

한국표준형원전 원자로냉각재계통내의 단일 대구경유압식스너버
기능상실의 영향

전장환, 최택상, 성기광

한국원자력연구소

요 약

대구경유압식스너버의 잠재적 기능상실은 미국원자력규제위원회(USNRC)에서 인정한 주요 안전성 문제중의 하나이다. 본 보고서는 한국표준형원전의 증기발생기와 원자로냉각재펌프에 설치되어있는 대구경유압식스너버 중 단일 스너버의 기능상실에 대하여 지진과 가상분기관파단의 시공간이력해석을 수행하여 구조적영향을 보였다. 지진 입력은 SRP 3.7.1 에 따른 가상적 시간이력이며, 분기관파단 입력은 파단전누설기법(Leak Before Break) 적용에 의하여 배제되지 못한 분기관파단인 증기발생기 주증기배관과 증기발생기 주급수배관의 가상파단을 이용하였다.

1 서론

스너버는 표준지지구조물의 하나로 구분되며, ASME Code Section III NF 는 스너버의 기능상의 특성을 동하중에 의한 기기나 배관의 변위는 구속해야 하며 비동적하중에 의한 거동은 허용하는 이중기능(dual function)⁽¹⁾을 갖는 것으로 언급하고 있다. 이중기능은 구속기능과 비구속기능을 말하며, 구속기능은 기기나 배관의 움직임이 잠김속도(lockup velocity)⁽¹⁾ 이상일 경우 스너버가 순간적으로 잠기(lockup)게 되어 지지기능을 하는 것을 말하고, 비구속기능은 잠김속도 이하의 거동은 구속하지 않는 기능을 말한다. 유압식스너버의 경우 스너버의 실린더 내경에 따라 대구경 및 소구경 유압식스너버로 분류되며, 정격하중이 50 kips 이상인 스너버를 대구경유압식스너버(LBHS; Large Bore Hydraulic Snubber)⁽¹⁾라 한다. 한국표준형원전의 원자로냉각재계통(RCS; Reactor Coolant System) 내의 스너버는 정격하중이 350 kips 로 대구경유압식스너버이며, 증기발생기(SG; Steam Generator) 상부와 원자로냉각재펌프(RCP; Reactor Coolant Pump) 모터 하부에 설치된다.

스너버는 그 기능을 위한 부품들의 유실이나 손상 등으로 인한 스너버의 기능상실이 보고되어 왔기 때문에, 스너버의 사용을 자제하는 추세이며, 단일 스너버의 잠재적 구속기능 상실은 미국 원자력규제위원회(USNRC)가 인정한 주요 안전성 문제⁽¹⁾ 중의 하나이다. 그러나 스너버 구속기능

상실은 원전의 인허가 관련 요건은 아니다. 본 보고서는 한국표준형원전의 RCS 내의 스너버의 가상적 기능상실이 RCS의 구조적 건전성(structural integrity)에 미치는 영향을 조사하였다.

2 원자로냉각재계통

그림 1은 한국표준형원전의 RCS의 배열이다. 원자로용기(Reactor Vessel)는 4개의 입구노즐 밑에 수직한 기둥들에 의해 지지되며, 안전정지지진과 분기관과단 하중을 견딜 수 있도록 설계된다. SG는 저마찰구형 베어링 위에 안착된 미끄럼받침판에 볼트로 고정된 원추형 지지구조물과 상부의 병렬설치된 스너버와 키에 의해 지지된다. RCP는 4개의 수직지지구조물과 4개의 상, 하부수평지지구조물에 의해 지지되며 2개의 스너버가 RCS의 열팽창선(thermal growth line)상에 병렬 배치되어 동하중 발생시 RCP를 지지한다.

