

원자로 압력 및 체적제어계통의 다단 오리피스 설계

신정철[†]

우송정보대학 기계자동차설비학부

(2015년 2월 26일 접수, 2015년 5월 18일 수정, 2015년 5월 21일 채택)

Design of Multistage Orifices for PIC System in Nuclear Reactor

J. C. Shin[†]

School of Mechanical and Automotive Engineering, Woosong College

(Received 26 February 2015, Revised 18 May 2015, Accepted 21 May 2015)

요 약

다공 및 다단오리피스열을 해석할 수 컴퓨터코드를 사용하여 원자력발전소 내 공급 및 배출장치의 수축오리피스를 설계하였다. 원래 단공 오리피스가 설치되었으나 다공 오리피스 설치가 필요하여 설계 변경되었다. 오리피스 사이 거리는 충분한 압력회복거리로 유지되었다. 최소 정압은 공동현상 방지를 위하여 그 온도에 상응하는 증기압 이하로 유지되도록 설계하였다. 오리피스 설치 배관의 직경은 운전시 강성을 유지할 수 있도록 원래 크기보다 증가시켰다.

주요어 : 수축오리피스, 압력 및 체적제어계통, 원자력발전소, 공동현상, 압력회복거리

Abstract - Restriction orifices in the feed and bleed circuit of nuclear power plant are designed using computer program capable of handling multiple hole cascade orifice assembly. Single hole stages of orifice assembly are alternated with multihole stages where necessary. The distance between stages is such that it allows full pressure recovery. The minimum static pressure is higher than vapor pressure at the operating temperature so that cavitation does not occur. Piping sizes are reviewed and increased if necessary to improve rigidity.

Key words : restriction orifice, pressure and inventory control system, nuclear power plant, cavitation, pressure recovery distance

1. 서 언

CANDU형 원자로는 캐나다원자력공사(AECL)가 개발한 중수로형 원자로로서 현재 월성 1,2,3,4호기가 가동 중이다. 본 논문에서는 월성 1호기의 공급 및 배출장치에서 사용되고 있는 다단오리피스의 최적 설계를

를 다루고자 한다. 공급 및 배출장치는 원자로 열수송 계통을 지원하는 압력 및 체적제어계통 내에 존재하는 장치로서 열수송계통에 중수를 연속적으로 공급시키는 동시에 배출도 하는 장치이다. 열수송계통이 고온 고압장치이므로 오리피스를 통한 압력강하가 필요하다. 현재 캐나다에서 가동 중인 Bruce B 원자력발전소는 월성 1호기 설계의 모체가 되는 원자로로서 여기서 여러 가지 시운전이 수행되었다. 그 결과 다단 오리피스열의 위험성이 나타났고 일부는 파손이 되어 재설계의 필요성이 대두되었다. 본 논문에서는 오리피

[†]To whom corresponding should be addressed.
Woosong College 226-2, Jayang-dong, Dong-gu, Daejeon,
Korea. 300-715
Tel : 042-628-6411 E-mail : jcsin@wsi.ac.kr

스열의 초기 설계 시 문제점을 파악하고 개선된 오리피스 최적설계를 제시하였다.

2. 압력 및 체적제어계통

Fig. 1과 같이 압력 및 체적제어계통은 열수송계통의 과도변화 운전 시 예상되는 압력 상승과 하강을 제한하여 계통기기를 보호하고 열수송펌프의 유효흡입수두를 보장하도록 설계되었다[1]. 또한 열수송계통의 중수 체적의 팽창과 수축을 수용할 수 있도록 가압기가 설치되어 있다. 또한 갑작스런 원자로 정지 시 열수송계통내 압력의 급강하를 막는 기능을 수행한다. 열수송펌프의 펌프축에 밀봉수를 공급하며 탈기응축기에 중수를 공급하여 기체를 액화시킨다.

가압기는 고압용기로서 열수송계통의 정상 압력을 유지시키는 역할을 하는 압력 및 체적제어계통의 주요기기이다. 일부는 액체 상태의 중수이며 나머지는 그 온도에 상당하는 중수증기를 포함하는 포화상태의 중수를 저장하고 있다. 정상운전상태에서 원자로 출구 모관 상태와 같이 9.89MPa(g)와 310°C를 유지하고 있다[2]. 가압기내 압력은 히터로부터 열을 받거나 증기배출밸브로 증기를 배출시킴에 의해서 정상상태로 유지된다. 열수송계통의 압력 측정은 출구 모관에 설치된 여러 개의 압력계기로부터 측정된다. 원자로가 “영출력고온” 상태일 때 열수송계통 내 중수 온도는 260°C이며 가압기 내 중수 체적은 8.67m³이다. 출력이 0%에서 100%로 증가하면서 체적은 25.4m³으로 늘어나게 된다. 이러한 운전시기 동안에는 배출작업이 이루어지지 않는다.

