

확률론적 안전성 분석 기법

~~~~~

유 전 중 · 채 성 기  
(한국에너지연구소)

### 1. 서 론

1950년대부터 본격적으로 개발되어 실용화된 원자력을 이용한 발전기술은 다른 에너지 기술에 비하여 그 개발역사가 매우 짧은데도 불구하고 이제는 일반화되어 있고 세계적 에너지 수요의 많은 부분을 담당하고 있다. 특히 우리나라의 경우 이제는 우리나라 총 발전 용량의 50% 이상을 원자력이 담당하게끔 되었으며 앞으로도 원자력에 의한 국내 전력 공급 비중은 더욱 커질 전망이다.

원자력발전 기술은 기술 개발 실용화단계에서부터 다른 에너지 기술의 개발시와는 비교가 되지 않을 정도로 이러한 기술의 이용에 따른 안전성 확보에 많은 노력을 경주하여 안전 기준을 설정하고 이에 맞도록 설계하며 설계 원전의 건설·운영에 따른 안전성을 분석·평가하여 원자력 기술의 이용으로 인한 국민의 건강과 재산을 보호하고 환경을 보존하는 데 차질이 생기지 않도록 하고 있다.

이와 같은 원자력발전소의 안전성 분석·평가에는 지금까지 결정론적 기법이 이용되어 왔으며 앞으로도 이 기법은 계속 이용될 것이다.

그러나 결정론적 방법만으로는 원자력발전소의 안전성을 완벽하게 평가하기는 어렵다는 것이 1979년에 발생한 미국의 TMI-2 사고로부터 밝혀 졌다. 이러한 결정론적 안전성분석·평가의 미비점을 보완하여 원자력발전소의 안전성을 개선하는 데 유용한 기술로 대두된 것이 확률론적 안전성 분석 기법이다.

이 확률론적 안전성 분석 기법이 최초로 원자력발전소의 안전성평가에 이용된 것은 1975년에 완료된 Rasmussen 교수 등에 의해 수행된 WASH-1400<sup>1)</sup>에서 었다. 이 보고서가 발행되자 여기에서 안전성분석에 이용한 확률론적 방법의 유용성 여부를 놓고 많은 논란이 일었다. 따라서 이 확률론적 안전성 분석방법에 대한 검토가 이루어 졌으며<sup>2,3)</sup> 검토 결과 확률론적 안전성 분석 방법에는 불확실성 문제, 신뢰도 Data의

신빙성 문제, 보수성 문제 등 개선해야 할 여러 문제가 있으나 이들을 개선하여 이용하면 원자력발전소의 안전성 평가에 유용하다고 판단되었으며 이러한 방법의 활용을 권장하게 되었다.

그러나 확률론적 안전성분석 기법이 원자력발전소의 안전성평가에 유용하다는 것이 일반에게 인식되고 활발히 활용되기 시작한 것은 1979년에 발생한 TMI-2사고 이후이다. 종래의 결정론적 방법에 의해서는 그 중요성이 부각되지 않았으며 따라서 대비책을 마련하지 않았던 TMI-2사고와 유사한 사고 경위의 중요성이 확률론적 기법을 이용한 WASH-1400에서는 지적된 것이 알려짐으로써 이러한 확률론적 기법의 이용에 관한 관심을 불러 일으키게 되었다.

1970년대 말부터 원자력발전소의 안전성평가에 활발히 이용하기 시작된 확률론적 기법은 그 기간을 신뢰도분석 기술에 의존하고 있다. 이 신뢰도분석 기술의 개발은 1940년대부터 개시되었다. 즉, 독일에서 개발한 V-1미사일의 실패 원인을 조사하던 중 이 미사일의 신뢰도에 문제가 있음을 밝혀 내게 되었는데 이때 확률 개념을 도입하여 신뢰도분석을 수행하기 위한 수학적 모델이 최초로 독일의 Robert Lusser 교수에 의해 수립되었다. 그 후에도 이 신뢰도분석 기술은 설계 및 재질 등의 개선을 통한 제품의 품질 향상을 위해 사용되었으며 1950년대에는 항공 산업 분야의 안전 문제에 응용하여 고장율, 수명 예측, 설계 적절성, 성공 예측 등에 의해 부품의 신뢰도를 평가하였으며 계통 신뢰도분석에 인간 실수율을 고려하기 시작하였다. 1960년대에 들어 와서는 우주 산업이 활발해짐에 따라 신뢰도 평가의 중요성이 부각되어 신뢰도분석 기술을 부품고장뿐만 아니라 계통고장 평가에 본격적으로 활용하여 부품의 고장 모드, 고장 기구(Failure Mechanism), 고장 원인 및 부품고장으로 인한 계통에 미치는 효과 등을 체계적으로 분석하여 사고를 예방하는데 이용하였다. 특히 이러한 활동의 일환으로 계통분석을 위한 방법의 개발이 활발히 이루어져 신뢰도 블록 다이어그램(Reliability Block Diagram) 방법이 개발되었고 고장수목 분석 개념이 도입되어 수정·보완을 거쳐 전산화되었으며 고장수목 구성 기술

도 개발되었다. 또한 이때부터 부품고장, 계통고장 및 인간실수 등에 대한 자료의 수집, 기록 활동이 강화되었다. 그 후 1970년대에 들어서 산업 재해에 대한 대중의 관심이 고조되기에 이르렀고 앞에서도 언급한 바와 같이 원자력산업에 신뢰도분석 기술을 확대·응용한 확률론적 안전성평가가 최초로 시도되었다.

이와 같이 꾸준히 그 적용·응용 범위를 넓혀온 확률론적 방법에 의한 부품이나 계통의 신뢰도분석은 미국의 TMI-2사고 이후 본격적으로 원자력발전소의 안전성평가에 이용되어 결정론적 방법에 의해서는 나타나지 않는 원전 취약점을 파악·개선할 수 있도록 함으로써 원전 안전성을 제고시키는 역할을 담당하여 왔으며 이제는 운전·보수 절차 개선, 설계 개선, 운전원 교육, 부지 선정, 안전성목표 설정 등 다양한 분야에 쓰이고 있다.

## 2. 확률론적 안전성 분석

확률론적 안전성분석은 표 1에서 보여 주는 바와 같이 종래의 결정론적 안전성분석과는 여러 면에서 차이를 나타내 주고 있다.

