



APR1400 초기 노심 및 핵연료 설계 개발

송 성 기

한국원자력연료(주) 과도해석실장

본 과제는 한전 전력연구원을 주관 연구 기관으로 하고 한기(A/E 및 NSSS), 한원(주), 두산중공업(주), 한원(연), 안전기술원(KINS), 신형 원자로연구센터(CARR) 등이 각 기관별 전문성에 따라 역할을 분담하여 기술 개발을 추진하였으며 당사는 「초기 노심 및 핵연료 설계 개발」을 담당하고 있다.

제1단계 기술 개발은 신형경수로 1400의 개발 노형 확정 및 개념 설계를 목표로 1992년 12월부터 1994년 12월까지 수행되었고 제2 단계 기술 개발은 기본 설계를 목표로 1995년 3월부터 1999년 2월까지 수행되었다. 제2단계에서 당사의 담당 분야는 당초 한원(연)에서 수행하여 왔으나 한원(연)의 전력 사업을 산업체에 이관(1997.1)하라는 국가 시책에 따라 2단계 중간(1997.6)부터 본 과제에 참여하게 되었다.

제2단계에서 당사는 열적 여유도 등의 안전성 요건, 장주기 및 부하

추종 등의 운전 요건, 강화된 노심 내진 해석 기준 등을 충족하는 노심 설계를 수행하고, 기존의 설계 기준 사고에 대한 안전 해석뿐만 아니라 추가 요구 사항인 설계 기준 초과 사고에 대한 노심 안전 해석 기술을 개발하는 등 초기 노심 설계 분야의 부족 기술에 대한 기술 자립을 수행하였다. 다음은 그 주요 내용이다.

- 고성능 핵연료 개발 요건 도출
- 설계 기준 및 설계 방법론 정립
- 열적 여유도 평가 및 안전성 요건 개발
- 고연소도, 장주기 및 부하 추종 운전 등의 운전 요건 개발
- 강화된 핵연료 내진 해석 기술 개발
- 제어봉 집합체 수명 연장 평가
- 설계 기준 초과 사고에 대한 노심 안전 해석 기술 개발
- MOX(Mixed Oxide Fuel) 연료 노심 장전 능력 평가
- 고성능 핵연료 건전성 평가
- 열출력 증가 및 ADF(Advanced Design Features)를 받

은한 노심 설계 및 안전 해석 수행

- 표준 안전성 분석 보고서 (SSAR : Standard Safety Analysis Report) 작성

그러나 1,2 단계의 기술 개발 결과를 바탕으로 신형경수로 1400 건설에 대비하고 보다 더 경제성과 안전성을 증대시키기 위하여 설계최적화 및 장기 소요 기술 개발 항목의 사전 개발 등을 수행하는 후속단계가 필요하게 되었다.

이러한 후속 단계(제3단계) 기술 개발의 필요성에 따라 당사는 초기 노심 및 핵연료 설계 관련 설계 최적화, 장기 소요 기술 개발 항목의 사전 설계, 그리고 표준 설계 인가와 관련한 기술 개발에 참여하였다.

제3 단계(1999.10~2001.12)에서 당사의 연구 개발 목표는 부하 추종 운전 능력의 최적화를 위한 원자로 제어군 삽입 한계 결정, 핵연료의 건전성을 보장하기 위한 노심 운전 제한 지침 개발, 강화된 내진 요건의 핵연료 설계, 안전 주입 계



통의 설계 검증 해석, 노심 보호 및 감시 계통의 알고리즘 개선, 노심 안전 해석, 그리고 표준 설계 인가 취득 지원이다. <그림 1>은 제3 단계의 연구 개발 추진 체계를 보여준다. 각 설계 분야별 상세 수행 내용 및 결과는 다음에 주어진다.

노심 핵설계

핵연료 재장전 주기와 관련한 설계 요건으로 당초 24개월 운전 주기를 목표로 설계를 수행하였으나 일부 사고 분석 및 부하 추종 운전 등에서 제한치를 만족하지 못하였고, 아직 24개월의 장주기 운전 경험에 충분치 않을 뿐만 아니라 신형 경수로 1400이 갖는 설계 및 운전 특성상 경제적 이득이 얼마나 될지는 미지수인 관계로, 최종적으로 18개월 운전 주기를 설계 목표로 확정하여 설계를 수행하였다. 다음은 기준 노심 설계시 사용된 주요 입력 자료이다.

- 노심 출력 : 3,983MW 열출력
- 노심 구조 : 241개의 핵연료 집합체
- 가연성독봉 : 천연 우라늄에 Gd₂O₃를 혼합한 가돌리니아봉
- 핵연료 집합체 형태 : 16×16 핵연료봉 배열

일반적으로 장전 모형 탐색시 상세 설계에서 고려해야 하는 핵설계 요건은 감속재 온도 계수, 침두 출

력 및 연료봉 연소도 요건이다. 감속재 온도 계수의 경우 전 노심 주기 동안 전출력 운전시 원자로가 임계 상태일 경우 항상 음(-)의 값을 유지하고, 최대 반경 방향 침두 출력의 경우 1.55 이하로 설계되어야 하며, 최대 연료봉 연소도는 60,000 MWD/MTU 이하로 설계되어야 한다.

이러한 핵설계 요건을 충족하면서 노심 경제에서의 중성자 누출을 최소화하는 방향으로 기준 노심을 선정하였고, 초기 노심으로부터 평형 노심에 이르기까지의 노심 연소 계산을 한국 표준형 원전의 핵설계 코드인 DIT/ROCS 체계를 이용하여 수행하였다.

신형경수로 1400 18개월 주기 운전시 초기 노심의 평균 농축도는 약 2.72w/o로 결정되었으며, 평형 노심의 경우 핵연료 경제성, 제작 가능한 최대 농축도 등을 고려하여 18개월 주기 운전시 신연료 집합체 수가 92개 정도이고 신연료 농축도는 4.40w/o(76개) 및 4.60w/o(16개)인 것으로 나타났다.

