

중수로 원전에서 액체방출밸브의 개방압력에 대한 민감도평가

김성민*[†] · 고동욱* · 유성창* · 김종현**

*한국수력원자력주식회사 중앙연구원, **(주)액트

(2014년 9월 11일 접수, 2015년 3월 10일 수정, 2015년 3월 13일 채택)

The Sensitivity Analysis for LRV Opening Pressure in CANDU

S.M. Kim*, D.W. Kho*, S.C.You*, J.H.Kim**[†]

*Korea Hydro and Nuclear Power Co., Ltd., **Atomic Creative Technology Co., Ltd.

(Received 11 September 2014, Revised 10 March 2015, Accepted 13 March 2015)

요 약

중수로 일차냉각재계통 액체방출밸브의 개방압력에 대한 안전여유 및 시간지연을 반영하여 열수력코드로 경년열화가 반영된 노심에 대해 민감도를 평가하였다. 과거에는 안전해석을 수행할 때 안전여유와 시간지연을 반영하여 평가하지 않았으나, 월성1호기 안전해석 인허가 심사과정중 반영 평가하였다. 중수로 안전해석에서 압력경계는 일차냉각재계통 액체방출밸브이다. 따라서 액체방출밸브 응동이 안전해석에 직접적인 영향을 주므로 안전여유와 시간지연 부가가 안전해석 결과에 미치는 영향을 파악하고 해석에 반영하기 위해 일차냉각재계통 과압이 걸리는 사고들에 대해 평가하였다.

주요어 : 가압중수로형원자로, 안전해석, 액체방출밸브 개방압력, 안전여유, 시간지연

Abstract - Sensitivity on the reactor safety was evaluated for the safety margin and time delay applied to the opening pressure of liquid relief valve(LRV) of the primary heat transport system(PHTS) in the pressurized heavy water reactor(PHWR) type nuclear power plant. Since the LRV is the pressure boundary for the PHTS in the safety analysis, the operating of LRV has a significant effect on the safety analysis results. Therefore it is required during the regulatory review of Wolsong Unit 1 safety analysis to find the safety effect of the application of safety margin and time delay to the LRV opening pressure for the safety analysis of PHTS pressurizing events.

Key words : PHWR, Safety analysis, LRV opening pressure, safety margin, time delay

1. 서 론

중수로(CANDU : Canadian Deuterium Uranium Reactor) 안전해석 열수력분야 평가를 CATHENA 코드로 경년열화된 노심을 기준으로 평가하였다. 중수로

안전해석에서 압력경계는 일차냉각재계통 액체방출밸브(이하 LRV : Liquid Relief Valve)이다. 따라서 압력경계인 LRV 응동이 안전해석에 직접적인 영향을 주므로 LRV 불확실도를 포함한 안전여유 부가와 시간지연이 사고결과에 영향을 줄 수 있기 때문에 평가가 요구되었다. 과거에는 중수로 안전해석을 수행할 때 안전여유와 시간지연을 반영하여 평가하지 않았으나 월성1호기 안전해석을 수행할 때 LRV 불확실도를 포함한 안전여유 및 시간지연을 반영하여 민감도를

[†]To whom corresponding should be addressed.
KHNP Central Research Institute 1312 Gil 70 Yuseongdaero,
Yuseong, Daejeon, KOREA 305-343
Tel : 042-870-5261 E-mail : wolsong@khnp.co.kr

평가하였다. 액체방출밸브 안전여유 및 시간지연이 반영된 열수력코드의 모델을 이용하여 냉각재계통 과압 한도와 연료피복재 온도 허용기준을 초과하는지 확인하기 위해 일차냉각재계통 과압이 걸리는 사고를 평가하였다.

2. 중수로 열수력해석 방법론 및 액체방출밸브 개방 적용 평가 방법

월성 중수로는 CANDU-6(CANDU : Canadian Deuterium Uranium Reactor) 형태이며, 안전해석용 열수력분야 평가는 CATHENA 코드로 수행하며, 월성1호기는 MOD-3.5d, R2로 수행하였다. CATHENA는 캐나다의 CANDU Energy사가 개발한 코드로 Canadian Algorithm for Thermalhydraulic Network Analysis를 뜻한다[1]. CATHENA 모델은 월성 원전과 같은 형태인 CANDU-6의 실제노심과 동일하게 그림 1과 같이 2개 회로로 분리하였으며, 각 회로에는 2개의 유량경로가 구성되어 총 4개의 유량경로에 대해 그림 2

와 같이 7개 그룹으로 채널을 그룹핑하였다[2]. 11년 전출력으로 운전한 경년열화된 압력관 크립을 반영하였고, 103% 출력에서 냉각재입구모관온도를 267.5°C, 출구모관의 압력과 온도는 각각 10.03 MPa(a)과 310°C로 초기조건을 설정 평가하였다[3].

