

<연구논문>

설계초과지진시 CPE를 고려한 밀림관 파단전누설 평가

김승현^{*,†}·김연정^{*}·이한걸^{*}·강선예^{*}

Leak Before Break Evaluation of Surge Line by Considering CPE under Beyond Design Basis Earthquake

Seung Hyun Kim^{*,†}, Youn Jung Kim^{*}, Han-geol Lee^{*} and Sun Yeh Kang^{*}

(Received 19 November 2021, Revised 24 January 2022, Accepted 20 June 2022)

ABSTRACT

Nuclear Power Plants (NPP) should be designed to have sufficient safety margins and to ensure seismic safety against earthquake that may occur during the plant life time. After the 9.12 Gyeongju earthquake accident, the structural integrity of nuclear power plants due to the beyond design basis earthquake is one of key safety issues. Accordingly, it is necessary to conduct structural integrity evaluations for domestic NPPs under beyond design basis earthquake. In this study, the Level 3 LBB (Leak Before Break) evaluation was performed by considering the beyond design basis earthquake for the surge line of a OPR1000 plant of which design basis earthquake was set to be 0.2g. The beyond design basis earthquake corresponding to peak ground acceleration 0.4g at the maximum stress point of the surge line was considered. It was confirmed that the moment behaviors of the hot leg and pressurized surge nozzle were lower than the maximum allowable loading in moment-rotation curve. It was also confirmed that the LBB margin could be secured by comparing the LBB margin through the Level 2 method. It was judged that the margin was secured by reducing the load generated through the compliance of the pipe.

Key Words : Beyond Design Basis Earthquake(설계초과지진), Cracked Pipe Element(균열배관요소), Double Ended Guillotine Break(양단순간파단), Leak Before Break(파단전누설), Surge Line(밀림관)

1. 서 론

원자력발전소는 운전 도중 발생할 수 있는 모든 사고를 가정하여 가장 심각한 사고 하에서도 모든 기기 및 구조물들이 제 기능을 발휘하고 성능을 유지하도록 설계되어야 한다. 지진에 대한 내진 안전은 원자력 발전소에서 매우 중요한 문제이다. 특히 9.12 경주지진 이후 설계초과지진에 대한 원전의 안전성 평가 필요성이 대두되어, 국내의 신규 원전 설계시 설계에 반영할 예정이다.

미국 10 CFR Part 50(Part 50 of Title 10 of the Code of Federal Regulations) Appendix A, GDC-4 (General Design Criterion 4)에서는 원자력배관 설계시 가상배관파단과 이에 따른 동적 효과 대비를 위한 적절한 대비 체계를 요구하고 있다. LBB 설계개념을 적용하기 이전에는 이와 같은 설계기준에 의해서 가정된 사고 중의 하나가 배관의 양단순간파단(DEGB; Double Ended Guillotine Break)이다. DEGB가 발생하면 배관 내부에 있던 고온, 고압의 유체가 순간적으로 다량 분출되어 배관의 주변에 있는 각종 기기 및 부품에 심각한 동적 영향을 미치게 되어 설계하중을 증가시키며, 이로 인해 관련 구조물의 설계가 매우 보수적이며 복잡하게 된다. 그러나 많은 파괴역학적 연구를 통해 DEGB를 설계기준으로 하

† 책임저자, 회원, 한국전력기술(주) 원자로설계개발단

E-mail : shkim87@kepco-enc.com

TEL : (042)820-4571 FAX : (042)863-4862

* 한국전력기술(주) 원자로설계개발단

여 배관을 설계하는 것은 매우 보수적이고 비현실적이라는 것이 입증되었으며, 1980년대 중반부터 배관 설계 시 DEGB 대신 파단전누설(LBB; Leak Before Break) 개념이 새로운 설계기준으로 적용되고 있다. LBB 개념이 원전의 배관 설계에 적용되면 배관파단으로 인한 동적 영향이 고려되지 않아도 되므로 각종 구조물의 설계가 단순해지고 배관 파단에 대비해 설치되었던 배관 파단 구속장치 및 유체 충돌 차단벽 등과 같은 많은 지지구조물이 제거될 수 있다. 따라서 이러한 동적영향을 제거하기 위하여 국내원전의 주요배관에는 LBB 개념이 적용되고 있으며, 이는 SRP 3.6.3⁽¹⁾ 및 NUREG-1061 Vol.3⁽²⁾에 따라 반영되었다. 그러나 설계초과지진이 설계요건에 반영될 경우 지진하중의 크기로 인하여 LBB 요건이 불만족할 수 있다. 이를 해결하기 위하여 NUREG/CR-6765⁽³⁾에 LEVEL 3 방법과 같이 LBB 여유도가 불만족할 시에 균열 거동의 비선형성을 활용한 방법 등을 통해 만족여부를 확인할 수 있다.

