

OPR1000형 원전의 최종열제거원 상실사고 대처전략 및 운전원 조치 시간에 따른 열수력 거동 분석

송준규*†

Thermal-hydraulic Analysis of Operator Action Time on Coping Strategy of LUHS Event for OPR1000

Jun Kyu Song*†

†Corresponding Author

Jun Kyu Song

Tel : +82-42-870-5385

E-mail : junkyu.song@khnp.co.kr

Received : July 2, 2020

Revised : August 18, 2020

Accepted : August 31, 2020

Abstract : Since the Fukushima nuclear accident in 2011, the public were concerned about the safety of Nuclear Power Plants (NPPs) in extreme natural disaster situations, such as earthquakes, flooding, heavy rain and tsunami, have been increasing around the world. Accordingly, the Stress Test was conducted in Europe, Japan, Russia, and other countries by reassessing the safety and response capabilities of NPPs in extreme natural disaster situations that exceed the design basis. The extreme natural disaster can put the NPPs in beyond-design-basis conditions such as the loss of the power system and the ultimate heat sink. The behaviors and capabilities of NPPs with losing their essential safety functions should be measured to find and supplement weak areas in hardware, procedures and coping strategies. The Loss of Ultimate Heat Sink (LUHS) accident assumes impairment of the essential service water system accompanying the failure of the component cooling water system. In such conditions, residual heat removal and cooling of safety-relevant components are not possible for a long period of time. It is therefore very important to establish coping strategies considering all available equipment to mitigate the consequence of the LUHS accident and keep the NPPs safe. In this study, thermal hydraulic behavior of the LUHS event was analyzed using RELAP5/Mod3.3 code. We also performed the sensitivity analysis to identify the effects of the operator recovery actions and operation strategy for charging pumps on the results of the LUHS accident.

Copyright©2020 by The Korean Society of Safety All right reserved.

Key Words : stress test, loss of ultimate heat sink, nuclear power plant, natural disaster, operation strategy, operator action

1. 서론

후쿠시마 원자력발전소 (원전) 사고부터 많은 사람들이 지진, 홍수, 폭우 및 쓰나미 등 자연재해 조건에서 원자력발전소의 안전에 많은 관심과 우려를 가지게 되었다. 이에 따라 유럽, 일본, 유럽 및 러시아 등 원전을 가지고 있는 여러 나라에서 설계조건을 초과하는 극한 조건을 원전에 적용하여 안전 여유도를 확인하고 취약점은 보완하는 스트레스테스트 (Stress Test)를 수행했다. 우리나라도 정부와 기업의 주도로 전원전에

대한 스트레스테스트를 수행 중에 있다^{1,2)}.

스트레스테스트에서는 교류전원완전상실 및 최종열 제거원상실과 같은 원전의 설계기준초과사고 상황을 원전에 적용하여 연료 손상 없는 노심 냉각능력, 원자로계통(1차측)의 압력경계 건전성 확보 능력 및 격납건물의 건전성 유지 능력 등을 아래와 같은 사고 조건에서 확인 및 보완한다^{3,4)}.

- 소외전원 상실사고 (Loss Of Offsite Power, LOOP)
- 소내전원 상실사고 (Station Black-Out, SBO)

*한국수력원자력(주) 중앙연구원 일반연구원 (Korea Hydro & Nuclear Power)

- 교류전원 완전상실사고
(Extend Loss of Alternative Power, ELAP)
- 최종열제거원 상실사고
(Loss of Ultimate Heat Sink, LUHS)
- 교류전원 완전상실+최종열제거원 상실사고
(ELAP+LUHS)

위 시나리오 중 최종열제거원 상실사고는 원전에서 발생하는 열을 최종적으로 발전소로부터 제거해주는 열제거원의 상실을 가정한다. 국내 원전의 최종열제거원은 해수이며 열교환을 통해 노심 및 냉각이 필요한 각종 기기에서 발생하는 열을 해수로 내보낸다. 최종열제거원 상실사고 시 정상적인 방법의 열제거 기능을 상실하기 때문에 노심에서 발생하는 열과 기기에서 발생하는 열을 장기간 냉각하는 것이 불가능하다. 또한, 충전수가 공급되지 않으면 원자로냉각재펌프 밀봉을 통한 냉각재의 누설이 발생하고 계통 내 냉각재는 감소한다. 지속적인 원자로냉각재 누설은 노심 노출을 발생시킬 수 있다.

