

미국과 독일의 원자력기기 설계요건의 비교

김남하/KEPIC Consultant

I. 개황

2011년 3월에 발생한 후쿠시마 원전 사고와 최근 국내 원전관계자의 부패와 문서 위조 사건은 그동안 말 많던 원전 안전문제와 사회적 수용성에서 국민과의 공감대를 형성할 방향타를 잃어버린 느낌이다. 원자력 발전소에서 발생하는 방사성 물질은 인위적인 처리가 어렵고, 오랜기간을 거쳐야만 소멸된다. 최선의 해법은 그것의 발생억제이고, 차선책은 발생된 방사성물질을 영구 격리하는 방법이다. 이 모든 것이 그간의 기술 개발과 원전운영에서 경험한 사실을 토대로 한 규제, 표준, 절차를 철저히 준수하는 것이고 당연한 원자력 발전의 안전성 확보에 대한 최선의 방책이다.

독일은, 원전을 단계적으로 폐쇄하는 정책을 펴고 있지만, 그에 대한 기술력은 세계최정상 수준의 범주에 속해있다. 독일의 KTA Nuclear Standards와 프랑스의 RCC Codes가 유럽의 양대 원전 표준이었으나 독일의 원전폐쇄 정책으로 프랑스의 RCC Codes가 자연스럽게 유럽의 단일 원전표준으로 그 자리를 공고히 하고 있다. 그러나 먼저 실시한 원전 폐쇄정책에 따른 원전해체(Decommissioning) 작업을 통해 터득한 기술과 표준은 향후 이 분야의 국제표준 제정에 선도적인 역할을 담당할 것으로 예상된다.

가. 개요

원자력 발전소의 원자력 압력 및 활성화 경계 (Nuclear Pressure & Activity Boundary)에 속하는 기기(Component)에 대한 규제와 표준(Regulations &

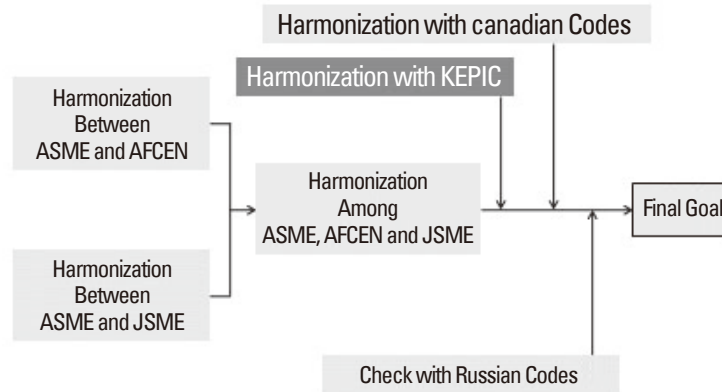
Standards)의 원조는 미국기계학회의 기술기준인 ASME Code Section III 원자력발전 기기의 건조 규칙(Rules for Construction of NPP Components)과 Section XI 원자력발전 기기의 사용 중 검사 및 테스트 규칙(Rules for Inservice Inspection and Tests of NPP Components)이라는 것이 국제적인 공통 견해이다.

1960년대 프랑스, 독일 및 일본 등이 미국의 원전 기술을 도입할 당시에는 상기 ASME Code를 준용하였다. 시간이 경과함에 따라 자국의 산업여건과 그동안 겪은 경험을 반영하여 자국 원자력 규제와 표준 시스템을 정립하기에 이르렀다. 이렇게 탄생한 것이 프랑스의 AFCEN, 독일의 KTA, 일본의 JSME, 그리고 우리 KEPIC이 발행하는 각각의 원자력기기 표준들이다. 최근 이것을 WTO 체제하에서 국제적으로 공용할 수 있는 단일의 원자력기기에 대한 공용표준을 만들어 보자는 취지에서 경제협력개발기구/원자력에너지청(OECD/NEA) 주관 하에 그림 1과 같은 계획으로 관련국 대표들이 모여 공통 표준요건을 설정하는 작업을 진행하고 있다.

그림 1에서 보는 바와 같이 1단계는 미국과 프랑스, 미국과 일본의 공통요건을 각각 정리한 다음, 2단계로 미국, 프랑스 및 일본의 공통 요건을 정리하는 과정이다. 우리나라 원자력기기 표준은 미국과 동등(Identical)한 것으로서 특별히 밝혀야 할 것이 없고, 캐나다는 그들의 규제 요건에서 미국의 표준을 채택하고 있다. 그림 1에서 보는 바와 같이 독일의 원자력안전표준위원회(KTA)가 발행한 원자력안전표준은 'Nuclear Safety Standards' 계획에 포함되어 있지 않다. 이는



Approach towards Harmonization of Global Common Codes Requirements



[그림 1] 원자력 기기 국제공통 요건 설정 계획

독일이 더 이상 원자력발전소를 짓지 않겠다는 선언이 있었기 때문일 것으로 추정된다. 그러나 현재까지 독일은 운영중인 원자력발전소의 안전을 위해 KTA가 기존의 원자력 규제 및 표준을 주기적으로 갱신하고 있다. 여기서는 독일의 원전 표준을 미국의 원전표준과 비교함으로써, 우리가 채택한 방법과 어떤 차이가 있는지를 파악하여 향후 KEPIC의 진화방향에 참고가 되었으면 한다. 독일의 원전 표준의 기본 틀을 이해하기 위해서, 그들의 행정시스템과, 설계 요건 및 재료가 미국의 것과 어떤 차이를 보이는지를 소개한다.