Fig. 1와 같이 열수송계통은 두 개의 루프로 구성되어 있고 가압기는 각각의 루프의 출구 모관에 연결되어 계통의 압력을 제어한다. 가압기와 각각의 루프 사이에 한 개씩 격리밸브가 설치되어 있다. 이 밸브들은 필요시 열수송 루프와 가압기를 격리시키는 역할을 하게 된다. 원자로 냉각수 상실사고시 두 개의 루프는 격리되어야 한다. 즉 두 개의 루프가 모두 정지되는 것을 막기 위한 것이다. 한 개의 루프와 가압기가 연결되어 운전하는 상태를 고려하여 가압기 진입배관의 직경은 최대 8 inch로 결정되었다. 원자로 출력이 낮을 경우에는 가압기 격리모드로서 운전되고 두 개의 루프 모두 가압기와 격리되어 공급 및 배출장치로서 열수송계통내 중수 체적을 제어하게 된다. 정상운전시에는 가압기 연결모드로 운전된다.

3. 공급 및 배출장치

공급 및 배출장치는 첫째, 열수송계통 중수 체적을 조절하기 위해서 설치된다. 이것은 가압기 연결모드(정상운전상태)시 가압기 수위를 제어하며 가압기 격리모드(가압기와 열수송계통이 격리됨)시 열수송계통의 압력을 제어하게 된다. 둘째, Fig. 1에서 보듯이 탈기냉각기에 냉각된 중수를 공급하기 위함이다. 셋째, 열수송 펌프축 밀봉수를 적당한 압력과 온도의 중수로 공급하기 위함이다. 넷째, 여러 계통에 장착된 계기들에 공급되는 시험압력으로 사용되어 해당신호를 출력시키기 위함이다. 정상운전(가압기 연결모드) 시 가압기 수위에 따라 공급 및 배출 유량이 조정되며 가압기 격리모드시 원자로 출구 모관 압력에 따라 조정된다.

배출유량은 열수송계통과 연결된 열수송 정화계통의 이온교환수지탑 하류 즉, 정화냉각기 상류측으로부터 추출된다. 따라서 150°F의 정화되고 냉각된 중수가 배출된다. 열수송 정화계통으로부터 배출유량은 63331-LCV14 및 15의 두 개의 배출제어밸브에 의하여 조절되며 오리피스 3331-RO1이 우회배관라인에 설치되어 있다. 따라서 열수송계통으로부터 연속적인 배출이 이루어지고 있다. 이것은 배출조절밸브의 빈번한 작동을 방지하기 위함이다. 또한 이러한 설계는 배출제어밸브 하류측에 발생할 수도 있는 공동현상을 방지할 수 있는 목적도 있다. 배출제어밸브의 상류측에 유량 측정을 위한 유량계측기 63331-F19가 설치되어 제어실 계기판에 나타날 수 있게 하였다. 또한 배출제어밸브의

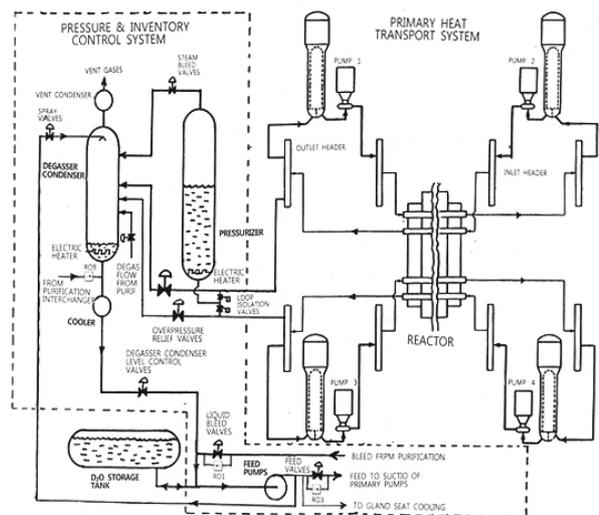


Fig. 1 Pressure and inventory control system

양단에 수동밸브를 설치하여 밸브의 수리보수 작업 시 밸브를 떼어낼 수 있도록 하였다. Fig. 1과 같이 배출유량의 일부는 다시 열수송계통으로 들어가고 일부는 중수저장탱크로 가게 된다.