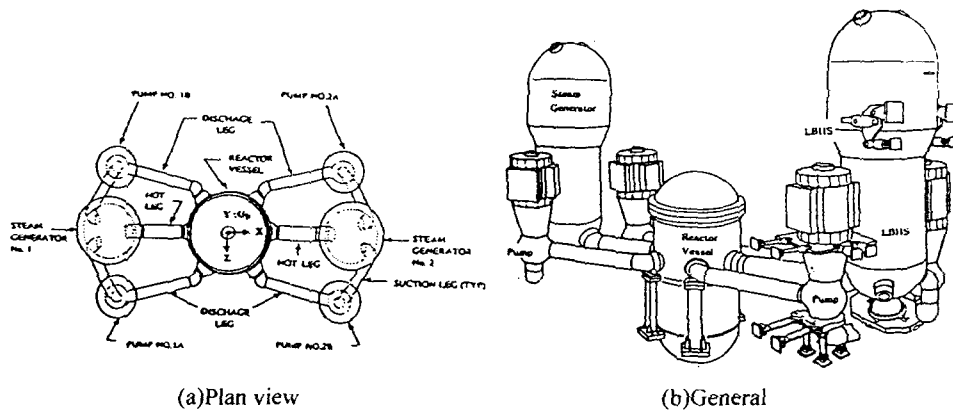


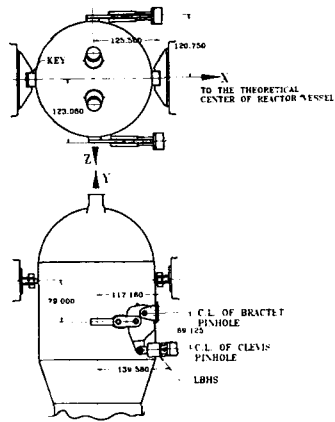
그림 1 원자로냉각재계통의 기기 및 주배관의 배열

3 스너버의 기능과 기능상실 종류

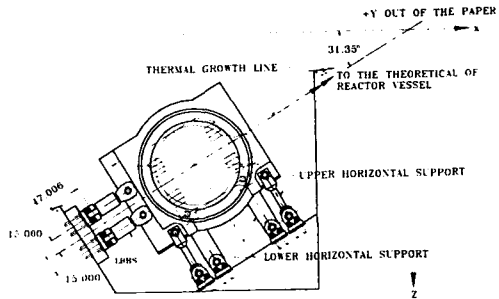
SG 스너버는 지진이나 2차측 분기관과단에 의한 SG의 저동을 제한한다. 2차측 분기관과단은 SG 주증기배관(main steam line)과 주급수배관(feedwater line)의 가상과단에 의한 것이다. RCP 스너버는 지진이나 주급수관과단에 의한 RCP의 움직임을 구속한다. 주급수배관과단은 한국표준형 원전에서 RCP에 영향을 미치는 주요 분기관과단이다. 그림 2는 한국표준형원전의 SG와 RCP의 스너버이다.

스너버의 기능상실은 정상운전 비구속기능상실(stock in NOP)과 동적상황 하의 구속기능 상실(unlock in dynamic events)로 구분된다. 현재까지 보고된 스너버 기능상실은 구속기능상실이었다.

본 연구는 구속기능 상실에 한정하였으며, 구속기능 상실은 동적상황 하에서 스너버의 지지력 발휘 불가로 정의하였다.



(a) 증기발생기 스너버



(b) 원자로 냉각재 펌프 스너버

그림 2 한국표준형 원전의 스너버

4 해석 모델

그림 3은 그림 1의 원자로 냉각재 계통의 3차원 보요소 모델을 도시한 것이다.

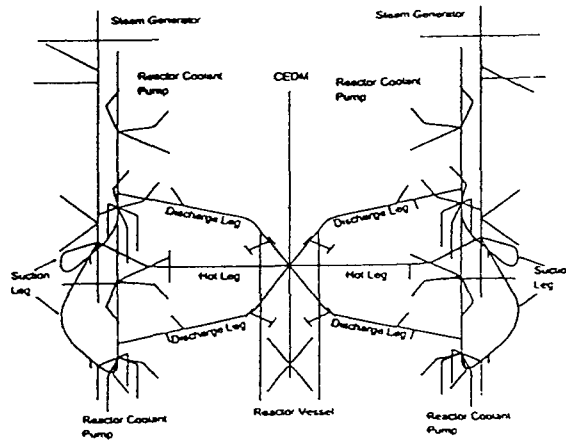


그림 3 원자로 냉각재 계통의 3차원 보요소 모델

지진과 분기관과 단해석을 위한 상세한 모델링 방법은 참고문헌 3에 언급되어 있으며, 개요는 다음과 같다. 질점과 그의 동적자유도는 각 기기의 동특성을 표현할 수 있도록 위치된다. 원자로 냉각재 계통의 스너버는 등가스프링요소로 모델링된다. 지진해석 모델은 격납용기 모델과 RCS 모델을 연결시킨 모델(coupled model)²⁾에 지반운동을 입력으로 하여 시간이력해석을 수행한다. 분기관과 단은 지진과 달리 격납용기와 RCS에 동시에 부과되는 하중이 아니기 때문에 분기관과 단해석 모델은 지진해석의 RCS의 지지점을 단순화한 선형스프링으로 모델링되고, 이때 격납용기와 지지구조물과의 틈새(gap) 등의 비선형성이 모델링된다.

5 하중 및 해석방법

지진하중은 안전정지지진(Safety Shutdown Earthquake)이 이용되었다. 이 안전정지지진은 암반지반 위의 격납용기에 지반의 수직 및 수평 2방향에 작용하는 것으로 각각은 통계학적으로 상호 독립된 것이며, USNRC RG. 1.60 과 NUREG-0800, SRP 3.7.1 에 준하여 가상적으로 생성된 것이며 한국표준형원전의 지진해석 입력이다. 이들 입력하중을 그림 4 에 예시하였다. 해석은 GT/STRUDL⁽³⁾의 선형과도해석을 이용하였다. 적용한 구조감쇠는 USNRC RG. 1.61 에 준하였다.

