

## 원자로 비상노심냉각계통

## 성능평가에 관한 안전규제

김효정

한국원자력안전기술원

안전해석실

### I. 서 론

비상노심 냉각계통(ECCS; Emergency Core Cooling System)은 원자로 설계기준 사고인 냉각재 상실사고(LOCA; Loss of Coolant Accident)시 사고를 완화하고, 노심의 안전성을 보장하기 위하여 설계되어진다. 따라서 냉각재 상실 사고시 비상노심 냉각계통의 거동은 적절한 현상학적 모델과 해석방법을 통하여 분석되어, 계통의 기능이 노심의 안전성을 보장할 수 있도록 제시된 설계기준을 만족할 수 있는지 평가되어야 한다. 냉각재 상실사고에 따른 비상노심냉각계통의 성능평가는 원자로의 안전성 보장을 위한 설계기준 만족을 위하여 기술지침서에 명시되어지는 출력 침투계수 및 국부 최대출력에 제한을 가하게 되며, 결과적으로 원자로의 전출력과 운전조건에 제한요소가 되어진다. 따라서 냉각재상실 사고는 안전성 분석보고서에서 고려되어지는 제반 설계기준사고(Condition I~IV)들 중에서 원자로의 출력을 제한하는 출력제한 설계기준 사고로 분류되어 있으며, 이러한 안전성의 측면에서 제기되는 원자로 출력제한은 다른 한편으로 경제성 및 원자로 운

전에 주요한 제한요인이 되고 있다.

원자력 발전소를 보유한 각 국가들은 비상노심냉각계통의 안전성 및 경제성 측면에서의 중요성을 고려하여 나름대로의 적절한 설계기준과 평가방법을 법의 형태 혹은 규제기관의 지침으로 설정하고 있다 [1, 2, 3, 4, 5, 6, 7]. 그러나, 우리나라의 경우는 원자력법 시행령 제76조에서 비상노심냉각장치의 설치요건 및 기능에 대하여 개략적으로 명시하고 있으나 아직까지 비상노심냉각계통의 설계기준 및 평가방법이 기술적으로 명확히 설정되어 있지 않다. 지금까지는 대개의 원자력발전소가 주로 미국에서 도입되었기 때문에 비상노심냉각계통의 성능평가에 대부분 미국의 기준 및 평가방법을 참조하였으나, 원자력 발전소의 공급국이 다양해짐에 따라 미국의 기준을 타 공급국의 원자로에 직접적으로 적용하기가 어려울 뿐만 아니라, 도입되는 원자로의 안전성에 관한 일관성있는 평가가 기술적으로 어려운 상태이므로 우리나라의 원전에 적합한 설계기준 및 평가방법의 확립이 시급한 실정이다. 국내 원자로에 적절한 설계 기준 및 평가방법의 설정은 원자로 안전성 확보의 국내 주도라는 점에서 특기할만하나, 이러한 설계기준 및 평가방법의 설정은 기술적인 면에서 많은 주의와 노력을 필요로 한다. 외국에서 설정하고 있는 설계기준 및 평가방법들은 나름대로의 기술적인 배경과 오랫동안의 경험을 토대로 하고 있으며, 학계와 위원회 등에 의한 장기간의 신중한 평가를 통하여 설정되어 원자로의 설계평가 및 안전규제에 적용되고 있다. 따라서 비상노심 냉각계통의 설계기준 및 평가방법에 대한 국내 규제요건 및 기술기준의 설정은 원자력 설계기술의 국산화에 따른 규제기술의 국산화 측면에서 강조되어야 할 것이며 이를 위하여 심도있는 연구의 수행이 요구된다.

본 해설에서는 외국 원자력 보유국들의 비상노심 냉각계통 설계기준 및 평가방법에 대한 규제동향 및 규제기술개발 현황을 파악하고, 비상노심 냉각계통 성능평가에서의 해석모델 및 방법론의 기술적 배경 및 기술현황 등을 살펴보고자 한다. 특히 최근 개정된 미국 규제요건의 기술적 배경과 원자로 안전성 및 경제성 측면에서의 영향을 고찰하고 이를 토대로 국내에서 수행되고 있는 설계기준 및 평가방법 설정에 대한 연구현황을 개략적으로 서술하고자 한다.

## II. 안전 규제현황 및 개요

### II-1. 안전 규제 동향

서론에서 언급한 바와 같이 외국의 원자력발전소 보유국들은 비상노심 냉각계통 설계의 안전성 및 경제성 측면에서의 중요성을 고려하여 적절한 설계기준 및 평가방법을 법의 형태 또는 원자력 규제기관의 지침으로 설정하고 있다. 표 1에는 국내 원자력 공급국들(미국, 독일, 프랑스)과 인접국인 일본의 설계기준이 비교·제시되어 있으며, 표 2에는 미국, 일본, 독일의 비상노심 냉각계통 평가모델 및 방법이 비교·제시되어 있다. 이들은 설계 기준에 있어서 유사성을 보이고 있으나, 평가모델 및 방법에 있어서는 약간의 차이를 보이고 있다. 일본, 독일 등의 규제요건은 보수적, 결정론적 방법에 근거한 미국의 규제요건을 기준으로하여 자국에 적합하도록 수정·보완된 것으로 평가모델의 설정에 있어서 실험자료에 의해 입증된 모델의 허용 등 많은 유연성을 부여하고 있다. 미국의 규제는 상세한 기술적 부분까지도 법의 형태로 규정되어 있어 개정을 위해 공청회 개최 여부 등 상당한 행정절차를 거쳐야 하므로 기술개발 결과의 반영에 어려움이 있으나 기타 외국의 경우에는 기본적인 보수성의 확보범위 내에서 기술개발 결과를 즉각적으로 반영할 수 있는 유연성을 내포하고 있음을 알 수 있다.