결정론적 안전성분석은 보수적 관점으로 전문가들이 내리는 공학적 판단에 의거하여 원전에서 발생가능한 사고중 중요하다고 판단되는 사고 요인을 선정하고 이들 선정된 사고 요인의 발생시 일어날 수 있는 사고 경위를 파악·분석하여 원전의 안전성확보를 보여주는 데 이용되었다. 이때 사고완화 및 확대방지를 위해 필요한 조치 즉 관련 계통은 요구되는 시간내에 작동된 다고 가정하게 되는 바 이러한 가정은 안전계통의 다중성(Redundancy) 및 다양성(Diversity) 확보로 만족된다는 판단으로 그 타당성을 인정하여 왔다. 따라서 종래에는 어떠한 사고에 의해서도 원자력발전소에서는 소규모 노심용융은 허용될 수 있을지라도 그 이상의 노심용융은 일어나지 않는다고 판단하였으며 이러한 판단에 의거하여 원자로심의 안전성분석시에도 노심용융발생시까지의 현상은 상세히 파악하였지만 노심용융후의 노심의 열수력학적 거동이나 방사능 누출에 관한 현상 분석에는 소홀히 하여 왔다.

표 1. 안전 성분식, 평가방법 비교

| 구 분              | 종래의 결정론적 방법                                                                                                             | 최근의 확률론적 방법                                                                                                                                   |
|------------------|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 사고요인 취급          | • 중요 사고발생요인 선정<br>—전문가 의견에 의거. 보수적                                                                                      | • 전 사고발생요인 고려<br>—사고요인 발생빈도 사용                                                                                                                |
| 사고경위 개발          | • 중요 사고경위 선정<br>—전문가 의견에 의거. 보수적                                                                                        | • 사고요인별 전 사고경위 개발<br>—귀납적 방법<br>• 사고경위 Grouping 보수적                                                                                           |
| 계통신뢰도 분석         | • 분석안함                                                                                                                  | • 연역적 방법 사용. 분석<br>—부품교장을 인간실수를 고려                                                                                                            |
| 사고경위 분석          | • 선정된 사고경위분석<br>• 노심용융전 사고 상세분석                                                                                         | • 전 사고경위분석<br>• 노심용융전, 후 사고 근사분석                                                                                                              |
| 사고경위 분석<br>결과 활용 | • 절대적기준으로 안전성평가                                                                                                         | • 상대적기준으로 안전성평가<br>—중요 사고요인, 사고경위선정<br>—주요 설계, 절차 취약점 파악<br>• 결정론적 방법의 미비점 보완                                                                 |
| 특징               | • 보수적관점 강조<br>• 주관적판단 강조<br>• 중요관심분야 과도설계, 운영 타분야 과소설계, 운영 가능<br>• 중요사고의 미취급 가능<br>—중대사고, TMI-2사고 등<br>• 평가절차 및 방법론 기확립 | • Best Estimate관점 강조<br>• 객관 적판단(확률개념이용) 강조<br>• 최적설계, 운영<br>• 전 중요사고 취급<br>• 평가절차 및 방법론 확보. 활용<br>—불확실성 요인등 개선점 상존<br>—정량적 Safety Goal 설정 필요 |

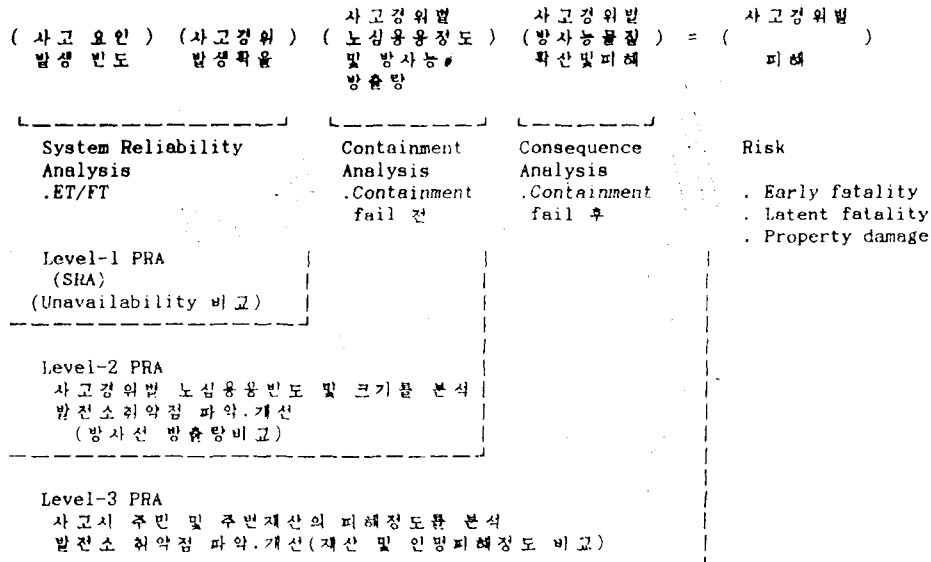


그림 1. 확률론적 안전성분석 업무

그러나 미국의 TMI-2 사고에서 볼 수 있는 바와 같이 운전원의 오동작이나 안전 계통 또는 부품의 작동 실패가 완벽하게 근절될 수는 없으

며 따라서 노심용융을 일으킬 수 있는 사고 요인 및 이에 따른 사고경위 등의 발생빈도를 파악하고 각각의 경우에 대한 노심용융 후의 현상

과 그에 따른 영향을 분석하여 주변 주민의 재산이나 건강, 환경에 대한 피해 정도의 중요성을 결정하고 이러한 중요도에 의거하여 사고대책은 물론 설계·건설·운영 대책을 마련할 필요가 발생하였다. 이러한 욕구를 충족시키기에 알맞은 안전성분석방법이 확률론적 안전성분석기법이다.

확률론적 안전성분석은 그림 1에서 보여 주는 바와 같이 크게 세가지 업무로 구분할 수 있다.

첫번째 업무가 원전 계통분석으로 사고요인별로 노심용융에 이를 수 있는 사고경위들의 발생 확률들을 구하여 원전의 노심용융빈도를 구하는 과정으로 이에선 일반적으로 사건수목(Event Tree)/고장수목(Fault Tree) 기법이 이용된다.

