'2000 춘계학술발표회 논문집
한국원자력학회

원전 주증기배관의 파단전 누설설계(LBB) 적용 가능성

Applicability of LBB(Leak-Before-Break) Design for Main Steam Line in Nuclear Power Plant.

정 대 율

한전 전력연구원
대전광역시 유성구 문지동 103-16

요 약

본 보고서는 국내원전의 고에너지 배관에 대한 파단전 누설(Leak-Before-Break : LBB) 개념의 적용방법, 해석절차 및 해석결과 그리고 해외 신형원자로의 표준설계 인증사례 등을 참조하여 건설예정인 국내원전의 주증기배관에 LBB설계 적용 가능성을 검토하였다. 검토결과 주증기배관의 재질은 파괴인성을 증가시키는 방향으로 개선하고 누설탐지 설비는 해외 적용사례 등을 참조하여 적용할 경우 국내 건설예정인 원전의 주증기배관에도 파단전 누설설계 적용이 가능할 것으로 기대된다.

Abstract

This report was reviewed the applicability of LBB(Leak-Before-Break) design for main steam line in the nuclear power plant based on the LBB design concept analysis procedure, results and standard design certification document. It is possible for us to apply LBB design for main steam line in nuclear power plant, in case of changing the material of MSL piping in direction of increasing the toughness and using leakage detection facilities which were reflected to foreign ALWR's.

1. 서 론

1983년 이전에 설계된 원자력 발전소는 미국원자력규제기관(USNRC)의 규제요건인 일반설계기준(GDC-4)을 적용하여 고에너지배관에 완전파단사고(DEGB)시의 동적인 효과를 고려하여 배관휩 구속장치(piping whip restraints) 와 배관충격차단벽(jet impingement shield) 등을 설치하였다.

1980년 초기 NRC와 산업계의 지원을 받아 수행한 Lawrence Livemore National Laboratory (ILNL)의 연구결과 배관의 완전파단사고 가능성이 매우 낮게 평가됨에 따라 1986년 NRC가 일반설계기준(GDC-4)을 개정하고, LBB평가 규제기준을 제시하여 가압경수로의 모든 고에너지 배관에 LBB 설계개념의 적용을 허용하였다(국내에서도 유사조치 시행). 사업주도 원자력발전소 고에너지 배관에 파단전 누설설계개념을 도입할 경우 안전계통의 배관 및 기기 설비보호를 위해 필요한 구조물과 기기 설비의 제거가능, 가동중 검사비용의 감소, 작업자 피폭저감 및 작업공간 확보 등을 통해 경제성이 향상되고 운전/보수 편의성이 기대되어 동 설계개념의 적용 필요성을 인식하였다.

국내원전의 원자로 냉각재계통, 안전주입계통 및 안전정지계통의 배관, 그리고 가압기 밀립관에 파단전 누설설계개념을 적용해 오고 있으나, 주증기배관의 경우 기술적 타당성이 확인되지 않아 동 설계개념을 적용하지 못하고 있다.

한편, 미국 신형원자로인 System 80+와 AP-600은 주증기배관에도 표준설계인증과정을 통해 파단전 누설설계의 적용을 허가받은 바, 국내 원전의 경우에도 동 설계 개념의 적용을 추진하고 있으나 인허가를 받기 위해서는 추가 노력이 필요하다. 본 보고서에서는 파단전 누설설계 적용 요건, 해석 방법론에 근거한 원전의 해석결과 및 해외 신형원자로의 설계인증된 안전성 분석보고서 자료 등에 근거하여 국내의 주증기배관에 대한 LBB적용 가능성 에 대해 논의하고자 한다.

2. 본 론

2.1 주증기배관 계통도 및 물성치

주증기배관 계통도는 그림 1에 나타내었고, 국내원전의 주증기 배관재질은 SA-106 GR.B Seamless이며, 해외 신형원자로인 System 80+ 와 AP-600의 재질은 각각 SA 672 Gr.C70과 SA333 Grade. 6이다.

