

KINS/RR-377

원자력 안전 규제기술 개발

Development of Nuclear Safety Technology

원전설비 운전성능평가 규제기술 개발

Development of Regulatory Techniques for Operational
Performance Evaluation of Nuclear Power Plants

LERF 평가방법론 기술현황분석

2006. 1



한국원자력안전기술원
KOREA INSTITUTE OF NUCLEAR SAFETY

제 출 문

한국원자력안전기술원장 귀하

본 보고서를 “원자력안전 규제기술 개발” 과제 중 세부과제인 ‘원전 설비 운전 성능 평가 규제기술 개발’의 세부 항목으로 LERF 평가방법론 기술현황분석에 관한 주제별 보고서로 제출합니다.

2006년 1 월

연구부서명 : 규제기술연구부

총괄연구책임자 : 최 영 환

주관연구책임자 : 이 창 주

참 여 연 구 원 : 이 창 주

박 주 엽

오 규 명

요 약 문

I. 제 목

LERF 평가방법론 기술현황분석

II. 연구개발의 목적 및 필요성

규제자가 원자력설비의 운전 안전성 확인을 수행하고 각종 설비의 적절한 성능에 대한 확신을 갖기 위해 규제조직은 각 분야에 대해 최신의 기술력을 보유하고 독자적인 검증평가 능력을 확보하고 있어야 한다. 리스크정보에 기반하는 원전 사업자의 선택적인 인허가 변경 신청이 이루어질 경우, 제출된 안전성 분석 문서의 핵심은 PSA 수행결과가 된다. 규제측에서 PSA 수행결과의 타당성을 평가하고, 도출된 리스크 관련 안전현안에 대한 규제요건 수립을 위해서는 독립적이고 간편한 리스크 평가모델 및 체계를 구축할 필요가 있다. 이 리스크 평가모델 및 체계는 사업자의 PSA 모델과는 독립적인 것으로서 향후 위험도 정보활용 규제 검토 지원과 규제업무에서의 직접적인 활용을 목적으로 하는 것이다. 이로서 사업자가 제공하는 위험도 정보의 불확실성을 객관적으로 확인하고 총체적 리스크 평가결과에 대한 규제 의사결정체계 및 능력을 확보할 수 있다. 또한 원전의 각종 안전설비들의 운전중 리스크 수준을 확인하고 평가할 수도 있다.

III. 연구개발의 내용 및 범위

리스크 정보에 대한 규제자의 독자적인 검증평가 기법을 수립하기 위한 일환으로 2단계 PSA 결과에서 나타나는 대량조기방출빈도 (LERF) 척도에 대한 기술현황을 정리하였다. 연구는 일차적으로 2단계 PSA 분석기법의 기본 내용과 더불어 단순화된 LERF 평가방법에서 나타나는 격납건물 사건수목 평가 기술현안을 중심으로 수행하였다. 또한 ASME PSA 표준지침의 등급 II의 내용을 기반으로 현재 NRC 등에서 고려중에 있는 LERF 평가요건을 분석하였다.

IV. 연구개발결과 및 활용에 대한 건의

현재 국내 모든 원전은 PSA를 수행하고 있으며, 2007년까지 사업자의 위험도 감시 프로그램이 제출될 예정이다. 사업자의 PSA 수행결과와 위험도감시 프로그램은 현재 인허가기준 변경 (RIR Option 1), 가동중 정비 최적화 등에 활용될 것으로 전망된다. 따라서, MPAS 모델 개발을 통해 이런 요구사항을 규제 측에서 평가하고 검증할 수 있다.

LERF 평가에 관한 MPAS 모델은 위험도 정보활용 규제체제의 핵심 기반을 이루는 사항으로서 제반 사고/사건 심각성 평가 및 현안 해결에 있어 기초 판단자료로 활용될 수 있다. 또한 이는 원전의 안전목표를 충족시키기 위한 사업자의 설계, 운영 및 정비조치의 적합성을 평가할 수 있게 한다. 당 연구는 향후 MPAS 모델에서 구축되는 LERF 모델 정립을 위한 기술기반으로 적용될 수 있을 것이다.

SUMMARY

I . Project Title

State of the Art on LERF Assessment Methodology

II . Objective and Importance of the Project

If a regulator wants to have the assurance whether or not good performance of any nuclear facilities has been preserved and to perform the verification of those operational safety, it is required that the regulatory organization follow the state-of-the-art technology for every technical fields and keep up the capability for independent regulatory assessment. If licensee's optional submittals for change of licensing basis (CLB) based on available risk information would be taken, the key item among these submittal documents could be a PSA report. In case a regulatory side, in order to assess the validity of PSA results and to establish regulatory requirements for relevant safety issues we have to develop an independent and convenient risk assessment model and/or framework. As this model and framework is implicitly independent on the licensee's PSA model, it has a primary objective directly for applying to the risk-informed regulatory affairs and for supporting those kinds of works. According this, the regulator can take an objective view for the uncertainty of risk information made by the licensee and keep up the capability and decision-making framework for overall risk assessment results. In addition, the regulatory model may be used to verify and validate the operational risk levels of all engineered safety features of nuclear power plants (NPPs).

III. Scope and Contents of the Project

The state-of-the art for estimating LERF is considered for the regulatory risk-informed decisions. The consideration is mainly focused on (1) the relationship between Level 2 PSA and LERF evaluation methodology, (2) the standard requirements in terms of modeling preparation and the acceptance criteria, and (3) some pending issues for developing a simplified LERF model.

IV. Results and Recommendations for Application

All the domestic operating NPPs are being prepared the PSA, and the risk monitoring program for those NPPs will be submitted to the government until 2007. These licensee's PSA results and program are expected to be utilized in the submittals of CLB (RIR option 1), operational maintenance optimization, and so on. Through the regulatory model development, therefore, the regulator can evaluate and verify these utilizations.

As the MPAS model for LERF evaluation will be a basis for the risk-informed regulation, it can be applied as a fundamental decision-making rationale in terms of assessment for events/incidents' significance and for issue resolution. Furthermore, it may be able to evaluate all kinds of licensee's actions for design, operation, and maintenance which need to meet the safety goals for NPPs.

목 차

제출문	i
목 차	vi
1. 서 론	1
2. 2단계 PSA 방법론	4
가. 개요	4
나. 2단계 PSA 목적	4
다. 방법론 개관	5
3. LERF 분석 규제요건	13
가. LERF 분석 목적	13
나. 상위 수준 분석 요건	14
다. 보조 분석 요건	15
4. LERF 평가 방법론	22
가. LERF 정의	22
나. LERF 해석 기초	23
다. 각 LERF 해석 방법 비교	23
라. LERF 해석 현안	24
5. 결론 및 향후 계획	31
6. 참고문헌	32
부록 1. 국내외 LERF 관련 연구현황 목록	36

1. 서론

규제 검토에 있어 확률론적 안전성평가 (PSA) 결과는 결정론적 기준과 더불어 종합적 의사결정에 대한 지원 정보로서 그 의의가 있다. 이런 PSA 결과는 따라서 그 타당성이 적절히 입증되어야 하므로 이를 검증하고 관련 규제 안전현안에서 규제입장을 정립하기 위한 규제자의 노력이 요구되고 있다. 이 노력의 일환으로 2단계 PSA 분야를 포함한 독립적인 규제자용 PSA 모델 개발이 필요하다. 규제자용 PSA 모델은 명백히 인허가신청자/사업자의 PSA 모델과 독립성을 유지하여야 하며, 그 목적은 사업자의 리스크 정보 활용사안이거나 사건/사고의 평가에 있어 리스크 정보의 불확실성을 감안한 규제 의사결정 지원에 일관성과 독립성을 유지하기 위함이다.

미국 NRC의 리스크 정보 활용 지침개발 활동의 일환으로 SECY-97-287등에서 언급된 안전목표를 고유의 발전소에 적용하고자 할 때 사용되는 척도로는 노심손상빈도(CDF)와 더불어 대량소외방출빈도(LERF)가 있다. LERF는 정량적 보건 목표로부터 도출된 격납건물 성능기준으로서 국내외적으로 다양한 정의가 존재하지만 보통 격납건물 외부에서 주민의 소개(evacuation)을 전제한다는 가정에서 1인의 즉발사망이 가능할 정도의 방사능 (CsI, TeO₂ 등 핵분열생성물) 누출량을 유발할 수 있는 사고빈도로 정의한다.

LERF는 미국 NRC의 규제지침 Reg. Guide 1.174에서 사용되는 정량적

리스크 평가 척도의 하나이며, CDF에 비해 많이 적용되지는 않지만 격납건물 성능과 관련된 리스크 정보 활용 사안에서는 오히려 더 비중있게 검토되어야 하는 척도이다. 이 보고서는 리스크 정보 활용에서 의사결정 허용기준 등으로 적용되는 LERF 평가척도를 현재 어떻게 모델링하여야 하는지에 대한 기술현황을 제시하였다. 또한 기술현황 분석과정에서 지금까지의 2단계 PSA 방법론에 대한 고찰도 수행하였다. 이 보고서에서는 적절한 LERF 평가모델을 구축하고자 할 때 고려되어야 하는 기술적 현안에 대한 고찰과 더불어 최적의 단순화된 격납건물 사건수목 기법을 이용한 LERF 평가모델을 제시하고자 하였다.

지금까지의 관련 연구이력 조사

부록 1에서는 국내외 LERF 관련 연구 현황을 정리하여 목록화하였다.

김명기 (2001) 등은 국내 원전의 LERF를 정의하기 위한 “Large” 및 “Early” 기준을 제시하고 각 기준별로 영광 5,호기를 대상으로 적용된 빈도 값을 계산하였다. 또한 김명기 (2002) 등은 LERF 계산 방법별로 결과를 평가하고 추가 연구가 필요한 현안들을 언급하였다.

한석중 (2002) 등은 울진 3,4호기 리스크 모니터링을 위해 사용되는 LERF 추정 방법론을 논의하였다. 또한 그는 2단계 PSA 분석 정보가 주어진 경우 제안된 LERF 추정 방법론이 정보의 손실을 유발하는지 조사하였다.

최성수 (2003) 등은 중수로형에 대해 전출력 운전시 LERF 추정을 위한 방법론을 제시하고 결과를 추정하였다.

안광일 (2005) 등은 상세 2단계 PSA 모델에서 규칙 기반으로 전환되는 LERF 방법을 제안하고 LOCA 사고경위의 서로 다른 그룹핑에 따른 불확실성분석을 수행하였다.

미국 INEEL의 Brownson (1999) 등은 사고경위전조 (ASP) 프로그램에 적용될 수 있는 LERF 추정 방법론을 NUREG-1150의 APET 모델을 참조로 하여 제시하였는데 이에는 6개 PWR 로형과 4개 BWR 로형이 고려되었다.

2. 2단계 PSA 방법론

가. 개요

2단계 PSA는 모든 발생 가능한 중대사고 스펙트럼의 전반적 내용과 격납건물 파손/고장을 유발하는 주요 현상에 대한 고찰사항을 제공한다. 이 결과는 노심손상 영향을 완화시키도록 만들어진 설비들이 충분한지 판단하고 조치를 결정하는데 사용되어 왔다. 이 판단에는 또한 격납건물이 적합하게 강건한지 그리고 수소제어계통 등의 방호계통들이 방사능 물질의 소외 방출을 억제하는 적정 수준의 방호를 제공하는지가 포함된다. 2단계 PSA는 1975년에 발간된 WASH-1400에서부터 도입되어 왔으며 다양한 설계의 원전들에 대해 적용되고 그 방법론이 향상되어 왔다.

