2001 춘계학술발표회 논문집
한국원자력학회

RETRAN코드를 이용한 주증기관 파단으로 인한 격납건물 내 질량/에너지 방출량 계산에 관한 연구

A Study on the Mass and Energy Release Rates Calculation of the Inside Contianment Following Main Steamline Break by Using a RETRAN-3D Code

박 영찬, 송 동수, 김 요한

한전전력연구원(KEPRI)
대전시 유성구 문지동 103-16

요 약

기존의 고리 2호기 주증기관 파단사고시 질량/에너지 생산은 Weatinghouse 방법론과 LOFTRAN 코드에 의해 분석되었다. 그래서 본 연구에서는 내 환경 기기 검증을 위하여 RETRAN 코드로 수행하였다. 원전의 2차 계통 중에 주증기관 파단으로 인해 격납건물 내부로 방출되는 질량과 에너지를 계산하기 위하여 본 연구에서는 RETRAN-3D 코드를 사용하였다. 이 결과 값을 LOFTRAN에 의해 계산된 고리 2호기 MSLB 질량/에너지 방출 계산값(FSAR)과 비교, 분석하여보았다.

ABSTRACT

For the environmental qualification of the inside containment, this study has begun. This study is to calculate of Mass and Energy release rates following the main steamline break. To calcurate which Mass and Energy release rates, the RETRAN-3D computer code was used and then these values had compared of Kori Unit 2 FSAR values calculated by LOFTRAN

1. 서론

본 연구의 목적은 원전의 격납건물 내환경기기 검증(Environmental Qualification)을 위하여 이

차측(Secondary side) 주증기관(Main Steamline) 파단으로 인해 방출되는 질량과 에너지를 계통코드인 RETRAN-3D 코드를 이용하여 그 양으로 정량적으로 계산하여, 이 결과 값을 P/T(Pressure & Temperature) 해석용 코드를 사용하여 P/T를 계산하여 기기 내환경 평가를 수행한다. 그리고 이 값을 이용하여 최종적으로 격납건물 내의 안전보호설비계통(Safety Protection System)의 기기들이 열악한 환경조건(Adverse Environmetal)에서 정상적인 본래의 기능을 수행하는지에 대해 평가하는데 있다.

현재 국외 연구현황으로 미국 Westinghouse사에서는 Non-LOCA 해석 분야의 경우 규제 환경 변화, 새로운 노형 및 연료 집합체의 개발, 운전 효율성 제고 등을 위해 기존의 LOFTRAN-THINC 체계 대신 최적 평가용 코드인 RETRAN-VIPREW를 이용한 과도해석 방법론을 개발하여 사용·보급 중이며, 이를 확대한 RAVE 방법론을 개발하고 있다. 또한, 격납용기 건전성 분석이나 정지 중 안전성 분석을 위해 미국 EPRI사의 3차원 해석 코드인 GOTHIC을 개선한 WGOTHIC을 사용하고 있다. 또한 Duke Power, ComEd, GPU 등 주요 원전 보유 전력회사에서는 전력산업 시장의 개방에 능동적으로 대처하고 지속적으로 보유 원전의 안전성 및 운전성을 제고하기 위해 최적 평가용 전산 코드인 RETRAN, VIPRE, RELAP, TRAC 등을 이용해 In-house 안전해석 방법론을 개발하여 사용하고 있다.

