

차세대 원자로 정지냉각계통의 냉각 성능에 대한 연구

유성연 · 이상섭*

충남대학교 기계설계공학과, *한국전력기술(주) 원자로설계개발단

A Study of Cooldown Performance of Shutdown Cooling System of Korea Next Generation Reactor

S.Y. Yoo and Sang Sub Lee*

Department of Mechanics and Design, Chungnam National University

Korea Power Engineering Company, Inc., NSSS Engineering & Development

요 약

한국형 차세대 원자로로는 ABB-CE사의 System 80+의 설계 개념을 근간으로 하여 표준화된 원자로의 계통설계를 추진하고 있다. 본 연구에서는 차세대 원자로 정지냉각계통이 운전시 요구되는 인허가 요건등 제반 조건을 충족시킬 수 있는지를 해석하였다. 또한 운전시 필요한 열교환기의 유효 면적과 원자로 기기냉각수 유량등 기본적인 설계 자료를 산출하여 차후 차세대 원자로 정지냉각계통의 상세설계 업무를 수행하는데 필요한 기초 자료를 제시하여 핵중기공급계통(NSSS)의 기술 개발을 이루는데 목적이 있다. 차세대 원자로로는 올진 3. 4호기 열출력 2,825 MW_{th}에 비해 열 출력이 4,000 MW_{th}로 증가되어 정지냉각계통의 관련 설계자료를 새로 산출해야 하므로 정지냉각계통의 냉각 능력을 평가하는 KDESCENT 전산코드를 이용하여 원자로 노심의 잔열과 정지냉각계통의 현열을 제거할 수 있는 최소 유량을 제시하였으며 주요 구성 기기인 열교환기, 펌프, 밸브 및 기타 기기의 기능 및 정지냉각계통의 운전절차를 고찰하였다.

Abstract — The standardized Korea Next Generation Reactor (KNGR) NSSS has been developed in the basis of the ABB-CE System 80+ design concept. In this study, several regulatory requirements for the KNGR shutdown cooling system (SCS) operation are investigated. The purpose of this study is to establish the technical self-reliance for SCS design by supporting fundamental data such as SDCHX effective area and reactor CCW flow rate. Thermal power of KNGR would be increased to about 4,000 MW_{th} in comparison with thermal power 2,825 MW_{th} of UCN 3&4, therefore, SCS design data shall be recalculated by using the KDESCENT Code, which could evaluate cooling capability of SCS. It is found that SCS minimum flow rate is able to remove the primary sensible heat rate. Reviewing the major components such as heat exchanger, pump, valve, and operating procedure, it is concluded as follows.

1. 서 론

현재 건설 및 설계 중인 올진 3. 4호기, 영광 5. 6호기는 ABB-CE사의 원자력 발전 설계 기술인 System 80을 기초로 하고 있으나, 한국형 차세대 원자로(Korea Next Generation Reactor)에서는 ABB-CE사의 개량형 경수로인 System 80+의 설계 개념을 적용하고 있다. System 80+는 ABB-CE사가 기존의 System 80을 바탕으로 하여 안정성 및 경제성을 획기적으로 향상시키기 위하여

최신 설계 개념을 적용하여 개발한 개량형 경수로로서 기본설계 요건은 미국전력연구소(EPR)의 개량형 원자로 사업자 설계요건 문서(ALWR URD)를 근간으로 하고 있다. System 80+는 이 요건 문서에서 제시한 중대 사고 대처 능력을 포함한 안정성 목표, 발전소 수명 등의 성능 목표, 신뢰도 및 이용률 목표, 경제성 목표 등의 제반 설계 요건을 만족하기 위하여 안전계통을 단순화시키고, 설계 및 운전 여유도 증가, 최적화된 발전소 배치, 격납용기내 재장전 수조등의 개량화 설계개념을 도

입하고 있다. System 80+ 표준 설계는 현재 운전중인 Palo Verde 원자로와 국내 운전 및 건설중인 영광 3, 4호기, 울진 3, 4호기, 영광 5, 6호기의 설계 개념을 최대한 반영하고 있다.

원자로 정지냉각계통은 고온관으로부터 냉각재를 받아 2개의 정지냉각계통열교환기를 통해 냉각재를 냉각시킨 후 정지냉각계통펌프를 사용하여 원자로냉각계통(RCS; Reactor Coolant System)으로 되돌리는 기능을 수행한다.

이때 정지냉각계통 열교환기의 냉각수는 기기냉각수계통으로부터 공급된다. 정지냉각계통펌프는 안전주입계통과 기능을 공유하지 않는다. 정지냉각계통의 주요 기능은 핵연료 재장전 운전을 위해 원자로 냉각재 계통의 잔열을 제거, 재장전운전시 재장전수 탱크와 재장전 풀(Refueling Pool) 사이의 물을 운반, 재장전시 화학적 제어계통과 함께 원자로냉각재를 정화, 사고후 안전주입계통과 함께 원자로냉각재계통 냉각, 주증기관 파단사고(Main Steam Line Failure)나 소형 냉각재 상실 사고(Small Break LOCA)시 격납건물살수 계통과 함께 격납건물의 열제거, 원자로 냉각재계통의 저온과압(LTOP) 보호 등이다.

