

'98 추계학술발표회 논문집
한국원자력학회

원자력발전소 조건 분류 및 허용 기준 설정 연구
**A Study on Establishment of Plant Condition Classification
and Safety Criteria for Nuclear Power Plants**

백원필

한국과학기술원
대전광역시 유성구 구성동 373-1

설광원, 이재훈

한국원자력안전기술원
대전광역시 유성구 구성동 19

요 약

가압경수로형 원자력발전소의 조건 분류 및 허용 기준에 대한 체계적인 규제 지침을 개발하기 위한 연구를 수행하였다. 현재 우리 나라는 미국의 기준들을 준용하고 있는데, 발전소 조건 분류가 정성적인 기준에 따라 이루어지고 용도에 따라 서로 상이한 기준들이 사용되고 있어서 규제자나 피규제자 모두에게 혼란을 주는 측면이 있다. 본 연구 결과 신규 원전의 건설이 지속적으로 이루어지고 있는 우리 나라에서는 그 동안의 기술 개발을 반영하여 정량적인 기준에 의한 조건 분류 및 일관성 있는 안전 기준의 사용이 바람직하며, ANSI/ANS-51.1-1983을 기본으로 하여 일부 항목들을 보완하는 것이 바람직한 것으로 판단되었다. 본 논문에서는 현행 기준과 ANSI/ANS-51.1-1983간의 차이점, 기준 설정의 기본 방향, 주요 고려 사항 등을 논의하였다.

Abstract

This work aims at establishment of the classification criteria for plant conditions and corresponding safety criteria for pressurized water reactors. In Korea, plant safety criteria have been mainly based on those of United States; several different qualitative criteria are used in licensing even though there are differences between them. For more systematic and transparent licensing, a new consistent approach based on quantitative probabilistic criteria would be necessary in Korea where new plants are to be constructed continuously. It is suggested that the document ANSI/ANS-51.1-1983 can be a basis for further development. This paper discusses the differences between existing criteria, basic directions for establishing a new criteria, and other important considerations.

1. 서 론

원자력발전소의 조건 분류 및 허용 기준은 안전에 중요한 계통, 구조물 및 기기(SSC)들의 기계적 설계와 안전 해석의 기준을 제공하는 것으로서, 이의 명확한 설정과 적용은 원전의 설계 및 개발에 매우 중요하다. 이러한 기준들은 원전 운전 경험이 축적되고 관련 기술이 발달함에 따라 점진적으로 발전하여 왔으며, 우리 나라의 경우 가압경수로형 원전에 대한 미국의 기준들을 일반적으로 준용하여 왔다.

원자력 발전소의 운전 조건 구분은 보호 및 안전계통들의 성능을 확인하기 위한 사고 해석과 안전에 중요한 SSC들의 기계적 설계를 위한 하중 조합의 결정에서 이용되며, 미국의 경우 가압경수로형 원전은 다음 문헌들에 정해진 요건들이 적용되어 왔다.

- 가) 10 CFR 50, Appendix A, General Design Criteria for Nuclear Power Plants (원자력 발전소에 대한 일반 설계 기준(GDC))
- 나) RG 1.48, Design Limits and Loading Combinations for Seismic Category I Fluid System Components (내진등급 I 유체계통 기기에 대한 설계 제한치 및 하중 조합)
- 다) RG 1.70, Standard Format and Content of Safety Analysis Reports for NPPs (원자력 발전소 안전성분석보고서의 표준 형식 및 내용)
- 라) NUREG-0800, Standard Review Plan for the Review of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants (가압경수로 안전성분석보고서에 대한 표준 심사 지침(SRP))
- 마) ANSI/ANS-51.1-1983, American National Standard Nuclear Safety Criteria for the Design of Stationary Pressurized Water Reactor Plants (육상 가압경수로 발전소 설계를 위한 원자력 안전 기준)

이 중에서 RG 1.48은 현재 철회된 대신 그 내용의 대부분이 SRP의 3.9.3절 App. A로 흡수되었다.

