

원자력 발전소 RCB 내 중요배관의 KEPIC 코드에 의한 내진 안전성 설계

A Seismic Stability Design by the KEPIC Code of Main Pipe in Reactor Containment Building of a Nuclear Power Plant

이형복^{1,✉}, 이진규², 강태인²
Hyeong Bok Yi^{1,✉}, Jin Kyu Lee² and Tae In Kang²

1 안동과학대학 자동차에너지계열 (Section of Automobile & Energy, Andong Science College)

2 (주) 삼의공업, 플랜트 설계부 (Dept. of Plant Engineering, SAMY Industrial Co., LTD.)

✉ Corresponding author: yhbok@asc.ac.kr, Tel: 054-851-3592

Manuscript received: 2010.10.12 / Revised: 2010.12.17 / Accepted: 2011.1.6

In piping design of nuclear power plant facilities, the load stress according to self-weight is important for design values in test run(shutdown and starting). But sometimes it needs more studies, such as seismic analysis of an earthquake of power plant area and fatigue life and stress of thermal expansion and anchor displacement in operating run. In this paper, seismic evaluations were performed to nuclear piping system of Shin-Kori NO. 3&4 being built in Pusan lately. Results of seismic analysis are evaluated on basis of KEPIC MN code. The structural integrity on RCB piping system was proved.

Key Words: Reactor Containment Building (원자로 건물), Seismic Analysis (내진해석), In-Containment Refueling Water Storage Tank (원자로건물 내 저장탱크), Operating Basis Earthquake (운전상태지진), Safe Shutdown Earthquake (안전정지지진)

1. 서론

지난해 말 UAE 원전 수주를 계기로 우리나라의 원전산업에 밝은 미래가 예고되었다. 곧바로 원전산업을 국가전략산업으로 키워나가겠다는 대통령의 기자회견을 시작으로, 지식경제부를 비롯한 정부 각 부처에서는 한국형 원전의 완전자립을 위한 연구지원사업 및 인력양성계획을 발표하는 등 다양한 방법으로 원전산업의 미래를 향한 정부 지원 정책들이 발표되었다. 이는 화석연료의 매장량이 얼마 남지 않은 시점에서 가장 가까운 미래의 에너지원으로서 원자력발전에 의지하게 될 것이라는 의미를 제시한다.

미래의 에너지원으로 원전이 대두되고 있긴 하지만 이는 자칫 대형 재난사고로 이어질 수도 있는 위험성을 내포하고 있다. 최근 중국 쓰촨성에서 리히터 규모 7.8의 대지진으로 사망자가 만 명에 달하고 수많은 부상자와 전체 건물의 80%가 붕괴되는 등 사상초유의 재난이 발생하였다. 이러한 상황에서 한국형 원전의 해외수출을 위하여 원전배관계통의 내진설계는 필수적이라고 사료된다.

원자력발전소는 사고시 주변의 인구 및 환경에 미치는 영향의 심각성을 고려하여 가능한 모든 안전조치를 취하여 설계하여 건설되도록 하고 있다. 특히 원자로냉각재 계통의 배관이 그러하며 고도

의 안전성 및 신뢰성을 확보하기 위하여 지진에 대해서도 구조적인 건전성이 입증되어야 한다. 일반적으로 지진하중에 대한 배관시스템의 내진해석에서는 층응답스펙트럼(Floor Response Spectrum Method)에 의한 모드 해석(Modal Analysis) 방법이 이용되고 있다.¹

흔히 원전 구조물은 집중질량 모델로 단순화하여 사용되어 진다. 또한 감쇠값의 모델링은 해석 결과에도 민감한 사항이므로 지반 구조물 시스템에 대한 감쇠값의 결정 방법은 콘크리트 철근 등 물성치에 따라 복잡한 과정을 거쳐 추출된다.²