정지냉각계통 설계에 있어서 중요한 고려 대상은 인허가 규제요건 만족, 냉각 시간의 만족, 좋은 작동성 등이다. 정지냉각계통은 원자로냉각재계통의 온도를 350°F로부터 핵연료 재장전 온도인 120°F까지 감소시키고 재장전동안 냉각재 온도를 적절한 수준으로 유지하기 위해 사용한다. 기존의 정지냉각계통은 안전주입계통의 기능을 공유하고 있으나 차세대 원자로에서는 운전의 신뢰성을 높이기 위하여 안전주입계통으로부터 정지냉각계통을 완전히 독립된 계통으로 분리시키고 원자로의 열출력이 4,000 MW_{th}로 증가되므로 이 조건에 적합한 냉각능력을 갖추도록 재설계를 하여야 할 것이다.

본 연구에서는 핵증기공급계통의 기술 자립을 위한 설계 기술 확립을 목적으로 정지냉각계통(SCS; Shutdown Cooling System)이 운전시 요구되는 제한 조건을 충족시킬 수 있는지를 검토하였으며 아울러 운전시 필요한 열교환기의 유효단면적과 원자로 기기냉각수의 유량을 계산하여 차세대 원자로 정지냉각계통의 기초 자료를 정립하고자 하였다. 원자로 정지 이후에도 핵분열로 인하여 계속하여 잔열이 발생되며 이로 인하여 핵연료가 심각한 손상을 입을 수 있다. 이를 방지하기 위하여 핵분열로 인한 잔열이 충분히 제거되는지를 보수적인 해석적 방법으로 검토해야한다. 본 연구에 사용된 전산 코드는 영광 3, 4호기 및 울진 3, 4호기 원자로 계통 설계업무 수행시 사용된 정지냉각계통의 원자로냉각재 냉각능력을 평가하는 KDESCENT¹⁾를 수정한 것으로 FORTRAN

언어로 구성되어 있으며 한국원자력연구소의 품질 보증 절차에 따라 검증 및 확인을 마친 것이다. 이 코드를 사용하여 원자로의 열 출력이 울진 3, 4호기에 비해 4,000 MW_{th}로 증가된 차세대 원자로 정지냉각계통의 유량을 분석하여 노심의 잔열 및 냉각재 계통의 현열(sensible heat)을 제거할 수 있는 최소 유량을 제시하고자 한다. 차세대 원자로의 운전에 적합한 정지냉각 유량, 열교환기의 유효 단면적 그리고 기기냉각수 유량 등을 계산하여 차후 차세대 정지냉각계통의 상세 설계 업무를 수행하는데 필요한 기초 자료로 사용하고자 한다.

2. 정지냉각계통의 구성 및 기능

정지냉각계통은 정지냉각펌프, 정지냉각열교환기, 밸브, 배관 그리고 계측기들로 구성되어 있다(Fig. 1 참조). 원자로냉각재계통 잔열 제거 기능은 다음과 같은 방식으로 이루어진다. 발전소의 정지냉각 운전 동안 원자로 냉각재는 고온 관에 설치된 정지냉각 노즐을 통하여 정지냉각계통으로 흡입된다. 정지냉각계통으로 흡입된 원자로냉각재는 안전등급인 정지냉각펌프에 의해 순환되어 정지냉각열교환기에서 기기냉각수계통과 열교환 후 원자로 저온관으로 귀환된다. 주요 구성은 다음과 같다. 정지냉각계통의 흡입 및 토출관은 2개의 서로 다른 독립된 관으로 구성되며 이들은 각각 원자로냉각재 계통으로 연결되어 있으며 정지냉각계통 펌프와 격납용기 살수계통 펌프는 동일하고 기능적으로 상호 교환하여 사용할 수 있도록 설계되며 정지냉각계통과 격납용기 살수계통 간에 상호접속이 용이하게 이루어질 수 있도록 설계되어있다. 정지냉각계통은 ISLOCA를 방지하기 위하여 설계 압력을 900 psig 설계 온도를 400°F로 설계하였고 설계 압력이 원자로냉각재계통의 설계 압력보다 낮은 정지냉각계통의 기기 등에 대해서는 과압 방지 설비를 갖추도록 설계하였다. 정지냉각계통을 사용하여 원자로냉각재계통을 냉각시키고자 할 때 2 train을 사용하

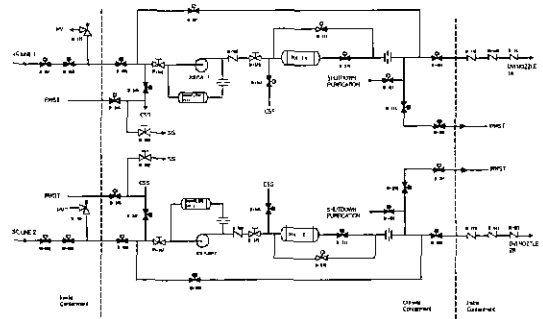


Fig. 1. Shutdown Cooling System Diagram.

