

최적평가 모델의 개발현황

이은철

서울대학교

1. 서 론

우리는 최적평가(Best Estimate)라는 용어를 쉽게 사용한다. 그러나 최적평가는 그 말이 의미하는 것처럼 어떤 상태에서 가장 적합한 평가가 이루어진다는 것이며, 현상을 기술하는데 있어 실험적인 뒷받침이 완벽하게 이루어져야 한다. 이러한 최적평가 모델이란 실제로 존재할 수 없으며, 어디까지나 본문에서 사용되는 최적평가 모델의 의미는 보수적 평가모델에서 개선된 모델을 뜻한다는 점에 먼저 유의해야 할 것이다.

지금까지 원자로설계에 사용되어온 모델들은 설계의 안전성이 우선이었기 때문에 보수적인 모델들이 사용되어 왔다. 특히 안전성설계의 대부분은 안전에 직접적인 영향을 주기 때문에 더욱 보수적인 수밖에 없었다. 이러한 관계로 원자로의 비상노심 냉각계통의 설계와 평가에 지극히 보수적인 평가모델이 적용되어 온 것은 너무나 당연한 결과였는 지도 모른다. 비상 노심계통의 설계평가에 사용되는 보수적 평가 모델은 미국 원자력규제 위원회가 제시한 10CFR50 부록 K에 구체적으로 명시되어 있다[1]. 이 보수적 모델들은 그냥 보수적이라기 보다 지나치게 보수적

이었다고 말하는 것이 더 옳바른 지적이다. 이것은 당시 안전성에 영향을 미치리라고 생각되는 많은 인자 및 현상에 대한 지식의 부족을 보상하고 설계상에 안전성을 우선하기 위하여 모든 불확실성을 극한인자로 대체한 심한 보수성을 가지고 있었다. 원자로 운전자 및 설계자들은 보수성이 너무 커서 경제적인 손실은 물론 불필요하게 운전 여유도를 감소시켜 운전상에 많은 제약을 가하여 오히려 안전성에도 결코 유리하게 적용하지 않는다고 불평하여 왔다. 그러나 완전하게 규명되지 않은 현상에 대해 인간의 단일한 생각이 도입되어 문제를 유발할 것을 우려하여 어쩔 수 없이 심한 보수성에 택할 수밖에 없었다.

1960년대 초부터 냉각재 상실사고에 관한 현상의 이해증진을 위하여 많은 실험 및 계산이 진행되어 왔다. 미국의 LOFT와 SEMISCALE, 일본의 LSTF, 서독의 PKL test와 유럽 공동체의 LOBI 등 대규모 실험시설들이 대형 및 소형 냉각재 상실사고의 진행과정과 현상을 정확하게 파악하기 위하여 막대한 연구비를 투입하여 운영되어 왔다. 이러한 연구가 진행되면서 그동안 불확실했던 많은 현상들이 어느정도 그 윤곽을 들어내게 되었으며, 그 결과 지금까지 강요해 오던 보수적 평가모델들의 상당수에 대한 개선이 이루어지게 되었다. 이렇게 개선된 모델들을 토대로 하여 최적평가를 위한 코드들이 개발되었고, 새로운 모델들을 사용하여 최적계산을 수행하여도 원자로의 안전성이 보장 되리라는 확신이 서게 된 것이다.

1980년대에 들어서면서 각 vendor들과 USNRC가 앞장서서 기존의 보수적 평가 모델의 사용이 불합리하고 지나치다는 의견에 합의하였고, 마침내 충분히 입증된 평가모델에 대한 개선을 골자로 하여 규제조건을 완화 하기에 이르렀다. [2, 3]

지금 논의되고 있는 개선방향은 최적 평가모델을 사용하여 비상노심 냉각계통을 설계하는 것을 허용하되, 이 경우 평가모델의 불확실성을 정량화하여 근거가 명확할 경우 사용할 수 있게 융통성을 주려는 것이다. 즉, 평가모델의 불확실성을 명시하고, 사용하는 계산코드들의 불확실성을 정량화하고, 충분한 실험이나 현상학적 분석을 통하여 타당성이 입증된다면 허용할 수 있다는 방향으로 완화되고 있다. 그러나 이런 불확실성의 정량화는 생각보다는 훨씬 어려운 작업이다. 무엇보다 우선 안전성을 보장하여

야 한다는 원칙에 차질이 없어야 하기 때문에 불확실성의 정량화에 다음과 같은 기본 개념이 우선된다.

첫째, 어떤 현상이 모호하거나 불확실할 경우 보수적 평가모델을 사용한다.

둘째, 발전소 변수(입력변수, 초기조건 및 경계조건 등) 및 최종 피복재 침투 온도(Peak Cladding Temperature: PCT)에 영향을 주게 될 것으로 판단되는 인자들 중에서 불확실성을 정량화하기 어려운 것들에 대해서는 보수적인 측면에서 경계치방법(Boundary Value Approach)을 적용한다.

이러한 원칙에서 최적 평가모델을 도입할 수 있으며 다음과 같은 방법을 통하여 분석할 수 있다.

