2004 춘계학술발표회 논문집
한국원자력학회

중수로 안전해석절차서 개발

Development of the Safety Analysis Procedures for CANDU Reactors

김형태, 류건중, 민병주

한국원자력연구소
대전광역시 유성구 덕진동 150

요약

국내 중수로 도입국인 캐나다의 CANDU 원전의 안전해석방법은 최적 물리적 모델과 보수적인 입력변수들을 병행하여 사용함으로써, 발전소 거동을 예측함에 있어 물리적 오류를 최소화하고 있다. 즉 보수적인 입력변수들을 사용하여 사고해석 결과가 일반대중에 대한 방사선량, 핵연료 및 핵연료채널 건전성, 격납건물 및 원자로 구조물 건전성 등에 대한 허용기준을 만족하도록 수행함으로써 충분한 안전여유도를 확보하도록 하고 있다.

그러나 우리나라에는 중수로 안전해석에 대한 체계화되고 문서화된 안전해석 절차서가 없어 중수로 안전해석체계 수립 및 안전해석의 품질관리 개선을 위해 중수로 고유 안전해석절차서를 개발하고자 한다. 이를 위해 본 연구에서는 결정론적 방법에 대한 중수로 안전해석 일반지침을 개발하였다.

안전해석 일반지침에서는 초기사건선정, 해석방법과 사고 시나리오 선정, 전산코드 선정, 안전해석 수행절차, 안전해석 품질 보증 등에 대한 일반절차를 기술하였다.

Abstract

The methodology of safety analyses for CANDU reactors in Canada, a vendor country, uses a combination of best-estimate physical models and conservative input parameters so as to minimize the uncertainty of the plant behavior predictions. As using the conservative input parameters, the results of the safety analyses are assured the regulatory requirements such as the public dose, the integrity of fuel and fuel channel, the integrity of containment and reactor structures, etc.

However, there is not the comprehensive and systematic procedures for safety analyses for CANDU reactors in Korea. In this regard, the development of the safety analyses procedures for CANDU reactors is being conducted not only to establish the safety analyses system, but also to

enhance the quality assurance of the safety assessment. In the first phase of this study, the general procedures of the deterministic safety analyses are developed.

The general safety procedures cover the specification of the initial event, selection of the methodology and accident sequences, computer codes, safety analysis procedures, quality assurance in the safety analysis, etc.

1. 중수로 안전해석 방법론 개요

캐나다의 가압중수로(CANDU)의 안전해석 접근방법에서는 최적평가 물리적 모델과 선택된 보수적인 입력변수들을 조합하여 사용한다. 이렇게 함으로써 발전소 거동 예측에 물리적으로 오류가 없음을 확인하고, 비상운전절차의 입력자료로 사용될 수 있게 한다. 보수적인 입력변수들을 사용함으로써 해석결과가 대중에 대한 선량, 핵연료 및 핵연료채널 건전성 그리고 격납건물 및 원자로 구조물 건전성 등과 같은 허용기준에 관해 보수적임을 확인 할 수 있다.

국내에 최초로 도입된 중수로인 월성 1 호기 안전해석의 경우 안전성분석보고서에 명시된 분석방법 및 기술 내용이 매우 빈약하였으나, 월성 2/3/4 호기의 경우 경수형 원자력발전소의 안전석분석보고서에 준하는 수준으로 만들라는 규제기관의 요청에 의해 안전성분석보고서[1]가 모두 15 권으로 이루어져 그 내용 및 기술방법이 매우 충실해졌다. 또한, 월성 1 호기에 비해 월성 2/3/4 호기의 경우 설계 변경 및 개선 사항이 모두 98 개이며, 이용된 안전해석 코드들도 많이 바뀌었다. 캐나다에서는 노물리 해석의 경우 월성 2/3/4 호기 최종안전성분석 이후에도 격자단면적 분석 코드인 POWDERPUFS-V 코드가 WIMS-AECL 코드로 대체되었으며, 증분격자 단면적 계산에 이용되어온 MULTICELL 코드 대신 DRAGON 코드가 사용되고 있다. 기존의 코드들은 실험 자료와 예측의 문제점, 모형과 실험결과의 부정확한 예측 등으로 인해 불확실도를 늘려 보수적으로 해결하였으나, 최근에 이에 대한 문제점들이 제기되어 왔고 이에 따라 기존의 코드들을 개선하기에 이르렀다. 또한, 해석 방법에 있어서도 실제 초기 원자로 운전 조건은 노심의 중성자속분포가 불균일하지만 해석시에는 노심 전체가 균일한 중성자속을 갖는 것으로 가정하는 대신에 불확실도를 고려하였다. 그러나, 최근에는 초기 원자로 노심을 실제 원자로 노심의 거동상태를 반영하여 해석을 수행하는 추세에 있다.

한편, 월성 1 호기 열수력 안전해석에서는 정상상태 계통 해석코드로 HYDNA-2 를 이용하여 왔으며, 과도상태 해석으로는 HYDNA-3 를 이용하였고, FIREBIRD 코드를 이용하여 냉각재 상실사고를 해석해 왔다. 그러나, 월성 2/3/4 호기 안전해석에서는 AECL 에서 개발된 1 차원 2 유체코드인 CATHENA 코드가 개발됨에 따라 이를 이용한 열수력 해석이 수행되었으며, SOPHT 코드를 이용한 계통해석 및 트립유효범위 해석 등이 수행되었다. 사고 시에는 유량, 압력 등의 범위가 매우 다양하므로 이에 대한 보다 정확한 열수력 해석을 위해 CATHENA 코드에서는 Table Lookup Method 를 이용하여 임계열유속을 예측하기에 이르렀다. 또한 국내에서는 월성 2/3/4 호기 안전해석에서 SOPHT 코드를 이용하여 트립유효범위 해석을 하였으나 이후 CATHENA 코드로, LOCA 사고 시 방출 (blowdown) 이후 채널거동 해석을 CHAN-II 코드로 수행하던 것을 CATHENA 코드로 대체하여 계산하고 있으며, 감속재 해석 분야에서는 기존의 Phoenix 코드 대신 3 차원 CFD 코드 (CFX 및 Fluent)를 이용해서 감속재 내의 온도 분포를 계산하고 있다.

