

ATWS 사고 시 고유 감속재밀도반응도 궤환의 중요도

Safety Significance of Inherent Moderator Density Reactivity Feedback during ATWS

이원재

한국 원자력 연구소
대전시 유성구 덕진동 150

윤덕주

한국전력공사 전력연구원
대전시 유성구 문지동 103-16

요 약

최근 장주기 운전 전략의 채택에 따라, ATWS(Anticipated Transients without Scram) 사고 시 정방향 감속재온도계수의 인.허가가 안전현안으로 대두되었다. 본 연구에서는 ATWS 사고 시 감속재밀도 반응도 궤환 효과의 중요도 평가를 위하여, 울진 1,2 호기의 다양한 ATWS 사고 시나리오에 대한 원자로계통의 최적거동을 MARS 코드를 사용하여 분석하였다. ATWS 사고의 초기사상으로 주급수상실, 부하상실/ 복수기 진공상실, 주증기관 차단밸브 닫힘, 소외전원상실, 부주의한 제어봉 인출 사고를 선정하였으며, 각 초기사상에 대하여 노심 연소도 150, 900 MWD/MTU 를 대표하는 감속재밀도 반응도 궤환 효과에 따른 민감도 분석을 수행하였다. 분석 시 원자로 제어계통 및 독립적 ATWS 보호계통을 최적 모델링 하였으며, 운전원의 사고완화 조치는 없는 것으로 가정하였다. 분석을 통하여 다양한 ATWS 사고 시나리오 시 원자로계통의 주요 거동을 정량화 하였으며, 감속재밀도 반응도 궤환은 ATWS 사고 시 원자로계통의 안전성을 지배하는 주요 인자임을 확인하였다.

Abstract

Recent adoption of longer cycle operation raised a safety issue on the licensing of more positive moderator temperature coefficient during ATWS(Anticipated Transients without Scram). In order to evaluate the safety significance of inherent moderator density reactivity feedback during ATWS, realistic analysis of ATWS has been carried out for Ulchin 1&2, Framatom-type 3-loop pressurized water reactor, using MARS 1D module. Initiating events selected are loss of main feedwater, loss of load/ condenser vacuum, MSIV (Main Steamline Isolation Valve) fail close, loss of offsite power and inadvertent control rod withdrawal. Sensitivity analyses are carried out for the moderator density reactivity feedbacks representing core burnup of 150 and 900 MWD/MTU. In the analysis, reactor control system and independent ATWS protection system are realistically modeled. Through the analysis, realistic responses of reactor system in various ATWS scenarios are quantified and it is found that the moderator density reactivity feedback plays a critical role in maintaining the reactor safety during ATWS.

1. 서론

ATWS 사고는 보통빈도(ANS Condition II)를 갖는 초기사상이 발생하였을 경우, 원자로의 비상정지가 이루어지지 않는 사고로 정의된다. ATWS 사고는 발생확률은 낮으나 원자로심고유의 반응도 궤환 효과에 따라 그 결말은 원자로 압력경계 및 노심의 손상을 초래할 가능성이 매우 높으므로, 원전의 안전성 확보 측면에서 중요도가 높은 사고이다. ATWS 사고의 중요성은 1968년 미국의 ACRS (American Committee for Reactor Safety)에서 처음 제기였으며, 1983년 미국 Salem 원전에서 발생한 ATWS 사고는 원전 정지시스템의 신뢰도에 대한 문제점을 더욱 부각시켰다[1]. 이에 따라, USNRC(United States Nuclear Regulatory Commission)는 1984년 ATWS 사고의 위험도를 낮추기 위한 규제요건으로 10CFR50.62[2]를 제정하였다. 10CFR50.62는 ATWS 사고의 감지 및 완화를 위한 노형별 설비개선 사항을 기술하고 있으며, 가압경수로의 경우 원자로 정지시스템과 독립적이고 다양성을 갖춘 보조급수의 작동 및 터빈정지를 위한 시스템의 설치를 요구하며, Combustion Engineering 형 원전의 경우 별도의 원자로 정지시스템을 요구하고 있다.