두번째 업무가 격납용기분석으로 사고발생후부터 격납용기로부터의 방사능방출전까지의 현상을 다루며, 여기에서는 각 사고경위별로 격납용기내의 물리적 현상의 진전과정을 분석함과 동시에 격납용기내에 방출되는 방사성핵종의 이송과 침전현상등을 다룬다. 또한 사고경위중의 물리적 현상에 대한 격납용기의 진전성 유지 정도를 분석하고 격납용기 파손시의 대기중으로의 방사능 방출량을 평가한다.

세번째 업무가 결말분석으로서 사고로 인한 격

납용기 파손시 대기중으로 방출되는 방사성핵종의 대기중 이송 및 피폭으로 인한 사고 피해를 대중의 건강상 효과와 경제적 손실로 평가한다.

앞에서 언급한 세가지 분석결과를 결합하면 원전 사고로인한 피해발생 가능성을 사고요인별 사고경위별로 파악할 수 있게 된다. 확률론적 안전성분석이라 하면 일반적으로 이 세가지 업무를 통틀어 일컫는다. 그러나 확률론적 안전성 분석을 수행하는 목적에 따라 분석업무를 제한적으로 수행할 수도 있어 계통분석업무까지를 Level-PSA, 계통분석업무와 격납용기분석업무를 Level-2 PSA, 결말분석까지의 전 분석업무를 Level-3 PSA라고 구분하여 부르기도 한다. 그림 2에 확률론적 안전성분석을 수행하는 절차를 정보 수집단계에서부터 결말분석에 이르기까지 제시하였으며 특히 확률론적 안전성분석에서 중요한 불확실성분석 및 분석결과에 해석에 관한 업무도 포함시켰고 아울러 Level-1, 2, 3 업무의 마무리 단계 업무를 명시하였다.

다음에 확률론적 안전성분석내용과 분석방법을 계통신뢰도 분석, 격납용기분석, 결말분석으로 나누어 기술하고 마지막으로 분석전산코드 및 체제에 대하여 언급하기로 한다.

#### 가. 계통신뢰도분석

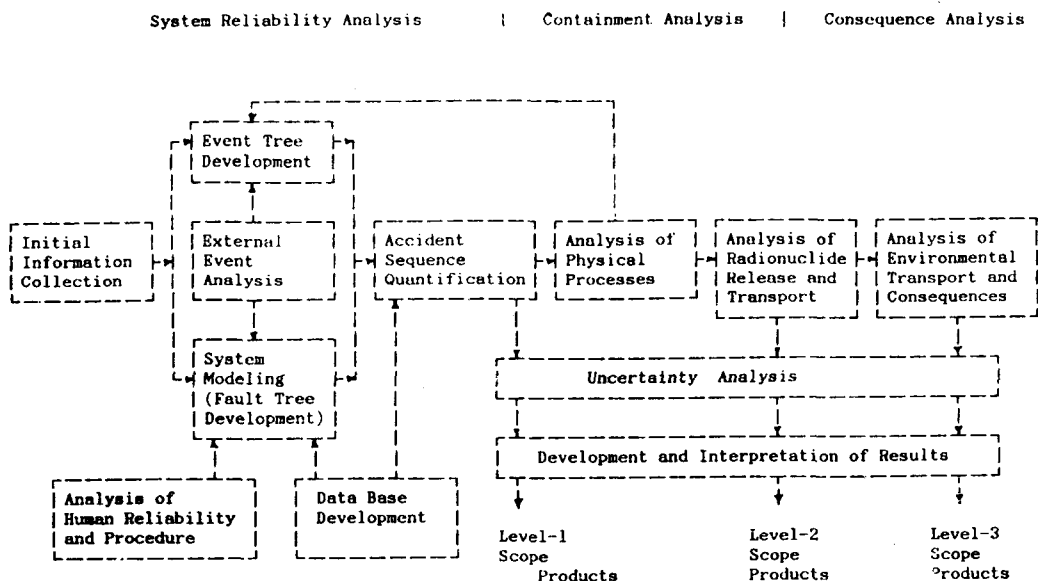


그림 2. 확률론적 안전성분석 절차

계통분석에서는 원전 계통 및 운전조건 파악과 사고유발 기인사상, 즉 초기사상 부품 고장 및 운전원실수 등에 대한 통계자료 생산 활동을 통해 사고경위를 정의하고 이들 사고경위들의 발생빈도를 평가하게 된다. 이 계통분석 업무를 다시 세분하면 사건수목 개발, 계통 모델링(고장수목), 인간실패도 및 절차 분석, 데이터·베이스 개발, 사고경위 정량화 등으로 나눌 수 있는 바 다음에 계통분석의 주된 업무인 사건수목 및 고장수목 분석업무를 중심으로 간단히 살펴보기로 한다.