미국의 경우, 비상노심 냉각계통의 설계기준은 10CFR50.46[1]에서, 비상노심 냉각계통의 평가방법 및 해석에 사용되는 주요 모델은 10CFR50 Appendix K [2]에 법의 형태로 설정되어 있다. 보수적, 결정론적 방법에 근거한 비상노심 냉각계통의 규제요건은 1971년 잠정적으로 설정되어 [8] 그 후 2년간의 국회 청문회 등을 거쳐 1973년 12월 공포되었으며 [9], 1974년 1월 부터 Appendix K의 평가방법과 함께 공식적으로 유효하게 되었다 [10]. 당시에는 냉각재상실사고의 현상 및 열수력적 거동에 대한 이해의 부족과 실험 자료의 빈곤 등 기술적 배경이 제한되어 있었으므로, 현상학적 및 해석적인 불확실성을 보상하기 위하여 보수적, 결정론적인 방법에 의거하여 설정될 수 밖에 없었다. 1974년 규제지침의 제정이후에 수행된 많은 연구를 통하여 기존 평가방법의 과다한 보수성이 입증되었으며, 또한 최적 핵

연료관리의 필요성, 증기발생기세관 폐쇄율증가, 해석코드 오류수정 및 보수성의 추가부여 등에 따른 안전 여유도의 감소를 보상하기 위하여 평가방법의 개선이 요구되게 되었다. 그림 1은 설계기준의 주요 안전변수인 최고 핵연료 피복재 온도에 대한 안전여유도 감소 경향을 나타내고 있다. 미국 원자력규제위원회(USNRC: United States Nuclear Regulatory Commission)는 평가방법의 개선을 위하여 1978년에 제한된 범위의 수정을 통한 법의 개정을 시도하였으나 [11], 1979년에 발생한 TMI-2사고로 인한 안전성의 재검토에 따라 무산된 바 있다. 1982년 General Electric(GE)사는 USNRC에 Appendix K의 적용에 의하여 가해지는 과다한 보수성의 완화를 요구한 바 있으며, 이에 따라 USNRC는 1983년 SECY-83-472[12]를 통하여 기존 Appendix K의 보수성을 인정하고 최적 계산에 의한 비상노심 냉각계통의 평가를 제한적으로 허용한 바 있다. 즉 SECY-83-472에서는 최적 계산방법에 Appendix K의 요구모델을 사용한 결과가 최적 계산방법의 적용에 따른 불확실도를 포함하고 또한 그 결과가 핵연료봉 피복재 온도의 설계기준을 만족함을 보일 경우, 최적 계산방법에 Appendix K 요구 모델을 사용한 비상노심 냉각계통의 평가를 허용하고 있다. 이는 Appendix K에 명시된 주요 평가모델의 보수성을 근본적으로 개선하지 못하고 법개정의 어려움을 고려하여 임시방편으로 제시된 것이었다. USNRC는 SECY-83-472에 의거 1984년 GE사의 SAFER 평가방법을 승인한 바 있으며 [13], 1988년 Westinghouse사의 2루프 UPI(Upper Plenum Injection) 발전소에 대한 COBRA/TRAC에 의한 평가방법을 승인한 바 있다 [14]. USNRC는 SECY-83-472를 제시한 이후로 Appendix K의 요구 모델을 고려하지 않는 완전한 최적계산방법을 도입하기 위하여 1987년 법개정을 위한 Notice of Proposed Rule [15]을 제시하였다. 이후, 1988년 9월에 10CFR50.46 및 Appendix K의 규정을 개정하여, 기존의 보수적, 결정론적인 평가방법과 함께 최적 계산방법에 관련 불확실성을 고려하는 평가방법을 허용하였다 [16]. 개정된 규정의 내용 및 기술적 배경에 대해서는 다음절에서 상세히 다루고 있다.

독일의 규제지침은 "Atomic Energy Act, Safety Criteria"[4]와 "RSK Guideline"[5]에, 일본의 규제

표 1. 비상노심냉각계통의 설계기준-각국의 현황비교

항 목	미 국	일 본	독 일	프 랑 스
Peak Clad Temperature	$\leq 1204^{\circ}\text{C}$	$\leq 1200^{\circ}\text{C}$	$\leq 1200^{\circ}\text{C}$	$\leq 1204^{\circ}\text{C}$
Max. Clad Oxidation	$\leq 17\%$	$\leq 15\%$	$\leq 17\%$	$\leq 17\%$
Maximum $\text{H}_2$ Generation	$\leq 1\%$	Low enough to maintain integrity of containment	$\leq 1\%$	$\leq 1\%$
Coolable Geometry	Coolable geometry	Coolable geometry	Coolable geometry	Coolable geometry
Long-term Cooling	Core temperature low/remove decay heat	Remove decay heat	Remove decay heat ; no long term steam flow into the containment	Core temperature low/remove decay heat

지침은 “Acceptance Criteria for Performance of ECCS for Light Water Cooled Nuclear Power Reactors”[6]에 제시되어 있다. 각국의 규제지침은 미국의 10CFR50 Appendix K에 제시된 보수적, 결정론적 방법에 의한 평가방법을 근본적으로 채택하고 있으며, 각국의 관점에 따라 세부적인 평가모델에 약간의 수정 및 보완을 하여 적용하고 있다. 특히, 표 2에 제시된 바와 같이 주요 평가모델의 선정에 있어서 상당한 유연성을 부여하고 있다. 즉, 제시된 모델의 일방적인 사용의 요구보다는 실험 등을 통한 새로운 연구결과를 토대로 기술적 타당성이 입증된다면 향상된 모델의 사용을 허용하고 있다[17]. 특이사항으로서, 냉각재상실사고시 주요 안전변수인 핵연료봉 피복재온도에 큰 영향을 줄 수 있는 붕괴열모델에 대하여 미국의 규제는 1971년에 개발된 ANS-71 붕괴열모델에 보수성을 고려하여 20%의 여유를 추가하여 사용하도록 규정하고 있으나 일본의 경우는 1979년에 개발된 최적 모델인 ANS-79 붕괴열모델[18]에 관련 불확실성을 고려한 모델의 적용을 허용하였으며, 독일의 경우 또한 ANS-79 모델에 20% 보수성 고려 혹은 최근 실험결과에서 도출된 DIN 모델[19]에 관련 불확실성을 고려한 평가 모델의 사용을 허용하고 있다. 1988년 미국 규제로서 채택된 최적 평가방법은 유럽공동체를 중심으로 하여

유럽지역에서도 활발히 연구되고 있다. 이상에서 언급된 바와 같이 각 국가들은 고유한 평가모델 및 방법을 채택하고 있으며 이들 평가방법들에는 전반적인 보수성이 확보될 수 있도록 규정하고 있다.