USNRC는 1978년 NUREG-0460[3]을 통하여 결정론적 평가방법에 근거한 ATWS 사고의 규제입장을 발표하였으며, ATWS 사고해석은 전출력에서 주기길이의 95%를 제한하는 최소부방향 (minimum negative) 감속재온도계수를 사용하여 분석토록 규정하였다. 이후, 1983년 USNRC는 SECY-83-293[4]로 위험도기준(Risk-based) 방법을 적용한 노형 별 ATWS 사고의 value/impact 분석을 수행하였으며, 이에 근거하여 ATWS 설비개선 규정인 10CFR50.62를 제정하였다.

그러나, 원전 경제성 향상을 위한 장주기 운전 및 개량 핵연료의 도입 등 노심관리 전략이 개선됨에 따라, 주기길이의 95%를 제한하는 감속재온도계수가 10CFR50.62 제정시의 기준 값보다 정방향으로 증가되어 기존의 ATWS 사고해석에 대한 재평가가 요구되게 되었다. 특히, 주기초 저출력에서의 정반응도의 감속재온도계수는 기존의 ATWS 규제요건 제정시의 분석가정인 전출력, 부반응도 감속재온도계수를 만족시키지 못하므로, 이에 대한 추가적인 방법론의 개발 필요성이 대두되었다. 이에 따라 WOG(Westinghouse Owners Group)와 Westinghouse 사는 1988년 SECY-83-293에 근간한 위험도기준 ATWS 평가 방법론(WCAP-11992[5])을 제시하였으나, 1995년 Byron/Braidwood 원전의 장주기 운전 정방향 감속재온도계수 인.허가 과정에서 밝혀졌듯이 USNRC의 인.허가는 취득하지 못한 상태이다. 이후, 1997년 USNRC는 ATWS 사고의 위험도정보(Risk-informed) 규제입장을 발표하였으며, 이에 따라 원전 고유의 감속재온도계수 및 설계특성을 반영한 ATWS 사고의 새로운 위험도정보 평가방법론의 개발이 요구되게 되었다[6].

본 연구에서는 ATWS 사고 시 감속재밀도(온도) 반응도 궤환 효과의 중요도 평가를 위하여, 울진 1,2호기를 참조원전으로 하여 다양한 ATWS 사고 시나리오에 대한 정량적

분석을 수행하였다. ATWS 사고의 초기사상으로 주급수상실, 부하상실/ 복수기 진공상실, 주증기관 차단밸브 닫힘, 소외전원상실, 부주의한 제어봉 인출 사고를 선정하였으며, 각 초기사상에 대하여 노심 연소도 150, 900 MWD/MTU 를 대표하는 감속재밀도 반응도 궤환 효과에 따른 민감도 분석을 수행하였다. 원자로계통의 최적거동 분석에는 MARS 코드의 1 차원 모듈(MARS-1D)을 사용하였다.

2. 사고해석 방법론

2.1 MARS-1D

MARS[7] 코드는 한국원자력연구소에서 정부의 원자력 연구.개발사업으로 가압경수로의 다차원 최적 열수력 계통분석 및 통합 안전해석을 위하여 개발된 코드이다. MARS 코드의 1 차원 및 3 차원 열수력 모듈은 미국 USNRC 의 최적 코드인 RELAP5/MOD3.2.1.2 코드와 COBRA-TF 코드를 근간으로 열수력 모델 및 입/출력 체계의 통합 및 개선, 코드 데이터 관리 구조 조정 및 코드 현대화를 통한 기술 국산화를 구현한 코드이다. 또한, MARS 코드는 3 차원 노심동특성 및 격납용기 거동의 통합 안전해석 능력을 갖추고 있다.