는 경우에는 24시간 이내에 140°F까지, 40시간 이내에 130°F까지, 96시간 이내에 120°F까지 냉각시키며 1 train을 사용하는 경우에는 증기 발생기, 대기 방출 밸브 등과 함께 사용하여 24시간 이내에 200°F까지 냉각되도록 설계되었다. 정지냉각계통의 열교환기는 원자로 정지후 붕괴열을 96시간 동안 제거할 수 있는 능력을 지니도록 설계되었다. 정지냉각계통은 원자로가 출력 운전중인 상황에서도 정지냉각계통 펌프가 전 유량 조건에서 시험될 수 있으며 정지냉각계통의 운전동안에 정확화를 위하여 원자로냉각제를 화학및체적제어계통으로 이송할 수 있다.

정지냉각계통은 핵연료 재장전 운전 동안에 재장전 수조(Refueling Pool)의 물을 격납용기내 재장전수 저장탱크(IRWST)로 다시 이송할 수 있으며 정지냉각계통은 사고 후에 안전주입 펌프와 안전감압 계통을 사용한 주입 및 방출 운전 동안에 IRWST의 열을 제거시켜 IRWST 물의 온도를 항상 과냉 상태로 유지할 수 있는 능력을 갖도록 설계된다. 정지냉각계통은 원자로냉각제 계통의 저온 과압 방지를 제공할 수 있고 2대의 펌프와 2대의 열교환기로 구성되며 1대의 펌프로도 안전등급 냉각 기준 조건을 만족할 수 있는 기능을 가지고 있다.

3. 정지냉각계통 정지냉각열교환기의 크기 및 기기냉각수 유량

정지냉각열교환기(SDCHX: Shutdown Cooling Heat Exchanger) 크기의 계산은 입구 온도와 유량의 영향을 받는데 계산 방법은 참고문서¹⁴⁾의 열교환기 크기 계산 절차를 따랐으며 튜브 및 셸 측 모두에 대해서 다음과 같이 계산하였다. 노심 출력, 노심 잔열 곡선(decay heat curve), 펌프 열 및 현열(pump heat & sensible heat)로부터 전체 열교환기의 부하를 결정한다. 주어진 입구 온도, 체적 유량, 설정된 입구 온도 그리고 상기의 방법으로 얻은 열 부하도 다음의 식으로부터 출구 온도를 결정한다.

$$\dot{q} = \dot{m} \times C_p \times \Delta T \tag{1}$$

여기서, \dot{q} = Heat Load, [Btu/hr.]
 \dot{m} = Mass Flow Rate, [lbm/hr.]
 C_p = Specific Heat, [Btu/lbm·°F]
 ΔT = Difference between Inlet and Outlet Temperatures. [°F]

이미 알고있는 튜브 및 셸 측의 입구 및 출구 온도(T_1 , T_2 , t_1 , t_2)에서 대수평균온도차(LMTD)를 다음과 같이 계산한다.

$$LMTD = \frac{\Delta T_a - \Delta T_b}{\ln(\Delta T_a / \Delta T_b)} \tag{2}$$

여기서, $\Delta T_a = (T_1 - t_2)$, $\Delta T_b = (T_2 - t_1)$ 이고
 T_1 : SDCHX tube side inlet temperature.
 T_2 : SDCHX tube side outlet temperature.
 t_1 : SDCHX shell side inlet temperature.
 t_2 : SDCHX shell side outlet temperature이다.

셸-튜브형 열교환기나 cross-flow 열교환기의 경우에는 복잡한 형상을 가지는 것이 보통이며 이 경우 해석적인 방법을 적용하기 매우 어렵다. 따라서 일반적인 식에 보정계수를 곱하여 이용한다. 이때 보정계수는 두개의 열적요소(thermal factor)의 함수이며 다음과 같다.

$$P = \frac{t_2 - t_1}{T_1 - t_1}, R = \frac{T_1 - T_2}{t_2 - t_1} \tag{3}$$

위(3)식에서 얻은 P와 R로 참고문서¹⁵⁾에서 보정계수 F(correction factor)를 얻는다

$$F = \frac{\sqrt{R^2 + 1}}{R + 1} \log \left(\frac{1 - P}{1 - PR} \right) \left[\log \frac{\frac{2}{P} - 1 - R + \sqrt{R^2 + 1}}{\frac{2}{P} - 1 - R - \sqrt{R^2 + 1}} \right] \tag{4}$$

총합열전달 계수는 참고문서¹⁶⁾의 식을 사용하여 얻는다.

$$\frac{1}{U} = TRRF \left(\frac{1}{TFF} \right)^{0.7} + SRRF \left(\frac{1}{SFF} \right)^{0.6} + C \tag{5}$$

여기서, TRRF=Tube Side Resistance at rated flow (0.001068543)
 TFF=Tube Side flow fraction
 SRRF=Shell Side Resistance at rated flow (0.008059)
 SFF=Shell Side flow fraction
 C=Constant (Balance of Resistance: 0.001251)