나. 2단계 PSA 목적

2단계 PSA는 1단계 PSA에 이어 수행되며 노심손상 사고경위가 격납건물을 위협하고 환경으로 방사능을 누출하는 상세 분석내용을 제공한다. 그 분석 목적은 다음과 같다.

- 어떻게 중대사고가 진전되는지 고찰을 얻고 발전소 고유 취약성을 파악함.
- 어떻게 중대사고가 격납건물을 위협하는지 결정하고 주요 고장형태를 파악함.
- 환경으로 나가는 방사능 누출량을 추정함.

- 안전목표와의 비교를 목적으로 환경으로 나가는 조기 대량 방사능 방출의 전반적 빈도를 결정함.
- 현상, 계통 및 모델링 가정을 포함하여 다양한 불확실성의 영향을 평가함.
- 발전소 고유 사고관리 수단을 파악하기 위한 기준을 제공하고 중대사고 영향을 완화하는 효과성을 결정함.
- 높은 리스크 심각성을 갖는 불확실성 분야를 언급하는 연구활동을 파악하고 순위화하기 위한 기준을 제공함.
- 소외 비상계획을 개발하기 위한 입력을 제공함.

따라서 2단계 PSA는 발전소 고유 특성과 중대사고 잠재성을 고려하는 종합적 분석을 제공한다. 또한 분석은 중대사고 조건을 제어하는 추가적인 방호수단의 이행에 대한 주요 입력을 제공한다. 따라서 분석에서는 사고 과정 동안 발생하는 복잡한 물리화학적 분석이 포함되는데 이는 대부분 실험적 자료가 제한된 것들이다. PSA 특성 때문에 분석은 보수적 가정에 의해 결과가 왜곡되지 않도록 가능한 한 최적의 방법론, 가정사항 및 데이터에 기반하여야 한다.

다. 방법론 개관

2단계 PSA를 수행하는 전반적 과정은 대체로 다음과 같다.

- 발전소 손상상태(PDS)를 정의한다.
- 사건수목 방법을 이용하여 사고 진전과정분석을 한다.

- 사건수목으로 나타난 사고경위들을 정량화한다.
- 방사선원항 분석을 한다.

그러나 분석 방법의 상세성 측면에서는 다소 차이가 있다. 이는 예로서 PDS 개수를 정의하고, 사건수목분석에서 가지 수와 최종 상태를 정의하는 방식의 차이로 기인한다. 하지만 이런 차이점은 관련 요소들이 개별 단계에서 필요한 만큼 취급되고 요구되는 정보가 적절히 제공된다면 분석 결과의 품질에 영향을 주진 않을 것이다.

1) PDS 정의

노심손상을 유발하는 사고경위는 1단계 PSA에서 확인된다. 이 사고경위들은 2단계 PSA의 입력으로 작용하는데 상당히 많은 개수가 존재하기 때문에 그룹핑될 필요가 있다. 이 그룹들이 PDS로 취급되는데 보통 사고 상황이 격납건물에 위협을 주고 환경으로 방사능이 방출되도록 진전되는 항목들로 정의된다. 이런 항목들로는 다음과 같은 것이 있다.

- 발생한 초기사건의 형태
- 일차 계통 압력
- 안전 계통 및 지원 계통들의 가용 상태
- 격납건물 보호 계통 상태
- 격납건물 건전성 여부

PDS는 1단계 PSA와 2단계 PSA 중간 단계로서 작용하며, 중대사고 진전을

위한 초기 조건들을 정의한다.

2) 사고 진전과정 분석

사고 진전과정 분석은 보통 사건수목 방식을 사용해 수행되는데 이는 “격납건물 사건수목 (CET)” 또는 “사고진전 사건수목 (APET)”라고 명명되어졌다. 이는 격납건물에 위협을 주게끔 이끄는 모든 주요 현상들을 모델링하도록 요구한다.

사건수목에서 노드(node)는 노심손상에서 격납건물 파손까지의 사고진전에 대한 장기적 또는 단기적 시간 경과에 따라 나열된다. 사건수목에서 노드들은 보통 특정 현상이 분석에서 언급된 각 시간 축에서 발생되는지, 안전계통이 회복되는지, 사고관리 조치가 수행되는지, 격납건물 고장이 발생하는지 등을 물어보는 일련의 질문들로 구성된다. 따라서 충분한 시간 경과와 노드들이 발생하는 모든 주요 현상들을 고려하기 위하여 정의될 필요가 있다.

일반 방식은 동일한 시간대를 갖고 각 PDS에 동일한 질의가 가능한 사건수목 구조를 정의하는 것이다. 그러나 실제 사건수목은 PDS에 의해 정의된 서로 다른 초기 조건들로 인해 달라지게 된다. 사건수목의 최종점은 발생한 사건의 사고경위와 격납건물 상태를 정의한다.

사건수목 작성에 두 가지 방식이 사용되어 왔는데 하나는 20 내지 30개

정도의 노드를 갖는 “소규모 사건수목”이고 다른 것은 100개 이상의 노드를 갖는 NUREG-1150에서 사용된 것과 같은 “대규모 사건수목”이다. 부가적으로 “소규모 사건수목”의 같은 정점사건의 정량화에서 사용되는 방식으로 “분해 사건수목”이 사용되거나 상세 처리를 위해 고장수목이 사용되기도 한다.

사건수목 작성과 분석에 있어 열수력분석, 격납건물 성능분석, 핵분열 생성물 거동 분석 등을 포함한 지원분석을 필요로 한다.

3) 격납건물 성능 분석

격납건물 고장/파손이 일어날 수 있는 많은 길이 있다. 이 가운데에서 격납건물 격리고장과 격납건물 우회 사건이 통상적으로 PDS의 정의에 포함된다. 2단계 PSA는 어떻게 격납건물이 노심손상 이후 겪은 현상의 결과로 놓여진 부하(load)로 인해 거동하는지 언급하고 고장/파손이 일어날 수 있는지 여부를 결정한다.

격납건물 위협 상황으로 다음이 대표적이다.

- 급속 가압 (증기폭발 또는 수소 연소 등에 의함) 또는 저속 가압 (비응축 기체 생성으로 인함)
- 고온 (격납건물 직접 가열에 의함)
- 격납건물과 라이너의 부식 (용융 노심물질 접촉에 의함)

이런 상황들은 격납건물 내에 어떤 압력/온도 조건이 형성되는지 그리고 발생한 고장과 연관된 기준은 무엇인지 결정하는 구조분석에 기반을 둔다. 분석은 격납건물의 실제 설계와 관련되며, 출입문, 관통부, 밀봉부 및 다른 취약 위치 등을 고려하게 된다. 발생 가능성은 압력 및 온도 함수로 추정된다. 또한 어떻게 잠열 (residual heat) 수준과 냉각 가용성의 함수로서 격납건물 바닥 파손이 일어날 수 있는지 결정하는 것이 필요하다. 이로서 파생되는 방사성 물질의 누출은 격납건물 파손이 일찍 또는 늦게 일어나는지 여부에 따라 좌우된다.

4) 모델 정량화

분석의 다음 단계는 파악된 사고경위 빈도를 정량화하기 위하여 CET를 정량화하는 것이다. 이에 요구되는 자료는 PDS 빈도와 분기 점에서의 조건부 확률이다. 2단계 PSA에서 부여된 확률은 사건 X가 시간대 Y에서 발생하는 상황에 대한 분석자의 “신념의 정도(degree of belief)”를 표현한다. 이 값은 가용한 정보 원천에서 지원받게 되는 판단과정으로부터 유도된다. 이 판단과정을 보다 더 추적할 수 있게 만드는 것은 DET와 같은 방법을 사용하는 것이다. 비록 약점이 있다 하더라도 이 접근방법은 2단계 PSA 방법론의 일부로서 확고하게 정립되어 있다. 사건수목의 정량화는 또한 사건수목분석에 적용된 노드들 간의 상관성을 고려하는 것이 필요하게끔 한다. 이 상관성은 지원계통 간의 종속성, 연속적으로 나타나는 현상의 시간적 종속성, 그리고 사고관리 절차를 수행하는 인적 행위간의 종속성 때문에 발생한다.

현재의 방법론 한계성을 극복하는 최근의 주목할만한 개발사항에는 ROAAM 방법론 및 IRSN에서 적용한 물리적 모델의 사용을 포함한다. 1단계 PSA와 달리 2단계 PSA에는 판단의 품질의 기반이 되는 인정되고 권위있는 데이터베이스가 없다. 그러나 한편으로 많은 최근의 2단계 PSA는 아직도 참조연구로서 NUREG-1150에서 주어진 근거에 의존한다.

2단계 PSA를 수행하기 위해서는 다수의 발전소 및 격납건물 상태가 취급되고 이를 위한 전산도구가 개발되어야 한다. 이에는 2단계 PSA 고유 특성에 적용하기 위한 특별한 코드를 포함한다. 몇몇 코드의 경우는 불확실성 분석이 가능하다.

2단계 PSA의 대표적 결과는 분석에서 정의된 누출 범주들의 빈도이다. 그러나 가장 보편적인 것은 LERF로 알려져 있다. LERF의 L(large)은 종종 노심 재고량의 일정 비율로 정의되는 방사성 물질의 특정 양보다 큰 것으로 정의한다. 왜냐하면 이 값이 LERF의 확률론적 기준과 비교될 수 있기 때문이다.

5) 방출군 분석

사건수목분석은 다수의 최종점을 갖게 되는데 이는 보통 유사한 방사선학적 특성을 갖는 그룹으로 범주화(source term category: STC)되어진다. 정의된 이 범주의 집합이 방사성 물질 누출의 완전한

스펙트럼을 포괄하기 위해 필요하다.

STC는 누출되는 각 동위원소 양의 향으로 정의된다. 이는 방사성 물질 휘발성, 핵연료로부터의 누출, 핵분열 생성물의 1차계통 및 격납건물 내 유지 등을 고려한다. 누출 특성은 또한 누출 시작 시점, 기간, 위치, 에너지량, 입자크기 분포의 향으로도 정의한다. 각 STC 빈도는 부여된 사건수목 최종점들의 합계가 된다.

NUREG-1150 연구 이전에는 분석도구의 제약성 때문에 정의된 핵분열 생성물 누출 및 이송 특성에 기반한 표 형태로 부터 STC가 정의되었지만 지금은 분석도구의 발달로 특정 사고경위에 대한 방사선원향이 직접 생성된다.

2단계 PSA가 3단계 PSA로 확장된 사례가 상대적으로 적기 때문에 격납건물 사건수목의 최종점은 핵분열 생성물 누출 및 이송 메커니즘 그리고 누출경로 및 크기와 연관된 요소(attribute)에 따라 범주화된다. 범주화 절차는 각 STC의 방사선원향 생성을 포함하여 상대적으로 잘 정립되어 있다.

