



방사선 및 임계 안전 해석 최적화 기술 개발

황 해 룡

한국전력기술(주) 방사선해석팀장



방사선 및 임계 안전 해석 기술은 원자로 물리 및 방사선 차폐 분야에 사용되는 기술로 원자력발전소 설계에서 반드시 다루어야 할 중성자와 감마선을 추적하는 특징을 가지고 있다.

방사선 수송 이론에 바탕을 둔 방사선 및 임계 안전 해석 기술은 현재 원자력 발전소 설계 중 원자로 내부 구조물의 설계와 압력 용기 설계, 그리고 핵연료 저장조 설계에 사용되고 있다. 또한 원자로 외부의 중성자나 감마선의 해석과

노의 계측기 설계에 사용되고 있다.

특히 원자로 압력 용기 설계에 필요한 중성자 거동 평가와 원자력발전소 안전 해석 및 차폐 설계에 필요한 방사선원항 계산에 방사선 및 임계 안전 해석 기술은 가장 중요한 핵심 사항으로서 복잡한 비균질성 구조물을 다루기 위해서 수송 이론에 의존하게 된다.

국가적으로 원전 건설 기술 자립 이후 원전 기술의 개선·개량을 통한 표준화·최적화로 경제성을 향상시킴으로써 원자력 사업의 경쟁력 우위를 확보하기 위하여 1990년 중반 원전 기술 고도화의 필요성이 제기되었다.

한국전력기술주식회사 방사선 해석팀은 원전 기술 고도화 사업의 일환으로 방사선 및 임계 안전 해석 분야의 최신 기술을 확보함으로써 국내외의 인허가 환경에 적극적으로 대처하고 설계의 효율성을 한층 높일 수 있었다.

원자로 압력 용기 속중성자 집적량 해석 분야에서는 ORNL 연구소에서 개발한 LEPRICON 코드를 근간으로 한 선량 분석을 수행하여 최적화된 압력 용기 피폭량과 불확실도를 결정하는 절차를 개발하였다. 이 절차는 최근의 미국 규제 기관이 요구하는 기준을 만족하고 있다.

또한 방사선 방호 분야에서는 ORNL 연구소에서 개발하고 미국 규제 기관인 NRC에서 인허가 평가용으로 사용하고 있는 SCALE 체계와 최신의 핵자료를 사용하여 계산 투명성과 정확성을 향상시키고 최적화한 방사선원항 평가 방법과 임계 안전 해석 방법을 확립하였다.

개발 배경 및 필요성

1970년대 석유 파동을 경험한 이후 안정적인 에너지원 확보를 위해서는 상대적으로 발전 원가가



저렴하고 기술 집약적인 원자력 발전이 필요하다는 국민적 공감대가 형성되면서부터 시작된 우리나라의 원전 기술 자립 계획은 현재 우리 여건에 맞는 원전을 독자적으로 설계·제작할 수 있는 능력을 달성하였다.

그러나 복제 기술 능력을 확보한 우리의 원전 기술은 원천 기술 및 핵심 기술 등에 대한 기술 능력의 제고가 필요하며, 원자력 발전 사업의 경쟁력 우위 확보를 위해서는 원전 기술의 개선·개발을 통한 표준화·최적화로 경제성을 향상시켜야 할 필요성이 대두되었다.

또한 WTO 체제 이후 선진국의 시장 개방 확대 요구 등에 능동적으로 대처하면서 원전의 해외 시장 진출을 위한 경쟁력 있고 차별화된 독자 기술을 확보하는 것이 우리 원자력계에 또 다른 과제로 대두되고 있다. 이를 위해 압력 용기 설계와 원전 차폐 설계의 핵심인 방사선 및 임계 안전 해석 분야의 최신 기술을 확보할 필요성이 대두되었다.

원자로 압력 용기에서 에너지가 1 MeV 이상인 속중성자 누적량의 평가는 방사선 수송 계산과 측정값을 이용한 매우 복잡한 계산 과정을 거쳐 최종 결과에 많은 불확실도가 포함된다.

이러한 불확실도로 인해 압력

용기에서의 속중성자 누적량은 보수적으로 평가하는 것이 일반적이며 이는 결과적으로 원자로의 설계 수명을 낮게 평가하는 요인으로 작용한다. 따라서 속중성자속 누적량 계산의 불확실도를 줄이고 신뢰성 있는 결과를 생산하는 것이 필요하다.

또한 미국 NRC에서는 압력 용기 중성자 해석의 정확성을 고려한 새로운 지침서로 1993년에 DG-1025를 제안하여 1998년에 DG-1053으로 개정된 후 2001년 3월에 정식으로 Reg. Guide 1.190 (Calculational and Dosimetry Methods for Determining Pressure Vessel Neutron Fluence)를 발간하였다.

이 지침서는 압력 용기에서의 최적 중성자속 평가를 위하여 압력 용기 시편에서 측정된 방사선량과 수송 계산에 의한 중성자 스펙트럼을 사용하도록 요구하고 있으며 또한 평가된 값에 대한 불확실도와 이의 근거를 제시하도록 요구하고 있다.