다음의 식에서 U, F, \dot{q} 그리고 LMTD는 알고 있으므로 열교환기 면적 A(ft²)를 구할 수 있다.

$$\dot{q} = U \times A \times F \times LMTD \tag{6}$$

튜브측 입구 온도(T_1)는 350°F, 셸측 입구 온도(t_1)는 95°F로 가정한다. 참고문서¹⁷⁾의 계산으로부터 27.5시간에 열부하(\dot{q})는 33.78×10^6 Btu/hr/train이고 이 계산 결과를 가지고 t_2 , T_2 를 다음 식으로부터 얻는다. 위 결과를 이용하여,

$$t_2 = t_1 - \frac{\dot{q}}{\dot{m}_s C_p} \tag{7}$$

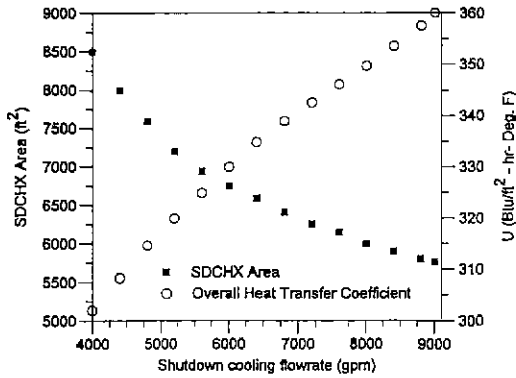


Fig. 2. Required SDCHX effective area and overall heat transfer coefficient variation to the shutdown cooling flowrate.

$$T_2 = T_1 - \frac{\dot{q}}{m_s C_p} \tag{8}$$

여기서, \dot{m}_s : Shell side mass flowrate
 \dot{m}_t : Tube side mass flowrate

식(6)으로부터

$$A = \frac{\dot{q}}{U F \text{LMTD}} \tag{9}$$

이다. 이 식으로부터 기기냉각수 유량과 정지냉각열교환기의 유효면적에 대한 관계로 Fig. 2를 얻는다. 식(9)에 의해 기기냉각수의 유량이 8,000 gpm이고 총합열전달 계수가 330 (Btu/hr·°F·ft²)이면, 차세대 원자로 정지냉각열교환기의 유효면적이 7,000 ft² 이상이 되어야 한다. 차세대 원자로의 열 출력이 4,000 MW_{th}로 증가될 경우 원자로 정지후 27.5시간 내에 원자로냉각재 고온관 온도를 핵연료 재장전 평균온도(120°F)까지 냉각하기 위해서는 최대 정지냉각 유량이 올진 3, 4호기의 5,000 gpm 보다 큰 5,500 gpm까지 증가시켜야 하며 이에 따라 펌프, 열교환기 및 밸브의 설계가 달라져야 한다.

4. 해석 방법 및 고찰

본 연구에서는 원자로냉각재(1차측)에서 기기냉각수(2차측)으로의 열전달에 의한 원자로냉각재계통의 냉각 과정을 해석할 수 있는 KDESCENT 코드를 이용하였다. 노심 잔열 요소 및 총합열전달 계수(U)를 계산하기 위해 부프로그램의 사용으로 정지냉각을 분석하기 위한 방법이 도입되었다. 이 전산 코드는 하나의 셸 유로와 두 개의 튜브 유로 형태인 열교환기를 사용하며 트레인당 한 개의 정지냉각재통열교환기를 가지고 정지냉각계통

성능을 해석한다.

4-1. 열원(Heat Source)의 계산

1차계통으로부터 단위 시간당 제거되어야 할 열률(rate of heat)을 계산한다.

$$\text{PLANT} = \text{QDECAY} + \text{QSENS} + \text{QDUMP} \tag{10}$$

여기서,

QPLANT: Instantaneous decay heat rate, [Btu/hr]

QSENS: Primary sensible heat rate, [Btu/hr]

QDUMP: SCS pump heat rate, [Btu/hr]

$$\text{QDECAY} = \text{FRAC} \times \text{MWT} \times (860/251.996) \times 10^6 \tag{11}$$

여기서, FRAC: Instantaneous decay heat fraction

MWT: Plant power, [MW_{th}]

주위의 열 손실이 없다고 가정하면,

$$\text{QSENS} = \text{QLOOP} + \text{QMETAL} \tag{12}$$

여기서, QLOOP: Reactor coolant sensible heat rate, [Btu/hr]

QMETAL: Primary metal mass sensible heat rate, [Btu/hr]

4-2. 기기냉각재통(CCS) 열제거율

$$\text{QXH} = U \times \text{Area} \times F \times \text{LMTD} \tag{13}$$

여기서,

U: SDCHX overall heat transfer coefficient, [Btu/hr·°F·ft²]

Area: Effective area per SDCHX, [ft²]

F: LMTD correction factor for 1-2 heat exchangers calculated in equation (4).