첫째, 도입된 최적 평가모델의 불확실성을 정량화하여야 하며, 이 과정은 충분한 신뢰도를 수반하여 수행하여야 한다.

둘째; 해석에 사용된 모델 또는 상관식들의 독립적인 효과에 대한 불확실성을 정량화하여야 한다.

(Separate Effect Test: SET)

셋째, 이러한 모델 또는 상관식들을 입증할 수 있는 어떤 실험시설에 적용하여 충분히 현상을 모사할 수 있음을 보여야 한다. 또한 이 실험의 결과와 비교하여 복합적인 불확실성을 정량화하여야 한다.

(Integral Effect Test: IET)

넷째, 이런 과정을 통하여 구성된 코드시스템에서 적용 대상 실험규모, 모델에 사용된 nodalization 등에 관한 불확실성 등이 충분히 논의되어야 한다.

이렇게 모든 과정이 확정되면 원자력발전소의 안전해석을 위해 PCT에 미치는 영향이 검토되고, 앞에서 논의된 불확실성들을 통계적으로 조합하여 최종 PCT결과를 구하여야 한다.

이렇듯 비상노심 냉각계통을 평가하기 위해 최적 평가모델을 도입할 때, 입력 또는 발전소인자들에 대한 경계치방법을 도입할 수 있고, SET 또는 IET로부터 평가되는 PCT 불확실성을 통계적으로 처리해야 하며, 분석의 보수성을 확보하고, 해석방법의 단순화 및 경제성 향상 등 안전성을 위배하지 않는 범위 내에서 최선을 다하는 상대적 최적 평가방법이 적용되어야 한다.

본문에서는 이러한 근거에서 먼저 각 모델 또는 상관식들의 불확실성 정량화 방법을 논의하고, 통계처리 방법에 있어서 고려되어야 할 우선 순위(Phenomena Identification and Ranking Table:

PIRT)에 관해 언급하고 Code Scaling, Applicability and Uncertainty(CSAU) 방법등을 논의한다. [4, 5, 6]

참고로 미국 Westinghouse 사의 보수적 평가모델에 의한 분석과 TRAC에 의한 최적 평가방법을 이용

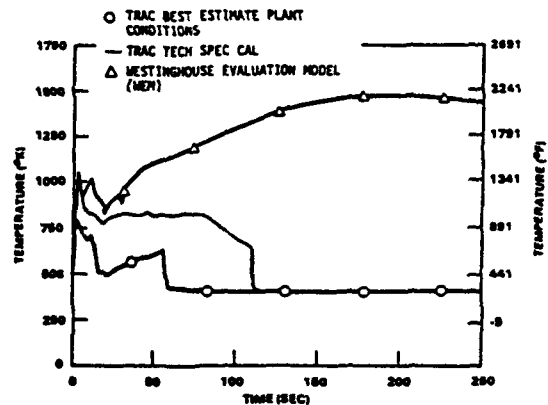


그림 1. 웨스팅하우스 평가모델과 최적계산 결과 비교 (Typical 4-loop PWR)

한 분석 결과가 그림 1에 비교되었다. 그림에서 볼 수 있듯이 최적 평가방법을 이용하면 현상을 좀 더 현실적으로 평가할 수 있을 것으로 생각된다.

2. 불확실성의 정량화

최적평가를 위해서 가장 먼저 행해져야 하는 일은 불확실성의 정량화이다. 우리는 먼저 불확실성의 원인이 어디에 있으며, 이들 불확실성을 정량화 하기 위해 어떤 방법이 택해질 수 있는 가를 논의한다. 그리고 불확실성이 정량화되면 어떻게 이들 불확실성을 통계적으로 처리하여 실제 설계인자에 반영할 수 있는지를 논의하여야 한다.

어떤 현상을 해석하는 데 있어 최적으로 현상을 기술해야 한다는 점은 당연하나 근본적인 법칙이 규명되지 않은 자연현상이나 물리적현상들을 몇개의 수식이나 상관식들로 정확하게 표현하기는 매우 어렵다. 많은 연구진들이 실제 현상을 정확하게 모사할 수 있는 모델이나 상관식을 실험적 또는 해석적으로 개발하려고 노력을 하였으나 대부분의 경우 현상을 한정된 조건내에서 근사할 수 있을뿐 광범위한 조건영역에서 현상을 정확하게 모사하지는 못하고 있다. 이것은 현상이 복잡적이고 또 인간이 알지 못하는 변

수들에 의해 좌우되고 있기 때문이다. 최적 평가모델이란 이런 복잡하고 오묘한 자연현상들을 기술하는데 있어 주어진 조건 영역에서 어느 정도의 오차범위내에서 충분히 정확하게 표현할 수 있는 모델을 뜻한다. 따라서 최적모델이나 상관식들은 실제 현상과 약간 다른 결과를 줄수밖에 없으며, 불확실성 정량화의 주목적은 이러한 차이를 정량화 하고 이것이 관심대상의 예측 결과에 미치는 영향을 평가하여 그 예측 결과가 가질 수 있는 한계를 정량화 하는데 있다 하겠다.

