KINS

1. Current Copies of Code Cases:
 - (a) ASME Code Case N-XXX," Risk-Informed Requirements for System Pressure Test Boundaries, Testing Frequencies and Corrective Actions" Section XI, Division 1.
 - (b) ASME Code Case N-XXX," Minimum Examination Coverage Requirements for Class 1 and Class 2 Piping Welds" Section XI, Division 1.
 - (c) ASME Code Case N-XXX," Alternate Requirements for Classification, Inservice Inspection, Pre-service Inspection and Repair/Replacement Activities" Section XI, Division 1.
 - (d) ASME Code Case N-XXX," Application of Risk-Informed Insights to Increase the Inspection Interval for Pressurized Water Reactor Vessels" Section XI Division 1.
 - (e) Non-mandatory Appendix X, " Risk-Informed Requirements for Piping."
2. Licensee Topical Report and NRC Safety Evaluation Reports (SER):
 - (a) Westinghouse Topical Report to RI-ISI (BER Piping)
 - (b) EPRI Topical Report (TR-112657) to RI-ISI (Piping) including SER
 - (c) EPRI Topical Report to RI-ISI (BER Piping) including SER
 - (d) Plant Specific SER (if possible)
 - Licensing Submittal Template of WOG and EPRI method
 - 3 Sample of Units applied WOG (2 Partial, 1 Full)
 - 3 Sample of Units applied EPRI (2 Partial, 1 Full)
3. Statistics of RI-ISI application in U.S.
 - (a) List of Plants, Methods (EPRI or WOG), Scope: Class 1, Class1/2, Full, Date of Submittal, Date of Approval, etc.
4. Piping Failure Probabilities Code:
 - (a) Details of how to consider the dissimilar welds and stainless cladding attached to the carbon steel piping in SRRA Code.
 - (b) Detailed methods and results of benchmark evaluation performed by the
 - (c) PNNL to compare the pc-PRAISE and SRRA codes.
- 5) NUREG Report:
 - (a) NUREG-1661, " Technical Elements of Risk-Informed Inservice Inspection Programs for Piping."
- 6) Response to KINS questions:
 - (a) If small-bore pipes less than 4 inch are included in RI-ISI program, is it possible to UT inspection to the small-bore pipes without calibration block. There was no calibration block for the small bore pipes because the ASME Code Sec. XI does not require the UT for the small-bore pipe (Question 4(2) in Discussion). KINS also requested information on the current U.S. status and regulatory position on the small bore piping inspections as augmented examinations. KINS also requested information on inspection of small bore piping segments classified as High Safety Significant (HSS).
 - (b) Information or charter of the ARISC group within NRC.