4-3. 총합 열전달 계수(Overall Heat Transfer Coefficient)

1) 튜브측 열전달 계수

Dittus-Boelter형 상관 관계를 이용한다.

$$\text{Nu} = 0.025 \text{Re}^{0.7} \text{Pr}^{0.4} \tag{14}$$

여기서, Nu: Nusselt Number

Re: Reynolds Number

Pr: Prandtl Number

2) 셸 측 열전달 계수

Donohue형 상관 관계를 이용한다.

$$\text{Nu} = 0.22 \text{Re}^{0.6} \text{Pr}^{0.33} \left(\frac{\mu_b}{\mu_w} \right)^{0.11} \tag{15}$$

여기서,

$$Nu = \frac{h_0 D_0}{k}$$

$$Pr = \frac{\mu C_p}{k}$$

$$Re = \frac{D_0 G_m}{\mu}$$

h_0 : Heat transfer coeff. [Btu/hr-ft²-°F]

μ : Absolute viscosity, [lb/hr-ft]

μ_b : Viscosity at bulk temperature, [lb/hr-ft]

μ_w : Viscosity at tube wall temperature, [lb/hr-ft]

m : Mean mass velocity, [lb/hr-ft]

m_c : Maximum cross-flow mass velocity, [lb/hr-ft²]

m_w : Mass velocity through baffle opening, [lb/hr-ft²]

D_0 : Tube outer diameter, [ft]

G_m : Mass flow rate per flow area, [lbm/hr.]

3) Wall and Fouling Resistance

벽면 저항(wall resistance)는

$$r_w = \frac{D_0}{24k} \left(\ln \frac{D_0}{D_0 - 2t} \right) \tag{16}$$

여기서, k , Tube conductivity, [Btu/hr-ft-°F]

t : Tube thickness, [ft]

D_0 , Tube outer diameter, [ft]

오염 계수(fouling resistance)는 튜브 및 셸측 불결계수를 정의하여 사용한다

4) 총합 열전달 계수(Overall Heat Transfer Coefficient)

튜브측 열전달 계수, 셸측 열전달 계수, 벽면 저항 및 불결계수 등을 조합하면 다음과 같은 총합 열전달 계수를 얻는다.

$$\frac{1}{U} = \frac{1}{h_0} + r_i \left(\frac{A_0}{A_i} \right) + \frac{1}{h_i} \left(\frac{A_0}{A_i} \right) + r_w + r_f \tag{17}$$

위 식을 튜브 및 셸측 질량 유량으로 재정리하면 다음과 같은 식이 된다.

$$\frac{1}{U} = \frac{C_s}{m_s} + \frac{C_t}{m_t} + CT \tag{18}$$

여기서, $CT: r_w + r_f + r_i \left(\frac{A_0}{A_i} \right)$

r_f : Shell side fouling factor (0.005)

r_i : Tube side fouling factor (0.00025)

m_s : Shell side mass flowrate

m_t : Tube side mass flowrate

C_s, C_t : Constant

$\left(\frac{A_0}{A_i} \right)$: Ratio of outside to inside surface of tubing

위에서 정의된 열전달 상관식을 정리하고 기존의 설계값을 사용하여 계산한 결과 C_s 는 0.1884, C_t 는 0.4012, CT 는 0.001248이며, 이 값을 차세대 원자로 정지냉각계통의 성능해석에 사용하였다.

4-4. 성능 및 유량 해석

본 해석에서 중요하게 사용되는 KDESCENT 코드의 기본적인 계산 방법은 각 시간 단계에서 1차측의 최대 방출열과 정지냉각열교환기의 열 제거 용량을 비교하여 원자로냉각재펌프의 온도를 결정하는 중요한 값이다. 노심 잔열 곡선은 KLOTZ 잔열 곡선^[10]과 ORIGEN CODE^[11]의 잔열곡선 중에 KDESCENT 코드에서 사용하는 ORIGEN 잔열 곡선은 사용시간이 55시간에 제한되므로 운전 3, 4호기 안전성분석보고서 6장의 격납건물로의 질량에너지 방출 해석용으로 사용되었던 KLOTZ 잔열 곡선을 본 전산코드에 추가로 삽입하여 정지냉각계통 성능해석에서 사용하였다. 시간은 여러 기기냉각수 유량에 대해서 정지냉각계통이 원자로냉각계통을 대기압에서 120°F의 핵연료 재장전 온도까지 냉각하기 위해 원자로 정지후 요구된다.

성능 해석을 위한 정지냉각계통과 원자로냉각계통의 초기 조건 및 가정은 정지냉각열교환기는 열전달을 최소화하고 그러므로 예상되는 냉각시간을 확장하기 위해 설계 조건을 부분적으로 가정했으며 초기 냉각에서 잔열이 없는 시간을 가정했고, 계산에서의 잔열에 충분한 여유도를 고려했으므로 온도의 계기 오차는 무시했다. 펌프 유량의 저하는 요구 유량이 miniflow 없이 펌프 토출 유량보다 더 적기 때문에 무시했다. 노심을 통한 온도차를 계산할 때 노심 잔열은 보수적으로 10% 여유도를 고려했다^[10]. 원자로냉각계통의 초기 상태는 발전소 정지후 35시간에 원자로냉각계통 고온관 온도 350°F, 원자로냉각계통 압력 410 psia이라고 가정한다. 정지냉각계통 열교환기는 셸측(기기냉각수)의 유량은 8,000 gpm이고 입구온도는 계단식으로 변한다고 가정한다^[12].