### 1) 사건수목개발

사건수목개발 업무는 초기사상들의 결합효과와 계통의 작동이나 작동실패 등 분석해야 할 사고경위들에 대한 상태를 조직적으로 기술하는 것이다. 여기에서는 먼저 초기 사상들을 파악하고 각각의 초기사상 발생시에 사고를 완화하거나 노심용융사고를 방지하는 데 관련되는 계통들을 파악하게 된다. 이와 같이 초기사상들과 각각의 초기사상에 관련되는 계통들을 파악한 후에 사건수목을 구성하게 되는 데 이때 사건수목은 일반적으로 각 초기사상별로 구성하거나

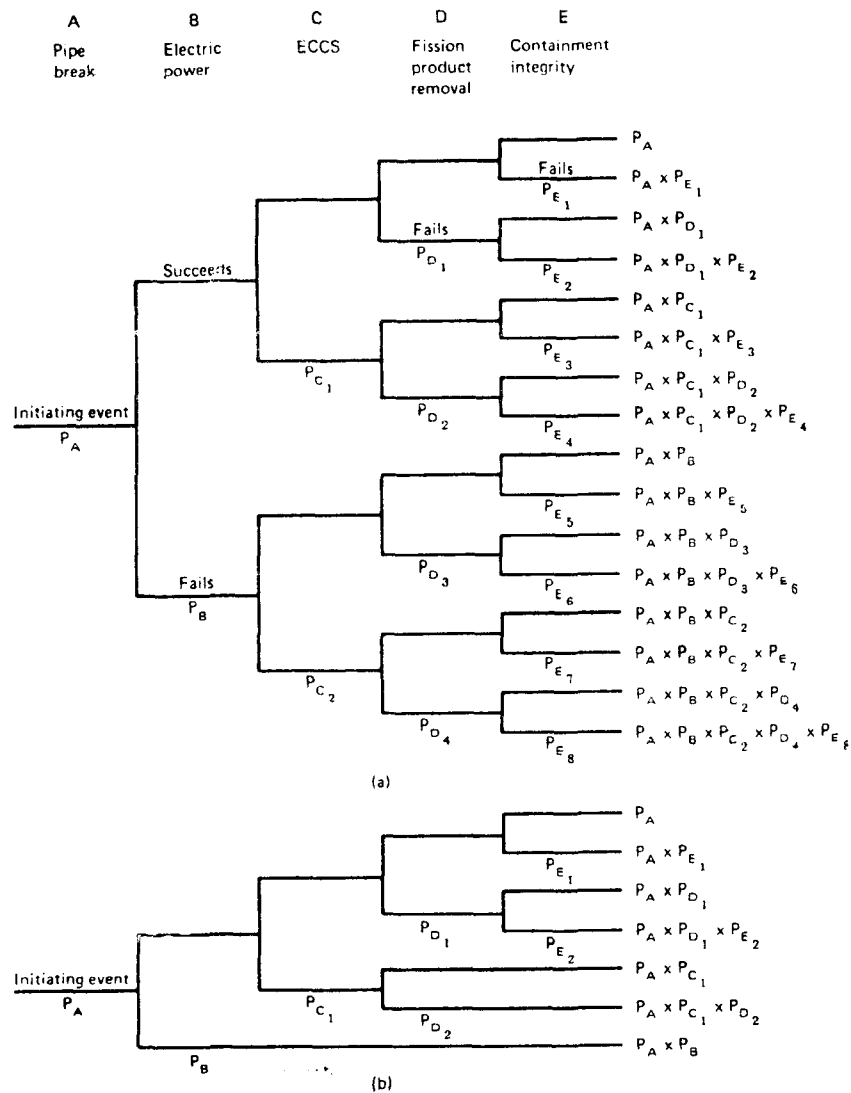


그림 3. (a) 대형병각재 상실사고 기본 사건수목<sup>1)</sup>  
(b) 대형병각재 상실사고 축소 사건수목

같은 사건수목 구조를 갖는 경우에는 이러한 특성을 갖는 초기사상들을 대표하는 하나의 사건수목을 구성한다.

사건수목의 구성은 귀납적방법에 의하여 수행하므로 초기사상 발생시 이에 관련되는 계통의 정확한 파악은 물론 사고로 인해 초래되는 물리적 현상에 의해 생기는 계통들간의 연관성 등의 정확한 분석을 하기 위해서는 격납용기내 물리적 진전과정 분석자와의 원활한 의사교환이 성공적인 사건수목 구성에 필수적이다.

초기 사상별 사건수목은 그림 3 (a)에서 보여주는 바와 같이 초기사상에 따른 관련 계통의 작동 및 작동실패 상태를 표시하여 구성하게 된다 이때 계통이 작동요구조건에 만족하게 작동하였을 경우는 위 쪽선으로 표시하며 작동하더라도 작동요구조건을 만족시키지 못하거나 작동이 되지 않는 경우는 아랫 쪽선으로 표시한다. 예로서  $A*B*C*\bar{D}*E$  사고 경위에 대해서 살펴 보면 이는 초기사상 A 즉 배관파단사고가 발생하였을 때 계통 B 즉 전원공급계통이 작동되고 계통 C 즉 비상노심냉각계통이 작동되나 계통 D 즉 핵분열생성물제거계통은 작동되지 못하며 계통 E 즉 격납용기의 진전성은 유지되는 사고경위를 표시한다. 일반적으로 원전의 계통은 고신뢰도를 가지므로 계통의 작동 확률을 1로 취급하고 초기사상 A의 발생빈도를  $P_A$  계통 D의 작동 실패확률을  $P_D$ 라 하면  $A*B*C*\bar{D}*E$  사고경위의 발생확률은  $P_A \times P_D$ 로 간단히 표시할 수 있다. 단, 여기에서는 계통간의 종속성은 없다고 가정하였을 경우이다. 또한 그림 3(a)에서는 상기 사고경위의 발생확률을  $P_A \times P_{D1}$ 으로 하였는데 이는 사고경위에 따라 같은 계통이라 할지라도 운전조건이 달라지게 되므로 나타나게 되는 계통의 작동 실패확률을 달리 표시하였기 때문이다. 이와 같은 사고경위 발생확률은 다음에 언급할 사고경위정량화에서 설명하겠지만 사건수목과 고장수목을 결합하여 구하게 되나 여기서는 개념을 소개하기 위하여 약식으로 제시하였다. 그림 3(a)에서 보여 주는 사건수목은 기본 사건수목이라고 하며 일반적으로 이와 같은 기본 사건수목이 주어지면 이를 단순화하여 그림 3 (b)와 같은 축소 사건수목을 구성·활용

하게 된다. 이러한 축소 사건수목은 기본 사건수목으로부터 구하게 되는 데 만약 사고경위중의 어느 계통이 작동실패하였을 때 그 다음 계통의 작동이 자동적으로 실패하는 경우 또는 그 다음 계통의 작동이 사고 완화나 노심용융방지에 아무런 효력을 발휘하지 못하는 경우는 이러한 계통의 작동여부가 무의미하므로 무조건 작동실패로 간주함으로써 간소화할 수 있게 되다. 즉 그림 3 (b)에서와 같이 전원공급이 안되는 경우 비상노심냉각계통이나 핵분열생성물제거계통을 작동시킬 수 없으며 이러한 경우 격납용기의 진전성유지가 안되므로 이들 모든 계통은 무조건 작동실패하는 것으로 취급하여 단순화하였다.

물론 이러한 사건수목 개발에는 사건수목 분석목적에 따라 또는 원전 운전조건에 따라 많은 업무량의 차이가 있으면 이와 같은 계통사건수목에 앞서 기능에 대한 사건수목을 구성하는 등의 업무가 있으나 여기에서는 개념만을 소개하고자하여 간단히 서술하였다.

## 2) 계통 모델링(고장수목 개발)

고장수목은 사건수목에 포함되어 있는 계통들의 작동실패 확률을 구하기 위하여 구성하여 분석한다. 따라서 계통도와 같은 분석해야 할 계통의 정보와 계통이 정상적으로 작동된다고 판단하는 데 필요한 계통의 성공기준 등이 사건수목의 개발과 일관성있게 취급되어야 한다.