2. 안전해석 절차

안전해석에서는 발전소 상태를 여러 범주로 구분하여, 해당되는 허용 안전 기준을 만족시키도록 하고 있다. 그러나 여러 가지 안전해석 분야에 공통적으로 적용할 수 있는 절차를 살펴 보면 그림 1 과 같다.

안전해석 절차에서는 먼저 분석하고자 하는 초기사건(또는 초기발단사고)을 지정한 후 이와 관련된 현상을 이해하고 이에 대한 해석 방법과 전산코드를 선정한다. 기존의 해석 방법을 따를 경우에는 관련 해석 코드를 사용하고 필요에 따라서는 사고 시나리오 내에서 발생할 수 있는 중요 현상을 잘 모사할 수 있는 물리적 모델을 반영하는 코드를 개발하여 사용할 수 있다. 이후 보수적인 해석 또는 최적평가 해석 방법에 의한 가정을 선택하여 발전소 초기 상태 및 계통/기기 성능 등을 가정한다. 안전해석 수행 단계에서는 사고 경우들을 매트릭스(case matrix)화 하고 각 경우에 대해서 코드 입력자료를 작성한 다음 적절한 보수성과 운전원 조치 등을 고려하여 안전해석을 수행한다. 안전해석은 초기 발전소의 정상상태에서 시작하여 장기적인 안정 상태에 도달할 때까지 전체 과정이 보여질 수 있도록 충분히 이루어져야 한다. 각 사고 시나리오에 대해 안전해석의 결과를 허용기준과 비교하여 이를 만족하는지 확인한다. 만일 안전해석 결과가 허용기준을 만족하지 못한다면 해석 방법 및 가정의 타당성을 재점검하여 안전해석을 다시 수행한다. 안전해석의 결과는 핵심 입력 변수에 대한 결과의 민감도와 그 변수에 대해 예상되는 불확실성과 오차의 범위에 대해 검증되어야 한다. 해석 결과의 정확성은 대체 방법/코드로부터 얻어진 결과나 동일한 방법/코드를 유사발전소에 적용해 얻은 결과들과 비교함으로써 점검될 수 있다.

안전해석 절차의 단계별 내용은 다음과 같다.

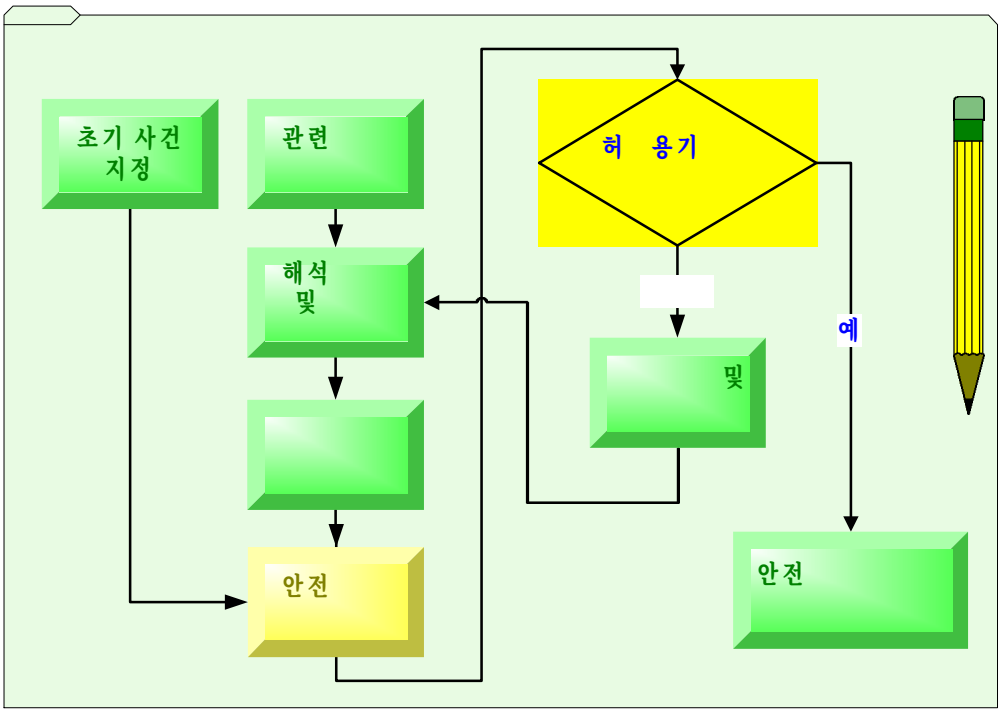

그림 1 안전해석 절차도

2.1 초기사건 지정

가상적인 초기사건은 의도하지 않은 사건을 의미하며, 운전원의 실수나 설비의 고장 등을 포함하여 기본 안전기능에 직/간접적으로 위협을 주는 사건을 의미한다.