나. 독일의 원자력 행정시스템

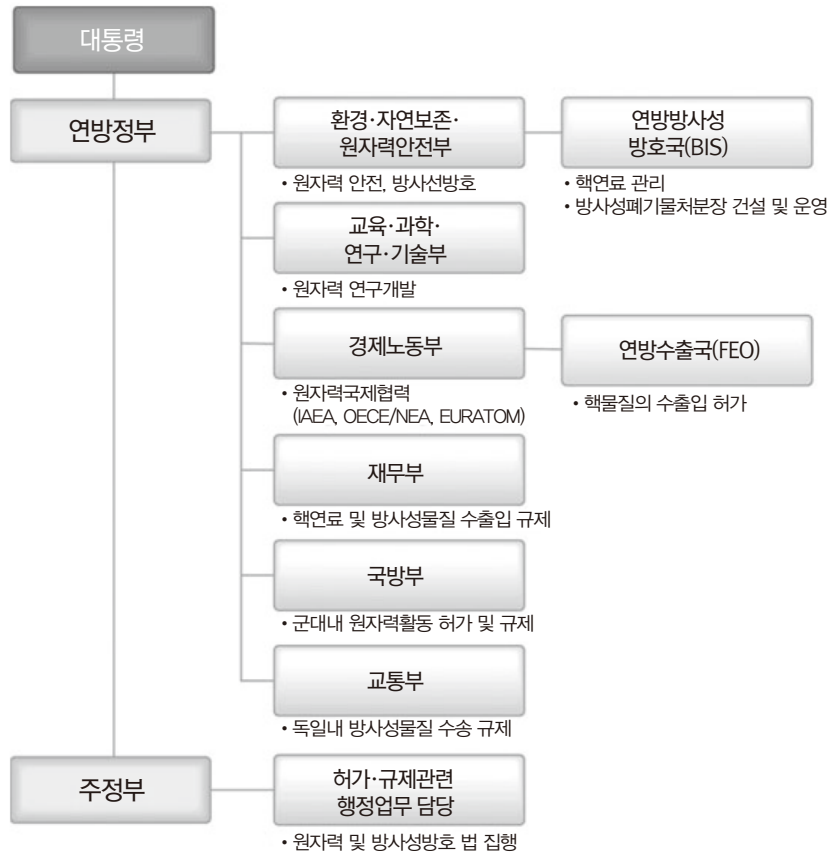
독일은 경제규모에 비해 에너지 자원이 부족하여 서유럽의 대표적인 에너지 수입국이다. 1990년부터 신재생에너지 확대 정책을 추진한 결과 2011년 기준, 전 세계 풍력에너지(94GW)의 약 1/4(23GW)을 보유하고 있다. 발전원별 점유율은 화력 61%, 원자력 28%, 그리고 신재생에너지 7%의 순으로 구성되어 있다. 독일의 원자력발전설비는 세계 5위에 해당하나, 2011년 독일 정부는 2022년까지 모든 원자력 발전소를 폐쇄하기로 결정한 바 있다. 2011년 현재

독일의 원자력 발전소의 용량은 총 17호기, 20.4GWe 이다. 그 중에 경수로(PWR)가 11기, 비등형 경수로(BWR) 6기가 운전되고 있다.

독일의 원자력행정시스템은 그림 2에서 보는 바와 같다. 이 그림은 Google Website에 실려있는 것을 내려 받은 것이다. 이 그림에서 보는 바와 같이 연방정부인 <환경, 자연보존 및 원자력안전부>에서 원자력 안전 및 방사선방호 표준을 발행하는 것으로 보인다. 그 밖에 원자력에 관련된 업무분장을 보면 우리의 원전행정 시스템과의 차이점이 존재함을 알 수 있다.

다. 독일의 원자력 안전표준 시스템

독일의 원자력 안전표준은 그림 3과 같이 법, 시행령, 안전 표준 및 산업 표준의 4단계로 된 피라미드 구조를 갖는다. 원자력에너지법과 법령은 독일 연방의 상원과 하원에서는 제정된다. 독일의 원자력안전 표준은 원자력안전표준위원회<The Nuclear Safety Standards Commission (KernTechnischer Ausschuss - KTA)>가 제정한다. KTA는 1972년에 설립되었고, 지금까지 93종의 원자력 안전표준이 발행되었으며, 13종이 제정 중에 있다. 이밖에 38종이 개



[그림 2] 독일의 원자력 행정 시스템

정 중에 있고, 51종이 추가 개발될 계획이다.

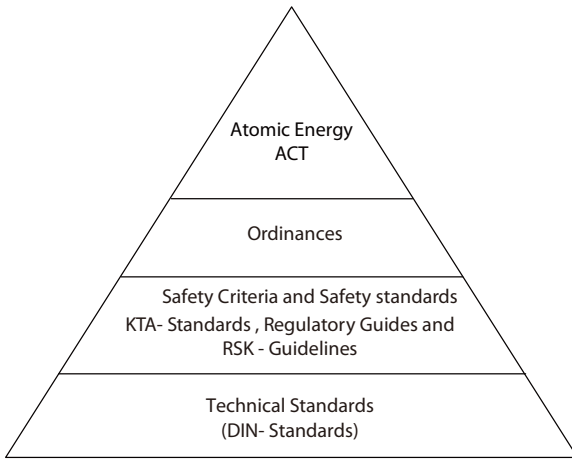
KTA는 독일 원자력계(Community) 즉 제작자, 발전회사, 원자력 인허가 및 감독기관, 안전검토 조직 및 기타 원자력 관련 그룹에서 각각 10명씩 대표를 파견하여 50명으로 구성된 위원회이다. KTA는 모든 원자력설비, 특히 원자력 발전소의 안전표준을 제정하는 기관이다. 이같은 안전표준은 상기 5개 그룹의 공통의견을 반영하여 합의(Consensus)를 도출한 결과물이다. KTA 원자력 안전표준은 원자력 발전소의 인허가, 건설 및 운전기간에 습득한 실질적 경험을 기초해서 지속적으로 갱신(Update)되고 있다.

