



CAAP 코드를 이용한 핵연료 피복재 손상평가

안희진, 이인형, 송명재

한국전력공사 전력연구원

대전광역시 유성구 문지동 103-16

요 약

PWR 원자력발전소의 정상 및 과도상태 운전중 동적모델과 확산모델을 이용하여 핵분열 생성물이 냉각재로 유출되는 현상을 모델링하고 국내외 핵연료 검사자료를 이용하여 개발된 전산프로그램을 실증하였다. 손상핵연료수 예측결과 기존에 개발되어 사용되고 있는 Westinghouse사의 CADE 코드와 ABB-CE사의 IODYNE 코드보다 더 정확하였으며, 손상영역 및 연소도 예측도 비교적 정확하였다.

1. 서론

원자력발전소 운전중 일차냉각재계통내 요오드 및 세슘 동위원소의 방사능농도는 핵연료 피복재결합, 즉 손상핵연료수, 손상정도, 손상연료 위치 및 연소도를 평가하는 데 이용되며, 운전중 핵연료 손상평가는 원자로 안전운전에 기여하고 핵연료재장전 계획수립시 활용될 수 있다. 핵연료 손상평가에 대한 연구는 미국, 프랑스, 캐나다등 원자력산업 선진국에서 선도하고 있으며, 현재 여러종류의 전산코드가 개발되어 사용중에 있고 우리나라는 Westinghouse사와 ABB-CE사에서 개발된 전산코드가 활용되고 있다. Westinghouse사의 CADE 코드는 원자로출력의 변화가 없는 평형상태시 핵분열생성물 유출현상을 핵연료 펠렛, 갭, 피복재의 세 영역모델을 이용하여 비선형회귀법으로 핵연료 손상개수를 평가한다 [1]. 반면 ABB-CE 사의 IODYNE 코드는 과도상태에서도 적용할 수 있고 두 영역모델을 이용하여 총방사능 기준법으로 핵분열 유출현상을 모사하고 있다 [2]. B.J. Lewis는 손상정도에 대한 이론 및 실험을 통한 연구로 손상크기를 정량적으로 표시하는 연구를 수행하였으며 그 결과는 캐나다 전문가시스템에 적용되었다 [6]. 개발된 모든 손상평가코드는 도스 운영체제를 채택하고 있으며 연소도는 Cs-134와 Cs-137 동위원소 방사능 농도비를 이용하여 평가한다. 따라서 기존의 손상평가코드는 윈도우 운영체제보다 사용자 편의성이 뒤지며 각각 서로 다른 장단점을 지니고 있다. 본 고에서는 기존 전산코드의 단점을 보완하여 개발한 일차냉각재 방사능 분석프로그램(CAAP : Coolant Activity Analysis Program)을 소개하고 국내외 방사능 및 핵연료 검사자료를 이용한 실증결과를 제시하였다.

2. CAAP(Coolant Activity Analysis Program)

CAAP는 냉각재 방사능농도, 발전소 출력, 유출수유량 등의 운전인자와 냉각재부피, 핵연료 길이 등 발전소 고유인자를 입력값으로 정상운전상태 및 과도상태에서 tramp 우라늄에 의한 영향을 보정하여 핵연료 손상을 평가한다.

2.1 손상핵연료의 개수

핵연료피복재가 심하게 손상된 경우 펠렛에서 확산메카니즘에 의해 유출된 핵분열생성물이 갭에서 시간지연 없이 곧바로 냉각재로 유출되는 동적모델을 이용하여 손상개수를 평가한다. Three region 모델 보존방정식에서 두 동위원소의 방사능비와 평형상태에 대한 관계식은 다음과 같다.

$$\frac{\lambda_j y_i (\lambda_j + \beta)}{\lambda_j y_j (\lambda_j + \beta)} \times \left(\frac{\lambda_i}{\lambda_j}\right)^n = \frac{\lambda_j y_i \nu_i \epsilon_i (\lambda_j + \nu_j) (\lambda_j + \epsilon_j) (\lambda_j + \beta)}{\lambda_j y_j \nu_j \epsilon_j (\lambda_i + \nu_i) (\lambda_i + \epsilon_i) (\lambda_i + \beta)} \quad (1)$$