위의 각 문헌들에서 적용된 원전 조건의 분류 방법 및 허용 기준 간에는 다소의 차이가 있으며, 따라서 설계자 및 규제자들간에 어느 정도의 혼동을 주어 왔다. 중요한 특징은 ANSI/ANS-51.1-1983을 제외하고는 각 운전 조건들이 정성적인 기준에 의해 정의되어 있어서 각 조건 사이의 경계가 불명확하며, 주요 SSC의 기계적 설계에 적용되는 기준과 안전계통 관련 사고 해석에 적용되는 기준간에 차이가 있다는 점이다. ANSI/ANS-51.1-1983에서는 이러한 문제점을 극복하기 위해, 발생 예상 빈도와 원전 조건을 체계적으로 연계한 정량적 원전 조건 분류 기준을 제시하고 각 조건별로 안전 해석 및 기계 설계에서의 허용 안전 기준들을 제시함으로써 기계적 설계와 사고 해석에 일관성 있게 적용되도록 하였다. 이와 아울러 주요 계통 및 기기들에 대한 설계 기준들도 제시하고 있다.

한편 국내에서도 자체적인 지침 및 기술 기준의 제정 필요성이 높아감에 따라 관련된 과학기술부장관 고시, 안전심사지침서, 산업기술기준 등이 마련되어가고 있으나, 대부분 미국의 관련 규정이나 지침, 기준들을 일부 보완하여 도입하고 있을 뿐, 아직까지는 유기적인 체계가 정립되지 못하고 있다. 결과적으로 차세대 원자로 개발과 병행한 체계적인 원전 조건 분류 체계를 정립 필요성은 다음과 같이 요약할 수 있다.

- 가) 확률론적 안전성 평가 기술의 발달에 따라 기존의 정성적인 기준과 더불어 정량적인 기준을 안전 규제에 활용하는 것이 가능해졌고,
- 나) 안전성 향상을 위해 새로운 계통, 기기 및 구조물들이 도입됨에 따라 추가적인 사건 또는 설

계 기준을 고려할 필요가 있으며,
 다) 기존 설계기준을 초과하는 사고(Beyond DBA)를 차세대 원자로에서 체계적으로 고려하기 위해서는 기존 조건분류 체계를 확대할 필요성이 있다.

따라서 본 연구에서는 원전 조건 분류 방법 및 허용 기준과 관련한 현황을 파악하고, 국내 실정에 맞는 기준 정립을 위한 기본 방향을 도출하였다.

2. 관련 기준 분석

가. 원전 조건 분류 기준

원자력발전소의 조건을 분류하는 기준은 매우 다양하며, 표 1은 현재 가압경수로의 안전 규제에서 활용되고 있는 기준들을 비교하여 보여 준다. 표에서 ANSI/ANS-51.1-1983은 정량적인 기준을 구체적으로 제시하고 있으나, 나머지는 조건 분류를 정성적으로 제시하고 있으므로 점선으로 표현하였다.

현재 미국과 우리 나라는 RG-1.70의 기준을 안전 해석시 적용하고 RG-1.48(SRP 3.9.3)의 기준을 기계적 설계에 적용하고 있는데, 분류 기준이 상이함에 따라 적지 않은 문제점들이 야기되고 있다. 또 다른 문제는 이러한 분류 기준들이 정성적으로만 정의되어 있어서, 신형 원자로 등에서 새로운 개념의 안전계통 등이 도입될 경우 기준을 적용하는데 어려움이 있는 점이다. 따라서 최적 추정 발생빈도에 근거하는 ANSI/ANS-51.1-1983의 분류 방법을 도입할 필요성이 있다.