안전해석의 목적상 모든 초기사건들을 그룹화하여 범주별로 구분하여 취급하는 것이 합리적이다. 중수로의 경우 원자력발전소(월성 2/3/4 호기)에 대한 예비 또는 최종안전성분석보고서에서는 다음과 같은 5 종류의 설계기준사고들을 선정하여, 각각의 경우에 해당되는 허용 기준을 만족함을 보여주고 있다. 따라서 본 안전해석절차서 개발과 관련해서는 아래에 기술한 초기사건 분류를 활용하고자 한다.

1) 일차 냉각재 상실사고
- · 4 등급전원이 운전 가능한 경우와 불가능한 경우에 대해서 대형 및 소형파단으로 나누어 분석
  - 일차계통에서의 대형파단
  - 일차계통에서의 소형파단
  - 자발 압력관 파단
  - 채널파단을 초래하는 채널유동차단
  - 채널로부터 핵연료가 돌출되는 채널 종단이음관의 완전 파손
  - 하류 채널에서의 가열과 파손을 야기 시킬 수 있는 입구측 피더 파단
  - 증기발생기 세관 1 개 또는 다수 파손

2) 원자로냉각재계통 고장
- 전원의 완전상실 및 부분상실
- 단일 냉각재펌프 고착
- 반응도제어 상실
- 냉각재계통 압력 및 재고량 제어 상실

3) 증기 및 급수계통 사고
- · 원자로건물 내부 또는 외부에 대해서 주증기 및 급수관 파단으로 나누어 분석
  - 증기관 파단
  - 급수관 파단
  - 증기발생기 급수유량 상실
  - 이차계통 압력제어 상실

4) 감속재계통 고장
- · 감속재 냉각기능상실과 감속재계통 배관파손으로 나누어 분석
  - 감속재 유량상실
  - 감속재 열교환기로 공급되는 기기냉각수 상실
  - 감속재 재고량 상실

5) 중단차폐냉각계통 고장
- · 재고량상실과 차폐냉각계통으로의 기기냉각수상실 및 차폐냉각유량상실로 나누어 분석
  - 종단차폐냉각수 상실(열교환기로의 기기냉각수 상실)
  - 종단차폐냉각유량 상실(순환 상실)
  - 종단차폐냉각수 재고량 상실

사건 범주, 발전소 운전상태, 그리고 해당 허용기준 등의 조합으로 수많은 개별 사고 경위들이 유도될 수 있다. 여기서 유도된 모든 경위들을 완전하게 계산적으로 해석하는 것은 비현실적이다. 따라서, 각 사건 범주마다 관련 허용기준에 최대의 위협이 되고 안전관련 장비의 성능요건을 정의하는 극한적인 경우들 중에서 합리적인 수준으로 해석되어야 할 사건 경위를 선택하도록 제안된다.

2.2 관련 현상 이해

미국 NRC 에서는 1988 년 냉각재상실사고 시 노심 보호를 위한 비상 노심냉각계통(ECCS)의 안전해석 기법을 보수적, 결정론적 평가방법론과 함께 확률론적 최적평가방법을 사용할 수 있도록 ECCS rule 을 개정하였다. 최적 평가모델을 사용하여 비상 노심냉각계통을 설계할 경우 10CFR50 부록 K 에 명시된 보수적 평가 모델에 의한 결과와 비교하여 최적 평가 모델의 불확실성을 정량화하고, 충분한 실험이나 현상학적인 분석을 통하여 이의 타당성을 입증하여야 한다.

이를 위해 비상노심 냉각계통의 해석에 관한 불확실성의 정량화 방법으로 제안된 CSAU(Code Scaling, Applicability and Uncertainty)방법[2]이 있다.

CSAU 방법은 사고의 유형에 따라 주요 안전변수에 미치는 영향의 큰 원인을 분류하고, 선정된 중요한 불확실성의 원인과 관련된 모델이나 변수들에 대하여 불확실성을 정량화한 뒤 이들이 주요 안전변수에 미치는 영향을 평가하여 불확실성을 정량화하는 방법이다.

PIRT[3,4,5](Phenomena Identification & Ranking Table)는 불확실성 정량화를 위한 통계처리 방법에 있어서 고려되어야 하는 우선순위를 말한다. PIRT 의 구성은 CSAU 방법의 가장 핵심적인 단계로 사고의 유형 및 발전소 유형에 따른 해석방법상의 주요 현상 및 모델 등 중요 불확실성의 근원을 찾아내어 중요도에 따라 우선순위를 따라 구분하는 것이다.

PIRT 과정에서는 먼저, 명시된 발전소 또는 사고에서 일어나는 특정 시나리오에 대해 중요한 현상 및 과정들을 나열하고 이와 관련된 계통의 기기나 부품들을 연관시키고 그런 다음 상대적인 중요도에 따라 우선순위를 매긴다.

PIRT 를 구성할 때 모든 현상 및 모델을 대상으로 하는 것은 불가능하고 과도현상이 전개됨에 따라 지배적인 현상들이 변하기 때문에 사고의 진행과정에 따른 현상학적 중요도에 따라 선정하는 것이 바람직하다. 즉, 냉각재 상실사고와 같은 대형사고의 경우 Blowdown 과정과 Refill 단계, 그리고 Reflood 단계 등 사고의 중요한 진행과정에 따라 구분한다.

PIRT 의 구성 방법으로는 전문가들이 경험에 의해 결정하는 방법과 AHP(Analytical Hierarchical Process) 방법에 의하여 결정하는 방법이 있다.