6) 전문가 판단과정 및 불확실성 분석

2단계 PSA에는 발생 현상에서 고려되어야 하는 불확실성이 존재하며, 명확한 분석이 가능하지 않은 분야가 많다. 이는 현재 허용가능한

기술현황이 없거나 관련 자료가 부재하거나 높은 변위성을 갖고 있기 때문이다. 이런 경우 통상 분석에서 전문가 판단을 활용, 병입한다.

다수 전문가의 의견을 추출하고 조합하기 위한 구조적 접근방식을 개발할 필요가 있다. 이런 판단에서는 이미 수행되었던 발전소 고유분석, 다른 유사 발전소 분석과 적용 가능한 연구들을 고려할 필요가 있다.

2단계 PSA에서 불확실성은 다음과 같은 이유로 발생한다.

- 1) CET 정량화에 사용되는 기본 모수에서의 “모수 불확실성”
- 2) 현상 파악의 불완전한 지식, 모델링 불완전성 또는 단순화의 결과로 파생되는 “모델 불확실성”
- 3) 분석에 포함되지 않은 어떤 사고경위 또는 고장 존재 등과 같이 분석의 완결성과 연관되는 “완결성 불확실성” (이는 분석에 대한 동반 전문가 검토를 통해 감소될 수 있다.)

어느 정도는 2단계 PSA 자체가 정량화과정에서 불확실성을 언급한다. 왜냐하면 사건수목의 분기점 확률이 불확실성이 포함된 가능한 결과에 대한 분석자의 믿음의 정도와 연계되기 때문이다. 따라서 격납건물 사건수목 방법론은 불확실성을 명백하게 언급할 수 있는 체계를 제공한다. 하지만 대다수 2단계 PSA에서 불확실성분석은 주로 단순한 민감도분석의 형태로 수행되어왔다. 이는 결과가 종합적 PSA 체계내에서 통계적 적합성을 제공하지 못한다 하더라도 실질적 접근방식을 나타낸다.

3. LERF 분석 규제요건

LERF 분석 규제요건에 관한 국내 방침은 정해지지 않은 상태이다. 당 사항은 국제적으로 현재 개발되고 있는 ASME standard[3]에 근거하여 정리한다. ASME standard는 리스크 정보 활용 사안에 있어 PSA 품질요건을 적용 범주별로 제시한 지침으로서 초기사건 분석 분야를 포함한 대다수의 1단계 PSA 분야와 더불어 LERF 분석에 대한 품질요건을 제시하고 있다.

가. LERF 분석 목적

LERF 분석 목적은 발전소 고유 노심손상 시나리오에 근거하여 조기 대량 방출 기여자를 파악하고 정량화하기 위한 것으로서 다음 사항들을 포함한다.

- (1) 평가방법론은 명확하고 1단계 PSA 방법과 더불어 일관성이 있어야 하며, 1단계 PSA로부터 전환이 적절히 이루어져야 한다.
- (2) 사고경위를 변경할 수 있는 주요 운전원 조치, 완화계통 및 현상은 LERF 분석에서 사용되는 사건수목 구조와 사고경위 정의에서 적합하게 포함되어야 한다.
- (3) 필요할 경우, 종속성이 사고경위 모델 구조에 반영되어야 한다.
- (4) 사고경위에 모델링된 개별 기능 성공, 조치시간, 운전원조치 시점과 기기 회복조치를 지원하기 위한 성공기준이 유효하여야 한다.
- (5) 종점상태가 LERF 인지 LERF가 아닌지가 분명히 정의되어야 한다.

나. 상위 수준 분석 요건

1) 발전소 손상분석

노심손상 사고경위는 그 자신의 사고 경과 속성에 따라 발전소 손상상태로 그룹화되어야 한다.

2) 사고 경과 분석

(1) LERF 평가는 발생 가능한 중대사고 현상의 분석을 포함하여야 한다.

(2) LERF 평가는 격납건물 계통 성능의 분석을 포함하여야 한다.

(3) LERF 평가는 격납건물 구조물 능력의 분석을 포함하여야 한다.

3) LERF 평가

(1) 조기 대량 방출을 유발하는 서로 다른 격납건물 고장모드 빈도는 정량화되고 통합 되어야 한다.

(2) LERF는 리스크에 중요한 요소들을 포착하고 불확실성 원천을 이해하는데 도움이 될 수 있는 방식으로 정량화되어야 한다.

4) 문서화

LERF 분석 문서화는 사용된 분석과정을 기술하고 분석 가정사항과 근거를 상세히 제시함으로써 향후의 개정이나 활용뿐 아니라 동반검토를 용이하게 할 수 있는 방식으로 수행되어야 한다.

다. 보조 분석 요건

1) 발전소 손상분석

LE-A1	<p>LERF 에 영향을 줄 수 있는 1 단계 종점상태의 물리적 특징을 파악한다. 참조 사례로 다음을 포함한다.</p> <p>(1) 노심손상 상태에서의 일차계통 압력</p> <p>(2) 비상노심냉각계통 상태</p> <p>(3) 격납건물 격리 상태</p> <p>(4) 격납건물 열제거 상태</p>
LE-A2	<p>LE-A1 에서 파악한 물리적 특징을 유발하는 사고경위 특징을 파악한다. 참조 사례로 다음을 포함한다.</p> <p>(1) 초기사건 형태: 과도사건? LOCA? Bypass?</p> <p>(2) 전원 상태</p> <p>(3) 살수, 팬냉각기, 점화기, 배기계통 등 격납건물 안전계통 상태</p>
LE-A3	<p>사고경위를 발전소손상상태(PDS)로 모을 수 있는 방법을 선정한다. 이 방법에는 사고경위의 확장이나 브리지 수목(bridge tree)의 개발 등과 같은 방식이 포함될 수 있다.</p>
LE-A4	<p>사고경위를 확장하고 브리지 수목(bridge tree)를 구성하거나 1 단계 정보를 LE-A1 및 LE-A2 의 특징을 명확히 고려할 수 있게 전달한다. 또한 종속성이 적절히 취급되는지 확인한다.</p>
LE-A5	<p>종점상태 물리적 특징 정보 (AS-A8, LE-A1 ~ LE-A4)에 기반하여 발전소손상상태를 정의한다.</p>

2) 사고 경과 분석

LE-B1	LE-A 요건에 의해 파악된 것으로서 LERF 평가에 영향을 줄 수 있는 중대사고 현상을 포함한다. 전문가 판단에 의해 결정되건 과거의 발전소 분석에 의해 결정되건 간에 적합한 정도로 고유의 발전소 현안을 포함한다.
LE-B2	격납건물에 주요한 위협으로 가능한 경우 현실적인 격납건물 부하 (온도, 압력 등)를 사용한다. 보수적 취급은 대단하지 않은 LERF 기여자인 경우에 사용할 수 있다.
LE-B3	중대사고 진전동안 격납건물과 RPV/RCS 반응을 모델링하기 위하여 발전소 고유 격납건물 열수력분석을 사용한다.
LE-C1	격납건물 위협 및 고장모드와 일관되는 LERF 시나리오를 파악하기 위하여 격납건물 사건수목 또는 유사 구조를 개발한다.
LE-C2	노심손상 시점 이후 가능한 운전원조치의 실질적 취급을 포함한다. 각 보수행위는 적절히 정당화될 수 있는 경우 고려된다. EOP/SAMG, 절차화된 조치 또는 기술지원센터 지침과 일관된 인적고장사건(HFE)를 사용한다.
LE-C3	현실적인 LERF 예측을 제공하는데 필요한 분기점을 포함한다. 운전원에 의한 완화조치, 방사능물질 누출에서 핵분열 생성물 세정의 효과 그리고 이점이 있을 것으로 예견되는 고장을 선택적으로 포함하는 것은 허용가능하다. 단 이와 같은 것들을 포함할 경우 기술적 근거를 제시한다.

LE-C4	현실적인 계통 성공기준을 사용한다. 보수적인 계통 성공기준은 덜 두드러진 LERF 기여인자에 대해 사용할 수 있다.
LE-C5	계통분석에 관한 적용요건과 분석의 수준이 일관되는 LERF 를 지원하기 위한 계통 모델을 개발한다.
LE-C6	인간신뢰도분석에 관한 적용요건과 분석의 수준이 일관되는 LERF 를 지원하기 위한 HFE 를 개발한다.
LE-C7	적정한 분석의 수준에 따라 사고경위분석에 관한 적용요건과 일관되는 LERF 사건수목의 사고경위 종속성을 포함한다.
LE-C8	기기의 연속 운전과 운전원 조치에 대한 격납건물 환경 영향을 가능한 한 현실적으로 처리한다. 보수적인 처리는 덜 두드러진 LERF 기여인자에 대해 사용할 수 있다.
LE-C9	기기의 연속 운전과 운전원 조치에 대한 격납건물 고장 영향을 가능한 한 현실적으로 처리한다. 보수적인 처리는 덜 두드러진 LERF 기여인자에 대해 사용할 수 있다.
LE-C10	격납건물 우회사건을 가능한 한 현실적으로 처리한다. 세정효과에 의해 누출 등급이 감소되도록 취급된 신뢰요인은 정당화한다.
LE-D1	LERF 를 유발하는 두드러진 위협에 대한 격납건물 극한 능력을 결정한다. 주요 격납건물 고장모드에 대해 현실적인 격납건물 극한 능력 분석을 수행한다. 분석은 약간의 보수적인 모수들을 포함할 수 있다. 격납건물 밀봉, 관통부, 해치 및 배기관 벨로우의 영향을 평가한다. 만약 평가 지원을 위해 일반 계산결과가 사용된다면 원전 적용성을 정당화한다.

LE-D1 (계속)	수소농도가 잠재적 폭발(detonation)을 일으킨다고 예상되지 않는다면 준-정적 격납건물 성능평가는 허용가능하다. 이러한 고려사항은 저체적 격납건물의 경우 고려될 필요가 있다.
LE-D2	고장/파손 위치가 LERF 로서의 사건 분류에 영향을 미칠 때 이를 현실적인 발전소 고유의 격납건물 평가에 기반하여 정의한다.
LE-D3	주요한 고장모드에 대한 계통경계부 고장확률분석을 수행한다. 고장확률 평가는 보수성을 포함할 수 있다. 분석은 배관, 방출밸브, 펌프 밀봉의 거동과 적용가능한 온도 및 압력 조건에서의 열 교환을 포함한다. 만약 유사 원전을 위해 생성한 일반 분석결과가 사용된다면 원전 적용성을 정당화한다.
LE-D4	주요 증기발생기 세관 파손모드에 대하여 2 차측 격리능력 분석을 수행한다. 능력 평가는 보수성을 포함할 수 있다. 만약 유사 원전을 위해 생성한 일반 분석결과가 사용된다면 원전 적용성을 정당화한다.
LE-D5	실질적인 경우, 현실적인 방법으로 유도된 증기발생기 세관 파손을 취급한다. 보수적 취급이 적용된다면 적용성을 정당화한다.
LE-D6	현실적인 방법으로 격납건물 격리를 취급한다. 보수적인 처리는 덜 두드러진 LERF 기여인자에 대해 사용할 수 있다. 격납건물 격리계통의 고장과 자동 격리설비를 갖추지 않은 안전계통 상태에 대한 고려사항을 포함한다.