사고 대응에 필요한 몇몇 기기는 장기간 운전을 위해서 냉각이 필요하다. 하지만 최종열제거원 상실사고는 열제거원의 상실을 가정하기 때문에 장시간 운전엔 냉각수가 필요한 기기는 사고 시 불가용한 것으로 가정한다. 따라서 사고 시 대응에 필수적인 기기에 대한 가용 여부를 고려하여 대응전략을 수립하는 것이 중요하다.

사고 초기에 운전원 조치는 원자로냉각재계통의 압력, 온도 및 계통 내 냉각재 양을 결정하기 때문에 원전을 안전한 상태로 유지하는데 매우 중요하다. 초기 운전원 조치시간은 원전 상태와 사고 대응전략을 결정하는 중요한 인자이므로 조치시간에 따른 원전의 거동을 분석하고 이에 맞는 사고대처 전략을 개발하는 것이 필요하다. 또한, 최종열제거원 상실사고에서 충전펌프 운전 전략은 원자로냉각재계통 내 냉각재 수위를 유지하며 노심 손상을 방지하는 중요한 역할을 하므로 충전펌프 운전전략에 대한 원전 거동 분석 및 검토가 필요하다.

본 연구에서는 최종열제거원 상실사고 시 미국 NRC가 개발한 RELAP5/MOD3.3 코드를 이용하여 원전의 거동을 분석했다⁵⁾. 초기 운전원 조치시간과 충전펌프 운전전략에 따른 원전의 거동 변화를 검토 및 분석하여 최종열제거원 상실사고 시 대처 한계시간 및 대처 전략의 적절성을 검토했다.

2. 최종열제거원 상실사고 대응 전략

2.1 최종열제거원 상실사고 가정사항

최종열제거원 상실사고는 취수구에 진흙의 과도한

유입 혹은 취수구 구조물 및 1차기냉각해수계통(Essential Service Water System, ESWS)의 손상 등의 원인에 의해 발생할 수 있다. 1차기냉각해수계통을 통해 열제거하는 1차기냉각수계통(Component Cooling Water System, CCWS)은 사고 발생 시 일정시간 동안은 정상작동 가능하지만 보수적인 가정을 위해 사고발생 동시에 기능을 상실하는 것으로 가정했다. 또한 원전은 100% 출력으로 운전 중인 것으로 가정했다. 원전 내 전력공급은 외부전력 및 비상디젤발전기 등을 통해 공급받을 수 있으므로 1차기냉각수계통을 사용하지 않는 모든 기기는 사용가능한 것으로 가정했다. 사용가능한 주요기기는 가압기안전밸브(Pressurizer Safety Valve, PSV), 원자로배기계통(Reactor Coolant Gas Vent System, RCGVS), 충전펌프(Charging Pump, CP), 터빈보조급수펌프(Turbine Driven Auxiliary Feed Water Pump, T/D AFWP), 주증기대기방출밸브(Main Steam Atmospheric steam Dump Valve, MSADV), 냉각이 필요 없는 측정 및 작동기기 등이다. 운전원 조치는 보수적으로 사고 발생 후 30분 후에 수행한다고 가정했다.

2.2 최종열제거원 상실사고 시나리오

최종열제거원 상실사고가 발생하면 순환수계통(Circulating Water System, CWS)의 기능 상실로 인해 복수기의 기능의 상실을 가정한다. 복수기 기능 상실과 동시에 터빈과 주급수펌프 정지가 발생하고 이로 인해 발생하는 원자로계통(1차측)과 터빈계통(2차측)의 열제거 불균형이 발생한다. 2차측 열제거가 원활히 이루어지지 않으면 1차측 압력 및 온도는 급격히 상승하여 가압기 고압력 원자로 정지신호를 발생시킨다. 주급수펌프 정지로 증기발생기 수위가 지속적으로 감소하여 보조급수작동 설정 수위까지 도달하면 보조급수펌프 작동신호가 발생한다.

1차기냉각수계통의 기능상실로 인해 유출수관의 온도가 증가하여 유출수계통은 1차측으로부터 격리된다. 충전펌프는 원자로냉각재펌프(Reactor Coolant Pump, RCP) 밀봉 건전성 유지를 위해 작동되며 지속적인 충전펌프 주입으로 인해 1차계통 수위는 증가한다. 충전펌프 주입원은 재장전수탱크(Refueling Water Storage Tank, RWST)이며, 충전펌프 주입량 대비 큰 용량을 가지고 있어 장기간 충전펌프 운용이 가능하다.

사고발생 직후 1차계통 압력은 가압기안전밸브가 여단힘을 반복하며 가압기안전밸브 개방압력 설정치 이하로 유지된다.

