2002 추계학술발표회 논문집
한국원자력학회

KALIMER 주요계통 신뢰도 안전성 예비 평가 방법론에 관한 연구

The Study on the methodology of Preliminary Reliability Safety Assessment in KALIMER

정관성, 양준언, 이용범, 장원표, 정해용, 하귀석, 한도희

한국원자력연구소
대전광역시 유성구 덕진동 150

요약

액체금속로 KALIMER는 주요안전계통으로 피동 잔열 제거 시스템을 사용하는 것으로 설계되어 있다. 현재까지 나와 있는 피동시스템의 신뢰도 평가 방법을 분석하여 KALIMER의 안전성을 평가하기 위한 피동시스템의 신뢰도 평가 방법에 적용성에 대하여 분석을 하였다. 그리고 KALIMER 중간 열전달 계통을 시범계통으로 선정하여 예비 신뢰도 안전성 평가를 수행하였다.

Abstract

The Passive Safety Decay heat Removal System is a main safety system of KALIMER. The reliability assessment methods used in the passive system of similar plants are reviewed. Additionally, the Intermediate Heat Transfer System of KALIMER is preliminarily assessed.

1. 서 론

액체금속로 KALIMER(Korea Advanced Liquid Metal Reactor: KALIMER) 확률론적 안전성 평가 (Probabilistic Safety Assessment: PSA)의 기초작업으로 KALIMER 주요 안전 계통인 피동 계통 신뢰도 분석 방법에 대한 기술현황에 대해서 분석을 하였고, 중간 열전달 계통을 시범 계통으로 선정하여 신뢰도 안전성 예비 평가를 수행하였다.

2. 피동 계통 신뢰도 분석 방법

기존의 PSA 방법은 피동 시스템 신뢰도 분석에서 기기 고장 분석 측면에 대해서는 직접 사용하지만 피동 시스템 운전에 포함되는 자연 현상의 불확실성을 설명하기 위해서는 추가적인 접근 방법이 요구된다. 이것은 근본적으로 피동 시스템들에 대한 성공 기준 (Success Criteria)의 불확실성에 기인한다. 즉, 주어진 기기의 적절한 기능 수행 (개방 및 폐쇄가 요구경우 밸브의 동작)에 대해 유체의 구동력 또는 노심 손상 방지를 위해 필요한 열제거 기능을 제공하는 자연 현상들 (자연순환, Gravity induced Flow, Evaporative Cooling 등)에 대한 확실도(Degree of Certainty)를 평가할 수 있

는 평가척도가 필요하다. 이 확실도는 열전도 계수나 마찰 계수 등과 같이 관심 있는 현상과 관련된 변수들에 포함된 불확실도(Degree of Uncertainty)에서 유도될 수 있다. 또한 냉각재 상실 사고에 대한 파열 부위, 열수력학적 모델에 포함된 불확실성 등을 포함하는 초기 및 경계 조건들에 대한 추가적인 고려도 필요하다[1-2].

피동형 안전 시스템 신뢰도의 정량화는 운전 경험의 부족과 물리적 현상에 포함되는 불확실성으로 인해 능동형 시스템처럼 직접적으로 계산하기 어렵다. 따라서 시스템 신뢰도 평가를 위해 제안된 현재 방법들의 적합성에 대한 검토가 필수적이다.

피동형 원자로 설계에 대한 거의 모든 과거의 연구들은 피동형 시스템 고장의 기기 고장 관점만을 주로 다룬고 있다. 그러나 분석 코드를 통해 불확실성의 전파에 의한 개량형 KALIMER의 고유 정지 과정 (Inherent Shutdown Process)에 포함된 불확실성을 정량적으로 설명하기도 한다.

시스템 수준의 정성적 분석은 분석하고자 하는 피동 시스템 및 구동력에 관련된 자연 현상들에 대한 이해를 파악하는 것이다. 또한 피동 시스템의 대략적인 우선 순위를 시스템 고장과 관련된 자연 현상의 불확실성에 대한 예상 중요도를 바탕으로 선정한다.

시스템 수준의 평가는 밸브나 탱크와 같이 각 피동 시스템 내에서 반드시 운전되어야 하는 기기들의 조사로부터 시작한다. 우선, 기기 고장만을 고려한 시스템 고장 확률의 대략적인 정량 평가를 위해 기기 고장에 대한 상위 수준의 고장 수목을 구성한다[3].