상기 5개 그룹의 대표들이 작성한 초안은 3개월 동안 국민(Public)의 의견(Comments) 청취 기간을 갖는다. 이후 독일연방의 환경, 자연보호 및 원자력

안전부에서 최종 표준을 공표하면 효력이 발생된다. 일단 발행된 원자력안전표준은 최대 5년이 지난 후, 그것이 아직도 현재의 관례로 볼 수 있는가 또는 그것을 개정해야 하는가에 대한 검토가 이루어진다.

그림 3에서 보는 바와 같이 독일의 원자력 안전 표준인 KTA-Standards는 독일의 산업표준인 DIN Standards에 기초해서 원자력 에너지법 및 시행령의 규정을 충족시키는 도구임을 알 수 있다.

KTA의 주 업무는 원자력기술 영역의 주제별로 원자력 안전표준을 발행하는 일이다. KTA 표준은 제작자와 원자력발전소 운영자 등이 파견한 전문가, 그리고 정부기관 전문가 및 관련 공무원 회의에서 합의(Consensus)를 도출하여, 실무 적용의 의지가 명확해질 때 발행한다. KTA 표준은 독일 정부기관이 발행



[그림 3] 독일의 원자력 규제 및 표준 시스템

하므로 그것이 연방 규제이자 법적 기능을 수행한다.

앞서 언급한 바와 같이 여기서는 KTA 원자력 안전 표준, 그 가운데 원전의 압력 및 활성화 유지기기의 설계 요건 및 재료에 초점을 맞추어 기술한다. 이를 위해서 먼저 KTA 원자력 안전표준의 구성을 개괄적으로 분류한 것이 표 1이다.

KTA의 목적은 일반산업의 표준에서 방사성 활성화도 물질을 다루는 환경에 적합하도록 더욱 엄격한 원자력발전소의 설계규정을 만드는 것이다. KTA 표준은 독일 국가표준인 DIN에 기초하고 ASME Code와 같은 독자(Stand-alone) 표준은 아니다.

독일은 미국과 달리 가장 최신의 원자력안전표준을 기존의 원자력발전소의 운전 및 보수작업에 적용해야 한다. 반면 미국에서 플랜트의 보수는 일반적으로 플랜트 건설단계에서 적용되었던 ASME Code Edition을 적용하는 것을 원칙으로 한다. 그러므로 매 3년마다 ASME Codes의 개정(Revision)은 기존 원자력발전소의 보수작업에 직접적인 영향을 미치지 않는다.

라. KTA 원자력 기기 및 배관 표준

고온 고압 장치산업의 핵심은 압력기기와 배관의 안전성이다. 원자력발전소의 압력시스템은 고온 고압에 더하여 가장 위험하고 취급하기 어려운 방사성물

[표 3] KTA 원자력 안전표준의 구성

KTA 분류번호	목적과 범위에 준한 분류
1200	Manual for operating, Testing and Emergency
1300	Radiation protection of NPP personnel for design & operation.
1400	Q.A, Integrated Management System, Aging, Documentation
1500	Monitoring, Surveillance & Measuring
2100	Protection for Fire and Explosion.
2200	Seismic Design and Flood Protection
2500	Water Proofing and Fuel Assembly Storage Pools
3100	Reactor core Design & shutdown
3200	Nuclear Components & Piping
3300	Residual & Heat Removal System
3400	Nuclear Reactor Containment
3500	Monitoring, Measuring, Type & System Testing
3600	Storage and Handling of Radioactive Substances
3700	Emergency Power Facilities and Nuclear Electrical
3900	Communication, Lifting Equipment

질이 발생하는 특성을 갖고 있다. 따라서 그에 대한 안전성 확보는 아무리 강조해도 지나침이 없을 것이다. 압력기기 및 배관에 대한 표준은 미국기계학회(ASME)가 1914년에 발행한 114쪽의 오늘날 Section I에 해당하는 Boiler Code가 세계 최초의 민간단체 표준이다. 이것이 진화하여 100년이 지난 지금은 14,000쪽이 넘는 미국기계학회의 보일러 및 압력용기 코드(Boiler & Pressure Vessel Code; BPVC)이고, 100여 개 국가에서 이 코드의 일부 또는 전부를 국가표준 또는 민간의 대표 표준으로 채택하고 있다.

그 중에 1963년에 발간한 ASME Section III Nuclear Components Code는 우리나라를 비롯해서 원자력발전소를 소유한 국가의 기초 표준으로 채택된 형태이다. 프랑스의 RCCM, 우리나라의 KEPIC-MN, 일본 JSME Nuclear Code, 독일의 KTA 3200 Nuclear Components & Piping, 3400 Nuclear

Reactor Containments는 모두 초창기에 미국의 코드를 준용하다가 자국의 원자력발전소 건설과 운전에서 얻은 경험을 토대로 국산화한 각국의 원자력 표준이다. 러시아 표준전문가들과의 대화에서 얻은 판단으로는 그들도 원전기기의 표준은 ASME의 원자력 표준을 우리와 같이 번역한 수준일 것으로 추측된다.

