

원자로계통내 주요 기기/부품에서의 누설특성 연구

김연식*† · 어동진* · 김우식* · 권태순*

Investigation of Leakage Characteristics on Major Equipment/Component in Reactor System

Yeon-Sik Kim*†, Dong-Jin Euh*, Woo-Shik Kim*, Tae-Soon Kwon*

Key Words : Leakage(누설), Critical Flow(임계유동), Two-Phase Flow(이상유동), Crack(틈)

ABSTRACT

To predict leakage flowrate from major equipment/component in reactor system, potential leakage points in reactor system were reviewed and models of critical flowrate were investigated. For predictions of leakage flow, three kinds of critical flow models, e.g., ideal gas flow model, Trapp-Ransom model, and Henry-Fauske model, were investigated. Using Henry-Fauske model, leakage flows were obtained for selected leakage points in reactor system and equivalent crack sizes were also estimated for 0.5 gpm leakage.

1. 서론

원전의 다양한 가지관 등에서 자주 발생하고 있는 원자로 냉각재계통(RCS, Reactor Coolant System)의 냉각재 미확인 소량 누설은 재료의 손상을 가속화시켜 대형 누출사고로 발전할 가능성이 있다. 이에 RCS 냉각재의 미확인 소량 누설을 조기에 감지하여 적절한 대응조치를 취하게 되면 사고 급의 냉각재 누출사고를 미연에 방지할 수 있게 된다. 기존 가압경수로에서 적용하고 있는 누설감지계통은 규제지침 KINS/RG-N06,01 (원자로냉각재압력경계 누설탐지계통)에 의거해 1 gpm 누설의 1 시간 이내 감지 요건에 따라 격납건물의 습도변화, 격납건물 공기중 방사능 계측과 원자로계통의 충전수 탱크 및 격납건물 수조의 수위변화에 따른 질량편차를 이용하여 원자로냉각재 누설을 감시한다. 그러나 최근 고리원전의 증기발생기 하부 배수격리밸브 용접부 누설사고 등 실제 사례를 통하여 기존의 원자로계통 누설감시계통이 소량누설 감지에 취약하며 감지시간 또한 많은 지연이 발생함을 확인하였고, 또한 원전의 가동 노후화로 인해 소량 누설사고의 증가가 예상되므로 기존 원전의 원자로냉각재계통 누설감시 기술을 미확인 소량 누설감시가 가능하도록 개선이 필요한 상황이다.

이에 한국원자력연구원에서는 0.5 gpm 급 미만의 RCS 냉각재 미확인 누설을 실시간 급으로 감시할 수 있도록 냉각재 대량누설 이전 단계인 Crack 발생 초기 단계의 냉각재 누출을 조기에 감지하여 원전사고의 조기방지 및 냉각재 소량 누설사고의 악화를 방지하는 기술을 개발하고 있다. 이를 위해서는 Crack등과 같은 미세 틈을 통해서 누설되는 냉각재에 대한 특성을 파악할 필요가 있는 바 본 논문에서는 원자로계통의 주요 기기나 부품에서 발생할 수 있는 미세 Crack을 통한 누설 특성을 평가하였다.

2. 원자로계통의 냉각재 누설 특성

2.1 예상 누설 지점과 누설 감지장치

원전의 원자로계통은 크게 RCS와 주급수/주증기 계통, 그리고 부속 계통으로 이루어져 있다. 원전 운영경험상 누설은 대개 용접부위에서 발생하는데 이는 용접부위에서 Crack과 같은 미세손상의 가능성이 높기 때문으로 판단된다. Fig. 1에는 APR1400의 RCS를 나타낸 것인데 용접부위 주위의 예상되는 주요 누설지점을 별표로 표시하였다.