따라서 이러한 규제 강화에 대비하기 위한 기술 확보가 시급하며 여러 가지 요건을 고려할 때 LEPRICON 코드와 같이 개방된 전산 코드를 이용하여 자체적인 압력 용기 방사선 해석 절차를 확립하는 것이 기술 자립의 완성도

측면에서 필요하다.

그리고 방사선 방호와 임계 안전 해석과 관련한 독자적인 기술 체계를 확보하기 위해서는 기술 전수 계약에 의해 외국 회사로부터 도입한 전산 코드(현재는 이미 노후화되어 그대로 사용하기에 부적합한 부분이 많음)를 최근의 기술 개발 사항을 반영하고 있을 뿐 아니라 그 사용에 있어서도 제약 요소가 없는 공개적인 전산 코드로 대체하거나 독자적인 전산 코드를 개발하여야 한다.

기존 설계에서는 외국 회사에서 도입한 설계 방법 및 전산 코드 등을 그대로 사용하였으므로 인허가 기관이나 사업주의 추가적인 요구 사항 등을 반영하기 위한 설계 방법론의 개선·보완 등이 상당히 제한적이었다. 또한 일부 전산 코드는 기술 전수 요건에 의하여 해외 공동 업무 혹은 해외 수출 등에 제약 요건이 될 소지도 있다. 따라서 이러한 제한 요소들을 극복하기 위해서는 독자적이면서도 최신 기술을 반영한 설계 체계를 구축하는 것이 필요하다.

또한 기존 방사선원항 해석 및 관련 설계는 안전성이 중시되어 보수성을 강조하여 설계가 되었지만 추후 원전 설계에서는 안전성 이외에 경제성도 상당히 중요한 요소이므로 불필요하게 과도한 보수성을 배제하여 경제적이고 합리

적인 방사선 방호 및 차폐 설계를 하는 것이 필요하다.

또한 설계시의 과도한 보수성을 배제하고 실제 발전소 운전 특성을 반영한 적절한 보수성 한도에서 설계 및 운영을 하면 추가적인 설비 보강 혹은 운전 요건 변경이 없이 방사선 피폭 등에 관한 강화된 규제 요건을 만족할 수 있다. 따라서 합리적인 방사선원항의 평가는 원전 설계 및 건설의 경제성 향상과 아울러 강화된 규제 요건도 만족할 수 있다.

기술 개발 내용

방사선 및 임계 안전 해석 최적화 기술 개발은 원자로 압력 용기 중성자 집적량 평가, 임계 안전 해석, 그리고 방사선원항 해석의 세 분야로 나누어 수행되었으며 각 업무에 대한 세부적인 수행 내용은 다음과 같다.

○ LEPRICON 코드 체계를 이용한 원자로 압력 용기 속중성자 누적량 평가 절차를 정립하였으며, 검증 계산을 통한 정립된 방법의 타당성 입증 및 계산 불확실도 감소, 관련 자료 생산을 통한 해석 기본 자료의 구축 등을 달성하였다. 설정된 방법론은 원전 설계 및 운전중인 원전의 수명 예측을 위한 속중성자 누적량 평가 등에 효과적으로 적용이 가능한 것으로

평가된다.

○ 연소도 고려 임계 안전 해석에 적용하기 위한 연소 계산을 포함한 임계 안전 해석 방법에 적용할 전산 코드를 설정하여 해석 절차를 정립하였으며, 검증 계산을 통해 정립된 해석 절차의 타당성 입증 및 계산 불확실도 등을 포함한 기본적인 해석 자료를 구축하였다. 정립된 임계 안전 해석 방법은 원전 설계 및 운전중인 원전의 사용후 핵연료 저장 시설 용량 확장, 핵연료 수송 용기 혹은 건식 저장 용기 설계 등에 적용이 가능하다.

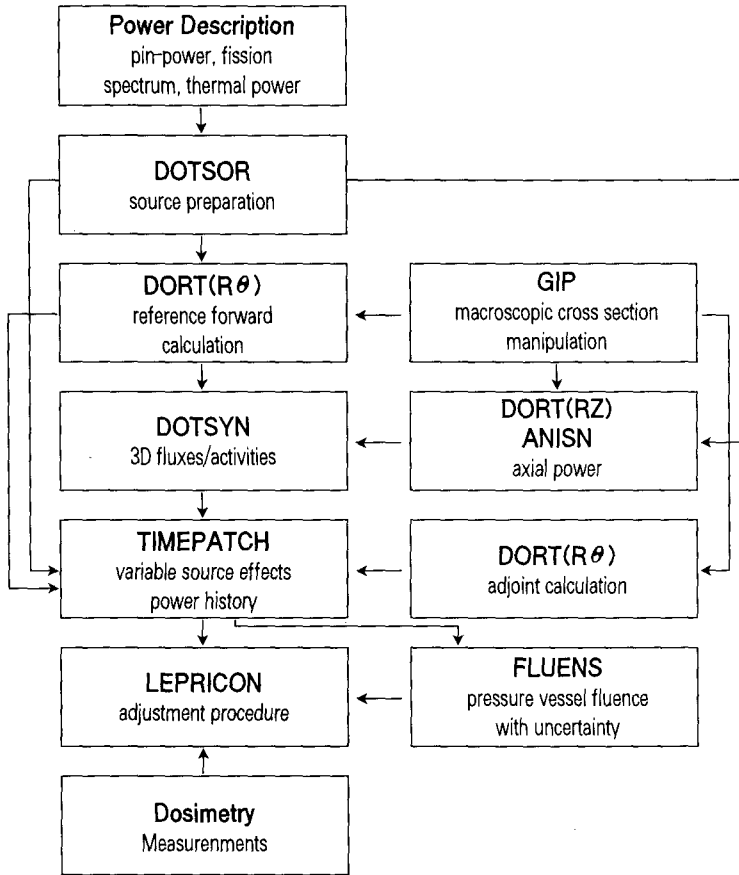
○ 방사선원항 해석 업무로 원자로 냉각재 내 핵분열 생성물 비방사능 계산 프로그램을 자체적으로 개발하여 그 타당성의 검증, 모의 시험 계산 등을 수행하였다. 이와 함께 국내 운전중인 원전의 운전 자료를 분석하여 기존 사용중인 냉각수 내 크리드 비방사능 농도 계산의 보수성을 완화하면서도 여전히 적절한 여유도를 가진 새로운 크리드 비방사능 계산 결과를 제시하였으며, 이 결과를 측정 자료와 비교 검토하여 그 타당성을 입증하였다. 또한 노심 내 핵분열 생성물 재고량 계산시 여러 경우에 대한 민감도 분석과 운전 조건 등을 종합적으로 고려하여 과도한 보수성이 배제된 계산 방법을 제시하였다.