KTA가 발행한 원자력발전소의 압력 및 활성화도 유

지 기기에 대한 표준은 3200과 3400으로 분류한다. 표 2에 이를 정리하였다. KTA는 원전의 건설과 운전 에 대한 요건을 단일화한 것으로 보인다. 이는 ASME가 원전건설 (Section III)과 원전운전(Section XI)으로 구분하는 것과 대조적이다.

KTA 3200 및 3400 원자력 기기 및 배관 표준에 대한 상세 제목은 'KTA 압력 및 활성화도 유지기기의

[표 2] KTA 압력 및 활성화도 유지기기의 표준

KTA 분류번호	제 목
3201	Components of the Reactor Coolant Pressure Boundary of Light Water Reactor (경수로용 1차 계통 기기) Part 1 : Material and Product Forms (재료 및 제품 형상) Part 2 : Design and Analysis (설계 및 해석) Part 3 : Manufacture (제작) Part 4 : In service Inspection and Operational Monitoring(사용 중 검사 및 운전 관찰)
3203	Surveillance of the irradiation Behavior of Reactor Pressure vessel Material of LWR Facilities (경수로 설비 원자로압력용기 재료의 조사거동 감시)
3204	Reactor Pressure vessel internals (원자로 압력용기 내부 구조)
3205	Component Support Structures with Non- integral Connections(비 일체형 연결 기기의 지지 구조 Part 1 : ~ for Components of the RCPB of LWR (경수로용 원자로냉각재압력 경계의 기기용 Part 2 : ~ for Pressure and Activity Retaining Components in systems outside the Primary Circuit (2차 계통의 압력 및 활성화도 유지 기기용) Part 3 : Series - Production Standard Supports (제품의 표준 지지물)
3206	Verification Analysis for Rupture Preclusion for Pressure Retaining Components in NPP (원전 압력유지 기기의 파괴방지에 대한 입증 분석)
3211	Pressure and Activity Retaining Components of systems outside the Primary circuit (2차 계통의 압력 및 활성화도 유지기기) Part 1 : Materials Part 2 : Design and Analysis Part 3 : Manufacture Part 4 : In service Inspections and Operational Monitoring
3401	Steel Containment Vessel (강제 격납용기) Part 1 : Materials Part 2 : Design and Analysis Part 3 : Manufacture Part 4 : In service Inspections
3402	Airlocks on the Reactor Containment of NPP -Personnel (원전 직원의 원자로 격납 용기에 대한 공기 잠금)
3403	Cable penetration through Reactor Containment vessel (원자로 격납용기의 케이블 관통부)
3404	Isolation of Operating System Pipes penetrating the Containment Vessel in the case of Release of Ra- dioactive Substances into the Containment Vessel of NPP (원전 격납 용기의 방사성 물질 누설 시 격납용기 관통 파이프의 운전 시스템에서의 격리)
3405	Leakage test of Containment Vessel (격납용기의 누설 테스트)
3407	Pipe penetrations through the Reactor Containment (원자로 격납의 파이프 관통부)
3409	Airlocks on the Reactor Containment of NPP- Equipment Airlock (원전 장비의 원자로 격납에 대한 공기 잠금)



[표 3] ASME 강제 원자력기기와 KTA의 강제 원자력기기표준

ASME Code Section III Division 1, Nuclear Steel Component Nuclear Safety Standards	KTA
Subsection NCA-General Requirement for Div 1 and Div 2	-
Subsection NB-Class 1 Component	3201 Components of the Reactor coolant Pressure Boundary of Light Water Reactor
Subsection NC-Class 2 component	3211 Pressure and Activity Retaining Component of System outside the primary circuit
Subsection ND-Class 3 component	
Subsection NE-Class MC component	3401 Steel Containment Vessel
Subsection NF-Support	3205 Components Support Structures with Non-integral Connections
Subsection NG-Core Support Structures	3204 Reactor Pressure Vessel Internals
Subsection NH-Class 1 Component in Elevated Temperature Services	-

표준이다.

KTA 3201은 원자로냉각재 계통을 구성하고 있는 기기의 건설(Part 1~3)과 운전(Part 4)에 대한 요건을 규정한 것이다. 건설에 관한 것은 ASME Code Subsection NB Class 1 Components의 독일 판이고, 운전에 관한 것은 ASME Code Section XI 클래스 1 기기에 관한 독일 판으로 보인다. KTA 3204는 원자로 압력용기의 내부 구조에 대한 요건으로 ASME Code NG 노심 지지 구조의 독일 판 표준으로 해석할 수 있다. KTA 3205는 기기 지지 구조에 대한 요건으로 ASME Code Subsection NF에 대응되는 것으로 판단된다.

KTA 3211은 원자로냉각재 시스템을 제외한 계통의 압력 및 활성도 유지기기에 대한 요건으로 주로 ASME Code Subsection NC Class 2 Components와 Subsection ND Class 3 Components를 통합한 것으로 건설은 Part 1, 2 및 3, 그리고 운전은 Part 4에서 각각 규정하고 있다.