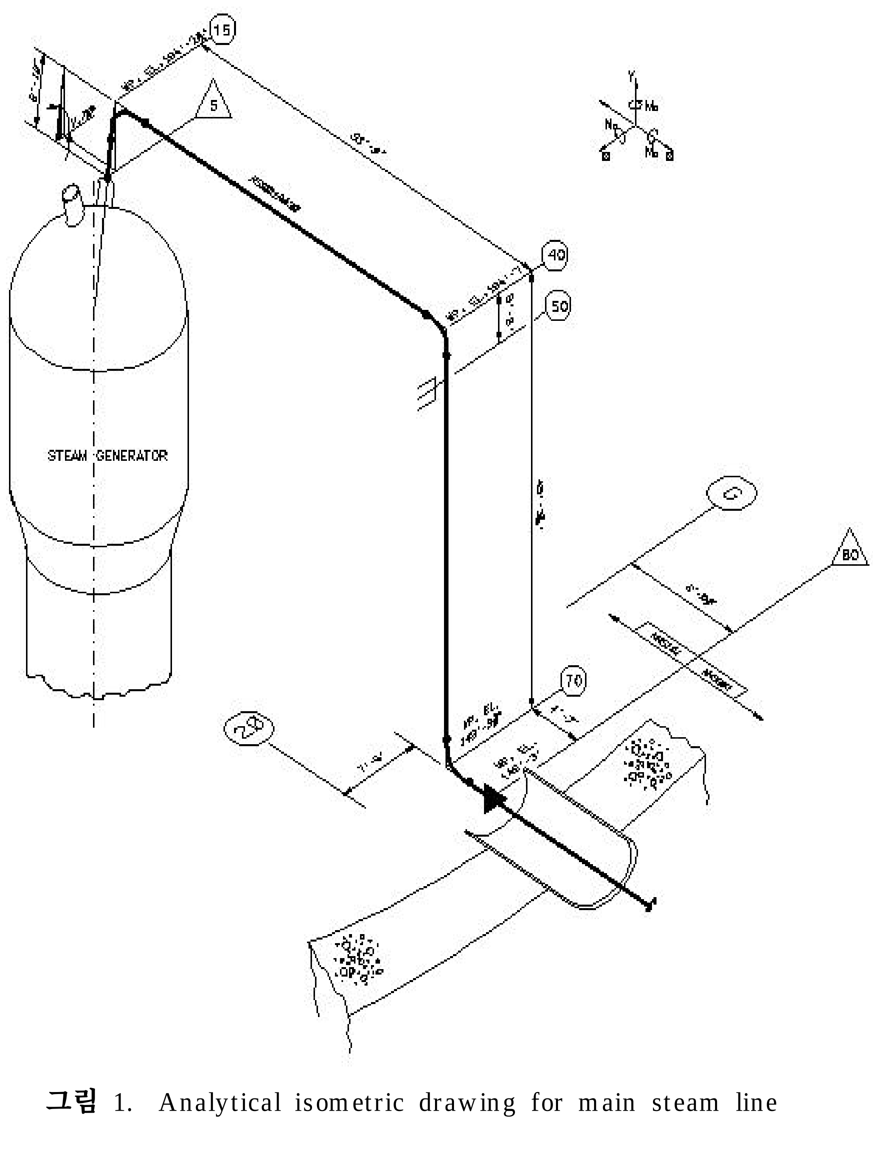


그림 1. Analytical isometric drawing for main steam line

Table 1 Main Steam System Description

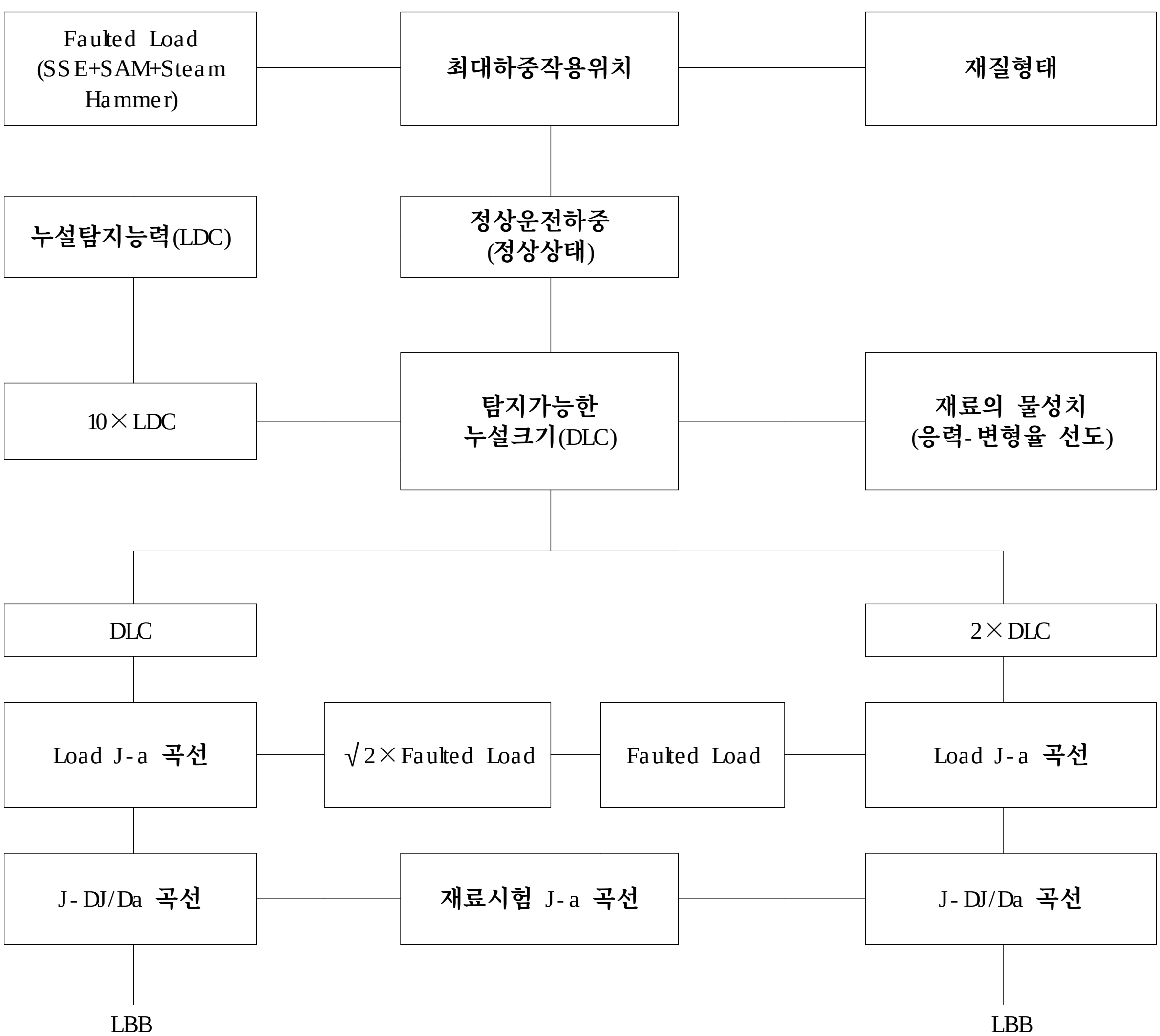
Line No.	Material Spec.	Shop Welding	Field Welding	O.D (in)	Nominal Thickness (in)	Oper. Pr. (psia)	Oper. Temp. (°F)
MS001AA30 MS001AB30 MS001AC30 MS001AD30	SA106 Gr. C	GTAW or consumable insert	GTAW or consumable insert	30.03	1.102	1000	544.6

Table 2 Stress-Strain Curve at Upper Temperature

Yield Stress(ksi)	Ultimate Tensile Stress(ksi)	Ramberg-Osgood Parameter alpha	Ramberg-Osgood Parameter n
32	69.4	0.6	4.58

2.2 해석 절차도

Table 3 Procedure of LBB analysis



2.3 LBB 주요변수

2.3.1 하중

○ 정상운전하중

- 자중+운전압력+열하중+SAM+Steam Hammer

○ 지진하중(SSE)

ASME Code Case N-411에 의거 Damping 값 변화에 따른 특성 값을 사용하였다.