냉각재 상실사고의 해석에서도 이와 같은 불확실성은 엄연히 존재하며 결과는 각 모델 및 상관식의 불확실성에 따른 오차를 가질 수 밖에 없다. 냉각재 상실사고의 경우 안전성의 기준으로 최대 피복재온도를 사용한다. 즉, 최대 피복재온도가 규정상의 2200°F를 넘어서는가를 사고해석을 통하여 계산하고 이를 비상노심 냉각 계통의 설계기준으로 삼게 된다. 비상노심 냉각계통의 해석은 이러한 근거에서 최대 피복재온도를 계산하는 과정으로 볼 수 있으며, 이 중간과정의 적합성을 평가한다고 본다. 이런 분석에서는 필히 대형 계통 및 노심 분석 전산코드가 사용되며, 이 전산코드의 불확실성을 규명하는 것이 최적 계산 방법의 첫째 작업이다. 앞서서도 언급되었지만 이러한 대형 코드에서는 여러가지 현상학적인 문제들이 서로 복잡하게 얽혀있어 어떤 한두가지의 모델의 불확실성을 규명하는 것으로는 결과에 나타나는 총체적인 불확실성을 알아내기 어렵다. 따라서 코드에 사용된 중요한 모델들의 불확실성의 근원을 먼저 밝히고 이와 관련된 주요 안전변수들의 불확실성을 정량화하는 방법이 적용되어야 할 것이다. 냉각재 상실사고의 최적평가시 고려되어야 하는 불확실성의 원인들은 크게 7가지 정도로 구분할 수 있다.

이들은 실험결과로부터의 불확실성, 해석코드의 수치해석적 불확실성, 사고분석시 사용되는 입력변수들의 불확실성, 초기조건, 계통의 거동모사시 경계조건의 불확실성, 해석코드에 포함되어 있는 해석모델의 불확실성, 실제 발전소계통의 nodalization에 따른 불확실성과 최종 피복재온도를 평가하기 위해 도입된 통계적처리로 인한 불확실성등으로 구분될 수 있다. [4, 6]

(1) 실험결과로부터 얻어지는 불확실성

자연현상을 있는 그대로 모사하기 위해 먼저 그 현상의 본질이 어떤 인자들에 의해 좌우되는지를 결정하여야 한다. 이를 위해서 본질적인 인자들이 현상에 미치는 영향을 검토하여야 한다. 이 과정은 대부분 실험실규모로 행해지며, 한정된 실험조건과 규모로 실제와 상당한 차이를 가질 수 밖에 없다. 또한 실험을 측정하기 위해 사용된 계측시스템의 정밀성에서도 상당한 불확실성을 내포하고 있다.

(2) 해석코드의 수치해석적 불확실성

실험결과와 불확실성은 발전소조건에서 또다른 불확실성을 줄 수 있다. 따라서 해석코드에서는 수치적으로 실험결과를 모사하여 사용할 수밖에 없으며, 이 과정에서 불확실성을 갖게 된다. 또한 단일 모델에 의해 복잡한 현상을 기술하기 어렵기 때문에 여러가지의 복합적인 모델이 사용될 수밖에 없다. 이러한 과정은 많은 경험인자를 필요로 하며, 또한 수치해석으로 모사되기 때문에 상당한 불확실성을 포함하게 된다.

(3) 입력변수들의 불확실성

일반적으로 사고가 일어나는 경우는 정상적으로 예측되지 않은 상태에서 발생된다. 따라서 사고가 일어나는 조건들은 경우에 따라서는 거의 알려지지 않을 수 있다. 이 때 사고의 조건들을 기술하는 입력변수들이 잘못 기술될 수 있으며 이러한 불확실성을 규명하여야 한다. 또한 계통을 있는 그대로 모사하기 어렵다. 즉, 기하학적으로 계통을 모사하기 어렵기 때문에 할 수 없이 근사한 기하를 사용할 수 밖에 없으며, 이 때 불확실성이 나타난다.

(4) 초기조건과 경계조건의 불확실성

위의 입력변수들과 어울려 사고 발생시의 초기조건들도 상당한 불확실성을 가지고 있다. 또한 사고가 진행되는 과정에서 모델이나 상관식들을 적용하기 위해 도입되는 경계조건에서도 상당히 큰 불확실성을 내포하고 있다.

(5) 해석모델의 불확실성

원자로내에서의 복잡한 열수력학적 거동모델, 유체유동에 관련된 상관식 및 모델의 기술에 수치해석

모델을 도입하기 때문에 코드의 구성방정식에 많은 불확실성이 포함된다. 또 열역학적인 특성을 기술하는 모델도 각 구성성분들에 따라 상당한 불확실성을 준다. 물론 코드 자체의 불완전함과 물리적현상 자체의 불확실성도 크다. 이런 불확실성을 정확하게 기술한다는 것이 거의 불가능하기 때문에 민감도분석을 통하여 판단하는 것이 타당하나, 모든 현상에 대해 민감도 분석을 한다는 것도 실제로 불가능하기 때문에 현상학적인 중요도에 대해 우선순위를 선정하여 결과에 크게 영향을 미칠 수 있는 인자들을 선택하여 사용하는 것이 바람직하다. 이렇게 선정된 주요 불확실성의 근원에 대해서는 Separate Effect Test 또는 Integral Effect Test등을 통하여 해석하여야 하고, 그 결과에 대해 불확실성을 정량화하여야 한다. 실험결과와의 비교 평가시 실험설비의 규모에 따른 불확실성도 이 과정에서 포함되어야 하고, 실험결과의 측정오차에 대한 고려도 수반되어야 한다.