## II-2. 기술적 배경

1974년 이후 USNRC는 비상노심냉각계통 및 냉각재상실사고의 연구에 7억 달러 이상의 연구비를 투자하였다. 미국 에너지성, 산업체 및 미국 외의 연구기관 등에서도 동량의 연구를 수행하였으므로, 세계적으로 약 15억달러의 연구비가 비상노심냉각계통 관련연구에 사용된 것으로 추산된다. 비상노심냉각계통의 거동과 관련된 주요한 연구는 대부분 마무리된 상태이며, 연구결과를 통하여 냉각재 상실사고의 현상 및 비상노심냉각계통의 거동에 대한 이해가 향상되었으며, 냉각재상실사고 해석에 따르는 불확실성의 많은 부분이 정량화되었다. USNRC는 그동안 수행된 연구결과를 종합하여 비상노심냉각계통 연구의 지침서로 발간한 바 있다[20]. 또한 냉각재상실사고의 최적 계산코드 개발 및 코드 불확실성의 정량화를 위하여, 다국간 국제 공동연구인 ICAP (International Code Assessment Program)[21]을 주도하여 USNRC가 개발한 최적 계산코드인 RELAP5/MOD2와 TRAC/PF1코드에 대한 평가

표 2. 비상노심냉각계통의 평가모델-각국의 현황비교

항 목	미 국	일 본	독 일
SOURCES OF HEAT			
Initial Power	-1.02×Licensed Power with Maximum Peaking Factor -Conservative Power Shape	-1.02×Licensed Power with Maximum Peaking Factor -Conservative Power Shape	-1.06×Licensed Power with Maximum Peaking Factor -Conservative Power Shape
Initial Stored Energy	-Consider Burnup Effect	-Consider Burnup Effect	-Most Unfavorable
Fission Heat	-Minimum Plausible Reactivities	-Conservative	-Conservative
Decay of Actinides	-To yield Highest Temperature	-To be Included	
Fission Product Decay	-1.2xANS Standard 5.1, October, 1971	-Safety Margin with Data -(1+2σ)xANS Standard 5.1, 1979	-1.2xANS Standard 5.1, 1979
Metal-Water Reaction	-Baker-Just(1962) -Not Steam Limited -Inside also on Ruptured Rods	-Baker-Just(1962) -Not Steam Limited -Inside also on Ruptured Rods	≤1% of Zirconium in Core
Internal Heat Transfer Primary to Secondary Heat Transfer	-Taken into Account -Taken into Account	-Taken into Account -Taken into Account	-Taken into Account -Taken into Account
SWELLING AND RUPTURE OF CLAD AND FUEL ROD THERMAL PROPERTIES	-Taken into Account(P,T) -Not Underestimated	-Taken into Account(P,T,ΔT) -Most Severe Calculational Consequence to Criteria -Properties Highly Reliable with Change due to Burnup	≤10% Rod Failure
BLOWDOWN PHENOMENA			
Break Characteristics and Flow			
a. Break Spectrum	-Double-ended Break & Split Break	-Double-ended Break & Split Break	-Double-ended Break -20cm <sup>3</sup> Reactor

b. Discharge Model	<ul style="list-style-type: none"> <li>-Moody(1965) for Two-Phase</li> <li>-Discharge Coefficient ; 0.6-1.0(3 cases)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>-Experimentally Verified Model</li> <li>-Discharge Coefficient with Margin for Uncertainty</li> <li>-Acceptable model : <math>2\% \leq x \leq 100\%</math> ; Moody(1965), <math>x \leq 0\%</math> ; Henry-Fauske(1971) or Zaloudek, <math>0\% \leq x \leq 100\%</math> ; HEM(Moody, 1975), <math>100\% \leq x</math> ; Murdock-Bauman(1964)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>Pressure Vessel Bottom Leak</li> <li>-Experimentally Verified Model(1965)</li> <li>-Discharge Coefficient from Parametric Study</li> </ul>
c. ECC Bypass	<ul style="list-style-type: none"> <li>-Subtract ECC Water Injected at EOB</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>-Subtract ECC Water Injected at EOB</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>-Subtract ECC Water Injected at EOB</li> </ul>
d. Noding near the Break	<ul style="list-style-type: none"> <li>-Chosen to Permit Reliable Analysis</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>-Chosen to Permit Reliable Analysis</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>-Chosen to Permit Reliable Analysis</li> </ul>
Frictional Pressure Drop	<ul style="list-style-type: none"> <li>-Realistic</li> <li>-Baroczy(1965) &amp; Thom(1964) ; <math>P \geq 250</math> psia</li> <li>-Martinelli-Nelson(1948) ; <math>P \leq 250</math> psia</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>-Realistic</li> <li>-Baroczy(1965) Thom(1964) ; <math>P \geq 250</math> psia</li> <li>-Martinelli-Nelson(1948) ; <math>P \leq 250</math> psia</li> <li>-HTFS(Claxtion, 1972)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>-Realistic</li> </ul>
Momentum Equation	<ul style="list-style-type: none"> <li>-8 Terms</li> <li>-Justify Ommision of Terms</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>-Justify Ommision of Terms</li> </ul>	
Critical Heat Flux(CHF)			
a-d. Correlations	<ul style="list-style-type: none"> <li>-Experimentally Verified Models</li> <li>-W3 ; Tong(1967)</li> <li>-B&amp;W-2 ; Gellerstedt(1969)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>-Justified by Experimental Data</li> <li>-Acceptable Model <ul style="list-style-type: none"> <li>• Barnett</li> <li>• B&amp;W-2</li> </ul> </li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>-Experimentally Verified Correlations, Conservative Assumptions</li> </ul>