3) LERF 정량화

LE-E1	적절한 분석 수준에 맞게끔 하면서, 기기 및 운전원에 대해 발전소 중대사고 조건을 고려하는 사항을 포함하여 인간신뢰도분석 및 데이터분석 관련 허용요건과 일관되게 LERF 분석에 사용되는 모수 값을 선정한다.
LE-E2	주요 LERF 사고경위에 대해 가능한 한 현실적인 모수 추정방법을 사용한다.
LE-E3	적절한 분석 수준에 맞게끔 하면서, 발전소 손상상태로부터 시작하여 정량화 관련 적용요건과 일관되게 LERF 를 정량화한다.
LE-F1	LERF 에 대해 주요하게 기여하는 인자를 목록화한다. 이런 예로서 HPME, 증기폭발, ISLOCA 가 있다. 그 합리성을 검토한다.
LE-F2	주요 원천을 파악하고 주요 기여인자에 대한 민감도분석을 포함하는 불확실성분석을 제공한다.

4) 문서화

<p>LE-G1</p>	<p>다음은 문서화한다.</p> <ul style="list-style-type: none"> (1) 사고경위를 발전소 손상상태로 그룹화하는데 이용된 물리적 특성 및 사고경위 특성 (2) 사고경위를 발전소 손상상태로 그룹화하는데 이용된 방법론 (3) 분석에 사용된 발전소 손상상태 및 요소
<p>LE-G2</p>	<p>다음은 포함하여 고려된 주요 LERF 기여 인자를 문서화한다.</p> <ul style="list-style-type: none"> (1) 격납건물 격리 실패 (2) 격납건물 우회 (3) 대량 에너지에 의한 격납건물 파손 (4) 수소 연관 현상 (5) 라이너 녹아내림 (BWR Mark I) (6) 원자로용기 파단시에 격납건물 파손 (7) 유도된 SGTR (8) 격납건물 배기
<p>LE-G3</p>	<p>적절한 분석 수준에 맞게끔 하면서, 다음을 포함하여 격납건물 성능에 영향을 주는 주요 요소 취급사항을 문서화한다.</p> <ul style="list-style-type: none"> (1) 설계 상세 내역 (예: 열 침원 분포, 순환유로, 점화원, 냉각수 가용성, 중력배기유로, 원자로공동 구조) (2) 설계기준 초과 상황에서 신뢰를 준 기기 생존성
<p>LE-G4</p>	<p>적절한 분석 수준에 맞게끔 하면서, 다음을 문서화한다.</p> <ul style="list-style-type: none"> (1) 취급된 격납건물 위협사항 (2) 파악된 격납건물 파손모드 (3) 격납건물 사건수목 및 사건수목 노드의 근거 (4) 격납건물 능력 및 그 근거 (5) 격납건물 파손 위치 및 확률 (6) 모수 추정의 근거

LE-G5	<p>모델통합과정을 문서화한다. 적절한 분석 수준에 맞게끔 하면서, 불확실성과 민감도분석을 포함한 정량화 결과를 포함한다. 문서화는 전형적으로 다음을 포함한다.</p> <ul style="list-style-type: none"> (1) 정량화의 전반적 개관 (2) 주요 가정사항 (3) 발전소 총 LERF, 서로 다른 PDS 및 사고 등급에서의 기여자 (4) 주요 요소가 되는 기기 및 운전원 조치 (5) 민감도분석의 결과
LE-G6	<p>LERF 에의 주요 기여인자를 기술한다. 주요 PDS 및 사고진전 경위의 상세 설명을 제공한다.</p>
LE-G7	<p>불확실성 원천을 문서화한다.</p>
LE-G8	<p>결과 활용에 끼치는 제약성을 문서화한다.</p>

4. LERF 평가방법론

가. LERF 정의

일반적으로 LERF는 다음과 같이 정의한다.

“주변 지역 주민의 유효한 소개/대피 이전 시간대에 격납건물로부터 심각하고 완화되지 않는 방사능 누출을 유발하여 조기 보건 영향의 잠재성을 갖는 사건들의 빈도”

“대량 방출”은 방사능 물질의 방출로 인해 사망이 발생할 수 있는 잠재성을 가져야 한다. 그 분류는 각 노심손상 사건에 따라 달리 두드러진다. 일반적으로 “대량 방출”은 다음과 같은 노심손상 사건을 포함한다.

- uncsribbed SGTR
- ISLOCA
- 격납건물 격리 실패
- induced SGTR
- 격납건물 과압에 의한 손상

“조기 방출”은 부지 주변 인구가 소개되기 전 방사능 물질의 방출이 발생하는 상황이어야 한다. 보통 사건 개시후 12시간 이내 (보수적인 경우 24시간)를 의미함. 이런 시간 관점에 대해서는 민감도분석이 필요하다.

나. LERF 해석 기초

사건수목의 정점사건은 특별히 명기되지 않는 한 다른 정점사건들과 독립적이어야 한다.

다. 각 LERF 해석방법 비교

그림 1은 2단계 PSA 또는 LERF 평가를 수행하기 위한 전반적인 방법론 흐름을 1단계 PSA 결과인 CDF 입력부터 시작하여 보여주고 있다. 그림에서 보는 바와 같이 우리는 LERF 척도를 추정하기 위한 방법론으로 다음과 같은 3가지 경우를 구분할 수 있음을 알 수 있다.

- (1) 전 범위의 2단계 PSA
- (2) 방사선원향분석을 제외한 약식 2단계 PSA (IPE 수준)
- (3) CET 구조 기법만을 활용한 단순화 방법

이 보고서에서는 (3)번째 항목인 “CET 구조 기법만을 활용한 단순화 방법” 만을 고려하여 적절한 평가 방법론을 고찰하였다.

그림 2에서 보는 바와 같은 NRC가 제안한 단순화된 LERF 평가방법[2]은 여러가지 bounding되는 가정사항을 포함하고 있으며, 노심 손상 이후의 운전원 사고완화조치를 고려하지 않으며, 고압/고온에 의한 증기발생기 세관파단(pressure and temperature-induced SGTR)을 무시하고 있다.

게다가 이 방법은 후기의 고장모드 모델을 통합할 수 있는 수단을 제공하지 않고 있다. 따라서 본 연구에서는 보다 상세한 해석과 현상을 분석할 수 있는 개선된 CET 구조를 제안한다. 그림 3은 이를 보여주고 있으며 각각의 표제에 해당하는 사항은 다음 절의 설명을 참조한다. 5.4절은 그림 3의 표제에서 제시된 내용과 더불어 현재 LERF 해석의 현안이 되고 있는 사항들을 정리하였다.

라. LERF 해석 현안 [4]

- SAMG에서 조기 방출 잠재성 저감을 위해 고려되는 주요 운전원 조치
 - RCS로 물 공급
 - 의도적인 RCS 감압
 - RCP 적극 가동

- 격납건물 살수
 - 격납건물 살수는 scrubbing 과정을 통해 격납건물에서의 누출을 완화시킬 수 있다. 하지만 완화의 정도는 사고경위에 좌우된다.
 - 격납건물 살수는 우회사건이나 RV 고 에너지 파단 사건에는 유효하지 않다.
 - 격납건물 살수는 격리 고장사건의 경우 누출 저감에 유효하다.
 - 열제거기능이 수반된다면 격납건물 살수는 장기 격납건물 건전성을 확보하는데 유효하다.

o Pool scrubbing

- 누출 지점이 3m 정도의 물로 차여있을 경우 핵분열 생성물 방출을 1/10로 감소된다는 연구결과 있음 (참조: EPRI TR-101869)

o 격납건물 건전 (INTACT) 정의

- 10CFR100.11의 최대가상사고와 관련하여 전형적인 설계기준 누출 이하의 누출을 유발하는 노심손상 사고경위
- 격납건물 설계기준 누출은 보통 0.5 v/o 보다 적음

o “소량 조기 방출” 정의

- 잘 세정된 조건의 bypass 사고경위 포함
- small loss of isolation 에 의한 격납건물 누출 포함

o 격납건물 우회

- 유량 path가 RCS와 격납건물 외부 사이에 존재하는 경우로서 모든 세정되지 않은 SGTR, 저압경계부 계통 LOCA 사건을 포함
- SGTR 사건의 세정(scrubbing)은 급수가 가용한 결과로 발생함.
- 특별한 경우로서 증기발생기 세관의 압력 유인 파단 (PI-SGTR)과 결합한 격납건물 외부의 MSLB 또는 MFLB 사건에 의해 발생한 노심손상 사건을 포함함.

o 격납건물 격리 실패

- 누출 면적이 2” 등가 지름 이상인 경우, 보수적으로 LERF 유발한다고

가정 (즉, 원자로용기 파단 상황을 가정)

- 두 가지 전형적 경우 고려: (1) 직접 누출경로를 유발하는 사전에 존재하는 정비 오류, crack 등, (2) 중대사고 기간 동안 정상 개방 유로를 격리하지 못하는 밸브, 배관 및 계통의 고장
- 격납건물 살수 효과 등에 의한 “wash out” 또는 “vacuum 조건” 은 격납건물 격리 모델에서 고려되지 않음.

o 일차계통 압력 조건

- 노심손상 이전의 압력을 의미하며, 고압/저압 분류 경계는 SIT 작동 설정치로 규정함 (근사치 사용)
- 압력 분류는 다양한 노심손상 사고결말 전개와 연관됨.
- 원자로용기 파단시 고압 조건은 DCH에 의한 격납건물 파단 잠재성을 증가시킴. 하지만 SNL 연구결과에 의하면 그 가능성은 미미함. (NUREG/CR-5746)
- 표준화되지 않은 운전원 간섭행위는 배제함.

o 증기발생기 급수 기능

- 증기발생기 급수는 PI-SGTR 또는 TI-SGTR 조건을 방지하는데 중요한 역할을 담당함.
- 증기발생기 급수 기능이 유지될 경우, ADV, MSSV 또는 MSIV가 개방고착된 상태에 있더라도 증기발생기는 가압 상태를 유지할 수 있음.
- “wet” 증기발생기는 TI-SGTR 조건을 억제하는 세관 creep 손상을 방지함.

- 대부분의 고압 상태 노심손상 사고경위는 증기발생기 급수 및 열제거 상실을 동반하는 경우가 많으나, 일차측이 고압 상태인 경우라도 “wet” 증기발생기 상황이 될 가능성은 존재함 (어느 정도?)

o PI-SGTR

- PI-SGTR은 RCS 고압조건과 완전히 감압된 증기발생기 상태에서만 발생함. (1차측은 가압기 방출밸브 설정치 정도, 2차측은 대기압이 됨. 따라서 1-2차측 사이에 큰 압력차 존재)
- 2차측 밸브의 기능이 위협받은 상황 이후 시점에 발생한다고 가정함.
- 2차측이 대기압 조건이 되는 것은 주증기관 파단, ADV 또는 MSSV 개방고착을 포함함.
- 유도된 SGTR을 동반한 주증기관 파단사고는 1단계 PSA 모델에 포함되어 있을 가능성이 크며, 따라서 중복성을 배제하도록 주의하여야 함.
- 하나 또는 두 개의 증기발생기가 감압되었을 때 증기발생기 세관의 조건부 파단 확률을 구하여야 함.

o TI-SGTR

- TI-SGTR은 노심 노출 이후 시점에 발생한다고 가정함.
- 1차측 방출밸브의 기능이 위협받은 상황 이후 시점에 발생한다고 가정함.
- 1-2차측 사이의 큰 압력차 존재와 더불어 자연대류에 의한 고온의 세관 상태 초래함으로써 고온관, 써지배관 또는 다른 압력경계 파단 이전에 하나 이상의 증기발생기 세관 파단을 초래함.