사고발생 30분 후 원전을 안전한 상태로 유지하기 위해 운전원 수동 조치가 필요하다. 2차측 증기발생기

를 통한 열제거를 위해 대기증기방출밸브를 개방하고 고온관 온도를 기준으로 일정한 냉각물로 원자로냉각재계통을 냉각한다. 펌프 건전성 확보를 위해 원자로냉각재펌프를 정지한다. 원자로냉각재배기계통 운전을 통해 1차계통 내 기체를 배기하며 1차측 압력을 조절한다. 가압기 상부의 원자로냉각재배기밸브를 개폐하여 압력을 감압하고 감압으로 인해 원자로상부헤드에 증기가 쌓이면 상부헤드의 원자로냉각재 배기밸브를 개폐하여 증기를 제거하는 과정을 반복하며 원자로냉각재계통의 압력을 감소시킨다. 증기발생기를 이용한 1차계통 냉각을 통해서 감압한다. 또한, 가동 중인 충전펌프 유형에 따라 원심펌프의 경우 유량 조절을 수행하고, 용적펌프의 경우 운전수를 조절하여 충전유량을 조절한다. 유형에 따른 충전유량 조절을 통해 과도한 충전펌프 주입으로 인한 가압기 만수위 발생을 방지한다.

운전원 조치 후 원자로냉각재 온도를 일정한 속도로 냉각하여 안전한 온도 및 압력으로 유지하며 고장 난 최종열제거원 관련 계통 복구 혹은 외부 자원을 통한 대체최종열제거원 복구를 기다리며 대기한다. 1차계통의 압력과 온도가 정지냉각계통 (Shutdown Cooling System, SCS)을 가동할 수 있는 온도 및 압력에 도달하고, 이동형 펌프와 같은 외부자원을 이용하여 대체 최종열제거원이 가용한 상태가 되면 원전을 안전한 정지상태로 유지할 수 있다.

Table 1은 최종열제거원 상실사고의 주요 과정을 시간순으로 나타낸 것이며 사고 발생부터 이동형 펌프를 사용하기 전까지 과정을 나타냈다.

3. 분석 방법 및 모델링

3.1 RELAP5/MOD 3.3

RELAP5/MOD 3.3 코드는 경수로 원전에 대해서 열유체 해석 코드로서 발생가능한 다양한 사고에 대한 분석에 사용되고 있다. 주요계통, 기기 및 제어 계통을 1차계통 및 2차계통을 모델링 하였다. Fig. 1은 본 연구에 사용한 OPR1000형 원전에 대한 계통 모델링이다. Fig. 1과 같이 OPR1000형 원전은 1차측과 2차측으로 나누어서 모델링 했다. 1차측 계통은 원자로압력용기 (RV), 가압기 (Pressurizer, PZR), 고온관, 저온관, 원자로냉각재펌프, 1차측 증기발생기, 충전펌프, 가압기안전밸브 및 원자로냉각재배기계통 등으로 구성되어 있다. 2차측은 2차측 증기발생기, 급수펌프(주/보조), 증기발생기 튜브, 주증기대기방출밸브, 주증기안전밸브 (MSSVs) 및 복수기 등으로 구성되어 있다. 붕괴열은

Table 1. Major sequence of LUHS event

Time (sec)	Event	Remark
0	Initiating event	Auto
	Circulating Water (CW) system trip	
	Condenser trip	
	Turbine trip	
	Component cooling water (CCW) system trip	
5	Letdown HX isolation	Auto
	Rx trip	
6	Main steam safety valves (MSSVs) open	Auto
7	Pressurizer safety valve (PSV) open	Auto
600	Start of AFWPs operation	Auto
1800	RCP trip	Manual
	Pressurizer heater turnoff	
	Main steam atmospheric dump valves (MSADVs) open	
	Reactor coolant gas vent (RCGV) system (PZR, RVUH vent) operation	
28800	Adjusting charging pump(CP) flowrate	Manual
	Connecting a mobile equipment	

ANSI/ANS 4.1-1979를 적용했다.

3.2 정상상태모사

Table 2는 원전 설계값과 해석 결과를 비교한 것이다. 정상상태 계산은 3,000초간 수행했으며 계산 결과는 설계값과 0.6% 미만의 차이를 보였다. 이를 통해 모델링한 원전 계통이 실제 원전 계통과 매우 유사한 것을 확인할 수 있다.