국내에서는 한전원전연료(주), 한국전력기술(주), 한국원자력(연) 등에서는 원전 또는 원전 연료의 설계를 위해 주로 미국 WH사 및 ABB-CE사, 독일 KWU사 등 원전 또는 원전연료 설계 공급사(Vendor)의 코드 및 방법론을 도입하여 사용하고 있다. 또한 도입 코드를 중심으로 코드 국산화에 대한 연구가 활발히 진행중이어서 MARS, TASS, MASTER 등의 전산 코드를 개발하고는 있으나 이들 코드에 대한 인허가나, 이를 이용한 안전해석 방법론 개발 경험은 없는 상태이다. 한편, 국내 산·학·연 원자력 관련 기관들은 한국원자력안전기술원(KINS)을 중심으로 ICAP, CAMP 등 국제공동연구를 통해 RELAP, TRAC 등의 최적 평가용 코드 개발에 참여하고 있으며, 이들 코드를 이용해 부분 충수 운전시 안전성 분석, CANDU형 원자로 열수력 사고해석 코드체계 평가, 비상운전지침서 개발, LB-LOCA 분석 등에 사용하고 있다.

본 연구에서는 RETRAN-3D 코드를 사용하여 질량/에너지 방출량 계산을 위한 방법론을 개발하였다. RETRAN 코드는 REactor TRANsient의 약어로 열수력 코드인 FLASH와 RELAP4를 근거로 미국전력연구소(EPRI)에서 개발한 경수로형 원전거동 및 안전해석용 전산코드이다. 초기 버전인 RETRAN-01을 근거로 개발된 RETRAN-02는 기존 01에서 부족했던 2상 유동장의 해석능력과 1차원 노심해석 기능등을 보강하여 SBLOCA(Small Break Loss of Coolant Accident)해석, ATWS(Anticipated Transients without Scram)해석, 원전 2차 계통(BOP, Balance of Plant)해석 및 비등경수로(BWR)형 원전에 대한 거동 해석이 가능토록 만든 코드이다. 1990년부터는 비응축성 기체 해석 기능과 저온, 저압 해석능력 등이 보강된 RETRAN-03이 개발되었으며, 이후 03은 노심 3차원 해석능력이 추가된 3D로 개칭되었다. 2001년 1월 RETRAN-3D/MOD3이 미국 NRC로부터 SER을 받았다. 현재 RETRAN-02와 3D의 두 코드는

별도의 Code Maintenance Group에 의해 지속적으로 개발되고 있다. 한국전력공사는 1980년 원전도입에 따른 안전성 해석 문제가 대두되자 국내기술을 배양하기 위해 RETRAN-01을 도입하였으며, 이후 지속적으로 관련 연구를 수행하고 있다. 1990년에는 RETRAN-03 개발에 참여하여 NRC 인허가에 필요한 검증을 수행하였다.

따라서 본 연구에서는 고리 2호기의 주 증기관 파열(Main Steamline Break)로 인한 격납건물 내부로 방출되는 질량/에너지 방출량을 열수력 계통 코드인 RETRAN-3D를 사용하여 RETRAN 방법론을 개발하는데 있으며, 이 방법론은 모든 Westinghouse형 가압경수로(PWR)에 적용 가능하다.

2. 본론

2.1 사고 분석 방법론

본 절에서는 RETRAN-3D 코드를 사용하여 주 증기관 파단으로 인한 질량/에너지 방출량 계산에 대한 방법론을 기술하였다.

증기관 파단 질량/에너지 방출을 분석하기 위해서 사용되는 RETRAN Input deck은 NSSS 출력, RCS 유량과 평균온도, 가압기 압력, 증기발생기 초기조건 등에 의해서 적절히 정상상태(State-Steady)로 초기화되어야 한다. 이렇게 만들어진 RETRAN base deck으로부터 파단부위로 방출되는 질량/에너지 생성을 위한 가정 및 조건등이 반영되어 주 증기관 파단 질량/에너지 방출량 계산을 위한 RETRAN Input deck이 생성된다. 아래의 기술된 내용은 RETRAN Input deck 작성에 필요한 정보와 분석에 사용된 가정 과 RETRAN Input deck 생성을 위해 관련된 방법론 개발에 대한 것이다.

2.1.1 RETRAN base deck 작성시 필요한 변수

아래의 변수들은 증기관 파단 질량/에너지 방출량 계산시 민감하게 영향을 미치는 것들이다.