(6) nodalization에 따른 불확실성

실제 발전소계통을 모사하기 위해 사용된 nodalization에 따른 불확실성과 사용자가 모델을 택할 때 선택된 option등의 차이로 기인된 불확실성도 규명해야 한다. 이러한 불확실성은 SET나 IET등 실험시설에 대한 평가계산을 통해 적합한 노드를 선정하고 발전소계통에 응용할 때 일관성있게 적용되어야 하므로, 그 미치는 영향이 민감도분석들을 통하여 정량화되는 것이 바람직하다.

(7) 통계적 처리에 따른 불확실성

앞에서 기술된 모든 불확실성이 경우에 따라서는 중복되기도 한다. 따라서 최종 PCT에 미치는 영향은 앞의 6가지 불확실성을 통계적으로 처리하여야 한다. 이 때 주요 안전변수들에 과급되는 효과가 정확하게 기술되어야 하는 데 이것이 통계처리상의 불확실성이다. 이것은 최종 해석방법의 계산에 소요되는 시간, 인력, 전산비용과 불확실성의 범위에 따라 절충하여 최적화되어야 한다.

3. Code Scaling, Applicability and Uncertainty(CSAU)방법

비상노심 냉각계통의 해석에 관한 불확실성의 정

량화방법은 많은 연구진에 의해 논의되어 왔다. 지금까지 논의된 방법중 대표적인 접근방법으로는 Bottom-up 방법과 Top-down 방법이 있는데, Bottom-up 방법은 2절에서 논의된 모든 불확실성의 원인들을 일괄적으로 검증하여 각각의 불확실성을 정량화하고 주요 안전변수에 미치는 영향을 최적으로 정량화하는 방법이며, 이에 반해 Top-down 방법은 사고의 유형에 따라 주요 안전변수에 미치는 영향이 큰 원인을 분류하고, 선정된 중요한 불확실성의 원인과 관련된 모델이나 변수들에 대하여 불확실성을 정량화한 뒤 이들이 주요 안전변수에 미치는 영향을 평가하여 불확실성을 정량화하는 방법이다. 그러나 이 두가지 방법은 각각 장단점을 가지고 있다. 즉, Bottom-up 방법은 냉각재 상실사고와 같이 대형 전산코드의 사용이 불가피할 경우, 너무나 많은 불확실성의 원인이 존재하기 때문에, 모든 불확실성을 다 고려하기에는 많은 전산계산 시간과 재원이 요구되어 실질적인 문제에 응용하기 어렵다.

Top-down 방법은 이에 비해 계산량의 감소등 여러가지 장점이 존재하지만, 코드의 규모에 따른 처리 능력과 상호 보완적인 오차에 대한 고려등이 미흡한 단점이 있다. [4, 6]

CSAU방법은 이러한 장단점들을 고려하여 먼저 Top-down 방법에 의해 중요한 불확실성들의 원인을 선택하고, 관련된 불확실성을 정량화하며, 이들이 주요 안전변수에 미치는 영향 평가를 통한 최종적인 불확실성의 정량화과정에서만 Bottom-up 방법을 채택하는 혼합된 방법론이다. 이 CSAU 방법론은 단계별로 크게 3분야로 나눌 수 있다. 첫째는 해석코드의 모델링 능력확인 단계로 사고의 유형에 따른 주요 현상및 모델의 선정을 우선하며, 다음에 논의되는 세부 단계의 1단계로부터 6단계까지를 의미한다. 두 번째는 이미 선정된 주요 현상및 모델에 대한 평가 단계로서 코드에 포함된 주요 현상및 모델에 대해 SET와 IET등의 실험 결과와 비교하고 평가계산을 수행함으로써 코드의 정확도를 구하고, 주요 현상에 대한 모델의 불확실성을 정량화하는 단계이다. 여기서는 세부단계 7단계부터 10단계까지를 포함하고 있다. 셋째는 민감도및 불확실성 정량화단계로 실제 발전소의 입력및 상태변수와 주요 현상및 모델의 불확실성이 최종 PCT에 미치는 영향을 민감도분석을 통하여 정량화하고 총체적인 PCT의 불확실성을 정

량화하는 단계로, 세부단계 11에서 14단계를 포함한다. 각 세부단계를 요약하면 다음과 같다.

제1단계 : Specify Scenario

사고 유형에 따라 주요 현상 및 모델이 변할 수 있으므로, 코드의 모델링 능력과 불확실성은 사고의 진행과정에 따라 크게 달라질 수 있다. 따라서 먼저 사고유형을 정의하고 이에 따른 주요 현상 및 모델을 선정한다.