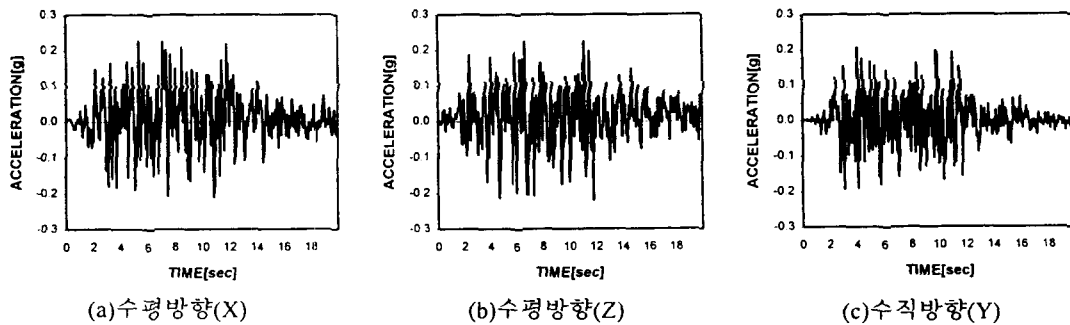


그림 4 안전정지지진

분기관파단^(4,5) 입력하중은 증기발생기의 2 차측 주증기배관과 주급수배관의 파단하중을 이용하였다. 이는 LBB 적용과 주증기배관의 재배치에 의한 1 차측 주증기배관파단의 제외로 한국표준형원전의 분기관파단 중 주요 파단이 되었기 때문이다. 해석은 CE/DAGS 를 이용하였다.

6 해석 결과 및 검토

본 연구는 모든 스너버가 정상적으로 작동하는 경우의 안전정지지진과 분기관파단하중에 대한 해석과 원자로냉각재계통 내의 스너버 중 1 개의 기능상실에 대하여 각각의 하중에 대한 해석을 수행하였고 결과는 표 1 과 같다. 표 2 는 제곱합의제곱근법을 이용 설계하중과 비교하였다.

6.1 안전정지지진에 대한 해석결과

표 1 의 안전정지지진 해석결과와 같이 모든 스너버가 기능을 할 경우 SG 와 RCP 스너버의 하중은 설계하중 보다 작아 각 스너버의 설계하중은 설계여유를 갖고있다.

SG 스너버 1 개 기능상실 시 나머지 스너버의 하중이 128 % 증가하였고, SG 상부지지구조물의 비대칭성으로 인하여 노즐과 지지구조물의 하중이 증가하였다. RCP 입구노즐 굽힘모우먼트의 63 % 증가는 흡입관의 길이가 짧기 때문이며, 그외 부분의 하중증가는 작다.

RCP 스너버 1 개 기능상실 시 나머지 스너버의 하중이 142 % 증가하였고, RCP 상부지지구조

물의 비대칭으로 출구노즐 굽힘모우먼트는 127 %, 원자로용기 입구노즐 굽힘모우먼트는 49 % 증가하였다. 증기발생기의 지지구조물과 노즐의 하중증가는 미미하다.

표 1 해석결과

(단위 : kips, ft-kips)

		안전정지지진 해석			증기발생기 주급수배관과단			증기발생기 주증기배관과단		
		모든 LBHS	SG LBHS	RCP LBHS	모든 LBHS	SG LBHS	RCP LBHS	모든 LBHS	SG LBHS	RCP LBHS
		기능 시	기능상실	기능상실	기능 시	기능상실	기능상실	기능 시	기능상실	기능상실
SG	스너버	74	169	76	25	46	25	51	107	51
	상부 키이	227	453	228	591	663	591	0	297	0
	하부 키이	199	226	119	363	505	365	0	0	0
	입구노즐 굽힘모우먼트	632	1216	737	651	760	642	554	1310	555
	출구노즐 굽힘모우먼트	106	233	119	560	593	571	179	525	179
RCP	스너버	86	92	208	61	60	86	12	10	18
	상부수평지지구조물	105	102	110	105	96	106	14	36	30
	하부수평지지구조물	25	27	25	116	116	117	23	63	20
	입구노즐 굽힘모우먼트	94	153	102	291	304	295	87	229	87
	출구노즐 굽힘모우먼트	185	182	421	338	334	338	154	166	153
RV	상부지지구조물	693	636	758	343	314	331	0	0	0
	입구노즐 굽힘모우먼트	128	125	190	173	162	180	57	124	57
	출구노즐 굽힘모우먼트	1006	1093	1066	964	1189	960	333	481	331

6.2 분기관과단에 대한 응답

표 1의 분기관과단에 대한 해석결과 중 모든스너버의 기능시 주증기배관과단이 SG 스너버에 미치는 하중은 주급수배관과단 시 하중의 2 배 정도이나, 원자로용기 상부수평키이와 SG의 상부 및 하부의 수평키이는 키이홈과 접촉하지 않아 이들 키이에 미치는 하중은 없는 상태이다.