중수로 LRV의 개방설정압은 10.24MPa(g)이며 개방 불확실도는 $\pm 0.0512\text{MPa}$ (10.24MP의 $\pm 0.5\%$)이다. LRV는 일차냉각재계통 과압보호를 위해 설계되었으며 III등급 전원상실시 Fail Open(안전개방)되도록 설계되었다. LRV 개방에 의한 유량방출은 탈기응축기로 이루어지며, 설계기준사고의 압력경계는 LRV까지이다. 개방 불확실도 0.5%에 안전해석 여유 1.5%를 추가(10.24MPa(g) +2%의 해석치)하여 과압평가 측면에 보수성을 고려하였으며, 연료 건전성 평가를 위해서 개방 불확실도 -0.5%에 안전해석 여유 -1.5%를 추가하여 LRV의 조기 개방에 따른 냉각재계통의 조기 감압으로 연료피복관 가열측면에서 보수성을 고려하였다. 또한 연료건전성 확인 측면에서는 즉시 개방으로, 과압 확인 측면에서는 즉시 개방이 아닌 설정압

Table 1. NUCIRC Code Results and Initial Conditions of CATHENA of Safety Analysis Code

	11 년 전출력 운전시점의 NUCIRC 결과 (at 100%FP)	안전해석에서 가정된 CATHENA 초기조건 (at 103%FP)
입구모관 온도		
2	263.40	267.5
4	263.69	267.5
6	262.09	267.3
8	262.48	267.5
헤더 차압 (MPa)		
HH 2-3	1.2	1.12
HH 4-1	1.2	1.12
HH 6-7	1.18	1.12
HH 8-5	1.19	1.12
원자로출구모관 압력 (MPa(a))		
3	9.9509	10.03
1	9.9555	10.03
7	9.9408	10.03
5	9.9775	10.03

