

원자력발전소의 정량적인 안전 해석을 위한 사건수목 기법의 응용

김시달[†] · 진영호 · 김동하 · 박수용 · 박종화

한국원자력연구소

(2000. 2. 1. 접수 / 2000. 6. 7. 채택)

Application of Event Tree Technique for Quantification of Nuclear Power Plant Safety

See Darl Kim[†] · Young-Ho Jin · Dong-Ha Kim · Soo-Yong Park · Jong-Hwa Park

Korea Atomic Energy Research Institute

(Received February 1, 2000 / Accepted June 7, 2000)

Abstract : Probabilistic Safety Assessment (PSA) is an engineering analysis method to identify possible contributors to the risk from a nuclear power plant and now it has become a standard tool in safety evaluation of nuclear power plants. PSA consists of three phases named as Level 1, 2 and 3. Level 2 PSA, mainly focused in this paper, uses a step-wise approach. At first, plant damage states (PDSs) are defined from the Level 1 PSA results and they are quantified. Containment event tree (CET) is then constructed considering the physico-chemical phenomena in the containment. The quantification of CET can be assisted by a decomposition event tree (DET). Finally, source terms are quantitatively characterized by the containment failure mode. As the main benefit of PSA is to provide insights into plant design, performance and environmental impacts, including the identification of the dominant risk contributors and the comparison of options for reducing risk, this technique is expected to be applied to the industrial safety area.

1. 서 론

원자력발전소의 안전성을 정량적으로 평가할 수 있는 방법 중 하나로 최근 그 중요성이 크게 부각되고 있는 확률론적 안전성 평가 (PSA) 방법은 원전에서 발생할 수 있는 모든 주요 노심 손상 사고 시나리오들을 파악하고, 확률 이론에 근거하여 그 발생 빈도를 추정하며, 각 사고 시나리오에 대하여 예상되는 인적, 물적 피해를 정량적으로 평가하는 것이다^{1,2)}. PSA 수행 결과 어떤 사고 시나리오가 상대적으로 중요하며 어떤 계통이 발전소 안전성측면에서 중요한지를 파악할 수 있으며, 이러한 중요도에 의거하여 사고 대책은 물론 설계, 건설 및 운전 측면에서의 개

선안을 도출할 수 있다^{3,4)}.

특히 원자력 안전성연구 (RSS)⁵⁾에 의해, 1979년에 발생한 미국의 TMI-2 사고 가능성이 예측됨에 따라, PSA 방법은 원자력 규제기관과 전력기관 등에 의해 본격적으로 주목을 받기 시작하여 현재까지 실제 발전소의 안전성 평가에 적용되어 왔고, 그 결과 기존 원전에 내재된 여러 취약점이 도출되었다. 국내에서도 최근의 개량형 원전 및 차세대 원전개발을 위해 안전성을 종합적으로 평가하는 도구로 PSA를 이용하고 있는 실정이다. 한편, 원자력발전소의 종합 안전성 측면에서 TMI-2 중대사고로부터 얻은 또 다른 중요한 교훈은 격납건물의 역할에 대한 재인식이며 이러한 점은 1986년 체르노빌사고 발생 이후 그 중요성이 한층 부각되었다. 이것은 격납건물이 원자력발전소 사고시 방사능물질의 방출을 막을 수 있는 최종적인 방호벽이며 격납건물

[†]To whom correspondence should be addressed.
sdkim2@kaeri.re.kr

의 건전성을 유지하는 것이 곧 발전소 위험도를 최소화시킬 수 있는 가장 중요한 요인이기 때문이다.

PSA는 크게 세가지 업무로 구분할 수 있다. 첫 번째 업무는 계통신뢰성분석으로 사고 요인별로 노심손상에 이를 수 있는 사고 시나리오들을 파악하고 노심손상 발생빈도를 추정하는 단계이다. 이에는 일반적으로 사건수목 (Event Tree) 분석 및 고장수목 (Fault Tree) 분석 기법이 이용되며, 이 단계가 완료되면 원전에서 발생할 수 있는 주요 사고 시나리오들과 그 발생빈도가 추정되어 대상 발전소의 안전성이 일차적으로 평가된다.

두 번째 업무는 격납건물 건전성 분석 (Containment Performance Analysis)으로 첫 번째 업무에서 파악된 각 사고 시나리오별로 노심손상 후 격납건물내의 압력과 온도, 방사능 물질 생성 양과 현상을 분석하는 단계이다. 여기에서는 사고 전개과정에서 격납건물의 파손 가능성을 분석하고 격납건물 파손시 주변 환경으로의 방사능 방출량을 계산한다.

세 번째 업무는 결말분석 (Consequence Analysis)으로서 노심손상 사고로 인한 격납건물 파손시 대기중으로 방출되는 방사성 물질의 확산 범위 및 정도를 추정하고, 주변 오염으로 인한 사고 피해를 주민의 인체에 미치는 영향과 경제적 손

실로 평가한다. 이 단계가 완료되면 대상 원자력 발전소에 대한 위험성 (Risk)이 정량적으로 평가된다.

