'2000 춘계학술발표회 논문집
한국원자력학회

일체형 원자로의 사건분류 및 사고선정

Event Categorization and Selection in the Integral Reactor

설광원, 신안동

한국원자력안전기술원
대전광역시 유성구 구성동 19 (305-338)

요 약

일체형 원자로, SMART (System Integrated Modular Advanced Reactor)**의 체계적인 안전성 분석과 평가를 위해 기존 발전용 원자력 시설에 적용되었던 발전소의 사건분류, 사고선정, 사고해석 방법론과 허용기준에 대한 규제요건과 지침들을 검토하였다. 또한, 일체형 원자로의 과도 및 사고 해석을 수행하는 데 있어 기존 안전기준의 적용성과 향후 안전성 측면에서 심층적인 검토가 요구되는 안전사항들을 제시하였다. 여기에는 명확한 사건 분류를 위해 정량적인 분류기준의 도입 검토, 일체형 원자로 고유설계특성에 근거한 체계적인 초기사건 및 제한사고의 선정, 과도 및 사고 해석과 더불어 다중기기고장, 공통원인고장 등 설계기준 초과사고의 체계적인 고려, 그리고 해석 수단으로 사용되는 전산코드의 검증 방안을 마련하는 것이 포함된다. 결과적으로 본 연구는 일체형 원자로의 과도 및 사고 해석에서 제기될 수 있는 안전쟁점 현안들을 사전에 도출하여 그 해결 방안을 강구함으로서 일체형 원자로의 체계적인 안전성 분석과 평가에 기여할 것이다.**

Abstract

In order to comprehensively analyze and evaluate the safety of SMART design, plant conditions, event categorization, analysis methodology, and acceptable criteria are systematically reviewed based on existing regulatory requirements and guidance for nuclear power plants. Also, the applicability of the existing safety requirements related to accident analysis to the integral reactor is reviewed and then some items to be in depth studied in the safety aspects of SMART reactor are identified. They include an adoption of quantitative categorization criteria to clearly classify the events, systematic selection of initiating and limiting events based on design-specific characteristics, consideration of beyond design basis accidents such as multiple failures and common cause failure, and validation and verification of the computer codes used in transient and accident analysis. As a result, some safety concerns to be considered in the design stage are identified and then the opportunity to early resolve them is provided. Thus, this study will contribute to systematically analyze and evaluate the safety of integral reactor.

1. 서 론

원자력 발전소에서는 설비의 가상적인 고장이나 인적 실수, 그리고 자연 재해 등에 의해 발전소의 과도나 사고가 발생할 수 있으며, 이에 대비하여 다양한 다중의 보호설비나 안전설비를 설치하고 있다. 일반적으로 설계자는 발전소가 가상의 과도나 사고에 적절히 대처할 수 있는 능력이 있는 지를 분석하기 위해 과도 및 사고 해석 (Transient and Accident Analysis)**을 수행하며, 인허가 기관은 이러한 해석 결과를 근거로 발전소의 안전성을 평가하고 판단한다. 또한, 발전소의 과도 및 해석결과들은 기기나 계통의 설계 성능, 운전 조건, 안전계통 설정치 등 다양한 계통 설계와**

발전소의 부지나 소외 비상계획의 적절성을 평가하는 데 사용된다.

과도 및 사고해석을 수행하기 위해서는 발전소에서 발생 가능한 사건들을 도출하고 사건의 발생 확률에 근거하여 분류하는 사건 분류 (Event Categorization), 상세 해석이 필요한 제한 사고를 선정하는 사건 선정 (Event Selection), 그리고 적합한 해석 방법을 사용하여 해석을 수행한 후에 만족해야 할 허용 기준 (Acceptable Criteria) 등이 체계적으로 설정되고 적용되어야 한다. 일반적으로 기존 발전소 설계와 큰 차이가 없는 경우에는 이미 선정된 기존 발전소의 과도나 사고들에 대해 허용 기준의 만족여부를 보여 줌으로서 발전소의 안전성을 분석할 수 있다.

그러나, 우리나라에서 개발하고 있는 해수 담수화용, 330 MWt, 가압경수로, 일체형 원자로 (SMART)는 활용 특성상 기존 발전용 원자로와 상당히 다른 설계와 운전 특성을 가지고 있다. 따라서, SMART 담수화 발전소에서 가능한 사건들에 대한 체계적인 분류와 만족해야 할 허용기준에 대한 심층적인 검토가 필요하다. 특히, 일체형 원자로는 증진된 안전성을 확보하기 위해 원자로냉각재계통 주기기를 원자로압력용기 내부에 일체형으로 배열하고, 노심의 열을 제거하기 위해 다양한 피동안전계통을 사용하고 있으며, 방사성 물질이 환경으로 유출되는 가능성을 최소화하기 위해 추가적인 안전보호용기를 설치하고 있기 때문에 기존 발전용 원자로와 상당히 다른 안전특성을 가지고 있다. 이러한 새로운 안전개념에 의해 기존 발전소 설계에서 고려되었던 과도나 사고들이 일체형 원자로 설계에서 일부 배제될 수 있으며, 반대로 새로운 사건들이 과도나 설계기준사고로 추가될 수 있다.