본 연구에서는 설계지반가속도 0.2g로 설계된 한국 표준형 원전(OPR1000)의 가압기 밀림관을 대상으로 설계초과지진 하중(0.4g)을 고려한 LBB 평가를 수행하였다. 밀림관의 유한요소모델을 작성하고 최대응력 지점에서의 균열위치(고온관 및 가압기 밀림노즐) 두곳을 선정하여 NUREG/CR-6765⁽³⁾에 제시하고 있는 LEVEL 3 방법을 통해 LBB 평가를 수행하였다. 또한 LEVEL 2 방법과의 비교를 통해 해당 방법의 여유도 확보 여부를 확인하였다.

2. 설계초과지진을 고려한 LBB 평가

2.1 해석 방법 및 모델

설계초과지진을 고려한 원전 배관의 LBB 평가를 수행할 때 SRP 3.6.3⁽¹⁾에 제시된 일반적인 방법을 통해서는 지진하중의 크기로 인하여 불만족할 수 있다. 해당 방법은 NUREG/CR-6765⁽³⁾에 LEVEL 2 방법과 동일하다. LEVEL 2 방법은 다음과 같다.

- 1) 누설균열위치 선정
- 2) 허용 누설률에 해당되는 누설균열길이 계산
- 3) 최대설계하중 조건에서의 파괴역학적 평가

LEVEL 2 방법으로 LBB 요건이 불만족할 시에 LEVEL 3 방법을 통해 만족여부를 확인한다. 표 1과 같이 LEVEL 2 방법과 동일하나 전체 배관의 컴플라

이언스를 고려하여 배관에 존재하는 균열의 비선형성을 고려하는 것에 차이가 있다. 또한 배관계에 발생하는 모든 하중은 정적하중이 아닌 시간의 함수로 고려한다. 또한 비선형 균열 거동의 모사는 균열위치에 다중 스프링, 슬라이더, 분리 요소 및 핀 요소 등을 고려한 방법이 제시되었으며^(4,5), 구현하는데 다소 번거롭고 시간이 많이 소요되는 단점이 있다. 따라서 참고문헌^(6,7)과 같이 CPE(Cracked Pipe Element)를 활용하여 탄성, 소성 및 균열이 고려된 배관의 최대하중 거동을 시뮬레이션 하는데 사용된 바 있다. 이러한 접근방법은 실험을 통해 해당 요소의 유효성이 확인되었다. CPE를 고려한 해석 방법은 다음과 같다.

- 1) 해석을 위한 누설균열길이 선정
- 2) 균열이 고려된 3차원 배관모델을 통해 모멘트-회전 선도 도출
- 3) CPE에 도출된 모멘트-회전 선도를 가압기 밀림관의 누설균열 위치에 입력
- 4) 설계초과지진하중을 고려한 동적해석을 수행

따라서 LEVEL 3 방법을 통해 가압기 밀림관의 LBB 평가를 위하여 균열에 의한 모멘트-회전($M-\phi$)의 관계를 통해 균열의 불안정 성장을 확인하였다. 상용소프트웨어인 ABAQUS⁽⁸⁾에서 지원하고 있는 커넥터요소를 활용하여, 배관의 파손에 의한 균열의

Table 1 Comparison of LEVEL 2, 3 requirements for LBB assessment in NUREG/CR-6765⁽³⁾

LEVEL 2 requirement	LEVEL 3 requirement
Physical dimensions - Pipe diameter - Wall Thickness	Same as LEVEL 2
Thermohydraulic conditions - Temperature - Pressure	Same as LEVEL 2
Material property data - Stress-strain data - J-R curve data - Leakage flaw type (fatigue crack)	Same as LEVEL 2
Specialized computer codes - Leak rate code - Fracture mechanics code	Same as LEVEL 2, except also need a finite element code for dynamic pipe system evaluation
Elastic-plastic fracture mechanics analysis - J-estimation schemes or FEM analyses	Same as LEVEL 2

거동을 Fig. 1과 같이 모사가 가능하다. 이때의 커넥터 요소는 CPE라 하며, 가압기 밀림관에 고려한 균열에 모멘트-회전 선도를 입력하여 배관의 불안정 성장을 평가할 수 있다. Fig. 1과 같이 소성역(Plastic region)을 넘어 파손영역(Damage region)에서는 균열의 불안정 성장이 가능하며, 이는 LBB를 만족하지 못하고 DEGB가 발생할 수 있음을 나타낸다.