위에서 언급한 세가지 분석 단계를 거치면 원자력발전소에서 발생 가능한 사고의 발생 빈도 및 피해 정도를 사고 요인별, 사고 시나리오별로 파악할 수 있다. PSA라 하면 원칙적으로 이 세가지 업무를 통틀어 일컫는 말이다. 그러나 PSA를 수행하는 목적에 따라 분석 업무를 제한적으로 수행할 수도 있다. 계통 신뢰도분석을 통한 노심손상빈도 계산까지를 Level 1 PSA, Level 1 PSA와 격납건물분석까지를 Level 2 PSA, 결말 분석까지의 모든 분석업무를 Level 3 PSA라고 구분하여 부르기도 한다. 상세한 Level 1 PSA 분석 방법과 간략한 Level 3 PSA 분석 방법은 원자력발전소의 안전성 및 신뢰도 평가⁶⁾에 기술되어 있다. 본문에서 언급되는 Level 2 PSA의 분석 목적은 원전의 중대사고 발생시 이를 완화시킬 수 있는 격납건물의 성능을 평가하고자 하는 것이다. 즉 격납건물내에서의 사고진행을 분석하고 격납건물의 파손시간, 파손위치, 파손형태등을 파악하며 이와 관련된 방사선원 방출 특성을 예측하게 되며, 그 구체적인 방법은 사건수목 기법을 활용한다. 본문에서는 Level 2 PSA 중 사건수목 기법을 활용한 내용만 다루었으며 전체적인 Level 2 PSA 흐름이 Fig. 1에 정리되어 있다.

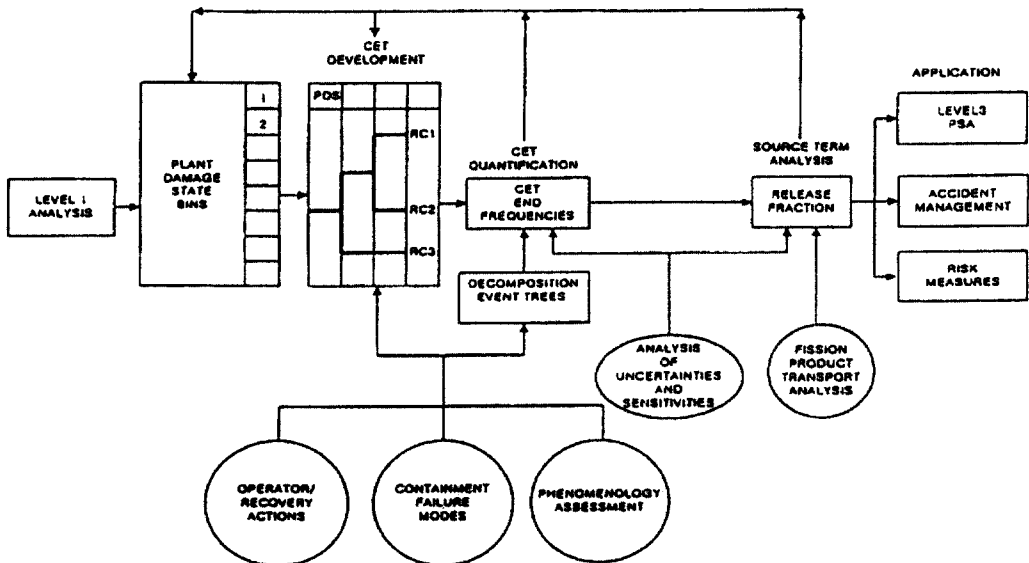


Fig. 1. Overview of the level 2 PSA methodology

2. 격납건물 건전성 평가 방법

2.1. 발전소 손상군 (PDS) 분석

Level 2 PSA를 하기 위한 첫 단계로 발전소 손상상태 (Plant Damage State)를 정의하는데 이는 원자로심에 손상이 일어났을 때 발전소의 상태를 의미한다. Level 1 PSA 결과로부터 노심에 손상이 일어나는 사고경위들이 파악되면, 이때 발전소 각 계통의 상태, 특히 노심 손상과 관련된 안전계통의 상태를 알 수 있다. Level 1 PSA로부터 결정되는 노심손상 사고경위는 Level 2 PSA에 필요한 격납건물과 관련된 안전계통의 정보를 가지고 있지 않기 때문에 이 정보를 포함할 수 있도록 노심손상 사고경위를 확장시킨다. 그러나 확장된 모든 노심손상 사고경위를 분석하기 위해서는 많은 인력과 시간이 소요되므로 유사한 방사능 방출 특성을 갖는 사고경위끼리는 서로 묶어서 가능한 한 적은 수의 발전소 손상군으로 구분한다.

2.1.1. 발전소 손상군 논리도 구성

발전소 손상군을 정의하기 위해 사용되는 발전소 손상군 변수들은 Level 1 사건수목의 사고경위들을 발전소 손상군으로 분류하기 위해 발전소 손상군 논리도에 사용되는 변수로서 계통 작동, 사고 초기 유발자 종류 그리고 주요사건의 시간에 의해 결정되는 중요한 계통의 기능적 상태를 포함한다. 이러한 변수를 이용하여 발전소 손상군 사건수목의 사고경위를 중대사고의 진행 및 방사선원향 등에 큰 영향을 미칠 수 있는 중요 발전소 손상상태에 따라 발전소 손상군으로 분류하기 위하여 발전소 손상군 논리도를 구성한다.