KTA 3401은 강제 격납용기 요건으로 ASME Code Subsection NE Class MC Component의 독일 판 코드로 이해해도 무리가 없다. 이상의 것을 ASME Code Section III, Division 1 Steel Compo-

nents에 준해서 대응(Corresponded)되는 KTA 원자력 안전 표준을 비교하여 정리한 것이 표 3이다.

마. KTA 압력 및 활성도 유지기기의 설계요건

KTA 압력 및 활성도 유지 기기 및 배관의 설계 및 해석 요건(Part 2 of 3201, 3211, and 3401)에 대한 기본 골격은 ASME Code의 관련 요건과 대응되게 유지되 독일 원전산업계가 건설 및 운전에서 경험한 것을 반영한 것이라고 소개하고 있다. 그러므로 KTA 설계표준은 ASME Code와 양립(Compatible)하나, 경수로의 특정 시스템으로 제한하였다고 볼 수 있다.

KTA 설계표준은 10~20명으로 구성된 작업반(Working Group)에서 초안이 작성된다. 이들 작업반의 구성은 KTA 직원 1명과 <BMU(환경, 자연보호 및 원자력안전부)>의 대표, 원자력 발전소 엔지니어, 검사자, 제작자, 연구기관 및 원자로 안전 연구원의 대표 등 원자력 발전에 관련된 다양한 기관의 이해당사자들로 구성된다. 작업반은 해당 표준을 검토해서 그 내용이 최신의 기술인지 아니면 개정 또는 추가 여부를 검토한다. 이 작업반에서 작성된 개정 표준은 KTA 기계설계 소위원회에서 검토 및 승인된다. 이 소위원회에서 승인된 안전표준은 독일 연방정부인

BMU가 발행한다.

현재 사용되고 있는 KTA 3201.2 1차 계통 기기의 설계요건은 1992년 판이고, 3211.2 2차 계통 기기의 설계요건은 1996년 판이다. 이 표준은 개정이 되지 않고 있는데, 그 사유는 신규 건설이 없었고, 설계 표준 변경은 운전 중인 발전소의 보수나 교체에도 적용을 해야 하기 때문이다.

예를 들면 KTA 3211.2는 경수로용 원자력발전소의 원자로 냉각재 계통(Reactor Coolant System)이 아닌 압력 및 활성화도 유지 기기 및 배관의 설계요건으로 제한하고 있다. 여기서 활성화도 유지기기라 함은 방사성 유체 및 증기를 담고 있는 배관계통 및 기기를 말한다. 반대로 ASME Code는 원자력발전소의 특정 시스템이나 타입에 제한을 두지 않는다. ASME Code는 고온 원자로와 같은 차세대 원자력발전소의 설계에도 적용할 수 있다.

KTA 표준은 발전소의 특정 시스템에 적용할 목적으로 발생되며, 재료 또는 사용 중 검사와 같은 특정 주제에 대한 요건 및 규제를 포함하고 있다. 본고에서는 대표적으로 1차 계통(Primary System-KTA 3201)을 제외한 계통의 압력 및 활성화도 유지기기의 표준에 대해서 설명한다. 구체적인 사례로 KTA

3211.1(Part 1)은 재료, 3211.2(Part 2)는 설계 및 해석, 3211.3(Part 3)은 제작, 그리고 3211.4(Part 4)는 사용 중 검사 및 운전 모니터링에 대한 규정이다. 그러나 모든 KTA 표준이 이런 방법으로 분류되는 것은 아니다. ASME Section III, Division 1 Steel Components와 이에 대응되는 KTA 원자력안전표준의 설계요건을 도표화 한 것이 표 4 ASME Section III Div. 1에 대응되는 KTA 설계표준이다.

(1) 압력 설계

압력 기기 및 배관의 벽두께 결정에 적용하는 이론은 그림 4 강도이론의 2차적 표현과 같다. 원자력발전소가 등장하기 전에는 주로 최대주응력설(Maximum Stress Theory)이 적용되었다. 1960년대부터 용접 및 비파괴검사 기술의 비약적 발전과 철판 두께가 200mm 정도의 원자로 압력용기와 같은 압력기기가 등장하면서 3차원 해석에 기초한 최대전단응력설(Tresca or Maximum Shear Stress Theory)이 ASME Code Section III Nuclear Components 설계요건에 채택되면서 해석에 의한 설계(Design By Analysis; DBA)로 명명되고, 그 전의 것을 공식에 의한 설계(Design By Formula; DBF)라고 부르게 되었

[표 4] 강제 원전기기 설계요건의 ASME Codes와 KTA Standards 비교

ASME Section III, Division 1 Subsection;	Corresponded KTA standards
NB Class 1 Components	KTA 3201, 및 KTA 3211.2
NC Class 2 Components	KTA 3211.2
ND Class 3 Components	KTA 3211.2
NE Class MC Components	KTA 3401.2
NF Support	<ul style="list-style-type: none"> • Primary system: <ul style="list-style-type: none"> - KTA 3201.2 Sections 5.3.6 and 8.5 for integral areas of Component support structures - KTA 3205.1 for non-integral Areas • Other than primary system: <ul style="list-style-type: none"> - KTA 3211.2 Sections 5.3.6 and 8.6 for integral areas of Component support structures - KTA 3205.2 for non-integral areas
NG Core Support Structures	KTA 3204



다. 원자로냉각재를 구성하는 압력기기는 모두 DBA를 준용하여 설계하고 있다. 그런데 이번 연구에서 발견된 흥미로운 사실은 미국기계학회는 아직 최대변형에너지설(Mises or Maximum Distortion Energy Theory)을 원자력기기에 적용하지 않고 있는 반면, 독일은 최대변형에너지설을 KTA Standards에 적용하고 있다는 것이다. 이에 따라 이 분야에 대한 보다 많은 연구가 이루어져야 할 것으로 보인다.