노심 핵설계시 고려하여야 할 중요한 핵설계 인자는 장전 모형 탐색시 고려하는 침두 출력, 감속재 온도 계수 등과 같은 핵설계 요건 이외에도 붕소가, 핵연료 온도 계수, 제어봉가 등이 있으며 신형경수로 1400 기준 노심에 대한 핵설계 인자 변화 및 그에 따른 영향을 평가

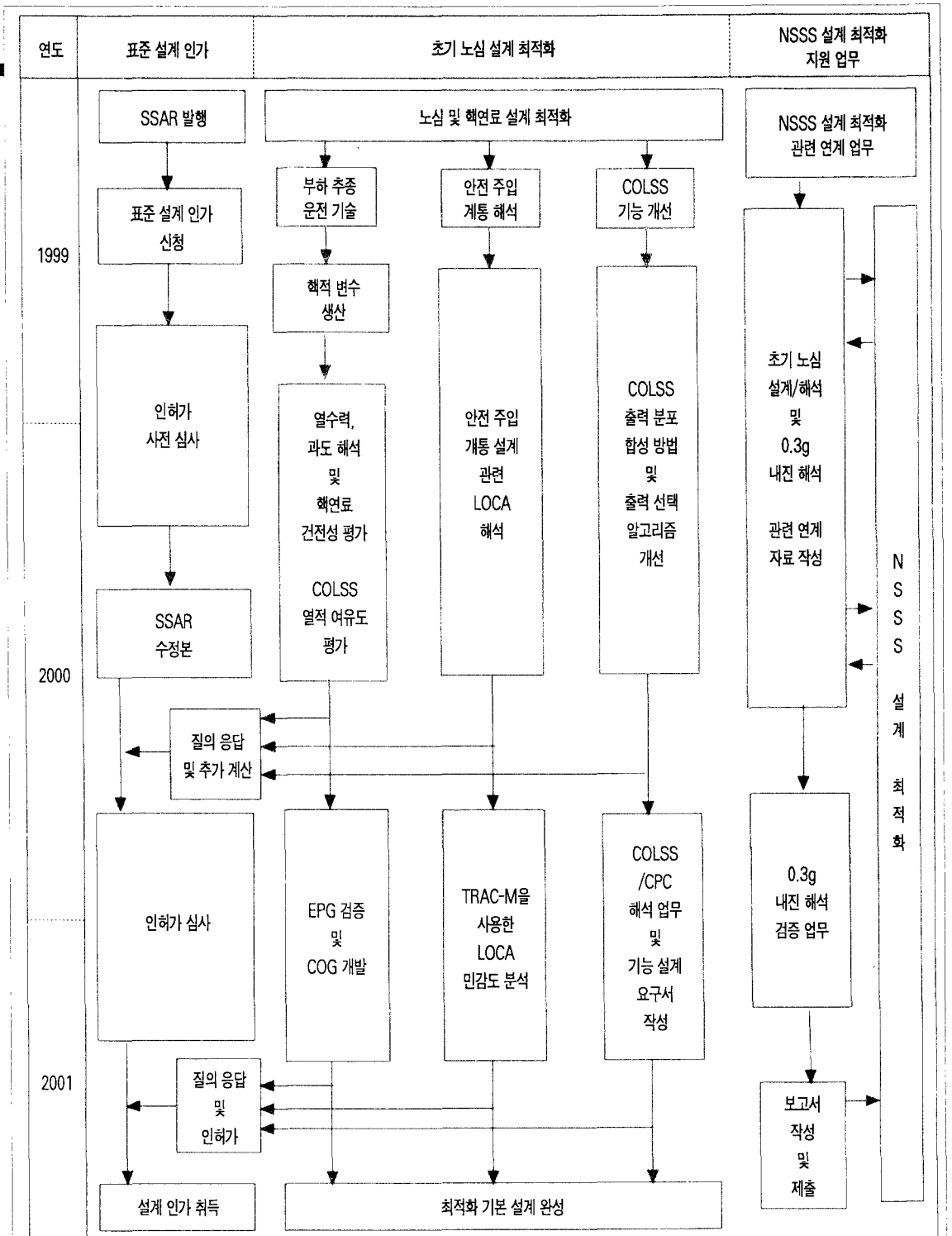
하였다.

타분야의 설계/해석용 입력 자료는 18개월 장주기 운전을 포함하여 예상 가능한 노심 장전 형태를 모두 고려하여 보수적으로 결정하게 되며, 계산 결과 또한 불확실도 및 보수성을 고려하여 제공하였다.

부하 추종성과 관련되는 핵설계 자료는 2단계에서 ACEONED 모델과 노심 출력, 배치 크기, 주기 길이 등과 같은 노심 특성 자료 및 제어봉 배열, PDIL(출력별 제어봉 삽입 한계) 등과 같은 제어봉 관련 자료로서 18개월 주기에 대하여 제공하였으나 부하 추종 운전 시작 전 72시간 동안의 모든 연료봉에 대한 Preconditioning이 부하 추종 운전 후에도 유지되고 있는지 여부를 평가한 결과 주기 초에서는 현재의 FPG를 만족하고 있으나 주기중 및 주기 말에서는 약간 만족하지 않는 것으로 나타났다.

이를 극복하기 위하여 3단계에서는 전력연구원이 개선된 Mode-k Logic을 새로이 정립하여 부하 추종 운전 모사 계산을 수행하였으며, 그 결과로 제어군 중첩을 기존 40%에서 55%로 변경하고 FPG Category 4 Limit을 개선하여 FPG 검증 작업을 당사에서 재수행 하였다.