4. 분석 결과 및 토의

4.1 초기 운전원 조치시간에 따른 영향

사고발생 시 운전원의 신속한 조치는 빠른 시간 안에 원전을 안전한 상태로 냉각 및 감압하는데 매우 중요한 요소 중 하나이다. 초기 운전원 조치시간이 원전 거동에 미치는 영향을 파악하기 위해 운전원 수동 조치 시간 조건에 따른 사고 시 원전의 열수력 거동에 대한 분석을 수행했다. 운전원 수동 조치 시간은 사고발생으로부터 10분에서 120분(2시간)까지 10분, 30분 및 120분으로 케이스를 나누어 분석 했으며 운전원 수동 조치 전까지 최종열제거원 상실사고 시 가용한 자동 작동계통과 피동계통만 작동된다고 가정했다. 원전 냉각을 위해 필요한 운전원 수동 조치 사항으로 원자로냉각재펌프 수동 정지, 주증기대기방출밸브 개방, 원자로냉각재배기밸브 개폐 운전 등을 운전원 수동 조치 시간까지 모두 수행한 것으로 분석했다.

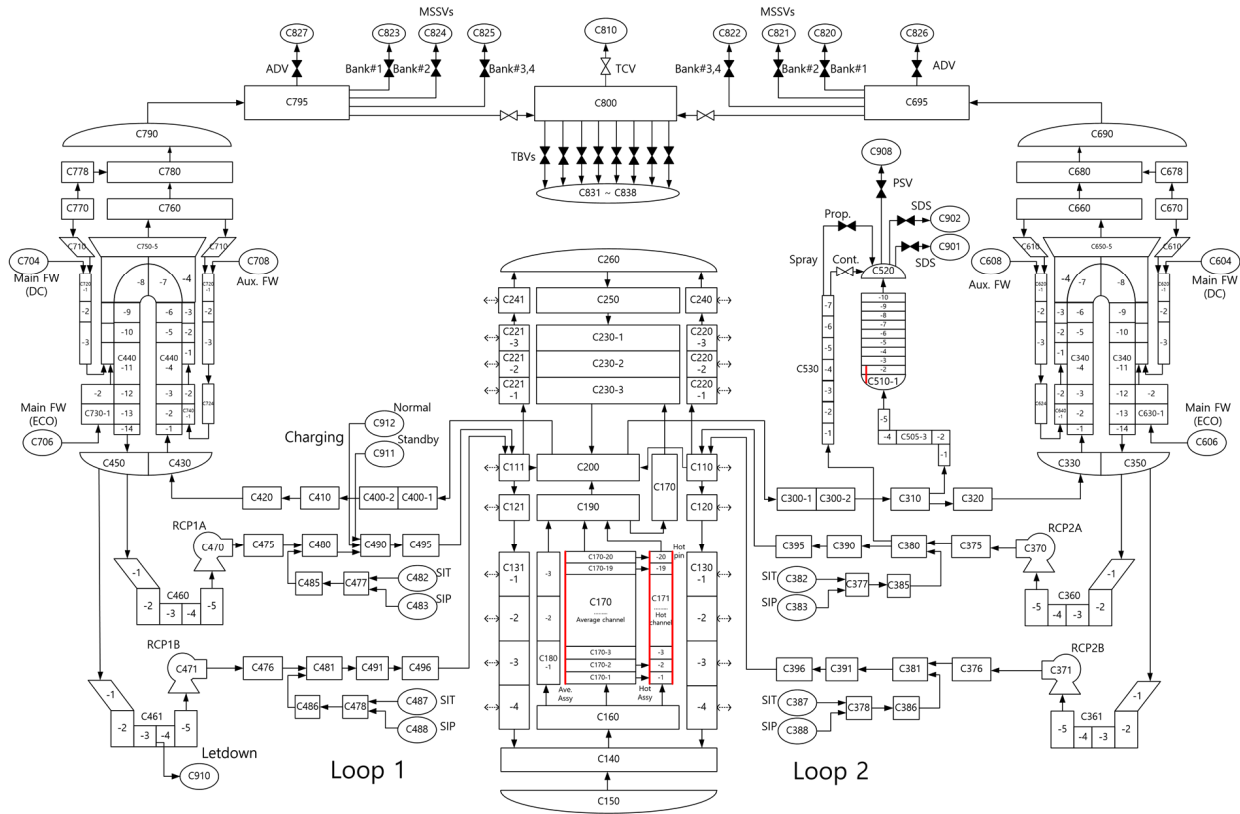


Fig. 1. Nodalization diagram of OPR1000.