여기서 λ_i : 펠렛내 핵종 i 의 붕괴상수, ν_i : 핵종 i 의 핵연료에서 갭으로의 유출율, y_i : 핵종 i 의 분열수율, ϵ_i : 핵종 i 의 갭에서 냉각재로의 유출율, β : 냉각재정화율이다. 위 식으로부터 유출율을 계산하기 위해 다음과 같이 세가지의 가정을 한다. (1) 핵연료 펠렛에서 갭으로의 유출률(ν_i)은 붕괴상수에 비해 무시할 만큼 작다. (2) 만약 핵연료 내부에서의 핵분열생성물의 유출 메커니즘이 확산현상에 지배된다면 유출율과 붕괴상수는 다음과 같은 관계를 갖는다.

$$\frac{\nu_i}{\nu_j} = \sqrt{\frac{\lambda_i}{\lambda_j}} \quad (2)$$

(3) 핵분열생성물의 갭에서 일차냉각재로의 유출률과 반감기의 상관관계는 다음과 같다.

$$\frac{\epsilon_i}{\epsilon_j} = \left(\frac{\lambda_i}{\lambda_j}\right)^{-m} \quad (3)$$

위 세가지 가정들을 기초로하면 다음과 같이 유출률을 $\log(R/B)$ 와 $\log(\lambda)$ 상관관계의 기울기 함수로 나타낼 수 있다 [3].

$$\epsilon_i = \frac{\lambda_j \left(\frac{\lambda_i}{\lambda_j}\right)^{-m} - \lambda_i \left(\frac{\lambda_i}{\lambda_j}\right)^{(n-m+1)}}{\left(\frac{\lambda_i}{\lambda_j}\right)^{(n-m+1)} - 1} \quad (4)$$

여기서 m 은 미지수로 보통 1을 사용하고 n 은 $\log(R/B)$ 와 $\log(\lambda)$ 와의 기울기로서

$$n = \frac{\log(R/B)_i^c - \log(R/B)_j^c}{\log \lambda_i - \log \lambda_j}$$

로 정의되며 R/B 는 핵종 i 가 생성되어 냉각재로 유출되는 비율로 평형상태의 보존방정식과 Booth의 상관식을 이용하여 다음과 같이 표시된다 [7].

$$(R/B)_i^c = \frac{X G \epsilon_i}{\lambda_i^{1.5} + \lambda_i^{0.5} \epsilon_i} \times H_i + C^T \quad (5)$$

식 (4)를 식 (5)에 대입하면 식 (5)는 다음과 같이 선형화된다.

$$(R/B)_i^c = L_i X + C^T \quad (6)$$

$$L_i = \frac{G \epsilon_i}{\lambda_i^{1.5} + \lambda_i^{0.5} \epsilon_i} \times H_i$$

G는 핵연료의 산화정도를 나타내는 실험 상수값으로 G와 ϵ 이 결정되면 손상핵연료수 X를 구할 수 있다. 반면에 핵연료 피복재 결함이 작은 경우 확산모델을 적용하며 핵분열기체의 방사능 농도를 이용한다. 손상핵연료의 크기가 j인 경우 핵연료로부터 냉각재로 유출되는 유출비는 간단한 비례식인

$$(R/B)_{ij}^c = f_{ij} (R/B)_i^f \quad (7)$$

로 표시되며 f_{ij} 는 감쇄율로 Booth의 상관식과 보존방정식으로부터 다음과 같이 계산된다 [8].

$$f_{ij} = \frac{A_d (d_e + 2 \eta_{ij} \xi_{ij})}{L_f (A_d + 2 A_g \chi_{ij} \xi_{ij}) \cosh \left(\frac{t_{eff}}{\eta_{ij}} \right)} \quad (8)$$

여기서 A_d 는 결함면적을 의미한다. 유출되는 핵분열생성물의 양이 다른 손상핵연료의 유출량과 무관하다고 가정하면 X개의 손상핵연료로부터 생성되어 유출되는 비율은 다음과 같다.

$$(R/B)_i^c = \sum_j X_j (R/B)_{ij}^c = (R/B)_i^f \sum_j X_j f_{ij} \quad (9)$$

식 (9)에 Tramp 우라늄의 양을 고려하여 다시 쓰면

$$(R/B)_i^c = (R/B)_i^f \sum_j X_j f_{ij} + C^T \quad (10)$$

총 손상핵연료의 수는 X_j 를 모두 더한 값 $X_T = \sum_j X_j$ 이다. 원자로 과도상태동안에는 spiking 현상이 발생하기 때문에 정상상태에 대한 모델에 적용하면 실제 손상핵연료의 개수보다 과대평가 될 것이다. 따라서 과도상태동안의 iodine spiking을 고려하기 위하여 EPRI의 연구결과식인 spiking factor를 측정 방사능 농도에 곱하여 과도상태동안 측정된 방사능 농도를 정상상태의 값으로 보정한다 [4]. Spiking Factor는

$$S = K \frac{\Delta P}{P_2} \quad (11)$$

로 정의되며 여기서, K = 실험상수, P_2 = 원자로 출력변화 전후의 값중 큰 값, ΔP = 원자로출력의 변화량이다.