ATWS 사고는 노심 동특성 측면에서는 노심 출력분포 등 다차원적 거동이 중요하나, 본 분석의 목적은 감속재온도계수의 중요도 평가이므로 분석에는 MARS-1D 코드와 점 동특성 모델을 적용하였다.

2.2 울진 1,2 호기 계통 모델링

울진 1,2 호기 원자로계통의 Nodalization 은 그림 1 에 제시되어 있으며[8], 원자로계통의 최적거동 분석을 위하여 상세 노딩 scheme 을 적용하여 원자로계통을 총 330 개의 volume 과 406 개의 junction 으로 모델링 하였다. 또한, 원자로 제어계통 및 독립적 ATWS 보호계통의 성능을 최적 모델링 하였다.

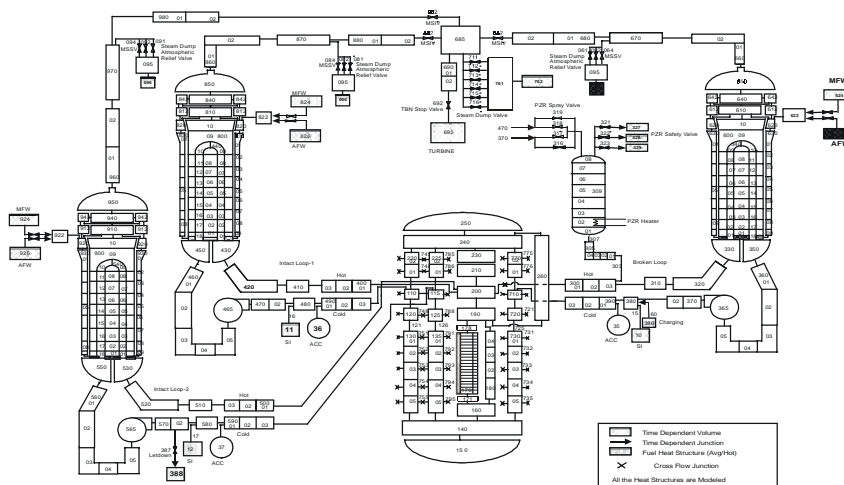


그림 1. 울진 1,2 호기 원자로계통 Nodalization

울진 1,2 호기의 ATWS 보호계통은 당 사고 시 증기발생기 2 차측 냉각재의 최소 재고량을 유지하며, 원자로계통 과냉각에 의한 추가적인 반응도의 삽입 방지 보호기능을 제공한다. 이 계통은 원자로 보호계통과 독립적으로 작동하며, 증기발생기 저수위 및 주급수 저유량 신호에 따라 다음 계통을 자동 작동 시키도록 설계되어 있다.

- 터빈 정지
- 보조급수 기동
- 터빈우회계통의 부분 개방

2.3 ATWS 사고해석 시나리오

ATWS 사고는 보수적으로 전출력 운전 중 발생하는 것으로 가정하였다. ATWS 사고의 초기사상은 KINS의 경수로형 원전 안전심사지침[9]에 따라, 주급수상실, 부하상실/ 복수기 진공상실, 주증기관 차단밸브 닫힘, 소외전원상실, 부주의한 제어봉 인출 사고를 선정하였다. 각 초기사상 별 사고해석 시나리오는 표 1에 제시되어 있으며, 사고 시 원자로 제어 및 ATWS 보호계통은 자동 작동되며, 사고 중 운전원의 사고완화 조치는 없는 것으로 가정하였다.