SG 스너버 1 개 기능상실 시 나머지 스너버의 하중은 두 가지 가상과단에 대해 2 배로 증가하였다. 주급수배관의 가상과단 시 SG 하부수평키이의 하중은 40 % 증가하였으며 나머지 부위의 하중의 증가는 17 % 이하 내지 영향을 주지 않는다. 주증기배관의 가상과단 시 SG 상부수평키이는 키이홈과 접촉하게 되었으며, SG 입구노즐의 굽힘모우먼트는 136 %, 출구노즐의 굽힘모우먼트는 193 % 증가하였다. 원자로용기나 RCP의 기기 및 지지구조물의 하중은 약 두 배의 증가를 보이지만 주급수배관과단 시의 하중 보다는 작다.

RCP 스너버 1 개 기능상실 시 나머지 스너버 하중의 41 % 증가는 안전정지지진에 의한 증가량에 비하여 작으며, 다른 기기 및 지지구조물의 하중은 거의 변하지 않았다. 주증기배관의 가상과단 시 RCP 상부수평지지구조물의 하중은 114 % 증가하였고, 나머지 스너버 하중의 50 % 증가는 값 자체를 볼 때 하중은 매우 작다.

6.3 결과 요약

표 2로 부터 SG와 RCP 스너버의 조합하중은 설계하중 보다 작아 설계여유를 갖고있다.

표 2 한국표준형원전 설계동하중과 스너버 기능상실시 조합 동하중

(단위 : kips, ft-kips)

		한국표준형원전의 설계 동하중	스너버 기능상실 시 안전정지지진 과 분기관파단 하중의 제곱합의제곱근
SG	스너버	350	200
	상부 키이	1290	803
	하부 키이	910	553
	입구노즐 굽힘모우먼트	2200	1787
	출구노즐 굽힘모우먼트	770	637
RCP	스너버	350	226
	상부수평 지지구조물	390	153
	하부수평 지지구조물	160	120
	입구노즐 굽힘모우먼트	440	341
	출구노즐 굽힘모우먼트	750	540
RV	상부 지지구조물	2200	827
	입구노즐 굽힘모우먼트	490	262
	출구노즐 굽힘모우먼트	3950	1615

7 결론

본 연구의 해석결과를 다음과 같이 요약할 수 있다.

- (1) 스너버 1 개의 기능상실에 대한 안전정지지진과 분기관파단의 조합하중은 스너버 설계하중을 초과하지 않아 한국표준형원전 원자로냉각재계통의 구조적 건전성에 영향을 주지 않는다.
- (2) 안전정지지진에 대한 스너버 1 개 기능상실의 영향은 해당 기기에 국한된다.
- (3) 분기관파단에 대하여 스너버 1 개의 기능상실의 영향은 기능상실된 스너버가 부착된 기기의 일부에 국한되며, 한국표준형원전의 원자로용기에 미치는 주요 분기관파단은 증기발생기 주 급수배관의 파단 임에도 불구하고 스너버 1 개의 기능상실은 원자로용기에 영향이 없다.

참고문헌

1. Ware A. G., Nitzel M. E. and Page J. D., Technical Evaluation of Generic Issue 113 : Dynamic Qualification and Testing of Large Bore Hydraulic Snubbers, USNRC, NUREG/CR-5416
2. Austin S. C and Lee K. Y., "Seismic Analysis of the Reactor Coolant System Coupled to the Containment Building and Interior Structures for YGN 3 & 4", *Proceeding of the International Symposium on Pressure Vessel Technology and Nuclear Codes and Standards*, Seoul, Korea, 1989.
3. GTICE, GT STRUDL User's Manual, Atlanta, Georgia, 1994.
4. T. S. Choi, T. W. Kim, K. S. Yoon, K. K. Sung & J. H. Jheon, "Postulated Pipe Break Analysis for Korean Standard Nuclear Power Plant", *Journal of the Korean Nuclear Society*(accepted to be published), 1996.
5. LaRussa J. J. and K. Y. Lee, "Effects of Tributary Pipe Breaks on Reactor Coolant System Response for YGN 3 & 4", *Proceeding of the International Symposium on Pressure Vessel Technology and Nuclear Codes and Standards*, Seoul, Korea, 1989.