신형경수로 1400 사업자 요구 조건(URD)에 따라 100-50-100 (2hr-6hr-2hr-14hr) 출력 변동



〈그림 1〉 제3 단계 초기 노심 및 핵연료 개발 추진 체계

인 일일 부하 추종 운전을 PbXb, 전략으로 모사 계산을 수행하였고, 산을 수행하였다.
PbrXb, PbrXbr 및 Mode K 운전 분당 5% 경사형 출력 변동 모사 계 모사 계산 결과 URD 및 FPG를

〈표 1〉 신형경수로 1400 COG(Core Operating Guidelines)

Category	Definition	Applicable Range (*1)	Recommended Range	Maximum Rate of Change(*2)
1	Increase in local linear heat rate of fuel to a level which has not been previously sustained for a total of 72hours within the last 30 days	> 50% (Above 5 kW/ft)	> 20%	· above 50%:2%/hr(0.3kW/ft/hr) · below 50%:3%/hr(0.5kW/ft/hr)
2	Increase in local linear heat rate of fuel to a level which has not been previously sustained for a total of 3 hours within the last 8 days	> 50% (Above 5 kW/ft)	> 20%	10%/hr (2kW/ft/hr) (5%/hr)(*3)
3	Increase in local linear heat rate of fuel to a level which has been previously sustained for a total of 3 hours within the last 8days	> 50% (Above 5kW/ft)	> 20%	15%/hr (3kW/ft/hr) (5%/hr)(*3)
4	Increase in local linear heat rate of fuel to a level which has been previously sustained for a total of 72 hours within the last 8 days	> 50% (Above 5kW/ft)	> 20%	5%/min (3kW/ft/min)

Notes:

(*1) There are no restrictions for core power decrease.

(*2) 1kW/ft is equal to approximately 5% in core power.

(*3) Recommended rate of change in core power.

〈표 2〉 압력 손실 계수 및 압력 손실값

부품명	Ki		ΔPi, psi	
	102% 출력 조건	설계 조건	102% 출력 조건	설계 조건
Lower End Fitting	0.387	0.384	0.489	0.608
Guardian grid	0.753	0.742	0.952	1.174
10 Zr grids	8.565	8.441	11.38	13.95
Fuel rod friction	4.673	4.606	6.205	7.613
Upper End Fitting	0.475	0.473	0.673	0.825
Total	14.85	14.65	19.69	24.17

모두 만족하고 있는 것으로 나타났다. 모사 계산 결과 1kW/ft의 LLHR 변화는 5%의 노심 출력 변화와 상응하는 것으로 분석되었다. 이 결과로부터 COG(Core Operating Guidelines) 각 Category 별 허용 출력 상승률을 〈표 1〉과 같이 결정하였다.

SSAR 1.3장, 4.3장 및 16장

LCO/Bases 중 핵설계 부분을 작성하였고, 설정된 기준 노심에 대하여 노심의 특성을 대표하는 여러 가지 기본 핵설계 변수 및 안전성과 관련된 여러 가지 주요 변수를 생산하여 예시함으로써 노심이 Limiting한 운전 조건에서도 안전하게 유지될 수 있다는 것을 보여주었다.

노심 열수력 설계

노심 열수력 설계 분야에서는 3,983Mwt 노심 출력 및 이물질 여과 기능이 있는 Guardian 지지 격자가 장착된 핵연료 집합체를 가정하여 신형경수로 1400의 주요 노심 열수력 설계 인자와 압력 손실 및 부양력을 계산하였고, 핵비등 이탈률 제한치와 열적 여유도 분석 모형을 생산하였다.

Guardian 지지 격자가 장착된 핵연료 집합체는 최하단에 위치한 1개의 Guardian 지지격자 외에 6개의 HID-1L 및 4개의 HID-2L 지지격자를 포함하고 있다.

원자로심 내 총압력 손실은 이들 각 부품에 의한 압력 손실의 합으로 계산된다. 102% 출력 및 설계 조건에서 각 부품의 압력 손실 계수 및 압력 손실값들은 〈표 2〉와 같다.

계통 변수와 DNBR에 대한 반응 표면 모형을 생산하여 그 모형으로 계통 변수의 불확실도와 임계 열속 상관식의 불확실도를 조합하여 다음과 같이 DNBR 확률 분포 함수를 생산하고, 그 분포로부터 DNBR SAFDL을 1.35로 결정하였다.

평균	표준 편차	구간
1.058	0.1582	DNBR < 평균
1.058	0.1729	DNBR ≥ 평균

신형경수로 1400에서 사용될 CPCS(노심 보호 계통, Core Protection Calculator System)

기능 설계 요건에서는 기존 CPC(Core Protection Calculator)가 가지고 있던 보조 정지 기능 외에 Low Pressure /Low DNBR (LPLD) Aux. Trip을 추가하여, Turbine 정지 후 소의 전원이 3초 지연없이 바로 상실될 경우에도 설계 요건을 충족토록 하여 여유도를 증대하고자 하였다.

신형경수로 1400의 기저 운전시 초기 노심 및 평형 주기 주요 연소도에서 COLSS(노심 운전 제한치 감시 계통, Core Operating Limit Supervisory System)의 DNBR과 LHR에 대한 열적 여유도와 일일 부하 추종 운전시 평형 주기 주요 연소도에서 COLSS의 DNBR-POL과 LHR-POL에 대하여 각각 평가하였다. 각 출력별 ROPM (Required Over Power Margin, 허용 과출력 여유도) 값이 다음에서와 같이 사용되었다.

출력 (%)	ROPM
95 and above	1.19
65	1.48
50	1.70

신형경수로 1400 기저 운전시 초기 노심 및 평형 주기 각 연소도에서 DNBR과 LHR에 대한 열적여유도 계산 결과는 <표 3>과 같다. 또한 일일 부하 추종 운전시 평형 주기 각 연소도에서 DNB-OPM과 LHR-OPM이 계산되었으며, 분석

결과 적절한 운전 여유도를 유지하고 있는 것으로 확인되었다.

CPC의 열적 여유도는 일반적으로 COLSS의 열적 여유도에 비해 매우 크므로 COLSS의 열적 여유도 평가만으로도 신형경수로 1400의 열적 여유도 평가가 충분히 이루어질 것으로 판단된다.