1. 원자로 압력용기 중성자 집적량 평가 (〈그림 1〉, 〈그림 2〉, 〈그림 3〉, 〈표 1〉 참조)

원자로 압력 용기 중성자 집적량 평가 업무는 여러 항목으로 나뉘어 수행되었는데 먼저 원자로 압력 용기 전전성 평가에 사용할 도구로 미국 ORNL에서 개발된 LEPRICON 전산 코드 체계를 선정하였다. LEPRICON 전산 코드를 설치하고 시험 계산을 수행하였으며 계산값과 측정값을 결합하여 압력 용기에서의 최적 중성자 누적량을 예측하는 방법으로 사용된 최소 자승법을 이용한 중성자속 전개법의 이론적 배경 및 관련된 자료를 정리하였다.

압력 용기 중성자 누적량 해석에 수반되는 불확실도와 bias를 평가하였다. ENDF/B-VI를 바탕으로 한 BUGLE-96 핵단면적 사용에 따른 불확실도와 각분할법 계산 방법 자체의 불확실도를 평가하였으며 원자로 기하 구조, 구성 물질, 그리고 선원의 정의에 포함된 편차가 압력 용기 계산에 미치는 영향을 민감도 해석을 통하여 조사하였다.

새로운 불확실도 계산 방법으로 APR1400 원자로를 대상으로 압력 용기 누적량 계산에서 원자로 모델링, 구조물의 수밀도 및 노심의 중성자 선원에 기인한 불확실도를 계산하여 기존 결과와 비교



〈그림 1〉 원자로 압력 용기 중성자속 계산 절차

하였다.

또한 압력 용기 중성자 누적량 해석에 사용되는 DORT 전산 코드와 최신 핵단면적 자료인 BUGLE-96 라이브러리에 의한 bias를 계산하였다.

측정 자료와의 비교를 위해 측정 자료가 많고 시편들이 원자로 내에 고루 분포되어 계산 방법을 검증하기에 적절한 VENUS-1 실

험로의 시편들에 대해 계산된 중성자속과 감마선속을 측정값과 비교 분석함으로써 VENUS-1 원자로의 방사선속 계산값에 대한 bias 인자도 결정하였다.

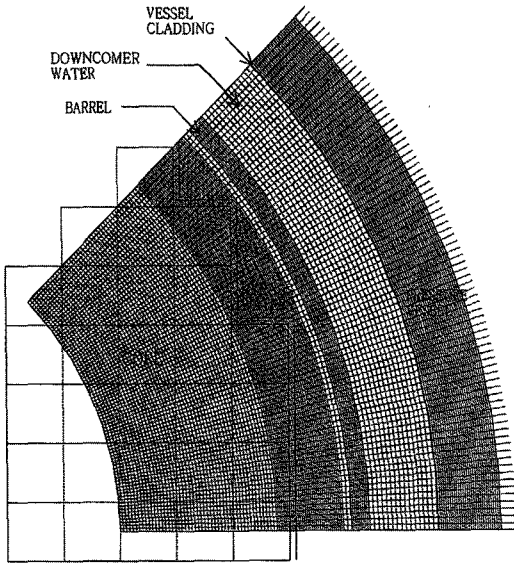
개발된 LEPRICON 체계를 이용하여 국내 여러 원전의 감시 시편을 해석하기에 앞서 LEPRICON 체계의 특성을 파악하기 위하여 수송계산 검증에 위한 벤치

마크 실험용으로 조성된 VENUS-1 원자로를 분석하였다. LEPRICON 체계의 각 모듈 계산을 통해 VENUS-1 원자로 water gap 영역의 23종 시편을 대상으로 발전로 downcomer 영역에 위치한 감시 시편 분석 방법을 적용하여 조절 계산을 수행하였다. 시편에서의 계산값과 측정값, 그리고 불확실도 인자들을 이용한 계산으로 조절된 미분인자들로부터 중성자속을 구했으며 조절 계산으로 인하여 불확실도가 감소하고 계산값과 측정값이 더 잘 일치함을 확인하였다.

