

<학술논문>

DOI <http://dx.doi.org/10.3795/KSME-A.2016.40.9.775>

ISSN 1226-4873(Print)  
2288-5226(Online)

## STELLA-2 소듐 시험 시설 고온 배관 계통의 설계 및 건전성 평가<sup>§</sup>

손석권\* · 이형연\*† · 주용선\*\* · 어재혁\* · 김종범\* · 정지영\*

\* 한국원자력연구원, \*\* ㈜코아시스

### Design and Integrity Evaluation of High-temperature Piping Systems in the STELLA-2 Sodium Test Facility

Seok-Kwon Son\*, Hyeong-Yeon Lee\*†, Yong-Sun Ju\*\*, JaeHyuk Eoh\*, Jong-Bum Kim\* and Ji-Young Jeong\*

\* Korea Atomic Energy Research Institute,  
\*\* KOASIS Inc.

(Received January 30, 2016 ; Revised May 4, 2016 ; Accepted July 19, 2016)

**Key Words:** Sodium Test Loop(소듐 시험 루프), Piping System(배관 계통), Design and Analysis(설계 및 해석), Elevated Temperature Design(고온 설계)

**초록:** 본 연구에서는 한국원자력연구원이 개발 중인 소듐 열유동 종합효과 시험장치(STELLA-2)의 주요 배관 계통을 대상으로 고온 설계를 수행하고, 두 가지 설계기술기준에 따라 배관의 건전성 평가를 수행하였다. 배관 설계기술기준으로는 일반 압력배관에 관한 ASME B31.1과 프랑스의 원자력등급 배관 설계 기술기준인 RCC-MRx RD-3600을 적용하였으며, 이들 기술기준의 보수성을 정량적으로 비교 및 분석하였다. STELLA-2 소듐시험시설에서는 모의 잔열제거계통(Model DHRS), 모의 중간열전달계통(Model IHTS) 및 펌프 모의계통(PSLS)에 배관이 설치되는데, 두 설계기술기준을 따라 이들 배관 계통에 대해 건전성 평가를 수행한 결과 설계 건전성이 확인되었으며, 설계 기술기준 간 비교분석 결과 유지하중에 대해서는 ASME B31.1이, 열하중에 대해서는 RCC-MRx RD-3600이 더 보수적인 것으로 평가되었다.

**Abstract:** In this study, elevated temperature design and integrity evaluation have been conducted using two different piping design codes for the high-temperature piping systems of sodium integral effect test loop for safety simulation and assessment(STELLA-2) being developed by KAERI(Korea Atomic Energy Research Institute). The design code of ASME B31.1 for power piping and French nuclear grade piping design guideline, RCC-MRx RD-3600 were applied, and conservatism of those codes was quantified based on the piping integrity evaluation results. The piping system of Model DHRS, Model IHTS and PSLS are to be installed in STELLA-2. The integrity evaluation results for the three piping systems according to the two design codes showed that integrity of the piping system was confirmed. As a code comparison result, ASME B31.1 was shown to be more conservative for sustained loads while RD-3600 was more conservative for thermal loads compared to B31.1.

## 1. 서론

한국원자력연구원(KAERI)은 제4세대 소듐냉각 고속원형로인 PGSFR(Prototype Gen IV Sodium-

cooled Fast Reactor)<sup>(1)</sup>의 개발 중이며, PGSFR의 가상 사고 시 잔열제거성능 및 전산코드의 종합 검증을 위한 소듐 열유동 종합효과 시험시설인 STELLA-2(Sodium integral effect test loop for safety simulation and assessment)의 설계 및 건설을 추진중이다.<sup>(2)</sup>

고온에서 가동되는 PGSFR의 열유동 특성을 모의하기 위해 STELLA-2장치는 모의 원자로용기와 모의 내부구조물, 모의 중간열전달계통(Intermedi-

§ 이 논문은 대한기계학회 창립 70주년 기념 학술대회 (2015. 11. 10-14., ICC제주) 발표논문임.

† Corresponding Author, hylee@kaeri.re.kr

© 2016 The Korean Society of Mechanical Engineers

ate Heat Transport System, IHTS), 모의 잔열제거계통 (Decay Heat Removal System, DHRS) 및 펌프모의계통(Pump Simulation Loop System, PSLS)을 포함하고 있다.<sup>(2)</sup>

STELLA-2시험시설에서 주 계통과 주요 기기는 모의 원자로 용기, 모의 원자로 내부 구조물, 모의 소듐-소듐 잔열제거 열교환기(sodium-to-sodium Decay heat exchanger, DHX), 모의 나선형 소듐-공기 열교환기(helical type sodium-to-air heat exchanger, AHX) 모의 핀형 소듐-공기 열교환기(Finned-tube-type sodium-to-air heat exchanger, FHX) 및 모의 DHRS와 모의 중간열교환기(Intermediate heat exchanger, IHX), 증기발생기의 역할을 하는 모의 최종열교환기(Ultimate heat exchanger, UHX) 및 IHTS, PSLS 등으로 구성된다. 전체 계통이 각 배관 계통을 통해 연결되고, 배관 내에서 고온의 소듐이 수송되므로 각 배관 계통의 고온 건전성 확보가 중요한 의미를 갖게 된다. 소듐 시험 시설 배관 계통의 설계·평가 관련 연구원의 선행 연구<sup>(3)</sup>에서 공식에 의한 설계(DBR) 기술기준이 해석에 의한 설계(DBA) 기술기준보다 보수적이라는 것과 산업계 압력배관에 관한 B31.1<sup>(4)</sup>이 원자력 1등급 배관에 관한 기술기준인 RB-3600<sup>(5)</sup>보다 보수적이라는 점이 확인되었다.