신형경수로 1400 노심에서는 축방향 출력 분포 계산의 정확성을 증대시켜 열적 여유도를 향상시키기 위해 현재의 CPC 축방향 출력 분포 계산 방법론과 동일한 Cubic Spline 합성법을 COLSS에 적용시키고자 COLSS 분석이 수행되었다.

개발 단계에서는 신형경수로 1400 노심에 대한 상세 설계 자료가 없기 때문에 영광 5·6호기 초기 노심 및 울진 3호기 2주기 교체 노심과 영광 3호기 5주기 평형 주기(장주기)에 대하여 해석을 수행하였다.

<표 4>의 결과에서 보는 바와 같이 초기 노심에 대한 DNB-OPM은 전체 연소도에 대하여 최대 1.3%까지 증가하지만 LHR-OPM은 -2.08% 정도 감소하는 경우도 있음을 알 수 있다. 이는 초기 노심과 교체 노심의 출력 분포상에 상당한 차이가 있음에도 불구하고 모두 잘 계산할 수 있는 「generic node set」을 선정하였기 때문이다.

따라서 향후 신형경수로 1400 노심의 상세 설계 자료를 바탕으로 초

기 및 교체의 장전 모형에 따라 각 구분된 Node Set을 포함한 Data base 상수를 선정하여 열적 여유도를 재계산하는 것이 바람직하다.

노심 운전 제한치 감시 계통(COLSS)의 인허가 출력 제한치와 비교되는 발전소 출력의 선택 방법론의 고찰을 통하여, 신형경수로 1400 COLSS의 기능 개선 작업을 수행하였다. 인허가 출력 제한치와 비교되는 발전소 출력으로 「Filtered BSCAL」을 선택하면 약 0.1%에서 0.2% 정도의 새로운 출력 이득을 얻을 수 있는 것으로 분석되었다.

핵연료 집합체 및 연료봉 설계

기술 개발 2단계에서 참조 핵연료로 사용한 이물질 여과 기능을 갖는 Guardian 지지 격자와 10개의 HID-1L 지지 격자로 구성된 핵연료 집합체는 차세대 원자로에서 요구하는 0.3g 내진 성능 요건을 만족하지 못하는 것으로 나타났다.

이에 따라 3단계에서는 2단계 평가 결과를 바탕으로 지진 사고시 가장 큰 충격을 받는 것으로 나타난 핵연료 집합체 중앙 4개의 지지 격자를 기존 HID-1L 지지 격자에서 강도를 크게 보강한 HID-2L 지지 격자로 설계 변경하여 0.3g 지진 하중하에서도 집합체의 구조적 건



전성을 유지할 수 있도록 집합체 설계를 개선하였다.

HID-2L 지지 격자는 기본적으로 HID-1L 지지 격자와 같은 형상을 하고 있으나, 지지 격자판의 두께와 높이를 증가시킨 형상을 하고 있다. HID-1L 지지 격자와 HID-2L 지지 격자의 설계 사양 비교는 <표 5>에 나타나 있다.

그리고 <표 5>에서 보는 바와 같이 HID-2L 지지 격자판의 두께와 높이가 증가함에 따라 수력학적으로 기존 HID-1L 지지 격자에 비해 더 큰 압력 강하를 일으키게 되므로 안정적인 핵연료 집합체 Holddown Margin을 확보하기 위하여 상단 고정체의 Holddown Spring과 Holddown Plate를 설계 변경하였다.

<그림 2>는 설계 변경되기 전의 한국 표준형 원전(KSNP)용 핵연료 집합체와 설계 변경 후의 신형경수로 1400용 핵연료 집합체 형상을 비교한 것이다.

제어봉 집합체의 수명 연장을 위하여 설계 여유도 확보 및 공차 합성 방법을 이용한 설계로 B₄C 펠렛, Feltmetal 및 피복관의 제원 변경 없이도 제어봉 집합체의 수명을 12년으로 연장 가능함을 확인하였고 그 주요 내용은 WH-CENP사의 자문을 통하여 확인하였다.

그리고 부하 추종 운전 자료를 이용하여 제어봉 피로 해석 업무 및 중

성자 선원봉의 건전성에 관한 평가 업무(중성자 선원 세기 해석, 열 팽창 해석, 간격 해석, 내압 해석, 피복관 피로 및 좌굴 해석, 플레넘 스프링 해석 및 상부 스프링 힘 해석)를 수행하였으며 평가 결과 건전성을 유지할 수 있는 것으로 나타났다.

연료봉 설계 분야에서는 핵연료의 열적/기계적 건전성을 평가하기 위해서 연료봉 설계 근거와 기준을 정립하였으며, 이를 바탕으로 연료봉의 열적 성능 분석과 연료봉 기계적 건전성 분석을 수행하였으며, 일일 부하 추종 운전이 핵연료의 건전성에 미치는 영향에 대한 평가와 이를 실현하기 위한 FPG의 작성 및 MOX 연료를 장전하기 위한 안전 해석용 입력 자료 생산에 대한 연구들을 수행하였다.

연료봉 열적 성능 분석에 적용된 방법은 영광 5·6호기 초기 노심에 사용된 성능 분석 방법과 동일하며, 핵연료 성능 해석 자료를 얻기 위해 핵연료봉 성능 해석 코드인 FATES를 사용하여 UO₂ 및 Gd₂O₃-UO₂ 봉에 대하여 계산이 수행되었다.

노내 연소중 연료봉의 건전성을 확인하기 위하여 연료봉 내압과 연료봉 온도에 대한 설계 기준의 만족 여부를 평가하였으며, 평가 결과 연료봉 내압은 2,500 psi로 Non-lift off 설계 기준치인 2,900 psi를 만족하였고 핵연료 용융과 관련하여서는 최소 Power-to-melt

출력이 21kW/ft 이상이였다.

연료봉의 기계적 건전성 분석을 위하여 피복관 함몰, 연신률, 응력 및 피로에 대하여 코드 계산 및 설계 분석을 수행하였다.