A. 증기발생기로 공급되는 보조급수 유량 및 보조급수 온도

질량/에너지 방출량은 보조급수 유량에 아주 민감하다. 일반적으로 질량/에너지 방출 관점에서 보조급수 유량은 파손된(Faulted) 루프로 최대의 양이 공급되는 것이 보수적이다. 이것은 파단 부위로부터 방출될 수 있는 양이 최대가 되어 결국 격납건물 내부의 압력과 온도를 첨두(Peak)상태로 만들 수 있기 때문이다. 따라서 보조급수 유량을 모델링 하기 위해서는 증기발생기에 대한 압력의 함수로 시간추이에 따른 급수유량을 결정하여야 한다. 이것은 시간변화에 따른 유량변화로 RETRAN 코드의 General data table(12XXYY)카드에 테이블 형태로 들어간다.

그리고 최대 보조 급수 온도는 각 출력준위(Power level)에 따라 결정되는 급수 온도를 사용한다.

B. 증기발생기로 공급되는 주 급수 유량

대형 양단 파단(Double-Ended Ruptures)에 대해 급수 유량 변화를 결정하기 위해 필요하다. 주 급수 유량은 증기발생기 압력에 대한 함수로 파손된 루프로 최대 주 급수 유량이 공급되고, 건전한 루프로는 최소 주 급수 유량이 공급되는 것으로 한다.

C. 증기관 내의 증기체적

일반적으로 주 증기관에서 대형 양단 파단이 일어나면, 증기관 격리밸브(MSIV)가 닫히기 전까지 파단 위치에서 터빈 조절밸브 사이(Turbine stop valve)의 증기가 증기관의 높은 압력에 의해서 역방향 흐름(Reversed flow)으로 압력이 대기상태와 평형상태가 이루어 질 때까지 흐르게 된다. 따라서 증기관 계통의 체적을 고려 할 때 MSIV의 고장(Failure)과 비고장(No failure)을 고려해야 한다.

D. 증기관 파단

증기관 파단을 평가 할 때는 2가지 형태의 파이프 파단을 고려 할 수 있다. 먼저 Split 파단은 파이프가 두 개로 완전히 분리된 것이 아니라, 증기관에 점(Point)의 형태로 구멍이 나있는 것을 말한다. Split 파단으로 인한 영향은 증기관의 격리가 될 때까지 모든 증기발생기에서 만들어지는 증기는 증기관에 균등하게 나누어진다고 가정된다.

또 다른 파단 형태는 양단 파단 인데, 이것은 증기관이 완전히 두 개로 분리되는 것을 의미한다. 증기의 순방향 유동(Forward flow)은 증기발생기 유량 제한장치에서 주 증기관 상의 파단부위 방향 흐르는 것이고, 역방향 유동(Reverse flow)은 MSIV에서 증기관 파단부위 방향으로 흐르는 증기의 흐름이다.

증기관 파단을 평가하는데 있어서 파단 면적은 중요하다. 파단 면적은 증기의 압력 붕괴와 파단으로 인한 취출물에 포함된 액체유입(entrainment water)과 안전보호 설정치가 도달하는 시간에 중요한 영향을 미칠 뿐만 아니라 격납건물 내에 방출되는 양을 결정하기 때문이다.

따라서, 파단이 유량 제한장치 하류(downstream)에서 일어났다면, 순방향의 유량면적은 유량 제한장치의 면적이 되고, 역방향의 유량 면적은 주 증기관의 면적이 된다.

E. 단일고장

안전주입(Safety Injection) 유량은 SI의 모든 트레인(Train)과 모든 안전주입 펌프의 작동에 의해서 이루어진다. 하지만 소외전원상실을 모델링 하면(디이젤 발전기 고장 포함), 안전주입 펌프 가운데 한 개의 트레인 고장이 고려할 수 있다. 하지만 이것은 증기관 파단/노심 반응 사고(Core

response accident)에서 주요 고려 대상이며, 일반적으로 증기관 파단으로 인한 질량/에너지 방출에는 별로 크게 영향을 미치지 않는다. 따라서 본 연구에서는 SI를 주입하는 모든 라인에서 원자로 냉각재 압력에 대한 최소 안전 주입유량(lbm/sec)만을 고려하였다.