따라서, 일체형 원자로의 체계적인 안전성 분석과 평가를 위해 발생 가능한 사건의 선정, 사고의 분류, 그리고 적합한 사고해석 방법론과 허용기준 등에 대해 체계적인 검토가 필요하다. 본 연구에서는 기존 발전용 원자력 시설에 적용되었던 발전소의 사건분류와 선정 그리고 사고해석 방법론과 허용기준을 근거로 일체형 원자로에 적용할 수 있는 안전기준들을 검토하고 분석하고자 한다. 또한, 일체형 원자로의 과도 및 사고해석을 수행하는 데 있어 안전성 측면의 고려와 심층적인 검토가 요구되는 사항들을 도출하여 제시하고자 한다. 이는 향후 일체형 원자로에서 제기될 수 있는 안전쟁점 현안들을 사전에 도출하여 그 해결 방안을 강구함으로서 일체형 원자로의 안전성 확보에 기여하게 될 것이다.

2. 발전소의 사건 분류 (Event Categorization)

원자력 발전소의 발생 가능한 잠재적 사건은 사건의 발생확률과 그 사건결과의 심각성에 따라 분류된다. 기본적으로 사건 발생빈도가 높으면 높을수록 공공에 미치는 방사학적 영향을 최소한으로 낮게 제한하고, 공공에게 미치는 방사학적 영향이 심각한 사건일수록 낮은 발생빈도를 유지하기 위한 것이다. 이는 발전소의 가상적인 과도 및 사고로부터 공공의 안전과 건강을 보호하고, 발전소의 안전성을 확보하기 위한 기본 안전원칙으로서, 발전소의 잠재적인 사건을 선정하고 허용기준을 적용하는데 사용되는 일반적인 원칙이다.

2.1. 설계기준사건의 분류

현재 우리나라 원자력 관계법령 [1,2]에서는 별도의 발전소 사건분류 기준을 제시하고 있지 않으며, 미국의 표준심사절차 (SRP)와 규제지침 (Regulatory Guide) 1.7의 기준 [3,4]을 따르고 있다. 표준심사절차와 규제지침 1.70의 사건분류 기준은 1974년 발간된 ANSI/N18.2 [5]에 근거하여 1981년 개발된 것으로, 기존 원자력 발전소에 광범위하게 적용되어왔다. 그러나, 이 기준들은 정성적인 기준에 근거하여 사건을 분류하기 때문에 다소 불명확한 기준과 혼란을 야기하고 있어, 최근 확률론적이고 정량적인 기준에 근거한 발전소의 사건 분류가, ANSI/ANS-51.1 [6]을 통해 1983년 개발되었고 일부 신형 원자로 설계에 적용되고 있다. 표 1에는 기존 원자력 발전소에서 적용하고 있는 이러한 사건분류를 정량적인 기준에 근거하여 비교한 것이다.

표 1. 원자력 발전소 사건분류의 비교

<table>
<tr><th colspan="3">USNRC</th><th colspan="3">ANSI</th></tr>
<tr><th>10 CFR</th><th>RG 1.48</th><th>RG 1.70</th><th>발생빈도(/ry)</th><th>ANSI/ANS-51.1</th><th>ANSI N18.2</th></tr>
<tr><td>정상
(Normal)</td><td>정상운전
(Normal)</td><td>정상
(Normal)</td><td></td><td>Plant Condition 1
(PC-1)</td><td>Condition I</td></tr>
<tr><td rowspan="2">예상운전과도
(Anticipated Operational Occurrences)</td><td rowspan="2">이상운전
(Upset)</td><td>낮은빈도고장
(Incidents of Moderate Freq.)</td><td>10^{-1}</td><td>Plant Condition 2
(PC-2)</td><td>Condition II</td></tr>
<tr><td rowspan="2">보통빈도고장
(Infrequent Incidents)</td><td rowspan="2">10^{-2}</td><td rowspan="2">Plant Condition 3
(PC-3)</td><td rowspan="2">Condition III</td></tr>
<tr><td rowspan="6">사고
(Accidents)</td><td rowspan="2">비상운전
(Emergency)</td></tr>
<tr><td rowspan="5">제한빈도고장
(Limiting Faults)</td><td>10^{-3}</td><td rowspan="2">Plant Condition 4
(PC 4)</td><td rowspan="5">Condition IV</td></tr>
<tr><td rowspan="4">고장운전
(Faulted)</td><td>10^{-4}</td></tr>
<tr><td>10^{-5}</td><td rowspan="2">Plant Condition 5
(PC-5)</td></tr>
<tr><td>10^{-6}</td></tr>
<tr><td></td><td>고려안함</td></tr>
</table>

표에서 보는 바와 같이, 발전소의 사건분류가 다양한 기준에 의해 이루어지고 있으며, 미국 NRC는 정성적인 기준에 근거한 사건분류를 적용하고 있음을 알 수 있다. 현재 10 CFR Part 50, App. A [7]에서는 발전소 조건을 정상운전, 예상운전과도, 사고로 나누어 정의하고 있으며, 이에 대응되는 설비의 안전기준, 허용 방사선량 등을 설정하여 발전소의 안전성을 평가하고 있다. 그리고 발전소 사고해석과 관련된 사건분류 기준은 표준심사절차와 규제지침 1.70의 제15장에서 사건의 정성적인 발생빈도에 근거하여 모든 과도 및 사고를 다음 4 개로 나누어 제시하고 있다.