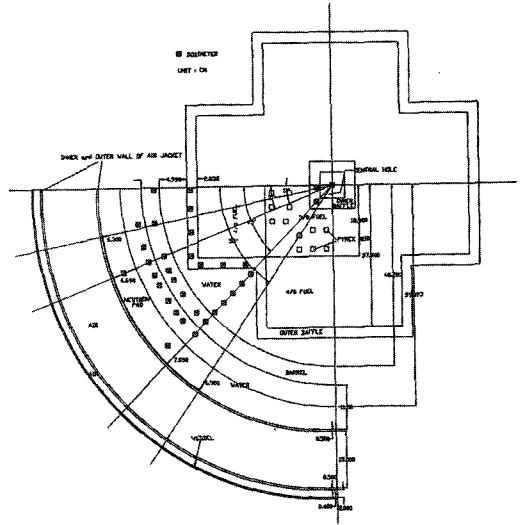
마지막으로 LEPRICON 전산 코드 체계를 이용한 국내 원전 감시 시편 해석을 고리 1~4호기, 영광 1·2호기 및 울진 1호기의 지금까지 인출된 시편에 대하여 수행하였다. 조절 계산을 통하여 감시 시편에서의 계산 및 측정 반응률이 10% 내로 일치하였고 불확실도도 대략 1/4로 감소하였다.

압력 용기 중성자 누적량의 불확실도는 조절 계산을 통하여 2~3% 정도 감소하여 모든 감시 시편에 대하여 약 13%의 불확실도를 제공하였으며 이는 Reg. Guide 1.190에서 제시하는 20% 불확실도를 만족한다.

결론적으로 LEPRICON 체계가 실험로 및 발전로의 감시 시편 해석에 적용될 수 있으며 타당한



〈그림 2〉 DORT 계산 모델



〈그림 3〉 VENUS-1 원자로의 형태

결과를 제공함을 입증하였다.

2. 임계 안전 해석

(〈그림 4〉, 〈그림 5〉 참조)

임계 안전 해석은 다음 네 항목으로 나누어 기술 개발이 수행되었으며, 기술 개발 성과를 요약하면 자체적인 임계 안전 해석 방법의 정립, 관련된 기본 자료의 생산, 정립된 방법의 적용을 통한 사용후 핵연료 저장 시설 용량 방안의 도출, 수송용기에의 시범 적용 등이다.

첫째, 임계도 해석 최적화를 위한 코드 설정 및 시험 계산을 수행하였는데, 먼저 임계 안전 해석에 적용할 전산 코드 체계를 설정 (SCALE4.4, MCNP4B)하였으

며, 설정된 코드의 설치 및 시험 계산을 수행하였다.

또한 기존 설계 자료와의 비교를 위한 모의 계산을 수행하였으며 이러한 결과를 토대로 임계 안전 해석 절차 정립을 위한 개발 방향을 설정하였다.

둘째, 임계도 해석을 위하여 설정된 SCALE 코드의 타당성 평가를 위해서 임계 안전 해석(CSAS 25 모듈) 및 연소 계산(SAS2H 모듈)에 대한 검증 계산을 수행하여 그 결과를 분석하였다.

검증 계산 결과 분석을 통하여 계산 방법의 bias, 불확실도 자료 등을 생산하였으며, 연소도 고려 임계 안전 해석을 위한 노심 연소 계산시 고려해야 할 요소들에 대

한 검토 및 민감도 분석이 수행되었다. 또한 임계 안전 해석에서 대체 코드 혹은 비교 계산 코드로 사용하기 위한 MCNP 전산 코드에 대한 임계 검증 계산도 추가로 수행되었다.

셋째, 연소도 고려 임계 안전 해석 방법 정립을 위해, 노심 내 연소 조건에 따른 임계 안전 해석 결과의 영향을 분석하기 위한 민감도 분석과 설계 적용을 위한 연소 계산 모델의 정립과 함께 임계 안전 해석 절차도 확립하였다.

마지막으로, 확립된 해석 방법의 타당성을 실제로 검증하고, 그 실용적인 적용을 위해 영광 3·4 호기 사용후 핵연료 저장 용량 확장 방안을 제시하였으며, 사용후