PIRT 는 지배적인 현상들을 최적으로 단순화 시키고 이와 관련된 스케일링 법칙을 유도함으로써 스케일링에서 발생하는 distortion 을 최소화 시킬 수 있다.

PIRT 작성에 필요한 주요 절차는 다음과 같다.

① 관련 계통 인식

② 관련 현상 인식

③ 일차적인 안전요건 (Primary Safety Criteria) 선택

④ 우선순위 결정 (Ranking Process)

PIRT 작성에서 우선순위 결정의 기준은 다음 4 가지이다.

① 물리적인 현상이 잘 알려지지 않은 것
② 상대적으로 중요한 현상
③ 코드 계산에 문제점이 있는 것
④ 모델의 검증이 잘 안된 것

중요성 때문에 기존의 실험장치 들에서 실험 항목에 포함되었고 중요도에 비해 잘 알려지지 않는 현상들을 우선적으로 선별하고 전문가들이 경험에 의해 결정하는 방법으로 PIRT 를 작성한다.

대형배관파단 사고 시에 시간이 경과함에 따라 각 단계 별로 일어나는 현상들 중 발전소 거동에 가장 큰 영향을 끼치는 현상(최 우선순위의 현상)들을 정리하면 다음 표 1 과 같다.

표 1 중수로 대형배관파단 사고에서의 우선순위의 현상들

단계	원자로 정지	초기 Blowdown 냉각	후기 Blowdown 냉각/ECC 주입	재충수
시간 (초)	0 5	5 30	30 200	>200
현상				
일차계통	파단 방출 특성 및 임계유동	파단 방출 특성 및 임계유동	파단 방출 특성 및 임계유동	역류유동제한 (CCFL)
	냉각재 기포화	대류열전달	대류열전달	상(phase)분리
	핵연료 다발 배열(fuel string)의 기계적-수력학적 상호작용	냉각재 펌프 특성 (단상 및 이상)	응축열전달	열전도
		핵연료 채널 변형	Quench Rewet Characteristics	Quench Rewet Characteristics
		지르코늄/수증기의 열적& 화학적 반응		
		복사열전달		
		열전도		
이차계통		CHF&Post Dryout 열전달	상(phase)분리	수격현상 (waterhammer)

2.3 해석 방법 및 코드 선정

2.3.1 사고해석 코드체계 요건

· Validation(확인):

컴퓨터 프로그램에 대한 확인은 프로그램의 수학적 모델이 실제 현상을 정확히 모사할 수 있는지를 보이기 위해 연구용 원자로 및 상용 원자로에 대한 실제 실험, 계측 또는 시험 결과를 프로그램이 재생산 할 수 있는지를 제시하는 것이다.

· Verification(검증):

1) CSA N287.6: 컴퓨터 프로그램의 검증은 프로그램이 설계 단계 또는 후속적인 변경단계 시 설정되어 있는 요건을 만족시키는지를 입증하는 것이다. 예를 들어, 프로그램이 제시된 문제를 해결하였든지, 그 결과가 요구되는 결과를 만족하든지 등이다.

2) 코드 사용자: 컴퓨터 프로그램의 검증은 프로그램이 해석 결과, 표준 수학적 문제에 대한 알려진 값, benchmark 문제에 대한 값 등을 재생산할 수 있음을 입증하는 것이다.

선택한 코드의 타당성을 입증하고자 한다면 최소한 다음의 내용이 포함되어야 한다.

· 코드의 수치 계산 정확도에 대한 평가
· 특정사고에 관련된 주요 현상들을 결정하고 아울러 그 현상을 지배하는 인자를 규명할 것
· 사용된 현상적 모델의 기술 및 그 근거
· 현상을 예측하는 코드의 능력을 입증하기 위한 SET(Separate Effects Test, 개별효과시험) 와 IET(Integral Effects Test, 종합효과시험)에 대한 검증 매트릭스를 제시
· 코드의 불확실성 정량화 및 발전소 적용에 대한 허용요건 명시
· 발전소 계산 (기존에 계산된 사고 시나리오에 대해) 수행
  - 코드 체계 명시
  - 가정, 초기 조건, 경계 조건
· 종합 실험장치에 의한 코드 검증
  - 종합실증 실험은 원자로 열수송계통에서의 주요 기기를 포함한 복잡한 실험을 모사하여 코드의 능력을 평가하기 위해 수행
  - 기존의 코드 검증에서는 수학적 모델의 부정확성 같은 코드의 잠재적 부정확도에 대해서도 기술하였지만 측정오차에 따른 실험데이터의 부정확성 또는 초기조건 및 경계조건의 불확실성에 대해 고려해야 함

2.3.2 기존 해석체계의 사용[6]

여러 가지 사고 종류에 대해 각 해석분야별 관심이 되는 해석 내용에 따라 전산코드 내 필요한 모듈만을 고려하여 계산할 수 있으며, 노물리 코드인 RFSP 는 여러 개의 해석 모듈을 가지고 있어 필요한 경우 필요 모듈만을 선별적으로 이용하여 해석한다.

2.3.3 개선된 해석체계의 사용

기존의 해석 방법 및 코드들은 새로운 방법론이나 코드 모델로 대체될 수 있다.

해석 코드가 대체된 예는 다음과 같다.

· 격자단면적 분석: POWDERPUFS-V → WIMS-AECL
· 트립 유효도 분석: SOPHT → CATHENA
· 핵연료 채널 열수력 해석: CHAN-II/A → CATHENA
· 감속재 3 차원 유동 및 온도: PHOENICS → CFX, Fluent

새로운 버전의 코드를 이용하여 안전해석을 수행하기 위해서는 먼저 새로운 버전에서 변화된 물리적 모델이 실증실험결과를 반영하고 검증되어야 한다.