2.2 손상핵연료의 손상정도

손상정도는 일반적으로 CRNL의 실험결과를 참조하여 결함크기가 1.1 mm^2 정도를 Small, $12 \sim 200 \text{ mm}^2$ 정도를 Medium, $300 \sim 900 \text{ mm}^2$ 정도를 Large, Intact는 손상핵연료가 존재하지 않아 냉각재방사능의 주원인이 Tramp 우라늄에 의한 것으로 나타내고 있다 [5, 6]. CAAP에서는 Iodine

에 대해 $\log(R/B)$ 와 $\log(\lambda)$ 상관관계식의 기울기를 이용하여 $-0.75 \sim -1.25$ 면 Medium, -0.75 이상이면 Large, -1.25 이하이면 Small로 분류했으며, 핵분열기체의 경우 기울기가 -0.75 이상이면 Large, -0.75 이하이면 Small 또는 Medium로 평가하도록 하였다. I-131과 Xe-133을 이용하는 Mixed 핵종의 경우 I-131/Xe-133의 비가 0.1 이하인 경우 Small, 0.1~0.9는 Medium, 0.9 이상이면 Large로 평가한다.

2.3 손상핵연료의 위치

손상핵연료의 영역은 Cs-134와 Cs-137의 비를 이용하여 손상연료의 연소도를 계산하면 해당연료의 장전위치를 알 수 있다. Cs 동위원소비와 연소도와 관계는 Oak Ridge National Laboratory (ORNL)에 의해 개발된 ORIGEN 2 코드를 이용하였다.

$$3.5\% \text{ 농축도인 경우 } \log BU = 2.83115 + 1.85734 \times \exp\left[-\frac{(\log CsR + 0.2501)}{1.3019}\right] \quad (11)$$

$$3.0\% \text{ 농축도인 경우 } \log BU = 1.17203 + 3.70366 \times \exp\left[-\frac{(\log CsR + 49388)}{3.01182}\right] \quad (12)$$

여기서, BU = 핵연료 연소도 (MWD/MTU), CsR = Cs-137/Cs-134 측정 방사능비이다. 농축도가 3.0%, 3.5% 이외일 경우는 두 값을 내삽 또는 외삽하여 연소도를 평가한다. 각 핵연료 영역에서의 농축도, Power Sharing Factor, 초기 연소도와 발전소 출력이력을 바탕으로 각 영역별 연소도를 계산하고 위에서 평가한 연소도 식의 역함수 관계를 이용하여 Cs-134/ Cs-137 비로 손상영역을 평가할 수 있다.

2.4 기타

Tramp 우라늄 및 핵연료 건전성지표로써 INPO의 FRI 값과 WANO의 운전지표(Performance Indicator) 값을 선택하여 계산할 수 있도록 하였다.

3. CAAP 전산코드의 적용결과

3.1 손상 핵연료수

동적모델을 이용하여 손상핵연료수를 국내외 원자력발전소 29개 주기에 대한 Iodine 방사능농도를 이용하여 손상핵연료수를 검증한 결과, 그림 1에 나타난 바와 같이 IODYNE 코드는 과소평가했고, CADE 코드는 과대평가하는 것으로 나타났다. 확산모델을 이용하여 손상핵연료수를 평가하기 위해 5개 주기에 대한 Iodine과 Noble Gas 방사능농도를 사용한 결과 그림 2에서와 같이 Noble Gas의 방사능농도를 이용하는 것이 Iodine 방사능농도를 이용하는 것보다 더 정확하였다. 과도상태모델은 4개 주기에 대한 발전소 출력과 Letdown 유량 등을 사용하여 손상핵연료수를 예측하였고 그 비교결과를 그림 3에 나타내었다. 손상핵연료수에 대한 예측결과의 정확도를 비교하기 위해 Mean Logarithmic Error Distance (MLED)를 사용하였다.