○ SAM

Seismic Anchor Motion에 의한 하중

○ MS Stop 밸브 닫힘 하중

주증기배관의 정지밸브가 닫힐 때 Steam Hammer에 의한 하중

2.3.2 하중 조합

(자중+운전압력+열하중)의 절대값, 안전정지지진(SSE) 하중의 절대값, SAM 하중과 주증기관 정지밸브 닫힘 하중의 절대값을 조합하여 안전성 평가시 사용하였다.

2.3.3 최대하중 작용 위치

배관응력해석용 전산코드인 PIPSYS를 사용하여 주증기배관에 작용하는 하중을 계산하여 최대 하중위치를 선정하였다(Table 4 참조).

Table 4 Results of crack stability evaluation and leakage size

Node No.	Normal Load ($\times 10^5$ in-lbf)	Applied Faulted Load($\times 10^5$ in-lbf)	Allowable Faulted Load($\times 10^5$ in-lbf)	Leakage Crack Size (in.)
node 5	13.08	154	117	14.9
node 10	16.05	109	115	14.6
node 20	19.75	74	110	14.3
node 25	17.65	90	113	14.5
node 30	19.07	88	113	14.4
node 35	24.01	55	108	14.0
node 45	20.87	34	110	14.2
node 50	17.13	55	113	14.5
node 55	30.21	161	132	16.1
node 60	22.98	145	108	14.1
node 65	43.02	23	90	12.6
node 75	38.29	92	93	12.9
node 80	35.73	104	95	13.1

2.3.4 누설탐지능력(LDC)

파단전누설설계해석에 필요한 주요변수중의 하나이다. 격납건물 내부의 누설탐지 가능한 누설량(1gpm)이다. 이 변수는 NUREG 1061, Vol.3 및 SRP3.6.3 에 정의한 바와 같이 LBB 분석에 사용될 수 있도록 10배를 곱하여진다.

2.3.5 탐지가능한 누설균열길이(DLC)

누설탐지 가능한 누설량, 정상운전 하중과 응력-변형율선도관련 재료물성치(항복강도, 극한 인장 강도 및 Ramberg-Osgood Parameter Alpha & n)등이 주어지면 탐지가능한 누설균열길이(DLC)는 PICEP전산코드에 의해 각 node 별로 계산된다(Table 4 참조).

2.4 균열 안전성 분석

균열안전성분석은 가상의 관통하는 누설균열길이가 배관내부에 존재하고 있을 때에도 균열거동의 불안전성이 발생하지 않는다는 것을 입증하는 절차이다. 이 절차는 2가지 방법에 의해 균열안전성이 수행된다. 첫째, 가상의 관통벽 균열의 2배 누설균열크기와 LBB 하중(Faulted Load)에 대해 그리고 둘째 1.4배의 LBB하중(Faulted Load)과 가상의 관통벽균열에 대해 각각 균열거동의 안전성을 평가하는 것이다.

2.4.1 이론적인 측면(FEM)

○ 균열길이의 결정(DLC)

하중, 누설균열면적 그리고 재료물성치가 알려지면 요구면적에 상당하는 균열길이를 결정하기 위해 유한요소해석(FEA) 방법이 수행되었다. 10gpm에 상당하는 균열면적을 가지도록 가압기 밀림관의 FEM모델에 압력 및 정상운전 하중을 적용하여 균열길이를 구할 수 있다. 이것은 시행착오(Trial and Error)에 의해 결정될 수 있는데 CEMARC전산코드를 사용하여 수행되었다.