* 한국원자력연구원(KAERI)

† 교신저자, E-mail : yskim3@kaeri.re.kr



Fig. 1 Expected leakage points in reactor coolant system

그림에서 RV는 원자로용기(Reactor Vessel), SG는 증기발생기(Steam Generator), RCP는 원자로냉각재펌프(Reactor Coolant Pump), CL은 저온관(Cold Leg), HL은 고온관(Hot Leg), COL은 중간관(Cross-Over-Leg), PZR은 가압기(Pressurizer), ICI는 노내계측기(In-Core Instrument) 노즐, IHA는 일체형헤드집합체(Integrated Head Assembly), MSL은 주증기배관(Main Steam Line), 그리고 MFWL은 주급수배관(Main Feedwater Line)이다. 별표로 표시된 곳들은 용접부위 부근 위치들로서 Crack에 의한 누설의 가능성이 높은 위치들이다.

서론에서 언급한 바와 같이 현재 원전의 누설감시 개념은 (1 gpm 요건에 따라) 격납건물의 습도변화, 격납건물 공기중 방사능 계측과 원자로계통의 충전수 탱크 및 격납건물 구조의 수위변화에 따른 질량편차를 이용하여 원자로냉각재 누설을 감시한다. 그러나 누설사고 실제 사례를 통하여 기존의 원자로계통 누설감시시스템이 소량누설 감시에 취약하며 감지 시간 또한 많은 지연이 발생함을 확인한 바 있다. 이를 보완하는 개념으로 AREVA에서 개발된 FLUS⁽¹⁾ 감시장치가 있다. FLUS는 습도를 포집하는 센서튜브를 먼저 기기나 부품 표면에 부착한 후 단열재로 감싼 상태에서 센서튜브 부근에서 누설이 발생할 경우 단열재와 기기/부품 표면사이의 공간을 통해 습기가 센서튜브 내로 확산되는데 이런 습도변화를 감지하여 국부적인 누설을 감시하는 개념이다. 이는 국부적인 누설을 감지하는데 매우 유용한 방법으로서 누설 감지정도가 1 gpm 이하도 가능한 것으로 알려져 있다. Fig. 2에는 FLUS에서 사용하는 센서튜브를 보여주고 있다. 그림에서 보이는 바와 같이 센서튜브는 6 mm 직경의 구멍에 0.5μ 크기의 다공성 소결체(Cr-Ni Sinter Metal)를 설치하여 습기가 다공성 소결체를 통해서 튜브내로 확산되어 들어올 수 있도록 하였다. 이를 위해서 튜브내에는 초기에 건조공기로 채

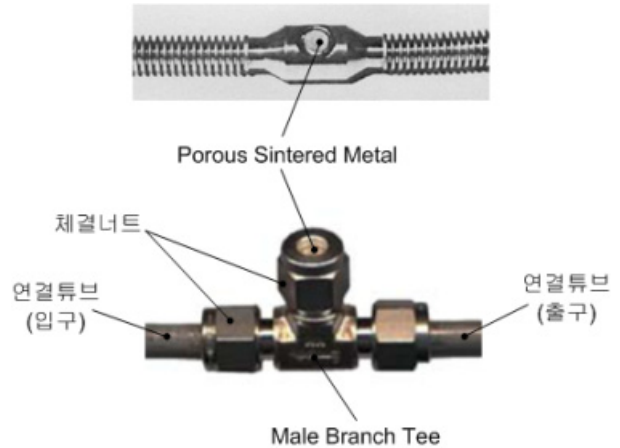
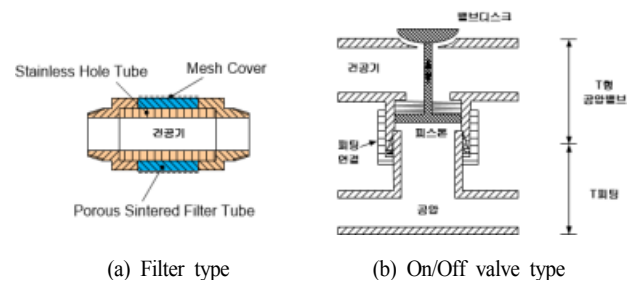


Fig. 2 Schematics of FLUS leakage sensor tube

워져 있어서 센서튜브 부근의 누설발생시 습기가 다공성 소결체를 통해서 튜브내로 확산되어 들어오게 되는데 이것을 습도계로 측정하여 습도변화를 감지하는 것이다. 하지만 FLUS의 센서튜브는 다공성 소결체를 통해서 습기가 확산되는 개념을 이용함에 따라 습도변화를 적절하게 감지하기 위해서는 시간이 필요하다. FLUS 센서튜브의 응답시간은 20-60분 정도로 알려져 있다⁽²⁾.