- 고온관 파단에 의한 비의도적 급속감압 또는 운전원이 수작업으로 RCS 감압을 수행할 가능성이 있음.
 - 따라서 실질적으로 고온관 파단 이전에 증기발생기 세관 파단 가능성(확률)을 계산하는 것이 주 목적임
 - 세관 파단 가능성(확률)은 여러 인자에 의해 좌우됨 (loop seal을 포함한 다양한 위치에서의 열수력 조건, 주기적 증기발생기 세관의 flaw 분포 시작점 등)
 - 요약하면, 세관 파단 확률은 증기발생기 세관에서의 1차측 유량 형상, 세관 성능 저하의 량, 2차측 급수 가용성 등의 함수이다.
 - 1차측 유량은 cleared loop seal이 존재하는지에 대한 추정에 의해 근사됨. (cleared loop seal은 증기발생기 세관에서의 열대류를 증가시키는 경향이 있어 궁극적으로 세관 파단 확률을 높임)
 - 세관 plugging의 정도에 따라 PI-SGTR/TI-SGTR 가능성이 증가함 (심할 경우 2 order 이상 차이 발생). 증기발생기 교체 등과 같이 저-plugging 상황될 경우 LERF 값은 최대 40% 감소를 가져올 수 있음.
- [4]

o RCS 고압 상태에서의 조기 감압 조치 (비의도적)

- RCS 고압 상태의 비의도적 감압 가능 상황: (1) RCS 가열, cycling중에 가압기 PORV/PSV 고착 개방, (2) 노심 증기 제거가 가능할 정도로 큰 누설면적을 일으키는 극심한 RCP 밀봉파손. 위 사항이 1단계 PSA에 모델되었는지 확인 필요. 또한 모델링되었을 경우, 2단계 사건수목에 적절히 전파되었는지 확인 필요.

- PORV/PSV 고착 개방은 노심 노출 이후에는 세관의 건전성이 침해되지 않을 정도로 충분히 RCS를 감압시킬 수 없기 때문에 신뢰(credit)를 주지 않음.
 - 노심 노출 이전 PORV/PSV 고장 확률은 발전소 고유 밸브의 운전 dead band에 근거함 (NUREG-1570 참조)
 - 정상적인 RCP 밀봉파손 상황과 연관한 누설면적은 PORV/PSV 용량보다 더 작기 때문에 RCP 밀봉파손은 상대적으로 감압능력이 떨어짐.
- o RCS 고압 상태에서의 조기 감압 조치 (의도적)
- 노심손상 시점에서 급수 상실과 더불어 RCS 고압상태인 사고경위에 해당
 - 이는 발전소 고유 특성에 매우 좌우됨 (절차서 우선 순위, 교육훈련의 정도 및 계통/기기 가용성)
 - SAMG 등 절차서 상에 이 조치를 높은 순위로 설정한 경우 운전원 조치의 성공 확률이 매우 높아짐.
 - 고 스트레스 상태의 HRA 반응 정보에 기반함
- o 원자로용기 파손 이전 노심손상 진행 억제 (MELTSTOP)
- RCS로의 냉각수 공급과 관련한 운전원 조치에 해당
 - 가용 완화계통의 수가 조치의 성공 확률에 중요한 영향을 끼침
 - 조치는 노심이 냉각가능 구조 (coolable geometry)를 유지하는 시점까지만 유효함.

○ 원자로용기 파손 시점의 격납건물 파단/고장

- RCS 고압 상태에서의 원자로용기 파손은 DCH 유발, 이와 관련한 조건부 파단 확률은 선행 분석결과에 기반 (NUREG/CR-6338, NUREG/CR-6475)
- RCS 저압 상태에서의 원자로용기 파손은 대량 corium이 wet cavity에 떨어지므로 증기폭발과 연관됨. 이는 원자로용기 벽과 지지 구조물을 손상시키고 따라서 대규모 RCS 배관 변형을 유발함. (관통부 배관의 변형도 초래)

○ 격납건물 열 제거

- 격납건물 열 제거가 성공하면 LERF 초래 불가

○ 대량 및 조기 방출 동시 발생 가능성

- 대량 방출은 방사성 물질 방출이 사망을 일으킬 잠재성이 있어야 성립됨.
- 대량 및 조기 방출 동시 발생이 아닌 모든 “non-INTACT” 사건들은 후기 (late) 방출로 간주함.

5. 결론 및 향후 계획

이 보고서는 중장기연구의 일환으로 리스크 정보 활용에서 의사결정 허용기준 등으로 적용되는 LERF 평가척도를 어떻게 모델링하여야 하는지에 대한 기술현황을 국내외 논문 및 기술보고서 자료를 참고로 하여 조사하였다. 부가적으로 ASME 표준지침 (2002)에 제시된 상위 (high level) 및 보조 요건들이 검토되었으며, 관련 허용기준이 고려되었다.

특히 이 보고서에서는 관련 기술현황 조사를 바탕으로 적절한 LERF 평가모델을 구축하고자 할 때 고려되어야 하는 다양한 기술적 현안에 대한 고찰과 더불어 최적의 단순화된 격납건물 사건수목 기법을 이용한 LERF 평가모델을 제안하였다. 이는 차기년도 연구에서 개발되는 규제자용 LERF 모델 수립에 있어 기술 기반으로 적용될 것이다.

6. 참조 문헌

- [1] C H Shepherd and M L Ang, Level 2 PSA for Nuclear Power Plants, CSNI Technical Opinion Paper No.x, Draft 3, 26, October 2005.
- [2] NUREG/CR-6595, Revision 1, “An Approach for estimating the Frequencies of Various Containment Failure Modes and Bypass Events,” Sandia National Laboratory, Pratt, W., et al., October 2004.
- [3] ASME RA-S-2002, Standard for Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications, April 5, 2002.
- [4] Justin R. Armstrong, et al., Westinghouse Owner’s Group Simplified Level 2 Modeling Guidelines, PSA’05

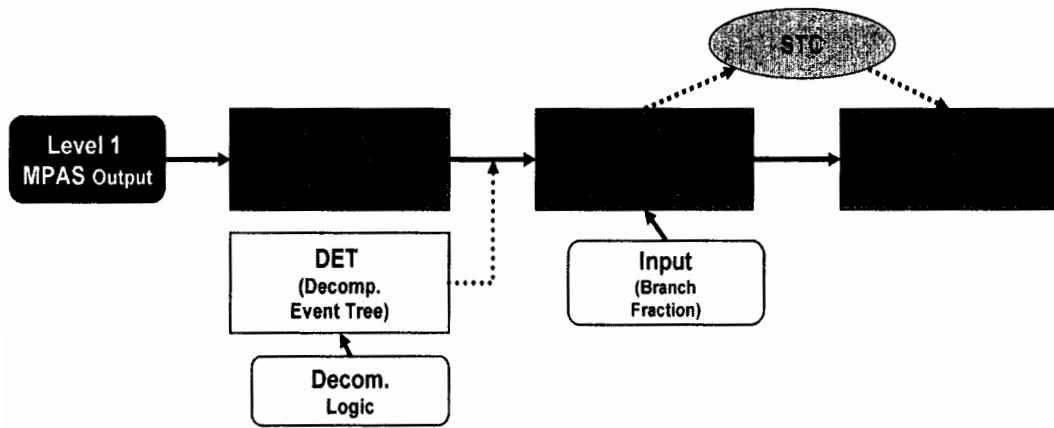
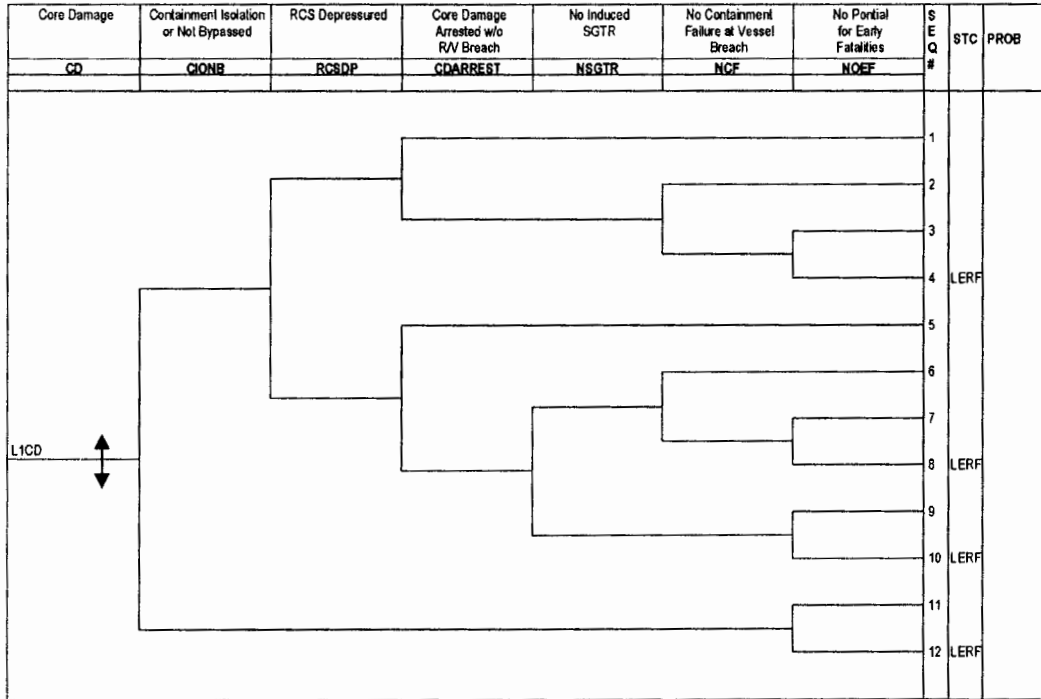


그림 1. 2단계 PSA 및 LERF 평가를 위한 전체 수행 흐름도



LERF CET

그림 2. Simplified LERF CET for PWR Large Dry Containment
(modified in NUREG/CR-6595)