정상운전 시 열수송계통으로 연속적인 공급유량이 공급제어밸브 우회배관을 통하여 열수송펌프측 밀봉을 거쳐 이루어지고 있고(1.90kg/s) 수축오리피스 3331-RO3를 통하여 1.24kg/s의 유량이 공급되고 있다. 그러나 열수송계통으로부터 배출되는 유량은 수축오리피스 3331-RO1에서 2.06kg/s이고 3331-RO9에서 3.46kg/s이다. 따라서 열수송계통으로 계속적인 순배출유량이 이루어진다. 이러한 열수송계통에서 요구되는 중수 체적을 유지시키기 위하여 공급제어밸브 6331-LCV11 및 12가 조절 작동되어진다. 이러한 순배출유량을 유지시키는 이유는 열수송 정화계통이 열수송계통으로부터 격리되었을 때 감압시키기 위함이다.

공급유량 중 일부는 중수저장탱크로부터 나머지는 탈기응축기로부터 흡입된다. 탈기응축기로부터 오는 배관라인에는 탈기응축기 수위제어밸브 6332-LCV8 및 15가 설치되어 탈기응축기 수위를 조절한다[3]. 고압의 다단펌프인 중수공급펌프는 2대가 병렬로 설치되어 한 개가 고장 시 다른 한 대가 작동할 수 있도록 설계되었다. 각 펌프의 양단에는 수리보수를 위한 격리밸브들이 배관라인에 설치되어 있다. 중수공급펌프로부터 역류를 방지하기 위하여 송출측에 체크밸브가 설치되었다. 공급되는 중수는 공급제어밸브 6331-LCV11 및 12의 두 개의 공급제어밸브에 의하여 조절되며 오리피스 3331-RO3가 우회배관라인에 설치되어 있다.