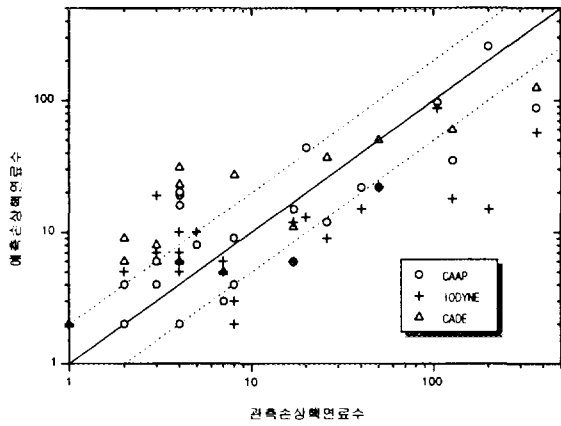


그림 1 동적모델을 이용한 손상핵연료수 평가결과 비교

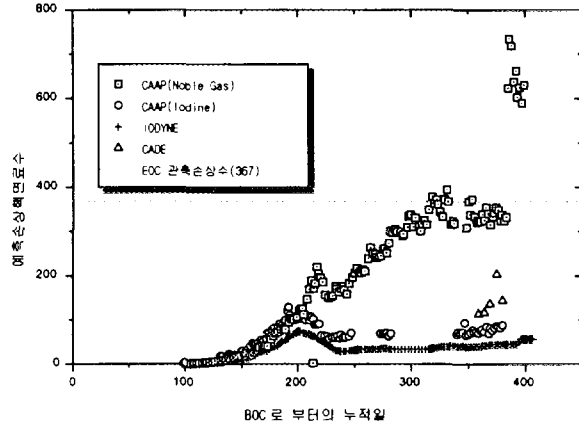


그림 2 확산 모델을 이용한 손상핵연료수 평가 결과 비교

$$MLED = \frac{1}{N_d} \sum_{k=1}^{N_d} |(LED)_k| \quad (15)$$

N_d 는 데이터의 총수, $(LED)_k$ 는 로그스케일 상의 오차정도로서 다음과 같이 정의된다.

$$(LED)_k = \log \frac{X_{pred}}{X_{obs}} \quad (16)$$

여기서, X_{pred} : 손상핵연료수의 예측값, X_{obs} : 초음파 검사결과 관측된 손상핵연료수이다. 그림 1의 결과에 대한 MLED는 그림 4에 나타난 것과 같이 CAAP는 0.28, IODYNE은 0.36, CADE는 0.34로 CAAP의 결과가 가장 정확하였다.

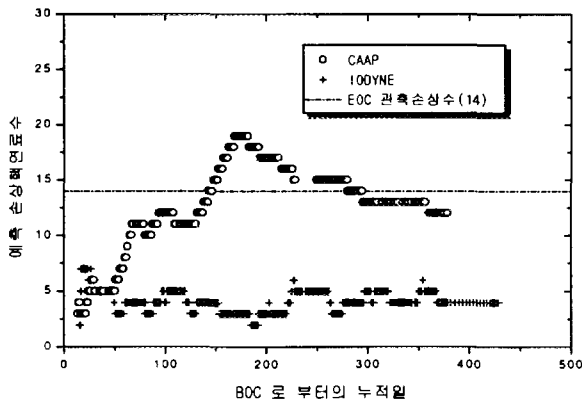


그림 3 과도상태모델을 이용한 손상핵연료수 평가 비교

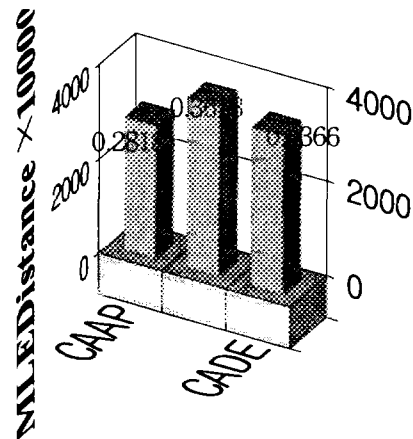


그림 4 손상핵연료 개수 평가에 대한 정확도 비교

표 1은 손상핵연료 위치 및 연소도 판정을 위해 CAAP 코드를 실행시키는데 필요한 데이터를 수록하고 있으며, 실행결과는 그림 5와 6에 서와 같이 그래프와 숫자로 표시된다. 초음파 검사결과 손상위치는 K영역(Region 10, Region 10G), 손상개수는 367개, 연소도는 31088.6 MWD/MTU로 그림에서 보여주는 바와 같이 비교적 정확한 결과를 보여주었다.