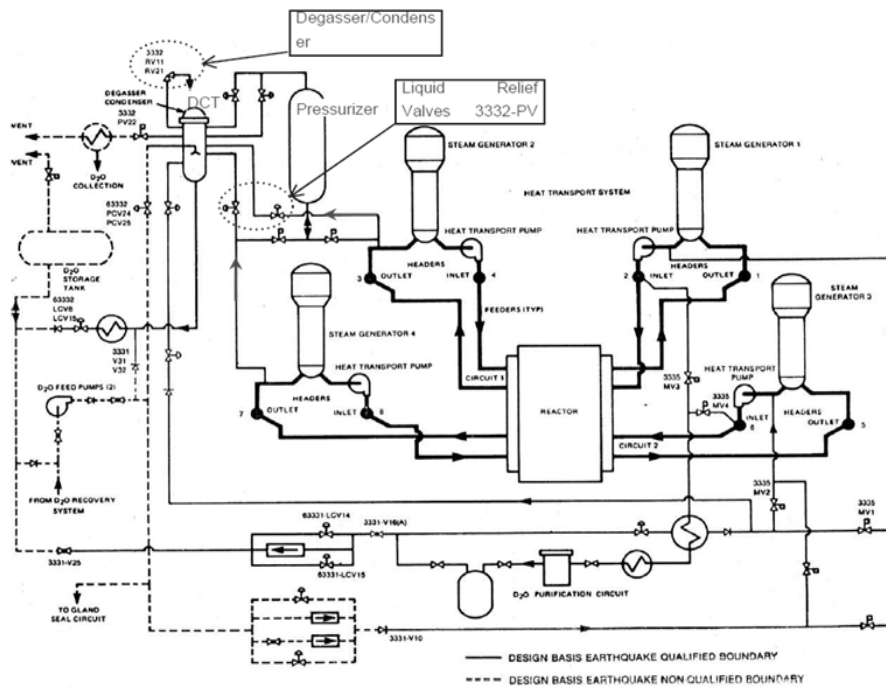


Fig. 1. CANDU-6 Primary Heat Transport System

	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21
A									45	35	45	15	25	15							
B						45	35	45	35	45	35	25	15	25	15	25	15				
C				45	35	45	35	45	35	45	15	25	15	25	15	25	15				
D			45	35	45	35	45	35	41	31	21	11	25	15	25	15	25	15			
E		45	35	45	35	45	31	41	31	41	11	21	11	21	15	25	15	25	15		
F		35	45	35	41	31	41	31	41	31	21	11	21	11	21	11	25	15	25		
G	36	46	36	46	31	41	31	41	31	41	11	21	11	21	11	21	16	26	16	26	
H	46	36	46	36	41	31	41	31	41	31	21	11	21	11	21	11	26	16	26	16	
J	46	36	46	36	42	32	42	32	42	32	42	12	22	12	22	12	26	16	26	16	
K	36	46	36	42	32	42	32	42	32	42	32	22	12	22	12	22	12	22	12	26	16
L	46	36	46	32	42	32	42	32	42	32	42	12	22	12	22	12	22	12	26	16	
M	36	46	36	43	33	43	33	43	33	43	23	13	23	13	23	13	23	13	26	16	
N	46	36	46	33	43	33	43	33	43	33	23	13	23	13	23	13	23	13	26	16	
O	36	46	36	46	33	43	33	43	33	43	23	13	23	13	23	13	23	16	26	16	
P	36	46	36	44	34	44	34	44	34	44	14	24	14	24	14	24	14	26	16	26	
Q	47	37	47	37	44	34	44	34	44	34	24	14	24	14	24	14	27	17	27	17	
R	47	37	47	37	44	34	44	34	44	14	24	14	24	14	27	17	27	17			
S	37	47	37	47	37	44	34	44	34	24	14	24	14	27	17	27	17	27			
T		37	47	37	47	37	44	34	44	14	24	14	27	17	27	17	27				
U			37	47	37	47	37	47	37	27	17	27	17	27	17	27					
V				37	47	37	47	37	47	17	27	17	27	17	27						
W									37	47	37	27	17	27							

Fig. 2. CATHENA Fuel Channel Model

도달후 1.5초 경과시점에 액체방출밸브가 개방되도록 모델하였다.

냉각재계통 과압이 발생하는 사고는 강제순환상실 사고(IV등급 전원)에 대해 전체와 부분 상실사고, 단일

냉각재펌프 고착사고), 반응도제어상실사고, 주증기관 파단사고, 급수관 파단사고, 이차측 압력제어 상실사고가 있다. 각각의 사고에 대해 다양한 초기 출력준위 (103%, 75%, 25% FP)에서 원자로조절계통(RRS)를 동작, 미동작시킨 경우에 대해 평가하였으며, 분석목

Table 2. Safety Analysis Acceptance Criteria Depending on LRV open

분석목적	개방	허용 기준
연료건전성	LRV 4대	연료피복관 침투온도 $\leq 800^{\circ}\text{C}$
1차측 과압	LRV 2대	출구모관 압력 $\leq 11.9\text{MPa(a)}$ (설계압력의 110%) : 제1정지계통 사용
2차측 과압	LRV 2대	주증기관 압력 $\leq 5.68\text{MPa(a)}$ (설계압력의 110%) : 제1, 2정지계통

적에 맞게 LRV의 개방 수치를 표 2와 같이 선택하여 제1정지계통에서 2번째 발생하는 정지변수로 원자로가 정지되도록 하여 비교 평가하였다. 주증기관파단사고에서는 비상노심냉각수(ECC) 주입에 의한 일차냉각재 압력상승으로 일시적으로 LRV가 개방되므로 ECC 가용경우에 대해서 LRV 개방 민감도 평가를 수행한다.

4. 결과

각 사고에 대해 103%FP의 초기출력 및 제1정지계통 두 번째 트립을 적용시켜 원자로출구모관 압력, 연료 피복관 온도의 거동을 평가하였다. 여러 사고중 가장 제한적인 사고인 강제순환상실사고에서 IV등급 전원에 상실에 의한 단일 냉각재펌프 트립사고에 대해 원자로조절계통이 동작하는 사고를 그림 3에 나타내었다.

5. 결론

강제순환상실사고(IV등급 전원에 대해 전체와 부분 상실사고, 단일 냉각재펌프 고착사고), 반응도제어상실사고, 주증기관 파단사고, 급수관 파단사고, 이차측 압력제어 상실사고에 대해 다양한 출력에서 LRV 개방 설정압 민감도 평가를 다양한 출력에서 LRV 개방 설정압에 $\pm 2\%$ 의 안전여유와 시간지연 1.5초를 적용하여 원자로조절계통이 작동, 미작동 상태에 대해 민감도를 평가하였다.