2.4 해석 가정 설정

경수로에 대한 보수적인 접근방법에서는 모델과 더불어 초기 및 경계 조건에 대해 보수적인 가정을 사용하여 사고해석을 수행한다. 반면 최적평가 접근방법에서는 발전소 상태와 코드 모델의 불확실성을 통계적으로 조합하고 최적 평가코드를 동시에 사용하여 계산된 결과가 신뢰할 만한 확률을 가지고 규정상의 허용기준을 초과하지 않음을 보인다.

중수로 안전해석에서 LOE(Limit of Operating Envelope)는 보수적인 해석 방법에 해당하고 BEAU(Best Estimate Analysis plus Uncertainty)는 최적평가 해석 방법에 해당한다.

· LOE 해석 방법에 의한 가정
  - 발전소 운전변수(parameter)들을 운영기술지침서(Technical Specification) 값들로 설정 (예; 채널/다발 출력을 인허가제한 값으로 설정)
  - 계통 성능을 MAPS(Minimum Allowable Performance Standard) 값으로 설정 (28 개 정지봉 중 가장 유효한 2 개는 작동되지 않는 것으로 가정)
  - 결정론적으로 중요한 운전변수의 설정치를 제한
· BEAU 해석 방법에 의한 가정
  - 최적 평가 방법에 의해 중요한 운전변수들을 가정하고 확률적으로 불확실도를 명시
  - 중요도가 낮은 운전변수에 대해서는 보수적인 가정(LOE 방법) 사용

캐나다의 가압중수로(CANDU) 안전해석 접근방법에서도 최적평가 물리적 모델과 선택된 보수적인 입력변수들을 조합하여 사용한다. 이렇게 함으로써 발전소 거동예측에 물리적으로 오류가 없음을 확인하고, 비상운전절차서의 입력자료로 사용될 수 있게 한다. 보수적인 입력변수들을 사용함으로써 해석결과가 핵연료피복재의 건전성, 정지반응도의 여유도 등과 같은 허용기준에 관해 보수적임을 확인할 수 있다.

또한 BEAU 방법이 사용되더라도 보수적인 입력변수들을 사용함으로써 해석결과가 핵연료피복재의 건전성, 정지반응도의 여유도 등과 같은 허용기준에 관해 보수적임을 확인할 수 있다.

2.5 안전해석 수행

2.5.1 사고 경우 매트릭스(case matrix) 개발

2.1 절에서 기술된 초기사건들 중에서 안전해석 수행 대상이 되는 사고 경우를 매트릭스화 한다. 사고 경우 매트릭스의 주요 내용은 다음과 같다.

· 발전소 운전이 연속적으로 허용되도록 모든 운전 모드를 포함한다.
· 초기 원자로 출력 준위
· 해석 대상의 발단 사고 명시
  - 냉각재유량상실(Loss of Flow): 완전 및 부분 4 등급 전원상실, 단일 펌프 트립
  - 냉각재 배관 파단: 파단 크기, 파단 위치
  - 이차 계통 고장: 주급수관과 주증기관 배관 파단 크기 및 위치, 급수펌프 고장
· 그 밖의 필요한 가정들을 포함
  - 조절봉(adjuster rod) bank 위치의 다양한 조합

월성 2/3/4 호기 일차계통 내 대형파단사고에 대한 경우 매트릭스의 예를 살펴 보면 표 2 와 같다.

표 2 사고 경우 매트릭스 - 월성 2/3/4 호기 일차계통 내 대형파단사고

공정계통동반 사고 종류	세부 내역	
안전계통 가용	35% 원자로입구모관 파단	
	55% 펌프흡입관 파단	
	100% 원자로출구모관 파단	
격납건물계통 손상	살수계통 완전상실	
	국부공기냉각기 완전상실	
	격납건물 격리계통 손상	환기입구관 개방
		환기출구관 개방
		격리계통 완전상실
	격납건물 외벽손상	격납건물 비상출입구 밀봉파손
		격납건물 장비출입구 밀봉파손
		격납건물 비상출입구 개방
		격납건물 장비출입구 개방
		감지가능한 최소 크기의 격납건물 구멍
비상노심냉각계통 손상	비상노심냉각수 주입고장	
	냉각재계통 회로격리상실	
Ⅳ 등급 전원상실	**안전계통 가용**	
	격납건물계통 손상	살수계통 부분상실
		국부공기냉각기 완전상실
		환기입구관 개방
		환기출구관 개방
		격리계통 완전상실
	비상노심냉각계통 손상	비상노심냉각수 주입고장
		냉각재계통 회로격리상실

2.5.2 일반적인 해석 요건 적용

1) 안전해석의 일반적인 원칙은 해석의 결과가 LOE 해석 방법에 대해서 보수성을 충분히 반영하도록 한다. 이에 대한 주요 내용은 다음과 같다.
   · setback 이나 stepback 과 같은 원자로 제어계통(RRS)의 출력감발조치는 신뢰하지 않는다.

· 원자로 제어계통의 조치에 의한 악 영향들(adverse effects)을 고려한다.
· 상대적으로 부반응도가 적은 원자로 정지계통 하나만을 신뢰한다.
· 결과를 악화시키는 환경조건, 배관변형, 제트나 노심용융물의 영향을 고려한다.

2) 다음과 같은 트립 유효도 분석을 수행하여야 한다.
· 각각의 원자로 정지계통에 최소한 2 개의 유효한 트립 변수가 존재함을 보여야 한다.
· 유효한 2 개의 트립 변수 중 첫 번째 트립 신호를 무시한다.