잔열제거 열교환기의 열유동 거동 데이터의 생산과 전산코드의 검증이 STELLA-1 소듐 시험시설을 이용하여 수행한 바 있는데 시험 시설 내 주요 기기의 고온 건전성 평가에 대해서는 일련의 선행연구가 수행된 바 있지만<sup>(6-9)</sup> 배관 계통의 건전성 평가와 관련하여 원자력 3등급 배관설계 기술기준인 RD-3600<sup>(6)</sup>과 B31.1의 보수성을 비교·분석한 선행연구는 없는 것으로 조사되었다.

본 연구에서는 고온 소듐 시험 시설 내 배관 계통의 설계·평가 적용과 관련하여 산업계 일반 압력배관에 관한 설계 기술기준인 ASME B31.1과 원자력 3등급의 배관설계 기술기준인 RCC-MRx RD-3600을 STELLA-2의 배관 계통에 적용하고, 해석 결과에 기초하여 건전성을 평가하고, 기술기준 간의 보수성을 정량적으로 비교 및 분석하였다.

## 2. STELLA-2배관 계통의 설계 및 특징

PGSFR은 KAERI가 개발 중인 150MWe 급의 소듐냉각고속로 원형로이며, 2-루프 풀(pool)형 원자로이다. 주요 배관 계통은 크게 IHTS 루프와 DHRS 루프로 구성되며, Fig. 1에서와 같이 IHTS는 4기의 배관 계통으로, DHRS는 FHX를 포함한 2기

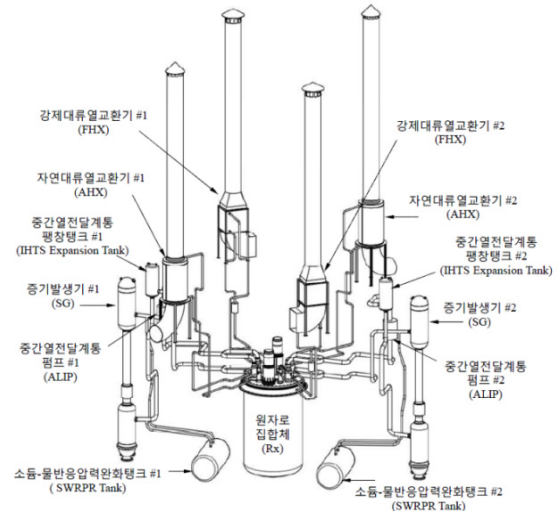


Fig. 1 Schematic view of PGSFR

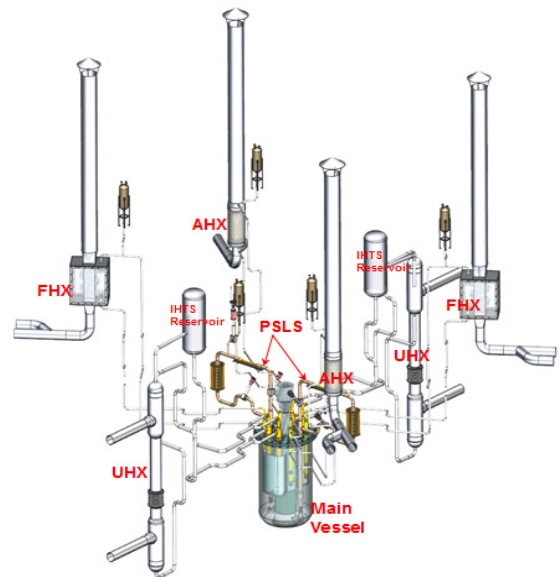


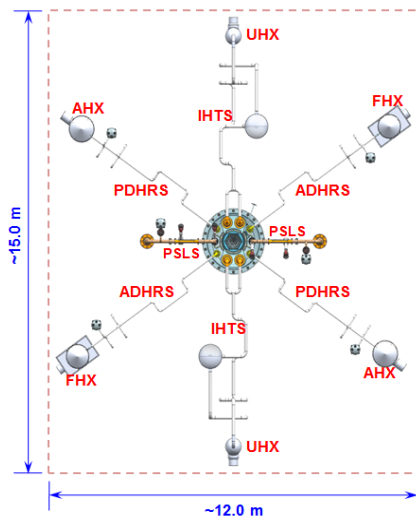
Fig. 2 Schematic view of the STELLA-2

의 능동 잔열제거계통(Active decay heat removal system, ADHRS) 배관계(piping system)와 AHX를 포함한 2기의 피동 잔열제거계통(Passive decay heat removal system, PDHRS) 배관계로 구성되어 있다.<sup>(11)</sup>

PGSFR의 종합적인 열유동 과도특성을 모의하기 위한 STELLA-2의 개념도는 Fig. 2와 같으며, 모의 원자로용기와 모의 원자로 내부구조물 및 2기의 모의 IHTS 루프, 4기의 모의 DHRS 루프 그리고 PGSFR의 증기발생기를 대체하는 2기의 최종열교환기인 UHX(Ultimate Heat Exchanger)로 구성된다. 또한 2기의 PSLS 배관 계통이 Fig. 2와 같이 STELLA-2에 설치된다.