(2) 해석에 의한 설계

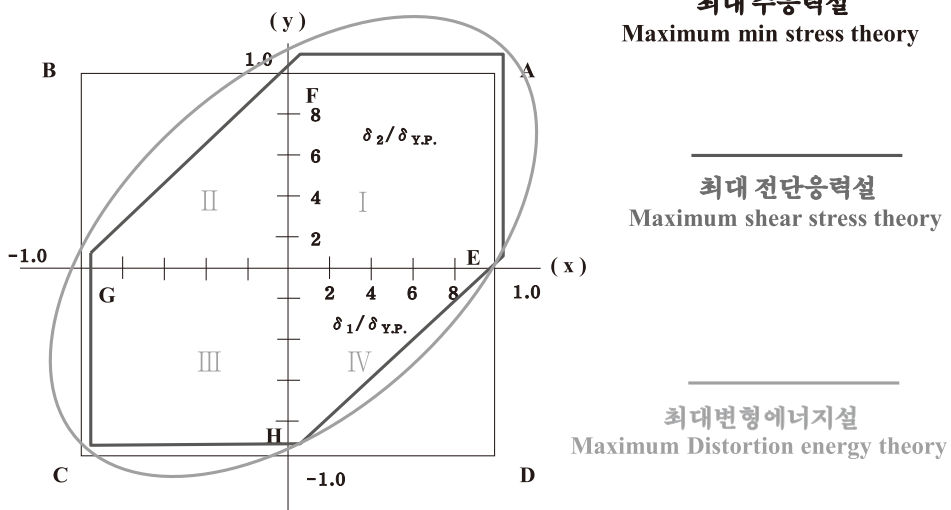
해석에 의한 설계 공식은 클래스 1 기기는 NB-3200에서 규정하고 있다. NC-3200은 클래스 2의 압력용기 설계요건이다. 이들은 ASME Section VIII, Division 2 압력용기 DBA 요건과 중복된다. 클래스 3 기기에는 DBA 요건이 존재하지 않고 DBF 요건이 규정되어 있다.

ASME Code DBA 요건 기준은 NCA-2140 Design Basis에 기술되어 있다. 여기서는 설계 시에 고려해야 될 운전 플랜트의 설계, 운전 및 테스트 하중에 대해 언급한다. 원자력 발전소의 운전은 다음과 같이 4단계로 정의하고 있다.

- 레벨 A(정상) : 정상운전
- 레벨 B(업셋) : 설계 및 사용은 정상운전 조건을 충족했으나 손상이 없어 보수가 필요하지 않은 상태
- 레벨 C(비상) : 대형 변형 및 구조 불연속인 상태로 보수해서 사용할 수 있는지를 검사해서 판단하는 상태
- 레벨 D(사고); 총체적 변형이 일어나서 사용할 수 없는 상태

이들 4가지 단계를 각각 플랜트 및 시스템 운전조건에 준해서 정상, 업셋, 비상 및 사고로 가정하여, 설계, 운전 및 테스트 하중에 대한 건전성을 입증하는 것이 해석에 의한 설계로 이해할 수 있다. 이 해석에 적용되는 파괴 모드는 대부분 다음과 같이 가정한다.

- 과도 탄성 변형(Excessive Elastic Deformation)
- 과도 소성 변형(Excessive Plastic Deformation)
- 취성 파괴(Brittle fracture)
- 응력 파괴/크립 변형(Stress Rupture/Creep Deformation)
- 소성 불안정-증가 붕괴(Plastic Instability-Incremental Collapse)



[그림 4] 강도 이론의 2차원적 표현

- 고 변형-저 사이클 피로(High Strain-Low Cycle Fatigue)
- 응력 부식(Stress Corrosion)
- 부식 피로(Corrosion Fatigue)

(3) 공식에 의한 설계

ASME Code 기기의 특정해석에 대한 설계요건은 Subsection NB, NC 및 ND 3300~3600에서 규정하고 있다. 이 가운데 Subsection NC는 예외로, 이에는 NC-3300의 요건에 추가하여 클래스 2 기기의 용기에 대한 NC-3200 대체 설계요건을 규정하고 있다. ASME와 KTA의 원전기기표준에서 공식에 의한 설계(DBA)는 아래와 같이 대응되는 것으로 이해된다. NX는 NB, NC 및 ND를 묶어서 표현한 것이다.

- 용기 → ASME NX-3300 - KTA Sec. 8.2
- 펌프 → ASME NX-3400 - KTA Sec. 8.3
- 밸브 → ASME NX-3500 - KTA Sec. 8.4
- 배관 → ASME NX-3600 - KTA Sec. 8.5

바. 재료

ASME Section II는 Part A-철강재료(Ferrous Materials), Part B-비철재료(Non-Ferrous Materials), Part C-용접재료(Welding Materials), Part D-재료특성(Material Properties)로 구성되어 있으며, Part D에 설계 해석에 필요한 재료 특성에 대한 모든 정보가 수록되어 있다. 만일 원하는 재료가 Section II에 수록되어 있지 않다면, 그 재료는 사용할 수 없다. 그러나 재료특성에 대한 자료가 충분히 구비되어 있으면, 그 재료를 Code Case로 적용하기 위해서, ASME에 제출해서 승인을 받으면 사용할 수 있다.