3) 운전원의 조치사항을 다음과 같이 가정한다.
· 발단사건에 대한 명백한 지시 후 최초 15 분 경과까지는 주 제어실에서 이루어질 수 있는 조치에 의한 운전원의 개입을 신뢰하지 않는다.
· 주 제어실 외부에서 이루어지는 조치에 대해서는 30 분의 조치시간이 가정된다.

4) 사고해석 기간은 초기 정상상태에서 시작해서 다음과 같은 조건에서 장기적인 안정 상태에 도달할 때까지 전체 과정이 보여질 수 있도록 충분히 길어야 한다.
· 원자로가 정지되고 미임계 상태 유지(원자로노심의 충분한 냉각)
· 핵연료가 충분히 냉각
· 핵분열 생성물 방출 종료

2.5.3 입력자료 작성[7]

1) 발전소자료의 수집
· 대상 발전소에 대한 전산코드 입력자료를 개발하는 첫번째 중요한 단계는 필요한 문서와 기타 믿을만한 원시자료를 수집하는 것이다. 자료수집의 근거가 되는 출처들은 다음과 같다:
  - 발전소 설계문서
  - 설비 및 기기의 기술시방서
  - 시설의 성능시험과 시운전 중에 수집된 문서
  - 발전소 운전 문서(제한과 조건, 운영 지침, 운영체제에 대한 기록, 등.)
  - 준공상태 문서
· 입력자료의 준비에 사용되는 모든 문서와 기타 원시자료들은 분명하게 확인되고 참고문헌화 되어야 한다.
· 특정한 전산코드 입력자료의 준비에 필요한 모든 자료는 ‘ 안전해석 데이터베이스’ 로 불리는 단일 특수문서로 편집되고 공식화될 수 있다. 이 데이터베이스는 도면 및 그림문서를 포함하여, 배치, 열수력 변수, 재료 물성, 제어계통의 특성과 설정치, 발전소 계측장치들의 불확실성 범위와 같은 필요한 모든 정보를 포함하여야 하며, 해석의 형태나 사용되는 전산코드의 유형에 대해서는 가능한 독립적이어야 한다.

2) 기술자료 공학편람(Engineering handbook 또는 calculation note)과 입력자료
· 전산코드용 발전소모델의 생산은 노드 체계의 선택, 코드 입력자료 준비와 이 활동들의 문서화를 포함하는 상호작용 절차이다. 해석 목적에 따라, 발전소 모델, 각 코드 입력자료 그리고 공학편람은 사고 의존적일 수 있다.

· 코드 입력자료의 개발과 병행해서 기술자료 공학편람도 개발되어야 한다. 공학편람은 데이터베이스를 특정 전산코드에 사용하기 위해 입력자료로 전환하는 방법에 관한 전체적인 설명과 기록을 포함하는 문서이며 다음 사항들을 포함한다.
  - 발전소 기술자료를 코드 입력자료로 전환시키는 데 사용되는 방법론과 단순화 가정
  - 발전소 기술자료를 입력자료에서 요구하는 형식으로 전환하기 위해 사용된 모든 계산
  - 모의되는 전체 계통은 물론 단일 부품에 적용된 노드 체계
  - 적합하게 설명되고 기술되는 모든 모의 가정
· 모의되는 계통의 노드 체계는 코드 사용자 설명서에 주어진 기본적인 지침을 사용하여 확립되어야 한다. 노드 체계의 개발은 전형적으로 입력자료 준비의 필수적인 부분인데, 왜냐하면 대부분의 코드에서 계통내의 어떤 현상이나 특정효과를 모의하는 데 노드의 정량화가 중요한 역할을 하기 때문이다.
· 입력자료 준비과정의 최종 결과는 코드에서 요구하는 형식의 컴퓨터 입력자료 파일이다. 하나의 ‘ 마스터’ 입력자료를 개발하는 것이 유리하다. 게다가 최종 해석이 수행되기 전에 코드 버전, 사용자가 선택한 모델, 그리고 ‘ 마스터’ 입력자료를 완성하면 엄격한 통제 하에 둘 것이 강력하게 제안되고 있다. 일단 해석이 시작되면, 모든 변경 요구사항은 독립 검토되고 통제책임이 있는 사람에 의해 승인되고 이행되어야 한다. 특정 계산에 요구되는 모든 변경사항들은 기록되고 문서화되어 ‘ 마스터’ 입력에 개선이나 오류 수정이 요구된 위치가 추적될 수 있어야 한다. 코드에 대한 어떤 변경에 의해서도 소기의 사용목적이 충분히 정확하게 유지됨을 보이기 위해 코드 재검증이 요구될 수 있다는 것을 주목하여야 한다.

3) 입력자료의 확인
· 새로운 입력자료가 개발될 때, 공학편람의 준비에서부터 최종 입력자료까지 개발과정의 각 단계에서 개발자에 의한 오류가 개입될 수 있다. 이 오류들은 해석상 수용할 수 없는 결과로 귀착할 수 있으므로 조기 탐지와 수정이 중요하다.
· 입력자료 확인은 입력자료의 개발에 참여하지 않은 자격을 갖춘 개인이나 그룹에 의해서 수행되고 문서화되어야 한다. 검토자들은 같은 조직원일 수도 있고 다른 조직원일 수도 있다. 그들은 모든 관련 자료나 문서에 접근할 수 있어야 한다. 확인과정에서 발견되고 수정된 모든 오류는 적절히 문서화되어야 한다.