원자력 배관계의 내진해석으로 얻어진 응답의 조합에는 신중한 고려가 필요하다. 즉 배관시스템의 특성, 입력지진의 특성, 계산에 고려하는 모드의 수 등을 감안하여 적절한 응답조합이 이루어져야 한다.³

원자력의 품질 안전 등급은 한전 품질보증시책 원자력발전소의 구조물, 계통 및 기기에 적용하는 품질보증의 수준에 따라 Q(안전성 관련 품목), T(안전영향 품목), R(신뢰도 품목), S(일반 산업 기준 품목) 네 종류로 구분되는데 그 중 Q 등급은 원자력 안전성 관련 구조물 및 기기류 들이다.

따라서 본 연구에서는 최근 건설되는 신고리 3/4 호기의 설계과정에서 품질 안전등급 Q Class 에 해당하는 원자로 건물내의 중요배관의 정적 해석 및 동적 해석을 실시하였다. 또한 해석된 결과를 설계에 반영하여 배관지지대의 위치와 형상 또한 지지대의 종류를 선정하여 최종적으로 배관계의 안전성을 확인하였다. 해석 결과의 안정성 판단은 한국형 원자로 표준규격에서 정하는 코드에 의해 수행되었다.^{8,9}

2. 배관 안정성 평가

2.1 평가 기준

원자력 발전소 배관의 안전성 설계의 검증은 KEPIC(Korea Electric Power Industry Code)코드의 요구사항에 따라 평가한다. 즉 KEPIC-MN 은 허용응력범위를 구하는데 이용되는 규칙을 제공한다. 본 연구에서 해석을 수행한 내진 설계 등급(Seismic Classification I), 품질등급(Quality Class) 인 안전성 배관은 다음과 같은 평가 기준을 제시한다.

2.1.1 열팽창 허용응력 범위

원전코드를 이용하여 계산한 열팽창량에 의하

여 발생하는 최대응력범위 S_E 는 허용 응력범위 S_A 를 초과해서는 안 된다. 이때 S_A 와 S_E 는 다음과 같다.

$$S_A = f(1.25S_c + 0.25S_h) \quad (1)$$

$$S_E = \frac{iM_c}{Z} \leq S_A \quad (2)$$

여기서 Z 는 배관의 단면계수(inch³), i 는 응력강화 계수(SIF, Stress Intensity Factor), S_c 는 운전기간 동안 또는 정지 시 일반적으로 발생 가능한 금속 최저 온도에서의 배관재 기본허용응력, S_h 는 운전기간 동안 또는 정지 시 일반적으로 발생 가능한 금속 최고 온도에서의 배관재 기본허용응력, f 는 발전소 수명기간 동안 예측되는 전체온도 사이클수의 영향에 따른 응력범위 감소계수이다.

또한 M_c 는 모멘트의 합으로 다음과 같은 식으로 표현된다.

$$M_c = \sqrt{(M_x^2 + M_y^2 + M_z^2)} \quad (3)$$

여기서 M_x, M_y, M_z 는 열팽창과 고정점 이동에 의하여 발생하는 각 직교 방향의 모멘트이다.

2.1.2 지진을 포함한 일시적 하중

이 조건에 사용될 허용 응력은 $3.0S_h$ 이며 $2.0S_y$ 보다 크지 않다. 적용되는 코드식은 다음과 같다.

$$S_{OL} = B_1 \frac{P_{max} D_o}{2t_n} + B_2 \frac{(M_A + M_B)}{Z} \leq 3.0S_h \quad (4)$$

여기서 B_1, B_2 는 1 차 응력지수, P_{max} 은 절정압력 (psi), D_o 는 배관의 외경 (in), t_n 은 공칭 벽두께 (in),

M_A 는 자중 이외의 다른 지속하중에 의해 단면에 작용하는 모멘트 하중 (in-lbs), M_B 는 일시적 하중에 의하여 단면에 작용하는 모멘트로 지진 상황에 의한다. 또한 S_y 는 하중이 작용하는 온도에서 항복강도 (psi)이다.