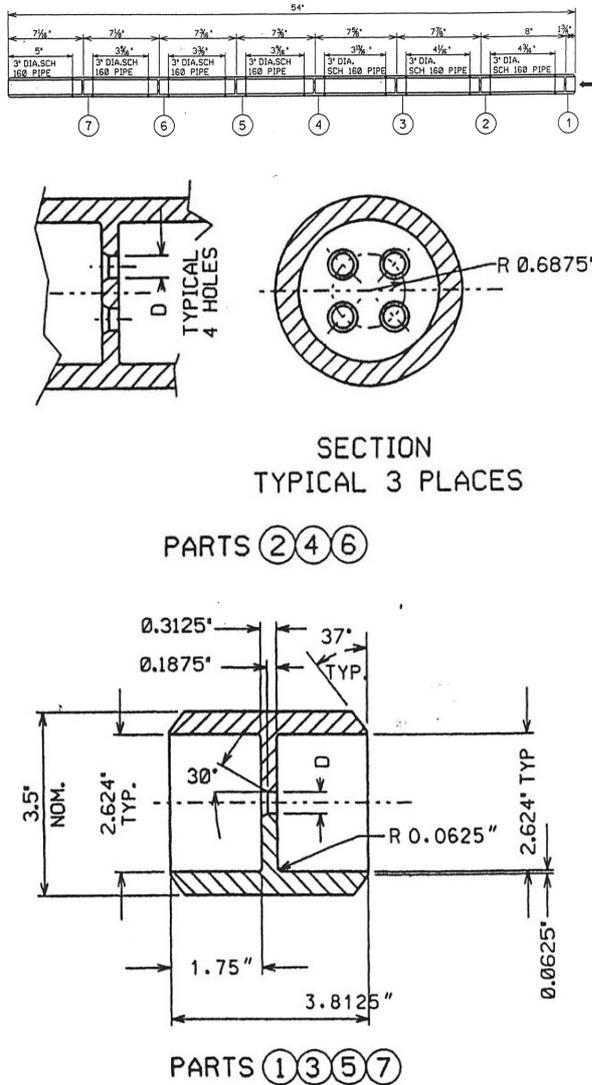
4. 해석 방법

압력 및 체적제어시스템은 열수송계통내 중수의 체적과 압력을 조절하기 위해서 공급된다. 열수송계통내 중수의 체적은 공급 및 배출제어장치에 의해서 제어된다. 배출 유량은 두 개의 배출제어밸브로 공급 유량은 두 개의 공급제어밸브로 각각 제어된다. 원자로 정상운전시 이 밸브들은 가압기 수위에 의해서 제어되며 가압기 격리모드 시와 원자로 출구 모판 압력에 따라서 제어된다. 공급 유량과 배출 유량은 정상운전시 빈번한 밸브 조정 운전을 감소시키기 위하여 수축오리피스 3331-RO3와 3331-RO1를 설치하여 각각 공급과 배출 유량이 연속적으로 이루어지도록 한다. 탈기냉각기 관판에 열수송계통내 고압이 걸리는 것을 방지

하기 위하여 열수송 정화계통으로부터 압력 및 체적 제어계통으로 들어오는 배관에 수축오리피스 3331-RO9을 설치하였다. 이러한 오리피스 위치는 Fig. 1에 나타나 있다[3].

중수 공급 및 배출장치는 고압계통이기 때문에 이러한 오리피스 양단에 걸리는 압력은 매우 높다. 이러한 고압 강하는 오리피스 구멍 하류에서 공동현상을 야기시켜 배관 및 오리피스에서 발생하는 진동과 소음 등 손상을 가져올 수 있다. 공동현상과 부식문제를 방지하기 위하여 오리피스를 다단으로 설치하고 일부는 다공오리피스를 도입하며 배관의 직경 확대 및 배관지지기구를 보강하여 진동에 대한 내구성과 강도를 높일 수 있도록 설계하였다. 다단의 각 단에서 공동현상이 발생되지 않도록 해석하기 위하여 컴퓨터코드 “오리피스4”가 AECL에 의해서 개발되었고 본 논문에서 사용하였다. 본 논문에서는 수축오리피스 3331-RO1에 대하여만 해석하였고 나머지 오리피스도 같은 방식으로 해석될 수 있다.

1983년 캐나다의 Bruce B 원자력발전소 시운전 시 공급 및 배출장치의 다단오리피스의 파손이 검출되었다[4]. 조사 결과 오리피스 하류에서 공동현상과 외열이 생성되었고 이로 인하여 배관의 음향 및 구조적 공진현상이 발생되어 파손된 것으로 판명되었다[5]. 따라서 공동현상을 방지할 수 있는 오리피스 재설계가 시작되었고 배관의 직경을 크게 하는 것으로 결정하였다. 그 당시 다단오리피스에 대한 연구 결과가 거의 없어서 수차례에 걸친 실증실험과 연구가 AECL과 Ontario Hydro에 의해서 수행되었다. 그 결과 고에너지 분산 효과를 보기 위하여 보다 견고하고 강건한 배관 설계가 제안되었다. 또한 배관 직경을 더욱 늘리고 강건한 오리피스를 제작하여 설치하도록 하였다. 제한된 공간에서 제한된 배관 길이로 인하여 압력회복이 되기 어려워 다단오리피스 설계가 제안되었다. 또한 공동현상 범위와 공동지수를 결정할 수 있는 설계를 요구하였다. 여러 가지 설계 형상에 대한 오리피스 하단의 압력 회복 상태를 보여줄 수 있도록 설계하였다. 컴퓨터코드 “오리피스4”를 사용하여 이러한 실험결과를 입력시키고 전저항계수와 공동지수를 출력하였다. 이 코드는 오리피스의 크기, 공동현상 범위를 계산하고 압력 회복 길이를 산출한다. Bruce B 뿐만 아니라 전 세계의 모든 CANDU 원자력발전소는 이 설계에 의한 오리피스가 설치되었고 수년간 만족스런 운전이 수행되고 있다.



Part No.	Holes	Dia.(inch)
1	1	.360
2	4	.180
3	1	.405
4	4	.230
5	1	.560
6	4	.335
7	1	.660

Fig. 2 Orifice No. 3331-RO1

“오리피스4”는 기본적으로 시행착오법으로 개발된 프로그램이며 입력치로서 오리피스의 형상(다단 갯수, 각 단의 구멍수, 구멍 크기 등)과 오리피스열의 입구와 출구간 전압력 강하량, 유체의 물성치 등을 사용한다. 출력치로서 유량과 각 단의 압력 강하량, 공동지수 및 공동한계(공동이 발생하는 경우)값을 생산한다.