피복관 함몰은 연료봉 내압과 냉각수의 압력 차이와 피복관 크립에 의하여 발생하며 CEPANFL 코드를 통하여 분석이 이루어졌으며 그 결과 함몰이 발생하는 시간(45,000 hr)이 핵연료 운전 시간(37,872 hr) 보다 크게 나타났다.

피복관 연신률은 정상 상태 및 과도 상태의 운전에서 연료봉 국부 출력 이력과 연소도를 고려하여 계산한 결과 총연신률은 0.82%로 1%의 설계 제한치를 만족하고 있다.

피복관 피로는 운전중 반복되는 하중에 의하여 피복관의 변형이 발생되며 이러한 하중의 원인은 노내에서의 열/출력 및 내압/외압의 차이 등에 기인한다. 피복관 피로는 TREMET 코드에 의하여 분석되며 피로 누적 지수(Fatigue Damage Factor, FDF)를 정의하여 분석된다. 보수적인 분석을 위하여 하루중의 출력 변동은 10%에서 100% 사이로 가정하였으며 연료봉 최대 연소도인 60,000 MWD/MTU까지 분석한 결과 피복관의 피로 누적 지수가 0.62로서 설계 기준 0.8을 초과하지 않았다.

피복관에 발생하는 응력은 연료봉 내압과 냉각수 압력의 차이에 의

하여 발생하며 내압이 더 클 경우에는 인장 응력이, 외압이 더 클 경우에는 압축 응력이 작용한다. 이러한 응력은 연료봉이 받게되는 각 응력 조건에서 피복관 및 용접 부위에 대하여 분석되었다.

보수적인 분석을 위하여 인장 응력의 경우에는 최대 연료봉 내압이 사용되었고 압축 응력의 경우에는 최소 연료봉 내압이 사용되었다. 분석 결과 정상 상태 및 과도 상태 운전중 피복관에 발생하는 압축 응력은 각각 13,540psi와 17,472psi로 설계 제한값인 27,500psi 보다 낮았다. 정상 상태 및 과도 상태 운전중 피복관에 발생하는 인장 응력은 각각 9,522psi와 11,357psi로 설계 제한값인 18,333psi 보다 낮았다.

정상 상태 및 과도 상태 운전중 연료봉의 용접 부위에 발생하는 압축 응력은 각각 14,099psi와 18,192psi로 설계 제한값인 21,808psi 보다 낮았다. 마지막으로 정상 상태 및 과도 상태 운전중 연료봉의 용접 부위에 발생하는 인장 응력은 각각 9,915psi와 11,825psi로 설계 제한값인 14,539psi 보다 낮았다. 요약하면 열적 성능 분석 및 기계적 건전성 분석 결과들은 최대 연료봉 연소도 60,000MWD/MTU까지 모두 설계 기준을 만족하였다.

부하 추종 운전이 핵연료의 핵분열 기체 방출, 소결체와 피복관의 상호 작용, 그리고 피복관 피로에

미치는 영향을 연구하기 위한 Petten과 Halden에서 수행된 실험 결과를 조사 및 분석하였고, 그 결과는 아래와 같다. Halden 시험에 대한 결과는 다음과 같이 요약되어진다.

- 부하 추종 운전은 피복관의 평균 반경 방향 변형을 강화시키지 않는다.
- 국부 cyclic 변형은 cycle이 진행되는 동안 감소한다.
- 출력 증가로 인하여 ridge 직경이 증가하고 출력 감소시에는 사실로 보아 cyclic ridge 변형은 하나의 규칙적인 과정이다.

냉각재 상실 사고 해석

신형경수로 1400의 냉각재 상실 사고(LOCA) 해석은 10 CFR 50, Appendix K에 기술된 가정, 모델과 관계식을 근거로 개발된 기존 한국 표준형 발전소에 적용해 온 냉각재 상실 사고 방법론에 따라 수행되었으며, 이 결과를 이용하여 SSAR를 작성하였다.

신형경수로 1400이 기존의 한국 표준형 발전소와 다르게 설계된 안전 주입 계통은 크게 두 가지로 대표된다. 첫 번째는 안전 주입수의 원자로 용기 직접 주입(Direct Vessel Injection, DVI) 개념이다. 이는 기존의 저온관 주입(Cold

Leg Injection, CLDI)과는 달리 안전 주입 탱크(Safety Injection Tank, SIT) 및 고압 안전 주입(High Pressure Safety Injection, HPSI) 펌프의 안전 주입수를 원자로 하향 유로(Downcomer)의 상부에 직접 주입함으로써 안전 주입의 효율을 증가시키기 위하여 고려되었다.

두 번째는 안전 주입 탱크의 내부에 부착된 유량 조절 장치(Fluidic Device)로서 기존 발전소에는 없는 개념이다. 이는 안전 주입 탱크 내 안전 주입수의 유출량을 적절히 조절하는 역할을 수행함으로써 안전 주입 탱크의 용량을 장시간 효율적으로 사용하여 냉각재 상실 사고시 안전 주입 펌프의 주입 시점을 늦출 수 있을 뿐만 아니라 이에 따른 누출수를 감소시키는 등의 장점이 있다.

또한 기존 발전소에서는 고압 및 저압 안전 주입 펌프가 각각 2 대씩인 반면 신형경수로 1400은 저압 안전 주입 펌프를 제거하고 4대의 고압 안전 주입 펌프만을 설치하며, 고압 안전 주입 펌프는 기계적으로 서로 독립된 유로를 가지도록 설계되었다.

이들 4대의 고압 안전 주입 펌프들은 2대의 비상 디젤 발전기에 연결되어(디젤 발전기 1대당 2대의 고압 안전 주입 펌프) 단일 고장(Single Failure)시 2대의 고압 안전 주입 펌프가 운전된다.



따라서 단일 고장시 기존의 1 대의 고압 안전 주입 펌프 운전과 비교하여 안전 주입 계통의 신뢰도가 증대되는 효과를 기대할 수 있다.

대형 냉각재 상실 사고 해석은 크기 및 위치에 따른 전 파단 범위에 걸쳐 열수력 거동 및 이를 이용한 고온 핵연료봉에 대한 온도 계산 등이 수행되었다.