정지냉각진입 시점에서 핵연료 재장전 평균 온도인 120°F까지 사용되는 정지냉각계통의 유량은 정지냉각계통 펌프의 최대 설계 유량인 5,500 gpm이라고 가정하고, 일차측의 냉각제 총 체적과 급속의 열용량(질량×비열)은 각각 15,902.4 ft³과 611,049.8 Btu/°F이다. 정지냉각계통 펌프 한대의 발열량은 1.191,834 Btu/hr이다. 또한 정지냉각열교환기의 유효 열전달 계수를 구하는데 사

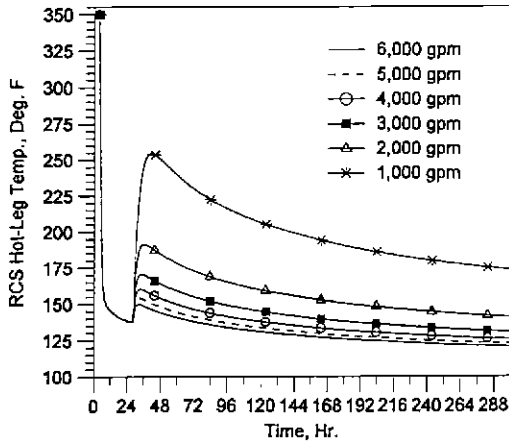


Fig. 3. RCS Hot Leg Temp. (Flow Reduction at 28 Hr, after Shutdown with 2 train).

용되는 입력값은 다음과 같다 발전소의 최대 출력은 4,000 MW_e이고 노심의 붕괴열 곡선은 위에서 언급된 KLOTZ 곡선⁽¹⁰⁾을 따른다.

차세대 원자로 정지냉각계통의 정지냉각 유량의 조절에 따른 원자로냉각재의 온도 변화를 분석함으로써 제한된 최고 온도 이내에서 잔열을 제거할 수 있는 최저 유량을 선정하고자 한다. 이는 발전소 정지 후에 노심의 잔열을 충분히 제거하고 또한 충분한 순환으로 붕산 희석(boron dilution) 사고에서도 대처할 수 있는 유량이어야 한다. 본 연구에서는 노심의 잔열 제거 측면만 고려하여 정지냉각계통을 분석하였다.

Fig. 3은 원자로냉각재의 고온관 온도가 핵연료 재장전 평균온도인 120°F(원자로 정지후 28 시간)에서 한 계열의 정지냉각계통을 운전이 정지된 상태에서 정지냉각계통 유량 감소에 따른 원자로냉각재계통 고온관 온도 변화를 나타낸다. 즉, 한 계열의 정지냉각계통을 가동 중지(28시간 기준)함으로써 인한 냉각재의 온도 상승 값은 약 20°F(예, 5,000 gpm)이며 유량이 6,000 gpm에서 1,000 gpm으로 감소함에 따라 시간에 대한 원자로냉각재계통의 고온관 온도의 변동이 크고, 또한 같은 조건에서 정지냉각계통열교환기를 1개로 줄여 가동(1 트레인 운전)하면 원자로 정지후 28시간까지 온도 감소가 느리게 나타나고, 핵연료 재장전 온도에는 도달하지 않음을 알 수 있다.

Fig. 4는 원자로 정지후 96시간에서 한 계열의 정지냉각계통을 가동 정지한 상태에서 정지 냉각 유량을 6,000 gpm에서 1,000 gpm으로 감소하였을 때 시간에 대한 냉각재의 온도 변화를 보여주고 있다. 원자로 정지후 시간이 경과함에 따라 노심의 잔열이 감소하여 유량 감소로 인한 온도상승이 둔화되고 있는 것을 알 수 있다. 또

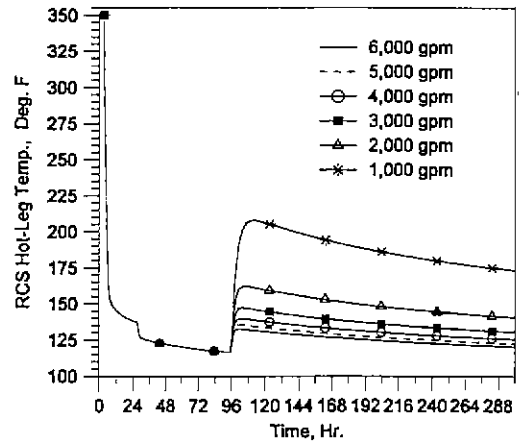


Fig. 4. RCS Hot Leg Temp. (Flow Reduction at 96 Hr, after Shutdown with 2 train).