표 1. 미국의 여러 기준 문서들에서 제시된 원전 조건 분류 기준

ANS			US NRC		
1 노년당 발생빈도	ANSI/ANS-51.1 (1983)	ANSI N18.2 (1973)	RG 1.70 (Rev. 2)	10 CFR	RG 1.48 (SRP 3.9.3)
정상적인 운전 상태	Plant Condition 1 (PC-1)	Condition I	정상 (Normal)	정상 (Normal)	정상 (Normal)
10 ⁻¹	Plant Condition 2 (PC-2)	Condition II	보통빈도 사건 (Incidents of Moderate Freq.)	예상운전 과도상태 (Anticipated Operational Occurrences)	이상 (Upset)
	Plant Condition 3 (PC-3)	Condition III	낮은 빈도 고장 (Infrequent Incidents)		
10 ⁻²	Plant Condition 4 (PC-4)	Condition IV	제한 사고 (Limiting Faults)	사 고 (Accidents)	비상 (Emergency)
10 ⁻³					
10 ⁻⁴					
10 ⁻⁵	Plant Condition 5 (PC-5)				고장 (Faulted)
10 ⁻⁶	고려 안함				

표 2. ANSI/ANS-51.1-1983의 발전소 조건별 소외 방사선량 기준

1노년당 최적 추정 발생 빈도	발전소 조건 (PC)	소외 방사선량 기준
정상 운전	PC-1	10 CFR 50, App. I
$F > 10^{-1}$	PC-2	10 CFR 50, App. I
$10^{-1} > F > 10^{-2}$	PC-3	10% of 10 CFR 100
$10^{-2} > F > 10^{-4}$	PC-4	25% of 10 CFR 100
$10^{-4} > F > 10^{-6}$	PC-5	100% of 10 CFR 100

나. 원자력 안전해석시의 방사선량 기준

ANSI/ANS-51.1-1983에서는 최적 추정 발생 확률을 기준으로 발전소 조건(Plant Condition; PC)을 분류하고, 각 PC에 대한 소외 방사선량 기준을 표 2와 같이 제시하고 있다. 이를 기존의 안전 해석 기준(RG 1.70)과 비교할 때의 차이점은 다음과 같다.

- 가) PC-4는 RG 1.70에서는 극한 사고에 해당하며, 소외 방사선량 기준은 10 CFR 100의 100%가 적용된다.
- 나) ANSI/ANS-51.1-1983에서는 연간 최적 추정 발생 확률이 10^{-6} 이하인 사고 시나리오는 고려하지 않으나, RG 1.70에서는 고려하지 않아도 되는 사고에 대한 구체적 기준이 없다.

다. 안전에 중요한 SSC들의 기계적 설계 기준

ANSI/ANS-51.1-1983에서의 발전소 조건에 따른 기기 설계에서의 하중 조합과 원자력 안전 기능에 따른 ASME 코드 Section III 허용 한도는 표 3과 같다. 표에서 NOL은 정상 운전에 대한 하중이며, L2, L3, L4, L5는 각각 원전 조건 PC-2, 3, 4, 5에 대응하는 하중 조건이다. L3에는 운전기준지진(OBE) 하중이, L5에는 안전정지지진(SSE) 하중이 각각 포함된다. 한편 SRP 3.9.3에 적용되는 기계 설계 기준은 표 4에 제시하였다.

두 기준 사이의 가장 중요한 차이점은 다음과 같다.

- 가) 발전소 조건 분류의 경계가 서로 다르다. SRP 3.9.3의 이상 조건은 PC-2와 PC-3 일부, 비상 조건은 PC-3 일부와 PC-4 일부를, 고장 조건은 PC-4 일부와 PC-5 이상에 각각 대응한다.
- 나) 운전정지지진(OBE) 하중이 ANSI/ANS-51.1-1983에서는 PC-3에 결합되지만, SRP 3.9.3에서는 이상조건(PC-2 포함)에 결합되어야 한다.

표 3. ANSI/ANS-51.1-1983의 기계적 설계 기준

발전소 조건	하중 조합	원자력 안전 기능		
		압력 보유기기 건전성	능동 기능	구조적 안정성 및 지지 안정성
PC-1	NOL	A	A	A
PC-2	NOL + L2	B	B	B
PC-3	NOL + L3	B	B	B
PC-4	NOL + L4	C	B	C
PC-5	NOL + L5	D	B	C