- 정상운전: 계획된 운전조건
- 낮은빈도고장 (Incidents of Moderate Frequency): 1 년에 한번 발생 가능한 고장

- 보통빈도고장 (Infrequent Incidents): 발전소 수명기간 동안 한번 발생 가능한 고장
- 제한빈도 (Limiting Faults): 발전소 수명기간 동안 발생이 예상되지 않으나, 그 결과로 인해 방사성 물질의 다량 누출 가능성 때문에 가정되는 고장

또한, 안전에 중요한 구조물, 계통, 기기의 설계에서도 적절한 하중조합을 결정하기 위해 별도의 사건분류 기준을 사용하고 있으며, 표준심사절차 제3장에서는 이와 관련하여 발전소 조건을 정상, 이상, 비상 그리고 고장 조건으로 분류하고 있다.

이상의 발전소 조건분류에서 알 수 있듯이, 각 분야별로 서로 다른 사건분류 기준을 사용하고 있으며, 분류기준이 정성적인 기준에 근거하고 있기 때문에 다소의 불확실성을 내포하고 있음을 알 수 있다. 이러한 문제점은 이전의 연구 [8]에서도 제기된 바 있다. 반면, ANSI/ANS-51.1은 정량적인 발생빈도에 근거하여 발전소 조건을 5개로 분류하여 제시하고 있으며, 서로 다른 분야에 공통적으로 적용할 수 있는 방안을 제시하고 있다.

따라서, 기존 원자력 발전소와 상당히 다른 설계특성과 운전특성을 가지고 있는 일체형 원자로에서는 기존의 정성적인 기준에 근거한 발전소의 사건분류와 더불어 분류기준이 명확한 정량적인 기준을 도입하는 방안을 검토할 필요가 있다. 이는 일체형 원자로의 체계적인 안전성 분석과 평가를 위해 명확한 사건분류 기준을 제공해 줄 것이며, 향후 예상이 되는 관련 쟁점사항들을 해결해 줄 것이다. 특히, 최근에는 확률론적인 안전성 평가방법 기술이 상당히 발달하여 정량적 발생빈도에 근거한 발전소 사건분류가 가능할 것으로 여겨진다. 그러나, 정량적 분류방식을 채택하는 경우, 정량적 수치에는 다소의 불확실성이 내포되어 있으므로 이에 대한 타당성 검토와 사고해석 분야뿐만 아니라 구조물 혹은 계통의 설계나 부지선정과 같은 타 분야와의 조화문제도 세심하게 고려해야 할 것이다.

2.2. 설계기준 초과사건의 고려

기존의 발전소 조건 분류는 과도와 설계기준사고만을 대상으로 하고 있다. 설계를 초과하는 사고를 정의하고 있지 않거나, ANSI/ANS-51.1에서 보는 바와 같이 발생빈도 10^{-6}/ry 이하의 사건들을 고려하고 있지 않다. 그러나, 신형 원자로에서는 발생 가능성은 낮으나 그 사고의 결과가 심각할 수 있는 설계기준 초과사고들에 대해 설계단계에서부터 대처방안을 마련하여 안전성을 증진시키도록 요구받고 있다. 따라서, 일체형 원자로 설계에서도 설계기준을 초과하는 사건들에 대한 체계적인 선정과 적합한 허용기준들을 설정할 필요가 있다. 일반적으로 설계기준 초과사고들은 설계기준사고와 달리 실제적인 해석 방법론이나 다른 허용기준을 적용하고 있지만 발전소의 체계적인 안전성 분석 측면에서 함께 고려하는 것도 하나의 방안이 될 수 있다.

한 예로서 표 2에서 보는 바와 같이, 이탈리아의 다목적용 원자로, MARS [9]는 발전소 조건분류에서 기존의 4개 분류방식에 추가하여 2개의 단계, 즉 추가단계 (Additional Level)와 중대사고단계 (Severe Accident Level)를 설정하여 낮은 발생빈도의 사건에 대해서도 체계적으로 대처하고 있음을 보여주고 있다. 해석 방법론으로서는 실제적인 결정론적 방법과 확률론적 방법을 허용하고 있으며, 허용기준으로는 충분한 안전여유도 확보와 노심손상빈도 ($< 1.0 \times 10^{-5}$/ry) 및 대량 조기 방사

능 유출빈도 ($<1.0\times10^{-6}$/ry)를 제시하고 있다. 이는 신형원자로 설계에서 일반적으로 요구되는 안전목표로서 증진된 안전성 확보와 강화된 심층방어 전략을 설계에 체계적으로 적용하고 있음을 보여주기 위한 것이다.