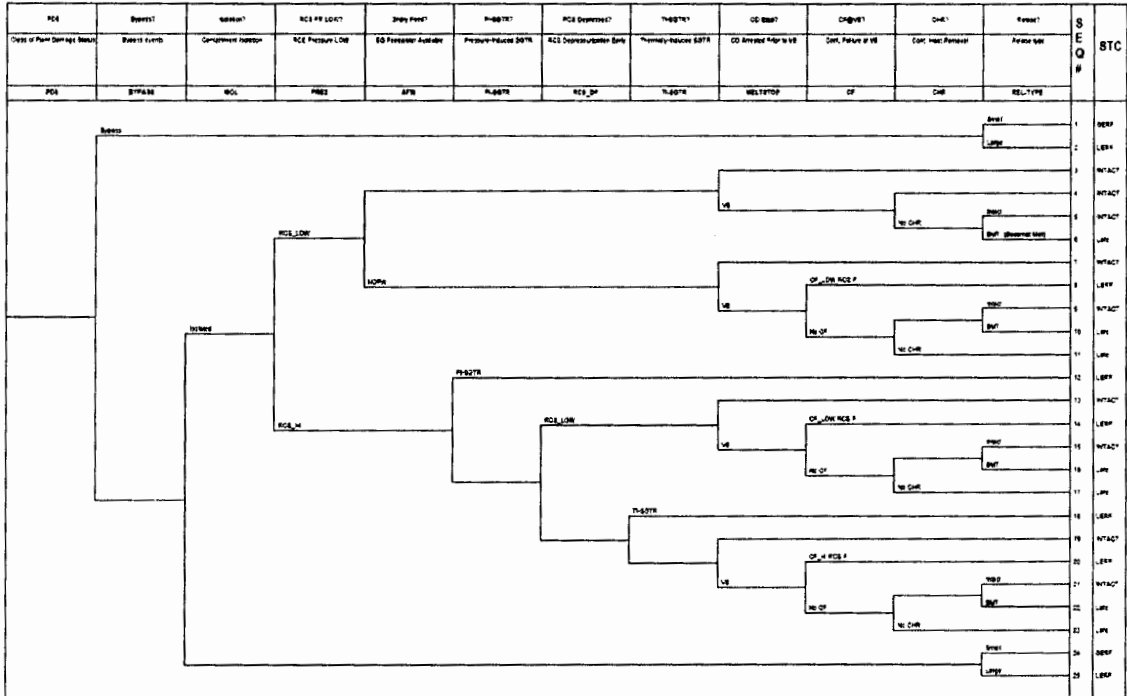


그림 3. 본 연구에서 제안하는 LERF 평가용 CET

[부록 1]

국내외 LERF 관련 연구현황 목록

A1. 국내 논문

Source Code	Authors	Title	Book No	Publication Form	발행년도
국내 논문					
KP0001	김명기, 서미로	LERF를 어떻게 정의할 것인가	2001 Spring KNS	Paper	2001
KP0002	김명기, 서미로	단순 LERF 평가 방법론의 국내 원전 적용	2002 Fall KNS	Paper	2002
KP0003	한석중 외	위험도정보활용을 위한 대량조기방출빈도 추정의 단순화 방법	2002 Fall KNS	Paper	2002
KP0004	최성수 외	중수로 전출력 운전시 대량조기방출빈도 평가	2003 Fall KNS	Paper	2003
KP0005	안광일, 양준언	A Formal Treatment of Uncertainty Sources in a Level 2 PSA	2003 Autumn KNS	Paper	2003
KP0006	안광일, 양준언	A Rule-based Transformation of a Detailed Level 2 Model to a Simplified LERF Model and Its Uncertainty Bound	2005 Spring KNS	Paper	2005

A2. 국외 논문

Source Code	Authors	Title	Book No	Publication Company	발행년도
IP0001	Kwang-II Ahn and Joon-Eon Yang	The Influence of Dynamic Pressures in the Estimaiton of Large Early Release Frequency (LERF)	ICAPP'04	Paper (Abstract)	2004
IP0002	V.Mubayi et al	Significance Determination Process for Large Early Release Frequency	PSA 2002	Paper	2002
IP0003	W.T.Pratt,V.Mubayi et al	Simplified Approach for Estimating Large Early Release Frequency	BNL-NUREG-64995	Semi-Report	1998
IP0004	Douglas A. Brownson	Accident Sequence Precursor Program Large Early Release Frequency Model Development	SAND99-0011C	Semi-Report	1999
NP0001	H. Loffler et al.	Correlation of Initiating Events with the PSA Level-2 results		Paper	
NP0002	J.A.Lantaron et al.	Regulatory Evaluation of Severe Accident Vulnerabilities of Vandellos-II Nuclear Plant	PSAM4	Paper	1998
NP0003	K. Koberlein	Comprehensive Technical Evaluation of an Advanced German PWR by PSA Objectives and main results		Paper	
NP0004	Kwang-II Ahn and Joon-Eon Yang	The Influence of Dynamic Pressures in the Estimaiton of Large Early Release Frequency (LERF)	ICAPP'04	Paper	2004
NP0005	W.T.Pratt,V.Mubayi and H.Nourbakhsh et al	Simplified Approach for Estimating Large Early Release Frequency	BNL-NUREG-64995	Paper	1998
NP0006	V.Mubayi et al	Significance Determination Process for Large Early Release Frequency	PSA 2002	Paper	2002
NP0007	F.L.(Bill) Cho et al	Integrated Risk Evaluation for PRA LEVELS 1,2 & 3 for NPP Applications	PSA 2002	Paper	2002
NP0008	M.Khatib-Rahbar et al	Approach to Quantification of Uncertainties in Assessment of Severe Accident Vulnerabilities	PSA 2002	Paper	2002

A3. 국내 보고서

Source Code	Authors	Title	Book No	Publication Company	발행년도	Revision
국내보고서						
KR0001	안광일	1단계 및 2단계 PSA모델의 통합방안에 대한 연구	KAERI/TR-2757/2004	한국원자력연구소	2004	
KR0002	강선구	영광 5,6호기 확률론적안전성평가예비평가보고서	KEPRI/94N-J15	KEPRI	1997	
KR0003	안광일	Level 2 PSA 불확실성 분석방법론 및 수행절차	KAERI/TR-2151/2002	한국원자력연구소	2002	
KR0004	한수원㈜	울진 5,6호기 확률론적 안전성평가(II단계연구): 격납건물 성능분석		한국수력원자력㈜	2002	
KR0005	전력연구원	가압 중수로 원전 2단계 확률론적 안전성 평가	TR,93NJI0.97.67-2	전력연구원	1997	

A4. 국외 보고서 (1/2)

Source Code	Authors	Title	Book No	Publication Company	발행년도	Revision
국외보고서 (1/2)						
NR0001	OECD/NEA	Documentation of the use of severe accident computer codes in selected level-2 PSAs for nuclear power plants	NEA/CSNI/R(97)19	OECD/NEA	1997	
NR0002	OECD/NEA	Level 2 PSA Methodology and Severe Accident Management	NEA/CSNI/R(97)19	OECD/NEA	1997	
NR0003	OECD	Level 2 PSA methodology and severe accident Management prepared by the CNRA Working group on inspection practices (WGIP)	OECD/GD(97)198	OECD	1997	
NR0004	IAEA	Use PSA level 2 analysis for improving containment performance : Report of a technical committee meeting held in Vienna, 9-13 December 1996	IAEA-TECDOC-1002	IAEA	1998	
NR0005	IAEA	Procedures for conducting probabilistic safety assessments of nuclear power plants (Level 2): Accident progression, containment analysis and estimation of accident source terms	IAEA/SS-50P-8	IAEA	1995	
NR0006	Douglas A. Brownson	Accident Sequence Precursor Program Large Early Release Frequency Model Development	SAND99-0011C			
NR0007	USNRC	Severe Accident Risks: An assessment for five U.S. Nuclear Power Plants	NUREG-1150	USNRC	1990	
NR0008	R.J. Breeding et. al.	Evaluation of Severe Accident Risk: Surry Unit 1	NUREG/CR-4551, SAND 86-1309	SNL	1990	
NR0009	Park, C.K. et. Al	Evaluation of Severe Accident Risks: Zion Unit 1	NUREG/CR-4551, Vol 7	BNL	1993	Rev 1
NR0010	Gregory, J.J. et al	Evaluation of Severe Accident Risks: Sequoyah, Unit 1	NUREG/CR-4551, Vol 5	SNL	1990	Rev 1

A4. 국외 보고서 (2/2)

NR0011	IAEA	Regulatory Review of Probabilistic Safety Assessment (PSA) Level 2	IAEA-TECDOC- 1229	IAEA	2001
NR0012	STUK (Finland)	Probabilistic Safety Analysis in Safety Management of Nuclear Power Plants	Guide YVL 2.8	STUK	2003
NR0013	USNRC	An Approach for Estimating the Frequencies of Various containment Failure Modes and Bypass Events	NUREG/CR-6595 BNL-NUREG-52539	USNRC	1999
NR0014	USNRC	Individual Plant Examination Program: Perspectives on Reactor Safety and Plant Performance	NUREG-1506	USNRC	1996
NR0015	USNRC	Risk Assessment of Severe Accident-Induced Steam Generator Tube Rupture	NUREG-1570	USNRC	1998
NR0016	USNRC	An Approach for Plant-Specific, Risk-Informed Decision Making: Induced Steam Generator Tube Rupture	Draft Regulatory Guide GD-1073	USNRC	1997
NR0017	USNRC	Use of Probabilistic Risk Assessment Methods in Nuclear Regulatory Activities: Final Policy Statement	Federal Register: Volume 60	USNRC	1995
NR0018	USNRC	An Approach for Using Probabilistic Risk Assessment in Risk-Informed Decisions on Plant-Specific Changes to the Current Licensing Basis	Draft Regulatory Guide DG-1061	USNRC	1996
NR0019	Chu, T-L 외	An Evaluation of the Simplified Event Trees Described in Appendix B of Draft Regulatory Guide	DG-1061	BNL Technical Report JCN W-6234	1998
NR0020	IAEA	IAEA Safety Series No.72.		IAEA	
NR0021	EPRI	PSA Application Guide	TR-105396	EPRI	

[참조 자료]

LERF SDP

(V. Mubayi, PSA2002)

SIGNIFICANCE DETERMINATION PROCESS FOR LARGE EARLY RELEASE FREQUENCY

V. Mubayi¹, R. L. Palla², G. W. Parry², T. Pratt¹, and J. Ridgely³

¹Brookhaven National Laboratory, Upton, NY, 11973

²Office of Nuclear Reactor Regulation

³Office of Nuclear Regulatory Research

U.S. Nuclear Regulatory Commission

Washington DC 20555-0001, USA

Abstract - *As part of the revision to its reactor oversight program, the U.S. Nuclear Regulatory Commission is developing tools, collectively known as the significance determination process, to provide inspectors with a means to assess the risk significance of inspection findings. The characterization of risk is, in accordance with the philosophy in Regulatory Guide 1.174, in terms of core damage frequency (CDF) and large early release frequency (LERF). This paper describes the significance determination process for the LERF risk metric.*

1 INTRODUCTION

The U.S. Nuclear Regulatory Commission has revamped its inspection, assessment, and enforcement programs for commercial nuclear power plants. The new oversight process uses more objective, timely, and safety-significant criteria in assessing performance in three broad areas: reactor safety (avoiding accidents and reducing the consequences if they should occur), radiation safety for both plant workers and the public during routine operations, and protection of the plant against sabotage or other security threats. Licensee performance is assessed through a combination of performance indicators (PIs), whose values are based on objective data, and the NRC inspection program. Both the PIs and the inspections are focused on those plant features that have the greatest impact on safety and overall risk. Each performance indicator has an associated set of thresholds that designates different levels of regulatory concern based on its risk significance. One of the objectives in the development of the revised oversight

program was to establish a means of assessing the risk significance of an inspection finding on an equivalent basis to a PI. The tool developed for this purpose is called the Significance Determination Process (SDP), and is intended for use by an inspector as a screening tool to identify and evaluate potentially significant findings.