발전소 손상군 논리도는 발전소 손상군의 수를 가급적 줄이면서 사고경위들간에 중요한 차이점을 그대로 유지시키기 위하여 구성하며, 유사한 속성을 가진 발전소 손상군을 통합하고 빈도가 낮은 발전소 손상군을 선별한다. 또한 각 발전소 손상군 변수의 가능한 모든 조합 중 물리적으로 가능하지 않거나 분석에서 사용되는 다른 정의와 상충되는 조합은 발전소 손상군으로 고려되지 않는다. Fig. 2는 올진 3,4호기⁷⁾ PDS 논리도를 보여주고 있으며, 사용하고 있는 변수는 모두 8개이며 이 그림에서 보듯이 모두 45개

의 발전소 손상군이 정의되고, Level 1 PSA에서 결정되는 모든 노심 손상사고는 이 중의 하나에 해당된다.

2.1.2. 발전소 손상군 사건수목 분석

Level 1 PSA 사건수목을 기초로 노심 손상 사고경위를 발전소 손상군으로 분류할 수 있도록 발전소 손상군 사건수목을 작성한다. 발전소 손상군 사건수목은 Level 1 PSA 사고경위가 특정 발전소 손상군으로 명백하게 지정될 수 있도록 모든 필요정보를 포함하여야 하며, 노심손상 이후 사고진행 분석에 중요한 격납건물 성능 및 사고진행 관련 계통도 평가할 수 있도록 확장한다.

발전소 손상군 사건수목의 정량화는 Level 1 사건수목 정량화 방법과 같은 방법으로 Level 1 PSA 전산코드 (예: KIRAP⁸⁾)를 이용하여 정량화한다. 특히 발전소 손상군 사건수목에 Level 1 PSA 사건수목 외에 추가된 계통에 대해서는 고장수목을 추가로 작성하여 분석을 해야 된다. 발전소 손상군 사건수목은 Level 1 PSA의 노심손상 사건수목을 확장한 것이므로 이에 대한 정량화는 Level 1 PSA 업무의 일부로 수행하는 것이 바람직하다.

2.1.3. 발전소 손상군 정량화

발전소 손상군 정량화는 개개의 발전소 손상군에 포함된 발전소 손상군 사고경위들의 빈도의 합을 구하는 것이다. 즉 각 발전소 손상군에 속한 사고경위들의 빈도의 합이 해당 발전소 손상군의 빈도를 나타낸다. 특히 발전소 손상군 사건수목 사고경위들이 올바른 발전소 손상군 번호가 할당됐는가를 확인후 (사고경위 분류규칙의 검증) 정량화 작업은 수계산도 가능하나 다루는 사고경위가 많아 일반적으로는 Level 2 PSA 정량화 전산코드를 사용하여 수행한다.

발전소 손상군 분류의 최종작업은 Level 2 PSA 분석을 위한 각 발전소 손상군의 대표 사고경위의 선정이다. PSA 목적에 따라 발전소 손상군 속성의 경계를 나타내는 사고경위를 선정할 수도 있고 가장 높은 빈도를 가지는 사고경위를 선정할 수도 있다. 모든 경우에 대표 사고경위 선정에 따른 차이와 분석에서 고려하여야 할 불확실성을 인식하여야 한다.