Table 2. Initial condition for LUHS

Parameter	Target value	Steady state value
Core power (MWt)	2815	2815
Pressurizer pressure (MPa)	15.5132	15.5189
Pressurizer level (%)	52.60	52.51
Hot-leg temperature (°C)	327.23	327.20
Cold-leg temperature (°C)	295.83	295.85
RCS flow rate (kg/s)	15308.7	15306.07
Steam dome pressure (MPa)	7.5429	7.5158
Total FW flow per SG (kg/s)	802.9	798.4
SG level (%WR)	79	79
Circulation ratio	3.7	3.7

Fig. 2와 Fig. 3은 사고발생 시 1차측 압력과 온도를 각각 보여준다. 사고발생 초기에는 1차측과 2차측 열 제거 불균형으로 1차측 압력이 급격히 상승하나 가압 기고압력 설정치에 다다른 후 원자로정지에 의해 14 MPa 아래로 압력이 급감한다. 이후 충전펌프를 이용한 냉각재 주입으로 압력이 점점 상승한다. 운전원 조치 전까지 1차측 압력이 가압기안전밸브 설정치에 도달하면 가압기안전밸브가 여닫히며 압력을 설정치 이하로 유지한다. 운전원 조치에 의해 주증기대기방출밸브를

이용한 냉각이 시작되면 1차측 압력은 급격히 감압되고 이후 설정된 냉각율을 따라 서서히 냉각된다. 운전원 수동 조치에 의해 주증기대기방출밸브가 개방되기 전까지 가압기 안전밸브가 여닫힘을 반복하며 1차측 압력을 유지한다.

1차측 온도는 원자로정지에 의해 급격히 감소하며, 2차측을 통한 냉각에 의해 일정한 온도를 유지한다. 이후 운전원 조치에 의해 주증기대기방출밸브가 개방되면 설정된 냉각율에 따라 냉각되게 되고 정지냉각계통 운전이 가능한 원자로냉각재 온도에 도달하면 온도를 유지하며 대기한다.

Fig. 4는 시간에 따른 가압기 수위를 나타낸 것이다. 사고 발생 직후 원자로 정지에 의해 가압기 수위는 급감한다. 운전원 수동 조치 이전 가압기 수위는 충전펌프를 통한 냉각재 주입에 의해 서서히 증가한다. 이후 주증기대기방출밸브 개방 등과 같은 운전원 조치에 의해 1차측이 냉각되고 냉각재 부피가 수축함에 따라 가압기 수위가 급감한다. 1차측 압력이 감압으로 인해 원자로냉각재가 포화상태가 되면 액체에서 기체로 변화되어 원자로용기 상부에 모이게 된다. 원자로용기 상부에 기체가 모이게 되면 원자로냉각재를 밀어내게 되고 가압기 수위를 상승시키는 원인이 된다. 원자로용

기 상부에 일정 부피 이상의 기체가 모이면 운전원 수동 조치에 의해 원자로냉각재배기계를 이용해 기체를 제거하며 가압기 수위를 낮춘다. 가압기 수위가 낮아지면 1차측 감압을 위해 가압기 상부의 원자로냉각재배기계를 이용한다. 가압기 상부와 원자로용기 상부의 원자로배기계를 번갈아 사용하며 1차측을 감압하면서 가압기 수위를 일정한 범위로 유지한다.

Fig. 5는 핵연료 피복재 온도를 나타낸 것으로 최종 열제거원 상실사고는 원자로냉각재배기 내 냉각재가 증가하며 수위를 유지하기 때문에 피복재 온도는 원자로정지와 동시에 급격히 감소하며 이후 운전원 조치에 의해 온도는 점차 하락하여 핵연료 건전성을 유지하는 것을 확인할 수 있다.

Fig. 2, Fig. 3 및 Fig. 4에서 보는 것과 같이 운전원 조치가 빠를수록 원전을 안전하게 유지할 수 있다. 운전원 조치가 없더라도 원자로냉각재 압력과 고온관 온

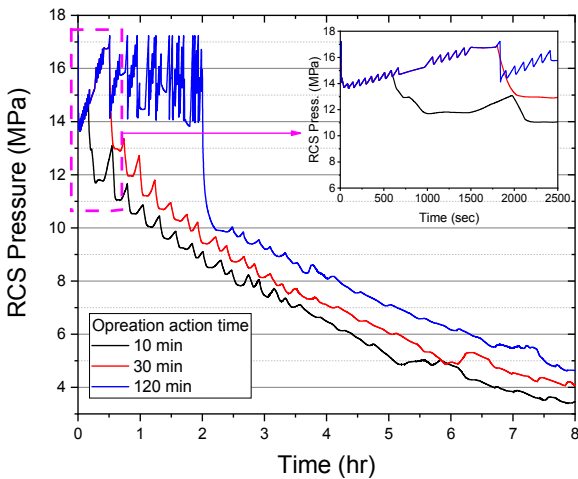


Fig. 2. Reactor coolant system pressure (Operator action).