The reactor safety area lends itself naturally to the use of PSA models as a means to measure risk significance. The quantitative metrics chosen to assess risk significance are those adopted in Regulatory Guide 1.174 (1998), namely, the core damage frequency (CDF) and the large early release frequency (LERF), the latter providing one measure of the performance of the containment barrier, and representing a surrogate for early health effects. The SDP that was first developed was focused on CDF. It is based on plant specific PRA models and is essentially a summary of the functional level accident sequences presented in tabular form, with rules for how to change the amount of credit given to

mitigating functions to account for the impact of the inspection finding. This permits an assessment of the change in CDF under the conditions revealed by the inspection finding. Different regulatory actions/responses are taken depending on the degree of risk increase, as set forth in a regulatory response matrix. The thresholds between the regulatory actions bands are guided by the acceptance guidelines of RG 1.174 in terms of the change in CDF (Δ CDF).

However, CDF does not give the complete picture of risk in that it does not address the containment function. Therefore, an SDP has been developed to address that dimension addressed by LERF. Again, for those findings that can be shown to impact LERF, RG 1.174 provides a quantitative metric to assess safety significance. This paper gives an overview of the LERF-based SDP focusing on the underlying philosophy, but including a brief discussion of the technical basis.

2 REGULATORY RESPONSE BANDS

The need for a method of assigning a risk characterization to inspection findings is described in a Commission paper entitled Recommendations for Reactor Oversight Process Improvements, SECY-99-007a (1999). An attachment to that paper describes in detail the staff's efforts to date for the risk characterization of inspection findings, which have a potential impact on at-power operations by affecting the initiating event, mitigating systems, or barrier cornerstones associated with the reactor safety strategic performance area. The SDP discussed in SECY-99-007a, focuses on risk-significant issues that could influence the determination of the change in core damage frequency (Δ CDF) at a nuclear power plant (NPP). In this context, risk significance is based on the Δ CDF acceptance guidelines in RG 1.174. A

categorization scheme is introduced in which a finding is assigned to one of four color-coded bins, - green, white, yellow, or red - based on progressively greater impact on CDF.

A performance issue that leads to an increase in core damage frequency (Δ CDF) larger than 10^{-4} /ry is risk significant and therefore the highest risk category (red) is given to this frequency range in Table 1. Lower frequency ranges are allocated different colors (and hence risk significance categories) in one order of magnitude decrements. That subset of core damage (CD) accidents that can lead to large, unmitigated releases from containment in a time frame prior to effective evacuation of the close-in population has the potential to cause early health effects, e.g., prompt fatalities. Such accidents generally include unscrubbed releases associated with early containment failure at or shortly after vessel breach, containment bypass events, and loss of containment isolation. The frequency of all accidents of this type is called the large early release frequency (LERF) in RG 1.174. Using this metric, and the acceptance guidelines in Regulatory Guide 1.174, leads to the LERF-based risk significant characterizations in Table 1. It can be seen from the risk characterizations in Table 1 that the LERF-based approach is one order of magnitude more stringent than the CDF based approach. Therefore, it may be necessary under some circumstance to characterize the risk significance of an inspection finding using the LERF-based approach.

3 APPROACH

Figure 1 describes the process flow for the assessment of typical inspection findings or issues. The process is designed to interface closely with the existing CDF based SDP.

An inspection finding will identify a degraded system, structure or component (SSC) and assess the impact on initiating events, mitigation, or barrier cornerstones. If the degraded condition is found to influence the likelihood of accidents leading to core damage, then the risk significance of the finding should be determined using the CDF based SDP approach. This process will allocate a risk significance category corresponding to one of the colors in the Δ CDF column in Table 1. If the finding does not influence Δ LERF then the risk category does not have to be increased and the SDP is complete. However, those findings that have an impact on scenarios that contribute to LERF, identified in this report as Type A findings, need to be assessed with respect to LERF criteria as discussed below. It is possible for a finding to be unrelated to those SSCs that are needed to prevent accidents from leading to core damage, e.g., the containment found to be open and unisolable, but to have potentially important implications for the integrity of the containment. This could be risk significant if a core damage event were to occur under these conditions. Findings of this type have no impact on the determination of the Δ CDF and therefore they cannot be processed through the CDF based SDP. These findings however, are potentially important to Δ LERF determinations and have to be allocated an appropriate risk category. Findings of this nature are classified as Type B in Figure 1.

Type B findings are therefore fundamentally different from Type A findings. Type A findings are processed through the CDF based SDP and allocated a significance category, which may be adjusted based on LERF considerations. Type B findings are not processed through the CDF based SDP and have to be allocated significance categories based only on LERF considerations.

The details of the LERF-based SDP are a function of the reactor and containment type, and are organized in terms of those sequences/phenomena with greatest impact on the performance of each containment type. The next sections discuss in general terms how the impact of the finding on LERF is assessed for each of the two types of findings.

3.1 *Type A Findings*

Type A findings are those that impact CDF, but may also impact LERF by virtue that they impact that subset of accident sequences that contribute substantially to LERF. The containment of a nuclear power plant typically responds differently to accidents in the various categories, e.g., transients, LOCAs, ATWS, SGTR, SBO, and ISLOCAs, that are used in the CDF based SDP. Some of these accident categories are more likely to generate LERF sequences than others. For example, the ISLOCA sequences, because they lead to a bypass of the containment are typically classified as LERF sequences. As another example, for plants with ice condenser containments, a station blackout is likely to lead to a LERF sequence, due to the unavailability of the hydrogen control system in these events, and the vulnerability of ice condenser containments to large hydrogen burns. The first step in the development of the LERF based SDP therefore, was to identify those accident categories that contribute substantially to LERF, and for each such category to establish a factor, F, for each category that represents the conditional probability that the sequences in the category results in a large early release. Then, for example, if a particular finding primarily affects one of the categories, category i say, the change in LERF resulting from the

Table 1 Risk Significance Based on Δ LERF vs Δ CDF		
Frequency Range/ry	Significance Based on Δ CDF	Significance Based on Δ LERF
$\geq 10^{-4}$	Red	Red
$< 10^{-4} - 10^{-5}$	Yellow	Red
$< 10^{-5} - 10^{-6}$	White	Yellow
$< 10^{-6} - 10^{-7}$	Green	White
$< 10^{-7}$	Green	Green

change in CDF is simply calculated as:

$$\Delta\text{LERF} = F \times \Delta\text{CDF}_i$$

where ΔCDF_i is the change in CDF associated with accident category i.

If the factor F is 1.0 the implication is that Δ LERF is equivalent to the Δ CDF for those sequences that affect LERF. Under these circumstances (refer to Table 1) the risk significance based on LERF is higher than the CDF based risk category. Therefore the risk significance category should be increased by one order of magnitude for findings of this type. Only a few accident sequences (e.g., SGTR and ISLOCA) have been identified where the factor = 1.0. For these accidents, as discussed above, the containment is completely bypassed or fails early, and the release from containment is assumed to constitute a large early release.

As the factor decreases the influence of the accident sequence on the determination of Δ LERF also decreases correspondingly. When the factor reaches 0.1 the implication is that the Δ LERF range is one order of magnitude lower than the Δ CDF range. This means (refer to Table 1) that the risk significance is the same for the CDF and LERF based approaches. Therefore for Factors equal to or less than 0.1 the risk category obtained using the CDF based SDP

is appropriate and it should be left unchanged.

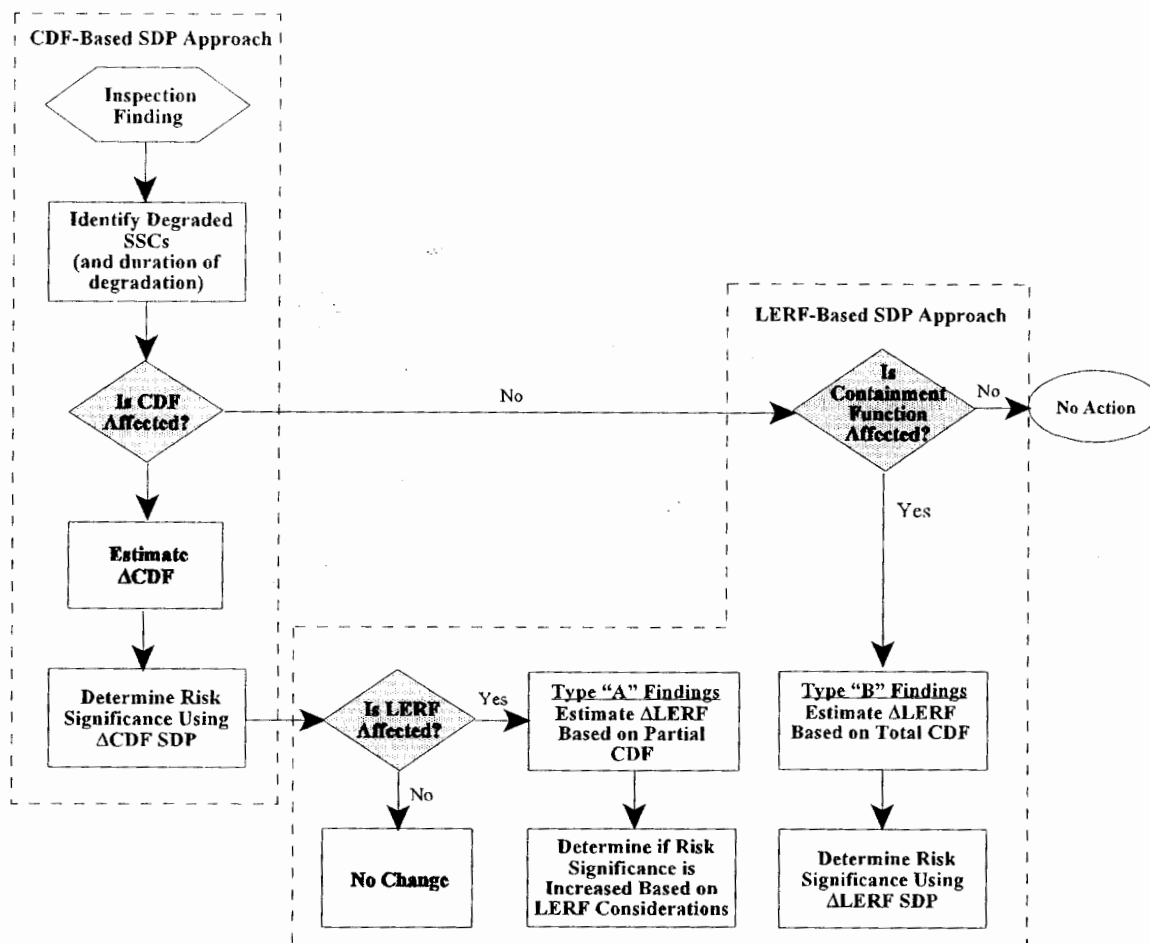
In situations where the Factor is between 0.1 and 1.0, judgment is needed to determine if the risk category obtained from the CDF based SDP needs to be changed to account for LERF considerations. Any decision to change the significance category should take into consideration the limitations and assumptions implicit in the numerical value of the Factors selected.

3.2 Type B Findings

Findings that have no impact on the determination of the Δ CDF but are potentially important to Δ LERF determinations because of their potential impact on containment function, are classified as Type B findings.