〈표 1〉 감시 시편의 계산 반응률과 측정 반응률의 비교

감시 시험	핵반응	고리 1호기				고리 2호기			
		측정값에 대한 비		표준 편차(%)		측정값에 대한 비		표준 편차(%)	
		조절 전	조절 후	조절 전	조절 후	조절 전	조절 후	조절 전	조절 후
1 차	$^{63}\text{Cu}(n,\alpha)^{60}\text{Co}$	0.90	0.89	20.40	5.12	0.96	0.94	21.31	5.31
	$^{54}\text{Fe}(n,p)^{54}\text{Mn}$	1.01	0.98	20.27	4.73	1.02	1.01	20.98	5.15
	$^{58}\text{Ni}(n,p)^{58}\text{Co}$	1.08	1.05	20.32	4.65	1.04	1.04	21.01	5.17
	$^{238}\text{U}(n,f)^{137}\text{Cs}(cd)$	1.28	1.22	20.63	4.97	0.53	0.52	21.14	6.20
	$^{237}\text{Np}(n,f)^{137}\text{Cs}(cd)$	1.05	1.00	23.09	5.40	0.53	0.52	23.44	7.49
	χ^2/I	1.06				0.95			
2 차	$^{63}\text{Cu}(n,\alpha)^{60}\text{Co}$	1.00	0.89	20.40	4.73	1.21	1.03	21.31	4.56
	$^{54}\text{Fe}(n,p)^{54}\text{Mn}$	1.08	0.95	20.27	4.32	1.14	1.02	20.98	4.46
	$^{58}\text{Ni}(n,p)^{58}\text{Co}$	1.09	0.96	20.32	4.25	1.13	1.03	21.01	4.45
	$^{238}\text{U}(n,f)^{137}\text{Cs}(cd)$	1.40	1.15	20.63	4.34	1.02	0.92	21.14	5.12
	$^{237}\text{Np}(n,f)^{137}\text{Cs}(cd)$	1.31	1.07	23.09	4.64	1.32	1.19	23.44	6.41
	χ^2/I	1.14				0.94			
3 차	$^{63}\text{Cu}(n,\alpha)^{60}\text{Co}$	1.03	0.94	20.40	4.78	0.98	0.95	21.31	5.26
	$^{54}\text{Fe}(n,p)^{54}\text{Mn}$	1.02	0.93	20.27	4.55	0.98	0.95	21.31	5.26
	$^{58}\text{Ni}(n,p)^{58}\text{Co}$	1.06	0.97	20.32	4.49	1.07	1.04	20.98	5.10
	$^{238}\text{U}(n,f)^{137}\text{Cs}(cd)$	1.30	1.12	20.63	4.84	1.00	0.99	21.01	5.16
	$^{237}\text{Np}(n,f)^{137}\text{Cs}(cd)$	2.42	2.07	23.09	6.03	1.00	0.99	21.01	5.16
	χ^2/I	1.07				0.96			
4 차	$^{63}\text{Cu}(n,\alpha)^{60}\text{Co}$	0.95	0.92	20.40	5.27	0.91	0.89	21.31	5.22
	$^{54}\text{Fe}(n,p)^{54}\text{Mn}$	0.95	0.92	20.40	5.27	1.10	1.05	20.98	4.69
	$^{58}\text{Ni}(n,p)^{58}\text{Co}$	1.08	1.04	20.27	5.21	1.13	1.09	21.01	4.64
	$^{238}\text{U}(n,f)^{137}\text{Cs}(cd)$	0.87	0.85	20.32	5.40	0.62	0.61	21.14	5.16
	$^{237}\text{Np}(n,f)^{137}\text{Cs}(cd)$	0.87	0.85	20.32	5.40	0.91	0.91	23.44	5.80
	χ^2/I	1.00				1.17			

핵연료 수송 용기 임계 안전 해석 등의 주제에 대한 모의 설계 계산도 수행하였다.

이상과 같이 임계 안전 해석 방법 정립을 위한 업무를 수행함으로써 연소도 계산을 포함한 임계 안전 해석 방법을 확립하였으며, 그 적용에 관련된 기본적인 참고 자료를 생산하여 각종 설계 혹은

인허가 지원 업무 등에 적용할 수 있도록 하였다.

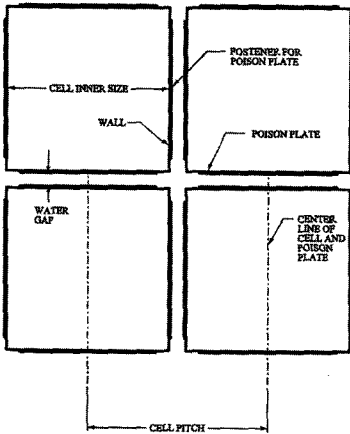
3. 방사선원향 해석

(〈그림 6〉, 〈그림 7〉 참조)

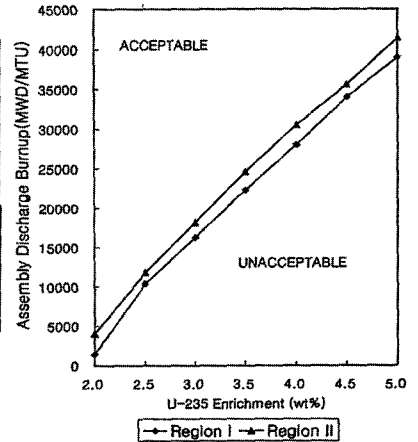
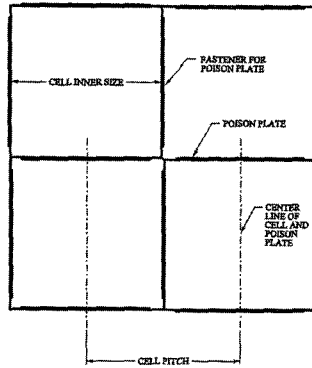
방사선원향 해석 업무에서는 원자로 냉각재 내 핵분열 생성물 비방사능 계산 프로그램 개발, 크리드 방사선원향 평가, 노심내 핵분

열생성물 재고량 계산, 원자로 계통 방사선량률 평가 등의 업무가 수행되어 자체적인 계산 프로그램의 개발, 과도한 보수성을 배제한 합리적인 방사선원향 평가 등을 이루었다.