한 위와 같은 조건에서 정지냉각계통열교환기를 1개(1 트레인 운전)로 했을 때 원자로 정지후 96시간이 경과되어도 원자로 정지후 24시간 내에 원자로냉각재 온도를 200°F까지 냉각하는 설계안전요건(safety-grade requirements)은 만족하며 핵연료 재장전 온도에도 도달하지 않음을 알 수 있다.

Fig. 5는 원자로냉각재 온도가 120°F에 도달하였을 때 한 계열의 정지냉각계통을 가동 중지한 후 원자로 정지후 144시간에서 정지냉각 유량을 감소한 경우에 냉각재의 온도 변화를 보여준다. 이 경우 28시간에서 한 계열의 정지냉각계통 가동 중지로 인한 이 시점에서의 온도 상승을 제외하고는 유량 감소로 인한 최고 도달 온도는 Fig. 4의 경우와 비슷함을 알 수 있다. 또한, 같은 조건에서 정지냉각계통열교환기를 1개(1 트레인 운전)로 가

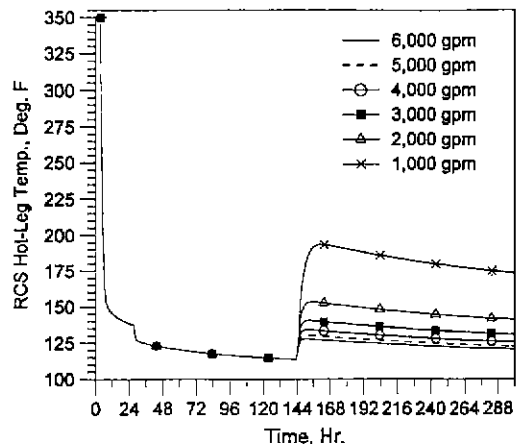


Fig. 5. RCS Hot Leg Temp. (Flow Reduction at 144 Hr, after Shutdown with 2 train).

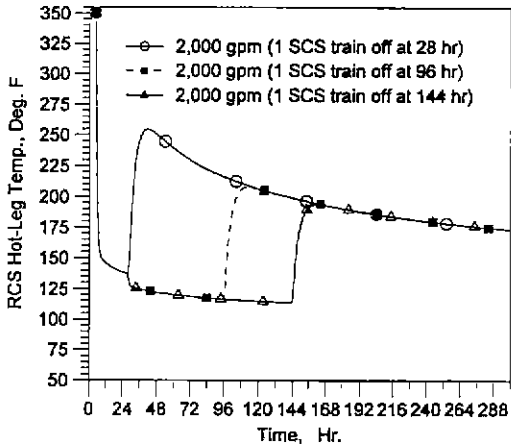


Fig. 6. RCS Hot Leg Temp. (Flow Reduction after Shutdown with 2 train).

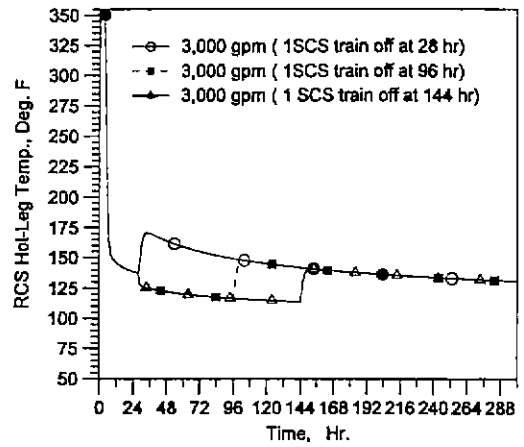


Fig. 8. RCS Hot Leg Temp. (Flow Reduction after Shutdown with 2 train).

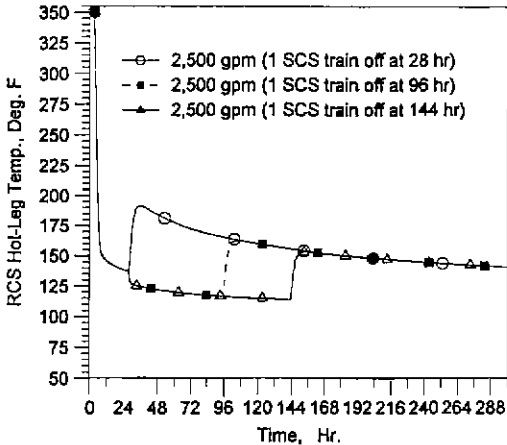


Fig. 7. RCS Hot Leg Temp. (Flow Reduction after Shutdown with 2 train).

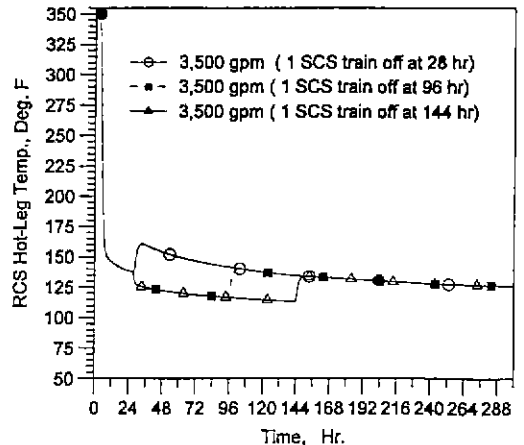


Fig. 9. RCS Hot Leg Temp. (Flow Reduction after Shutdown with 2 train).