표 1. ATWS 초기사상 및 주요 시나리오

사고 유형	초기 사상	터빈 정지*	RCP Pump	증기 덩크*	주 급수	보조 급수*
복수기 진공상실	복수기 진공상실과 동시 주급수 및 터빈 정지	초기 사상	운전	불능	초기 사상	자동
주급수 상실	주급수 차단밸브 폐쇄	자동	운전	자동	초기 사상	자동
소외전원 상실	소외전원 상실과 동시 주급수 및 RCP 펌프 정지	자동	불능	자동	초기 사상	자동
주증기관 차단밸브 폐쇄	모든 차단밸브 동시 폐쇄	N/A	운전	N/A	자동	N/A
부주의한 제어봉 인출	3초간 100 pcm/의 반응도 삽입	N/A	운전	N/A	자동	N/A

* ATWS 독립적 보호계통에 의하여 자동 작동

2.4 감속재밀도 반응도에 따른 민감도 분석

ATWS 사고는 감속재온도계수 및 핵연료온도계수 등 노심의 고유 반응도 궤환에 의하여 완화된다. 감속재온도계수는 냉각재내의 보론농도에 의하여 결정되므로, 연소도에 따른 임계 보론농도의 감소로 연소도 증가에 따라 부방향으로 크게 감소한다. 특히, 장주기 운전에서 따른 초기 잉여반응도의 증가는 초기 보론농도의 증가를 초래하여 주기초 감속재온도계수는 더욱 정방향으로 증가하게 되므로, ATWS 사고의 완화에 부정적인 영향을 미친다. 이에 비하여, 핵연료온도계수는 핵연료 내의 핵종변화에 영향을 받으며, 연소도에 따른 변화가 상대적으로 작다. 따라서, ATWS 사고의 결말에 영향을 미치는 주요인자는 감속재온도계수이다.

분석은 각 초기사상에 대하여 NUREG-0460에서 규정한 주기길이의 95%를 제한하는 감속재온도계수를 사용하여 참조해석을 수행하고, 감속재온도계수의 변화에 따른 민감도 분석을

수행하였다. ATWS 사고 시 원자로계통은 광범위한 압력 및 온도 영역을 거치므로, 분석에는 감속재온도계수 대신 감속재밀도반응도를 사용하였다. 참조 해석에 사용한 감속재밀도반응도는 Westinghouse 사가 ATWS 사고해석에 일반적으로 적용하는 값으로[10], 이는 일반적인 18 개월 주기 노심의 95% 주기길이를 제한하는 연소도 900 MWD/MTU 에서의 값이다. 본 감속재밀도반응도의 유효성은 그림 2에 제시된 바와 같이 울진 1 호기 10 주기 핵설계보고서 [11]에 제시된 900 MWD/MTU 연소도의 감속재온도계수와 비교를 통하여 입증하였다. 감속재밀도반응도에 대한 민감도 분석은 주기초 연소도 150 MWD/MTU 에서 설계해석에 적용하는 보수적인 값과 최적 값을 적용하여 수행하였으며, 이들은 그림 2에 제시되어 있다.

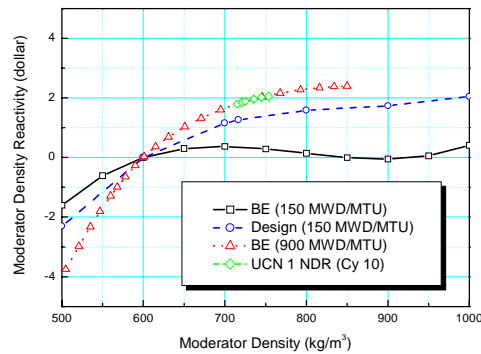


그림 2. 감속재밀도반응도

3. 사고해석 결과

3.1 ATWS 참조해석

울진 1,2 호기의 급수상실, 부하상실/ 복수기 진공상실, 주증기관 차단밸브 닫힘, 소외전원 상실, 부주의한 제어봉 인출 초기사상에 대하여 ATWS 사고 최적해석을 수행하였다. 참조해석에는 NUREG-0460에 규정된 주기길이의 95%를 제한하는 최소 부방향 감속재온도계수에 상응하는 감속재밀도반응도를 사용하였다. 사고의 안전 허용기준은 ASME Service Level C 압력인 원자로계통 압력 220.6 bar(3200 psia)를 적용하였다.