첫째, 원자로 냉각재 내 핵분열 생성물 비방사능 계산 프로그램 개발에서는 외국 회사에서 도입한



〈그림 4〉 APR1400 핵연료 저장랙 개략도



〈그림 5〉 APR1400 사용후 핵연료 Loading Curve

DAMSAM 코드를 대체 하는 BORAME 전산 코드를 자체적으로 개발하였으며, 개발된 코드의 타당성에 대한 검증 및 모의 시험 계산, 기존의 DAMSAM 코드 결과와의 비교 분석 등을 수행하였다.

개발된 BORAME 전산 코드는 외국 회사의 DAMSAM 코드를 대체하여 사용하더라도 관련 설계에 미치는 영향은 그리 크지 않을 것으로 판단된다.

둘째, 기존 크러드 방사선원향 평가에 사용되었던 미국 내 운전 중인 원전 자료 대신 최근의 국내에서 운전 중인 원전의 크러드 자료를 취득하여 그 자료 특성을 분석하였으며, 이에 근거한 합리적인 크러드 방사선원향 계산 결과를 제시하였다.

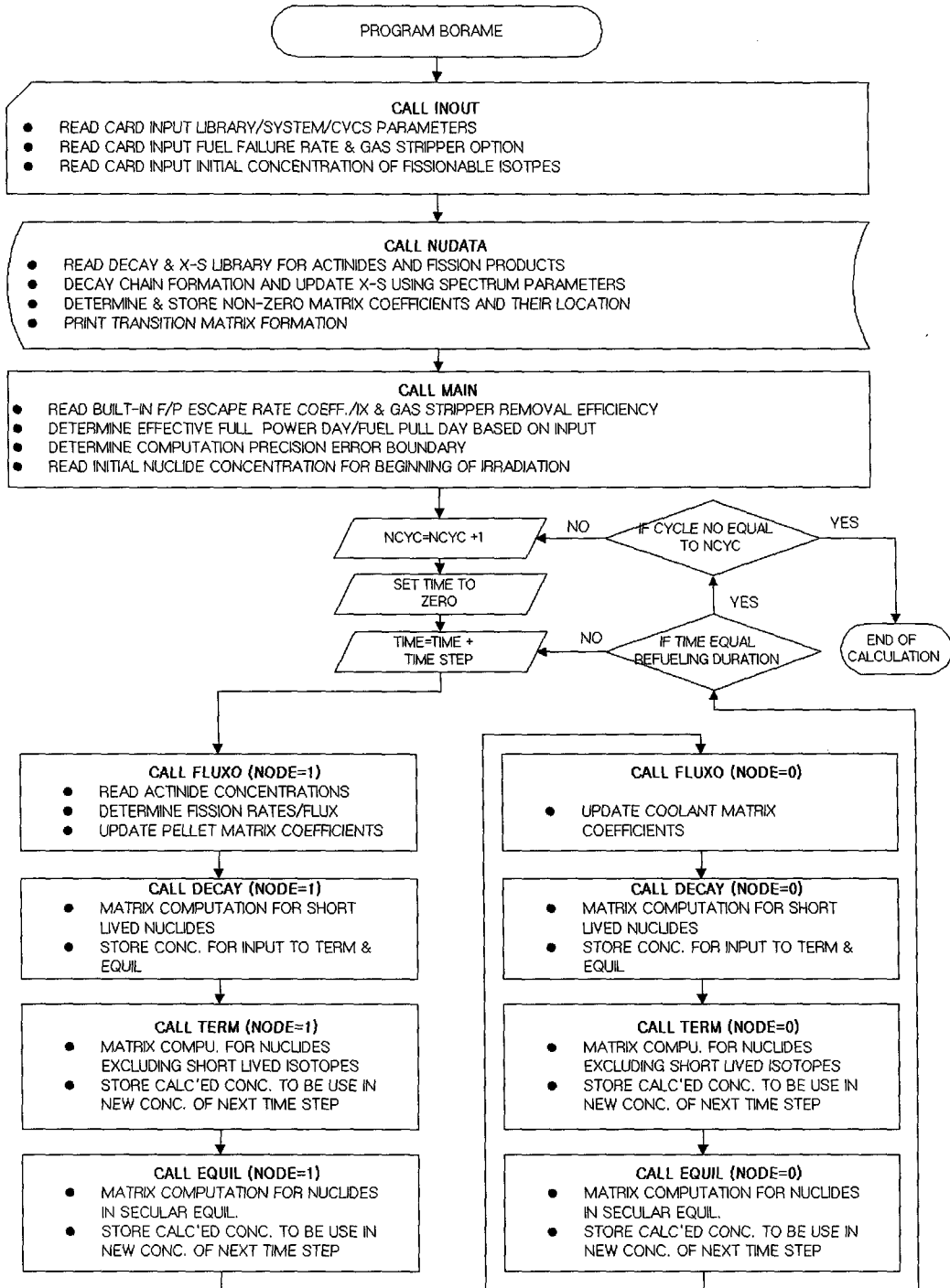
새로이 계산된 설계 기준 크러드 방사선원향과 측정된 자료를 비교, 검토한 결과 새로운 크러드 방사선원향은 운전 중인 크러드 자료와 비교해 상당한 설계 여유도를 가지면서도 기존 계산값보다는 낮은 크러드 방사선원향임을 확인하였다.