2.1 성공 기준의 중요성 평가를 위한 민감도 분석

성공 기준의 중요성 평가를 위한 민감도 분석으로 피동 시스템 운전에 영향을 주는 자연 현상에 포함된 불확실성의 분석이 있다. 이것은 사고에 대응하기 위해 필요한 많은 시스템들에 대한 성공 기준의 불확실성을 의미한다. 자연 현상의 불확실성을 고려하는 좀 더 제한적인 성공 기준의 중요성을 조사하기 위해 고장 및 사건 수목을 좀 더 제한적인 성공 기준을 반영할 수 있도록 수정하여 노심 손상 빈도를 각각의 경우에 대해 다시 계산되고 이렇게 계산된 노심 손상 빈도간의 상대적인 변화를 조사를 하고 있다.

2.2 자연 현상 평가

피동 시스템의 신뢰도 정량화에 자연 현상의 불확실성을 포함시키기 위해서는 피동 시스템의 운전을 포함하는 사고 경위를 선택한 후 선택된 사고 경위를 열수력학적 모델을 사용해 분석을 한다. 그리고 피동 시스템에 대해 성공적인 기기 기능을 지시하는 경위만이 분석한다. 기계적인 기기들의 동작이 가정된 시스템의 성공 기준을 만족했다 하더라도 열전달 계수 등과 같은 변수들의 불확실성으로 인해 부적절한 피동 시스템의 열 제거나 부족한 유량이 유발될 수 있다. 따라서 좀 더 정확한 확실도를 가지면서 제한된 일련의 성공 기준들이 적용되어야 한다.

분석을 위한 순서는 피동 시스템 운전에 대한 자연 현상 중요도의 정량적 정보 및 기기 고장 민감도 계산의 정량적 결과를 바탕으로 선택한다. 어떤 시간에 있어서 한 개의 피동 시스템은 주어진 경위에 대해 운전되어야 하는 다른 피동 및 능동 시스템에 영향을 주지 않는 것으로 간주되기 때문에 시스템 수준보다는 경위 수준의 접근 방법이 필요하게 된다.

2.3 피동계통 신뢰도 평가 현황

피동형 안전 계통이 기존의 능동형 안전 계통보다 높은 신뢰도를 지닐 것으로 예상되나, 피동 계통의 고유한 특성과 이용 경험의 한계로 인한 불확실성이 크다.

현재까지 나와 있는 피동 계통의 신뢰도 평가 방법 중 가장 공식적인 검증을 거친 AP600의 피동 계통 신뢰도 평가 방법은 열수력학적 비신뢰도 분석방법을 채택하고 있다.

열수력학적 비신뢰도(Thermal-Hydraulic Unreliability)는 기본적으로 비안전 계통에 신뢰도를 주지 않는 상황 하에서 피동 안전 계통의 작동에 따른 확률론적 위험도 평가를 근간으로 하고 있다.

현재 AP600 설계는 사고 방지 및 완화를 위해서 피동 안전 계통을 이용하고 있다. 피동 안전 계통은 이들을 운전하는 데 자연적 추진력에 의존하고 있다. 하드웨어적 실패와 인간오류에 기인한 이들의 이용 불능도는 능동형 안전 계통에 비해 현저히 작다. 그러나 이러한 계통에 의해 유도되는 냉각재 흐름은 커다란 불확실성을 지니고 있다. 이러한 불확실성 대문에 최적 열수력 해석에서 노심 손상이 없다고 예측된 사고 경위-성공 경위가 실제적으로는 노심 손상을 초래할 수 있는 확률을 갖게 된다[4-6].

3. 중간 열전달 계통 신뢰도 안정성 평가

KALIMER 중간 열전달 계통(Intermediate Heat Transfer System: IHTS)은 일차계통에서 발생한 열을 중간 열 교환기를 통하여 증기발생계통으로 전달하는 기능을 수행하는 계통이다. KALIMER PSA 기초작업으로 중간 열전달 계통을 시범 계통으로 선정하여 신뢰도 안전성 평가를 수행하였다. 중간 열전달 계통에 대해서 확률론적 안정성 평가에서 계통 분석기법으로 널리 이용되는 고장수목 분석 방법을 이용하여 고장 사건들을 조합하여 도식화하였고, 한국원자력연구소에서 개발한 PSA KIRAP(KAERI Integrated Reliability Analysis Code Package) 소프트웨어를 이용하여 각 기기에 대한 고장원인과 고장확률에 대한 분석을 수행하였다.