우리나라 일체형 원자로 설계에서도 안전성 증진을 일차적인 설계목표로 설정하고 있으므로, 상당히 낮은 발생확률을 가지는 사건이라 할지라도 그 사건의 방사학적 결과가 심각한 경우에는 설계에서 고려해야 하며, 이를 위해 설계기준을 초과하는 사건들을 포함하는 체계적인 사건분류와 허용기준이 설정되어 일체형 원자로의 안전성 분석에 반영될 필요가 있다.

표 2. 설계기준사고를 포함한 발전소 사건분류

ANSI/ANS-51.1 사건분류 (/ry)		MARS 원자로의 사건분류 (/ry)	
Normal	Plant Condition-1	Normal	Level 1
$F > 1\times10^{-1}$	Plant Condition-2	$F > 3\times10^{-2}$	Level 2
$1\times10^{-1} > F > 1\times10^{-2}$	Plant Condition-3	$3\times10^{-2} > F > 1\times10^{-3}$	Level 3
$1\times10^{-2} > F > 1\times10^{-4}$	Plant Condition-4	$1\times10^{-3} > F > 1\times10^{-4}$	Level 4
$1\times10^{-4} > F > 1\times10^{-6}$	Plant Condition-5	$1\times10^{-4} > F > 1\times10^{-7}$	Additional Level
$1\times10^{-6} > F$	Not considered	$1\times10^{-7} > F$	Severe Accidents Level

3. 사건의 선정 및 허용기준 (Event Selection and Acceptable Criteria)

기존 전력 생산용 원자력 발전소에 적용하고 있는 사건선정과 관련된 안전요건은 10 CFR Part 50, 표준심사절차 그리고 규제지침 1.70의 제15장 사고해석에서 상세히 기술하고 있다. 사건의 선정은 발전소 설계에서 발생 가능한 사건들, 즉 소외에 방사학적 영향을 초래할 수 있는 초기사건 (Initiating Event)들을 선정하고 이들로부터 적절한 가정, 즉 단일고장기준과 같은 가정을 통해 상세 해석이 필요한 제한사건 (Limiting Event)들을 선정한다. 선정된 제한사건들은 적합한 해석 방법론을 사용하여 분석되며 안전설비의 성능 확인이나 소외 공공의 안전을 보호하기 위한 적절한 방사선량 관련 허용기준을 만족해야 한다.

3.1. 초기사건의 선정

원자력 발전소에서 고려해야 할 과도 및 사고를 적절히 선정하기 위해서는 잠재적 요인으로부터 충분하고도 광범위하게 초기사건을 분석해야한다. 초기사건을 선정을 하기 위해 고려해야 할 주요 인자에는 발전소 주변의 위험 시설, 홍수, 지진, 화재, 태풍, 인적 실수 등이 포함되며, 이들에 의해 발생 가능성이 있는 전력상실과 같은 예상운전과도, 정상조건을 벗어나는 핵연료 고장, 그리고 갑작스럽게 기기의 건전성을 상실시키는 가상사고 등이 초기사건에 포함된다. 초기사건들은 발전소의 다양한 공정변수의 교란, 장비의 고장이나 오작동 등에 의해 야기되며, 다음 8개 사건그룹 중에 하나, 그리고 3개의 발생빈도 중에 하나에 속하게 된다. 이는 앞서 설명하였듯이, 사건의 형태와 발생빈도에 따라 정량적인 상세해석이 필요한 제한사고들을 도출하고, 높은 발생빈도의 사고는 낮은 방사선량을, 심각한 방사선량을 야기하는 사건은 낮은 발생빈도를 유지한다는 기

본안전원칙에 근거한 것이다. 공공에 미치는 위험도에 따라 각 사건들에 대해 차별적인 허용기준을 적용하는 것은 원자력 발전소의 균형있는 안전목표를 달성하기 위한 것이다.

[8개의 사건그룹]

(1) 이차계통 열제거 증가사고
(2) 이차계통 열제거 감소사고
(3) 원자로냉각재 유량 감소사고
(4) 반응도 및 출력분포 불안정사고
(5) 원자로냉각재 재고량 증가사고
(6) 원자로냉각재 재고량 감소사고
(7) 부속계통 혹은 기기로부터 방사성 물질 누출사고
(8) 비원자로정지 예상과도사고 (ATWS)

[3개의 사건발생빈도]

(1) 낮은빈도고장 (Incidents of Moderate Frequency)
(2) 보통빈도고장 (Infrequent Incidents)
(3) 제한빈도 (Limiting Faults)

3.2. 제한사건의 선정

초기사건으로부터 제한사건을 선정하는 것은 유사한 사건전개나 발생빈도를 가지는 사건들에 대해 가장 심각한 결과를 초래하는 사건들만 정량적인 상세 해석을 수행하고, 나머지는 정성적인 분석을 통해 상세 해석이 필요한 사고의 수를 줄이기 위한 것이다. 이 방법은 설계 부담을 실질적으로 감소시키면서 발전소의 안전성을 적절히 평가할 수 있는 일반적인 방법이다. 하지만 같은 사건그룹과 유사한 발생빈도를 가진다 할지라도 사고의 결과가 서로 달라, 즉 어떤 사건은 계통압력을 최대로 하는 반면 다른 사건은 소외 방사선량을 최대로 하는 것으로 판단되면, 두 사건이 모두 제한사고로 고려되어 상세 해석을 수행해야 한다.