셋째, 노심 내 핵분열 생성물 재고량 계산의 최적화를 위하여 각종 운전 변수에 의한 노심 내 핵분열 생성물 재고량의 변화를 계산하고 분석하였다. 그리고 실제적인 노심 운전 조건을 고려한 합리적인 노심 운전 특성을 결정하기 위한 민감도 분석 계산을 수행하였다. 그 결과로 새로운 노심내 핵분열 생성물 재고량 계산 방법을 제시하였으며, 이 방법은 기존 설계 절차에 의한

과도한 보수성을 상당히 완화할 수 있음을 보였다.

마지막으로, 원자로 계통 주변의 방사선량률 평가를 위한 절차 및 관련 계산 방법 등을 정립하여 기술하였으며, 제시된 방사선량률 평가 절차에 의해 예측된 방사선량률이 타당한가를 확인하기 위해 측정 자료와의 비교 검토도 수행하였다.

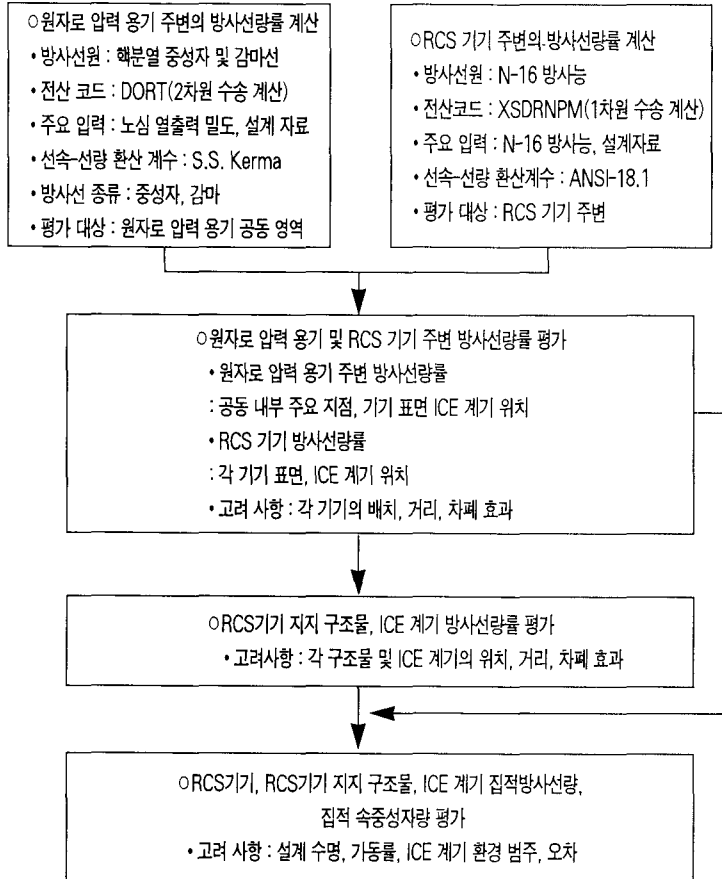
이상과 같은 방사선원향 해석 업무를 수행하여 원자로 냉각재 내 비방사능 계산용 프로그램인 BORAME 전산 코드를 개발하였으며, 방사선원향 해석에서의 과도한 보수성을 배제하는 방법을 제시하여 방사선 차폐 및 방사선 방호 설계의 최적화에 적용할 수 있도록 하였다.



연료봉 계산

냉각재 계산

(그림 6) BORAME 계산 절차 순서도



〈그림 7〉 방사선량을 평가 절차

개발 성과 및 의의

1. 기술 자립 측면

방사선 및 임계 안전 해석 분야에서 지금까지 의존하여 왔던 외국 회사의 설계 방법론에서 탈피하여 독자적인 기술과 방법을 정립하였다. 단순한 기술 도입으로 외국 기술에 대한 의존도가 높을 수밖에 없었던 과거에 비해 국제

2. 기술 수준 향상 측면

공공 기관에서 개발하여 공식적으로 배포하는 전산 코드를 이용하여 방법론을 정립하였기 때문에 외국 회사의 기술 도입이나 전수 계약에 따른 제약에서 벗어날 수 있으며, 세계적으로 진행되는 국

경쟁력이 있는 독자적인 기술을 확보하였다.

제 공동 연구, 관련 학회 및 워크숍 등에 참여하여 기술 자립의 완성도를 한 단계 더 높일 수 있게 되었다.

또한 과도한 보수성을 배제한 최적 평가 체계의 확립으로 새로운 발전소의 설계 업무뿐 아니라 운전중인 원전의 성능 향상이나 수명 연장 등의 업무에도 기여할 수 있게 되었다. 무엇보다 독자적인 기술 개발 능력과 문제 해결 능력을 보유하게 되었다.