	<ul style="list-style-type: none"> <li>-Hench-Levy(1966)</li> <li>-Macbeth(1965)</li> <li>-Barnett(1966)</li> <li>-Hughes(1970)</li> <li>-G.E. Transient ; Slifer(1971)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Macbeth</li> <li>• G.E. Transient</li> </ul>	
e. Rewet	Not Permitted until Reflood	- Experimentally Verified Model	-Not Permitted until Reflood
Post-CHF Heat Transfer Correlation	<ul style="list-style-type: none"> <li>-Model &lt; Mean Value of Data</li> <li>-Groeneveld(1969)</li> <li>-WH Model(1972)</li> <li>-McDonough(1958)</li> </ul>	- Experimentally Verified Model	-Experimentally Verified Correlation or Modified
Pump Modeling	- Justified by Data	- Justified by Data	-Justified by Data or Conservative Assumptions
Core Flow Distribution during Blowdown	<ul style="list-style-type: none"> <li>-Realistic</li> <li>-Cross Flow between Average &amp; Hot Region</li> <li>-Flow Blockage (Swelling &amp; Rupture)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>-Realistic</li> <li>-Multi-dimensional or Parallel Flow Path</li> <li>-Flow Blockage</li> </ul>	-20% Flow Reduction for Hot Rod Calculation
POST-BLOWDOWN PHENOMENA ; HEAT REMOVAL BY ECCS			
Single-failure Criterion	-Most Damaging Single Failure	Most Damaging Single Failure	-Most Damaging Single Failure plus Repair
Containment	-Conservative	Conservatively Low Value	-80% of Calculated Value
Reflood Rate	<ul style="list-style-type: none"> <li>-Locked Pump Impellers or Running Free</li> <li>-Carryover Fraction (FLECHT)</li> <li>-Non-Condensable Effect</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>-Justified by Data</li> <li>-Carryover Water Vaporized in S/G</li> <li>-Non-Condensable Effect</li> </ul>	-Justified by Data
Steam Interactions with ECC Water	-Zero Steam Flow in Unbroken Pipes unless Justified by Data	-Justified by Data	-Justified by Data
Refill and Reflood Heat Transfer	-Reflood rate $\geq 1$ inch/s ; Applicable Experimental Data	-Conservative Correlations Based upon Experimental	-Adiabatic Heat-up during Refill
			-Experimentally

(FLECHT)	Data	Verified Model for
-Reflood rate $\leq 1$ inch/s ; • Steam Cooling only • Flow Blockage(Swelling & Rupture)	-Acceptable Model • $>2.6$ cm/sec • $>2.6$ cm/sec	Reflood or Modified Dougall-Rohsenow Correlation

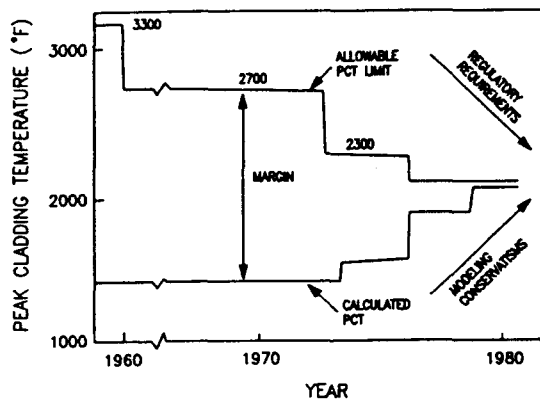


그림1. 비상 노심 냉각계통 규제 동향에 따른 안전 여유도 감소

계산을 세계 각국의 실험결과를 토대로 수행하고 있다.

비상노심 냉각계통의 거동과 관련된 연구는 붕괴열모델, 피복재 산화, 핵연료 파손기구, 초기 핵연료봉 저장에너지, 열전도도 등 핵연료봉 거동 관련 연구와 임계 유량, 비상노심냉각수 우회 등 유량 과도현상, 열 전달, 질량 전달 등 열수력적 거동 연구로 크게 구분될 수 있다. 붕괴열모델, 피복재 산화 및 비상노심냉각수 우회, 증기-액체 상호작용 등에 대한 연구결과는 기존의 Appendix K에 명시된 평가모델의 보수성을 입증하여 주었다[20]. 기존의 보수적, 결정론적 방법에 근거한 평가모델의 보수성은 그림 2에 보인 바와 같이 주요모델에 대한 민감도 분석에서 잘 나타나 있다[22]. 또한, 비상노심냉각계통 관련 연구의 목표는 최적 계산용 전산코드(RELAP5/MOD2, TRAC/PF1, 등)의 개발 및 코드 불확실성의 정량화에 있다. 과단부를 통한 냉각재 유출량, 비상노심 냉각수 우회 등 코드의 구성방

정식의 평가를 위하여 Marviken Test[23], UPTF[24] 등 많은 분리 효과실험이 수행되었으며, 코드의 전반적인 불확실성 평가를 위하여 LOFT[25], Semiscale Test[26] 등 많은 계통총체실험이 수행되었다. 실험 결과에 따른 코드의 불확실성은 USNRC 주도하에 ICAP을 통하여 정량화되고 있다. 그림 3

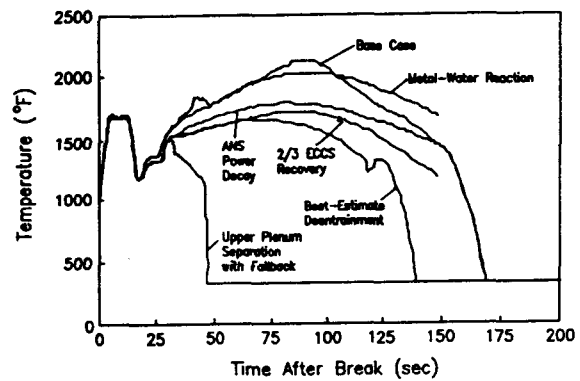


그림 2. Appendix K 주요 평가 모델의 보수성에 대한 민감도 분석

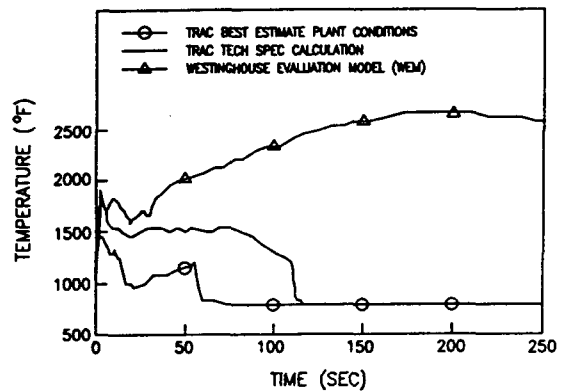


그림 3. 최적 평가 방법과 보수적 평가 방법의 비교

에는 Westinghouse사에서 TRAC/PF1 코드를 사용하여 대형 냉각재상실사고를 분석한 결과와 기존의 Appendix K 평가모델을 사용하여 분석한 결과가 비교되어 있다[27]. 그림에서 보는 바와 같이 해석모델의 최적화 및 계통거동의 최적화에 따른 평가결과는 기존의 평가방법에 의한 결과와 크게 다를 수 있으며, 또한 이를 통하여 기존 평가방법의 보수성을 재 확인할 수 있다