F. 두꺼운 금속에 저장된 에너지(Stored Energy to thick-metal)

보수성을 위하여 보다 많은 양의 질량/에너지를 격납건물 내부로 방출시키기 위해서는 일차측 냉각재와 열전달이 이루어지는 두꺼운 금속에 저장된 열 에너지를 고려해 주어야 한다. 증기관 파단으로 인해 증기가 파단 부위 증기관에서 격납건물 내부로 급속히 빠져나갈 때 냉각재는 증기발생기에서 많은 열전달로 인하여 원자로 냉각재 계통(RCS)의 냉각재는 냉각되게 된다. 이때 RCS 계통의 금속 질량에 저장된 에너지는 상대적으로 온도가 낮은 냉각재로 열전달이 이루어지게 된다. 이때 금속의 질량(Metal mass)은 금속 내 저장된 에너지의 전체 양을 결정한다. 그리고 표면적(Surface area)은 에너지 전달이 일어나는 곳에서 전달률을 결정하는데 중요한 인자(Factor)가 된다. 따라서, 원자로(Reactor vessel), 냉각재 고/저온관(Hot/Cold Leg), 냉각재 펌프(RCP), 펌프 흡입관(Pump suction leg), 증기발생기 모세관에 대해 금속에 저장된 에너지를 계산하였다.

2.1.2 분석에 사용된 가정

A. 초기조건(Initial Conditions)

노심출력은 공칭 NSSS 출력에 최대 펌프열을 더하여 사용한다. 그리고 RCS의 평균온도는 분석된 RCS 평균온도(Tavg)중 가장 높은 Tavg값 사용한다. 급수온도 및 엔탈피는 공칭 급수 엔탈피를 사용하는데, 급수온도는 비교하여 가장 높은 온도값을 사용하는 것이 SLB M/E 방출 계산시에 더 보수적이기 때문이다. 그리고 증기발생기 유량 질량(Fluid mass)는 파손된 루프와 건전한 루프의 값을 다르게 사용한다. 파손된 루프는 증기발생기 초기 출력준위에 적당한 증기발생기 불확실도 준위(최소 15%NRS(Narrow range Span) 이상)를 더한 값이 되고, 건전한 루프에 대해서는 증기발생기 초기 출력준위에서 증기발생기 불확실도 준위를 뺀 값이 된다.

Table 1. Nominal and Initial Conditions

공칭 / 초기조건	설명
노심출력(Core power)	NSSS power + RCP heat
NSSS 초기출력	Core power - RCP heat
RCS 초기온도	가정한 출력에 해당하는 온도 + 불확실도(+ Bias)
SG 초기압력 및 순환율	불확실도를 포함한 적당한 출력준위, RCS 평균온도(불확실도 포함), 공칭 압력으로 계산
SG 초기 수위	- 파손된 loop : (+) 불확실도 - 건전한 loop : (-) 불확실도
노심 붕괴열	고려하는 것이 보수적

아래의 Table 2는원자로 트립(Reactor trip)과 공학적 안전보호설비 작동을 시키는 조건 변수와 무시 가능한 변수들을 나타낸다.

Table 2. Key Input Parameter (Reactor Trip)

주요 입력변수	비고
Low Pressurizer pressure	고려
OP⊿T	
Reactor trip delay time following safety injection	
Low-Low steam S/G(%NRS)	
High neutron flux response time	고려하지 않음
High positive flux rate response time	
High negative flux rate response time	
OT⊿T	
High pressurizer water level response time	

안전보호 설비 계통을 동작시키는 조건 변수들로는 가압기 저 압력 SI, 증기관 저 압력, 증기관 격리 응답시간, SI에 따른 급수 격리 응답시간, 원자로 트립에 따른 터빈 트립 지연 ,저-저 증기발생기 수위에 따른 보조 급수 작동 응답시간, 보조 급수 유량 공급 중단시 증기발생기 수위(건전한 루프)등이 있다.