표 4. SRP 3.9.3의 기계적 설계 기준

발전소 사건	계통 운전 조건	운전 하중 조합	운전 응력 한계
1. 정상 운전	정상 (Normal)	지속하중	A
2. 발전소/계통 운전 과도상태(SOT) + OBE	이상 (Upset)	지속하중 + SOT + OBE	B
3. 설계 기준 배관 파손 (DBPB)	비상 (Emergency)	지속하중 + DBPB	C
4. 주증기관/주급수관 파손(MS/ FWPB)	고장 (Faulted)	지속하중 + MS/FWPB	D
5. {DBPB 또는 MS/FWBP} + SSE	고장 (Faulted)	지속하중 + DBPB 또는 MS/FWBP + SSE	D
6. LOCA	고장 (Faulted)	지속하중 + LOCA	D
7. LOCA + SSE	고장 (Faulted)	지속하중 + LOCA + SSE	D

라. 원전 설비의 안전 등급 분류

ANSI/ANS-51.1-1983의 3.3절은 발전소 설비의 안전 등급(Safety Class; SC)을 분류하는 기준을 제시하고 있다. 원자로계통 설비를 안전 관련 중요도에 따라 안전 등급 1, 2, 3 (SC-1, 2, 3) 및 비안전등급(NNS)으로 분류하고 있으며, 안전 등급간의 경계가 상세하게 예시되어 있다. 이 분류 기준은 과기부 고시 제94-10호 “원자로시설의 안전 등급과 등급별 규격에 관한 규정”에서 도입되었으며, 현행 안전 해석에서 기본적으로 적용되고 있다. 안전 등급별로 적용되는 기본적인 요건들은 표 5와 같다.

한편 최근에 발행된 ANSI/ANS-58.14-1993에서는 새로운 분류 방법을 제시하고 있는데, 안전성 분류 기준으로 Safety-related, Supplemented Grade 및 Non-safety related로 구분하고, 압력 보유 기기에 대한 분류 기준으로 Class 1, 2, 3, 4, 5를 제시하고 있다. 여기서는 모든 SSC 및 부품(소모품 포함)까지를 분류 대상으로 하고 있으며, 기본 설계 요건은 다음과 같다.

표 5. ANSI/ANS-51.1-1983의 설비 안전 등급별 적용 요건

설비 안전 등급	품질보증 요건	내진설계 요건	ASME BPV 코드 압력보유 요건	전기 요건	구조적 요건
SC-1	명시된 요건	지진 분류 I	Class 1	NA	NA
SC-2	“	”	Class 2	NA	ASME III
SC-3	“	”	Class 3	IEEE Class 1E	ACI or AISC
NNS	공식적 프로그램 불필요	***	***	***	***

표 5. ANSI/ANS-58.14-1993의 기본 설계 요건

Safety	Pressure Integrity	Electrical	Seismic	Environmental	Q/A
Q (safety related)	C-1, C-2 또는 C-3	1E	SC-I	Harsh 또는 Mild	QA-I
S (supplimented grade)	C-3 또는 C-4	Non-1E	SC-II	Harch, Mild, 또는 요건 무	QA-II
N (non-safety related)	C-5	요건 없음	요건 없음	요건 없음	요건 없음

마. 논의

System 80 설계에서는 RG 1.70, NUREG-0800(SRP) 및 ANSI/ANS-51.1-1983 등이 적용되었다. 그러나 이러한 기준들 사이에는 상당한 차이가 존재하므로, 각 기준을 완벽하게 적용할 수 있었던 것은 아니다. 따라서 ABB-CE에서는 기본적으로 RG 1.70과 NUREG-0800(SRP)에 따라 설계를 수행하면서, 일부 분야에 대해서는 ANSI/ANS-51.1-1983을 적용한 것으로 설명할 수 있다. 설비 안전 등급 분류에 있어서는 ANSI/ANS-51.1-1983이 거의 적용되었지만, 기기 설계를 위한 운전 조건 구분 및 하중 조합이나 안전 해석을 위한 원전 조건 구분에서는 과거의 기준이 적용된 것이다. USNRC는 또한 ANSI/ANS-51.1-1983을 완전히 인정하는 것은 아님을 밝힌 바 있다.