첨두 선출력 생성률(PLHGR)을 제한하는 가장 최악의 조건은 펌프 토출관에서 양단 파단 면적을 갖는 순시 파단(1.0 × DEG/PD, Double -Ended Guillotine at Pump Discharge Leg)으로 나타났다.

계산 결과, 신형 경수로 1400의 비상 노심 냉각 계통 설계는 첨두 선출력 생성률이 14.0kW/ft까지 10 CFR 50.46의 허용 기준(첨두 피복재 온도는 2171°F)을 만족한다는 것이 입증되었다.

이 해석의 결과에 근거하여 결론적으로 신형경수로 1400의 안전 주입 계통은 대형 냉각재 상실 사고의 전 파단 범위에 대하여 10 CFR 50.46의 허용기준을 만족함을 확인하였다.

냉각재 상실 사고 관점에서의 안전성 평가에 대한 인허가는 보수적 방법론인 Evaluation Model(EM 모델)에 의하여 계산된 결과를 이용하였다. 그런데 신형경수로 1400에는 새로운 개념, 즉 직접 주입 방식

(Direct Vessel Injection), 유량 조절기(Fluidic Device SIT) 등을 도입하여 설계되었다.

따라서 EM 모델이 충분히 보수적으로 냉각재 상실 사고 현상을 예측하기 때문에 안전성을 확인하는 것은 문제가 없지만, 새로 도입된 개념에 의한 정확한 현상을 파악하고 EM 모델로 계산된 결과의 보수성을 평가하기 위하여 최적 전산 프로그램인 TRAC-M을 이용하여 냉각재 상실사고 해석을 수행하였다.

소형 냉각재 상실 사고 해석은 증기발생기의 전열관에 대하여 10%의 전열관 관막음률을 가정하고 대형 냉각재 상실 사고 해석에서 사용한 것보다 더 높은 첨두 선출력 생성률을 사용하여 (15.0kW/ft(492 W/cm) 대 14.0kW/ft(459 W/cm)) 수행되었다.

해석 결과, 0.1ft²원자로 직접 주입 유로 파단이 해석된 소형 냉각재 상실 사고 중 가장 높은 피복재 온도인 1378°F를 나타내었다. 이는 가장 제한적인 대형 냉각재 상실 사고에 대한 값보다 790°F 이상 낮은 값이다.

이 파단이 차세대 원자로의 경우에 제한적인 이유는 원자로 내부 용기 압력 강하에 의한 안전 주입 탱크의 주입량이 많지 않고 노심 노출 기간이 길어지기 때문이다.

정지 운전시 냉각재 상실 사고 해석은 소형 냉각재 상실 사고만 해석

한다. 대형 냉각재 상실 사고는 LBB(Leak Before Break) 개념을 도입하여 고려하지 않는다. 즉 정지 운전시 냉각재 상실 사고는 설계 기준 사고가 아니기 때문에 LBB 개념 도입이 허용되었다.

각 모드에 대한 평가 및 해석을 통하여 가장 제한적인 모드를 정하고 최대 피복재 온도를 초과하는 시간을 결정하며 이를 근거로 적절한 운전원 조치 시간을 결정하였다.

이러한 냉각재 상실 사고 현상과 해석 결과를 기술 지침서와 비상 운전 절차서에 반영함으로써 정지 운전시 발생할 수 있는 냉각재 상실 사고를 대비하였다.

소형 냉각재 상실 사고가 발생된 후에 노심에서 발생된 증기가 증기 발생기 세관에서 응축되어 Loop Seal에 봉산 농도가 거의 영인 상태의 응축수가 축적될 수 있다. 이 기간 동안 원자로 냉각재 펌프 재기동 혹은 자연 순환 재형성과 같은 유량 조건이 급변하여 무봉산수가 노심으로 주입되는 경우에 반응도 과도 상태로 핵연료봉의 안전성에 문제가 될 수 있다.

원자로 냉각 재펌프 재기동에 의한 봉산 희석 시나리오하에서 봉산 농도가 낮은 응축수와 원자로 내부에 존재하는 고농도의 봉산수가 혼합되는 현상은 범용 열유동 해석 코드인 FLUENT 코드를 사용하여 평가하였으며, 다양한 민감도 분석

을 통하여 얻은 노심 국부 최소 붕산 농도는 381 ppm으로 노심의 임계 농도인 311 ppm보다 높아서 노심 출력이 상승하지 않고 안정한 상태를 유지하는 것으로 판명되었다.

노심 과도 해석

현재 국내의 표준 원전 설계에서는 기존 해석 방법론에 따라 터빈 정지 3초 후에 소의 전원이 상실됨을 가정하여 과도 해석을 수행하고 있다. 이는 미국에서 전력망이 가장 취약한 지역의 그리드 안정도 분석 결과를 기초로 한 것이며, 이미 미국 Palo Verde 발전소와 국내 영광 3·4호기가 위 방법론에 대한 인허가를 획득한 바 있다.

그러나 미국 규제 기관인 NRC가 신형경수로 1400의 참조 발전소인 System 80+ 인허가 심사시, 3초의 지연 시간을 발전소 부지의 그리드 조건에 따라 변화할 수 있고, 또한 System 80+가 실제 그리드의 조건이 없는 표준 설계이므로 3초의 지연 시간을 인정하지 않았다.

한편 국내 규제 기관도 한국 표준 원전의 안전성 제고와 원자력 기술의 해외 진출을 위해서, 영광 5·6호기 설계부터 3초의 지연 시간 배제를 요구하고 있다. 따라서 신형경수로 1400 설계에서는 이러한 규제 기관의 강화된 인허가 원칙을 반영하여, 소의 전원 상실 지연 시간

을 배제하면서도 안전 제한치를 만족할 수 있도록 과도 해석 방법론의 개선 방안 및 설계 변경이 모색되었다.