동했을 때에도 원자로 정지 후 144시간이 경과되어도 safety-grade 조건은 만족하며 핵연료 재장전 온도에도 도달하지 않음을 알 수 있다.

Fig. 6에서 9는 정지냉각시스템의 유량변화에 따른 shutdown 후 원자로냉각재계통 고온관 온도의 변화를 정지냉각유량이 변화함에 따라 동일 유량에서 28, 96, 144 시간을 기준으로 나타내고 있다. 정지냉각시스템 유량이 2,000 gpm 이하에서는 정지냉각계가 원자로 정지후 24 시간내에 원자로냉각재 온도를 140°F까지 냉각하는 normal 및 safety-grade 운전조건을 만족하지 못하나 2,000 gpm 이상이면 위 조건을 모두 만족함을 알 수 있다. 즉, 정지냉각시스템 유량을 결정함에 있어서 가장 중요한 변수는 정지냉각계통 2개 트레인의 가동으로 요구되는 핵연료 재장전 온도 내에 도달하는 것으로 원자로 정지후

정지냉각계통 최소유량이 96. 144시간에서 3,500 gpm, 3,000 gpm 이상이어야 함을 알 수 있다. 또한 이 경우 유량 감소 시점에서 전자의 경우보다 정지냉각계통 열교환기에서의 대수 평균 온도차(LMTD; 즉, 정지냉각계통 열교환기의 열 제거 능력)가 큰 상태인 것에서 기인한다.

5. 결 론

정지냉각계통 냉각능력을 분석하는 전산코드인 KDESCENT를 이용하여 차세대 원자로 정지냉각계통의 구성 기기 및 냉각 성능을 고찰하여 다음과 같은 결과를 얻었다. 첫째, 차세대 원자로의 열출력이 4,000 MW_{th}로 증가될 경우 원자로 정지후 27.5시간 내에 원자로냉각재 고

온관 온도를 핵연료 재장전 평균온도(120°F)까지 냉각하기 위해서 최대 정지냉각 유량을 올린 3, 4호기의 5,000 gpm에서 5,500 gpm까지 증가시켜야 하며 펌프, 열교환기, 밸브의 설계가 달라져야 한다. 둘째, 차세대 원자로 정지냉각계통에서 기기냉각수의 유량이 8,000 gpm일 때 열교환기의 유효 단면적의 값은 총합 열전달 계수가 330(Btu/hr-°F-ft²)에서 7,000 ft² 이상이 되어야 한다. 셋째, 인허가 규제요건(safety-grade)인 정지냉각계통의 1 트레인 운전 성능을 평가한 결과 1 트레인의 상실로 1 트레인만으로 운전이 가능할 때 24시간 이내에 200°F까지 냉각이 가능함을 보여준다.

넷째, 정지냉각계통 유량을 결정함에 있어서 가장 중요한 변수는 정지냉각계통 2개 트레인의 가동으로 요구되는 핵연료 재장전 온도 내에 도달하는 것으로 원자로 정지후 정지냉각계통 최소 유량은 96, 144시간을 기준으로 각각 3,500 gpm, 3,000 gpm 이상이어야 한다.

결국 차세대 원자로 정지냉각계통 냉각능력을 전산코드를 이용하여 분석한 결과 위 설계 요건으로 정지냉각계통을 가동할 때 규정된 조건 및 정지냉각계통의 기능을 만족할 것으로 생각된다.

참고문헌

- Standards of Tubular Heat Exchanger Manufactures Association, 5th Edition (1988).
- Loss of Decay Heat Removal, USNRC Generic Letter 88-17, Oct. (1988).
- Kim, D.H.: Software Verification and Validation Report for KDESCENT version 00, 0000-fs-vv-01, 9/30/91.
- System 80 Decay Heat Fraction, PHD-77-153, 11/30/77.
- Suh, J.K.: KDESCENT Code Input Parameter and SCS Performance Analysis for UCN 3&4, N0291-FS-SF, Rev. 00, 11/9/91.
- CESSAR Design Certification, System 80+ Standard Design, ABB-CE.
- ORNL-TM-3578: Design Guide for Heat Transfer Equipment in Water-Cooled Nuclear Reactor Systems.
- Holman, J.P.: Heat Transfer, 5th. Edition, McGraw-Hill Co. (1985)
- System Description for Shutdown Cooling System for Uichun Nuclear Power Plants Unit 3&4, N0291-FS-SD520.
- Klotz, R.J.: Standard for Fission Product Decay Energy, Ph-68-118, 5/29/68
- Decay Heat Power in Light Water Reactors, ANS 5.1 (1979).
- NUREG-75/087: Standard Review Plan 5.4.7 - Residual Heat Removal System.