현재의 규제요건과 지침에서는 초기사건으로부터 제한사건을 선정하는데 동시에 발생 가능한 사건과 단일 기기의 고장을 고려할 것을 요구하고 있다. 대표적인 동시고장사건 (Coincident Event)은 소외의 전력상실 (LOOP)로서 GDC 17에 근거하여 기기의 단일고장과 함께 초기사건과 동시에 고려해야 한다. 대표적인 단일고장기준 (Single Failure Criterion)은 한 계열의 보호계통 고장이나 안전기기인 밸브의 고장을 들 수 있으며, 마찬가지로 초기사건과 함께 고려되어야 한다. 일반적으로 초기사건에 동시고장사건과 단일고장기준을 함께 고려하는 경우 그 사건의 발생빈도는 낮아지며 사고의 결과는 심각해지므로 초기사건보다는 큰 방사선량이 허용기준으로 적용된다. 그리고, 만약 초기사건에 동시고장사건과 단일고장기준을 함께 고려한 사건의 발생빈도가 1.0×10^{-6}/ry 보다 낮으면 고려할 필요는 없으나, 일부 사건에 대해서는 설계특성에 따라 규제기관에서 해석을 요구하고 있다. 이 경우의 대표적인 사건이 냉각재상실사고가 일어난 경우 소외 전력상실과 단일고장기준을 함께 고려하는 사고이다.

- 단일고장기준 (Single Failure Criterion)

단일고장은 10 CFR 50, 부록 A에 정의된 바와 같이, 요구되는 안전기능을 수행하는 기기의 능력이 상실되어 발생하는 사건이다. 하나의 고장으로 다중의 고장이 야기되는 경우도 단일고장에 포함된다. 일반적으로 발전소의 유체계통과 전기계통은 단일고장을 가정하여 설계하도록 요구하고

있으며 과도 및 사고해석에서는 능동 기기 혹은 피동 기기의 단일고장을 가정하여 안전기능의 수행 능력을 증명해야 한다.

- **동시고장사건** (Coincident Event)

동시고장사건은 기기의 단일고장과 함께 초기사건에서 가정되는 사건으로 소외의 전력상실, 제어봉 집합체의 고착, 냉각재계통의 옥소농도 스파이크, 발전소 제어계통의 고장 등이 대표적인 사건들이다. 예로서, 초기사건 발생 시에 소외 전력상실을 고려하는 것이 보다 심각한 사고 영향을 초래하면 고려해야 하고, 고려하지 않는 것이 보다 보수적이면 고려하지 않는다.

- **다중고장** (Multiple Failure) **및 공통모드고장** (Common Mode Failure)

원자력 발전소에서는 안전설비의 다중고장 혹은 공통원인고장이 발생 가능하며 이에 대한 안전성 분석이 수행되어야 한다. 그러나 이러한 설계기준을 초과하는 사건들에 대한 해석결과가 10 CFR 100에서 제시하고 있는 사고후 선량기준의 만족여부를 평가하기 위해 고려될 필요는 없으며, 대처설비에 대해서도 다양성과 다중성 기준을 만족할 필요는 없다.

표 3에는 피동형 원자로, AP 600 설계에서 제시하고 있는 과도 및 사고들을 보여주고 있다 [10]. 기본적으로 표준심사절차의 사건분류와 발생빈도에 근거하여 초기사건들을 분류하고, 각 사건그룹에서 계통, 기기 및 구조물의 설계기준과 최대 방사선량이 예상되는 제한사건들에 대해 해석을 수행하고 있음을 볼 수 있다. 특징적인 것은 피동설계에 따라 피동잔열제거계통이 새로이 채택됨으로서, 이차계통 열제거 증가사고의 하나로 낮은 발생빈도의 PRHRS 열교환기의 부적절한 운전을 15.1.6 사건으로 추가하고 있다는 것이다. 그리고, AP 600 고유의 설계특성에 따라 노심보충탱크 (CMT)의 부적절한 운전, 자동감압밸브의 부적절한 운전, LOCA후 장기냉각 등에서 기존과 차이가 나는 사고전개과정을 보여주고 있다.