**Table 1** Pipe size in piping systems of the STELLA-2

STELLA-2 piping system		Pipe size (mm)			Note	Velocity (m/s)
		O.D	thickness	I.D		
IHTS	Main	114.3	4.0	106.3	4.0' SCH20	0.124
	Dual	101.6	4.0	93.6	3.5' SCH20	0.160
DHRS	ADHRS	48.6	3.0	42.6	1.5' SCH20	0.249
	PDHRS	48.6	3.0	42.6	1.5' SCH20	0.249
PSLS		114.3	4.0	106.3	4.0' SCH20	0.163



**Fig. 3** Plane view of the STELLA-2

Fig. 3은 STELLA-2의 평면도이고, 각 구성요소들은 모의 원자로용기를 중심으로 배관을 따라 방사형으로 배치된다. 모의 IHX는 모의 IHTS 배관 계통을 따라 모의 UHX로 연결되고, ADHRS는 모의 FHX와 DHX, PDHRS는 모의 AHX와 DHX로 구성된다.

Table 1은 STELLA-2에서 각 배관의 제원이며, 각 배관 계통의 유속 정보도 포함하고 있다. 모의 IHTS의 배관 외경은 114.3 mm이고, 이중배관 부분은 외경 101.6 mm의 배관을 사용하였으며, PSLS 배관 계통에는 외경 114.3 mm의 배관을, 모의 DHRS 배관 계통에는 외경 48.6 mm의 배관을 사용하였다.

STELLA-2의 배관 계통에 대한 설계 건전성 평가는 ASME B31.1과 RCC-MRx RD-3600에 따라 수행하였으며, 각 배관에 사용된 재료는 상용으로 유통되는 316L 스테인리스강이다.

### 3. 배관 설계기술기준 분석

배관 계통에 대해 설계 평가에서는 유지하중 (sustained loads), 일시적 하중(occasional loads), 그리

고 열 하중 등 변위제어 하중에 대해 고려하였다. 일반 압력 배관의 설계 기술기준인 ASME B31.1<sup>(4)</sup>에서 설계 평가 관련 수식들은 다음과 같다.

$$S_L = \frac{PD_0}{4t_n} + \frac{0.75iM_A}{Z} \leq 1.0 S_h \quad (1)$$

식 (1)에서  $P$ 는 내압,  $D_0$ 는 배관 외경,  $t_n$ 은 배관 두께이고,  $i$ 는 응력강도계수(stress intensity factor)이다. 엘보(elbow)나 티(tee) 등과 같이 배관 내에서의 여러 구성 요소들은 설계지침에 따라 계산된 응력 강도계수를 적용한다.  $Z$ 는 단면계수이고,  $M_A$ 는 배관 해석으로부터 얻은, 유지하중에 따른 각 절점에서의 모멘트이다.

식 (1)은 유지 하중에 대한 응력을 평가하는 수식으로, 배관 내압에 대한 항과 굽힘에 대한 항으로 구성된다.  $S_L$ 은 각 항의 합이고,  $S_h$ 는 설계 온도에서의 허용응력이다. 자중에 따른 응력을 평가할 때,  $S_L$ 이  $S_h$  이하의 값을 가지면 구조건전성이 유지되는 것으로 판정한다. 허용치의 만족 여부를 표기할 때  $S_L$ 과  $S_h$ 의 비율로 나타내어 표기한다.

$$S_L = \frac{PD_0}{4t_n} + \frac{0.75iM_A}{Z} + \frac{0.75iM_B}{Z} \leq k S_h \quad (2)$$

식 (2)는 일시적 하중에 따른 응력을 평가하는 수식이다. 식의 구성은 유지 하중에 따른 응력에 일시적 하중을 더한 형태이고, 식 (1)과 식 (2)는 기계적 하중에 대해 다루고 있다는 것을 알 수 있다. 식 (2)는 식 (1) 대비 세 번째 항이 추가된 것이고, 여기서  $M_B$ 는 일시적 하중에 따른 모멘트이다. 허용응력에서 계수  $k$ 는 운전시간에 따라 1.15 또는 1.2의 값을 사용한다.

STELLA-2에서는 Table 1에서 나타낸 바와 같이 각 배관 계통의 유속이 낮고, 내압이 작으므로  $M_B$  항을 무시할 수 있다.