고장수목의 구성과 분석방법은 다음에 예를 들어 다시 설명되겠으나 고장수목구성시에는 관련계통의 부품의 고장은 물론 시험, 보수 및 계통의 운전 등 운전원 실수도 고려하게 되므로 이러한 고장이나 실수에 관련된 신뢰도 자료 즉 부품고장률이나 인간실수율의 자료 확보가 중요하게 된다. 또한 고장수목 분석시에는 공통원인 고장이나 타계통과의 연관성 등을 적절히 고려하는 데 주의를 기울여야 한다.

고장수목 분석절차를 간단히 기술하면 다음과 같다.

(1) 분석대상계통의 작동성공기준을 토대로 작동실패조건을 결정하여 이를 고장수목의 정점 사상(Top Event)으로 정한다.

(2) 정점 사상이 주어지면 이러한 정점 사상

이 일어날 수 있는 직접적인 요인을 연역적방법에 의하여 파악하고 AND 또는 OR Gate로 표시한다.

(3) 앞의 직접적인 요인들이 부품의 기계적 고장이나 인간실수 등과 같은 기본사상(Basic Event)으로 표시되지 않는 경우 이러한 요인들이 발생될 수 있는 직접적인 요인들을 다시 연역적방법에 의하여 파악한다.

(4) 위의 요인파악 활동은 모든 요인들이 기본사상으로 귀결될 때까지 계속한다.

(5) 고장수목이 구성된 후에는 이를 Boolean 방정식으로 표시한다.

(6) Boolean 방정식을 풀고 정리하여 정점사상에 이르기 위한 최소단절셀(Minimal Cut Set)을 결정한다.

(7) 기본사상들의 확률자료를 이용하여 최소단절셀들의 이용불능도(Unavailbaility)를 결정하고 정점사상의 이용불능도 즉 계통의 이용 불능도를 구한다.

앞에서 언급한 고장수목분석을 이해하기 쉽게

하기 위하여 그림 4 (b)에 주어진 구조의 Circuit Breaker Trip고장을 살펴 보기로 한다.

Circuit Breaker Trip 실패는 “Circuit Breaker가 열리지 않는다”고 표시할 수 있으며 이를 이 고장수목의 정점사상으로 잡는다. Circuit Breaker가 열리지 않는 경우는 Circuit Breaker 자체가 닫혀 있는 상태로 고장이 났거나 UV trip coil에 전류가 흐르는 경우로 표시할 수 있다. 다음에 UV trip coil에 전류가 흐르는 경우는 다시 Relay A와 B가 동시에 닫혀 있는 것으로 볼 수 있다. 다시 Relay A와 B가 닫혀 있는 경우는 Relay 자체 고장으로 인한 고장과 Control circuit의 고장에 따른 작동으로 인한 경우로 파악할 수 있다. 이들을 그림 4 (a)에 그림으로 표시하였는 바 이때 AND Gate, OR Gate를 사용하였으며 설명은 직사각형으로, 기본사상은 원으로, 미개발 사상은 마름모로 나타냈다. 일반적으로 고장수목 구성시에는 표 2에 주어진 기호들을 사용하는 것이 보통이다.

고장수목분석의 편의를 위해 그림 4 (a)의

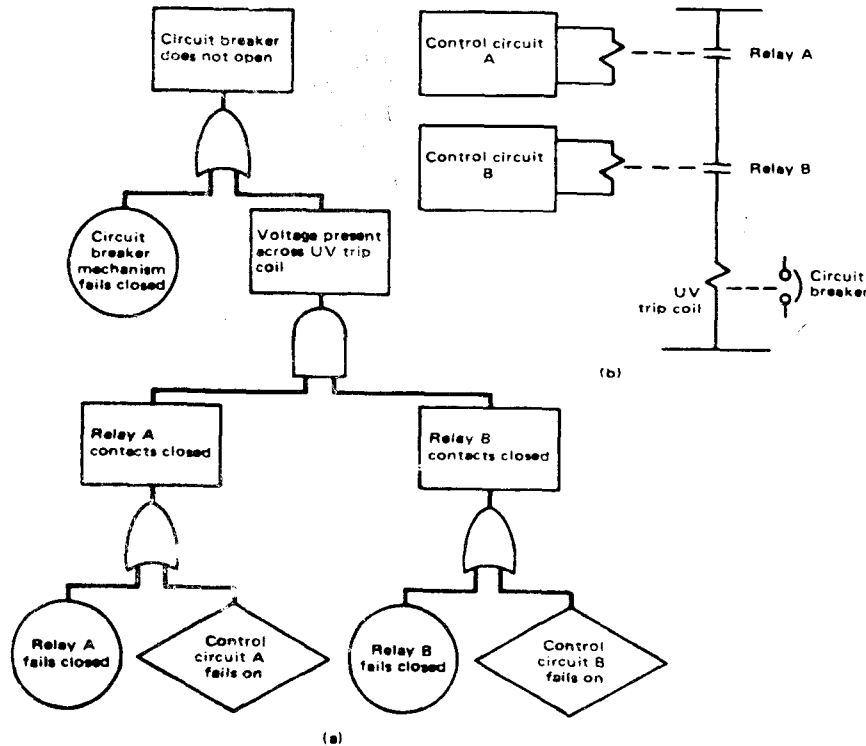


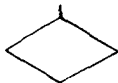



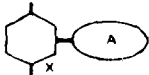




그림 4. (a) Circuit Breaker Trip 계통<sup>5)</sup>  
(b) Circuit Breaker Trip 고장수목

표 2. 고장수목 구성에 이용하는 기호

| Symbol                                                                              | Name         | Description                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                         |
|-------------------------------------------------------------------------------------|--------------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
|    | Rectangle    | Fault event; it is usually the result of the logical combination of other events                                                                                                                                                                                                                                                                                                                    |
|    | Circle       | Independent primary fault event                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                     |
|    | Diamond      | Fault event not fully developed as to its causes; it is only an assumed primary fault event                                                                                                                                                                                                                                                                                                         |
|    | House        | Normally occurring basic event; it is not a fault event                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                             |
|   | OR Gate      | The union operation of events; i.e., the output event occurs if one or more of the inputs occur                                                                                                                                                                                                                                                                                                     |
|  | AND Gate     | The intersection operation of events; i.e., the output event occurs if and only if all the inputs occur                                                                                                                                                                                                                                                                                             |
|  | INHIBIT Gate | Output exists when X exists and condition A is present; this gate functions somewhat like an AND gate and is used for a secondary fault event X                                                                                                                                                                                                                                                     |
|  | Triangle-in  | Triangle symbols provide a tool to avoid repeating sections of a fault tree, or to transfer the tree construction from one sheet to the next. The triangle-in appears at the bottom of a tree and represents that branch of the tree (in this case "A") shown someplace else. The triangle-out appears at the top of a tree and denotes that the tree "A" is a subtree to one shown someplace else. |
|  | Triangle-out |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                     |

Gate는 영문소문자로 기본사상은 영문대문자로 표시하여 그림 5에 고장수목을 재구성하였으며  
이로부터 정점사상  $a$ 를 방정식으로 표시하면

$$a = A + b$$

$$= A + cd$$

$$= A + (B + C)(D + E)$$

와 같이 되며 Boolean 대수를 이용하여 정리하면

$$a = A + BD + BE + CD + CE$$

로 표시된다.