제2단계 : Select the Nuclear Power Plant

사고의 진행과정과 이에 따른 주요 현상은 발전소 설계 특성에 따라 달라질 수 있다. 따라서 분석해야 할 대상 발전소가 우선 선정되어야 한다.

제3단계 : Identify and Rank Phenomena

사고 유형별 및 발전소 유형에 따른 코드의 주요 현상 및 모델 등 불확실성의 원인을 선정하고 그 우선순위를 중요도에 따라 구분한다. 이 과정은 PIRT (Phenomena Identification and Ranking Table) 구성이라고 하며, 최종 PCT에 미치는 불확실성을 구하기 위해 전체 계통별 또는 부품별로 고려될 주요 분석의 지침이 된다[5]. (4절 참조)

제4단계 : Select a Frozen Code

불확실성의 정량화 계산에 사용될 일관성있는 최적 평가용 전산코드가 선정되어야 한다. 미국 원자력 규제위원회에서는 계통 분석용으로 RELAP5/MOD2 및 TRAC/PF-1 코드를, 노심분석용으로 COBRA/TRAC 코드를, 핵연료분석용으로 FRAP-T6 코드를 제시하였다. 선정된 해석 코드에 대해서는 최종 PCT 계산에 미치는 주요 현상 및 모델의 변경이 금지되어야 평가의 일관성을 유지한다.

제5단계 : Provide Code Documentation

사용하는 해석코드의 사용지침서, 코드에 내포된 모델 및 상관식들의 평가 보고서 및 관련 자료들이 서류화되어야 한다. 이들 서류가 코드능력 평가의 지침이 되며, 모델과 상관식 등 구성방정식들에 대한 data base, 정확도평가, 발전소 상태에 따른 적

응능력, 그리고 코드에 프로그램된 수치 해석모델에 대한 상세한 기술이 수록되어야 한다.

제6단계 : Determine Code Applicability

앞 단계에서 제시된 모델링 요구조건에 따라 코드의 모델링 능력을 확인하고, 고려된 주요 현상 및 모델의 data base, 정확도 등이 사고의 현상분석에 적합한지를 결정한다. 또한 코드의 deficiency도 이 단계에서 검토한다.

제7단계 : Establish An Assessment Matrix

PIRT로부터 선정된 주요 현상 및 모델에 대한 코드의 정확도를 평가하기 위한, 또 6단계에서 발견된 코드의 deficiency를 평가하기 위한 SET 및 IET 실험의 평가계산 Matrix를 구성한다.

제8단계 : Define NPP Nodalization

사고 유형에 따른 주요 현상 및 발전소의 설계특성을 충분히 모사할 수 있도록 민감도분석과 경험을 살려 nodalization을 결정하여야 한다. 이 결정은 SET와 IET 실험을 분석하는데 일관성있게 수행되어야 하며, 주요 안전변수에 대해 최소의 불확실성을 갖도록 선정되어야 한다.

제9단계 : Determine Code and Experiment Accuracy

7단계에서 구성된 Matrix에 의해 우선적으로 선정된 주요 현상 및 모델의 불확실성이 정량화되어야 한다. 이 결과와 실험에 의한 결과의 차이로부터 불확실성의 분산이 계산되어야 한다. SET 평가계산 실험시설의 규모에 따른 scale-up 능력이 평가되어야 한다. IET 평가계산으로부터 해석코드의 총체적인 불확실성이 평가되어 최종 PCT의 불확실성 분포에 대한 보수성 확인 등 보조적인 평가에 사용될 수 있다. 만일 이 과정에서 실험자료의 부족으로 불확실성의 정량화가 어려운 현상 및 모델에 대해서는 보수적인 방향으로 경제치방법을 적용하고, 최종 주요변수의 불확실성에 penalty를 가산할 수 있다.

제10단계 : Determine Effect of Scale

주요 현상 및 모델의 평가계산과 실험 결과의 비교를 통하여 실험시설의 규모 차이에 따른 불확실성이 정량화되어야 한다. 규모차이에 따른 불확실성은 실제 크기까지 외삽하는 방법과 무차원인자를 사용하는 방법이 있다. 규모 차이의 영향을 정량화하기 어려운 경우에는 경계치방법을 사용하는 것이 바람직하다.

제11단계 : Determine Effect of Reactor Input and State Parameters

발전소의 입력, 운전조건, 핵연료봉 관련조건 등 초기조건 및 발전소계통의 거동 등 경계조건에 대한 불확실성이 정량화되어야 한다. 이들 불확실성과 불확실성의 분산은 발전소의 설계자료, 측정자료 및 시험자료 등의 평가를 통하여 정량화될 수 있다. 그러나 이들 불확실성을 정량화하기 어려운 경우에는 보수적인 방향으로 경계치방법을 적용하여 최종 주요 안전변수의 불확실성에 penalty로 가산할 수 있다.