상기사고에 대해 LRV 개방설정압에 안전여유와 시간지연을 부가하고 평가하여도 일차냉각재계통의 과압한도 11.9 Mpa(a)과 연료건전성 기준(800°C)을 만족한다. 103% 전출력이고 원자로조절계통이 작동되는 상태에서 LRV개방압에 대한 안전여유와 시간지연 부가가 안전해석 결과에 주는 영향이 그림 3에서 보는 것과 같이 미미함을 확인할 수 있다. 강제순환상실 사고에서 IV등급 전원에 상실에 의한 단일 냉각재펌프 트립사고가 일차계통과압을 발생시키는 사고중 가장 제한적인 사고로 확인되는데, 이는 IV등급 전원 상

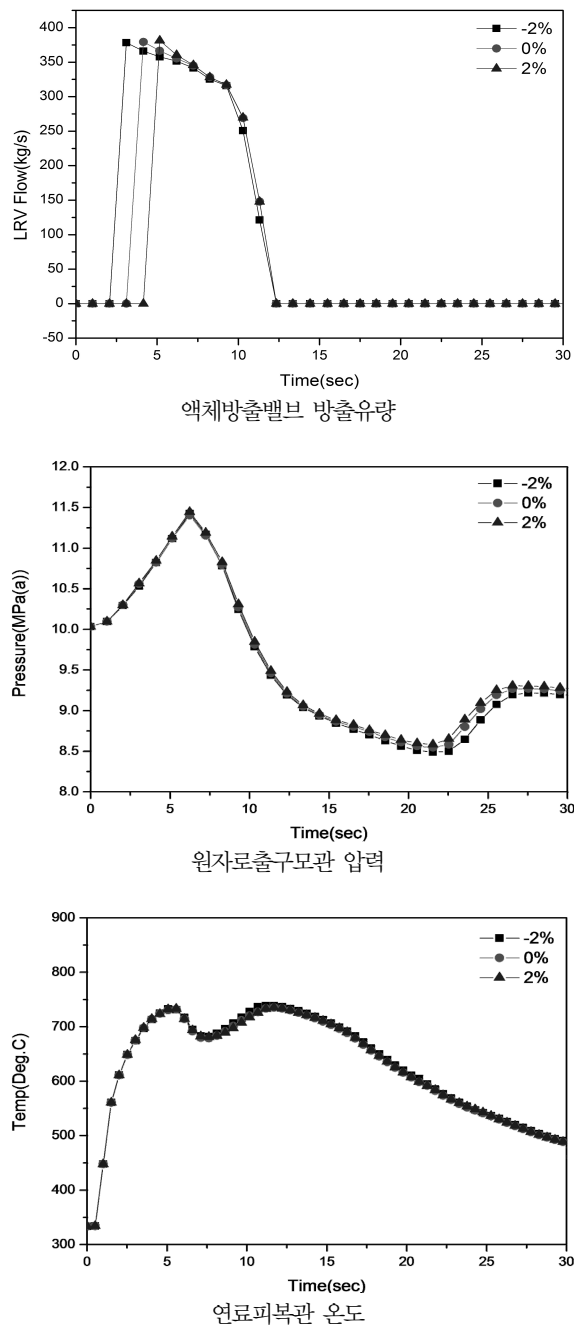


Fig. 3. The Sensitivity Analysis for LRV Safety Margin of Single PHT Pump Failure(Reactor Regulating System Operating)

실로 한 개 냉각재펌프가 정지되면서 냉각재유량 감소로 원자로정지가 가장 늦게 발생하면서 일차계통 압력과 연료피복재 온도가 상승되는 시간이 길어지기 때문이다.

References

1. T.G. Beuthe and B.N. Hanna, Editor, "CATHENA MOD-3.5d/Rev 2 Input Reference", AECL-WL Report: 153-112020-UM-001, Revision 0, 2005 August, and T.G. Beuthe and B.N. Hanna, Editor, "CATHENA MOD-3.5d/Rev 2 GENHTP Input Reference", AECL-WL Report: 153-112020-UM-002, Revision 0, 2005 August.
2. H.S. Lim et. al, "Steam Generator Tube Integrity Analysis of a Total Loss of All Heat Sinks Accident for Wolsong NPP Unit 1", NET Volume 46, 2014
3. 한수원 "월성1호기 FSAR 15장", 2013.