국내 원전의 가압기 밀림관을 대상으로 하여 설계초과지진을 고려한 LEVEL 3 방법을 통한 LBB 평가를 수행하였다. Fig. 2와 같이 해석에 필요한 유한요소 모델을 범요소로 구성하였으며, 설계자료에 따라 Rigid strut, Hanger, Snubber를 고려하였다. 본 연구에서의 LBB 평가 범위는 밀림관 배관계 또는 해석 가능한 부분 즉, 앵커지점 사이의 배관 부분이다⁽¹⁾.

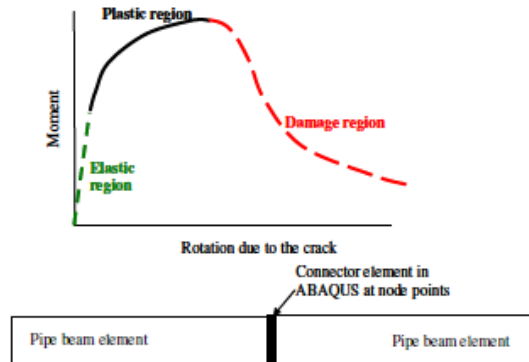


Fig. 1 Schematic of Moment-Rotation(M-φ) Applying Cracked Pipe Element(6)

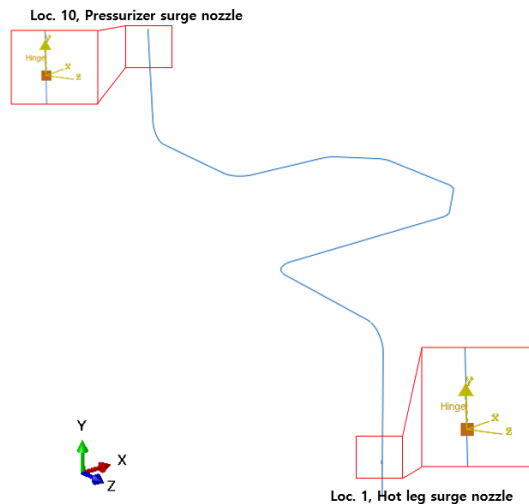


Fig. 2 FE Model and Crack Location of Surge Line

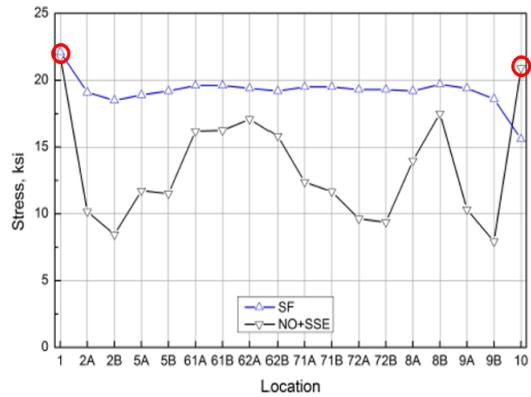


Fig. 3 Stress Distribution of Surge Line

작용하중(힘, 굽힘 모멘트, 비틀림 모멘트)의 타입과 크기, 하중의 원인, 조합하중 등을 고려하여 가장 큰 작용하중을 결정한다. 또한 LBB 개념 적용 배관계통의 각 배관크기에 따라 모재, 용접부, 그리고 안전단에 대해 응력과 물성치가 가장 열악하게 조합된 위치를 결정한다. 이러한 방법으로 가압기 밀림관의 누설균열위치를 ASME NB-3600에 따라 응력계산을 통하여 균열위치를 선정하였다⁽⁹⁾.