B. 사고모사(Simulation of the Accident)

다음은 주 증기관 파단 질량/에너지 방출 사고에 대한 사고모사 시나리오로는 먼저 격납건물 내 SLB는 여러 초기조건들(102%, 70%, 30%, 0% power)에서 일어난다고 가정한다. 즉, SLB 질량/에너지 방출량을 계산할 때 여러 출력준위를 변화를 주면서 민감도 분석을 수행한다.

두 번째로 증기관 파단에 따른 주 증기 계통의 재고량(Inventory)은 증기관 격리가 되는 시점까지 격납건물 내부로 방출되는 것으로 가정한다. 증기관 격리 후에는 파손된 증기관으로부터 증기발생기 내용물이 격납건물 내부로 방출된다.

세 번째로 주 급수유량은 급수격리가 되는 시점까지 최대로 증기발생기로 공급된다. 파손된 루프로 공급되는 모든 급수유량은 격납건물로 방출되는 것으로 가정한다.

네 번째로 원자로 트립은 일차측 또는 이차측으로부터 받은 첫 번째 보호계통 신호에 의해서 일어난다고 가정하며, 원자로 트립 신호는 대형 양단 파단과 소형 파단 크기에 대해 비상 안전보호 계통 뿐만 아니라 트립 신호를 제공한다. 증기관에서 split 파단은 액체유입을 초래하지 않고, 이차측 보호 신호를 작동시키지 않는 가장 큰 파단으로 정의된다. 원자로 트립 뿐만 아니라 그 밖

의 완화 계통들은 Split 파단에 대해 격납건물 압력 신호에 의해서 발생된다.

다섯 번째로 보조급수 유량은 원자로 트립과 안전주입 신호와 동시에 또는 각각 일어나는 것으로 가정한다. 파손된 루프에서 증기발생기로 공급되는 보조급수유량(AFW)은 최대가 되는 반면에 다른 증기발생기로 공급되는 AFW는 최소가 된다. 증기 발생기들로 공급되는 AFW 유량에 대해서 어떠한 시간지연도 없다고 가정한다.

- 최소 안전주입 유량은 이용할 수 있는 것으로 가정한다.(디이젤 발전기 이용)
- 파단 유량은 마찰로 인한 손실이 없는 임계상태 유량에 대한 Moody 상관식으로 정의된다.(fl/D = 0)

2.1.3 보호설비 계통 동작신호

원자로 보호설비 계통과 공학적 안전설비 작동 계통에 의해 받은 신호들은 대형 양단 파단과 중간-크기 파단에 대해서, 동작되는 첫 번째 신호는 주로 증기관 저 압력신호 또는 가압기 저 압력신호 신호가 된다. 이는 고리 2호기 FSAR 보호설비 로직을 따랐다.

2.1.4 제어계통(Control system)

발전소 제어 계통들은 SLB 사고 동안에 동작하지 않는 것으로 고려한다. 즉, 안전밸브와 PORVs 그리고 가압기의 가열기와 분무에 의한 1차측 압력 제어는 작동하지 않는 것으로 가정한다.