○ J-a(응력강도계수-균열크기) 곡선

- 균열 a, a+N, a-N과 균열 2a, 2a+N, 2a-N의 경우에 외부하중을 적용하여 FEM방법을 사용하여 J값 계산
- 균열길이 a의 함수로 J값을 계산후, a와 2a근처에서 DJ/Da값 계산
- J 및 DJ/Da의 Fitting(다항식 사용)
  - $J(A) = C_{1a}^{2} + C_{2a} + C_{3}$
  - $DJ/Da = 2C_{1a} + C_{2}$ (2a의 경우에도 적용가능)
- J-T Diagram 생성(그림 2 참조)

2.4.2 실험적인 측면

○ 재료의 인장시험

○ 시험자료의 J-a 곡선생성(Power Law 적용 Fitting)

- $J = C_1 \Delta a^{C_2}$
- $DJ/Da = C_1 C_2 \Delta a^{(C_2 - 1)}$

○ J-DJ/Da Diagram 생성(그림 2 참조)

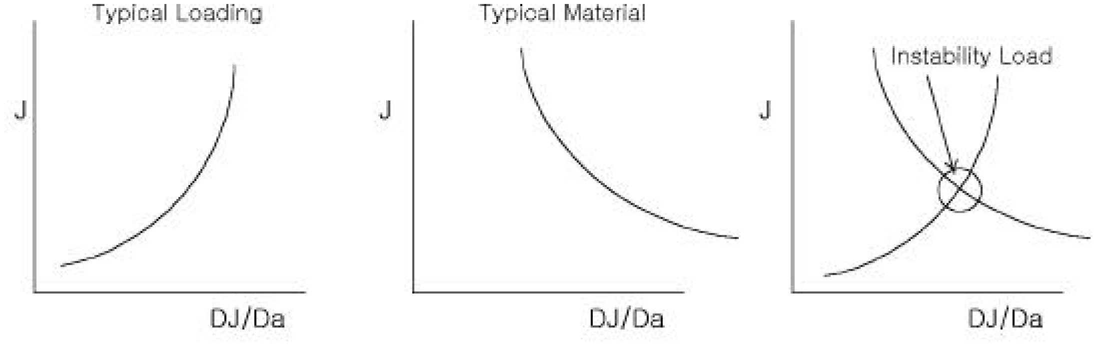


그림 2 Development of J-R Diagram

2.4.3 **균열 안전성 평가**

관통균열의 안전성을 평가하기 위해서는 적용하중, 누설균열크기 그리고 재료물성치 등을 알아야 한다. 배관하중(굽힘모멘트)은 표 4에서 언급한 바 있다. 균열이 존재하고 있는 배관의 안전성은 재료의 균열 저항값과 배관에 작용하는 외부하중에 의한 J적분을 비교하여 평가된다. 연성재질의 균열 확장시 도입되는 안전성 기준은 다음과 같다.

$$J_{applied} < J_{material} \quad \text{그리고,} \quad \frac{DJ_{applied}}{Da} < \frac{DJ_{material}}{Da}$$

2.4.4 **해석결과**

건설중인 국내원전의 주증기배관에 수치적 J-T 평가방법을 도입하고 ABAQUS code를 사용하여 LBB 예비평가를 수행한 결과 1.9% 3.8% 정도 초과되어 만족되었으나 정부규제기관은 유한요소법의 확실성을 고려하여 인허가를 불허하였으며, 현재 개발중인 국내원전의 주증기배관에도 핵심기술연구과제 수행결과로 제시된 수정배관평가선도(Modified PED)중 Low Bound Curve를 사용하여 각 node별로 균열길이에 따른 Allowable Faulted Load와 최대 운전하중 조건하에서의 Applied Faulted Load를 계산하여 비교한 결과 증기발생기 노즐과의 용접부위 5번 node, 배관지지점 아래인 55번 및 60번 node, 격납건물 관통부와의 용접부위인 80번 node에서 균열 안전성을 확보하지 못하고 있는 것으로 평가되고 있다(표 4 참조).