ANSI/ANS-51.1-1983의 경우 설비의 기계적 설계와 사고 해석에 대해 일관성 있게 적용될 수 있는 원전 조건 분류 방법을 제시하였지만, 현재의 설계에서 이 방법이 활용되지 않고 있다는 사실이 지적되어야 할 것이다. 설비의 기계 설계에서는 RG 1.48에서 제시된 Normal, Upset, Emergency, Faulted로 구분하고 있으며, 사고 해석에서는 Normal, Incidents of Moderate Frequency, Infrequent Incidents, Limiting Faults로 구분하여 수행되고 있다. 정성적으로 정의되어 있는 각 조건간의 경계는 둘 사이에 서로 다르다.

기계적 설계와 사고 해석에 적용되는 원전 조건의 정의가 서로 다를 경우 규제자나 사업자 모두에게 혼란을 준다. 따라서 ANSI/ANS-51.1-1983에서와 같이 일관성 있는 기준을 적용하는 것이 장기적으로 필수적인 것으로 판단된다. 또한 정량적인 조건 분류 기준을 채택함으로써, 신형 원자로 등에서 새로운 계통들이 채택되더라도 설계 기준을 용이하게 할 수 있을 것이다.

한편 설비의 안전 등급과 관련해서는 보다 최근에 ANSI/ANS-58.14-1993, "Safety and Pressure Integrity Classification Criteria for Light Water Reactors"가 발행되었으나, USNRC로부터 승인되지는 않았다.

3. 원전 조건 분류 및 허용기준 설정 방향

가. 기본 방향

지금까지의 연구 결과 원전 조건 분류 및 허용 기준 설정 방향을 다음과 같이 설정하였다.

가) ANSI/ANS-51.1-1983의 다음 항목에 대응하는 국내 규제 기준을 도출한다.

- 원전 조건(Plant Condition) 분류를 위한 정량적 기준
- 각 원전 조건별 소외 방사선량 기준 및 기타 원자력 안전 기준
- 원자력 기기의 안전 등급(Safety Class) 기준 및 적용 산업기술기준

나) 원전 조건의 분류 방식은 ANSI/ANS-51.1-1983의 5단계(PC-1, 2, 3, 4, 5) 분류 방식을 기본적으로 도입하고, 안전 해석 허용 기준 및 기계 설계 기준도 대부분 도입하는 것이 합리적이다.

다) 원자력 기기의 안전 등급 분류는 과학기술처 고시 제94-10호 등에 정해진 기존의 방법이 대체적으로 타당하므로, 이를 부분적으로 보완하고 신형 원전과 관련된 특성을 추가적으로 고려하는 것이 바람직하다. 다만 ANS 58.14-1993에서 제시한 새로운 방법에 대한 보다 심층적인 검토가 필요하다.

라) 중대 사고 요건은 원전 조건 분류의 범위에서 제외하되, 자연스럽게 연계되도록 하는 것이 바람직하다. 보수적인 관점의 규제가 시행되어야 하는 설계기준 사고와 최적 관점에서 규제가

시행되는 중대사고가 동일하게 취급될 경우 오히려 혼란을 가져올 가능성이 있기 때문이다.
마) 새로운 기준들이 차세대원자로 개발에 이미 적용 중인 기존의 기준들과 부분적으로 차이가 있을 경우 사업자에게 선택권 부여하는 것이 바람직하다. 향후 새로운 계통들이 도입되는 경우에는 새로운 기준을 적용하는 것이 합리적이다.

나. 기준 설정과 관련한 고려 사항

(1) SRP 3.9.3과의 조화 문제

ANSI/ANS-51.1-1983의 운전 조건 구분이 SRP 3.9.3과 다르므로 고려되어야 하는 하중 조합 기준과 허용 응력 기준에 차이가 존재한다. 또한 OBE 같은 하중의 경우 ANSI/ANS-51.1-1983에서는 PC-3 하중에 결합시키도록 되어있지만, SRP 3.9.3에서는 이상조건(PC-2, 3) 하중에 결합시키도록 되어있다. 규제 및 설계 업무의 일관성을 위해 이러한 분류 기준을 하나로 통합시키는 것이 바람직한 것으로 판단되지만, 하나의 기준을 만들더라도, 당분간 사업자에게 선택권 부여하는 것이 불가피한 것으로 판단된다.