이로부터 정점사상  $a$ 에 발생하기 위한 단절셀  $A, BD, BE, CD, CE$ 가 구해지며 여기서는 이들 모두가 최소단절셀(Minimal Cut Set)이 된다.

여기에 각각의 기본사상에 대한 고장 확률이

$$P(A) = 0.01$$

$$P(B) = P(C) = P(D) = P(E) = 0.1$$

와 같이 주어진다면  $P(a)$ 는

$$P(a) = 0.01 + 0.1 \times 0.1 + 0.1 \times 0.1 + 0.1 \times 0.1 + 0.1 \times 0.1 = 0.05$$

로 되어 정점사상  $a$ 의 발생확률 즉 Circuit Bre-



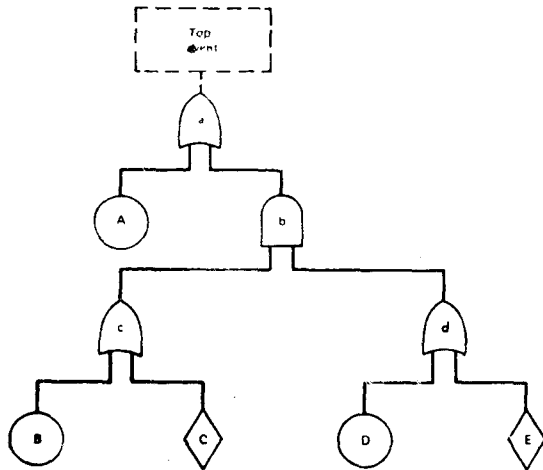


그림 5. 코드화된 고장수목

aker Trip 계통의 이용불능도는 0.05가 된다. 앞의 정점사상 이용불능도 계산에서는 회사상 근사방법 즉,

$$P(A \cup B) \approx P(A) + P(B)$$

을 이용하였음을 부연해 둔다. 그리고 대부분의

원전 계통신뢰도분석에서는 고장률 또는 실수율이 극히 작아 회사상 근사가 주로 쓰이고 있다.

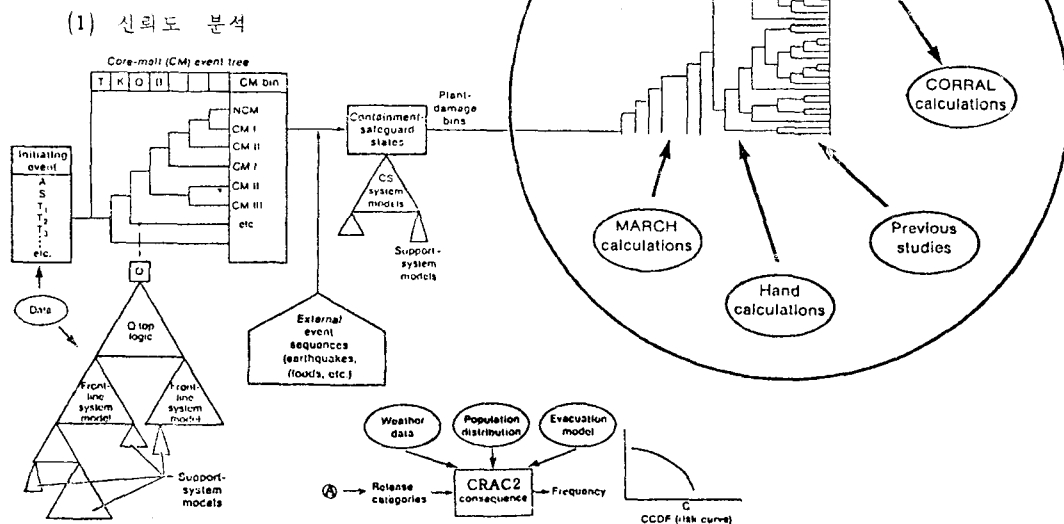
### 3) 인간 신뢰도 및 절차 분석

확률론적 안전성분석 경험으로 부터 운전원실수의 중요성이 널리 알려져 있다. 따라서 원전 계통모델링에는 시험, 보수 및 운전절차상의 문제로 발생될 수 있는 인간실수 요인을 파악. 반영해야 한다. 따라서 이와 같은 운전원실수를 파악하고 그 실수율을 결정하기 위한 절차가 개발·활용되고 있다. 최근에 널리 쓰이는 방법으로 THERP(Technique for Human Error Rate Prediction) 기법이 있으며 인간신뢰도분석을 위한 사건수목을 별도로 구성하여 이용한다. 여기에서는 상세한 언급은 피하기로 한다.

### 4) 데이터 베이스(Data Base) 개발

부품 고장률등을 구하기 위하여 과거의 사건이력, 고장이력을 수집 분석하고 이들을 정리하고 통계처리하여 신뢰성 있는 부품고장률과 초기사상들의 발생빈도를 구하기 위한 체제 개발이 확률론적 안전성분석의 주요 업무중의 하나

### (2) 격납용기 분석



### (3) 결말 분석

그림 6. 확률론적 안전성평가 체제<sup>6)</sup>

이다. 이 분야에 대해서는 별도 해설이 주어질 것이므로 자세한 언급은 피한다.