제12단계 : Perform NPP Sensitivity Calculations

앞 단계에서 산출된 주요 불확실성의 분포에 따라 발전소의 민감도분석을 수행하여 최종 PCT에 미치는 영향을 정량화한다. 이는 최종 PCT의 불확실성을 평가하는데 사용한다. 민감도분석 결과 최종 PCT에 크게 영향을 미치지 않는 원인들에 대해서는 보수적인 경계치방법을 적용하여도 좋다.

제13단계 : Combine Biases and Uncertainties

9, 10, 11단계에서 정량화된 PCT의 불확실성을 통계적으로 처리하여 결합한다. 이때 선정한 통계적 처리방법은 그 타당성이 입증되어야 한다. 또한 통계적 처리방법 자체의 불확실성이 정량화되어야 하며, 이 결과가 최종 PCT 계산의 불확실성에 반영되어야 한다.

제14단계 : Determine Total Uncertainty

PCT의 최종 불확실성은 오차범위 또는 확률론적 방법으로 기술될 수 있다. 또한 해석코드의 deficiency, 분석의 경제성 또는 실험자료의 부족으로 인해 그 불확실성 분포가 정량화되지 못한 주

요현상 및 모델 등 불확실성에 대해 보수적인 방향으로 경계치방법을 사용한 민감도분석을 통하여, 최종 PCT의 불확실성에 추가로 penalty 또는 이득을 가감할 수 있다.

그림 2는 이러한 CSAU방법의 전체적인 흐름도를 보여주고 있으며, 그림 3은 각 단계에서 구해진 불확실성을 종합하여 주요 변수의 최종적인 불확실성을 정량화하는 방법에 대한 개념적인 예시를 보여주고 있다.

4. PIRT 구성

PIRT의 구성은 Top-down 방법에 기초한 CSAU 방법의 가장 핵심적인 단계로 사고의 유형 및 발전소 유형에 따른 해석방법상의 주요 현상 및 모델 등 중요 불확실성의 근원을 찾아내어 우선 순위를 중요도에 따라 구분하는 것이다. [4, 5]

PIRT의 구성은 기초적인 실험결과로부터 또는 각 인자들에 대한 민감도분석을 통하여 수행하여야 하지만, 실제로 모든 현상 및 모델에 대해 PIRT를 구성하는 것은 거의 불가능하다. 따라서 PIRT의 구성은 분석을 통한 구성과 병행하여 사고의 진행 과정에 따른 현상학적 중요도에 따라 선정되는 것이 바람직하다. 즉, 냉각재 상실사고와 같은 대형 사고의 경우 Blowdown 과정과 Refill 단계, 그리고 Reflood 단계 등 사고의 중요한 진행 과정에 따라 구분하는 것이 좋다. PIRT의 구분 방법으로는 전문가들이 경험에 의해 결정하는 방법과 AHP (Analytical Hierarchical Process) 방법에 의하여 결정하는 방법이 있다.

표 1에는 앞의 두 가지 방법에 따라 미국 원자력규제위원회가 구성한 대형 냉각재 상실사고에 대한 PIRT가 대형 냉각재 상실사고 진행 과정에 따라 주요 부품 및 현상의 우선순위와 함께 제시되어 있다. 이 표에 보면 예를 들어 주요 부품으로 핵연료봉을 선정하고 핵연료봉에 대해서 주요 현상으로 내부 저장에너지, 산화정도, 핵분열생성물의 붕괴열과 공격의 열전도도가 아주 높은 불확실성을 주는 것으로 선정되었다. 이렇게 12가지의 주요 부품과 각각에 대한 주요 현상들이 줄 수 있는 불확실성이 요약되어 우선 순위의 정도에 따라 나타나 있다.