2.1.5 RETRAN Input deck 생성을 위한 변수 입력값

Input deck 생성을 위해 필요한 입력변수들로 안전주입 설정치는 최소값을 사용하고, 지연시간은 최대값을 사용한다. 그리고 SI의 유량은 최소값을 사용하며, 엔탈피는 최대값을 사용한다. 붕산농도는 최소값을 사용한다. 증기관 격리의 지연시간(Delay time)은 최대값을 사용하고, 급수관 격리의 지연시간은 파손된 루프에 대해서는 최대값을 사용하고, 건전한 루프에 대해서는 최소값을 사용한다. 그리고 보조급수 유량 공급 개시 지연시간은 0초로 하여 바로 공급되는 것으로 한다. 또한 보조급수의 엔탈피는 최대값을 사용하고, 보조급수 유량은 일정한 값으로 증기발생기 압력 변화에 따라 계산된다. 이때 파손된 루프에서는 최대값이 들어가고, 건전한 루프에서는 최소값이 입력된다. OP△T, 가압기 수위 원자로 트립, 증기발생기 저-저 수위 원자로 트립은 고려하지 않는다. OT△T 원자로 트립을 고려하며, 가장 큰 Tavg을 사용한다.

위의 조건 변수들을 사용하여 RETRAN 코드에 입력할 질량/에너지 방출 계산용 Input deck이 만들었다.

Table 3. Critical Parameters for M/E release

Parameter		Conservative Direction
NSSS 공칭출력		High
초기 RCS 평균온도		High
초기 증기발생기 압력		High
초기 증기발생기 수위	파손된 루프	High
	건전한 루프	Low
증기관 격리/ 급수 격리 응답시간		High
주급수 유량	파손된 루프	High
	건전한 루프	Low
보조 급수 유량	파손된 루프	High
	건전한 루프	Low
주/보조 급수 엔탈피		High
정지 여유도		Low

2.2 해석결과 비교 분석

본 절에서 RETRAN-3D 코드를 이용하여 개발된 주증기관 파단으로 인한 격납건물 내 질량/에너지 방출에 대한 유량, 엔탈피, 압력의 결과값들을 LOFRAN에 의해서 계산된 값인 FSAR(고리 2호기)와 비교 분석하였다.

아래의 그림들(Fig 1 ~ Fig 6)의 점선은 FSAR에 나타난 102% 양단 파단에 대해 나타낸 것이다. 따라서 본 방법론에서 계산된 값(RETRAN)과 서로 비교하여 나타내 보았다. 질량/에너지 방출량 계산시 여러 출력준위(70%, 30%, 0%)에서 계산해야 하지만, 일 예로 그 일부만을 계산하여 나타내었다. 그림에서 보는바와 같이 LOFTRAN에서 계산한 값이 더 보수적인 경향을 나타내고 있음을 알 수 있다.

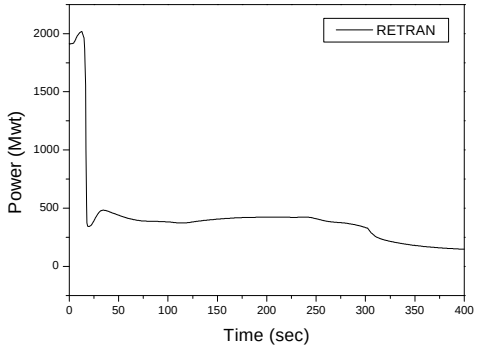

Fig 1. Core Power

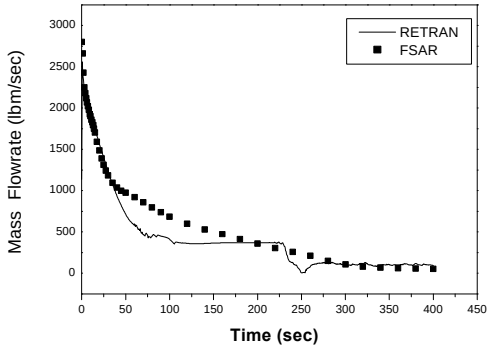

Fig 2. Mass Flow rates(Forward flow)