따라서 일시적 하중을 무시하면 식 (1)을 만족할 때 식 (2)도 만족하게 된다.

$$S_E = \frac{iM_C}{Z} \leq S_A \quad (3)$$

식 (3)은 열하중을 포함하는 변위하중에 대한 관계식이다. 기계적 하중과 달리  $M_C$ 항으로 구성되어 있으며,  $M_C$ 는 열 하중에 따른 모멘트이며, 열 하중 기인 굽힘 응력만을 평가하는 수식이다. 열 팽창에 대한 허용응력은 다음의 식 (4) 또는 식 (5)와 같이 계산된다.

$$S_A = f(1.25S_C + 0.25S_h) \quad (4)$$

$$S_A = f(1.25S_C + 1.25S_h - S_L) \quad (5)$$

식 (4), (5)에서  $f$ 는 반복응력 범위계수(cyclic stress range factor)이고 1 이하의 값을 가진다. 운전 횟수가 증가할수록 1보다 작아지며 100,000 cycle 이상일 때 0.5의 값을 가진다.  $S_C$ 는 상온에서 재료의 허용응력이고,  $S_h$ 는 해당 재료의 설계온도에 해당하는 허용응력이다. 그리고  $S_L$ 은 식 (1)에서 기계적 하중에 대해 계산된 응력이다.

일반적으로 허용응력은 식 (4)로부터 계산하지만,  $S_h$ 가  $S_L$ 보다 큰 경우 식 (5)와 같이  $S_h$ 와  $S_L$ 의 차이 만큼을 더해 주어 허용응력을 결정한다. 여기서 유지하중에 대한 응력을 평가할 때 배관의 건전성이 유지되면  $S_h$ 가  $S_L$ 보다 크다는 것을 의미하며, 따라서 식 (5)에 더해지는  $(1.0S_h - S_L)$ 항이 항상 양수이므로 허용응력은 식 (5)가 식 (4)보다 큰 값을 갖게 된다.

한편, 원자력 등급의 설계기술기준인 RCC-MRx RD-3600<sup>(10)</sup>은 ASME B31.1과 동일한 개념으로, 설계평가가 만족되기 위해서는 배관 계통의 평가에서 (6), (7), (8)의 식을 만족할 것을 요구하고 있다.

$$0.5 \frac{PD_e}{2h_c} + 0.75i \frac{M_R}{Z} \leq S_h \quad (6)$$

$$0.5 \frac{PD_e}{2h_c} + 0.75i \frac{M_R}{Z} \leq 1.2S_h \quad (7)$$

RD-3600에서  $P$ 는 내압,  $D_e$ 는 배관 외경,  $h_c$ 는 배관 두께,  $z$ 는 단면계수 그리고  $i$ 는 응력계수이다. 식 (6)은 유지하중에 대한 수식으로, 배관 내압 및 굽힘에 대한 항으로 구성되며 B31.1과 동일한 개념이다. 식 (7)의 경우 일시적인 하중에 대한 응력으로  $M_R$ 에서 유지 하중에 대한 모멘트와 일시적 하중에 대한 모멘트로 정의하므로 식 (2)와 같은 형태이다. 식 (7)에서 계수 1.2를 곱해 주어 허용응력을 정의하지만, B31.1은 운전시간에 따라 다른 계수를 고려한다는 것이 차이점이다.

$$SE = i \frac{[m(j,j')]_R}{Z} \leq SA \quad (8)$$

$$SA = f(1.25S_C + 0.25S_h) \quad (9)$$

$$STE = 0.5 \frac{PD_e}{2h_c} + 0.75i \frac{M_R}{Z} + i \frac{[m(j,j')]_R}{Z} \leq S_h + SA \quad (10)$$

식 (8)은 열팽창에 대한 응력이며, 여기서 모멘트  $[m(j, j')]$ 를 통해 열팽창에 따른 굽힘응력으로

**Table 2** Comparison of limit values between B31.1 and RD-3600 in case the same limit values are used

Equation	Allowable stress		
	ASME B31.1	Conservatism	RCC-MRx RD-3600
Sustained loads	Eq. (1)	=	Eq. (6)
Occasional loads	Eq. (2)	≥	Eq. (7)
Thermal expansion	Eq. (5)	<	Eq. (9)
		>	Eq. (10)

허용 여부를 판단하게 된다.  $SA$ 는 허용응력을 정의하는 수식이며 식 (9)와 같이 정의된다. 식 (9)에서  $S_h$ 는 해당 재료의 설계온도에서의 허용응력이고,  $S_C$ 는 상온에서의 재료의 허용응력이다. 식 (9)와 같이 허용응력  $SA$ 는 식 (4)와 동일하며, 기계적 하중에 대해 평가할 때 동일 재료에 대해 허용응력이 작은 RD-3600가 B31.1보다 보수적으로 평가된다. 따라서  $SE$ 로 평가하여 허용응력을 넘는 경우 식 (10)의  $STE$ 로 정의되는 식 (10)을 따른 평가로부터  $STE$ 를 만족하면 구조 건전성은 유지되는 것으로 판단한다. 식 (10)은 기계적 하중에 대한 응력과 열팽창에 대한 응력을 더한 수식으로 구성되며, 이때의 허용응력은 금속의 최대온도에서의 허용응력  $S_h$ 와 식 (9)의 합으로 정의된다. 따라서  $STE$ 의 허용응력에 대한 수식은 식 (11)과 같이 표현된다.

$$STE \leq f(1.25S_C + 1.25S_h) \quad (11)$$

식 (11)은 식 (5)에서  $(-S_L)$ 항이 제외된 형태이다. 여기서  $S_L$ 이 항상 양의 값이므로 동일한 재료물성치에서 열팽창에 대한 응력을 평가하면 B31.1이 RD-3600보다 보수적으로 나타난다.