원자력발전소의 정량적인 안전 해석을 위한 사건수목 기법의 응용

(CONPAS Ver 1.0) Diagram: UCN34.KPD /User: SDKIM /De

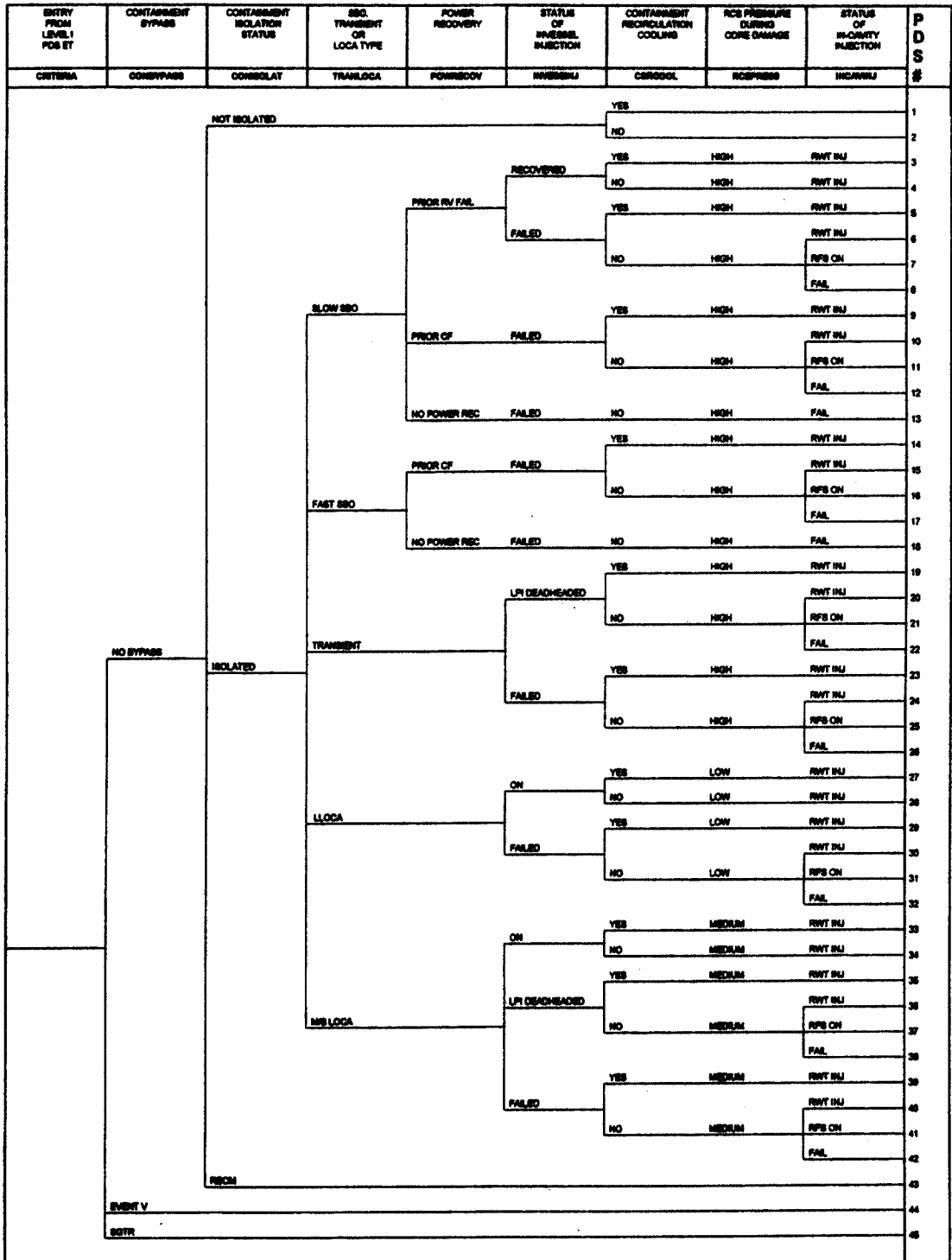


Fig. 2. UCN 3,4 PDS logic diagram

2.2. 격납건물 사건수목 (CET) 및 분해사건 수목 (DET) 작성

격납건물 사건수목 (Containment Event Tree)은 중대사고시 발생하는 여러 가지 현상학적인 진행과 격납건물 상태 그리고 격납건물 경계 외부로 핵분열생성물 방출을 초래하는 격납건물 손상유형을 분석하기 위하여 사용하며, 중대사고에 견딜 수 있는 격납건물의 능력을 체계적으로 평가하기 위한 구조화된 방법을 제공한다.

2.2.1. 중대사고 진행과정 모델

각 발전소 손상군은 격납건물 사건수목에 관한 사고진행 시작점이다. 또한 중대사고 현상은 발전소의 상태에 영향을 받기 때문에 발전소 손상군 별로 노심손상 이후의 사고진행과정을 모델화되 발전소 손상상태의 차이를 반영할 수 있도록 모델을 구성한다.

일반적으로 대부분의 사고경위에 대해선 많은 공통점이 있으므로 여러 발전소 손상군에 대하여 보편적으로 적용할 수 있는 일반적인 격납건물 사건수목과 격납건물 우회경위 및 격납건물 격리실패 등 특별한 발전소 손상군에 적용할 수 있는 특별한 격납건물 사건수목을 구성한다.

2.2.2. 격납건물 사건수목 정점사상 선정

중대사고 진행과정 모델에서 고려된 격납건물 손상 및 방사선원항 관점에서 중요한 중대사고 현상을 격납건물 사건수목 정점사상으로 선정한다. 정점사상은 발전소 유형에 따라 매우 다르며 격납건물 격리, 우회, 손상, 배기 또는 건전성 유지의 가능성 등 격납건물의 상태를 결정할 수 있어야 한다.

격납건물 사건수목 정점사상에는 격납건물 손상시기, 손상유형 및 손상위치에 심각한 영향을 미치는 물리적 현상 또는 사고진행과정 및 사고 환경에 기인된 계통고장 등 격납건물 거동에 비정상적인 결과를 초래할 수 있는 사건, 중대사고 현상의 불확실성을 적절히 반영할 수 있는 사건 등이 포함되어야 한다. 일반적으로 격납건물 사건수목의 정점사상을 선정하기 위해서는 GL 88-20⁹⁾, NUREG-11501⁰⁾ 및 타 발전소에 대해 수행된 확률론적 안전성 평가 결과 등을 참조하며, 격납건물 손상유형과 방사선원항에 영향을 줄 수 있는 중대사고 현상을 적절히 고려할 수 있

도록 해야 한다.

격납건물 사건수목은 다양한 중대사고 현상, 중대사고 진행과정, 그리고 격납건물 손상 및 방사선원항 평가에 중요한 운전원 조치를 반영할 수 있도록 상세하게 작성되어야 한다. 그러나 격납건물 사건수목 정점사상의 수가 많아지면 사건수목에 대한 이해 및 정량화가 어려워지므로 가능한 범위내에서 정점사상의 수를 줄여서 현재 중대사고현상에 대한 이해수준에 적절하도록 격납건물 사건수목 정점사상의 수를 결정하는 것이 바람직하다. Fig. 3은 올진 3,4호기 CET를 나타내며 올진 3,4호기 CET에는 모두 8개의 정점사상이 정의되어 있다.