#### 5) 사고경위정량화

사건수목에 나타나는 사고경위의 발생빈도를 정량화시키기 위하여는 사건수목과 고장수목을 결합하여 구한다. 즉 사건수목에서 예를 들은  $A*B*C*\bar{D}*E$  사고경위를 정량화하려면 이 사고경위 발생 빈도를  $F_A$ 라 할 경우 다음과 같은 방정식을 세워 이를 Boolean 대수를 이용하여 고장수목분석과 같은 절차에 의해 정량화한다.

$$F_A = P_A * P_B * P_C * \bar{P}_D * P_E$$

여기서  $P_A$ 는 초기사상  $A$ 의 발생빈도,  $P_B, P_C, P_D, P_E$ 는 계통  $B, C, D, E$ 가 작동실 패할 확률로서 각 계통의 작동실패 정점사상에 대한 고장수목을 나타내는 Boolean 방정식으로 되어 있다. 또한  $\bar{P}_D$ 는  $D$  계통이 작동에 성공하는 경우를 표시한다. 즉, 사고경위의 발생빈도  $F_A$ 는 사상  $A, B, C, \bar{D}, E$ 가 AND Gate로 연결된 경우와 같은 방법으로 취급하여 계산된다. 여기서 주의할 것은 계통들간의 의존성이 있을 경우 이에 대한 기본사상의 명칭(부호)을 똑 같이 사용함으로써 사고경위분석결과가 과소평가되는 것을 피해야 된다는 것이다.

#### 나. 격납용기분석

격납용기분석에서는 사고경위별로 노심용융으로부터 격납용기파손전까지의 물리적 진전과정과 방사성핵종의 방출 및 이송현상을 분석하여 사고경위별로 격납용기 파손정도 및 이에 따른 방사성 핵종의 대기중으로의 방출량을 결정한다.

종래의 안전성분석에서는 노심용융후의 현상에 대해서는 거의 분석하지 않았으나 확률론적 안전성분석에서는 이에 대한 노심, 압력용기, 원자로냉각재계통 및 격납용기의 거동을 분석하게 된다. 특히 여기에서는 격납용기 사건수목을 구성·분석하여 격납용기의 파손 모드를 사고경위별로 파악하고 격납용기파손을 야기시키는 사고경위에 대해서는 언제, 얼마만큼의 격납용기 파손이 발생하는지도 아울러 평가한다.

격납용기 사건수목은 앞에서 언급한 원전계통 사건수목과 같은 방법으로 구성하며 노심용융후

의 열수력학적 거동 및 방사성핵종의 재고량에 관한 분석 방법은 종래의 안전성분석 방법과 유사하므로 별도의 상세 언급은 피하기로 한다.

#### 다. 결말분석

결말분석은 사고로 인해 격납용기가 파손되어 방사성핵종이 대기중으로 누출될 경우의 피해를 즉각 치사율, 암사망률 및 재산피해로서 기술하는 데 이용한다.

결말 분석을 수행하기 위해서는 격납용기로부터 대기중으로 방출되는 방사성핵종의 양결정, 이들의 대기중 이송현상분석, 방사능 피폭량 분석, 방사능피폭에 따른 건강효과 분석 및 피해의 경제적 효과 분석 등을 수행한다.

이러한 업무 수행에 있어 특정부지의 기상자료, 인구분포 자료 및 지질특성 자료들을 통계 처리하여 활용하며 종래의 피폭선량해석과 달리 평균적인 입장에서 피해만 평가하지 않고 각 사고로 인한 방사능 방출 카테고리별로 결말에

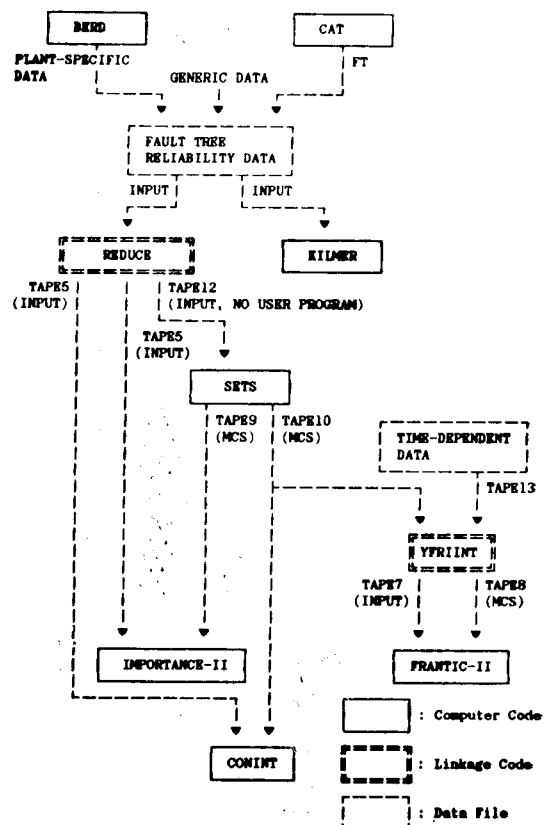


그림 7. 계통 신뢰도 분석 체제

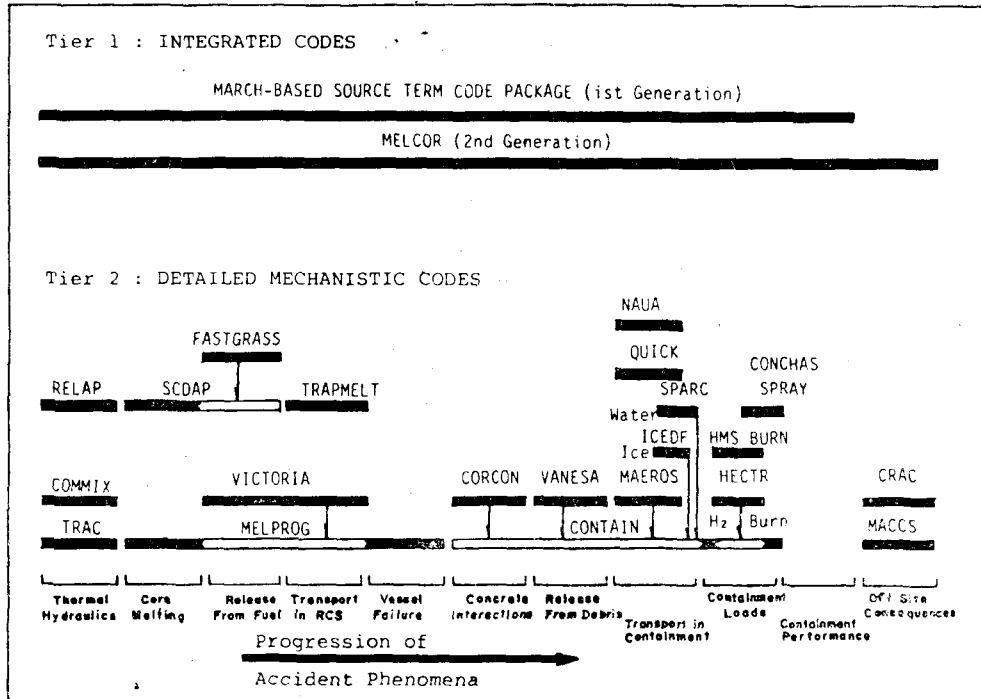


그림 8. 최근의 안전성 분석 코드 개발 현황

대한 결과를 분포함수로 나타낸다.