As the containment function may be compromised for a Type B finding it can potentially affect either all core damage accidents or a subset of core damage accidents that challenge the feature that is compromised. In the current version of the tool, baseline CDFs have been assumed in order to simplify the calculation of the change in risk for type B findings. The baseline CDFs that have been assumed are 10^{-4} /ry for PWRs and 10^{-5} /ry for BWRs. The assumption of a baseline CDF is a limitation that has to be recognized in the

Figure 1 LERF Based Significance Determination Process



light of the relatively wide ranges associated with CDF estimates. The risk significance categories for Type B findings are obtained using the following relationship:

$$\Delta LERF = F_B \times F_R \times CDF \times (\text{multiplier for the duration of degraded condition})$$

For Type B findings the factor, F_B , represents the difference between the conditional large early release probability calculated with the condition indicated by the inspection finding and the original conditional large early release

probability assumed in the baseline risk estimate. However, the particular containment failure mode affected may only be a LERF issue for a subset of the core damage sequences. The fact that not all the accident sequences may be impacted is accommodated in the calculation by the factor F_R , which is the fraction of CDF that pertains to the phenomena that are impacted by the condition identified by the inspection finding. For example, suppose a finding in a BWR with a Mark III containment or a PWR with an ice condenser containment indicates that a significant number of hydrogen igniters are

not operable. Potentially, such a finding implies that the containment is vulnerable to failure from a hydrogen deflagration or detonation in a core damage accident. However, the igniters require AC power to operate and would therefore not be available anyway in a station blackout accident. Hence the risk significance of the finding pertains only to the non-SBO portion of the total CDF. The plant-specific CDF for the major accident classes, as well as a more precise estimate of the multiplier (if the actual duration can be established), should be taken into consideration in making a final determination.

In the above relationship the duration of the degraded condition is a simple multiplier for the following three time periods, in exactly the same way that the duration is accounted for in the CDF SDP:

<u>Duration</u>	<u>Multiplier</u>
>30 days	1.0
30-3 days	0.1
<3 days	0.01

If the factor, F_B , is 1.0 and the duration of the degraded condition is >30 days the implication is that ΔLERF is equivalent to either the total CDF or the portion of CDF that is relevant to the containment function that is compromised. If the total CDF is involved, then, under these circumstances (refer to Table 1), the risk significance based on LERF is red for both PWRs and BWRs. As the product $F_B \times F_R$ decreases the influence of the containment SSC on the determination of LERF also decreases correspondingly. When this product reaches 0.1 the implication is that the significance category becomes one order of magnitude lower.

4 DERIVATION OF FACTORS

In general, the factors used to address containment performance for Type A findings have been derived from the NUREG-1150 (U.S. NRC, 1990) studies supplemented by studies addressing resolution of selected severe accident issues. The assignment of the numerical values is discussed below for a few selected accident sequence types and plant/containment types. Details will be provided in a forthcoming NUREG/CR report.

4.1 Type A Findings

ISLOCA sequences have not been found to be significant contributors to LERF for any of the BWR containment designs. However, an important insight from the Individual Plant Examination (IPE) program and the ISLOCA studies is that these accidents are important contributors to LERF for all PWR containments. As the containment is bypassed for these sequences, a Factor of 1.0 is assigned.

The BWR containments rely on the water in the suppression pool to mitigate the consequences of design basis accidents, such as loss-of-coolant accidents (LOCAs). All releases that are scrubbed by the suppression pool are unlikely to contribute to LERF. Hence, only those early accident sequences where the release from the reactor coolant system bypasses the suppression pool are likely to contribute to LERF.

The conditional probability of containment failure at vessel breach for Mark I plants was reported in NUREG-1150 and in numerous IPE submittals and PRAs to be strongly influenced by two factors: (1) whether the reactor coolant system is at high or low pressure and (2) for low-pressure sequences, whether there is water available for ex-vessel cooling of debris on the drywell floor. The RCS being at high pressure at vessel failure has important implications for the pressure

loads on the containment structure. (Water on the floor of the drywell will reduce the chances and consequences of steel containment (liner) meltthrough. The issue of liner meltthrough has received significant attention since the publication of NUREG-1150). The results of NUREG-1150 and other PRAs are summarized in NUREG/CR-6595 and indicate that if the RCS is at high pressure, then the conditional probability of containment failure is 1.0 if there is no water on the drywell floor and 0.6 if the drywell floor is flooded. The conversion Factor for Type A findings is, therefore, 1.0 for that fraction of the transient accident class that has a high RCS pressure at the time of vessel breach during core meltdown provided the drywell floor is dry. The results of studies related to liner meltthrough indicate that if the RCS is depressurized, then the conditional probability is very small that the Mark I containment will fail provided the drywell floor is flooded. If the RCS is at low pressure and a finding indicates that the drywell floor will be dry, then the conditional probability of early failure caused by liner meltthrough would be > 0.1 .

Station blackout (SBO) accident sequences are an important contributor to LERF in ice condenser and Mark III containment plants due to hydrogen combustion events caused by the non-availability of igniters. NUREG-1150 study of the Grand Gulf plant indicated that the conditional probability of containment and drywell failure in an SBO was about 0.2. For ice condenser plants, a recent study (NUREG/CR-6427) indicates that these containments are predicted to fail early from hydrogen combustion events with a conditional probability close to 1.0 during SBO transients.

4.2 *Type B Findings*

An example of an issue that would be relevant to a Type B finding is the operability of hydrogen igniters in ice condenser containments. If a finding implies that a portion of the glow plug igniter system is inoperable, the only impact on the probability of early containment failure will be for non-SBO sequences. All SBO sequences have a conditional probability of early containment failure close to unity. The probability of early containment failure from non-SBO sequences from hydrogen combustion events is zero. This is because the igniters are operating and burning the hydrogen at low concentrations as it enters the upper compartment of the containment. If a portion of the igniters were not operating, the local concentration of hydrogen would increase until it was ignited, either by a working igniter elsewhere or by random ignition (e.g., static discharge). In the extreme, if none of the igniters were operating, the probability of early containment failure from non-SBO sequences would approach 1.0 from hydrogen detonation or energetic deflagration.

Since the average conditional probability of early failure is about 0.1 in ice condenser containments, the conditional probability with respect to LERF is $(1.0 - 0.1) = 0.9$ of a Type B finding related to igniter non-operability. However, the unavailability of igniters is a risk contributor only in non-SBO accident sequences, hence the conditional probability with respect to LERF of 0.9 should be multiplied by the non-SBO fraction of CDF. Based on the IPE database, the SBO frequency as a fraction of CDF at the ice condenser plants ranges from 1 percent to 21 percent with an average of approximately 10 percent. The conditional probability with respect to LERF is then $0.9 \times 0.9 = 0.8$, of a Type B finding related to igniter non-operability.

5 DISCUSSION

The focus of the LERF based significance determination process (SDP) that has been developed to date is on internal events at full power. Issues associated with shutdown risk, emergency preparedness, radiation safety, and safeguards are not addressed.

Because this is intended as a relatively simple tool for use by inspectors rather than risk analysts, several approximations have had to be made. In keeping with the philosophy that, in the initial phase of the assessment, it is better to err on the side of including findings rather than screening them from consideration, many of the assumptions and approximations made have tended to be conservative.

Since this SDP is focused on LERF, i.e., early fatality risk, those findings that potentially impact long-term containment integrity, and therefore, potentially impact risk measures such population dose (person-rem) and latent cancer fatalities are not addressed. It is the Staff's position that such issues should be addressed through consideration of the preservation of defense in depth.

6 REFERENCES

U.S. Nuclear Regulatory Commission (1998), Regulatory Guide 1.174, An Approach for using Probabilistic Risk Assessment in Risk-Informed Decisions on Plant-Specific Changes to the Licensing Basis

U.S. Nuclear Regulatory Commission (1999), SECY-99-007a, Recommendations for Reactor Oversight Process Improvements

U.S. Nuclear Regulatory Commission (1990), NUREG 1150, Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants

Pratt, W.T., Mubayi, V., Nourbakhsh, H., Brown, T., and Gregory, J., An Approach for Estimating the Frequencies of Various Containment Failure Modes and Bypass Events, NUREG/CR-6595, January 1999.

서 지 정 보 양 식

수행기관보고서번호		위탁기관보고서번호			
KINS/RR-377					
제목/부제		LERF 평가방법론 기술현황분석			
연구위탁기관 과제명 및 과제책임자		대과제명: 원자력안전 규제기술개발 (최영환) 세부과제명: 원전 설비 운전성능평가 규제기술개발 (이창주)			
연구자 및 부서명		이창주 (원자력안전연구실)			
발행지	대전	발행기관	한국원자력안전기술원	발행일	2006년 1월
페이지	42 p.	도표	유 (○), 무 ()	크기	210mm×297mm
참고사항					
비밀여부	공개 (○), 비공개 ()		보고서 종류	연구보고서	
연구위탁기관			계약번호		
초록 (200단어 내외)					
<p>리스크 정보에 대한 규제자의 독자적인 검증평가 기법을 수립하기 위한 일환으로 2단계 PSA 결과에서 나타나는 대량조기방출빈도 (LERF) 척도에 대한 기술현황을 정리하였다. 연구는 일차적으로 2단계 PSA 분석기법의 기본 내용과 더불어 LERF 평가방법에서 나타나는 격납건물 사건수목 평가 기술현안을 중심으로 수행하였다. 또한 ASME PSA 표준지침의 등급 II의 내용을 기반으로 현재 NRC 등에서 고려중에 있는 LERF 평가요건을 분석하였다. 당 연구는 향후 MPAS 모델에서 구축되는 LERF 모델 정립을 위한 기술기반으로 적용될 수 있을 것이다.</p>					
주제명 키워드 (10단어 내외)					
확률론적 안전성평가, 리스크정보 활용 규제, 리스크 모델, 대량조기방출빈도, 격납건물 사건수목					

BIBLIOGRAPHIC INFORMATION SHEET					
Performing Org. Report No.		Sponsoring Org. Report No.			
KINS/RR-377					
Title/Subtitle					
State of the Art on LERF Assessment Methodology					
Sponsoring Org. Project and Project Manager			Development of Regulatory Techniques for Operational Performance Evaluation of Nuclear Power Plants (C. J. Lee)		
Researcher and Dep't.			C. J. Lee (Regulatory Research Division)		
Pub. Place	Daejon	Pub. Org.	KINS	Pub. Date	2006. 1.
Page	42 p.	Il. and Tab.	Yes (○), No ()	Size	210mm×297mm
Note					
Classified	Unclassified(○), Classified()		Report Type	Research Report	
Sponsoring Org.			Contract No.		
Abstract (About 200 Words)					
<p>In this study, the state-of-the art for estimating LERF is considered for the regulatory risk-informed decisions. The consideration is mainly focused on (1) the relationship between Level 2 PSA and LERF evaluation methodology, (2) the standard requirements in terms of modeling preparation and the acceptance criteria based on the application capability II of ASME PRA standard, and (3) some pending issues for developing and proposing a simplified LERF model. This study is preliminarily presented and will be updated for establishing detailed evaluation scheme of extended MPAS (multi-purpose probabilistic analysis of safety) model and preparing the technical basis.</p>					
Subject Keywords (About 10 Words)					
probabilistic safety assessment, risk-informed regulation, risk model, large early release frequency, containment event tree					