두 배관설계 기술기준으로 배관 계통의 구조건전성을 평가할 때 예상되는 결과를 Table 2에 나타내었다. Table 2는 B31.1과 RD-3600의 물성치가 동일하다는 가정에서 각 수식에 대해 보수성을 비교한 것이다. 유지하중에 대해서는 두 코드가 동일하게 평가되고, 일시적 하중에 대해서는 B31.1의 계수에 따라 동일하거나 B31.1이 좀더 보수적으로 예상되며, 열하중에 대해서는  $SE$ 로 평가 시 RD-3600이 보수적인 것으로 평가되지만,  $STE$ 로 평가 시엔 B31.1이 보수적인 것으로 평가될 수 있다.

ASME B31.1과 RCC-MRx RD-3600은 각각 재료 물성치를 부록으로 제공하고 있다. 그러나 동일한 재료에 대해 두 설계기술기준 간의 물성치가 다른 부분이 있으므로 Table 2에서 약간의 영향이 있을 수 있다. 평가에 사용된 316L 스테인리스강에 대

해 B31.1과 RD-3600은 다른 물성치를 제공하고 있다. 해석에 따른 설계(Design-by-analysis: DBA)인 ASME NB-3200, RCC-MRx RB-3200 등은 응력을 3개의 성분(bending, membrane, peak)으로 구분하여 평가하기 때문에 상대적으로 신뢰성이 높은 결과를 얻을 수 있지만, 그 적용 과정이 복잡하고 시간이 더 소요된다. 공식에 따른 설계(Design-by-rule : DBR)인 ASME B31.1과 RCC-MRx RD-3600은 배관 형상 및 내압 그리고 각 하중에 따른 굽힘 응력만을 사용하여 평가하기 때문에 상대적으로 보수적이면서 단순한 건전성의 평가가 가능하다는 장점이 있다.

#### 4. STELLA-2배관 계통의 설계 평가

STELLA-2에서 모의 IHTS, 모의 DHRS 그리고 PLSL 배관 계통에 대해 ASME B31.1의 기술기준을 따라 설계 건전성 평가를 수행하였다. 각 배관 계통의 설계온도 및 설계압력을 Table 3에 나타내었다. 배관 내부에는 고온의 소듐이 흐르기 때문에 설계온도를 다소 보수적으로 설정하였다. 설계 평가에서는 유지하중에 따른 응력과 열팽창에 따른 응력에 대해 평가를 수행하였다. 각 배관 계통에서 배관의 끝부분은 보수적으로 고정 경계조건을 적용하였다.

모의 IHTS 배관의 모델은 Fig. 4에 나타낸 것과 같이 고온관(hot leg), 흡입관(suction leg) 및 저온관(cold leg)으로 구성되어 있다. 고온관은 모의 IHX

하단 출구에서 모의 UHX 상단 입구까지, 흡입관은 Reservoir 탱크로부터 EMP를 거쳐 모의 UHX 하단 출구부까지의 배관이며, 저온관은 Reservoir

Table 3 Design data of as per piping system

Piping system	Design temperature (°C)	Design Pressure (MPa)
IHTS	600	0.5
DHRS	500	0.5
PLSL	500	0.5

Table 4 Evaluation results of Model IHTS

IHTS	Calculated Stress(MPa)	ASME B31.1	RCC-MRx RD-3600
		Stress ratio	Stress ratio
Sustained load	40.16	0.700	0.462
Thermal expansion	125.6	0.605	0.716 (SE)