3. 배관응력 해석

3.1 해석 모델

원자로 격납건물 내 안전성관련 주요배관 중

하나인 밀립관 시료채취 노즐(Sampling Nozzle on Surge Line)을 해석모델로 삼고 배관응력해석을 수행하였다. Fig. 1 은 한전기술에서 사용되고 있는 PIPSYS 응력 해석 프로그램을 이용하여 3 차원으로 모델링한 해석 모델이다. 이 배관계는 원자로 내의 냉각수가 순환되면서 생기는 온도 변화나 방사능 수치 등을 검출하기 위한 시료를 정기적으로 추출하기 위한 분지관(Branch Pipe)으로 원자로내의 안정성을 분석하기 위한 중요한 배관계(Piping System)이다. 글로브 밸브(Globe Valve)가 3 개로 되어 있고 삼각형으로 보이는 것은 건물벽을 관통하는 /앵커로 구성되어져 있고 파이프는 전체적으로 0.75 인치를 사용하였다.

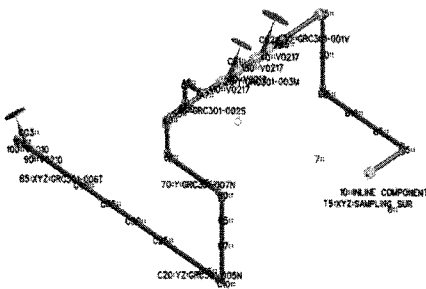


Fig. 1 Analysis model of sampling nozzle on surge line

3.2 경계조건

응력해석을 수행하는데 있어 사용된 배관계 자체에 대한 물성치는 Table 1 에 정리한 내용과 같다.

Table 1 Material data of piping

| PIPING-DATA | |
|---------------|-------------|
| SIZE | 0.75[IN] |
| Sch. | 160 |
| MATERLAL SPEC | ASME SA-312 |
| MATERLAL GR. | TP304 |
| DESIGN TEMP. | 700[*F] |
| O.D | 1.05[IN] |
| Wall THK. | 0.219[IN] |
| INSUL.CLASS | F |
| INSUL.THICK | 2[IN] |
| OPER.TEMP. | 660[*F] |
| OPER.PRESS. | 2360[psi] |

Fig. 1 에서 보이고 있는 배관계 모델링에서 글로브 밸브는 물리적 해석 관점에서 볼 때 무거에

의한 집중하중을 유발하는 요소로서 이 배관계에서 큰 영향을 주고 있다. 이는 응력해석과정에서 적절한 타입의 지지대를 결정하고 해당 지지대의 위치점을 지정해 줌으로써 이 배관계의 구조적 건전성을 확보할 수 있다.

이 배관계의 동적해석에 적용되어진 응답스펙트럼은 Fig. 2 와 3 에서 보여준다. 이 응답 스펙트럼은 원자로 건물을 집중질량 모델로 하고 땅 위에 건물이 세워진 것으로 하여 SAP 프로그램을 이용하여 모델링을 한다. 여기에 한국적 지형의 시간 이력대(Time History)로 추출한 인공지진인 DRS(Design Response Spectrum)로 가진하여 각 층별로 추출한 3 축에 대한 가속도 스펙트럼으로 Fig. 2 는 SSE (Safe Shutdown Earthquake) 응답 스펙트럼이고, Fig. 3 은 IRWST (In-containment Refueling Water Storage Tank) 스펙트럼이다.