Tab. 1. Summary of analysis for orifice 3331-RO1

Stage	Number of Holes	Bore Size (inch)	Pressure Drop	Minimum Interstage Distance(inch)	Flow Rate (ft ³ /sec)
1	1	0.360	427.22	15.74	0.06981
2	4	0.180	427.22	15.74	0.01745×4
3	1	0.405	261.27	15.22	0.06981
4	4	0.230	156.99	14.69	0.01745×4
5	1	0.560	69.99	14.30	0.06981
6	4	0.335	14.76	13.51	0.01745×4
7	1	0.660	15.67	13.51	0.06981
Total			1373.11	102.71	0.06981

만일 계산된 결과가 허용될 수 없다면, 예를 들어서 유량값이 틀리거나 공동현상이 발생했다면 다시 개선된 입력값을 사용하여 만족한 결과를 얻을 수 있을 때까지 계산이 계속된다.

5. 결과

공급 및 배출장치의 오리피스열은 단공과 다공의 다단으로 설계되었다. 각 단 사이의 거리는 하류의 압력이 회복될 수 있는 최소거리로 설계하였다. 오리피스 구멍 내 최대유속은 150ft/s 이내로 제한하여 유동에 의한 진동이 일어나지 않도록 설계하였다. 정압이 작동 온도에서의 증기압보다 높게 하여 공동현상을 방지토록 하였다. 배관의 직경을 검토하여 작을 경우 견고성을 고려하여 더욱 크게 하였다.

수축오리피스 3331-RO1의 설계 치수는 Fig. 2에 나타나 있다. 이 오리피스에 대한 해석 결과는 Table 1에서 볼 수 있다. 여기서 보듯이 공동현상은 일어나지 않으며 이것은 각 단에서 공동한계값이 각 단에서의 공동지수보다 낮다는 것을 의미한다. 또한 Table 1에서 나타난 “최소 단간격”이란 각 단의 하류에서 압력 회복이 될 수 있는 최소 거리를 말한다. 각 단에서의 “최소 단간격”의 전체합이 오리피스열을 포함하는 최소 총배관길이를 의미한다. 실제 배관 길이는 이보다 길수록 좋을 것이다. 그러나 실제 CANDU 원자력발전소에서 배관총길이는 Table 1에서 보여주는 최소 단간격의 총합보다 작다. 이것은 컴퓨터 해석 결과는 여유있게 계산된 값이며 실제 실험 결과 컴퓨터 결

과값보다 압력 회복 배관 길이는 반 정도 짧아져도 압력 회복은 이루어지는 것으로 생각되었다.

6. 결론

월성 1호기 원자력발전소의 압력 및 체적제어시스템 내 다단오리피스 장치를 설계하였다. 다단오리피스는 단공과 다공오리피스의 조합으로 설계되었으며 단사이의 최소거리는 하류측 압력이 안정되는지를 고려하여 결정하였다. 오리피스 구멍 내 유속은 유동에 의한 진동과 부식이 일어나지 않도록 최대 150ft/s로 제한하였다. 오리피스 하류측 압력의 크기는 공동현상을 유발하지 않도록 작동온도에 상응하는 중수증기압보다 크게 설계하였다. 고에너지 분산 효과를 보기 위하여 보다 견고하고 강건한 배관 설계를 제안하였다. 초기 설계 시 시운전 결과 진동과 소음이 일어나는 약점을 보완하여 배관 직경을 더욱 늘여서 견고성을 높이고 강건한 오리피스 몸체를 제작하여 배관에 용접하여 설치하였다. 전 세계의 모든 CANDU 원자력발전소는 이 설계에 의한 오리피스가 설치되었고 수년간 만족스런 운전이 수행되고 있다.

References

1. 한국원자력연구소, "600MW CANDU Station Systems Training Manuals", AECL & KAERI, April 1982.
2. M. Singla, "Pressure and Inventory Control System", 79-33300/63330-DM-000, Atomic Energy of Canada Limited, August 1988.
3. J. Lockett, "Pressure and Inventory Control System Flow Sheet", 79-33300-1-1-FS-E, Atomic Energy of Canada Limited, October 1979.
4. AECL, "Bruce 'B' Commissioning Report", Atomic Energy of Canada Limited, December 1983.
5. M.R. Soulard, "Assessment of the Orifice Hydraulic Loss Test Program" CANDEV-86-83, Atomic Energy of Canada Limited, June 1987.