#### 라. 확률론적 안전성분석 체제

본 특집에서는 주로 종래의 결정론적 안전성 분석방법과 확률론적 안전성분석 방법이 크게 차이가 나는 신뢰도분석 방법에 많은 비중을 두고 소개하였고 다른 분야에 대해서는 간단히 취급내용에 대한 설명으로 그쳤다. 따라서 앞에서 언급한 확률론적 안전성분석 업무의 전 과정을 정리하고자 이에 이용되는 전산체제를 간단히 소개하기로 한다.

확률론적 안전성평가체제는 그림 6에서 보여주는 바와 같이 계통신뢰도 분석, 격납용기 분석, 결말분석 등의 업무가 서로 연계되어 수행되도록 되어 있다. 그림 6에는 계통신뢰도 분석 업무만 표시되어 있을 뿐 이를 수행하기 위한 전산체제가 제시되어 있지 못하여 그림 7에 한국에너지연구소에서 확보하고 있는 계통신뢰도 분석체제를 보여 주고 있는 바 여기에서 BERD코드는 신뢰도자료 생산용 코드, CAT는 고장수목 구성코드, KILMER는 고장수목 Plotting코드, SETS는 최소단절설을 구하기 위한 정성분석코

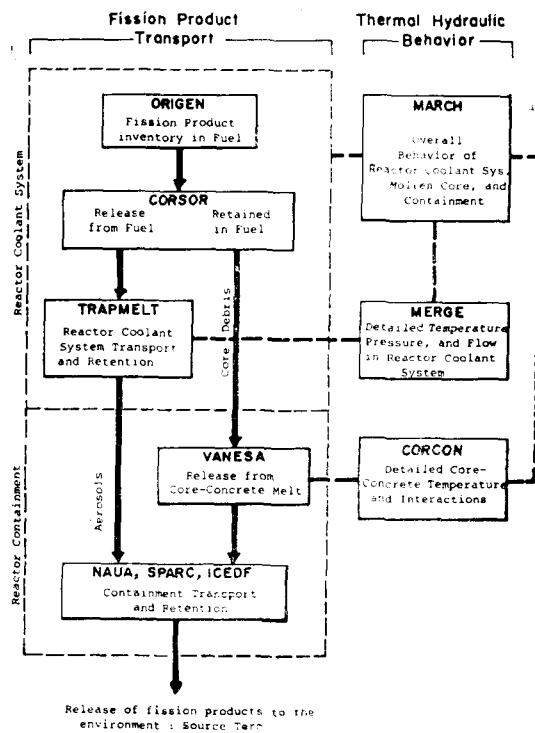


그림 9. BMI-2104 Source Term Code Package

드, IMPORTANCE는 중요도계산을 수행하는 정량분석코드, FRANTIC-II는 시간종속 이용불능도 계산을 위한 정량분석코드, CONINT는 불확실성분석코드이다.

또한 그림 6에서는 격납용기분석코드로서 CORRAL과 MARCH코드를, 결말분석코드로서 CRAC2를 제시하고 있는 바 최근에 좀 더 현실적으로 사고시의 현상을 분석하고자 하는 노력이 활발히 이루어 지고 있어 이들 코드개발 현황을 그림 8에 소개하고 있다. 특히 확률론적 안전성평가를 위해서는 그림 8에 보여 주는 바와 같이 격납용기 분석코드로서 Source Term Code Package가 BCL에서 개발되어 검증단계에 있으며 MELCOR 코드는 격납용기분석 및 결말분석을 종합적으로 취급토록 개발되고 있다. 그림 9에는 Source Term Code Package의 구성을 자세히 보여 주고 있어 격납용기분석 업무의 수행과정을 파악할 수 있다.

### 3. 결 론

확률론적 안전성분석방법은 사고의 발생요인을 철저히 파악하고 이들 사고요인 발생시의 사고피해를 가능성으로 예측할 뿐 아니라 중요사고요인파악, 중요사고 경위파악, 중요 원전계통 및 취약점 파악에 매우 유용하게 활용할 수 있어 원전 안전성향상 방안 도출에 이용할 수 있으며 원전 운전정지 회수 및 정지기간 단축에 필요한 정보도 제공할 수 있어 원전 가동률향상 방안 도출에도 이용할 수 있는 유익한 방법이다.

특히 외국에서는 확률론적 안전성분석 방법을 결정론적 안전성분석의 보조 수단으로 쓰고 있을 뿐만아니라 보조급수계통의 신뢰도분석은 필수적인 규제요건으로 요구하고 있다. 다만 분석 신뢰도자료, 사고요인파악 등에서 나타나는 불확실성요인의 감소를 위한 노력이 앞으로 더욱 지속되어야 좀 더 실용적으로 널리 쓰일 수 있게 될 것이다.

### 참 고 문 헌

1. USNRC, Reactor Safety Study: An Assessment of Accident Risks in the U.S. Commercial Nuclear Power Plants, WASH-1400, 1985.
2. H.W. Kendall (Study Director), The Risks of Nuclear Power Reactor, A Review of the NRC Reactor Safety Study WASH-1400 (NUREG-75/014), Union of Concerned Scientists, 1977.
3. Ad Hoc Review Group (Chairman: H.W. Lewis), Risk Assessment Review Group Report to the Nuclear Regulatory Commission, NUREG/CR-0400, USNRC, Sept. 1978.
4. 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.
5. N.J. McCormick, Reliability and Risk Analysis, Academic Press, 1981.
6. 장순홍외, 원자력발전소의 확률론적 위험도 평가 전산코드개발, KRC-85N-JOS, 한국전력공사, 1987.