가압기 밀림관의 응력계산을 위하여 고려된 하중은 지진하중 이외에 가압기의 고온 냉각재와 고온관 노즐부의 저온 냉각재가 만나 층을 이루는 열성층 현상이 있으며, 이로 인해 밀림관의 처짐에 의한 하중이 발생하고 이러한 열성층(SF; Stratified Flow) 하중은 안전정지지진(SSE; Safe Shutdown Earthquake) 하중과 같이 밀림관 LBB 평가를 위한 주요 인자 중 하나이며, Fig. 3과 같이 정상운전조건(NO; Normal Operation)+SSE와 최대열성층 하중에 의한 응력값을 비교하여 최대 응력값을 보이는 고온관 밀림노즐 (Loc. 1) 및 가압기 밀림노즐(Loc. 10)의 용접부에 Fig. 2와 같이 누설균열이 위치함을 가정하였다.

2.2 누설균열길이 계산

LBB 평가를 위해서는 SRP 3.6.3⁽¹⁾에 제시된 바와 같이 누설감지계통의 민감도에 따라 결정된 최소 감지가능 누설량에 10배(10gpm, 37.85 L/min)의 여유도를 고려하여 누설균열길이를 결정한다. 주어진 하중에서의 균열개구변위를 구하기 위해서는 탄소성 평가방법을 활용하여, 균열길이와 하중에서의 누설률을 EPRI에서 개발된 PICEP⁽¹⁰⁾ 전산코드를 통해 계산하였다.

Table 2 Leakage Crack Size of Surge Line

Locations	DLCS (a) (θ/π)	2 DLCS ($2a$) (θ/π)
Hot leg surge nozzle	0.180	0.360
PZR surge nozzle	0.144	0.288

누설균열길이 평가는 가압기 밀림관의 정상운전 하중이 적용되었으며, 균열형상 변수의 경우 PICEP 전산코드에서 제공되는 값을 사용하였다. 그 결과 감지 가능한 누설 10gpm에 해당되는 고온관 및 가압기 밀림노즐의 감지가 가능한 누설균열길이(DLCS; Detectable Leakage Crack Size)는 표 2와 같으며, 계산된 균열길이의 모멘트-회전 선도를 적용하여 설계 초과지진에서의 밀림관 LBB 평가를 수행하였다.

2.3 설계초과지진 해석

설계초과지진 해석을 위하여 Fig. 4와 같이 PGA(Peak Ground Acceleration) 0.4g에 해당되는 방향별 가속도 시간이력을 밀림관 양 끝단에 적용하여 설계초과지진에 따른 가압기 밀림관의 LBB 평가를 수행하였다. 0.4g의 지진응답을 구하는 방법은 크게 정적 해석법에 의한 방법과 동적 해석법에 의한 방법으로 나눌 수 있으며 대상 시설이 매우 단순한 경우를 제외하고는 동적해석법에 의해 지진응답을 구한다.

동적 지진응답해석 방법으로는 시간이력 해석법을 사용한다. 국내의 원자로냉각재계통의 내진해석 방법은 원자로건물 기초의 가속도 시간이력을 가진력으로 사용하여 모드중첩법을 이용하는 선형시간이력해석을 사용하고 있다. 모드 및 공간 응답의 조합을 위해 핵증기공급계통 구조물, 계통 그리고 기기들은 설계지진의 3개 직각 공간 성분(2개 수평 방향과 1개 수직방향)에 대해서 설계되며, 모드응답과 3방향 공간 성분의 응답에 대한 조합은 Reg. Guide 1.92를 따른다⁽¹¹⁾.

원자로냉각재계통 지진해석의 결과로서 주기기 및 주배관의 최대 하중과 모멘트, 최대 상대변위, 변위시간이력, 가속도 시간이력을 도출하였으며, Figs. 4 및 5와 같이 고온관 및 가압기 밀림노즐에 가해지는 PGA 0.4g의 가속도 시간이력을 고려하여 설계초과지진하중에 대한 밀림관의 LBB 평가를 수행하였다.