2.2 누설 감시장치의 개선

한국원자력연구원에서는 FLUS 센서튜브가 가진 단점인 긴 응답시간을 줄이는 개념으로 센서튜브를 개발하고 있다. Fig. 3에는 다공성 소결체를 사용한 필터형(Filter Type) 센서튜브와 공압으로 작동되는 밸브형(Valve Type) 센서튜브를 보여주고 있다. 다공성 필터형은 습도 확산 면적을 키운 개념이고 밸브형은 습기 확산을 밸브 개폐로 대체한 개념으로서 두 개념 모두 FLUS 개념에 비교하여 습도측정 응답시간을 줄이는데 기여할 것으로 판단된다. 이런 개선된 센서튜브 개념이 누설감시 계통에 반영된다면 원자로계통에 대한 누설 감시 능력이 크게 향상될 수 있을 것으로 판단된다.



(a) Filter type (b) On/Off valve type

Fig. 3 Schematics of improved sensor tubes

3. 임계유량 모델 검토

원자로계통에서 RCS의 일차계통은 정상 운전시 15.5 MPa에서 운전되며 이차계통은 8.0 MPa에서 운전된다. 따라서, 원자로계통내 어떤 곳에서든지 Crack등으로 작은 누설이 발생하면 냉각재는 임계유동 특성을 보이게 된다. 본 장에서는 임계유동에 대하여 포화증기와 관련한 이상기체 모델과 물-증기 모델을 검토하였다. 물-증기 임계유동 모델에는 Trapp-Ransom 모델과 Henry-Fauske 모델을 검토하였는데 특히, Henry-Fauske 모델에 대하여는 물-증기 포화 이상유동과 포화/아냉 물유동에 대한 임계유동 모델로 나누어 검토하였다.

3.1 이상기체 모델

일반적으로 이상기체에 대한 임계유동 관계식은 식 (1)처럼 나타낼 수 있다⁽³⁾.

$$G_c = \frac{P_0}{\sqrt{\gamma RT_0}} \gamma \left(\frac{2}{\gamma+1} \right)^{(\gamma+1)/[2(\gamma-1)]} \quad (1)$$

여기서, G_c 는 단위면적당 임계유량($\text{kg}/\text{m}^2\text{-s}$), γ 는 Isentropic 지수, R 은 Universal Gas 상수($\text{J}/\text{kg-K}$), P_0 는 Stagnation 압력(Pa), 그리고 T_0 는 Stagnation 온도(K)를 나타낸다. 식 (1)의 임계유량 식은 이상기체의 임계유량 계산에 사용되는 것으로서 원자로계통에서 적용될 수 있는 곳은 포화증기가 있는 주증기계통의 누설에 활용될 수 있다. 일반적으로 포화증기의 경우 γ 값은 1.135를 사용하며 증기질의 정도에 따라서는 $\gamma = 1.035 + 0.1x$ 관계식을 이용한다⁽⁴⁾.

3.2 Trapp-Ransom 모델

원자로계통은 15.5 MPa나 8.0 MPa 압력에서 포화/아냉 상태의 물 또는 포화 상태의 물-증기 환경이므로 누설 예측에 식 (1)과 같은 이상기체 임계유동 관계식은 포화증기가 흐르는 주증기 배관과 같은 매우 한정적인 장소에만 적용된다. 왜냐하면 포화/아냉 상태의 물 또는 포화 상태의 물-증기는 임계유동 발생시 상변화 등으로 인한 물리적 특성 변화가 동반되기 때문에 이상기체와는 다른 거동을 보이기 때문이다.