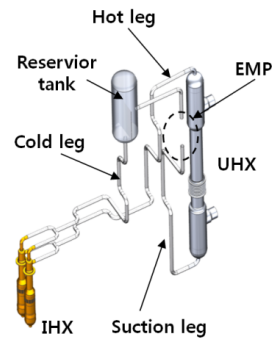


Fig. 4 Schematic of Model IHTS piping system

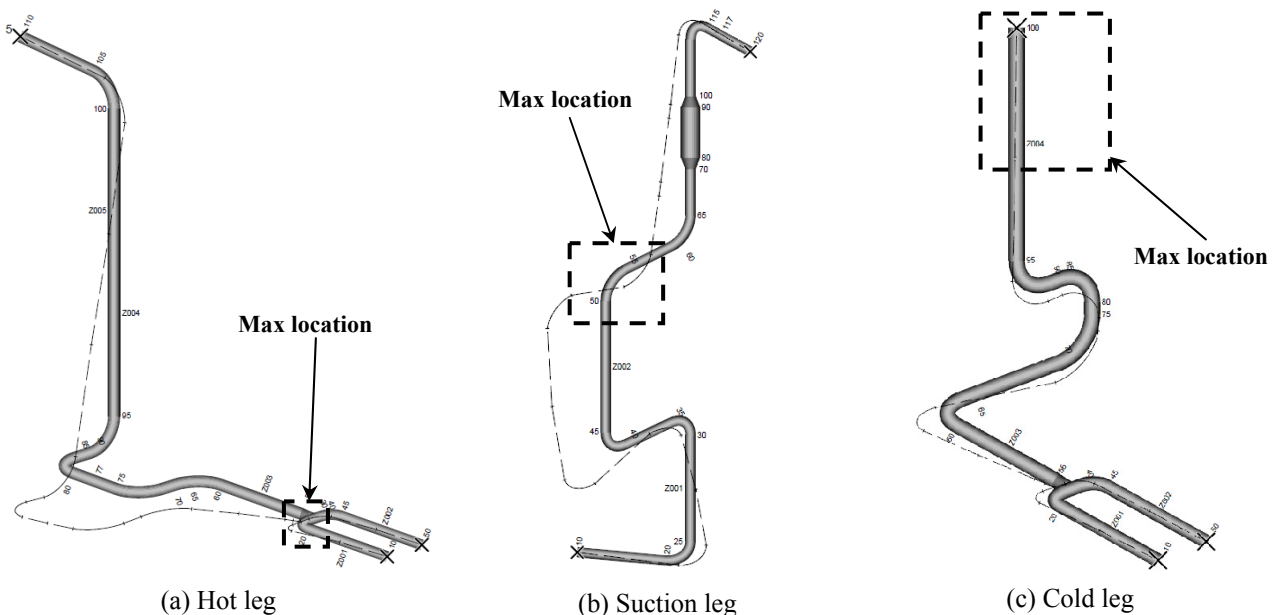


Fig. 5 Deformation under thermal expansion of Model IHTS

탱크 하단에서 모의 IHX입구까지의 배관이다. Fig. 5는 모의 IHTS 배관 계통의 열하중에 대한 해석 결과로 변형도를 포함하고 있으며, 응력이 가장 크게 발생한 부분을 점선영역으로 표시하였다.

STELLA-2에서 모의 DHRS는 모의 PDHRS 및 모의 ADHRS로 구성되며 이에 대한 배관해석 모델 및 열해석 결과는 Fig. 6과 같다. 모의 DHRS 배관 계통은 배관 내 소듐의 온도조건에 따라 Fig. 6과 같이 고온관과 저온관으로 구분되며, 모의 ADHRS에는 Electro-Magnetic Pump (EMP)가 설치되는 특징이 있다.

모의 PDHRS의 고온관에서는 DHX 연결부에서, 저온관에서는 elbow에서 최대 응력이 발생하였다. 모의 ADHRS의 경우 고온관은 DHX와 연결부에서, 저온관은 elbow에서 최대 응력이 발생하였다. 모의 DHRS에 대해 각 설계기술기준에 따라 평가한 최대값을 정리하면 Table 5와 6과 같이 나타났으며 모두 허용치 이내임을 확인하였다.

Table 5, 6은 모의 DHRS를 구성하는 배관요소에 대해 구조건전성을 평가하여 최대값을 정리한 것이다.

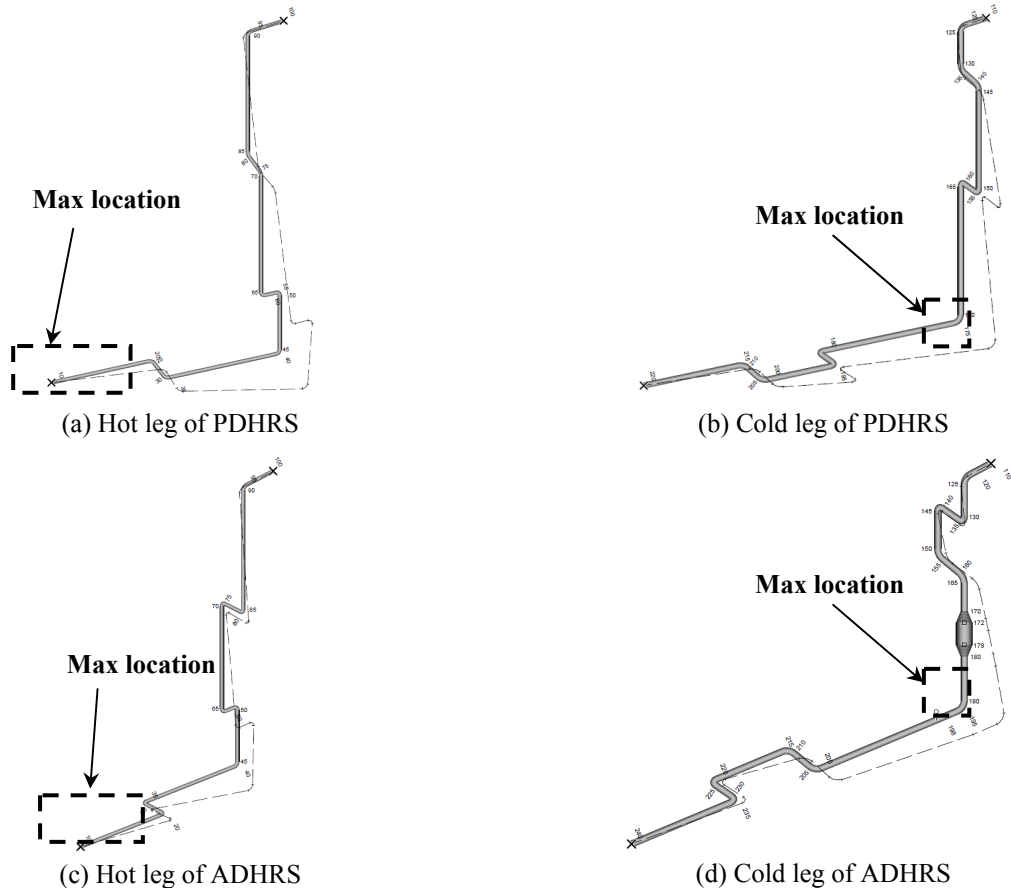
모의 PDHRS에서 유지하중에 대해 B31.1에 따라 평가 시 최대 응력비는 0.529이고, RD-3600에서는 0.367로 나타나서 B31.1이 16 % 더 보수적으로 평가되었고, 열하중에 대해서는 RD-3600이 0.405, B31.1이 0.331로 평가됨에 따라 RD-3600의 계산결