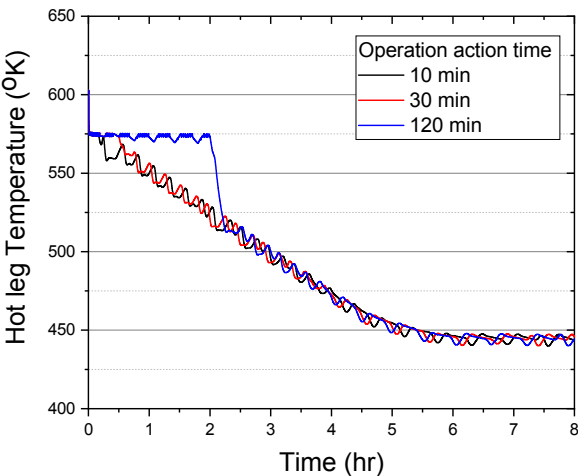


Fig. 3. RCS hot leg temperature (Operator action).

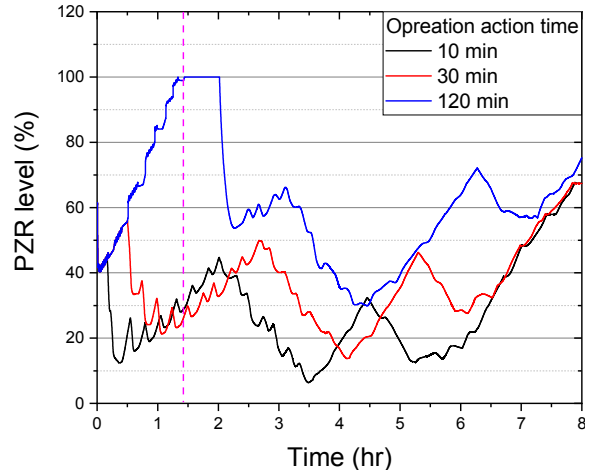


Fig. 4. Pressurizer level (Operator action).

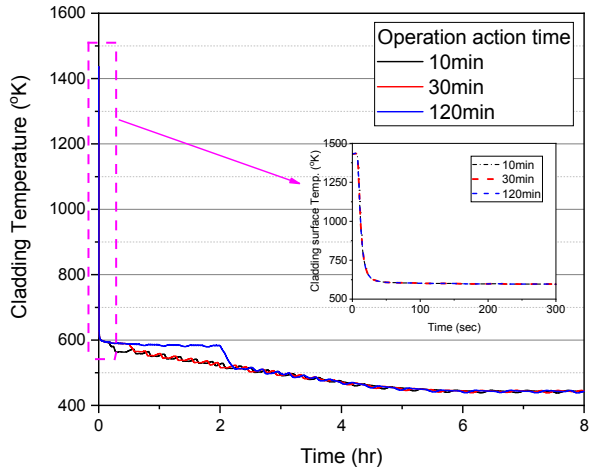


Fig. 5. Cladding surface temperature (Operator action).

도가 가압기안전밸브에 의해서 밸브 개방 설정치 이하로 유지되며 노심의 건전하게 유지된다. 다만 가압기 수위를 보면 약 1.4시간 이전까지(분홍색 점선) 운전원 조치가 완료 되지 않을 경우 가압기 만수위가 발생한다. 가압기 만수위 발생 시 가압기를 통한 압력 조절이 불가능하고 가압기안전밸브를 통해 원자로냉각재계통으로부터 원자로냉각재가 누출되므로 가압기 만수위 전에 운전원 조치가 필요하다. 따라서 최종열제거원 상실 사고 발생 시 원전을 안전한 상태로 유지하기 위해서 적어도 약 1.4시간 이전에 원자로냉각재계통을 냉각 및 감압하는 운전원 조치가 완료 되어야 한다.

4.2 충전펌프 운전에 따른 영향

사고 발생 전에는 정상상태의 원전은 용적충전펌프를 이용하는 발전소의 경우 충전펌프 2대가 정상 운전 중이며 원자로냉각재 계통 내 냉각재 양을 조절하고 원자로냉각재펌프 밀봉을 유지하고 있다. 적어도 1대

이상의 충전펌프가 사고 중에도 운전 되어야 충전펌프 밀봉을 통한 원자로냉각재 누설을 막을 수 있으며 누설로 인한 노심 노출을 막을 수 있다.

충전펌프 운전 전략에 따른 원자로냉각재계통의 열유체 현상의 변화를 분석하였다. 먼저 충전펌프 1대를 정지하는 운전원 조치가 사고 발생 후 30분후에 이루어져 사고발생 30분 전까지 2대의 충전펌프가 운전 중이고 30분 후에는 1대의 충전펌프가 운전 중인 조건을 분석하였다(case 1). 또 운전원 조치가 이루어지지 않아 충전펌프 2대가 사고 진행 중 작동되는 조건을 분석했다(case 2). 두 조건 모두 충전펌프 운전 조건 외에 원자로냉각재계통 냉각 및 감압을 위한 운전원 조치는 동일하게 사고발생 30분 후 이루어지는 것으로 가정했다.