Trapp-Ransom 모델⁽⁵⁾은 원자로계통의 사고해석에서 사용되는 대표적인 임계유동 모델중 하나로서 몇 개의 변수들에 대한 일차, 준선형, 편미분방정식들을 다음 식과 같이 하나의 매트릭스 방정식 형태로 바꾸고

$$A(U) \frac{\partial U}{\partial t} + B(U) \frac{\partial U}{\partial x} + C(U) = 0 \quad (2)$$

위 매트릭스 식의 특성방정식인 다음 식 (3)을 풀어서 임계유동을 찾아낸다.

$$(A\lambda - B) = 0 \quad (3)$$

식 (3)에서 구해진 실수해 λ 는 공간/시간 좌표계에서 그에 상응하는 특성경로에서의 신호 전파 속도라는 물리적 개념을 나타낸다. 본 모델에서는 기본적인 지배방정식 즉, 연속, 운동량, 그리고 에너지 방정식들을 식 (2)와 같은 매트릭스 형태의 편미분 방정식으로 정리한 후 특성 방정식의 해를 구하여 임계유량을 도출한다. 기본 방정식에 사용되는 이상유동에 관한 상간의 질량 전달, 운동량 전달, 그리고 열전달 모델 등에 어느 정도 실험적인 값이 사용될 수 있지만 기본 알고리즘은 이론적 모델이라고 볼 수 있다. Trapp-Ransom 모델을 사용하여 임계유동 해석을 위해서는 누출 유로 형상 정보가 반영된 차분방정식을 풀어야하는 등 해석적인 작업이 필요한데 이런 점이 Trapp-Ransom 모델을 엔지니어링 업무에 활용하는데 일부 제약이 되고 있다.

3.3 Henry-Fauske 모델

Henry는 연속방정식과 Mechanical 에너지 방정식에 임계목(Throat)에서의 압력변화에 대하여 유량이 최대를 나타낼 때 임계유동이 발생한다는 개념을 사용하여 일차원 물-증기 Separated Flow에 대한 일반적인 임계관계식을 다음 식 (4)와 같이 유도하였다⁽⁶⁾.

$$G_c^2 = -[k\{(1+kx-x)x\left(\frac{dv_g}{dP}\right) + [v_g(1+2kx-2x) + kv_f(2x-2+k-2xk)]\left(\frac{dx}{dP}\right) + k[1+x(k-2)-x^2(k-1)]\left(\frac{dv_f}{dP}\right) + x(1-x)(kv_f - \frac{v_g}{k})\left(\frac{dk}{dP}\right)^{-1}]^{-1} \quad (4)$$

여기서, G_c 는 단위면적당 임계유량($\text{kg}/\text{m}^2\text{-s}$), k 는 Slip Ratio ($k \equiv u_g/u_f$; u : velocity(m/s)), x 는 증기질(Quality), v 는 Specific Volume (m^3/kg), 그리고 P 는 압력(Pa)을 나타낸다. 아래첨자로서 f 는 Liquid 상태, g 는 Vapor 상태, 그리고 t 는 Throat를 의미한다. Henry-Fauske 모델은 식 (4)에 바탕을 두고 단상 또는 이상유동 특성에 맞는 적절한 가정(대부분 실험데이터에 근거함.)을 도입하여 각각 유동에 대한 임계유량 관계식을 도출하는 개념이다. 본 논문에서는 임계유동 관계식을 물-증기 포화 이상유동과 포화/아냉 물유동에 대하여 각각 검토하였다.