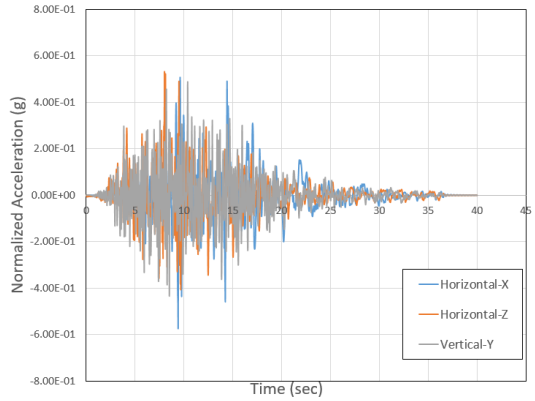


Fig. 4 Acceleration History of Hot Leg Surge Nozzle

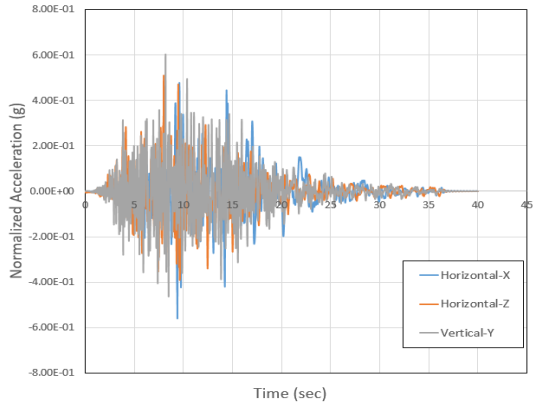


Fig. 5 Acceleration History of PZR Surge Nozzle

2.1절에서 언급한 CPE를 사용한 LBB 평가는 전체 가압기 밀림관의 결정된 누설균열위치에 모멘트-회전 선도를 입력하여 밀림관의 불안정 성장 여부를 평가하는 것이다. 따라서 누설균열크기의 모멘트-회전 선도를 도출할 필요가 있으며, 3차원 배관 유한요소모델을 통해 균열면에 대한 모멘트-회전 선도를 도출하였다.

선도를 도출하는 방법은 누설균열크기를 도출하고 누설균열을 가정한 3차원 배관모델의 탄소성 유한요소해석을 통해 모멘트- J 적분($M-J$), 회전- J 적분($\phi-J$)의 관계를 구하며, 재료의 파괴저항곡선($J-R$)과의 평형관계를 통해 모멘트-회전 선도를 도출할 수 있다. 표 2에 제시된 고온관 및 가압기 밀림노즐의 균열크기 a 와 2배의 균열크기 $2a$ 에 대한 모멘트-회전($M-\phi$) 선도는 Figs. 6 및 7과 같다. 이때 사용된 밀림관의 재료는 SA312 TP347을 사용하였으며, 인장곡선 및 파괴저항곡선을 Figs. 8 및 9에 나타내었다.