여기에서 보듯이 핵분열 생성물의 이송과 관련된 일차계통 파손 시점, 격납건물 조기 및 후기 파손여부, 파손 형태 중 방출량이 큰 알파모드 파손, 핵분열 생성물 제거를 결정하는 살수계통, 그리고 콘크리트 바닥을 통한 방출여부를 고려할 수 있도록 정점 사상들이 선정되었다.

2.2.3. 격납건물 사건수목 구성

격납건물 사건수목 구성의 목적은 중대사고가 진행되는 동안에 발생할 수 있는 현상, 격납건물 상태, 격납건물 손상유형 등 격납건물의 거동특성을 고려하여, 격납건물내에서 발생 가능한 모든 사고의 진행을 체계적으로 파악하는 것이다. 그러나 격납건물 사건수목이 너무 복잡하여 사고의 진행과정을 파악하기 곤란해서는 안되며, 격납건물 사건수목에서 다루기 힘든 복잡하고 상세한 고려사항은 격납건물 사건수목의 보조수목에서 고려된다. 격납건물 사건수목 구조는 논리적이고 이해할 수 있어야 하며 세부 분석의 상세 정도가 일관성을 유지하고 완결되어 있어야 한다.

중대사고 진행중 주요 사건발생 시점에 따라 노내 초기 노심손상 진행 과정, 노내 후기 노심손상 진행 과정, 원자로용기 파손 시점 또는 직후의 노외 진행 과정, 그리고 원자로용기 파손후 장기적인 진행 과정의 시간 순서에 따라 격납건물 사건수목을 구분하는 것이 유용하다.

Fig.3에서 구성한 CET는 모두 95개의 CET 종결점이 정의되어 있으며, 각 종결점이 가지는 정보는 용기 파손에서부터 격납건물 안에서의 사고 진행 과정을 포함한다.