Fig. 6는 두 조건에 대한 가압기 압력을 나타낸 것으로 사고 초기에는 동일한 충전펌프가 운전 중이므로 동일한 가압기 거동을 보이지만 사고 발생 30분 후 case 1은 압력이 서서히 감소하는 거동을 보인 반면 case 2의 경우 case 1보다 더 높은 압력을 유지하며 감소하다가 약 3.3시간 이후에는 가압기 압력이 상승하는 것으로 거동이 나타났다. 또한 약 4.5시간 이후에는 압력이 급격하게 상승하여 가압기안전밸브가 여닫히며 압력을 밸브 열림 설정치 이하로 유지하지만 약 4.5시간 이후에는 압력 조절 능력을 상실한다.

Fig. 7는 고온관 온도를 나타낸 것으로 고온관 온도는 원자로냉각재펌프의 수동 정지 전까지 유지된다. 이후 주증기대기방출밸브 개방을 통해 지속적인 열제거로 온도가 감소한다. 고온관 온도는 충전펌프 운전 전략에 영향을 받지 않고 두 조건에서 유사한 온도 경향을 보였다.

Fig. 8은 가압기 수위를 나타낸 것으로 case 1의 경우에 사고 발생 30분 후부터 7시간 까지 50% 이하의 수위로 유지되고 8시간 까지도 70% 이하로 수위를 유지한다. 반면 case 2의 경우 30분 후 가압기 수위가 가파르게 상승하여 2.5시간 후 약 70% 수위에 도달한다. 이후 충전펌프의 유량을 조절하는 조치를 제외한 다른 운전원 조치를 수행함에도 불구하고 약 3.3시간 이후에 가압기 만수위에 도달하여 가압기 압력 조절 능력을 상실한다. Fig. 6에서 사고발생 약 3.3시간(분홍색 점선) 후 압력이 주기적으로 진동하는 것처럼 보이는 이유는 가압기 만수위에 의한 영향으로 압력 조절 기능을 상실했기 때문이다.

Fig. 9은 원자로냉각재배기계통을 통해 배출되는 배기량을 나타낸 것으로 case 1의 경우 가압기와 원자로상부헤드의 배기계통이 번갈아 가며 증기를 배출하는

것을 확인할 수 있다. case 2는 약 3.3시간까지 가압기의 원자로냉각재배기계통만을 통해 증기 배출이 이루어지고 이후에는 가압기 만수위에 의해 증기는 배기되

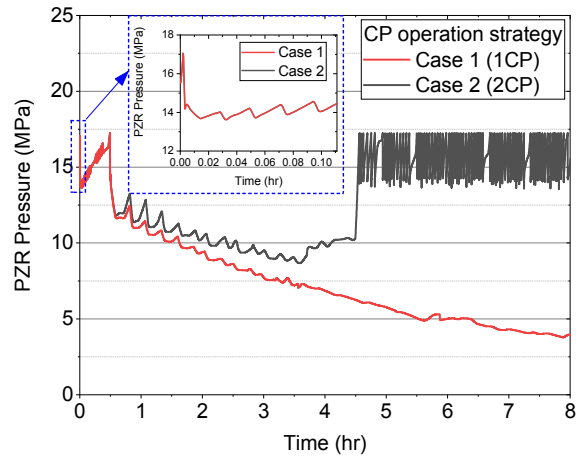


Fig. 6. Pressurizer level (CP operation strategy).

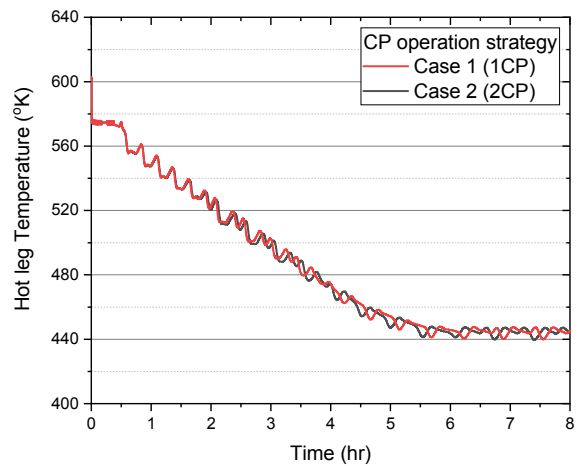


Fig. 7. RCS hot leg temperature (CP operation strategy).