고장수목 구성의 일치성을 확보하기 위하여 고장수목 구성 시 많이 사용되는 기기에 대하여 표준화된 고장수목을 구성하였다. 표준고장수목 모델의 구성 시 기기경계(Component Boundary),보조계통, 계통고장형태 등을 파악하여 분석수준을 정하였다[7].

3.1 중간 열전달 계통 고장수목 구성

고장수목은 정점사상을 유발시키는 기본 사건들의 논리적 관계를 도식적으로 표시한 모델이다. 기본사건은 기계적 고장에 영향을 주는 인자로 구성하였다. 고장수목 자체는 정성적인 모델이지만, 부울린 논리로 이루어진 최소단절집합에 의해 정량화를 할 수 있는 편리한 모델이다.

중간 열전달계통 모델링 및 구성을 명확히 수행하기 위하여 계통에 대한 단순계통도를 도식화하였다.

Event name	Event Description
TOP-IHTS	Failure of IHTS-Active System
GPHTSFF	Failure of Primary Side
GSC--FF	Failure of SG Side
GEMP-FF	Failure of EM Pump
IHX---FF	All Mode Failure of IHX
PSVV1001FC	Primary Side Valve 1001 Fails Closed
GSGINFF	Failure of SG Inlet Line
GSGOUFF	Failure of SG Outlet Line
EMP---FR	EMP Fails to Run due to Mechanical Failure
GEMPSP	Supporting System Failure of EMP
PSVV1002FC	Primary Side Valve 1002 Fails Closed
GFWP-FF	Failure of Feedwater Pumps
GFWV-FF	Failure of Feedwater Valves
EMP---EP	Failure of Electrical Power to EMP
EMP---SW	Failure of Cooling Water System to EMP
GMFP-FF	Failure of Main Feedwater Pump
GAFP-FF	Failure of Aux. Feedwater Pump
FWVV1011FC	FW Line Valve 1011 Fails Closed
FWVV1012FC	FW line Valve 1012 Fails Closed
MFP1002FR	MFP1002 Fails to Run due to Mechanical Failure
GMFPSP	Supporting System Failure of MFWP
MFVV1013FC	MF Line Valve 1013 Fails Closed
MFP1002EP	Failure of Electrical Power to MFP 1002
MFP1002SW	Failure of Cooling Water System to MFP 1002

표 1. 중간열전달계통 고장수목 Events 현황

3.2 최소단절집합 도출

Fault Tree 구성이 완료된 고장수목을 평가하면서 제일 먼저 얻어지는 결과는 해당 고장수목의 최소단절집합(Minimal Cut Set)이다. 부울린식(Boolean Equation)으로 표현되는 최소단절집합이란 그 집합을 구성하는 모든 기본사건이 동시에 발생하면 정점사상이 유발되는 최소한의 집합을 의미한다.

고장수목에 나타난 모든 기본사건의 발생확률을 입력하기 위해서는 KALIMER 데이터를 수집, 분석을 해야 하는데, 아직 KALIMER 운전 경험이 없기 때문에, 각 기기에 대한 고장확률은 일반적인 기준으로 가정하여 기존 운전경험의 자료가 종합화 되어 있는 기기 종류별 고장모드별 신뢰도 자료 데이터베이스를 이용하여 자료를 입력하였다.