4) 입력 자료 검증
· 검증은 입력자료의 확인을 끝마친 후, 그리고 사고해석이 착수되기 전에 수행된다. 입력자료의 검증은, 발전소 계통의 거동을 정확하게 나타내기 위하여 발전소 모델의 정확성과 적합성을 확인하는 반복 과정이다. 검증은 주요한 성능변수들이 현실에 부합하게 거동하는지를 평가하여야 한다. 검증에는 최소한 아래의 항목들이 포함되어야 한다:
  - 노드의 공간적이며 시간적인 수렴에 대한 점검, 예를 들면 고려중인 전형적인 경우의 해석에 대하여 노드 변화에 따르는 민감도 해석의 수행
  - 장기간에 걸친 계통 에너지와 질량의 균형을 포함하는 모의된 계통에서의 에너지와 질량의 균형 점검; 이는 열 구조물에서의 출력과 표면 열유속 비교, 개별 부품에서의 출력과 상응하는 엔탈피 상승 비교, 증발율과 표면 열유속의 비교, 질량 재고량의 변화와 주입과 누출간의 차이 비교, 근접 접합점에서의 유동의 일관성 점검 등

- 해당되는 경계 조건들의 결정을 통해, 장비나 분리계통 내 개별 부품들의 거동과 반응을 점검
- 가능하면 실제 발전소 자료와 비교하여 상이한 운전상태에 대한 정상상태 점검
- 실제 설비의 높이와 압력강하를 모델의 유체부피 그리고 압력분포와 비교
- 계산으로 예측된 원전의 거동과 종합시험설비에서 측정된 관련 자료와의 비교 수행
- 운전 과도상태나 비정상상태 시 계산결과를 실제 발전소에 대해 점검

2.5.4 사고해석 결과의 형식과 구조

사고해석 결과는 적절한 형태의 구조를 갖추어 제시됨으로써 사고 진행에 대해 확실한 이해와 설명을 제공할 수 있어야 한다. 사고해석 결과에는 다음 정보가 포함되어야 한다.

· 계산된 주요 사건의 연표
· 선정된 변수를 기초로 한 사고에 대한 해설과 평가
· 계산된 주요 변수를 도시하는 그림
· 허용기준을 만족하는가에 대한 서술
· 대체 시나리오(대체 조건, 민감도 조사)의 평가
· 참고자료

결과 제시에는, 과도상태나 사고의 전개과정동안 시간의 함수로서 표현된 일단의 주요 변수가 포함되어야 한다. 이 집단에는 안전기능의 상태와 허용기준의 충족여부를 평가하는 데 필요한 모든 변수들이 포함되어야 한다. 또한 여기에서는 전반적인 발전소 거동에 관한 정보가 제공되어야 한다.

2.5.5 허용기준의 확인

허용기준은 안전해석 결과의 허용가능성을 판단하는 데 사용된다. 만일 허용기준이 만족된다면 안전해석이 종료되고 만족되지 않는다면 해석 방법 및 가정을 조정하여 앞 단계의 해석절차를 반복하게 된다.

허용기준은 보통 규제기관에서 정한 제한치로 정의된다. 그것들은 적정 수준의 심층방어를 성취하는 것을 목적으로 한다. 예를 들면, 사고 시 일반대중에 대한 선량이나, 결과적인 압력경계 손상의 방지 등이다. 허용기준의 주요 내용은 다음과 같다.

· 예측된 변수 값에 수치적 한계를 설정한다.
· 사고 중 또는 사고 후의 발전소 상태에 대한 요건을 설정한다.
· 계통에 성능요건을 설정한다.
· 운전원 조치의 필요성과 인정되는 능력에 대한 요건을 정한다.

대형배관파단사고에서 계통 열수력해석의 결과들은 일차적으로 핵연료 및 핵연료채널 해석과 같은 다른 해석분야의 입력자료로 활용된다. 따라서 특별한 허용기준은 없다. 다만 비상노심냉각계통은 노심의 핵연료로부터 핵분열생성물이 누출되는 것을 제한하고 핵연료채널의 건전성을 유지하도록 핵연료 및 핵연료채널의 냉각상태를 충분히 유지하거나 다시 회복시킬 수 있어야 한다.

중수로 안전해석에서 주민피폭선량, 원자로정지, 핵연료채널 및 격납건물 해석에 대한 허용기준은 다음과 같이 요약할 수 있다.

1) 선량한도

선량한도는 각각 CNSC 규제문서 R-10 와 CNSC 권고문서 C-6 의 규정에 따라야 한다.

2) 원자로정지

두 개의 독립된 정지계통이 원자로를 정지 상태로 유지시켜야 한다.

3) 핵연료채널 건전성

· 핵연료채널 건전성이 핵연료의 동적 파열에 의해 위협받지 않아야 한다.
  - 모든 가상의 냉각재상실사고 시나리오에 대해, 과도상태 모사 결과가 최대 축적에너지를 갖는 핵연료다발에 대한 출력펄스로 인하여 핵연료 파괴를 초래하지 않음을 보여야 한다.
· 내부과열로 인하여 핵연료채널이 파손되지 않아야 한다. 이 기준은 다음의 부차적인 기준이 만족되면 만족된다.
  - 압력관은 국부변형으로 인하여 파손되지 않아야 한다.
  - 만일 압력관이 변형되어 칼란드리아관과 접촉하더라도 칼란드리아관은 건전성을 유지하여야 한다.
  - 만일 압력관 온도가 600℃ 이하로 유지되면, 압력관 파손은 일어나지 않으며 변형계산도 요구되지 않는다. 따라서 600℃ 이하의 압력관 온도는 과열로 인한 핵연료 파손이 발생하지 않는다는 것을 보장한다.