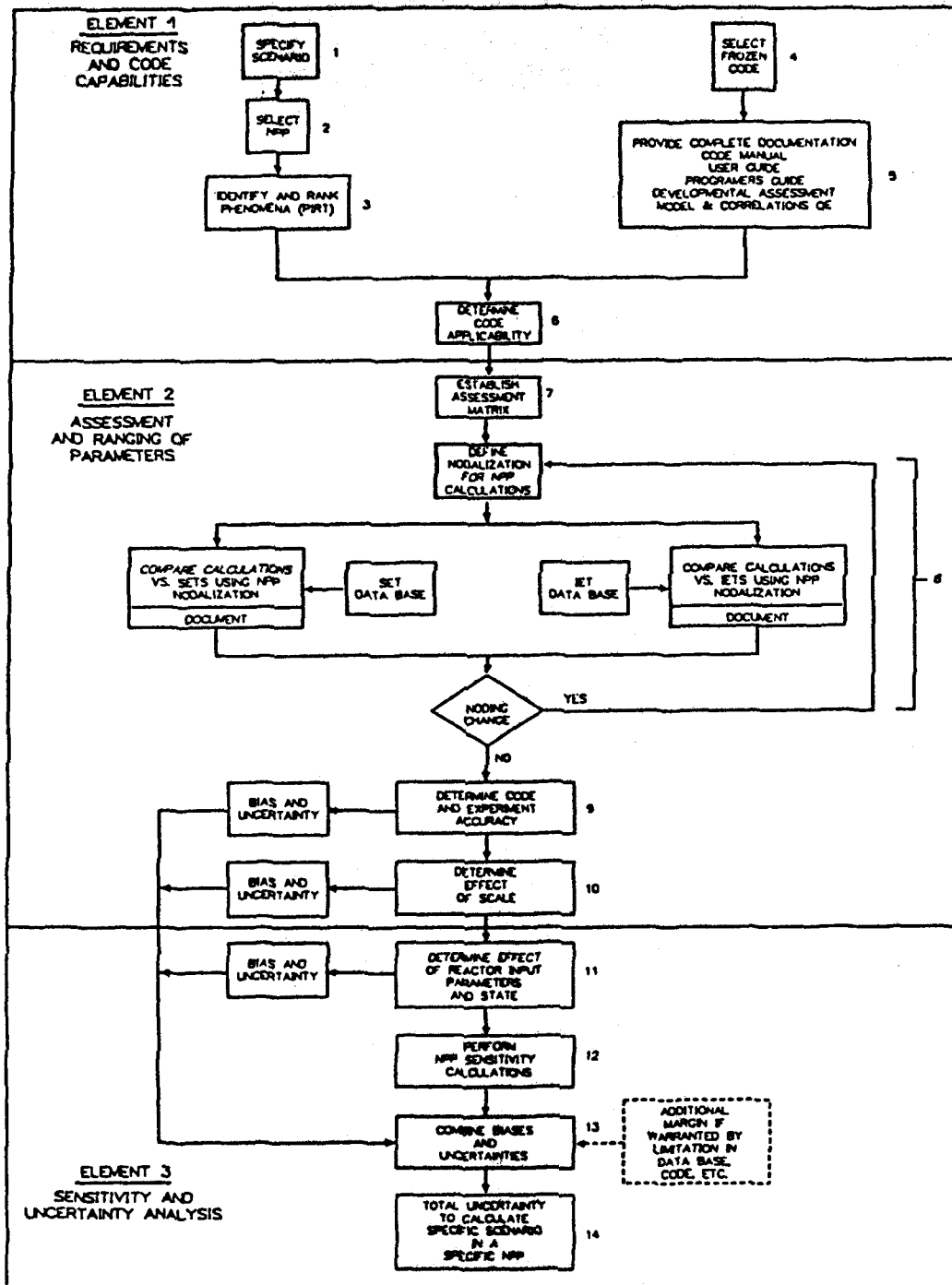


그림 2. CSAU(Code Scaling, Applicability and Uncertainty) 평가 방법의 전체적 흐름도

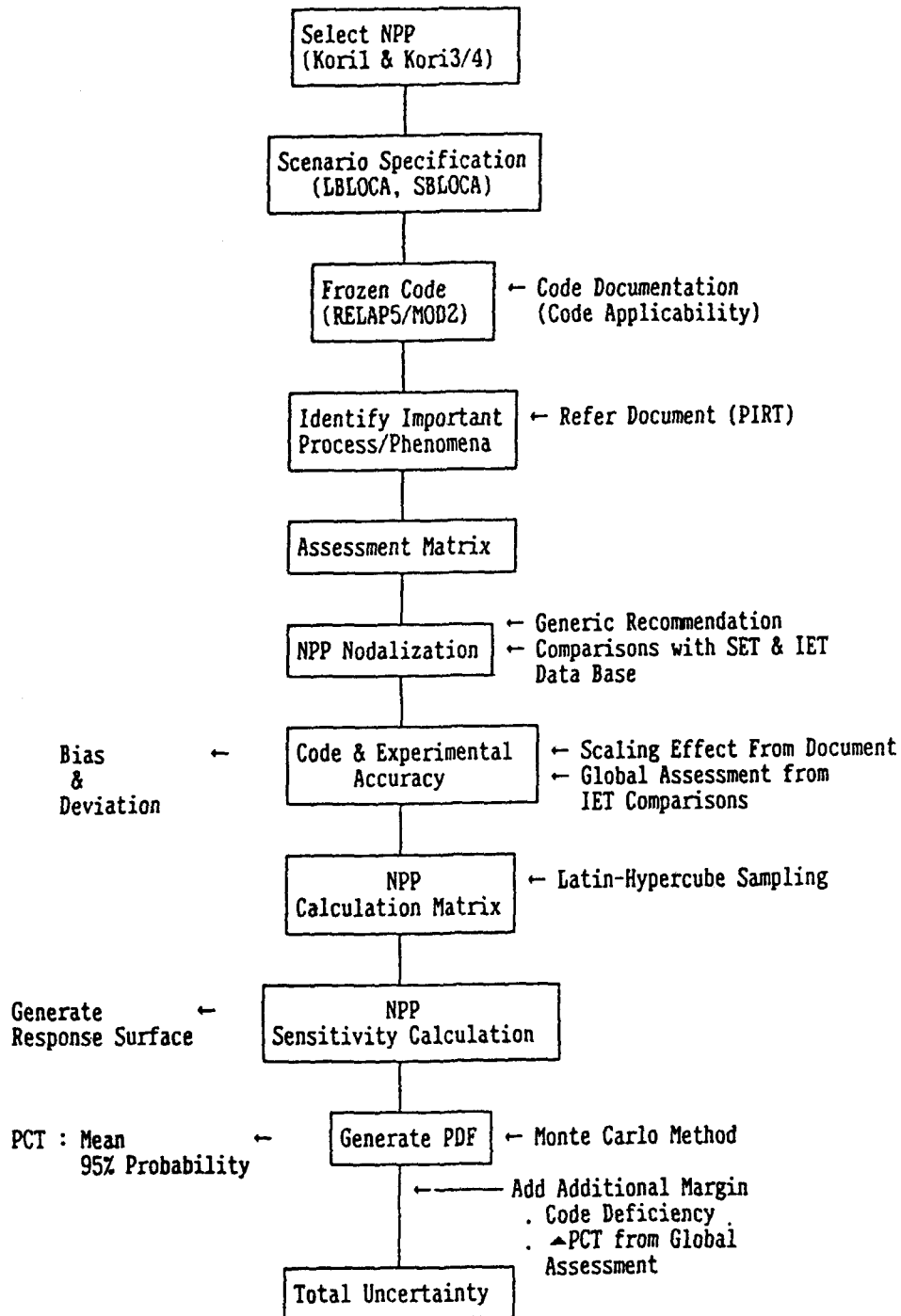


그림 3. 불확실성 정량화 방법의 예시

(표 1) 대형 냉각재상실사고에 대한 PIRT

Component	Phenomenon	Importance					
		Experts			Scaled AHP		
		BD	RFL	RFD	BD	RFL	RFD
1. Fuel rod	stored energy	9			9	2	2
	oxidation			8	-	1	7
	decay heat			8	2	1	8
	gap conductance			8	3	1	6
2. Core	DNB				6	2	2
	Post CHF	7	8		5	8	4
	Rewet	8	7		8	6	1
	Reflood HT plus quench			9	-	-	9
	Nucleate boiling				4	2	2
	One-phase vapor natural convection				-	6	4
	3-D flow			9	1	3	7
	Void distribution, generation			9	4	6	7
	Entrainment/deentrainment				2	3	6
	Flow reversal, stagnation				3	1	1
	Entrainment/deentrainment			9	1	1	9
	Phase separation				2	1	2
3. Upper Plenum	Countercurrent flow(drain/fallback)				1	2	6
	Two-phase Convection				2	1	5
4. Hot Leg	Entrainment/deentrainment			9	1	1	9
	Flow reversal, stagnation				2	1	-
	Void distribution, generation				1	1	4
	Two-phase convection				2	2	3
5. Pres-surizer	Early quench	7			7	-	-
	Critical flow in surge line				7	-	-
	Flashing, steam expansion				7	2	2
6. Steam Generator	Steam binding			9	-	2	9
	Delta-P, form losses				2	2	2
7. Pump	Two-phase	9	5		9	5	-
	Differential pressure form loss			8	3	3	8
8. Cold Leg, Accumulator	Condensation, oscillations		9		2	9	5
	Noncondensable gas			9	-	1	9
	HPI mixing				-	3	2