3.3.1 물-증기 포화 이상유동

Henry-Fauske 모델은 임계유동이 이상적인 Convergent Nozzle에서 일어나는 Isentropic Homogeneous Flow 현상

이라고 가정하고 이를 일반적인 관계식 식 (4)에 적용하여 다음과 같은 임계유동 관계식을 도출하였다⁽⁷⁾.

$$G_c^2 = \left[\frac{x_0 v_g}{n P} + (v_g - v_{f0}) \left\{ \frac{(1-x_0)N}{s_{gE} - s_{fE}} \frac{ds_{fE}}{dP} - \frac{x_0 c_{pg} (1/n - 1/\gamma)}{P(s_{g0} - s_{f0})} \right\} \right]^{-1} \quad (5)$$

where, n : polytropic exponent
 γ : isentropic exponent
 N : experimental parameter, defined as:
 $x_E/0.14$ for $x_E < 0.14$; 1.0 for $x_E > 0.14$
 $x_E = [(s_0 - s_f)/(s_g - s_f)]_E$

여기서, G_c 는 단위면적당 임계유량(kg/m²-s), x 는 증기 질(Quality), s 는 Specific Entropy(J/kg-K), v 는 Specific Volume (m³/kg), c_{pg} 는 Specific Heat (J/kg-K), 그리고 P 는 압력(Pa)을 나타낸다. 아래첨자로서 0 은 초기 Stagnant Condition, f 는 Liquid 상태, g 는 Vapor 상태, E 는 국부 압력에 상응하는 Equilibrium 상태, 그리고 t 는 임계목(Throat)을 의미한다. 위 임계유동 관계식은 질량 및 에너지 보존 방정식에서 유도된 것으로서 모멘텀 방정식을 또한 만족해야 하는데 Stagnation 상태와 임계목 사이의 모멘텀 방정식을 적분하여 다음과 같은 식을 도출하였다⁽⁷⁾.

$$(1-x_0)v_{f0}(P_0 - P_t) + \frac{x_0 \gamma}{\gamma - 1} (P_0 v_{g0} - P_t v_{gt}) = \frac{[(1-x_0)v_{f0} + x_0 v_{gt}]^2}{2} G_c^2 \quad (6)$$

where, $v_{gt} \equiv v_{g0} (P_t/P_0)^{-1/\gamma}$

두 관계식 (5)와 (6)에서 보는 바와 같이 주어진 Stagnation 조건에서의 미지수는 임계목에서의 압력 즉, P_t 이므로 두 관계식을 모두 만족하는 P_t 를 반복계산법을 통해서 구하고 식 (5)를 이용하여 임계유량을 구할 수 있다.

3.3.2 포화/아냉 물유동

Henry는 포화/아냉 물유동의 임계유동 현상과 관련하여 일정단면적의 유로관에서의 상간(Interphase) 질량 전달에 대한 상관식을 다음과 같이 제안하였다⁽⁸⁾.

$$\frac{dx}{dP} = N \frac{dx_E}{dP} \quad (7)$$

where, N : experimental parameter, defined as:

$$20x_E \text{ for } x_E < 0.05; 1.0 \text{ for } x_E > 0.05$$

$$x_E = [(s_0 - s_f)/(s_g - s_f)]_E$$

$$\frac{dx_E}{dP} = - \left[\frac{(1-x) \frac{ds_f}{dP} + x \frac{ds_g}{dP}}{s_g - s_f} \right]_E$$

이를 바탕으로 포화/아냉 물유동의 임계유량을 다음과 같이 도출하였다.

$$G_c^2 = \left[\frac{xv_g}{P} - (v_g - v_{f0})N \frac{dx_E}{dP} \right]^{-1} \quad (8)$$

위 임계유동 관계식은 질량 및 에너지 보존 방정식에서 유도된 것으로서 모멘텀 방정식을 또한 만족해야 하는데 Henry는 Stagnation 상태와 임계목 사이의 모멘텀 방정식을 적분하여 다음과 같은 식을 도출하였다⁽⁸⁾.

$$P_0 - P_t = G_c^2 \left[\frac{v_{f0}}{2C^2} + s_t (v_{gt} - v_{f0}) \right] \quad (9)$$

where, C : contraction coefficient

$$v_{gt} \equiv v_{g0} (P_t/P_0)^{-1/\gamma}$$

앞에서 설명한 바와 같이, 두 관계식 (8)과 (9)는 Stagnation 조건이 주어지면 미지수는 임계목에서의 압력 즉, P_t 이므로 두 관계식을 모두 만족하는 P_t 를 반복계산법을 통해서 구하고 식 (8)을 이용하여 임계유량을 구할 수 있다.