### II-3. 개정된 규정 내용 및 특성

1988년 개정된 미국의 규정은 기존의 보수적, 결정론적인 평가방법과 함께 불확실성의 정량화를 고려한 최적 평가방법을 승인하였다[16]. 또한, 안전성과 관련되지 않은 재분석 및 보고요구 조건을 완화시켰으며, Appendix K의 평가모델중 Dougall-Rohsenow 열전달모델을 제거하였다. 비상노심냉각 계통의 설계기준은 기존의 설계 기준과 동일하게 설정되었다. 이는, 설계 기준으로 제시된 핵연료 피복재의 최대 국부 산화율인 17%에서 핵연료봉의 파손가능 피복재 온도는 약 2600°F라는 연구 결과[28]를 토대로 설계 기준에서 설정한 최고 핵연료 피복재 온도 2200°F와의 비교를 통하여, 설계 기준 자체에 내포되어 있는 약 400°F의 보수성을 그대로 유지하고자 하는데 의미를 두고 있다. 개정된 규정의 내용은 표 3에 기존의 규정과 비교하여 요약·기술되어 있으며 개정된 평가방법의 특징은 불확실성의 정량화를 필수요건으로 요구하고 있다는 점이다. 즉, 평가 모델은 냉각재 상실사고 중 원자로 계통의 거동을 실제적으로 묘사할 수 있음을 입증하기 위한 충분한 타당성을 포함하고 있어야 할 뿐만 아니라 계산된 결과들의 불확실성을 정량화 하기 위하여 이용 가능한 실험자료와 비교되어야 하며, 해석 방법 및 입력치들의 불확실성들이 평가되어야 한다. 또한 정량화된 불확실성들을 고려한 최적평가 방법에 의하여 계산된 비상노심냉각계통의 냉각능력이 제시된 설계기준과 비교될 때, 설계 기준을 초과하지 않을 것이라는 높은 확률도를 갖도록 명시하고 있다. USNRC는 규정의 개정과 함께 최적평가방법에 의한 비상노심냉각계통의 평가를 위한 세부지침을 기술한 규제지침서를 발간하였다[29]. 규제지침서에는 최적계산 방법의 특성, 최적 평가 코드의 고려사항 및 기술적 특성, 최적 평가 모델 선정 및 평가방법, 불확실성 평

가 및 통계적 처리 방법 등에 대하여 상세히 기술하고 있다. 특히, 계산 결과가 설계기준을 초과하지 않을 것이라는 높은 확률도를 보여야 하는 규제 요건을 만족시키기 위하여 높은 확률도에 대한 정량적인 수치로서 95%의 확률도를 제시하고 있다. 95% 확률수준을 선택한 근거로서는 지금까지 열·수력학에 관련된 규제에서 채택한 표준 공학적 실패와 상통하게 하기 위함이며, 예로서 핵비등이탈율(DNBR)의 실제 기준 설정시 이미 95% 확률을 사용하여 왔으며 이러한 수준의 확률도로서 충분히 안전성을 입증할 수 있었다는 오랫동안의 경험을 바탕으로 하고 있다. USNRC는 새로운 규정에 제시된 불확실성의 정량화를 위한 예시적 방법론으로 CSAU(Code Scaling, Applicability and Uncertainty) 방법을 제시하였으며[30], 대형냉각재상실사고시의 최고 핵연료 피복재온도에 대한 불확실성을 정량화시키는 방법에 예시 계산을 통하여 상당히 구체적으로 제시하고 있다.

### II-4. 안전성 및 경제성 평가

비상노심 냉각계통 성능 평가 모델의 개정에 따라 최적 평가 방법의 채택을 통하여 기대되는 영향은 기존 방법의 보수성을 완화함으로써 냉각재 상실사고시에 계산될 수 있는 최고 핵연료 피복재 온도의 감소로 나타날 수 있으며, 이에 따라 출력 침투 계수 및 국부 최대 출력의 증가를 통하여 전 출력의 증가를 야기할 수 있다. 예상되는 출력의 증가를 5~10%로 추정한다면 이는 동등한 양의 핵분열 생성물의 증가를 초래하게 되며 노심 용융 사고시 외부로 누출되는 핵분열 생성물의 직접적인 증가를 의미하게 된다. 그러나 개정된 규정에서는 최고 피복재 온도의 설계 기준 값을 2200°F로 동일하게 유지하고 있어, 2600°F까지에는 노심 손상이 일어나지 않는다는 연구 결과를 근거로 하면, 아직 약 400°F의 설계 기준 자체의 안전여유도를 갖고 있다. 단지, 만약 개정된 평가 방법의 적용을 통하여 발전소의 출력을 증가시킬 경우, 계산된 최고 핵연료 피복재 온도가 설계 기준인 2200°F에 대하여 적은 여유도를 가지고 발전소는 운영되어지고 있을 뿐이다. 이러한 여유도의 감소와 핵분열 생성물의 증가에 의하여 야기되는 위험도의 증가는 미미한 것이며 확률론적 위험도 평가에서의 불확실도 범위내에 속하고 있음을 알수있다