4) 격납건물 건전성

· 첨두압력이 원자로건물 설계압력을 초과하지 않아야 한다.
· 원자로건물 내벽에 걸친 과도 압력차가 벽의 구조적 건전성을 손상시키지 않아야 한다.
· 수소농도가 폭연이 유발될 수 있는 최소 요구치 이하이어야 한다.

2.6 안전해석에 대한 품질 보증

모든 사고 해석은 기하학적 자료, 재료의 물성치, 원자로 운전상태 경계조건을 포함한 물리 및 열수력적 자료 등의 검증된 자료에 기초를 두고 있다. 사고 해석은 이러한 검증된 자료를 기초로 한 원자로 모형을 이용하므로 이들 기초자료에 대한 품질보증이 요구된다. 원전 소유자는 건설된 발전소로부터 신뢰할 수 있고 검증된 자료를 반드시 확보해야 하며 원전 수명기간 동안 수정 및 검증이 적절하게 계속 이루어져야 한다. 또한, 인허가 대상 원전에 대한 인허가 기준 및 안전운전 정의에 적합한 높은 신뢰도를 확보할 수 있도록 체계적인 품질보증 방법을 통해 안전해석이 수행되어야 한다는 것도 중요하다.

품질보증 절차/지시사항이 다음을 포함한 전체 사고해석 과정에 대하여 개발되고 검토되어야 한다.

· 발전소 데이터 수집과 확인
· 개발된 컴퓨터 입력자료 및 DB 의 확인과 탐지된 오류의 문서화
· 발전소 모델의 타당성 검증 등

또한 모든 안전해석은 코드 버전, 코드 문서화, 입력자료와 계산 결과들이 재생될 수 있도록 보존되어야 한다.

3. 요약 및 결론

중수로 안전해석을 수행하는 데 있어서 그 절차를 명확하게 하고 문서화하기 위해 중수로 안전해석절차서를 개발하고, 이를 대형배관파단 사고에 적용하였다.

캐나다 가압중수로(CANDU)의 안전해석 접근방법에서는 최적평가 물리적 모델과 선택된 보수적인 입력변수들을 조합하여 사용한다. 이렇게 함으로써 발전소 거동 예측에 물리적 오류가 없음을 확인하고, 비상운전절차의 입력 자료로 사용할 수 있다. 보수적인 입력변수들을 사용함으로써 해석결과가 대중에 대한 선량, 핵연료 및 핵연료채널 건전성 그리고 격납건물 및 원자로 구조물 건전성 등과 같은 허용기준에 관해 보수적임을 확인 할 수 있다. 본 연구에서는 결정론적 방법에 의한 안전해석 절차를 다루었다.

안전해석 절차에서는 먼저 분석하고자 하는 초기사건(또는 초기발단사고)을 지정한 후 이와 관련된 현상을 이해한다. 그리고 해석방법과 사고 시나리오 내에서 발생할 수 있는 중요 현상을 잘 모사할 수 있는 물리적 모델을 반영하는 전산코드를 선정한다. 이후 보수적인 해석 또는 최적평가 해석 방법에 따라서 발전소 초기 상태 및 계통/기기 성능 등을 가정한다. 안전해석 수행 단계에서는 사고 경우들을 매트릭스(case matrix)화 하고 각 경우에 대해서 코드 입력자료를 작성한 다음 적절한 보수성과 운전원 조치 등을 고려하여 안전해석을 수행한다. 안전해석은 초기 발전소의 정상상태에서 시작하여 장기적인 안정 상태에 도달할 때까지 전체 과정이 보여질 수 있도록 충분히 이루어져야 한다. 각 사고 시나리오에 대해 안전해석의 결과를 허용기준과 비교하여 이를 만족하는지 확인한다. 만일 안전해석 결과가 허용기준을 만족하지 못한다면 해석 방법 및 가정의 타당성을 점검하여 안전해석을 다시 수행한다. 안전해석의 결과는 핵심 입력 변수에 대한 결과의 민감도와 그 변수에 대해 예상되는 불확실성과 오차의 범위에 대해 검증되어야 한다. 해석 결과의 정확성은 대체 방법/코드로부터 얻어진 결과나 동일한 방법/코드를 유사발전소에 적용해 얻은 결과들과 비교함으로써 점검될 수 있다.

참고문헌

[1] “월성 2,3,4 호기 최종안전성분석보고서”, 8 권 & 9 권, 한국수력원자력주식회사.

[2] “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

[3] “Gary E. Wilson et. al, Use of Phenomena Identification and Ranking(PIRT) Process in Research Related to Design Certification of the AP600 Advanced Passive Light Water Reactor(LWR)”, Int. Conf. on Nucl. Eng., Vol. 2, pp. 581-591(1996)

[4] Wolfgang Wulff, “Scaling of thermohydraulic systems”, NED 163 pp. 359-395(1996)

[5] G.E. Wilson et. al, “Phenomena Identification and Ranking Tables for Westinghouse AP600 Small Break Loss-of-Coolant Accident, Main Steam Line Break, and Steam Generator Tube Rupture Scenarios”, NUREG/CR-6541

[6] “중수로 안전해석 현안 및 안전해석 체계 현황”, KAERI/AR-598/2001, 2001.

[7] “Accident Analysis of Nuclear Power Plant” (Draft Safety Report), International Atomic Energy Agency, Vienna Austria, June 2000.