4. 원자로계통내 누설특성 및 Crack 크기 평가

본 논문에서는 엔지니어링 업무 활용에 유용한 Henry-Fauske 모델을 사용하여 원자로계통 내 누설 가능성이 큰 곳들에 대한 누설량 및 누설유체 특성을 분석하고 각 지점에서 0.5 gpm 누설을 위한 Crack 크기들을 산정하였다.

4.1 원자로계통 내 누설의 열역학적 과정

원자로계통 내에서 누설이 예측되는 곳은 Fig. 1에서 보이는 바와 같이 일차계통과 이차계통의 용접부위가 누설이 발생할 가능성이 크다. 정상운전시 일차계통은 15.5 MPa로 운전되고 이차계통은 8.0 MPa로 운전되며 주요 기기/부품 별로 온도는 조금씩 다를 수 있겠다.

일차계통에서는 가압기(PZR)가 포화상태로서 온도가 가장 높으며 고온관(HL)과 저온관(CL)을 대표적인 온도로 간주하여 이곳들을 일차계통의 누설 가능지점으로 선택하고, 그리고 이차계통에서는 포화증기 상태의 주증기 배관(MSL), 포화상태의 증기발생기(SG) 본체, 그리고 아냉 상태의 주급수 배관(MFWL)을 이차계통의 누설 가능지점들로 선택하였다. Table 1에는 선정된 누설 가능 지점들에 대하여 Stagnation 조건들을 나타내었다. (여기서, Stagnation 조건이란 누설이 시작되는 Crack의 입구인 Upstream 조건을 의미한다.)

Table 1 Stagnation conditions for selected potential leakage points in reactor system

Location	P_0 (MPa)	T_0 또는 x_0	비고	
일차 계통	PZR	15.5	$T_0=345^\circ\text{C}$	포화유체
	HL	15.5	$T_0=325^\circ\text{C}$	
	CL	15.5	$T_0=300^\circ\text{C}$	
이차 계통	MSL	8.0	$x_0=1.0$	
	SG	8.0	$T_0=295^\circ\text{C}$	포화유체
	MFWL	8.0	$T_0=230^\circ\text{C}$	

일반적으로 임계유동을 동반하는 누설 과정은 두 가지 열역학적 과정으로 이루어진다. 먼저 Stagnation 조건으로부터 임계유동이 발생하는 임계목까지는 열역학적 현상이 매우 급격히 이루어지는 Isentropic 과정이며 그리고 임계목부터 최종 배출지점까지는 Throttle 또는 Isenthalpic 과정이다. Fig. 4에는 누설유체의 열역학적 과정을 Mollier 선도상에 개념적으로 나타낸 것이다. 그림에서 보는 바와 같이 P_0 (Stagnation)에서 P_t (Throat)까지는 Isentropic 과정으로 일어나고 그리고 P_t (Throat)부터 P_B (최종 배출지점, 대기압)까지는 Isenthalpic 과정으로 일어난다.