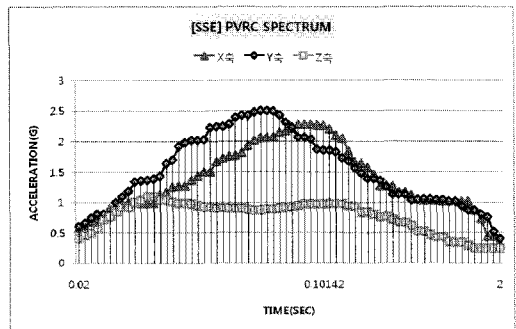


Fig. 2 Response spectrum of SSE

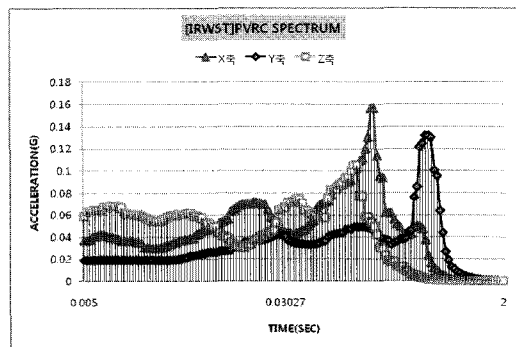


Fig. 3 Response spectrum of IRWST

신고리 1,2 호기까지는 원자로 내 건물의 내진 해석에서 OBE(Operating Basis Earthquake)와 SSE (Safe Shutdown Earthquake)를 적용하였으나 신고리 3,4 호기부터는 OBE 대신 원자로 건물 내 순환되어 재장전되는 냉각수 방출하중에 의한 IRWST

(In-containment Refueling Water Storage Tank)가 적용되었다.

3.3 배관 응력해석

3.3.1 해석 방법

배관응력해석은 발전소의 운전기간 동안 발생 가능한 하중 조건하에서 구조 및 압력에 대한 안전성을 증명함으로써 배관계의 안전한 운전을 보장하기 위함이다. 이 업무는 배관 배치에 따라 배관두께에서의 응력, 배관의 팽창, 기기의 노즐하중과 계통의 고유진동수를 계산하고 이 결과를 KEPIC 코드에 의한 허용치와 비교함으로써 이루어진다.

원자력 발전소 RCB(Reactor Containment Building)내 배관 배치가 결정되고, 하중이 계통에 미치는 영향을 결정하기 위하여 개별적 구조해석 즉 자중과 열팽창에 의한 정적해석, 지진하중에 의한 동적해석(응답스펙트럼)을 수행하였다.

본 연구에서는 전산을 이용한 유한 요소법이 사용되었다. 우선 배관계를 배관해석 프로그램의 크기, 건물형태, 지진응답스펙트럼, 고정점의 위치 등을 고려하여 배관해석이 용이하도록 경계조건을 결정한 배관계를 설정하였다. 이 개체내의 배관계는 절점들을 무질량 탄성 부재로 연결하는 모델링을 함으로서 수학적으로 이상화된다. 절점들은 배관 지지대, 집중하중, 배관 지지대 사이에 위치하며, 자중, 열팽창하중, 지진 관성력 등이 이 절점에 작용하게 된다.

3.3.1.1 정적해석(Static Analysis)

본 연구에서 모델링된 배관계의 평형 방정식은 다음 식과 같다.

$$[K]\{U\} = \{F\} \tag{5}$$

여기서 $[K]$ 는 강성 행렬(Stiffness Matrix), $\{U\}$ 는 절점변위 벡터(Nodal Displacement Vector), $\{F\}$ 는 자중, 열팽창 하중 등에 의한 외력 벡터(External Force Vector)이다.

미지 절점변위는 잘 알려진 가우스 소거법(Gauss Elimination Method)에 의한 위 연립방정식의 해로서 구할 수 있고, 이 절점변위는 강성과 함께 각 부재에 적용하여 부재의 힘을 구할 수 있다. 또한 배관 지지대에서의 절점변위는 배관지지대의 강성 값을 적용하여 배관지지대의 반력(Reaction Force)을 구하는데 사용된다.