**Table 5** Evaluation results of Model PDHRS

PDHRS	Calculated Stress(MPa)	ASME B31.1	RCC-MRx RD-3600
		Stress ratio	Stress ratio
Sustained load	33.07	0.529	0.367
Thermal expansion	71.4	0.331	0.405 (SE)

**Table 6** Evaluation results of Model ADHRS

ADHRS	Calculated stress(MPa)	ASME B31.1	RCC-MRx RD-3600
		Stress ratio	Stress ratio
Sustained load	30.93	0.495	0.344
Thermal expansion	87.8	0.408	0.498 (SE)



**Fig. 6** Deformation under thermal expansion of Model DHRS

Table 7 Evaluation results of PSLs

PSLS	ASME B31.1		RCC-MRx RD-3600	
	Allowable stress(MPa)	Stress ratio	Allowable stress(MPa)	Stress ratio
Sustained load	86.6	0.187	90.0	0.180
Thermal expansion	236	0.322	176.3 (SE)	0.431

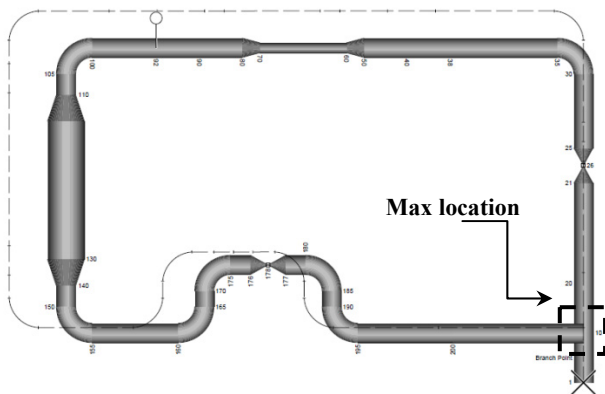


Fig. 7 Deformation under thermal expansion of PSLs

과가 B31.1보다 7% 더 보수적인 것으로 나타났다. ADHRS에 대한 평가결과도 구조건전성은 모두 만족하였지만 자중에 대해서는 B31.1이 보수적으로, 열하중에 대해서는 RD-3600이 보수적으로 평가되었으며, 모의 DHRS배관 계통도 모두 구조건전성을 만족하는 것으로 나타났다.

PSLS 배관 계통에 대한 해석결과와 변형도는 Fig. 7과 같이 나타났다. PSLs 배관 상단에 스프링 행어(hanger)를 설치하여 배관이 지지되도록 하였다.

Table 7은 PSLs 배관 계통에 대해 B31.1 및 RD-3600을 따라 평가한 결과이다. PSLs의 배관 계통은 한 평면상에 모든 배관이 위치하여 열팽창을 잘 흡수하는 형태이기 때문에 열하중에 대한 건전성 평가 결과, 발생 응력은 다른 배관 계통에 비해 낮게 나타났다. 최대 응력은 Fig. 7에 보인 것과 같이 Tee부분에서 발생하였다.

Table 7에 보인 것과 같이 유지하중에 대해서는 B31.1과 RD-3600의 결과 최대 응력비가 비슷한 수준이며, 허용치가 낮은 B31.1이 0.7% 더 보수적인 것으로 평가되었다. 열하중에 대한 평가에서는 허용응력이 낮게 정의되는 RD-3600이 10.9% 더 보수적인 것으로 평가되었다.

PSLS 배관 계통에 대해 B31.1과 RD-3600을 따라 건전성을 평가한 결과는 설계 허용치를 모두 만족

하여 구조 건전성을 확보하는 것으로 나타났다.

PSLS 배관 계통에 대한 해석 결과 유지하중에 대해서는 B31.1이, 열하중에 대해서는 RD-3600이 더 보수적인 것으로 나타났다.