2.5 **현안문제점과 개선방안**

2.5.1 **주증기배관의 균열 안전성**

현재 건설중이거나 건설계획중인 원전에 사용하고 있는 주증기배관의 재질(ASME SA 106Gr.B Seamless Pipe)을 사용하여 균열거동의 안전성을 평가한 결과 기준은 만족되나 해석방법의 불확실성을 고려할 때 정부규제기관의 심사시 많은 논란이 예상되므로 현재 개발중인 원전의 경우에는 주증기배관의 재질을 현행 ASME SA 106 Gr. B Seamless Pipe에서 SA 672 Gr. C.70 또는 SA 333 Gr. 6로 변경하여 재료의 파괴인성(또는 연성)을 개선하므로서 인허가 요건을 만족시키는 것이 바람직한 것으로 사료된다.

2.5.2 **누설감지설비**

주증기계통과 같은 2차 계통의 경우 누설감지에 대한 별도의 규제요건은 없어 1차 계통과 마찬가지로 USNRC Reg.Guide 1.45를 적용하고 있다. Reg. Guide 1.45요건에 의하면 1) sump level and flow monitoring, 2) airborne particulate radioactivity monitoring을 포함하여 monitoring of condensate flow rate from air coolers, or monitoring of airborne gaseous radioactivity, etc 중의 하나를 선정하여 3개의 분리된 탐지방법을 도입하도록 요구하고 있다. 해외 신형원자로인 AP-600과 System 80+의 경우 주증기배관 누설 탐지설비로 containment sump, reactor cavity sump and containment cooler condensate tank instruments(이상 System80+) 또는, containment sump level과 containment air cooler condensate flow를 포함하여 격납건물내 대기압, 온도와 습도중 2개를 선정하여(이상 AP-600) 미국 NRC로부터 표준설계인허가를 획득한 바 있다. 국내의 경우 건설중인 원전의 PSAR인허가 심사과정에서 주증기배관의 누설탐지설비로 Normal sump & Reactor cavity sump, FLUS(습분누설감지)설비 및 RCFC condensate flow monitoring 또는 FLUS, 격납건물집수조 감시설비 및 RCS Inventory등을 제시하였으나 인허가를 취득하지 못하고 있는 실정이다. 향후 해외 신형원자로 적용사례와 1차 계통의 적용사례를 활용하여 규제기관에 개발중인 원전의 개선된 누설탐지설비(안)를 제시하여 협의하는 것이 바람직한 것으로 사료된다.

3. 결 론

본 보고서에서는 LBB적용요건인 NUREG 1061, Vol.3 및 SRP 3.6.3에 제시된 적용요건, 해석절차, 해석결과 및 해외원전 적용사례를 근거로 국내 개발중인 원전의 주증기배관에 파괴인성이 향상된 재질선정과 해외 신형원자로의 누설탐지 선정사례 등을 참조하여 정부규제기관, 사업주 및 설계사 등이 공동 노력할 경우 국내원전의 주증기배관에도 파단전 누설설계의 적용이 가능할 것으로 사료된다.

4. 참고문헌

[1] NUREG-1061, Vol. 3, "Evaluation of Potential for Pipe Break"

[2] USNRC Draft Standard Review Plan 3.6.3, " Leak-Before-Break Evaluation Procedure", March 1987.

[3] 과학기술부, 산업자원부, 차세대원자로 기술개발(II), 핵심기술연구 : 원전배관계 LBB 설계적용 안전성 연구(Vol. 6), 1998. 3.

[4] 한전, 핵증기 공급계통 표준화를 위한 조사용역 : 지지구조물 단순화 방안, Vol. 12, 1987. 8.

[5] KEPCO, "Main Steam Line LBB Analysis", N-001-END384-003, Rev. 1, 1999.2.26.

[6] US NRC, "Final Safety Evaluation Report : Related to the Design Certification of Combustion Engineering System 80+ Docket No. 52-002", NUREG-1462, 1994.2.

[7] US NRC, "Reactor Coolant Pressure Boundary Leakage Detection System", Regulatory Guide 1.45, 1973.5.

[8] US NRC, "Advanced Final Safety Evaluation Report : Related to the Certification of the AP600 Design Docket No. 52-003", 1998. 5.

[9] Westing House, "AP600 Standard Safety Analysis Report, Rev. 12", 1997. 4.