표 3. 미국의 비상노심냉각계통 설계 규제요건 비교 요약

구 분	Original Version	SECY-83-472	New Version
공 포	1974	1983	1988
배 경	ECCS 기준 및 평가 모델 제정	최적평가 모델의 제한적 도입	ECCS 평가모델 최적화 및 15년간 연구결과 반영
규정내용 : • 설계기준 • 평가방법	10CFR50.46  -보수성을 고려한 결정론적 방법 -App.K 평가모델 준수	10CFR50.46(좌동)  -B-E+App.K 모델에 의한 평가허용 -단, PCT는 B-E+Uncertainty <B-E+App. K <2200°F를 만족	10CFR50.46(좌동)  -최적계산방법+불확실성 정량화 또는 결정론적 방법(Appendix K) -Dougall-Rohsenow 열전달 상관식 삭제
• 보고	-주요모델변화; PCT>20°F -평가모델변화시 즉시 보고	좌동	-주요모델변화; PCT> 50°F, 30일내 보고 -기타모델변화; PCT< 50°F, 1년내 보고
적용 예	기존 원자력발전소의 인·허가 등 규제	• NRC Approval; -GE SAFER [13] -WH COBRA/TRAC [14]	• NRC Demonstration -LBLOCA-TRAC/PF1 [30]

[20]. 또한 핵비등이탈을 등의 안전설계 기준과 터빈 설계에서 요구되는 운전 조건 등에 의하여 여유도 감소량은 충분히 제한 될 수 있다.

반면에 안전성의 긍정적인 측면에서 고려할 때, 기존 Appendix K의 적용에 따른 과다한 보수성으로 인하여 역으로 안전성 저해 요인을 야기했던 제반 문제점들에 대하여 기술적인 해결 방안을 모색할 수 있다는 점에서 상당한 안전성 증진 효과를 기대할 수 있다. 예로서, 지금까지는 평가모델의 보수성으로 기인한 출력 침투 계수의 엄격한 제한 때문에 노심 반경 출력 분포를 평탄화 하기 위하여 노심 외곽 영역에 고열속 핵연료를 배치함으로써 야기되는 고 중성자 조사량은 원자로 용기의 취성을 높여 가압열충격에 의한 안전성 우려를 가속시켜왔다. 그러나 개정된 평가방법에 따라 높은 출력 침투계수의 설정 가능성은 노심 관리에 유연성을 부여하게 되어 원자로 용기에 조사되는 중성자량을 감소시킴으로서 가압열충격에 의한 위험도를 상당히 완화시킬 수 있다. 또한 표 4에서 보는 바와 같이, 주요 안전 계통의 제한된 기동시간 및 과다한 감시 요건에 의한 계통 및 기

기의 피로손상 및 신뢰도 저하문제, 비상 노심 냉각계통 유량의 과다한 설정으로 인한 원자로 냉각재 계통에서의 응축에 의한 증기 충격 현상의 발생, 안전 계통의 보수적인 작동치 설정으로 인하여 기대하지 않은 안전계통의 빈번한 작동 등 보수적 평가 모델의 적용에 따라 야기되었던 안전성의 문제점들이 최적 평가 방법의 도입을 통하여 실질적인 해결 방안이 제시될 수 있다. 뿐만 아니라 냉각재 상실사고에 따른 계통 거동 및 실제 현상의 정확한 이해 및 해석을 통하여 운전원의 운전 능력 배양 및 사고 징후에 따른 비상 운전 절차서 확립을 기할 수 있어 가동중 안전성 확보에도 상당한 기여를 할 수 있을 것으로 예측되고 있다.

비상노심냉각계통 평가 방법의 개정을 통하여 기대되는 효과는 기존 평가방법의 과다한 보수성을 완화함으로써, 비상노심냉각계통의 설계에 의하여 제한되는 발전소의 운전여유도의 증가를 통한 원자로 출력 증가[27], 기술지침서 완화[31] 등 경제성의 향상을 들 수 있다. Westinghouse사는 USNRC의 요청에 의하여 만약 냉각재 상실사고가 출력제한사

표 4. 비상노심냉각계통 규정 개정을 통한 안전성향상 기대효과

설계 안전성	<ul style="list-style-type: none"> <li>-원자로 용기의 중성자 조사량 증가에 따른 가압열충격 문제 예방</li> <li>-제한된 기동시간 및 과도한 감시요건에 의한 주요안전계통의 피로손상 및 신뢰도 저하 문제 완화                         <ul style="list-style-type: none"> <li>• D/G 기동시간 증가</li> <li>• ECCS Pump 기동시간 증가</li> <li>• Valve Stroke 시간 증가</li> <li>• ECCS Flow Rate 제한요건 완화</li> </ul> </li> <li>-과보수적인 설계로 인한 실질적인 안전성문제 해결                         <ul style="list-style-type: none"> <li>• ECCS Flow Rate의 과다 설정 완화</li> <li>• Condensation-induced Steam Hammer 현상 발생 방지</li> </ul> </li> <li>-안전계통의 보수적인 Setpoint 설정으로 인한 기대치 않은 안전계통의 작동 유발 방지                         <ul style="list-style-type: none"> <li>• Water Level에 의한 Rx Trip 설정치 완화</li> <li>• Surveillance &amp; Calibration 제한 요건 완화</li> </ul> </li> </ul>
가동 안전성	<ul style="list-style-type: none"> <li>-운전원 교육-실제적인 원자로의 거동 이해</li> <li>-Symptom-oriented 비상운전절차서 작성을 위한 사고경위분석</li> <li>-주요안전 현안 문제해결(GSI, USI)</li> </ul>

표 5. 비상노심냉각계통 규정 개정을 통한 경제성 향상 기대효과

항 목	기 대 효 과
Increased Operational Flexibility	<ul style="list-style-type: none"> <li>-Reduced peaking factor (Fq) Surveillance</li> <li>-More rapid return to power</li> <li>-Improved load follow operation</li> <li>-Wider cycle burnup window</li> <li>-Improved S/G tube plugging capability</li> <li>-Justification of selected equipment outages which now could cause shut-down and loss of availability</li> </ul>
Improved Fuel Cycle Management	<ul style="list-style-type: none"> <li>-Increased discharge burnup (\$0.5M)+</li> <li>-Utilization of low leakage fuel load patterns (\$1.0M)+ (also mitigate PTS issue by reducing fuel fluence)</li> <li>-Longer fuel cycles (12 to 18 months) (\$5.0M)++</li> <li>-New fuel design (Westinghouse optimized fuel) (\$2.0M)+</li> <li>-Utilization of axial blankets (\$0.65M)+</li> <li>-Reduced number of burnable poison rods (\$0.65M)+</li> </ul>
Power Up ratings	-10% or greater from results of Westinghouse scoping calculations

+Estimated annual savings per typical 4-loop PWR with 12 foot core

++Savings based on displacement of higher cost power due to increased availability

고가 아닐 경우 원자력발전소가 가질 수 있는 제반 이득효과에 대하여 조사·분석한 바 있다[32]. 이들의 이득 효과는 운전여유도 증진, 핵연료 주기 운영의 향상, 원자로 출력 증가 등 크게 3분야로 나눌 수 있으며 분야별 주요 항목들은 표 5에 보인 바와 같이 안전여유도의 개선에 따른 설계 및 운전에서의 경제적 이득은 매우 큰 것으로 나타나고 있다.