일반적으로 과도 현상 분석시 소의 전원 상실을 고려하고 3초의 소의 전원 상실 지연 시간을 배제하면, 지연 시간을 고려한 분석 결과에 비해 큰 여유도 감소를 초래한다. 따라서 System 80+ 설계에서는 소의 전원 상실 지연 시간 배제에 따른 여유도 감소를 해결하기 위해, 노심 과도 현상 분석시 COLSS의 ROPM(Required Over Power Margin) 증대, 사고 해석 초기 조건 영역 축소, HERMITE 코드의 개선, DNBR 계산에 TORC 코드 사용, 핵연료 파손을 통계적 해석, 일체형 독봉 채택 및 NUREG 1465 방사선원항 사용 등이 고려되었다.

신형경수로 1400 설계에서도 이와 유사한 문제에 봉착할 것으로 예상되는 바, COLSS/CPCS를 위한 ROPM 증대, 사고 해석 초기 조건

영역 축소, 개선된 HERMITE 코드의 사고 해석 적용, DNBR 계산에 TORC 코드 사용, 핵연료 파손을 통계적 해석 및 NUREG 1465 방사선원항 사용 등이 신형경수로 1400 설계에 적용되었다. 노심 과도 해석 분야에서는 '원자로 냉각재 유량 완전 상실 사고', '단일 원자로 냉각재 펌프 회전자 고착 및 펌프 축 파단 사고' 등의 원자로 냉각재 유량 감소 사고와 '저출력중 제어봉 인출 사고', '전출력중 제어봉 인출 사고', '단일 제어봉 낙하 사고', '단일 제어봉 인출 사고', '비작동 원자로 냉각재 펌프의 기동 사고', '부주의한 붕소 희석 사고', '부적절한 위치로의 부주의한 핵연료 집합체 장전 사고', '제어봉 집합체 이탈 사고' 등의 반응도 사고를 분석하였으며, 그 결과 노심 과도 해석 사고시에도 핵연료봉 파손 여부 및 계통 침투 압력, 그리고 방사선 결말 분석 등의 설계 제한치들을 만족하고 핵연료봉 및 발전소의 건전성을 유지할 수 있음을 확인

<표 3> 기저 운전시 COLSS BE 열적 여유도

	Cycle	BOC	IOC	MOC	EOC	Most Limiting Value
DNBR Margin	1	122.80	122.75	112.69	112.48	110.34
	Eq.	111.82	N/A	112.90	110.34	
LHR Margin	1	117.41	118.79	120.89	122.61	117.41
	Eq.	128.23	N/A	130.90	119.53	

*Best Estimated thermal margin means the margin without considering the fluctuation and ASI control band.

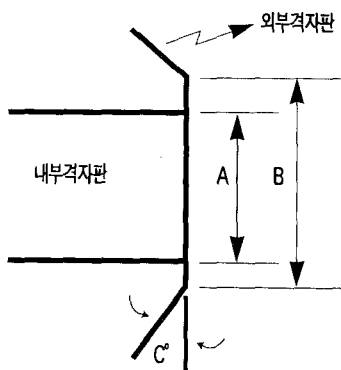
〈표 4〉 Fourier와 Spline 합성법을 이용한 COLSS 열적 여유도 비교

Plant/cy.	Time in Life	F/S*	Base-OPM		BE Thermal Margin		Margin(S-F)	
			Fq	DNB-POL	LHR	DNB	LHR	DNB
Y56C1	BOC	F	1.9947	145.77	117.73	121.70	1.04	1.18
		S	1.977	146.46	118.77	122.88		
	MOC	F	1.7768	136.04	128.49	111.95	-2.08	1.34
		S	1.7267	137.10	126.41	113.29		
	EOC	F	1.8013	139.62	132.25	116.56	2.88	-0.40
		S	1.6586	139.26	135.13	116.15		
U3C2	LBOC	F	1.7914	140.95	130.76	118.27	-1.74	0.33
		S	1.8069	141.35	129.02	118.60		
	LMOC	F	1.8208	141.10	131.96	118.40	-0.05	0.95
		S	1.752	142.24	131.91	119.35		
	LEOC	F	1.8562	139.24	132.22	116.83	2.57	0.04
		S	1.706	139.29	134.80	116.87		
Y3C5	LBOC	F	1.8203	133.52	129.89	111.86	-1.10	-0.13
		S	1.8357	133.82	128.79	111.73		
	LMOC	F	1.7696	134.05	135.91	112.00	-0.42	1.11
		S	1.7241	135.19	135.48	113.10		
	LEOC	F	1.8691	132.38	131.80	111.07	3.04	0.07
		S	1.7205	132.47	134.84	111.14		

주) F : Fourier 합성법, S : Spline 합성법, OPM : Over Power Margin

〈표 5〉 HID-1L 지지 격자와 HID-2L 지지 격자의 설계 사양 비교

Item	HID-1L	HID-2L
Material	Zircaloy-4	Same as HID-1L
Weight(1b)	1.964	3.0
외부 지지 격자판 두께(inch)	0.035	0.035
내부 지지 격자판 두께(inch)	0.023	0.025
지지 격자 envelope(inch)	Max. 8.155	Max. 8.149
	Min. 8.125	Min. 8.119
지지 격자판 치수	A=1.375 inch	A=2.000 inch
	B=1.750 inch	B=2.375 inch
	C=23°	C=23°



할 수 있었다.

특히 단일 제어봉 집합체 인출 사고는 한국 표준형 원전에서는 단일 제어봉 집합체 인출 사고가 수동 제어봉 집합체 운전 모드에서의 운전원 실수를 포함하는 단일 고장에 의하여 발생될 수 있으므로 Condition II 사고로 분류되어 단일 제어봉 집합체 인출 사고에 의한 핵연료

손상이 허용되지 않으나 신형경수로 1400 설계에서는 적어도 두 개 이상의 단일 고장에 의해서만 단일 제어봉 집합체 인출 사고가 발생하도록 수동 개별 제어봉 집합체 운전을 제한하는 방안이 도입되었다.