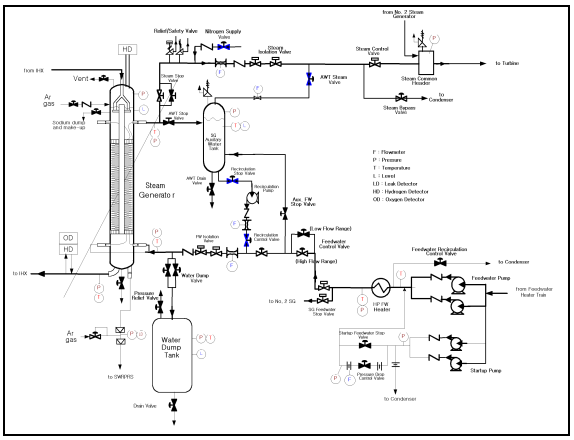

그림 1. 중간 열전달 계통 구성도

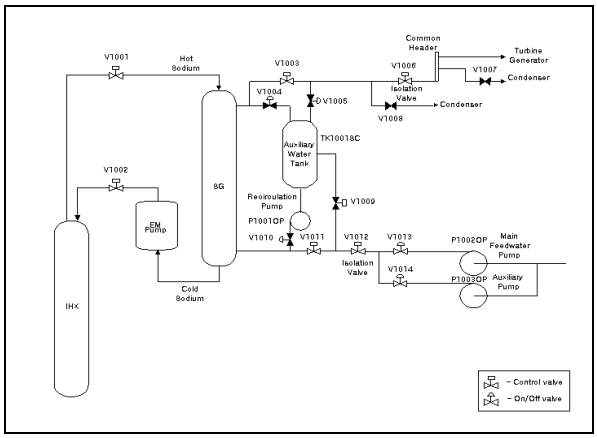

그림 2. 중간 열전달 계통도 P & ID

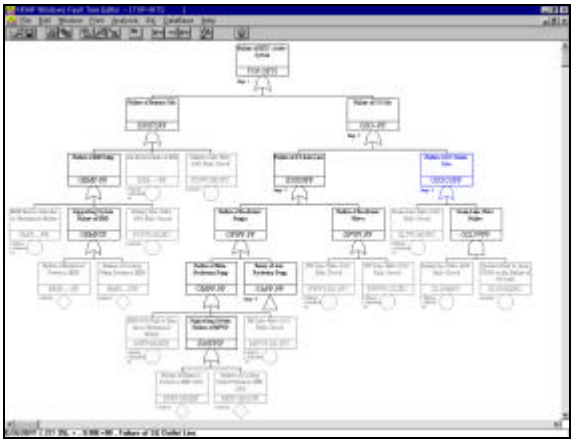

그림 3. Fault Tree 도식화

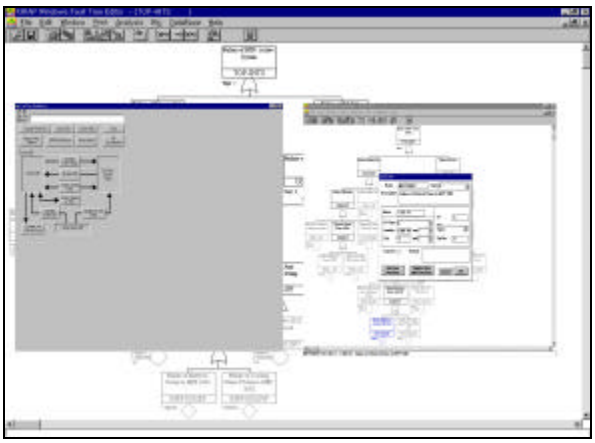

그림 4. 기기 신뢰도 데이터 처리

3.3 중간열전달계통 신뢰도 안전성 예비 평가 분석

고장수목을 평가하면서 제일 먼저 얻어지는 결과는 해당 고장수목의 최소단절집합(Minimal Cut Set)이다. 최소단절집합이란 그 집합을 구성하는 모든 기본사건이 동시에 발생하면 정점사상이 유발되는 최소한의 집합을 의미한다.

표 2 는 Fussell-Vesely 중요도(f-v) 수치가 큰 순서대로 정렬되어 있다. Fussell-Vesely 중요도는 중간 열전달 계통이 현재의 위험도에 기여하는 정도를 나타내는 중요도로서 현재의 위험도에 대한 중요도 측정대상 사건이나 계통을 포함하고 있는 최소단절집합에 의한 위험도의 비율이다. value는 각 Events 기기의 고장 확률이고, acc는 f-v의 누적수치이고, cut sets는 최소단절집합을 의미한다.

표 2 로부터 얻을 수 있는 결론은 중간 열전달 계통의 주요 사고추이, 계통고장, 기기고장에 대하여 Fussell-Vesely 중요도가 큰 부분에 대하여 우선적으로 설계 개선을 하여 안전성을 높이는 것이 효과적일 것으로 예상한다.