보수성에 대한 동 경향은 핀형 소듐-공기 열교환기(FHX) 시험루프의 배관에 대해 수행한 B31.1 및 RD-3600 간의 보수성 거동의 평가결과<sup>(11)</sup>에서도 동일하게 나타났으며, 따라서 이는 두 코드의 일반적 특징인 것으로 판단되었다.

### 5. 결론

본 연구에서는 한국원자력연구원이 개발 중인 소듐 종합효과 시험시설인 STELLA-2의 주요 배관 계통을 대상으로 고온 설계 및 구조건전성 평가를 수행하였다. STELLA-2 시설 내에 설치되는 3개(모의 IHTS, 모의 DHRS 및 PSLs)의 배관 계통 설계에 대한 구조건전성 평가에는 산업용 압력 배관 설계 기술기준인 ASME B31.1과 원자력 3등급의 배관설계 기술기준인 RCC-MRx RD-3600을 적용하였다.

이들 두 가지 설계기술기준을 따라 구조건전성 평가를 수행한 결과, STELLA-2 시험 시설의 모의 IHTS, 모의 DHRS 및 PSLs 배관 계통은 모두 설계 허용치를 만족하여 구조건전성을 확보하는 것으로 나타났다.

ASME B31.1과 RCC-MRx RD-3600 간의 보수성을 정량적으로 비교·분석하기 위해 3개의 배관 계통에 대해 동 기술기준들을 따른 설계평가 결과를 비교 분석한 결과, 자중을 포함하는 유지하중에 대해서는 3개의 배관 계통에서 동일하게 B31.1이 더 보수적으로 나타났고, IHTS 배관 계통에서 최대 23.8% 더 보수적인 것으로 나타났다. 반면 열하중에 대해서는 3개의 배관 계통에서 동일하게 RD-3600이 더 보수적으로 나타났으며, IHTS 배관 계통에서 최대 11.1% 더 보수적인 것으로 나타났다. 따라서 저온 압력 배관의 경우에는 ASME B31.1이, 상대적으로 고온 저압인 원자력 시험시설의 배관 계통 경우에는 RD-3600이 상대적으로 더 보수적인 결과를 주는 것으로 나타났다.

### 후 기

본 연구는 미래창조과학부의 지원을 받아 원자력연구개발사업(2012M2A8A2025635) 및 과학기술국제화사업(2013K1A3A7A03078195)을 통해 수행되었음.

참고문헌  
(References)

- (1) Yoo, J., 2015, "Status of Prototype Gen-IV Sodium Cooled Fast Reactor and Its Perspective," *Transactions of the Korean Nuclear Society Autumn Meeting*, Gyeong-ju, Korea.
- (2) Lee, H. Y., Eoh, J. H., Son, S. K., Kim, J. B., Jeong, J. Y. and Ju, Y. S., 2015, "Design and Analysis of High-temperature Piping System in the STELLA-2 Sodium Test Facility," *70<sup>th</sup> Conference of the Korean Society of Mechanical Engineers*, Jeju, Korea.
- (3) Eoh, J. H., Hong, J. G., Yeom, S. J. and Jeong, J. Y., 2016, "Computer Codes V&V Tests with a Large-Scale Sodium Thermal-Hydraulic Test Facility (STELLA)," *American Nuclear Society Annual Meeting*, No. 17266, New Orleans, The United State of America.
- (4) ASME, 2012, B 31.1 Power Piping, *The American Society of Mechanical Engineers*.
- (5) RCC-MRx, 2012, Section III Tome 1, Subsection B, Class N3<sub>RX</sub>, *AFCEN*.
- (6) Lee, H. Y., Eoh, J. H. and Lee, Y. B., 2013, "High Temperature Design and Damage Evaluation of a Helical Type Sodium-to-air Heat Exchanger in a Sodium-cooled Fast Reactor," *Journal of Mechanical Science and Technology*, Vol. 27, No. 9, pp. 2729~2735.
- (7) Lee, H. Y., Eoh, J. H. and Lee, Y. B., 2013, "High-Temperature Design of Sodium-to-Air Heat Exchanger in Sodium Test Loop," *Transaction of the Korean Society of Mechanical Engineers. A*, Vol. 37, No. 5, pp. 665~671.
- (8) Lee, H. Y., Kim, J. B. and Lee, J. H., 2012, "High Temperature Design and Damage Evaluation of Mod.9 Cr-1Mo Steel Heat Exchanger," *Journal of Pressure Vessel Technology, Transactions of ASME*, Vol. 133, Oct. pp. 051101~10.
- (9) Lee, H. Y., Kim, J. B. and Park, H. Y., 2012, "Creep-Fatigue Damage Evaluation of Sodium to Air Heat Exchanger in Sodium Test Loop Facility," *Nuclear Engineering and Design*, Vol. 250, pp. 308~315.
- (10) RCC-MRx, 2012, Section III Tome 1, Subsection D, Class N3<sub>RX</sub>, *AFCEN*.
- (11) Son, S. K., Jo, Y. C., Lee, H. Y. and Jeong, J. Y., 2015, "Design Evaluation of a Piping System in the SELFA Sodium Test Facility," *Korean Nuclear Society Autumn Meeting*, Gyeong-ju, Korea.