수동 개별 제어봉 집합체 운전이 제한되면, 단일 제어봉 집합체 인출 사고는 적어도 두 개 이상의 다중 고장에 의해서만 발생되므로 Condition III 사고로 재분류되었다.

붕소 희석 사고에서는 기술 개발 2단계에서는 운전원 조치 시간 30분을 만족하지 못하였으나 기술 개발 3단계에서 총정량의 변경 등 원자로 계통의 설계 최적화에 따라 계통 설계값이 수정되어 운전원 조치 시간 30분을 만족하였다.

정지 운전중 노심 과도 현상 해석은 기존 발전소의 안전성 관련 사고 목록에는 없고 분석 방법론도 확립되어 있지 않아 System 80+에 대해서 수행한 해석 방법론을 바탕으로 관련 허용 기준, 기본 원칙, 개별 사고 해석 방법론 등을 제시하였으며 그 수행 절차는 다음과 같다.

기본적으로 정지 운전중 노심 과도 현상을 해석하는 데 있어서, 먼저 설계 기준 사고를 바탕으로 생산된 기술 지침서를 검토하여, 적절한 변경이 이루어질 때 정지 운전중 노심 과도 현상 해석을 정성적으로 제외시킬 수 있는 기술 지침 항목을 선정하는 것으로부터 출발한다.

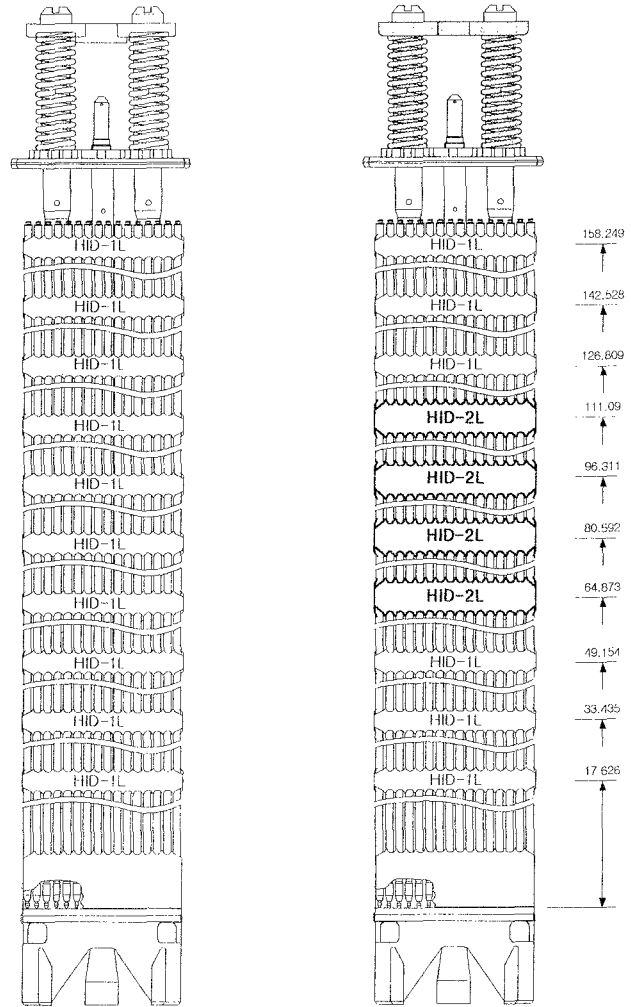
그런 후에 선택된 정지 운전 사고에 대해, 설계 기준 사고에 적용하는 사고 해석 초기 조건을 정지 운전 영역까지 포함할 수 있도록 확장하여 분석 및 평가를 수행한다.

마지막으로, 분석 및 평가된 정지 운전 사고의 결과를 설계 기준 사고 결과와 비교하여 덜 제한적인 결과를 보이면, 그 사고에 대한 안전성은 확인되는 것이다. 이러한 절차에 따른 분석 결과는 설계 기준 사고 분석 결과들에 비해 덜 제한적인 것으로 평가되었다.

따라서, 신형경수로 1400에서 정지 운전중 노심 과도 현상들이 발생하더라도 안전성 확보에는 문제가 없는 것으로 나타났다.

한편, 기술 개발 2단계에서는 전 노심 MOX 핵연료 장전에 대한 안전성 평가가 제어봉 이탈 사고를 대상으로 이루졌다. MOX 핵연료를 장전할 경우, 노심 특성 변수 중 Prompt Neutron Lifetime이나 Delayed Neutron Fraction이 UO_2 노심보다 크게 감소하는 것으로 예측되며 이러한 핵설계 인자는 제어봉 이탈 사고에 큰 영향을 미친다.

제어봉 이탈 사고에 대한 안전성 평가시 가용한 입력 자료를 제외하고는 UO_2 핵연료 입력 자료를 사용하여 평가한 결과, 제어봉 집합체 이탈 사고 발생시 22%의 핵연료가 파손되어 안전성 기준을 충족시키기 어려운 것으로 예상되었다.



기존 KSNP용 핵연료집합체

신형경수로1400용 핵연료집합체

(그림 2) 신형경수로 1400용 핵연료 집합체

따라서 3단계 설계에서는 MOX 핵연료를 30%만 부분 장전하는 경우가 제안되었으며 이에 대한 안전성 평가를 수행하였다. 그 결과 핵연료 손상률은 대략 16% 정도 발생하는 것으로 평가되었다.

그러나 MOX 노심에 대한 안전성 분석시, UO_2 핵연료에 적용하는 코드를 사용하였고, 또한 가용하지 못한 입력 자료들에 대해서도 UO_2

핵연료 자료를 적용하였는 바, 계산된 핵연료 손상률은 단순한 추정값에 지나지 않는다. 따라서, MOX 장전 노심에 대한 정확한 안전성 분석을 위해서는 MOX 연료에 대한 입력 자료 생산 방법론이 정립되어야 하며, 또한 MOX 연료에 대한 안전성 분석에 적용 가능한 코드 개발 및 검증이 향후 이루어져야 할 것으로 판단된다. ☻