KCUT Version 4.8b 1999.12.24 + Uncertainty
Boolean Equation Reduction Program + Uncertainty
Thu Apr 23 10:39:01 2002
LEVEL (0.000e+000).
Reporting for TOP-IHTS value = 2.528e-002
<- **이용불능도(전체 고장확률의 합)**

Final Cut Sets

No	value	f-v	acc	cut sets
1	4.600e-003	0.1820	0.1820	EMP---SW
2	4.600e-003	0.1820	0.3640	AFP1003SW
3	4.600e-003	0.1820	0.5460	MFP1002SW
4	3.600e-003	0.1424	0.6884	AFP1003FR
5	3.600e-003	0.1424	0.8308	MFP1002FR
6	3.000e-003	0.1187	0.9495	AFP1003FS
7	7.680e-004	0.0304	0.9799	EMP---FR
8	1.000e-004	0.0040	0.9838	MFP1002EP
9	1.000e-004	0.0040	0.9878	AFP1003EP
10	1.000e-004	0.0040	0.9918	EMP----EP
11	6.000e-005	0.0024	0.9941	PSVV1001FC
12	6.000e-005	0.0024	0.9965	PSVV1002FC
13	6.000e-005	0.0024	0.9989	AFVV1014FO
14	2.400e-005	0.0009	0.9998	IHX----FF
15	8.880e-007	0.0000	0.9999	AFVV1014FC
16	8.880e-007	0.0000	0.9999	MFVV1013FC
17	8.880e-007	0.0000	0.9999	FWVV1011FC
18	8.880e-007	0.0000	1.0000	FWVV1012FC
19	8.880e-007	0.0000	1.0000	SLVV1003FC
20	5.328e-011	0.0000	1.0000	SL1006FC
				SLV1008FO

Execution time 0 seconds (gen:0, exp:0, abs:0),
Return Code = 1 End of CUT Run

표 2. 고장확률 및 최소단절집합 계산 결과

4. 결 론

현재까지 나와 있는 피동 계통의 신뢰도 평가 방법 중에서 피동 시스템 고장 관점에서 기기 고장과 피동 시스템 구동력을 제공하는 자연현상에 포함된 불확실성을 정량적 분석을 KALIMER**에 적용이 가능할 것으로 판단된다. 열수력적 비신뢰도에 대해서는** KALIMER**에서는 경계 조건 등이 설정되어 있지 않은 상태이기 때문에 수행하기 어려울 것 같다.**

중간 열전달계통에 대한 확률론적 신뢰도 안전성 예비 평가부분에서는 현재 KALIMER**는 각 기기 및 계통에 대한 고장확률 기준이 마련되어 있지 않은 상태이다. 이 때문에 각 계통에 대한 고장확률에 대한 명확한 신뢰도 평가를 수행하기는 어려울 것으로 판단된다. 다만, 시범 계통 신뢰도 예비 평가처럼, 중요도 우선순위를 정하여 설계 시 참고 자료로 활용할 수 있을 것으로 판단된다. 앞으로** KALIMER **전체 계통에 대한 공학적 설계가 구체화되고 신뢰도 기준이 명확하게 마련되면 좀더 실제적인 안전성 평가를 수행할 수 있을 것으로 판단된다.**

5. 감사의 글

이 논문은 과학기술부의 원자력 중장기 연구개발사업의 일환으로 수행되었다.

참 고 문 헌

[1] Hake, T.M., An approach for assessing ALWR passive safety system reliability, SAND-91-1459C, Sandia National Labs., Albuquerque, NM (United States), US Nuclear Regulatory Commission, 1991.

[2] Hake, T.M.; Heger, A.S., Assessment of ALWR passive safety system reliability. Phase 1: Methodology development and component failure quantification, SAND-92-1231, Sandia National Labs., Albuquerque, NM (United States), USDOE, 1995.

[3] "ALWR Requirement Document:PRA Key Assumptions and Ground Rules", EPRI, Aug., 1990

[4] Marby, J.L.; Shaffer, C.J.; Camp, A.L.; Payne, A.C., Methods foreassessing the reliability of passive systems, SAND-92-1807C, Sandia National Labs., Albuquerque, NM (United States), US Nuclear Regulatory Commission, 1992.

[5] Hake, T.M., An approach for assessing ALWR passive safety system reliability, SAND-91-1459C, Sandia National Labs., Albuquerque, NM (United States), US Nuclear Regulatory Commission, 1991.

[6] Hake, T.M.; Heger, A.S., Assessment of ALWR passive safety system reliability. Phase 1: Methodology development and component failure quantification, SAND-92-1231, Sandia National Labs., Albuquerque, NM (United States), USDOE, 1995.

[7] KEPRI, PSA procedure Guide for Level 2 Probabilistic Safety Assessment, 1997.