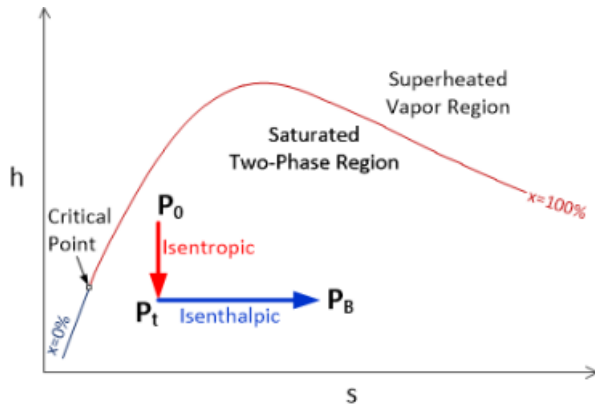


Fig. 4 Process of coolant leakage in Mollier diagram

4.2 원자로계통 내 누설특성과 Crack 크기

위에서 설명된 바와 같이 누설은 두 가지 열역학적 과정으로 일어남에 따라 누설유체의 열역학적 특성은 임계목과 최종 배출지점에서 서로 다르다. Table 2에는 Table 1의 Stagnation 조건들에 대하여 Henry-Fauske 계산결과인 임계목 압력(P_t)과 임계유량(G_c), 그리고 임계목 증기질(x_t)을 나타내고, 그리고 Isenthalpic 과정에 의한 최종 배출지점 증기질(x_B)을 아울러 정리하였다. 표에서 보는바와 같이 Stagnation 상태가 포화증기나 포화상태의 물보다는 아냉상태의 물에서 큰 임계유량이 발생됨을 알 수 있다. 증기질의 경향에서는 Stagnation 상태와 비교하여 임계목에서는 증기

질 증가가 작지만 이후 최종 배출지점에서는 증기질이 매우 크게 증가함을 알 수 있다. 이는 Isentropic 과정과 Isenthalpic 과정의 차이에 기인한 열역학적 물성치 변화차이에 의한 것으로 판단된다.

Table 2 Characteristics of leakage flows and equivalent crack sizes for selected leakage points in reactor system

Location	P_t (MPa)	G_c (kg/m ² -s)	x_t	x_B	d^* (mm)	
일차 계통	PZR	12.10	63516.3	0.107	0.533	0.794
	HL	10.30	83143.5	0.044	0.469	0.694
	CL	7.72	106282.3	0.017	0.403	0.614
이차 계통	MSL	4.33	12304.2	0.909	0.986	1.804
	SG	6.18	51236.3	0.057	0.396	0.884
	MFWL	2.66	94312.8	0.004	0.251	0.652

* : 표준조건(1기압 25°C)의 물 0.5 gpm 누설에 대응하는 Crack의 상응 직경

누설이 일어날 때는 작은 Crack으로부터 시작하여 점점 그것이 확장되면서 누설이 증가하게 된다. 이런 점에서 어떤 기준의 초기 누설 감지를 위해서는 누설량 기준이 필요한데 본 논문에서는 편의상 기준 누설량을 0.5 gpm으로 가정하였다. 대개 Crack은 매우 가는 틈 모양의 유로를 가지는데 여기서는 그 틈의 유로면적에 해당하는 상응 직경(Equivalent Diameter)을 Crack의 직경으로 상정하였다. Table 2의 마지막 칸에는 각 누설경우에 0.5 gpm 누설량을 유발하는 Crack의 상응 직경을 표시한 것이다. 표에서 보여주는 바와 같이 원자로계통내의 0.5 gpm 누설은 대부분 1 mm 내외의 Crack에서 발생된다는 것을 알 수 있다. 이렇게 작은 Crack에서 발생된 누설은 그 주변에 습도변화를 일으키고 이를 감지하여 누설을 부위를 확인하는 것은 원전 운전에서 매우 중요한 일이다. 누설에 의한 이런 습도 변화를 기존의 FLUS 센서튜브가 확인하는 데는 약 20-60분의 응답시간이 필요하다. 본 연구에서는 이런 응답시간을 줄이기 위하여 필터형이나 밸브형 센서튜브를 개발하고 있으며 개선된 센서튜브가 누설감지 계통에 반영된다면 원전의 원자로계통 누설감시 능력이 크게 향상될 수 있을 것으로 판단된다.