각 초기사상에 대하여 분석된 ATWS 사고의 전개를 표 2에 제시하였다. 2 차측 급수가 상실되는 주급수상실, 복수기상실 및 소외전원 상실사고의 경우 증기발생기 저수위 및 급수 저유량 신호에 의하여 ATWS 보호계통이 작동되어 사고를 완화시키나, 주증기관 차단밸브 폐쇄, 부주의한 제어봉 인출 사고의 경우에는 ATWS 보호계통은 작동되지 않으며 노심 고유의 반응도 궤환 및 계통 고유의 보호계통 성능에 의하여 사고가 제어됨을 알 수 있다. 계통 최대 압력은 주급수 상실사고의 경우 218.2 bar 로서, 허용기준인 220.6 bar 를 만족한다. 즉, 울진 1,2 호기의 ATWS 사고 안전성은 노심 고유의 반응도 궤환 효과와 ATWS 보호계통과 가압기 및 증기발생기의 압력 방출계통에 의하여 유지됨을 알 수 있다. 노심출력을 제한하는 초기사상은 부주의한 제어봉 인출사고로서, 최대 출력은 3866.2 MW, 사고 후 최종 출력은 3313.8 MW 로 분석되었다. 그러나, 당 사고시 계통 압력은 낮게 유지되므로 원전의 안전

성을 위해하지는 않으며, 비상 봉산주입 등 운전원 비상조치로 원전의 안전정지가 가능하다.

표 2. ATWS 사고 전개

사고전개	복수기 진공 상실	주급수 상실	소외전원 상실	주증기관 차단밸브 폐쇄	부주의한 제어봉 인출
주급수 정지	0.0	0.0	0.0	-	-
원자로 정지 신호	5.3	29.5	1.4	9.0	1.32
터빈 정지	0.0	27.9	30.1	-	-
터빈구동 보조급수	10.2	27.5	29.4	-	-
ATWS 보호계통 작동	34.2	27.5	29.4		
모터구동 보조급수	51.2	44.6	56.4	-	-
복수기 증기 덩프	-	27.9	29.8	-	-
대기 증기 덩프	3.7	31.4	47.0	7.5	-
SG 저수위 (< 1m)	132.0	100.8	594.0	-	-
가압기 만수위	47.5	94.1	232.0	86.5	1640.
SG 안전밸브	8.5	33.8	-	9.1	-
가압기 안전밸브	4.7	32.0	18.9	8.1	6.8
계통 최대 압력(초/값)	146. (191.0 bar)	116. (218.2 bar)	374. (170.1 bar)	10.0 (170.5 bar)	7.5 (166.3 bar)
최종 노심 출력	225.7 MW	263.1 MW	245.0 MW	1824.1 MW	3313.8 MW

그림 3 ~ 8 에는 원자로냉각재계통의 주요 안전변수인 계통 평균온도, 노심출력, 노심 반응도, 증기발생기 수위, 가압기 수위 및 가압기 압력의 정량적인 과도거동이 제시되어 있다. 2 차측 급수가 상실되는 사고인 주급수상실, 복수기상실 및 소외전원상실 사고의 경우, 초기 사상 발생 후 출력-냉각 불균형과 ATWS 보호계통의 작동에 의한 계통 냉각의 방지는, 노심 평균온도를 증가시키므로, 감속재밀도 반응도 케환에 의한 노심 부 반응도 삽입으로 노심출력은 서서히 감소한다. 노심 출력의 감소는 핵연료온도 케환에 의하여 정 반응도의 삽입을 유발하므로, 노심출력은 감속재밀도와 핵연료온도 케환 효과에 의하여 지배된다. 이후, 증기 발생기의 고갈에 따른 열전달 저하는 냉각재의 온도를 급격히 상승시키며, 이에 따른 노심 부 반응도의 삽입은 노심의 출력을 약 10% 이하로 급격히 감소시킨다. 가압기의 압력은 사고초기 출력-냉각 불균형에 의하여 가압기 안전밸브의 개방압력 까지 증가하였다가, 안전밸브의 주기적 개방에 의하여 가압기 안전밸브 개방압력으로 유지된다. 그러나, 지속적인 냉각재온도의 증가에 따른 가압기의 만수와 증기발생기의 고갈에 따른 열제거 능력의 상실은 가압기의 압력을 최대치까지 증가시킨다. 노심출력 감소 이후, 보조급수유량 및 터빈과 대기 증기우회, 그리고 가압기 안전밸브의 개방에 의한 계통의 에너지 균형에 의하여 감속재의 온도는 주기적인 등락을 유지하며, 이에 따라 가압기 압력은 가압기 안전밸브 개방압력에서 노심출력은 약 10% 정도에서 주기적인 등락을 유지한다.