KTA는 Section II에 비교되는 재료를 규정하는 Section이 규정되어 있지 않다.

모든 KTA 표준에 이와 같은 규제에 대한 정보는 없다. KTA 3211.2의 경우 허용된 재료는 KTA 3211.1에서 나열하고 있다. 응력강도 S 및 Sm은 KTA

3211.1의 부록 A의 재료 특성에 기초해서, KTA 3211.2의 Table 6.6-1에 준해서 계산한다. S 및 Sm을 계산하는 기준은 ASME Section II, Part D의 Table 1-100(Table 1A 및 1B의 허용응력 값 설정을 위한 기준)과 Table 2-100(a) [Table 2A 및 2B의 허용응력 값 설정을 위한 기준]과 각각 거의 일치한다.

압력설계의 경우 KTA 3211.2는 응력강도 결정을 위한 추가 요건이고, 그것은 원자력발전소가 아닌 것의 독일 설계 표준에 근거하고 있다. KTA의 경우 허용응력은 실온 및 온도 상승별로 재료의 항복 및 인장 강도에 근거한다. 항복강도(Yield Strength)는 하중 제거 후 0.2%의 소성변형에 대한 응력 값으로 정의되며, 오스테나이트 재료(기준은 KTA 3211.2 Table 6.6.1 참조)의 경우, 하중 제거 후 1.0%의 소성변형으로 된 값으로 정의된다.

KTA는 설계온도를 400℃로 제한한다. 반면에 ASME의 온도한계는 Section II에 나열된 허용응력과 재료특성에서 온도범위를 규정하고 있다. 대체로 이 범위가 400℃ 정도이나, 이보다 높은 온도에서 사용되어야 할 재료도 규정하고 있다. 허용응력 값 S 및 Sm의 설정에 대한 모든 기준은 ASME Section II, Part D의 Table 1-100과 Table 2-100(a)에 각각 규정되어 있다.

KTA와 ASME의 안전계수는 클래스 2 및 3에서 다르게 규정한다. 즉 KTA의 허용응력(Allowable Stress; S) 값은 인장강도에 ÷4를, ASME에서는 ÷3.5를 적용한다. 클래스 2 및 3 기기의 경우 인장강도에 대한 안전계수는 ASME에 비해서 인장강도는 14%, 항복강도는 7% 정도 높다고 볼 수 있다.

이들에 대한 내용을 도표화 한 것이 표 5이다.

클래스 1의 경우 독일도 미국의 표준을 그대로 준용하는 것으로 보인다. 원자로냉각재계통 즉 클래스 1 기기의 안전계수는 ASME나 KTA 모두 3으로 같다. 이에 대한 비교를 한 것이 표 6이다.

참고로 응력강도 (Stress Intensity; Sm)는 최대전단응력설(Tresca Theory)을 적용하는 원자로냉각재



[표 5] DBF 설계 요건의 안전계수에 대한 ASME와 KTA의 비교

Criteria for Allowable Stress	ASME Code	KTA 3211.2		Comparison ASME/KTA
		Ferritic	austenitic	
Tensile Strength at RT	$S_T/3.5$	$R_{mRT}/4.0$	$R_{mRT}/4.0$	1.14
Tensile Strength above RT	$1.1S_T R_T/3.5$	-	-	-
Yield Strength at RT	$2/3 S_Y$	$R_{p0.2RT}/1.6$	$R_{p0.2RT}/1.6$	1.07
Yield Strength above RT	$2/3 S_Y R_Y$ Or $0.9 S_Y R_Y$	$R_{p0.2RT}/1.6$	$R_{p0.2RT}/1.6$ Or $R_{p0.2RT}/1.5$	1.07(ferritic)
Stress Rupture	$F_{avg} S_{R avg}$	-	-	-
	$S_{R min}$	-	-	-
Creep Rate	1.0Sc	-	-	-

계통(RCS) 등의 기기 및 배관설계에 적용되는 이론에 적용하는 값이고, 반면에 허용응력 S는 일반(Non-Nuclear) 기기 및 배관설계에 적용하는 최대주응력설에 적용하는 값이다. 그림 5는 ASME Code에 적용된 응력강도 S_m 값과 허용응력 S 값을 결정하는데 있어서 안전계수의 적용 변천과정을 보여주는 도표이다.

2. 종합

지금까지 ASME의 원자력 기기 및 배관에 대한 설계 표준과 독일의 KTA 원자력 기기 및 배관에 대한 설계 표준을 중심으로 차이점을 살펴보았다. 이를 종합해서 정리하면 다음과 같다.

1) 원자로냉각재계통을 구성하고 있는 클래스 1 기기에 대한 재료 및 설계 요건에서 ASME와 KTA 표준에는 차이가 없다.