여기서 한 가지 참고할 사항은 일반적으로 임계유량은 유로의 길이/직경(L/D)비에도 영향을 받는 것으로 알려져 있다⁽⁹⁾. 임계유량에 있어 주된 영향을 미치는 인자로서 누설유체의 열평형(Thermal Equilibrium)인데 L/D가 작을수록 불평형쪽으로 치우쳐 임계유량이 증가하는 경향을 보이며 반대로 L/D가 클수록 열평형 쪽으로 치우쳐 임계유량이 감소하는 경향을 보인다. 따라서 L/D가 매우 작은 Orifice 같은 모양의 Crack에서 더 많은 임계유량이 발생하는 것이다. (대부분의 경우 실제 Crack은 L/D가 매우 큰 값을 가진다. 따라서 동일 유로면적에 대하여 L/D가 작은 경우보다는 L/D

가 큰 경우에 임계유량이 작아지므로 Crack 누설평가의 경우 보수적인 입장에서 L/D가 작은 경우를 기준 임계유량으로 사용할 수 있다.) Henry-Fauske 모델에는 임계유동에 있어서 적절한 열적 불평형이 고려되어 있어서 L/D 영향에 대해서 상대적으로 보수적인 임계유량을 예측하는 것을 알 수 있다⁽¹⁰⁾.

5. 결론

원전의 원자로계통 내 주요 기기/부품에서의 누설평가를 수행하였다. 이를 위해 먼저 원자로계통 내에서의 누설가능 지점과 누설 감지장치에 대하여 검토하였다. 특히, 한국원자력연구원에서 제시한 개선된 습도감지 센서튜브는 누설 감지능력을 향상시킬 수 있을 것으로 판단된다.

또한 원자로계통 내 누설 발생 시 일어나는 임계유동에 대한 모델로서 이상기체의 임계유동 모델, Trapp-Ransom 모델, 그리고 Henry-Fauske 모델에 대하여 검토하였다. 누설 특성 평가를 위하여 원자로계통 내 주요 기기/부품에서 가능성 있는 누설지점들을 선정하고 이들에 대한 누설유체 특성을 엔지니어링 업무 활용에 유용한 Henry-Fauske 모델을 이용하여 평가하였으며 이를 이용하여 원자로계통 내 주요 지점의 0.5 gpm 누설에 대응하는 Crack의 상응 직경도 평가하였다.

후 기

The authors would like to gratefully acknowledge the financial support of Korea Government (MOTIE, Ministry Of Trade, Industry and Energy) (No. 201815 10102340).

References

- (1) Jax, P. and Streicher, V., 1995, "FLUS - A New Monitoring System for Leak Detection and Location," 2nd Regional Meeting: Nuclear Energy in Central Europe, Portoroz, Slovenia, 11-14 Sep., 1995.
- (2) AREVA GmbH, 2013, FLUS: High-Sensitivity Leakage Monitoring for Components and Equipment Compartments, (Brochure).
- (3) Son, B.J, Maeng, J.S., Lee, S.H., 1992, Fluid Mechanics (in Korean), Hee Jung Dang, Seoul.
- (4) Leyzerovich, A., 1997, Large Power Steam Turbines: Design and Operation - Volume 1, Pennwell Publishing Company, Tulsa, Oklahoma.
- (5) Trapp, J.A. and Ransom, V.H., 1982, "A Choked-Flow Calculation Criterion for Nonhomogenous, Nonequilibrium, Two-Phase Flows," Int. J. Multiphase Flow, 8(6), 669-681.
- (6) Henry, R.E., 1968, "A Study of One- and Two-Component, Two-Phase Critical Flows at Low Qualities," ANL-7430.
- (7) Henry, R.E. and Fauske, H.K., 1971, "The Two-Phase Critical Flow of One-Component Mixtures in Nozzles, Orifices, and Short Tubes," ASME Journal of Heat Transfer, 179-187.
- (8) Henry, R.E., 1970, "The Two-Phase Critical Discharge of Initially Saturated or Subcooled Liquid," Nuclear Science and Engineering, 41, 336-342.
- (9) Sozzi, G.L. and Sutherland, W.A., 1975, Critical Flow of Saturated and Subcooled Water at High Pressure, NEDO-13418, General Electric.
- (10) Kim, Y.-S., 2015, "Overview of Geometrical Effects on the Critical Flow Rate of Sub-Cooled and Saturated Water," Annals of Nuclear Energy, 76, 12-18.