3.3.1.2 동적해석(Dynamic Analysis)

연방규제법 10 CFR Part 50 은 안전에 중요한 발전소 구조물, 시스템, 요소, 즉 Regulatory Guide 1.29 에 따라 Seismic Category I 으로 지정된 것들은 그들이 갖고 있는 안전 관련 기능을 수행하는데 필요한 기능의 손상없이 지진의 영향을 견뎌 내도록 설계할 것을 요구하고 있다. 지진이 발생하는 동안 지반의 거동은 구조물에 가속도와 거동을 일으킨다. 이러한 현상은 연쇄적으로 구조물에 부착되어 있는 시스템과 기기에 거동과 가속도를 일으킨다. 구조물의 가속도에 의하여 발생하는 시스템의 관성응력은 일차응력으로 간주되며 코드에서 규정한 다른 하중조건에서 얻은 응력과 조합한다.

다음 식은 배관계의 동적해석에 사용되는 운동방정식이다.

$$[M]\{\ddot{X}\} + [C]\{\dot{X}\} + [K]\{X\} = [P(t)] \tag{6}$$

여기서 $[M]$ 은 질량 행렬(Mass Matrix), $[C]$ 는 감쇠 행렬(Damping Matrix), $[K]$ 는 강성 행렬(Stiffness Matrix), $\{X\}$ 는 절점 변위 벡터, $\{\dot{X}\}$ 는 절점 속도 벡터, $\{\ddot{X}\}$ 는 절점 가속도 벡터, $[P(t)]$ 는 작용 동적하중 벡터이다.

먼저 배관계의 고유치(Eigen Value)와 고유벡터(Eigen Vector 또는 Mode Shape)를 다음 공식에 의해 구하고, 동적해석을 수행하였다.⁸

$$[K] - \omega_n^2 [M] = \{\Phi\}_n = \{0\} \tag{7}$$

$n=1,2,3,4 \dots, N$

여기서 ω_n 은 고유진동수(Natural Frequency)이고 $\{\Phi\}_n$ 은 모드행렬(Mode Shape Matrix)이다.

동적해석은 응답스펙트럼 방법을 이용한다. 이 방법은 배관계의 지진응답을 계산하는데 가장 보편적으로 이용하는 방법으로, 배관계는 다자유도계 동적해석을 통하여 지진에 대하여 설계한다. 동적해석 방법은 KEPIC-MNZ 부록 N 에 기술되어 있고, Regulatory Guide 1.92 에 의해 지배 받는다. 이 방법에서, 배관계에 대한 동하중에 관한 입력은 Fig. 2 와 3 의 응답스펙트럼이다. 일반적인 모드해석이 사용되고, 지진해석에서 선정된 차단주파수(50Hz)까지 모든 주파수가 모두 배관계에 큰 영향을 미치는 것으로 가정한다. 지진에 의해 발생하는 관성계산은 3 차원 지진에 관한 모드를 기초로 하여 해석한다.

전체 배관계에 관한 결과를 얻기 위한 NRC 규제 지침 1.92 에서 요구하는 것처럼 수평 및 수직 응답을 먼저 SRSS(Square Root of the SUM of Squares)로 조합한 후에 각 모드의 응답을 SRSS 또는 수정된 SRSS 를 이용하여 조합한다.

본 연구에서 적용한 SSE(Safe Shutdown Earthquake)의 임계감쇠에 대한 감쇠비율은 2%이며, 크기는 가속도 G 의 배수로 표현하였다.

3.3.2 해석 결과

3.3.2.1 초기설계해석(Preliminary Analysis)

본 배관계에 대한 초기 설계결과를 토대로 과도응력이 발생하는 절점 세군대를 선정하였으며, 지지구조물 개선 설계과정(지지대 타입수정 및 위치 변경 등)을 통해 이를 해결하고자 하였다. 이때, 해석결과에 대한 검토 결과 정적해석에 의한 과도하중보다는 동적해석에 의한 과도하중이 주요 요인임을 확인할 수 있었다. Fig. 4 는 응력해석 후 해당 배관계의 응력조합결과 허용응력에 대한 과도응력비를 나타낸 표이다.