3. 경제성 측면

외국 회사로부터 기술 도입을 하지 않는 경제적 이익 외에도 최적화된 설계 방법론을 통한 원전 설계 및 건설에서의 경제성을 향상할 수 있게 되었다.

즉 과거 도입된 전산 코드 체계는 계산 방법론 및 기본 자료가 노후화되어 계산 결과에 대한 신뢰도가 낮았으며 이로 인해 설계 결과에 과도한 보수성을 주었으므로 새로운 방법론에 의한 설계 최적화로 설계 및 운전의 유연성 확보가 가능하게 되었다. 또한 표준화되고 간편한 설계 절차의 정립으로 설계 관련 인력과 시간을 절약할 수 있게 되었다. 그리고 과도한 보수성을 배제한 방사선원향과 방사선량률을 제공함에 따라 원전 작업 종사자의 방사선 피폭량 감소도 기대된다.



수상 소감

우리 나라 장기 전원 계획에 따라 영광 3·4호기 건설이 시작된 1985년에 원자로 계통 설계 업무 중 방사선 및 임계 안전 해석을 전담한 방사선해석팀이 발족되었다. 초기에는 소수의 인력으로 외국 회사로부터 기술 전수를 받았으나 기술 전수와 설계 업무를 동시에 수행함으로써 짧은 기간에 이 분야의 기술 자립을 이루었던 것으로 기억된다.

15년 이상을 유지해 온 방사선 해석팀은 그 동안 참여자의 변화도 있었지만 꾸준한 분야의 업무를 계속할 수 있었던 것이 기술 개발을 이루는 데 가장 커다란 힘이 된 것 같다.

방사선해석팀은 또한 원자력 기술 자립을 목표로 부단한 노력을 기울이는 과정에서 기술 도입선의 전문가들과는 긴밀한 관계를 유지하여 왔다. 이들 전문가들의 오랜 경험을 통하여 우리가 부족했던 기술을 확보하는 데 많은 도움을 받은 점은 부인할 수 없는 사실이다.

그러나 어느덧 이들 전문가 대부분이 업무를 떠났기 때문에 더 이상 도움을 받을 수는 없으며 그동안 자립한 기술을 바탕으로 홀로 설 수밖에 없는 것이 현실이다.

이러한 상황에서 원전 기술 고도화 사업으로 방사선 및 임계

안전 해석 최적화 기술 개발을 수행할 수 있게 된 것은 방사선해석팀의 행운이라고 생각된다.

기술 자립의 목표를 달성한 국내 기술자에게 새로운 비전을 제시하여 세계적인 전문가가 될 수 있는 토대를 제공하고 그 토대 위에서 홀로 설 수 있도록 이끈 계기가 바로 원전 기술 고도화 사업이었다.

원전 기술 고도화 과제를 수행한 국내 전문가가 미국 NRC의 요청으로 burnup credit 관련 규제 기준 확정을 위한 전문가 협의회에 참석하고 또한 OECD/NEA 산하에서 핵임계 안전과 관련한 전반적인 사항에 대하여 협의하는 전문가들의 모임에 참여하였다.

이는 원전 기술 고도화 과제를 수행하면서 다수의 논문을 생산하고 특히 외국의 전문가를 초청하여 토의하는 과정에서 자연스럽게 국내 전문가의 기술력을 인증 받은 결과이다.

원전 기술 고도화의 첫 발을 내딛는 과제로서 출발한 「방사선 및 임계 안전 해석 최적화 기술 개발」 과제에 참여한 방사선해석팀원 모두는 투철한 사명감을 가지고 핵심 기술 개발을 통하여 국제 경쟁력 있는 독자적인 기술 능력 확보를 위해 최선을 다해 노력하였다고 감히 자부한다.

그리고 무엇보다도 당당하게 선

진국과 경쟁할 수 있다는 자신감이 생겼다. 이것은 방사선해석팀만의 노력에 의한 것이 아니라 원전 기술 고도화 계획을 주관한 한국수력원자력(주)의 지속적이고 빈틈없는 과제 운용과 지원에 힘입은 바가 크다.

한국수력원자력(주) R&D팀은 과제를 수행한 한국전력기술(주) 방사선해석팀에 항상 따듯한 격려를 아끼지 않았으며 과제 수행자들과 공동의 노력으로 보다 나은 결과를 얻기 위해 끊임없이 논의를 하였다. 이러한 노력 때문에 본 과제에 주어진 목표 이상의 결과를 달성하였다고 생각한다.

과제 달성의 성취감에 덧붙여 원자력기술상을 수상하게 된 것은 방사선해석팀 전체의 기쁨이었다. 많은 분들께 감사를 드린다.

원자력기술상을 수상한 방사선 해석팀원 모두는 그 동안 이룩한 성과를 바탕으로 지속적인 노력을 기울여 국가 기술력의 증대와 국내 원전 산업의 발전에 최선을 다할 것임을 다짐한다.

원자로 압력 용기 건전성 평가 기술 고도화로 원자력발전소 수명연장에 기여하고, 임계 안전 해석 기술 고도화로 사용후 핵연료 관리의 경제성을 향상시키며, 방사선원항 해석 최적화를 통해 원자력발전소의 안전성과 경제성 향상에 기여할 것이다. ☞