마찬가지로, 우리나라 일체형 원자로에서도 고유 설계 및 운전 특성에 의해 기존과 다른 초기사건과 제한사고를 가질 것으로 예상이 된다. 기존의 일체형 원자로 안전특성에 관한 연구결과에 의하면 [11], 일체형 원자로는 주기기의 일체형 배열에 의해 대형 배관이 없으므로 대형 LOCA가 배제될 수 있으며, 운전중 반응도 제어를 위해 붕산을 사용하지 않으므로 붕산농도의 급격한 변화사고나 재순환펌프의 특성상 기밀누설 사고 등이 발생 가능하지 않은 것으로 예상된다. 반면, 일체형 원자로의 특이 설계에 의해 안전보호용기 내외부의 증기배관파단, 피동잔열제거계통의 부적절한 운전, 증기발생기 내의 최대배관 파단, 담수화 발전소의 불안정한 운전으로 인한 이차측 열제거의 증가 혹은 감소, 원자력 설비와 담수화 설비의 기밀누설, 노심 상부의 중량물 추락사고 등이 추가적으로 고려될 수 있다. 따라서, 일체형 원자로 설계의 체계적인 안전성 분석과 평가를 위해서 향후 일체형 원자로의 사건선정과 분류가 종합적으로 검토될 필요가 있다.

3.3. 허용기준

원자력 발전소의 가능한 과도 및 사고에 대처하기 위해 설치된 안전설비의 성능을 확인하고, 사고를 예방하고 완화하는 데 충분한 능력이 있는지를 분석하기 위해 적합한 방법과 수단을 사용

해 과도 및 사고 해석이 수행되어야 한다. 해석결과는 정상운전 중 합리적으로 달성 가능한 낮은

표 3. 피동형 원자로, AP 600 설계에 대한 초기사건 및 사건분류

SRP Sections	Event Classification	Dose Criteria	Event Category
15.1	**Increase in Heat Removal by the Secondary System**		
15.1.1	Decrease in Feedwater Temperature		MF
15.1.2	Increase in Feedwater Flow		MF
15.1.3	Increase in Steam Flow		MF
15.1.4	Inadvertent Opening of a SG Relief or Safety Valve		MF
15.1.5	Steam System Piping Failures Inside/Outside Containment (MSLB)	10%	IF/LF
15.1.6	*Inadvertent Operation of PRHR Hx*		MF
15.2	**Decrease in Heat Removal by the Secondary System**		
15.2.1	Loss of External Load		MF
15.2.2	Turbine Trip		MF
15.2.3	Loss of Condenser Vacuum		MF
15.2.4-5	(Inadvertent Closure of MSIV)		MF
15.2.6	Loss of Nonemergency AC Power to the Station Auxiliaries		MF
15.2.7	Loss of Normal Feedwater Flow		MF
15.2.8	Feedwater System Pipe Breaks Inside/Outside Containment (FLB)	-	LF
15.3	**Decrease in RCS Flow Rate**		
15.3.1	Loss of (Total) Forced Coolant Flow, trip of pump motor		IF
15.3.2	Loss of (Partial) Forced Coolant Flow, flow controller malfunction		MF
15.3.3-4	Reactor Coolant Pump Rotor Seizure & Shaft Break	10%	LF
15.4	**Reactivity and Power Distribution Anomalies**		
15.4.1	Uncontrolled CEA Withdrawal from Subcritical/Low Power Startup		MF
15.4.2	Uncontrolled CEA Withdrawal at Power		MF
15.4.3	CEA Control Misoperation, (Single CEA Withdrawal)		MF/IF
15.4.4	Startup of Inactive Loop or Recirculation Loop at Incorrect Temp.		MF
15.4.5	BWR		-
15.4.6	CVCS Malfunction, Decrease in Boron Concentration		MF
15.4.7	Inadvertant Loading & Operation of Fuel Assembly		IF
15.4.8	Spectrum of Rod Assembly Ejection Accidents	25%	LF
15.4.9	A Control Rod Ejection Accident		IF
15.5	**Increase of RCS Inventory**		
15.5.1	Inadvertant Operation of ECCS (CMT)		MF
15.5.2	CVCS Malfunction		MF
15.6	**Decrease in RCS Inventory**		
15.6.1	Inadvertent Opening of a Pressurizer Relief Valve (ADS valve)		MF/IF
15.6.2	Failure of Small Lines Carrying Coolant Outside Containment	10%	MF
15.6.3	Steam Generator Tube Failure	10%	LF
15.6.4	BWR		-
15.6.5	Loss-of-Coolant Accidents, Piping Breaks within RCPB	100%	IF/LF
	- SB LOCA, LB LOCA, Post LOCA Long-Term Cooling		
15.7	**Releases of Radioactive Material from Subsystem or Component**		
15.7.1-2	(Gas/Liquid Waste Management System Failure)		IF
15.7.3	Liquid-Containing Tank Failure		IF
15.7.4	Fuel Handling Accidents	25%	LF
15.7.5	Spent Fuel Cask Drop Accidents		IF
15.8	**Anticipated Transient without Scram**		MF

[Notes] 10% means 10% of 10 CFR 100 Dose Criteria
MF: Moderate Frequency Event, IF: Infrequent Event, LF: Limiting Fault Event

방사선량을 유지해야 하며, 사고 후에는 공공의 안전과 환경을 보호하는데 허용 가능한 기준을 만족해야 한다. 특히, 낮은 빈도사고는 다른 독립적인 고장의 발생 없이 발전소를 보다 심각한 조건으로 진행시키지 말아야 한다. 다음은 발전소의 안전성을 확인하기 위해 해석을 통해 만족시켜야 할 일반적인 성능기준과 방사선량 허용기준을 보여준다.