원자력발전소의 정량적인 안전 해석을 위한 사건수목 기법의 응용

(CONPAS Ver 1.0) Diagram: UCN34.KCT/L

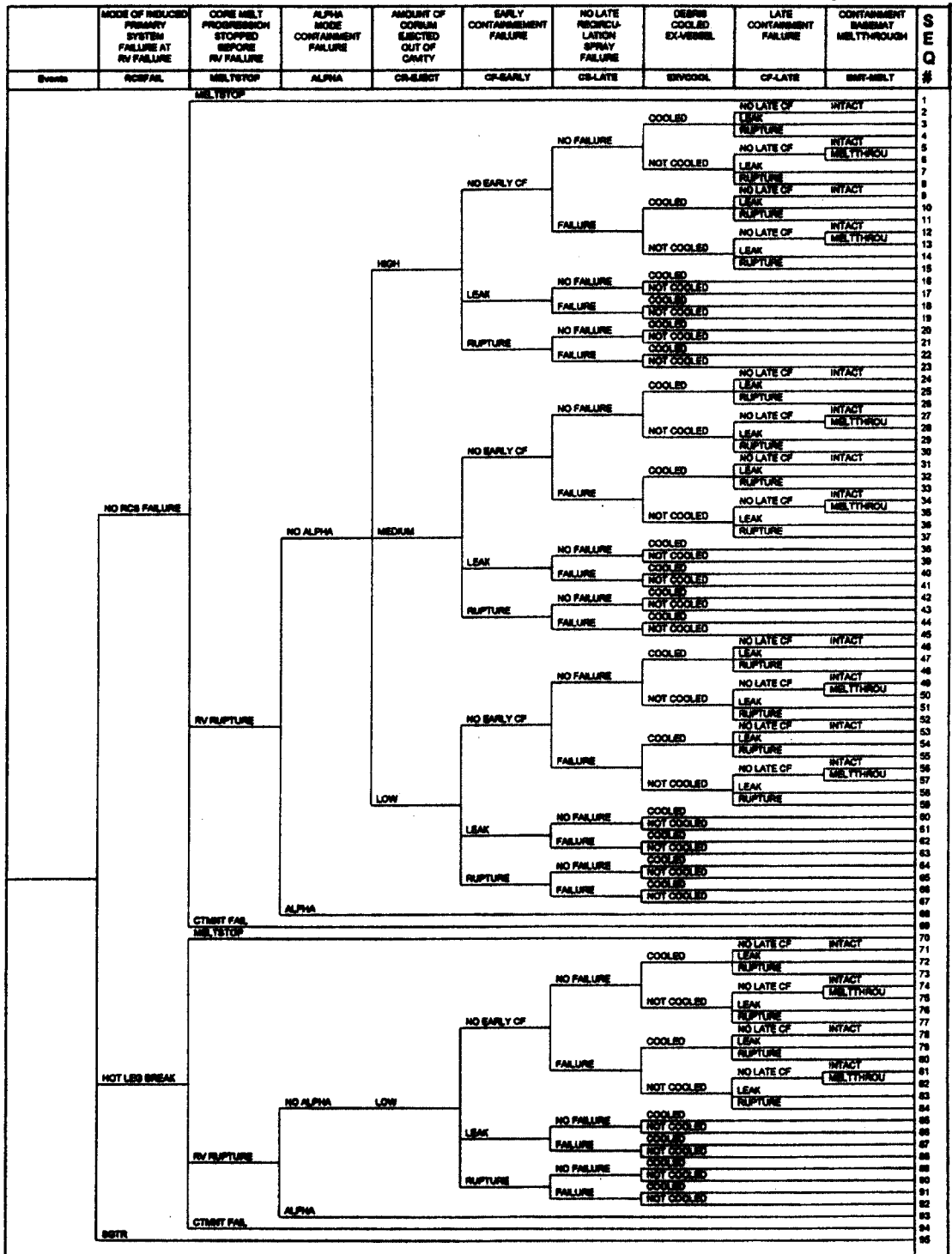


Fig. 3. UCN 3,4 containment event tree

2.2.4. 분해사건수목 (DET) 작성

중대사고 현상을 심도있게 고려하기 위하여 주요 중대사고 현상 (정점사상)의 발생에 영향을 주는 조건을 고려함으로써 해당 중대사고 현상과 관련된 정량화 과정을 용이하게 할 수 있다. 일반적으로 격납건물 사건수목 사고경위의 갯수를 줄이고 사고경위를 이해하기 쉽게 하기 위하여 격납건물 사건수목 상에서는 중요 현상들을 분해하여 분석하지 않으며, 이러한 상세 현상들을 분석하기 위하여 별도의 분해사건수목 (Decomposition Event Tree)을 사용한다.

분해사건수목은 격납건물 사건수목의 정점사상별로 현상에 영향을 주는 물리적 조건 또는 운전원 조치 등을 분해사건수목의 정점사상으로 고려하여 해당 격납건물 정점사상의 확률을 결정하기 위하여 사용된다. 분해사건수목을 사용함으로써 격납건물 사건수목 정점사상에는 격납건물내 사고진행 결과에 영향이 큰 사건만이 포함되며, 따라서 격납건물 사건수목의 정점사상에 영향을 미치는 중대사고 현상이나 계통의 상태, 지선확률의 평가에 도움이 될 수 있는 사건들을 분해사건수목의 정점사상으로 고려하여야 한다.

Fig. 4는 Fig. 3의 울진 3,4호기 CET 정점 사상 중 하나인 원자로 공동바닥 관통 (BMT-MELT)에 대한 DET를 나타내고 있으며 원자로 공동바닥 관통 파손 확률값은 Fig. 2에 나타난 PDS 논리도에 사용한 변수인 원자로 공동 내 주입상태 (INCAVINJ)와 CET에 쓰인 후기 격납건물 재순환 살수(CS-LATE), 원자로 외부 노심 파편 냉각여부 (DB-COOL), 그리고 캐비티 외부로 방출되는 코륨의 양 (CR-EJECT)에 의존함을 알 수 있다.

2.2.5. CET/DET 방법론의 장단점

지금까지 개발 사용되어온 다양한 격납건물 사건수목 방법론¹¹⁾을 분석하여 사건수목 방법론이 갖추어야 할 7가지 주요요건이 다음과 같이 도출되었다 :

- (1) 사건수목의 구조는 가능한한 단순하게 하되 사고경위의 정량화 과정은 체계적일 것
- (2) 분기점 확률개념의 적용에 일관성이 있을 것
- (3) 불확실성분석 및 민감도분석이 용이할 것
- (4) CET내의 주요 사건 및 현상들을 합리적 방식으로 모사할 것

(5) 주요 사고 경로 및 중간결과의 추적이 가능할 것

(6) 새로운 사건의 추가 및 불필요한 사건의 제거 등 CET수정이 용이할 것

(7) Front-End 사건을 적절히 고려하여 Front-End 사건과 격납건물 사건들 사이의 상호작용을 적절히 허용할 것

7 가지 주요 요건을 만족시키기 위해서는 적절한 수의 정점사상을 고려하는 사건수목과 이를 보완하는 보조수목을 사용하는 것이 바람직하다. 기존 격납건물해석 방법에서 보조수목으로 사용하고 있는 DET는 위에서 고려된 거의 모든 요건을 만족시킨다. 특히 사고진행 순서에 따른 사상간의 종속성에 의하여 CET가 구성되는 현재의 격납건물 해석방법에서는 보조수목으로서 DET가 적절하다고 판단된다. 하지만, CET/DET 방식의 DET 사건들 사이의 종속성을 적절히 고려할 수 없다는 단점이 있다. 이 단점은 DET 논리의 고유한 성질이므로 그 자체를 제거할 수는 없으나 DET 사상간 종속성을 가지는 사건들이 고려될 경우 그 사건을 CET 정점사상으로 포함시켜 이후의 사건들과 종속성을 다룸으로써 이러한 문제를 해결할 수 있다. 부수적인 결과로 CET 구조 자체가 비대해져 CET/DET 방식의 주요 장점의 하나인 간결성을 충분히 살리지 못할 우려가 있으므로 사고진행에 중요한 사건만을 고려해야 할 필요가 있다.

2.3. 격납건물 사건수목 정량화

2.3.1. 사고경위별 격납건물 부하 결정

격납건물 사건수목의 최종점은 분석대상 발전소의 격납건물내에서 발생 가능한 사고경위들을 나타낸다. 따라서 이러한 각 사고경위에 대하여 격납건물의 손상 여부를 결정하여야 하며, 이를 위해서는 각 사고경위로부터 발생될 수 있는 격납건물내 부하를 분석하여야 한다. 사고경위별로 격납건물내 부하가 계산되면 격납건물 손상 유형 및 그에 해당하는 격납건물 손상압력을 검토함으로써 격납건물의 손상 여부를 결정할 수 있다.