### III. 국내 연구 현황

외국의 비상노심 냉각계통 성능 평가에 대한 안전 규제 동향은 보수적, 결정론적 평가 방법으로부터 확률론적, 최적평가 방법으로 전환되고 있는 추세임을 알 수 있다. 이러한 외국의 규제 동향을 토대로 기술적으로 미비되어 있는 국내 국제 요건의 설정을 위한 연구가 1988년부터 한국 원자력 안전 기술원을 중심으로 학제 및 연구계와 공동으로 수행되어 왔다 [33, 34, 35]. 본 연구에서는 보수적, 결정론적 평가 방법 뿐만 아니라 확률론적, 최적평가방법에 대한 기술적 배경 파악과 규제에의 적용시에 예상되는 문제점들이 신중하게 고려되고 있다. 국내에서도 보수적, 결정론적 평가 방법에 대해서는 오랫동안의 연구와 경험을 토대로 많은 기술 축적이 이루어져 왔으므로 본 연구에서는 최적평가방법의 설정과 이에 따르는 불확실성 정량화 기술의 개발에 초점을 두고 있다.

지금까지의 연구현황은 USNRC의 CSAU 방법에 근거를 둔 불확실성 정량화 방법이 개발되었으며, 이 방법의 타당성을 입증하기 위해서 고리 원자력 3호기의 대형 냉각재 상실사고에 대한 예시 계산이 수행되었다. 예시 계산에 사용된 전산코드는 국제공동연구(ICAP)을 통해 개발되어 다양한 적용성이 입증된 최적계산코드인 RELAP5/MOD2로서, 최적코드내의 각종 모델 및 상관식의 불확실성을 평가하기 위한 다량의 분리효과 및 계통총체실험 데이터 베이스가 구축되었으며 이들에 대한 적절한 코드 계산을 통해 불확실성이 정량화 되었다. 또한 개별 불확실성을 결합하여 설계 기준으로 제시된 최고 핵연료 피복재 온도의 불확실성을 정량화하는 통계적 방법이 개발·적용되었다. 이러한 예시계산 결과를 CSAU의 분석 결과와 비교함으로써 방법론 자체의 타당성과 적절한 보수성이 입증된 바 있다. 본 연구

에서 제시된 최적계산 및 불확실성 정량화 기술은 고리 1호기의 소형냉각재 상실사고에 대해서 타당성 있게 적용될 수 있을 것이라는 가능성을 보이고 있다. 냉각재상실사고 예시계산에서 얻어진 경험과 문제점들을 토대로, 개발된 방법론의 적용가능성을 확장시키고 최적화시키기 위한 방안이 검토되고 있다. 이들 연구 결과들은 비상노심 냉각계통 성능평가에 관한 국내 규제 요건의 설정에 적절히 반영되어질 것으로 기대된다.

본 연구는 요구되는 많은 인력과 시간, 고도의 전문성, 연구결과의 원전 안전성 확보에의 기여도 및 중요성을 고려하여, 국내 학계 및 연구기관의 전문 인력을 활용하고 관련 전문가의 의견을 충분히 반영할 수 있도록 추진되고 있다. 또한 국제 공동연구로서 수행하고 있는 발전로 열·수력 안전해석 코드 개발 및 응용 과제 [21]를 통하여 최적전산코드인 RELAP5/MOD2 평가계산 결과와 최신 국의 기술 도입 및 USNRC 등 국외전문가의 활용을 통하여 연구의 충실을 기하고 있다.

### IV. 결 론

원자력을 보유한 각 국가에서 비상노심 냉각계통의 성능평가에 대한 규제요건에 채택하고 있는 설계 기준 및 평가방법의 설정에 있어서는 안전성을 우선적으로 고려하고 있으며, 이는 원자로의 안전성 확보라는 대전제아래에서 경제성이 고려되어야 한다는 일반적인 원칙의 반영을 의미하고 있다. 그러나 안전성 확보를 위한 과다한 보수성의 부여는 원자로 안전에 새로운 형태의 문제점을 제기할 수 있으며 원자로 안전운전의 제한요인이 되고 있음을 알 수 있다. 최근 개정된 미국의 안전규제는 원자로 안전해석의 보수적, 결정론적 평가 방법으로부터 확률론적, 최적 평가 방법으로서의 기술적 전환을 보이고 있으며, 이들의 적용을 통하여 실질적인 안전성문제 해결과 향상된 안전여유도 확보를 기할 수 있을 뿐만 아니라 또한 경제성증진 효과도 기대할 수 있을 것이다. 개정된 평가방법의 적용에는 최적 평가모델 및 방법론의 불확실성 정량화를 필수요건으로 하고 있어, 최적 평가모델의 선정 자체뿐만 아니라 불확실성 정량화 기술에 대한 심도있는 연구·개발의 필요성을 안고 있다. 지금까지 수행된 열·수력분야의 수많은

실험자료 및 연구결과들은 이들의 기술적 배경이 될 수 있으며, 특히 최근 원자로의 안전성 및 경제성 증진의 획기적인 방안으로 제시되고 있는 신형 원자로의 설계 및 안전해석에서도 최적 평가방법의 적용을 기본으로 하고 있어 이 분야에 대한 상당한 연구·개발의 진전이 있을 것으로 예측되고 있다.