- 사건 발생 이후에 안전설비만을 사용하여 다음의 안전기능 (Safety Function)을 수행할 수 있도록 관련된 일반설계기준 (GDC 10, 15, 26, 27, 28, 31, 35, 등), ECCS의 성능기준 (10 CFR 50.46 및 부록 K), TMI 관련요건 (10 CFR 50.34 (f)) 등을 만족해야 한다.
  - 과도 및 사고 이후에 원자로를 안전하게 정지시키고 안전정지 조건을 유지할 수 있는 기능
  - 과도 및 사고 이후에 노심으로부터 잔열을 제거할 수 있는 기능
  - 방사성 물질의 유출 가능성을 줄이고, 방사성 물질의 유출이 정상운전과 예상운전과도 시에는 규정 제한치 이하로, 설계기준사고 시에는 허용 제한치 이하로 유지할 수 있는 기능
- 특히, 방사선 방호와 관련하여 사건 발생빈도에 따른 규정된 선량기준을 만족해야 한다.
  - 사고 이후 2시간 동안 발전소 제한구역과 저인구지역에서 25 rem TEDE 이하
  - 사고 이후 주제어실에서 5 rem TEDE 이하, 등

사고 이후 방사선량 평가와 관련하여 최근에는 신형 원자로의 안전성 증진 측면에서 표 4에서 보는 바와 같이 제한빈도사고 중에서 발생확률이 큰 사건, PC-4에 대해서 다소 강화된 허용기준, 즉 기존 허용선량의 25%를 제시하고 있다. 이 기준은 아직 미국 NRC의 승인을 받지는 못하였으나, AP 600 피동형 원자로에서 볼 수 있듯이 달성 가능한 값으로 고려되고 있다. 일체형 원자로에서도 원자로 노심의 성능 향상, 안전계통의 증진된 안전기능 수행 능력, 그리고 안전보호용기와 같이 핵분열 생성물질의 유출을 제한하는 추가 설비의 설치에 의해 사고 조건에서 극히 적은 량의 방사성 물질이 환경으로 유출될 것으로 예상되며 상기 강화된 허용기준을 만족시킬 것으로 기대한다. 그러나, 일체형 원자로가 해수 담수화용으로 사용되는 경우 해수와 생산된 용수의 방사능 오염방지가 추가적으로 요구되므로, 이에 대한 설계 허용기준을 체계적으로 설정할 필요가 있다.

표 4. ANSI/ANS-51.1의 발전소 조건에 따른 선량기준

사건발생빈도 (/ry)	발전소조건	방사선량 기준
정상운전	PC-1	10 CFR 50, App. I
$F > 1x10^{-1}$	PC-2	10 CFR 50, App. I (3-5 mrem whole body)
$1x10^{-1} > F > 1x10^{-2}$	PC-3	10% of 10 CFR 100
$1x10^{-2} > F > 1x10^{-4}$	PC-4	25% of 10 CFR 100
$1x10^{-4} > F > 1x10^{-6}$	PC-5	100% of 10 CFR 100 (25 rem whole body)

4. 사고해석 방법론

원자력 발전소의 과도 및 사고해석은 현존 규제요건과 지침에 근거하여 적합한 수단과 해석

방법론을 사용하여 분석을 수행해야 한다. 해석수단으로 사용되는 전산코드는 적합한 절차에 따라 규제기관의 승인을 받아야 하며, 해석가정에는 보수적인 초기조건 및 가정, 보호계통의 계기오차와 같은 불확실성 등이 고려되어야 한다. 또한, 앞서 설명하였듯이, 사고 이후에 안전장비만을 사용하여 사고의 영향을 완화시켜야 하며, 기기나 계통의 단일고장기준을 고려하여 해석을 수행하여야 한다. 특히, 사고해석 방법론에서 고려해야 할 주요사항은 다음과 같다.

- 단일고장기준과 동시고장사건의 고려
  제한사건의 선정에서 논의하였듯이 초기사건과 더불어 기기의 단일고장 그리고 소외 전력상실과 같은 동시고장이 함께 고려되어야 한다.
- 보수적인 초기조건 및 가정의 사용
  노심, 원자로계통, 안전설비, 격납계통 등에 대한 보수적인 운전조건과 가정들이 사용되어야 한다. 예로서, 사고후 원자로나 터빈 트립 시간의 지연 등이 적절히 설정되고, 소외 전력상실 후 3초 지연 등과 같이 전기설비의 특성에 따라 결정되는 값들이 타당하게 가정되어야 한다.
- 비안전계통의 고려
  비안전계통이나 기기라 할지라도 그 작동이 보다 심각한 사고 결과를 초래할 경우에는 사고 전개에서 고려해야 한다.
- 모든 운전모드의 고려
  전출력, 저출력, 고온대기, 저온대기, 저온정지 및 핵연료 재장전의 모든 운전 모드에서 사건의 발생 가능성과 전개과정이 분석되어야 한다.
- 사고 선원항의 개발
  사고 이후에 방사학적 결과를 분석하기 위해서는 설계에 고유한 사고 선원항을 사용하거나 기존의 보수적 가정에 근거한 TID-14844를 사용할 수 있다. 최근 신형 원자로의 경우는 설계 고유특성에 따른 실질적인 사고 선원항을 개발하여 사용하고 있으며, 그 결과 사고 후 핵분열 생성물의 실제적인 거동을 평가할 수 있었고 최종 환경으로 유출되는 방사성 물질의 량도 기존에 비해 낮게 예측하고 있음을 보여 주었다.
- 전산코드의 검증
  해석에 사용된 전산코드의 체계, 물리적 및 수학적 모델, 해석에 사용된 수치적 방법 등은 적합한 절차에 의해 규제기관으로부터 승인을 받아야 한다. 특히, 전산코드의 타당성 검증은 기기의 개별효과시험 혹은 안전성에 관련된 종합시험을 통해 체계적으로 수행되어야 하며, 안전설비의 성능과 계통 상호간의 영향에 대한 충분한 자료들이 확보되어 전산코드 검증평가 시에 제시되어야 한다.