설계기준으로는 0.8~1.0 정도의 응력비를 요구하는데 초기 설계해석에서는 Fig. 4 에서 두 지점에서의 응력비가 1.426, 1.009 로 기준에 부적합한 결과를 보여 주었다.

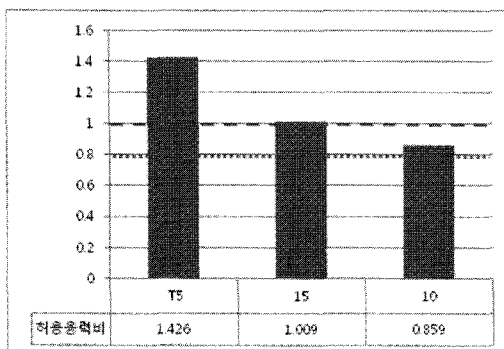


Fig. 4 Allowable stress vs. ratio of transient stress (Result of initial Analysis)

3.3.2.2 개선설계해석(Improvement Analysis)

초기 설계 응력해석결과에 대한 검토결과 동적해석에 의한 과도 응력이 발생함을 1 차 결과분석을 통해 파악하였다.

이에 과도응력에 대한 문제점을 해결하고자 지지구조물을 정적 구조물에서 동적 하중을 지지할 수 있는 구조로 변경 하였다. 우선 배관계의 자중만을 지지하는 스프링 행거(Variable Spring Hager)와

동적하중 즉 내진관성하중 (Seismic Inertia Load) 과 앵커운동(Anchor Movement)을 지지하는 스너버 (Snubber)를 동시에 적용하였다.

Fig. 5 는 본 연구에 사용된 파이프 설계의 최종 디자인이다. 그림에서 ①은 3 차원 파이프 디자인, ②는 스너버, ③은 스프링 지지대의 위치이다.

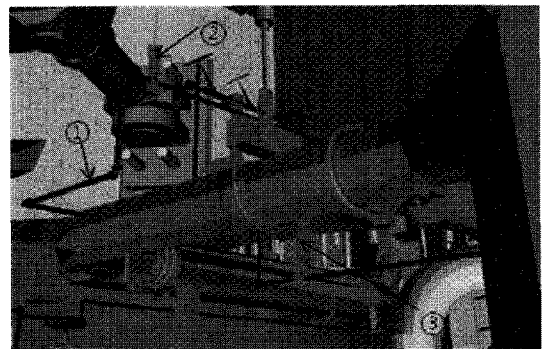


Fig. 5 Final pipe design of sampling nozzle on surge line

초기 설계시 집중하중이 발생하는 절점을 대상으로 지지구조물의 구속방향에 따라 각각의 지지대를 설치하고 이들의 위치를 옮겨가며 해당 배관계에 과도응력이 발생하지 않도록 하는 과정에서 스프링 행거와 스너버의 위치를 다양하게 바꾸어 가면서 해석을 하였다.

개선 설계를 할 때마다 매 번의 결과치를 분석하여 얻은 자료를 바탕으로 실제 지지구조물들의 설치구간을 확보해 가며 지지대의 구속방향을 변경하거나 위치를 옮기는 과정을 통해 점차 개선해 나갔으며, 이에 최종 개선 설계해석의 결과로 초기 설계 시 검토되었던 해당절점에 대한 허용응력에 대한 실제응력비가 Fig. 6 과 같이 0.6 이하로 개선됨을 확인하였다.