2 차측 주급수가 유지되는 주증기관 차단밸브 폐쇄 및 부주의한 제어봉 인출사고의 경우, 사고 초기에는 출력-냉각 불균형에 의하여 냉각재 온도가 증가하므로 가압기의 압력은 가압기 안전밸브의 개방압력까지 증가한다. 그러나, 감속재밀도 반응도 케환에 의하여 노심출력이 감소되면서 가압기 압력은 감소하기 시작한다. 이후, 연속적인 주급수 유량 공급 및 터빈 또는 대기로 형성되는 증기유량은 노심의 열을 충분히 제거하여 추가적인 냉각재온도의 상

승을 방지하므로, 노심출력 및 계통압력은 사고 후 약 200 초부터는 일정한 값으로 유지된다.

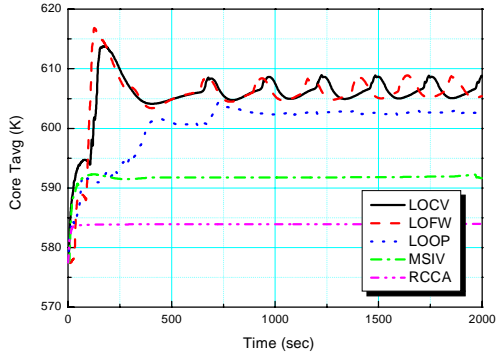


그림 3. 노심 평균온도

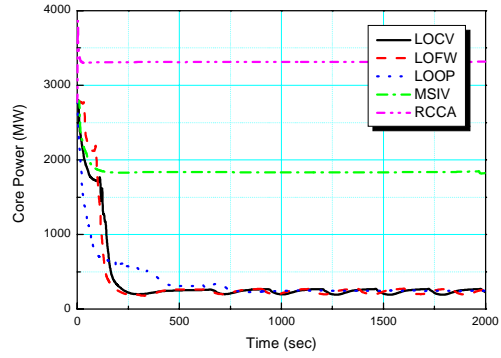


그림 4. 노심 출력

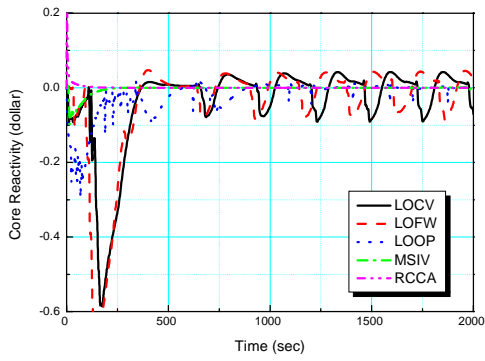


그림 5. 노심 반응도

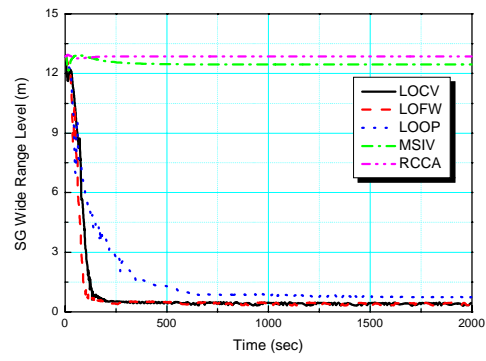


그림 6. 증기발생기 광역 수위

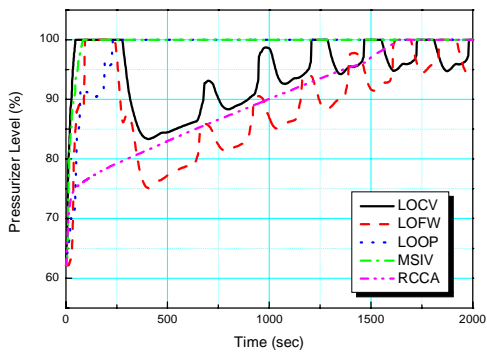


그림 7. 가압기 수위

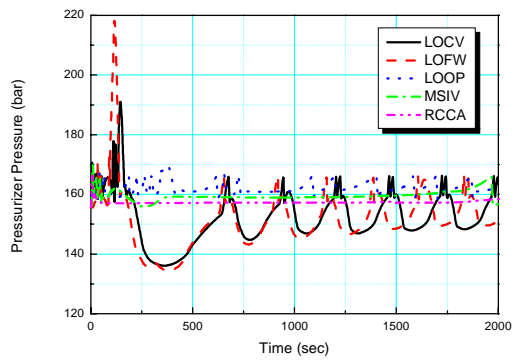


그림 8. 가압기 압력

3.2 감속재밀도 반응도 민감도 분석