격납건물내 중대사고의 진행은 매우 복잡한 중대사고 현상이 발생되기 때문에 일반적으로 MAAP¹²⁾과 같은 중대사고 분석용 전산코드를 사

원자력발전소의 정량적인 안전 해석을 위한 사건수목 기법의 응용

(CONPAS Ver 1.0) Diagram: BMT-MELT.KDT /User: /Date: 25 May 00

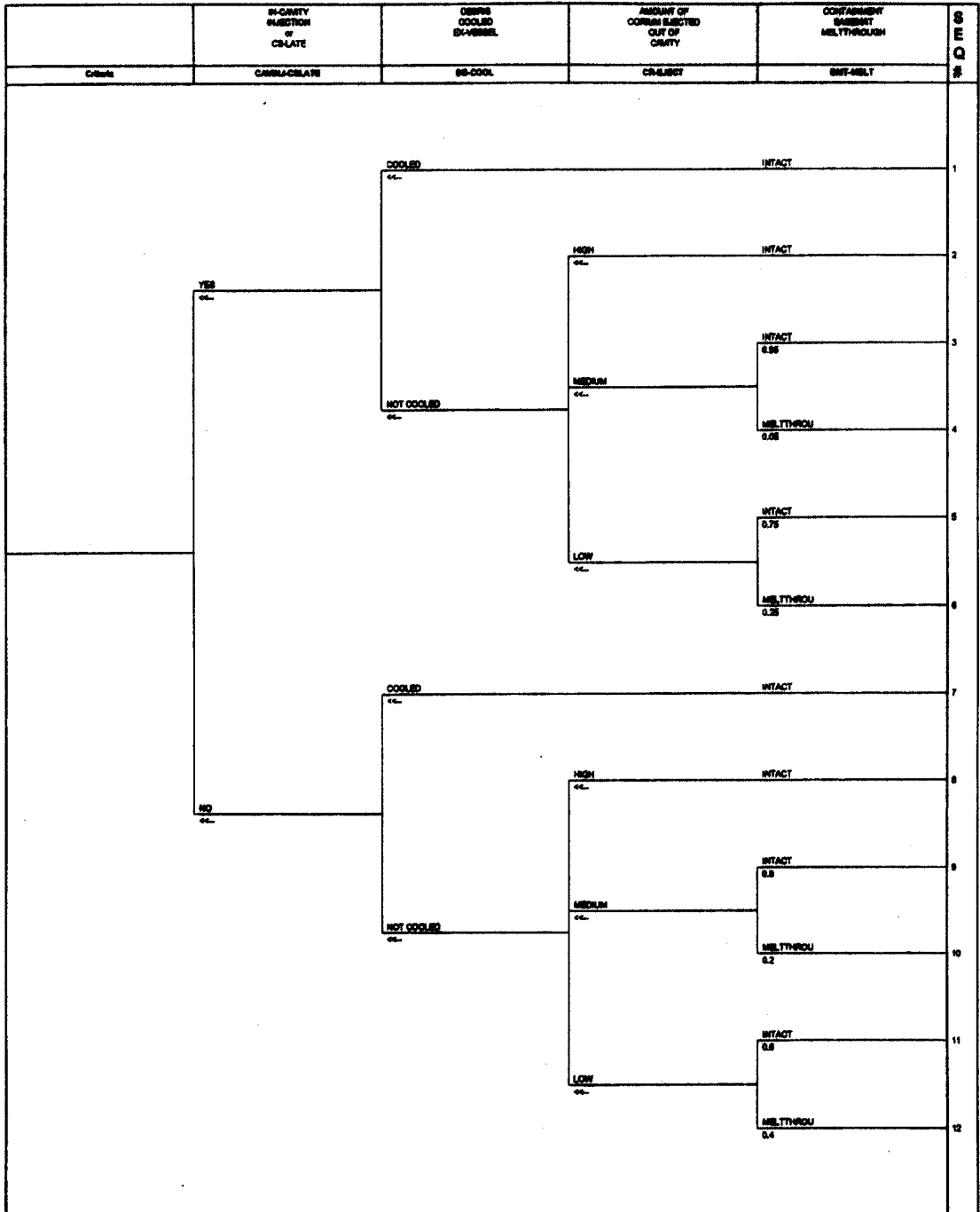


Fig. 4. Containment bsaemat melt-through(BMT-MELT) DET

용하여 각 사고경위에 대한 격납건물내 부하를 계산하되 주로 정적 부하를 고려한다.

2.3.2. 분해사건수목 정점사상의 정량화
분해사건수목에서 허용되는 사건들은 특성에

따라 두가지 유형으로 분류된다. 첫째는 분류사건(sorting event)으로서 분기점 중 단지 하나에만 1의 확률값이 할당되고 나머지 분기점들은 0으로 정해지는 사건들이 이에 속한다. 분류사건 지선은 발전소 손상군 속성과 격납건물 사건수목 정점사상에 쓰인 값에 근거를 둔 지선 경로를 결정하는 규칙세트에 기본을 둔다. 규칙은 발전소 손상군 특성과 앞선 격납건물 사건수목 지선 결정에 사용된 정보를 평가하여 정확한 경로를 판단하도록 작성되어야 한다. 두 번째 유형은 일반적으로 0과 1 사이의 분할률(split fraction)에 의하여 확률값이 할당되는 사건으로 분석자에 의해 지선 확률값이 결정되며 지선이 나타내는 정확한 사고진행에 대한 분석자의 믿음의 정도를 나타낸다. 분해사건수목 정점사상의 조건부 확률은 결정론적 분석, 불확실성을 고려한 중대 사고현상 분석결과와 최신 자료, 전문가 판단에 기초하여 결정된다. 전문가 판단의 정확성은 특정 사항에 대한 전문가의 지식수준에 의존한다.