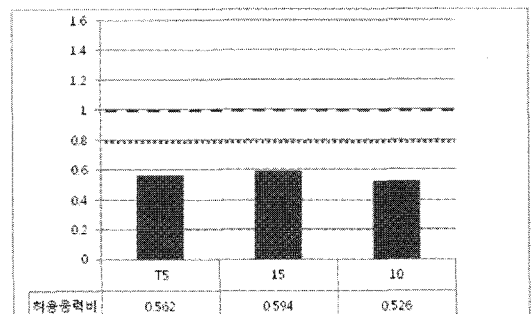


Fig. 6 Allowable stress vs. ratio of transient stress (Result of improvement Analysis)

4. 결론

배관응력해석과 관련하여 동적해석인 내진해석 수행 과정에서 여러 번에 걸친 반복적인 개선 설계과정을 통해 일반적인 강체지지대 외에 스프링 타입의 지지대와 스너버 타입의 지지대를 추가적으로 사용하여 내진성을 만족하도록 설계하였다.

각각의 지지구조물들이 적절한 위치에서 적절한 구속방향을 갖고 배관계의 하중 매커니즘에 적용되어서 운전 중 발생하는 실제하중이 해당 배관계에 고르게 분포하도록 설치해 줌으로써 해당 배관계에 내진에 의한 과도응력발생과 과도한 변위 발생이라는 구조적 문제점을 해결하였다.

이와 같은 응력해석과정을 통하여 내진에 대한 배관계의 구조적 건전성을 확보함으로써 원자력 발전소 내 안전성 관련 배관계에 대한 내진설계를 안정적으로 수행할 수 있었다.

후 기

본 연구는 교육과학기술부의 교육역량강화 사업의 교원 R&D 지원의 연구결과 사업으로 수행되었음.

참고문헌

1. Chopra, A. K., "Dynamic of structures, theory and application to earthquake," Prentice Hall, 1995.
2. ASCE Standard 4-98, "Seismic analysis of safety-related nuclear structure and commentary on standard for seismic analysis of safe-related nuclear structures," 1986.
3. Kim, Y. W., Bae, Y. C. and Lee, Y. S., "Countermeasure on high vibration of branch pipe with pressure pulsation transmitted from main steam header," Trans. of the Korean Society for Noise Vibration Engineering, Vol. 15, No. 8, pp. 988 - 995, 2005.
4. Jhung, M. J. and Choi, Y. H., "Surge line stress due to thermal stratification," Nuclear Engineering and Technology, Vol. 40, No. 3, pp. 239 - 250, 2008.
5. Huh, N. S., Lee, C. H., Kim, Y. J., Seok, C. S. and Pyo, C. R., "Development of a simplified design method for LBB application to nuclear piping," Journal of KIIS, Vol. 14, No. 2, pp. 32-41, 1999.
6. Yu, Y. J. and Kim, Y. J., "Effect of nozzle on LBB evaluation for small diameter nuclear piping," Trans. of KSME A, Vol. 20, No. 6, pp. 1872-1881, 1996.
7. Yun, S. C., Kim, I. Y. and Hwang, I. K., "A review of OBE elimination on evaluation of the code pipe stress and postulation of pipe brake locations," Transmitted of the 17th International Journal Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT), Paper No. K 15-5, 2003.
8. KEPIC 1995 Edition.
9. KEPIC 2000 Edition.
10. U.S. Nuclear Regulatory Commission, "Combining Modal Responses and Spatial Components in Seismic Response Analysis," Regulatory Guide 1.92, 1992.
11. U.S. Nuclear Regulatory Commission, "Quality Group Classifications and Standards for Water, Steam, and Radioactive Waste Containing Components of Nuclear Power Plants," Regulatory Guide 1.26, Revision 3, 1976.
12. U.S. Nuclear Regulatory Commission, "Seismic Design Classification," Regulatory Guide 1.29, 1992.
13. U.S. Nuclear Regulatory Commission, "Design Limits and Loading Combinations for Seismic Category I Fluid System Components," Regulatory Guide 1.48, 1973.
14. KEPIC E&C, "Lesson Plan for Training Personnel in Piping Analysis," 2003.
15. Sargent & Lundy, "User's Manual Integrated Piping Analysis System, PIPSYS," EMD-TP-1, Volume I, 2001.