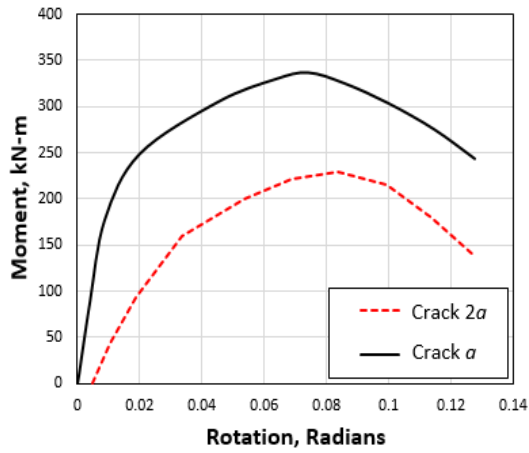


Fig. 6 Moment-Rotation Curve of Hot Leg Surge Nozzle

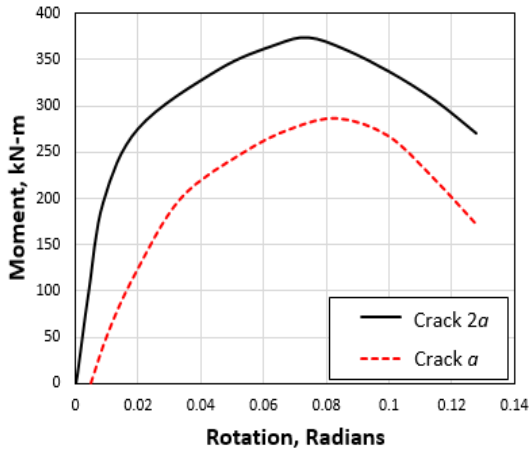


Fig. 7 Moment-Rotation Curve of PZR Surge Nozzle

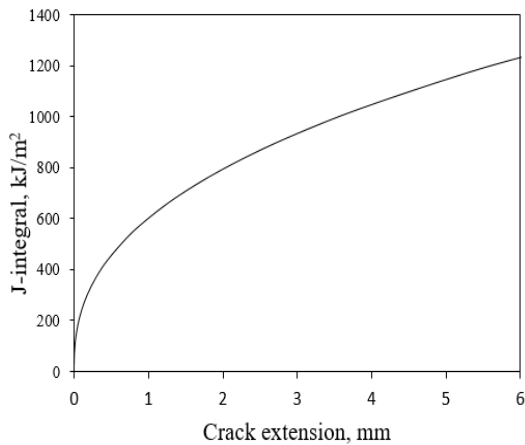


Fig. 8 Tensile Curve of Surge Line

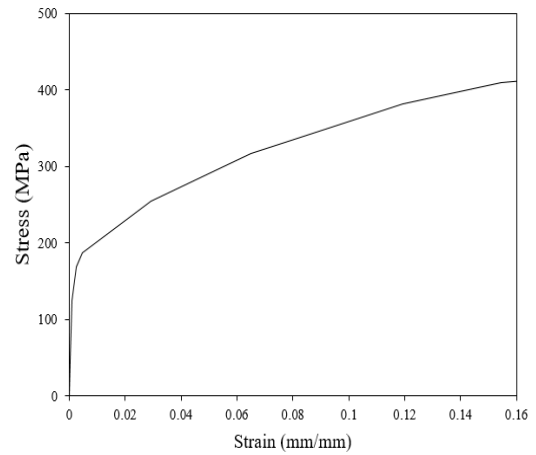


Fig. 9 Fracture Resistance Curve of Surge Line

또한 설계초과지진을 통해 불안정 성장이 발생하여 양단순간파단이 발생하는 것을 확인하기 위하여 0.4g에 해당하는 가속도 시간이력을 배수를 통해 점차적으로 증가시켰다. 본 연구에서 가장 큰 누설균열인 고온관 밀립노즐의 2a 균열(=0.360)을 고려하였으며, 그 외 다른 경계조건은 동일하게 하여 균열의 불안정 성장이 발생하는 설계초과지진하중을 확인하고자 하였다.

3. 해석결과

정상운전 및 열성충하중 조건에서 설계초과지진이 발생하였을 때를 가정하여 균열면에 발생하는 모멘트-회전 응답을 통해 LEVEL 3 LBB 평가를 수행하였다. 이때 불안정 성장 하중 도달 여부를 확인하였으며, 그 결과는 다음과 같다.

Fig. 10은 주어진 지진 가진 상태에서 고온관 밀립노즐의 원주방향 관통 균열(균열크기 a , =0.18)에 대한 동적 모멘트-회전 응답이다. 고온관 밀립노즐의 균열의 거동은 최대허용하중에 미치지 못함을 확인하였다. 평가결과, 최대 모멘트는 약 310 kN-m이며 균열 불안정 성장이 발생하는 최대 허용하중 335 kN-m 보다 작았다. 따라서 균열 손상 즉 균열 불안정 성장이 발생할 수 없는 곡선의 낮은 부분에 위치한다. 따라서 PGA 0.4g에 의한 설계초과지진 하중에 의하여 균열 불안정 성장이 발생하지 않으며, DEGB과 같은 배관의 파단은 발생하지 않는다.

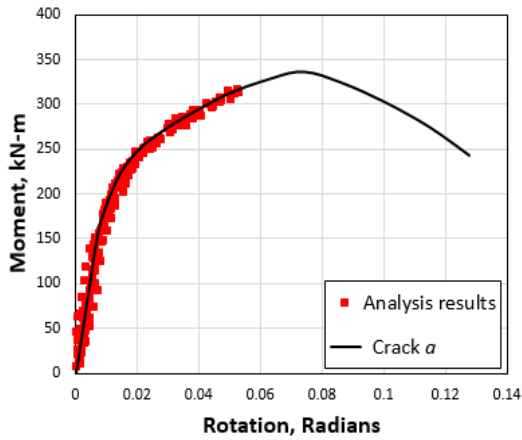


Fig. 10 Analysis results of Hot Leg Surge Nozzle (Crack a)