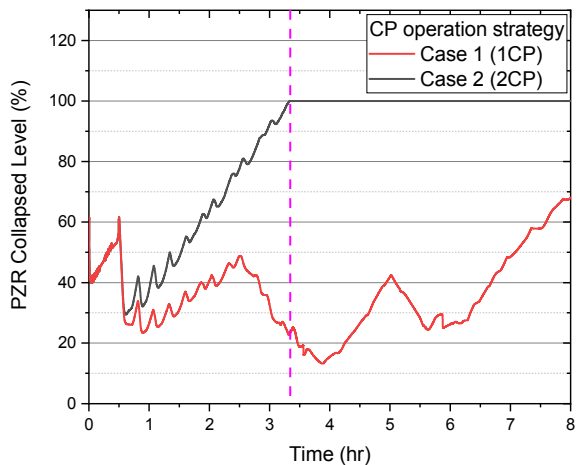


Fig. 8. Pressurizer level (CP operation strategy).

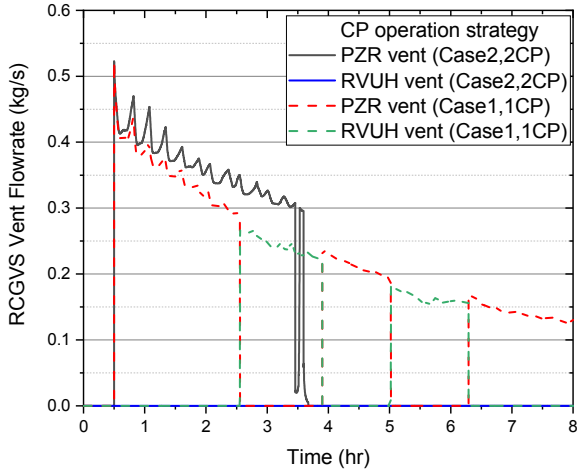


Fig. 9. Steam mass flow rate through RCGV ventilation (CP operation strategy).

지 않는 것을 볼 수 있다.

Fig. 6와 8에서 보는 것과 같이 최종열제거원 상실사고가 발생하면 충전펌프의 주입유량을 조절해 주는 운전원 수동 조치가 이루어지지 않는다면 사고 발생 후 약 3.3시간에 가압기 만수위가 발생하고 가압기의 감압 기능은 상실된다. 따라서 가압기 만수위가 발생하기 전에 운전 중인 충전펌프를 정지하는 등의 충전펌프 유량을 조절하는 운전원 수동 조치가 필요하다.

5. 결론

본 연구에서는 OPR1000형 원전에 대한 다중고장사고 중 최종열제거원 상실사고에 대해서 운전원 조치 및 충전펌프 운전 전략에 따른 원전의 열유체 거동을 열

유체 계통 코드를 이용하여 분석했다.

최종열제거원 상실사고 발생 시 원전을 안전한 상태로 유지하기 위해서 2차측을 통해 1차측을 냉각하고 가압기 수위를 조절하는 등 운전원 수동 조치가 필수적이다. 사고 발생 후 운전원은 상황을 인지하고 정확한 판단 후 사고를 완화를 위한 조치를 수행하며 이때 조치 시간이 짧을수록 사고를 완화시키는데 도움이 된다.

본 연구를 통해 OPR1000형 원전에 최종열제거원 상실사고 발생 시 노심을 안전한 상태로 냉각 및 감압하기 위해 적어도 약 1.4시간 이전에 사고완화를 위한 운전원 수동 조치가 필요한 것을 알 수 있다. 또한 가압기 수위 조절을 위해 필요한 충전펌프 운전 전략 중 충전펌프 유량을 조절하는 조치는 적어도 약 3.3시간 이전에 수행되어야 원전을 안전하게 유지할 수 있다.

References

- 1) OECD/NEA No.7284, “Five Years after the Fukushima Daiichi Accident, Nuclear Safety Improvements and Lessons Learnt”, Nuclear Energy Agency, 2016.
- 2) Korea Hydro and Nuclear Power Co. Ltd., “Stress Test Report for Hanul Unit 3&4 (an open copy)”, 2018.
- 3) Nuclear Safety and Security Commission, “Stress Test Implementation Guide”, 2016.
- 4) D. H. Kim et.al, “Development of Mitigation Strategy for Beyond Design Basis External Events for NRC Design Certification”, Transactions of the Korean Nuclear Society Autumn Meeting, 2013.
- 5) Information Systems Laboratories, Inc., “RELAP5/MOD3.3 Code Manual”, 2016.