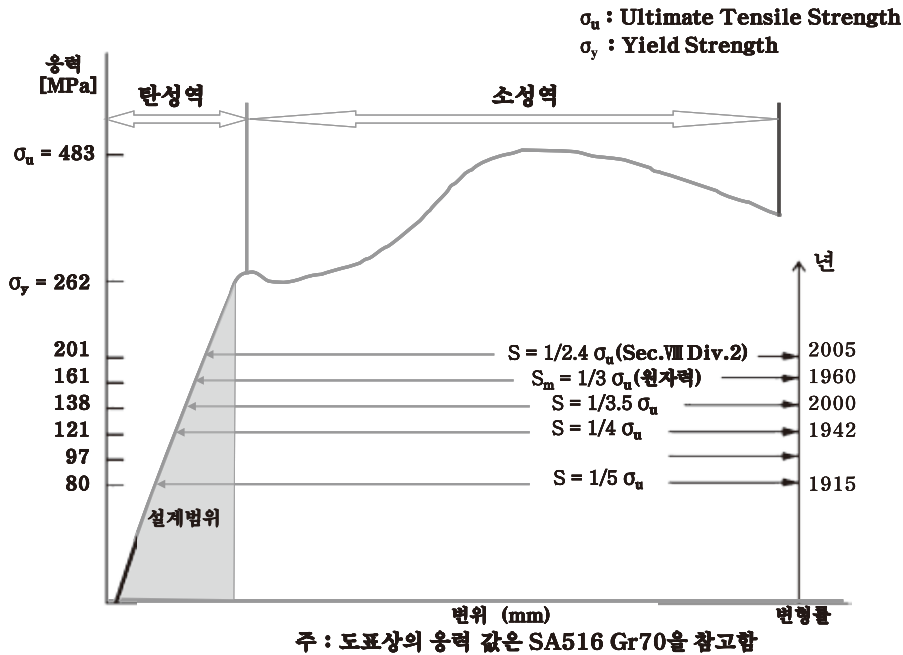
2) 원자로냉각재계통이 아닌 것의 압력 및 활성화도 유지 기기에 적용하는 재료 및 설계 요건에는 약간의 차이가 있으나, 그것이 원전기기의 안전성이나 경제성에 영향을 미치는 요소는 별로 없을 것으로 보인다.

3) ASME Code는 품질, 재료, 설계, 제작, 검사, 테스트, 설치 및 운전에 대한 모든 요건을 갖춘 독립(Stand-alone)표준이나 KTA는 DIN의 재료, 설계, 제작, 검사, 테스트의 요건을 바탕으로 한 종속 표준이다. 참고로 KEPIC-MN, 프랑스의 RCCM은 독립표준이고, 일본의 원전표준은 독일과 같이 종속표준이다.

4) ASME Code는 민간단체가 발행하고 미국 규제기관의 Regulation에서 안전표준으로 채택하는 규제와 표준이 분리된 형태이나, KTA 원자력 안전표준은 독일 연방정부의 원자력안전표준위원회(KTA)에서 발행하므로 규제와 표준이 한 틀에 속해 있는 형태이다.

[표 6] DBA 설계요건의 안전계수에 대한 ASME와 KTA 3201.2의 비교

Criteria for Stress Intensity	ASME Code	KTA 3201.2		Comparison ASME/KTA
		Ferritic	austenitic	
Tensile Strength at RT	$S_T/3.0$	$R_{mRT}/3.0$	$R_{mRT}/3.0$	1.00
Tensile Strength above RT	$1.1S_T R_T/3.0$	$R_{mRT}/2.7$	$R_{mRT}/2.7$	0.99
Yield Strength at RT	$2/3 S_Y$	-	$R_{p0.2RT}/1.5$	1.00
Yield Strength above RT	$2/3 S_Y R_Y$ Or $0.9 S_Y R_Y$	$R_{p0.2RT}/1.5$	$R_{p0.2RT}/1.1$ Or $R_{p0.2RT}/1.5$	1.00(ferritic)



[그림 5] 강도 이론의 2차원적 표현

- 5) ASME Code는 원자력 발전소의 모든 형식에 적용할 수 있는 표준을 갖추고 있으나, KTA 원자력안전표준은 400℃로 온도를 제한하는 경수로의 설계에 초점을 맞추었다.
- 6) 미국은 운전중인 원전의 기기 보수 및 교체는 건설당시에 적용하였던 Code Edition을 적용하나, 독일은 KTA 원자력안전표준이 개정될 경우 운전중인 원전기기의 보수 및 교체에도 이를 적용해야 한다.
- 7) KTA는 ASME에서 아직 채택하지 않는 최대변형에너지설인 Mises 이론을 원전기기의 일부에 적용하고 있다.

이상을 종합하면 독일, 프랑스 및 일본의 원자력 발전기술이 미국과 대등하다고 하여도, 그것을 실행하는 도구인 규제와 표준은 미국의 한계를 넘지 못하고, 항시 그것에 대비하여 설명하고 있다. 그러나 독일은 자신들의 경험을 바탕으로 꾸준히 개선을 진행함으로써 동등(Identification) 단계에서 수정(Modification) 단계에 이미 진입한 것으로 판단된다. 아직 동등 단계에서 머물고 있는 KEPIC이 수정 단계로 진입하는 시점에서 본고가 그 방향성을 정하는데 참고가 되었기를 기대한다. KEA

참고 문헌

- 1) Dr. Daniel Hofer 외 3명, "Comparison of German KTA and ASME Nuclear Design Code for Class 1, 2, 3 Components and Piping (PVP2011-58090)", 2011 ASME PVP Division Conference.
- 2) R. Rao, "Companion Guide to the ASME Boiler & Pressure Vessel Code", Fourth Edition, ASME
- 3) 김 남하, "Pressure Vessel Design", 2010년 KOCEN 원자력 발전 기초과정 교육자료
- 4) 김 남하, "Nuclear Standards among Korea, U.S. and France", 2010, 중국원전 설명자료
- 5) KTA Standards Website