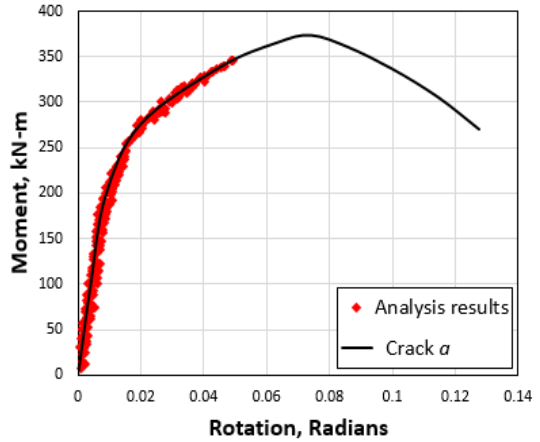


Fig. 12 Analysis results of PZR Surge Nozzle (Crack a)

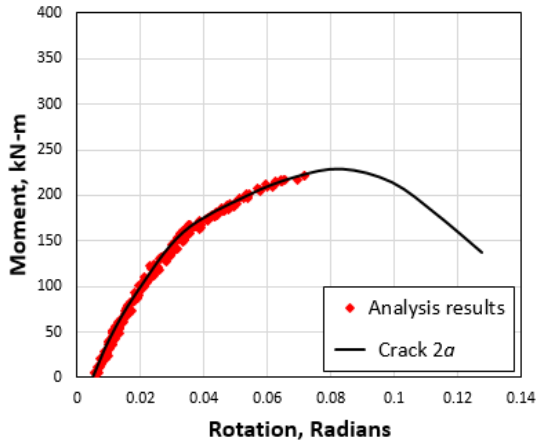


Fig. 11 Analysis results of Hot Leg Surge Nozzle (Crack $2a$)

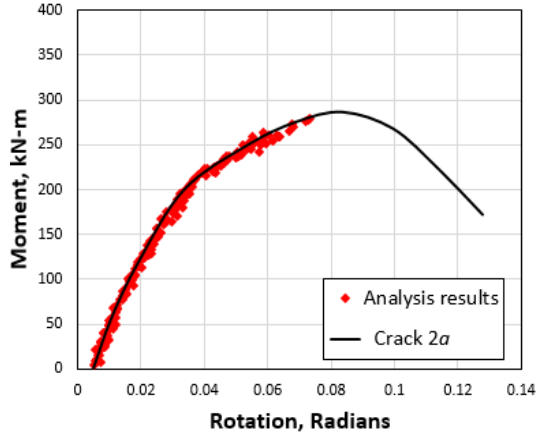


Fig. 13 Analysis results of PZR Surge Nozzle (Crack $2a$)

Fig. 11은 고온관 밀림노즐의 균열길이 $2a(=0.360)$ 에 대한 동적 모멘트 회전에 대한 응답이다. CPE에 입력으로 사용된(Fig. 7) 최대 허용하중은 약 225 kN-m로써 균열길이 a 에 비해 작은 것을 확인 할 수 있다. 그러나 빨간점의 균열의 응답은 최대 허용하중에 미치지 않았으며, 균열길이 a 와 마찬가지로 배관의 DEGB는 발생하지 않는다.

Figs. 12와 13은 가압기 밀림노즐의 균열길이 $a, 2a$ 에 대한 결과이다. 이 결과(356, 278 kN-m)도 고온관 밀림노즐과 마찬가지로 균열 불안정 성장이 발생하는 최대 허용하중(374, 285 kN-m)에 도달하지 않음을 확인하였으며, 마찬가지로 배관의 DEGB이 발생하지 않음을 확인하였다.

Table 3 Comparisons of LBB margin for procedure

Location	Crack	LEVEL 2	LEVEL 3
Hot leg surge nozzle	a	0.95	1.06
	2a	0.86	1.04
PZR surge nozzle	a	0.91	1.04
	2a	0.85	1.02

CPE를 활용한 방법을 통해 고온관 및 가압기 밀림관의 허용하중과 최대 모멘트의 비는 1.01~1.06으로써 설계초과지진이 발생하여도 LBB를 만족함을 확인할 수 있다. NUREG/CR-6765에서 제시하고 있는 LEVEL 2 방법과의 비교를 통해 전체 배관계의 컴플라이언스를 고려할 경우 LBB의 안전여유도 확보를 통한 이점을 확인하였다. LEVEL 2와 3 방법으로 인한 가압기 밀림관의 안전여유도를 비교하여 표 3에 비교하였다.