2.4 절에 논의한 바와 같이, 감속재밀도 반응도에 대한 민감도 분석을 주기초 연소도 150 MWD/MTU 에서 설계해석에 적용하는 보수적인 값과 최적 값을 적용하여 수행하였다. 그림 9 에는 모든 초기사상에 대하여 보수적인 반응도를 적용한 경우 가압기압력 거동을 제시하였으며, 주급수상실 및 복수기상실 사고의 경우 계통의 건전성이 위해 됨을 알 수 있다. 그림 10 에는 주급수상실 및 복수기상실 사고의 경우에 대하여, 연소도 150 MWD/MTU 에서의 보수적 및 최적 반응도 적용한 경우의 가압기 압력 거동을 참조해석(900 MWD/MTU 에서의 반응도 적용) 결과와 비교 제시하였다. 그림에서 보듯이, 가압기 최대압력은 감속재온도계수가 정방향으로 증가할수록 증가하며, 계통압력을 제한하는 주급수상실 사고의 경우 150 MWD/MTU 연소도에서 ATWS 사고의 허용기준을 위배함을 알 수 있다. 본 민감도 분석을 통하여, 감속재밀도 반응도는 ATWS 사고의 결말을 지배하는 주요 인자임을 확인할 수 있었다. 또한, 현재 18 개월 주기로 운전 중인 울진 1,2 호기의 ATWS 사고의 안전성은 보장되나, 추가적인 감속재밀도 반응도의 안전여유도는 거의 없음을 알 수 있었다.

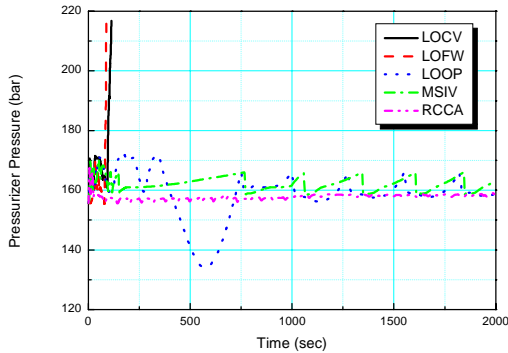


그림 9. 가압기 압력 (150 MWD/MTU, 설계치)