이러한 외국의 규제동향을 토대로 국내에서 수행하고 있는 비상노심 냉각계통 성능 평가에 대한 규제요건의 설정노력은 국가적인 차원에서 수행되고 있는 원자력 설계기술의 국산화 노력과 더불어 규제기술의 국산화 측면에서 상당한 의미를 부여할 수 있으며 원자로 안전성 확보의 국내 주도라는 점에서 특기할 만하다. 이들 규제 요건의 설정은 기술적인 면에서 상당한 주의와 노력이 필요로하고 있음을 고려할 때 국내의 축적된 기술의 반영과 관련 전문가들의 지속적인 공동 노력이 필요할 것으로 여겨진다.

## V. 참고문헌

1. United States Code of Federal Regulations, Title 10, Section 50.46, "Acceptance Criteria for Emergency Core Cooling Systems for Light Water Nuclear Power Reactors."
2. United States Code of Federal Regulations, Title 10, Chapter 50, Appendix K, "ECCS Evaluation Models"
3. "USNRC Standard Review Plan", NUREG-0800, Revision 2, 1984
4. Federal Minister of the Interior: "Safety Criteria for Nuclear Power Plants", Bundesanzeiger, No. 206, November 3, 1977
5. Commission for Reactor Safety(RSK), "RSK Guidelines for Pressurized Water Reactors; 3rd Edition", October 14, 1981
6. "Acceptance Criteria for Performance of ECCS for Light Water Cooled Nuclear Power Reactors", Special Committee on Safety Standards of Reactors, Nuclear Safety Commission, Japan, July 20, 1984
7. "RCCP: Design and Construction Rules for Nuclear Power Plants", Prepared by EDF and FRAMATOM, Revision 2, October 30, 1979
8. Federal Register, 36 FR 12247, USNRC, June 29, 1971
9. "Acceptance Criteria for Emergency Core Cooling Systems for Light Water Cooled Nuclear Power Reactors-Opinion of the Commission", USNRC Docket No. RM-50-1, December 28, 1973
10. Federal Register, 39 FR 1001, USNRC, January 4, 1974
11. Federal Register, 43 FR 57157, Advanced Notice of Proposed Rulemaking, USNRC, December 7, 1978
12. "Emergency Core Cooling Analysis Methods", USNRC Information Report SECY-83-472, November 17, 1983
13. Letter from C.O.Thomas(USNRC) to J.F.Quirk(GE), "Acceptance for Referencing of Licensing Topical Report NEDE-23785 Revision 1, Volume III(P), The GESTR-LOCA and SAFER Models for the Evaluation of the Loss-of-Coolant Accident", June 1, 1984
14. Letter from A.C. Thadani(USNRC) to W.J.Johnson(WH), "Acceptance for Referencing of Licensing Topical Report, WCAP-10924, Westinghouse Large Break LOCA Best Estimate Methodology", August 29, 1988
15. Federal Register, Vol.52, No.41, Notice of Proposed Rules, USNRC, March 3, 1987
16. Federal Register, Vol.53, No.180, Rules & Regulations, USNRC, September 16, 1988
17. L.P. Leach, et.al, "A Comparison of LOCA Safety Analysis in the USA, FRG, and JAPAN", EGG-M-17482, August, 1982
18. American Nuclear Society, "American National Standard for Decay Heat Power in Light Water Reactors", ANSI/ANS-5.1-1979, August, 1979
19. "Calculation of the Decay Heat Power in Nuclear Fuel of Light Water Reactors", Deutsch Norm, DIN-25463, July, 1982
20. "Compendium of ECCS Research for Realistic LOCA Analysis", NUREG-1230, December,

- 1988
21. "Guidelines & Procedures for the International Code Assessment and Applications Program", NUREG-1271, April, 1987
22. L.H. Sullivan, "Uncertainty in LOCA Analysis Historical Discussion", Presented at EPRI Workshop on Appendix K Relief Using Best Estimate Methods: The Revised LOCA/ECCS Rule, August 11-12, 1988
23. "The Marviken Full Scale Critical Flow Tests ; Summary Report", NUREG/CR-2671, May, 1982
24. Neumann, "Systembeschreibung UPTF/3D-Versuchsstand", KWU-Report 326-R631-445-01, February, 1988
25. D.L. Reeder, "LOFT System and Test Description(5.5ft Nuclear Core 1 LOCE's)", NUREG/CR-0247, July, 1978
26. M.L. Patton, Jr., "Semiscale MOD-3 System Description", NUREG/CR-0239, July, 1978
27. F.F. Cadek, et.al. "Best-Estimate Approach for Effective Plant Operation and Improved Economy", Presented at EPRI Workshop on Appendix K Relief Using Best Estimate Methods: The Revised LOCA/ECCS Rule, August 11-12, 1988
28. Van Houten, "Fuel Rod Failure as a Consequence of Departure from Nucleate Boiling or Dryout", NUREG-0562, June, 1979
29. "Best Estimate Calculations of Emergency Core Cooling System Performance", Regulatory Guide 1.157, USNRC, May, 1989
30. Technical Program Group, "Quantifying Reactor Safety Margins: Application of Code Scaling, Applicability and Uncertainty Evaluation Methodology to a Large Break Loss of Coolant Accident", NUREG/CR-5249, December, 1989
31. B. Chexal, et.al., "Tech. Specs. Relaxation Using Realistic ECCS Methodology", Presented at EPRI Workshop on Appendix K Relief Using Best Estimate Methods: The Revised LOCA/ECCS Rule, August 11-12, 1988
32. Letter from E.P. Rahe(Westinghouse) to D.F. Ross(USNRC), "LOCA Margin Benefits", US-NRC-85-3004, February, 1985
33. 김효정, 등, "비상노심 냉각계통 평가방법 개발 및 응용(중간보고서)", KINS/GR-009, 1990년 12월
34. 전문현, 등, "ECCS Evaluation에 이용되는 개별 모형의 평가 및 이를 위한 데이터뱅크의 확립", KINS/GR-011, 1990년 12월
35. 이은철, 등, "ECCS 평가에 사용되는 열수력 모델의 불확실성 규명 및 한국형 ECCS EM 설립", KINS/GR-010, 1990년 12월