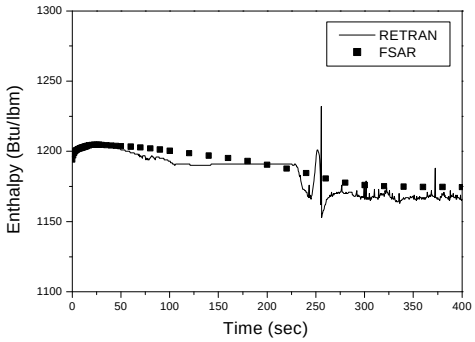

Fig 3. Enthalpy(Forward flow)

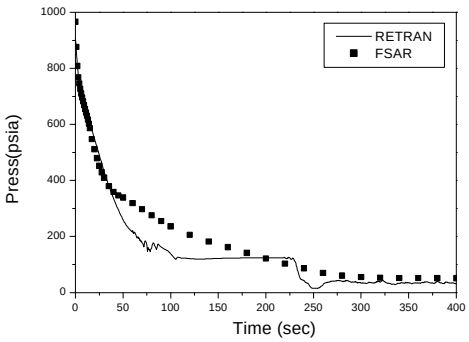

Fig 4. Press(Forward flow)

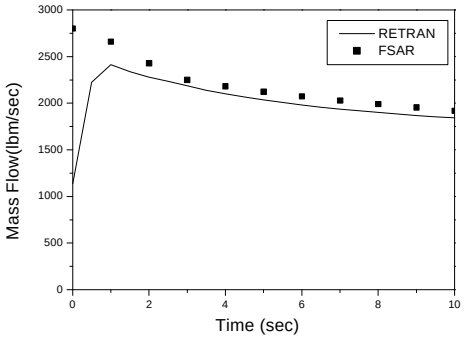

Fig 5. Mass Flow rates(Reversed flow)

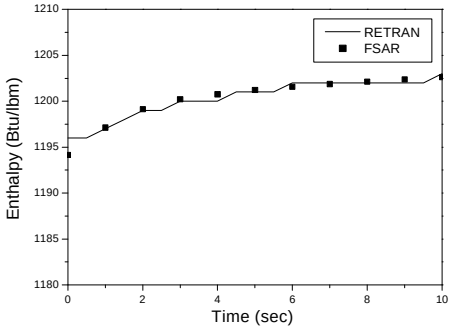

Fig 6. Enthalpy(Reversed flow)

3. 결론

격납건물 내 증기관 파단으로 질량/에너지 방출 계산을 계통 해석 코드인 KRETRAN-3D 코드를 이용하여 계산하여 보았다. 질량(Steam mass) 방출량은 파단 정션에서 관성 모멘텀(Inertia)과 Form loss Coefficient에 영향을 받았다. 에너지 방출량은 파단 정션에서 엔탈피와 운동 에너지(Kinetic Energy)에 의해 영향을 받는 것으로 분석되었다. LOFTRAN에 의한 결과값이 RETRAN-3D에 의해 계산한 결과값 보다 더 보수적인 경향으로 분석되었다.

4. 향후 연구계획

본 연구는 과기부 원전 주기적 안전성 평가(PSR)과제의 일환으로 진행 중인 내 환경 사고분석 기술개발로 차후 연구과제로는 여러 출력준위와 민감도 분석 및 격납건물 외부(Outside Containment)에 대해서 계속적인 연구가 진행될 예정이다.

5. 후기

본 연구는 과학기술부 지원하에 수행중인 국가주도 중장기 과제인 “ 기기 내진 성능평가 및 내환경사고 분석 기술개발”과제의 일환으로 수행되었다.

6. 참고문헌

1. SAS 12.2, "Mass and Energy Releases to Containment Following a Steamline Rupture", Revision 7, June 2000
2. WCAP-8822, "Mass and Energy Releases Following a Steam line Rupture, September 1976
3. SAS 19.0, LOFTRAN Base Deck, Revision 4, January 1997
4. FSAR, Kori Unit 2, Volume 4
5. 한국전력공사, “고리 2호기 계통모면“