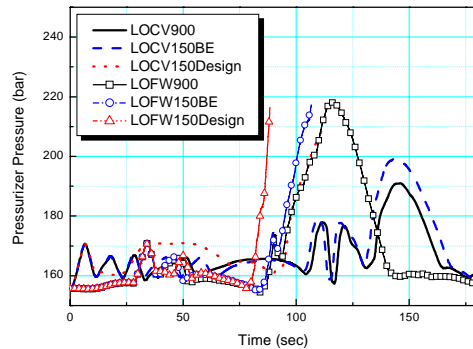


그림 10. 가압기 압력 MTC 민감도

4. 결론

최근 장주기 운전의 적용과 관련하여 안전현안으로 대두된 ATWS 사고 시 정방향 감속재온도계수의 중요도 평가를 위하여, 울진 1,2 를 참조원전으로 주급수상실, 부하상실/복수기 진공상실, 주증기관 차단밸브 닫힘, 소외전원상실, 부주의한 제어봉 인출 사고 등 다양한 ATWS 사고 시나리오에 대한 최적해석을 수행하였다. 각 초기사상에 대하여 노심 연소도 150, 900 MWD/MTU 를 대표하는 감속재밀도 반응도 궤환 효과에 따른 민감도 해석을 수행하였다. 분석결과, 울진 1,2 호기는 NUREG-0460 에서 규정하는 95%의 주기길이에 대하여 ATWS 사고의 안전성을 유지함을 알 수 있었으며, 감속재밀도 반응도는 ATWS 사고 시 원자로계통의 안전성을 지배하는 주요 인자임을 확인하였다. 그러나, 현재 ATWS 사고와 관련한 안전여유도가 거의 없으므로, 향후 초장주기 운전 적용 등 운전경제성

향상을 위하여는 ATWS 사고의 안전여유도 확보를 위한 노심관리 전략의 개발 및 다차원 노심 안전해석의 구현 등 연구개발이 요구된다. 또한, 미국 USNRC의 규제입장 변화에 따라, 위험도정보 규제지침에 근거한 ATWS 설계해석 방법론의 개발도 요구될 것이다.

참고문헌

1. “Required Actions based on Generic Implications of Salem ATWS Events”, GL 83-28, USNRC, Jul. ‘83
2. “Requirements for Reduction of Risk from ATWS Events for Light-Water-Cooled Nuclear Power Plants”, 10CFR50, Part 50.62, Jun. ‘84
3. “Anticipated Transients without Scram for Light Water Reactors”, NUREG-0460, USNRC, Dec. ‘78
4. W.J. Dircks, “Amendments to 10CFR50 Related to Anticipated Transients Without Scram (ATWS) Events”, SECY-83-293, USNRC, Jul. ‘83
5. B.D. Sloane et al., “Joint Westinghouse Owners Group/Westinghouse Program: ATWS Rule Administration Process”, WCAP-11992, Dec. ‘88
6. “Review of WCAP-1992”, Marylee M. Slosson (NRC) to Mr. VanderBurg (WOG), NRC letter, Jul. ‘97
7. W.J. Lee, et al., “MARS Development Program and Progress”, OECD/CSNI Workshop on Advanced TH and Neutronic Codes: Current and Future Applications, Barcelona, Apr. ‘00
8. 최한림 등, “울진 1,2 호기 비상운전절차서의 안전해석을 위한 RELAP5/MOD3 입력자료”, KOPEC, ‘00. 8
9. “경수로형 원전 안전심사지침”, 한국원자력안전기술원, ‘91
10. “ATWS Submittal”, Letter from T.M. Anderson (Westinghouse) to Dr. S.H. Hanauer (NRC), NS-TMS-2182, Dec, ‘79
11. H.S. Woo, et al., “The Nuclear Design and Core Physics Characteristics of the Ulchin Nuclear Power Plant Unit 1 Cycle 10”, KNFC, ‘Jan. ‘99

감사의 글

본 연구는 한국전력공사 전력연구원의 “울진 1,2 호기 비상운전절차서 사고 최적해석” 과제의 일환으로 수행되었다.