LEVEL 2 방법의 경우 안전여유도가 1을 넘지 못하면서 LBB를 만족하지 못하였으며, LEVEL 3의 LEVEL 2에 비해 안전여유도가 약 13~27% 정도 증가함을 확인하였다. 이는 국부적인 형상을 고려하는 것이 아닌 전체적인 배관계 전체를 고려하여 배관의 컴플라이언스로 인하여 LBB 안전여유도 확보에 큰 도움이 되는 것으로 판단되며, 이는 NUREG/CR-6765 App.C에 제시되어 있는 경향과 유사하다.

4. 결 론

국내 원전의 가압기 밀림관을 대상으로 설계초과지진 하중을 고려한 LBB 평가를 수행하였다. PGA 0.4g에 해당하는 가속도 시간이력을 가압기 밀림관에 적용하였으며, 누설균열길이가 발생할 가능성이 높은 고온관 및 가압기 밀림노즐 위치를 대상으로 하여 가압기 밀림관 전체의 배관계를 고려하여 대하여 설계초과지진으로 인한 영향을 확인하고자 하였다.

CPE를 통해 밀림관에 누설균열을 적용하여, 이에 대한 LEVEL 3 LBB평가를 수행하였으며, 균열의 거동은 배관 균열면에 발생하는 모멘트-회전 선도를 도출하여 CPE에 입력으로 적용하였다. 해석 결과, 고온관 및 가압기 밀림노즐 균열면은 균열의 불안정 성장이 개시되는 최대 모멘트에 도달하지 않았으며, 이를 통해 균열의 불안정 성장이 발생하지 않음을 확인하였다. 또한 LEVEL 2 방법을 통한 LBB 여유도와 비교함으로써 LBB 여유도 확보가 가능함을 확인하였다. 이는 배관의 컴플라이언스를 통해 발생하는 하중이 감소함으로써 여유도가 확보된것으로 판단된다.

후 기

본 논문은 한국에너지기술평가원(KETEP)의 지원으로 수행한 연구과제(No.20193110100020)의 결과입니다.

참고문헌

- (1) USNRC, 2007, "Leak-Before-Break Evaluation Procedure, Rev. 1, Standard Review Plan 3.6.3", U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC, NUREG-0800.
- (2) USNRC, 1984, "Evaluation of Potential for Pipe Break", U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC, NUREG-1061 Vol. 3.
- (3) USNRC, 2002, "Development of Technical Basis for Leak-Before-Break Evaluation Procedure", U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC, NUREG/CR-6765.
- (4) Olson, R., Scott, P. and Wilkowski, G., 1992, "Application of a Nonlinear-Spring Element to Analysis of Circumferentially Cracked Pipe Under Dynamic Loading," *ASME Pressure Vessels and Piping Conference*, New Orleans, LA, June 21-25.
- (5) Olson, R., Wolterman, R., Scott, P., Krishnaswamy, P. and Wilkowski, G., 1994, "The Next Generation Analysis Methodology for Cracked Pipe Systems Subjected to Dynamic Loads," *ASME Pressure Vessels and Piping Conference*, 1994, Minneapolis, MN, June 19-23.
- (6) Wilkowski, G., Brust, B., Zhang, T., Hattery, G., Kalyanam, S., Shim, D.-J., Kurth, E., Hioe, Y., Uddin, M. Johnson, J. J., Maslenikov, O. R., Gürpınar, A., Asfura, A. P., Sumodobila, B., Betervide, A. A. and Mazzantini, O., 2011, "Robust LBB Analyses for Atucha II Nuclear Plant", *ASME Pressure Vessels and Piping Conference*, Baltimore, Maryland, July 17-21.
- (7) Zhang, T., Frederick, W.B., Wilkowski, G., Xu, H., Alfredo, A.B. and Mazzantini, O., 2012, "LBB under Beyond Design Basis Seismic Loading", *ASME Pressure Vessels and Piping Conference*, 2012, Toronto, Ontario, July 15-19.
- (8) ABAQUS User's manual, Ver.2016, 2016, Dassault Systems.
- (9) ASME BPVC Sec. III, 2004, "Rules for Construction of Nuclear Power Plant Component", American Society of Mechanical Engineers, NY.
- (10) EPRI, 1987, "PICEP: Pipe Crack Evaluation Program", Report NP-3596-SR.
- (11) Reg. Guide 1.92, Rev.5, 2012, "Combining Modal Responses and Spatial Components in Seismic Response Analysis", U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC.

(1) USNRC, 2007, "Leak-Before-Break Evaluation