5. 결　론

일체형 원자로의 체계적인 안전성 분석과 평가를 위해 기존 발전용 원자력 시설에 적용되었던 발전소의 사건분류, 사고선정, 사고해석 방법론과 허용기준에 대한 규제요건과 지침들을 검토하였다. 또한, 일체형 원자로의 과도 및 사고해석을 수행하는 데 있어 향후 안전성 측면에서 심층적인 검토가 요구되는 사항들을 제시하였다. 즉, SMART 설계에서 발생 가능한 사건들에 대해 사건분

류 기준으로 정량적인 기준을 도입하는 것을 검토할 필요가 있으며, 일체형 원자로에 고유한 설계 특성에 의해 추가되거나 배제될 수 있는 사건들을 체계적으로 분류하고 선정할 필요가 있다. 또한, 기존에 고려된 사건의 범위를 포함해서 다중기기고장이나 공통원인고장 등과 같은 설계기준을 초과하는 사고들도 설계에서 체계적으로 고려할 필요가 있으며, 해석 수단으로 사용되는 전산코드의 검증 방안도 마련되어 해석 방법론의 신뢰성을 증진시킬 필요가 있다.

결과적으로 본 연구는 일체형 원자로의 과도 및 사고 해석 시에 예상될 수 있는 안전쟁점 사항들을 사전에 도출하여, 그 해결 방안을 강구할 수 있는 기회를 제공함으로서 일체형 원자로의 체계적인 안전성 분석과 평가에 기여하게 될 것이다.

Nomenclature

ADS: Automatic Depressurization System
ATWS: Anticipated Transient Without Scram
CFR: Code of Federal Regulation in U.S.A
CVCS: Control Volume, Chemical System
GDC: General Design Criteria
LOOP: Loss of Off-site Power
PC: Plant Condition
RCPB: Reactor Coolant Pressure Boundary
SMART: System Integrated Modular Advanced Reactor
TEDE: Total Effective Dose Equivalent
AOO: Anticipated Operational Occurrences
CEA: Control Element Assembly
CMT: Core Makeup Tank
ECCS: Emergency Core Cooling System
LOCA: Loss of Coolant Accident
MARS: Multipurpose Advanced Safe Reactors
PRHRS: Passive Residual Heat Removal System
RCS: Reactor Coolant System
SRP: Standard Review Plan

참고문헌

[1] 대한민국, "원자력 관계 법령집," 한국원자력안전기술원, (1998)
[2] 대한민국 과학기술부, "원자력 관계 고시집," 한국원자력안전기술원, (1998)
[3] NUREG-0800, Standard Review Plan (SRP), Rev. 2, U.S. Nuclear Regulatory Commission, (1981)
[4] Regulatory Guide 1.70, "Standard Format and Content of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants," Rev. 3, U.S. Nuclear Regulatory Commission, (1978)
[5] ANSI N18.2, "Nuclear Safety Criteria for the Design of Stationary Pressurized Water Reactor Plants," American National Standards Institute, (1974)
[6] ANSI/ANS 51.1, "Nuclear Safety Criteria for the Design of Stationary Pressurized Water Reactor Plants," American National Standards Institute, (1983, Reaffirmed 1988)
[7] U.S. NRC, "10 CFR Part 50, App. A, General Design Criteria," Code of Federal Regulations: Energy 10, (1997)
[8] 백원필 외, “원자력 발전소 조건분류 및 허용기준 설정연구,” ‘98 추계학술발표회 논문집, 한국원자력학회, (1998)
[9] Rome Univ., La Sapienza, "600 MWth MARS Nuclear Plant", Proceedings of IAEA Symposium on Desalination of Seawater with Nuclear Energy, Taejon, Korea, (1997)
[10] NUREG 1462, Final Safety Evaluation Report Related to the Certification of the System 80+ Design, (Docket No. 52-002), U.S. Nuclear Regulatory Commission, (1994)
[11] 설광원 외, “중소형 원자로 안전규제요건 개발,” KINS/GR-187, 한국원자력안전기술원, (1999)