표 1 손상핵연료 위치 예측을 위한 데이터

영역	집합체수	U-235 농축도 (%)	Residence Cycle	배치 연소도		Power Sharing Factor
				BOC	EOC	
8A	8	3.40	3rd	27390	32430	0.40
8B	1	3.60	3rd	29530	43010	1.01
8A-S	4	3.40	3rd	25290	31440	0.48
9-S	4	3.50	2nd	9580	27280	1.18
10	20	3.50	2nd	15330	32020	1.13
10G	28	3.47	2nd	18060	30530	0.86
10-S	4	3.50	1st	0	16480	1.10
11	24	3.50	1st	0	14860	1.00
11G	28	3.47	1st	0	19020	1.26

4. 결론

CAAP 코드는 일반적인 모델을 채택하나 손상핵연료의 수와 손상핵연료의 위치를 평가하는 방법은 기존모델의 단점을 보완하였으며, 정상상태 및 과도상태에서도 손상연료수를 평가할 수 있도록 동적모델과 확산모델을 적용함으로써 결과의 정확도를 향상시켰다. 또한 Cs-137 및 Cs-134를 이용하여 손상위치를 평가하며 기존코드들의 장점을 모두 취하여 손상 핵연료의 연소도와 손상영역을 예측하도록 하였다. 국내외 냉각재 방사능 자료를 이용하여 CAAP 코드로 손상핵연료의 수를 예측한 결과 CADE나 IODYNE 보다 더 정확하였고 손상영역과 연소도 예측도 정확하였다.

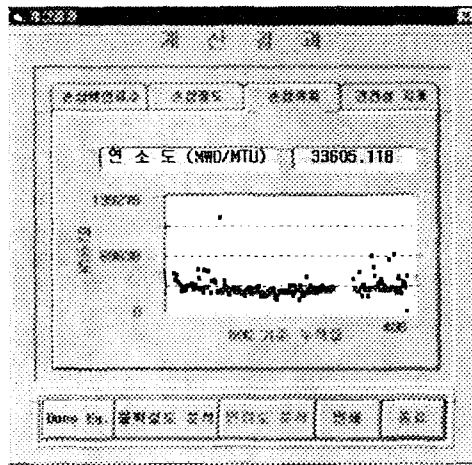


그림 5 손상핵연료의 연소도 예측

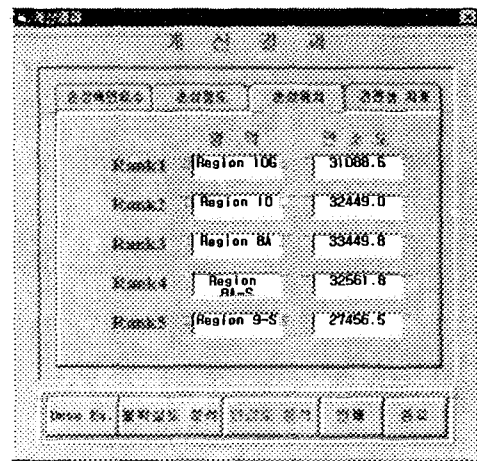


그림 6 손상핵연료의 영역 예측

또한 사용자 편의를 제고하기 위해 윈도우즈 운영체제를 채택하여 국내 기술로 개발되었으므로 발전소 운영자가 보다 쉽게 이용할 수 있다.

참고문헌

1. Burman, D.L. and Benzvi, M.S., "CADE-Coolant Activity Data Evaluation Personal Computer Program, User's Manual", Westinghouse(1988).
2. "PWR Fuel Follow from Coolant Activity Analysis, Training Manual", ABB Combustion Engineering Nuclear Power(1991).
3. Lee, S.K., "Development of an Improved Methodology for Estimation the Number of Tailed Fuel Rods in PWRs", M.S. Thesis, KAIST(1997).
4. Bishop, W.N., "Iodine Spiking", EPRI-NP-4595(1986)
5. Lewis, B.J., Duncan, D.B., and Phillips, C.R., "Release of Iodine from Defective Fuel Elements Following Reactor Shutdown," Nucl. Technol., 77, 303(1987).
6. B.J. Lewis, R.D. Macdonald and H.W. Bonin, "Release of Iodine and Noble Gas Fission Products from Defected Fuel Elements During Reactor Shutdown and Startup," Nucl. Technol., 92, 315(1990).
7. Lewis, B.J., Green, R.J., and Che, C.W.T. "A Prototype Expert System for the Monitoring of Defected Nuclear Fuel Elements in Canada Deuterium Uranium reactors", Nucl. Technol, 98, 307(1992)
8. Kim, Y.S., "An Evaluation Method of the Number of failed Fuel Rods based on the Dependency of the Fission Product Release on the Defect Size, "M.S. Thesis, KAIST, (1992)