Component	Phenomenon	Importance					
		Experts			Scaled AHP		
		BD	RFL	RFD	BD	RFL	RFD
9. Downcomer	Entrainment/deentrainment		8		2	8	2
	Condensation	9			-	9	2
	Hot wall		5	7	-	4	3
	3-D		9		2	7	2
	Countercurrent, slug, nonequilibrium flow				1	8	2
	Flashing				1	-	-
	Liquid level oscillations				-	3	7
	Two-phase convection				2	3	2
	Saturated nucleate boiling				1	2	2
	10. Lower Plenum Sweep-out		7		2	6	5
11. Break	Hot wall			7	1	7	6
	Multidimensional effects				1	2	7
	Critical flow	9	7		9	7	1
12. Loop	Flashing				3	2	1
	Containment pressure				2	4	2
	Two-phase differential pressure	7			7	7	6
	Oscillations		7	9	-	7	9
	Flow split		7		7	7	2

BD-blowdown

RFL-refill

RFD-reflood

참고문헌

- 10CFR parts 0 to 199, Jan 1987.
- "Appendix K Relief using Best Estimate Methods: The Revised LOCA/ECCS Rule", EPRI Workshop, Aug. 1988, EPRI.
- "Best Estimate Calculations of Emergency Core Cooling System Performance", Regulatory Guide 1.157, USNRC, May 1989.
- "Compendium of ECCS Research for Realistic LOCA Analysis", NUREG-1230, Dec. 1988.
- "Development of a Phenomena Identification and Ranking Table (PIRT) for Thermal-Hydraulic Phenomena during a PWR Large-Break LOCA", R.A. Shaw et al., NUREG/CR-5047, EGG-2527, Nov. 1988.
- "Quantifying Reactor Safety Margins: Application of Code Scaling and Uncertainty Evaluation Methodology to a Large-Break Loss-of-Coolant Accident", NUREG/CR-5249, EGG-2552.