(2) SRP 15장(또는 RG 1.70)과의 조화 문제

ANSI/ANS-51.1-1983에서는 기존(SRP 15장 등)의 제한 사고 범주를 PC-4와 PC-5로 구분하고, PC-4에 대한 소외 방사선량 기준은 10 CFR 100 기준의 25%로 정하고 있다. 이는 제한 사고에 대해 일괄적으로 10 CFR 100 기준의 100%를 적용하고 있는 현재의 안전성 분석 관행보다 강화된 것으로, 수용 여부에 대한 심층 검토가 필요하다.

또한 SRP 15장에서는 각 사건(사고)별로 허용 기준을 비교적 상세하게 기술하고 있는 반면, ANSI/ANS-51.1-1983에서는 구체적인 기술이 없다. 따라서 사고별 허용 기준을 얼마나 상세하게 기술해야 하느냐를 결정해야 한다.

한편 현재 사고 해석에 고려되는 일부 사고는 최적 추정 발생 빈도가 $10^{-6}/RY$ 이하일 수 있는데, 새로운 기준에 따라 기존에 고려되던 사고들이 배제될 경우 규제기관이 취할 입장이 난처해질 수도 있을 것이다.

(3) 중대사고 요건과의 조화 문제

설계기준사고의 고려 한계를 최적 추정 발생 빈도 $10^{-6}/RY$ 로 한 것은 단일 시나리오에 의한 중대사고 발생빈도를 $10^{-6}/RY$ 로 정한 차세대 원자로 요건과 부합하므로 자연스럽게 연계되는 이점이 있다.

(4) 사고해석 요건과 기계적 설계요건과의 차이

앞에서 언급한 바와 같이 기계적 설계와 사고 해석에서 다르게 적용되어 온 원전 조건 분류 방법을 통일시키는 데에는 현실적인 어려움이 따를 것이다. 또한 냉각재상실사고의 경우 안전 해석에서는 양단 파단까지 고려하지만, 기계적 설계에 있어서는 파단전 누설(LBB) 개념을 적용하고 있는데, 기계적 설계와 안전 해석에서 고려되는 운전조건을 일치시키고자 하는 기본 방침과는 어긋난다.

4. 결 론

본 연구의 결과를 요약하면 다음과 같다.

가) 기존 원전 조건 분류 및 허용 기준이 서로 상이하고 정성적 기준으로 이루어져 있으므로, 정

량적 기준에 의한 일관성 있는 방법론이 필요하다.

- 나) 주요 기준 문서들을 검토한 결과 ANSI/ANS-51.1-1983을 근거로 한 독립적인 기준 문서 개발이 바람직하며, 이 경우 중대 사고 요건과의 자연스런 연계도 가능하다. 기준 문서의 확정 개발에 앞서 기존 기준과 일치하지 않는 민감한 사항들에 대한 광범위한 의견 수렴이 필요한 것으로 판단된다.

5. 참고 문헌

- 1) 10 CFR 50, Appendix A, General Design Criteria for Nuclear Power Plants.
- 2) RG 1.48, Design Limits and Loading Combinations for Seismic Category I Fluid System Components.
- 3) RG 1.70, Standard Format and Content of Safety Analysis Reports for NPPs.
- 4) NUREG-0800, Standard Review Plan for the Review of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants.
- 5) ANSI/ANS-51.1-1983, American National Standard Nuclear Safety Criteria for the Design of Stationary Pressurized Water Reactor Plants.
- 6) 과학기술처고시 제94-10호, 원자로시설의 안전 등급과 등급별 규격에 관한 규정.
- 7) ANSI/ANS-58.14-1993, Safety and Pressure Integrity Classification Criteria for Light Water Reactors.
- 8) 장근선 외 다수, “주요 핵심기술현안 해결방안 연구”, 한국원자력안전기술원 연구보고서 KINS/HR-217 (1998).
- 9) 이재훈 외 다수, “차세대원자로 핵심기술현안 해결(I)”, 한국원자력안전기술원 연구보고서 KINS/GR-157 (1998).