2.3.3. 격납건물 사건수목 정량화

격납건물 사건수목과 분해사건수목이 작성되고 분해사건수목의 정점사상의 확률이 지정되면 CET 종결점의 확률은 이곳에 도착한 모든 사고 경위의 확률값의 합으로 결정된다. 이때 CET에 입력되는 각 PDS의 종결점은 해당 사고 경위의 확률값을 포함하고 있으며, CET 정점 사상에 따라 지선으로 배분될 때 지선 확률을 곱한 값으로 CET 종결점에 도착한다. 이러한 정량화 작업은 수 작업으로도 가능하나 울진 3,4호기의 경우 (Fig. 2와 Fig. 3) 계산 가지의 수는 모두 4275 (45 X 95) 가지나 된다. 따라서 실제의 경우는 CONPAS¹³⁾와 같은 Level 2 PSA 정량화 코드를 이용하여 자동적으로 수행되도록 한다.

3. 결 론

Level 2 PSA로 지칭되는 원자력 발전소의 격납건물 건전성 평가 방법은 Level 1 PSA에서 정의되는 사건수목을 이용하여 격납건물 내에서의 사고진행을 분석하고 격납건물의 파손시간, 파손위치, 파손형태 등을 파악하며 궁극적으로는 이와 관련된 방사선원 특성을 예측할 수 있다.

현재 국내에서 건설중이거나 운전중인 모든 원전에 대하여 Level 2 PSA를 수행함으로써 원전의 안전성을 입증하고, 평가 결과로 도출된 설계 및 운전 취약점을 개선하여 사고관리 등 궁극적으로 원전의 안전성을 제고시키고 있다. 또한 시스템 전체 측면에서 중요 사고요인 및 사고 시나리오를 파악하거나, 안전성 측면에서 계통 및 기기의 상대적 중요성을 평가하고 설계 및 운전상의 취약점을 파악하는데 이 방법이 널리 사용되고 있다. 따라서 이 방법은 중대 산업재해를 초래할 수 있는 산업설비에 대해서도 발생 가능한 모든 사고 시나리오들을 파악하고, 이들 사고 시나리오의 발생 빈도 및 사고로 인한 피해 정도를 정량적으로 평가하는데 응용될 수 있다. 원전에 적용되는 안전평가 기술의 산업체 적용은 복잡한 위험 설비에 대한 보다 객관적이고 종합적인 안전성평가를 가능하게 하며, 이에 근거한 설비개선 및 운전관리의 최적화를 통하여 산업재해를 예방하고 궁극적으로 위험 설비의 안전성을 제고할 수 있을 것으로 기대된다.

감사의 글 : 본 연구는 과학기술부의 원자력 연구개발 사업의 일환으로 수행되었습니다.

참고문헌

- 1) USNRC, "PRA Procedures Guide, A Guide to the Performance of Probabilistic Risk Assessments for Nuclear Power Plants", NUREG/CR-2300, Vols.1 and 2, Jan. 1983.
- 2) IAEA, "Procedure for Conducting PSA of Nuclear Power Plants", Safety Series No. 50-P-4. 1992.
- 3) Ralph R. Fullwood, Robert E. Hall, "Probabilistic Risk Assessment in the Nuclear Power Industry", PERGAMON PRESS, 1988.
- 4) EPRI, "PSA Application Guide", EPRI TR-105396, 1995.
- 5) USNRC, "Reactor Safety Study : An Assessment of Accident Risks in the U.S. Commercial Nuclear Power Plants", WASH-1400, 1975.
- 6) 정원대, 황미정, "원자력발전소의 안전성 및 신뢰도 평가", 한국산업안전학회지 Vol. 12, No. 4, 1997.
- 7) KEPSCO, "ULCHIN UNITS 3&4 Final Probabilistic Safety Assessment Report", 1997.

- 8) 한국원자력연구소, "KIRAP(KAERI Integrated Reliability Assessment code Package) Ver2.0 사용자 설명서", KAERI/TR-361/93. 1993.
- 9) USNRC, "Individual Plant Examination for Severe Accident Vulnerabilities - 10CFR50.54(f) (Generic Letter No. 88-20)", 1988.
- 10) USNRC, "Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants", NUREG-1150, 1990.
- 11) 한국원자력연구소, "원자력 안전성 향상 연구 2 단계 PSA 기술개발", KAERI/RR-1757/96. 1996.
- 12) EPRI, "MAAP 4: Modular Accident Analysis Program for LWR Power Plants", 1994.
- 13) 한국원자력연구소, "CONPAS 1.0 (CONTainment Performance Analysis System) Code Package 사용자 설명서", KAERI/TR-651/96. 1996.