

SCALE4.4 코드체계를 이용한 고리1호기 사용후연료 저장조 임계안전해석

Criticality Safety Analysis for Spent Fuel Storage Rack of Kori Unit 1 using the SCALE4.4 Code System

차균호, 홍서기* 1)구본승, 최유선, 박문규, 이창섭

한전 전력연구원
대전시 유성구 문지동 103-16

요 약

현재 고리1호기 사용후연료저장조의 인가된 최대 허용가능 연료 농축도는 3.8w/o이다. 이용률 향상을 위해 고리3,4호기와 같이 Axial Blanket이 적용된 연료를 가정하여 사용후연료저장조의 임계도를 평가하였다. 본 논문에서 사용된 평가방법은 SCALE4.4 코드체계와 ENDF/B-V에 근거한 44군 핵단면적을 이용한 방법이며, 해석방법의 타당성을 검증하기 위한 네 종류의 임계실험을 선정하여 코드체계의 검증 및 불확실도 분석을 수행하였다. 임계도 평가결과 Burnup Credit을 고려하지 않고도 5.0w/o 농축도의 연료집합체가 고리1호기의 사용후연료저장조에 저장 가능함을 확인하였다.

Abstract

The maximum permissible enrichment for the fuel assemblies of Kori unit 1 spent fuel storage facility is 3.8w/o. Adopting the fuel with axial blanket like Kori unit 3&4 to improve availability, the criticality safety analysis for the spent fuel storage facility was evaluated. The methodology used in this paper is the SCALE4.4 code system and the 44 group cross section library based on ENDF/B-V. To evaluate the validation of computational method, four kinds of experiments are selected. The bias and uncertainty analysis of the code system is performed for these experiments. The results of evaluation showed that the enrichment of 5.0w/o for fuel assembly is permissible to the spent fuel storage facility without considering burnup credit.

I. 서 론

가압경수형 원전의 노심에서 연소된 후 방출되는 핵연료는 사용후연료 저장시설에 저장되는데 이와 같이 원자로심 이외의 곳에서 핵물질이 취급될 경우에는 핵임계 안전을 반드시 고려하여야

* 현재주소 : 원자력연구소, 대전시 유성구 덕진동 150

한다. 사용후연료 저장시설은 (10년+1노심)분의 연료를 저장할 수 있도록 설계되는 것이 일반적이며, 여러 규제 요건들에 의하여 임계안전 요건을 만족하도록 규정되어 있다.[1,2,3,4] 이러한 임계안전은 연료집합체간에 충분한 간격을 유지(기하학적 방법)하거나, 중성자 흡수 독물질을 삽입(물리적인 방법)하여 반응도를 제어함으로써 달성할 수 있다. 과거에는 임계안전 해석시 저장되는 핵연료를 모두 신연료로 가정하는 매우 보수적인 방법으로 해석을 수행하였으나, 현재는 보론이 함유된 저장조 내의 임계해석시에는 Burnup Credit을 고려하여 설계하는 것이 허용되고 있다. 국내 경수형 원전은 고리1,2호기를 제외한 전 원전의 사용후연료저장조가 Burnup Credit를 적용하여 임계안전해석이 수행되었다. 즉 한국표준형원전(영광3,4,5,6호기 및 울진 3,4,5,6호기)의 경우는 설계단계부터 Burnup Credit을 적용하여 설치하였으며, 고리3,4호기, 영광1,2호기 및 울진1,2호기는 Reracking을 수행하면서 Burnup Credit을 적용하였다. 고리1,2호기 사용후연료저장조의 임계도는 연료농축도가 5.0w/o까지 저장 가능하도록 평가되었으나[5,6] 당시 인허가는 3.8w/o로 취득되었다. 원전의 이용률 향상을 위해 고리3,4호기와 같이 Axial Blanket이 적용된 연료를 고리1,2호기에 적용할 경우 농축도의 국부적인 상승이 예상되며, 이에 따라 연료저장시설(사용후연료저장조 및 신연료저장고)의 임계도는 재평가되어야 한다. 일반적으로 주어진 연료조건에서의 임계도는 신연료저장고 보다는 사용후연료저장조에 더 민감하므로 본 논문에서는 고리1호기의 사용후연료저장조에 대한 임계도 평가를 수행하였다. 앞서 언급된 규제요건에 따르면 사용후연료저장조는 사용후연료 대신에 연소되지 않은 신연료가 저장조에 무한히 배열되어 있고 순수한 물이 채워진 상태에서 불확실도를 포함하여 유효증배계수가 0.95를 초과하지 않도록 하고 있다. 이때 불확실도에는 사용한 핵단면적 라이브러리를 포함한 전산코드의 불확실도, 제작오차의 불확실도, 이상상태로 인한 불확실도, Monte Carlo 방법을 사용하는 경우에는 방법론상의 통계적 불확실도 등을 고려해야 한다.

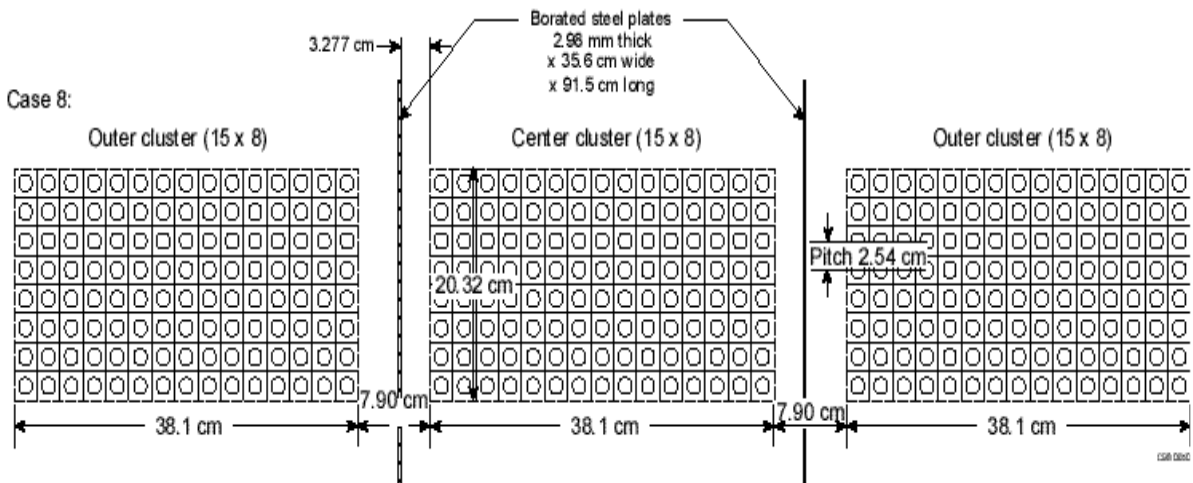
임계도를 평가하기 위해서는 먼저 임계도 해석 최적화를 위한 코드선정 및 검증계산이 필요하다. 이를 위해 사용한 전산코드는 미국 Oak Ridge National Laboratory (ORNL)에서 개발한 SCALE4.4[7] 코드체계와 KENO3D[8] 전산코드를 이용하였다. SCALE4.4 및 KENO3D 코드는 공개된 코드로써 미국 ORNL 내의 Radiation Safety Information Computational Center (RSICC)나 Nuclear Energy Agency (NEA)를 통하여 구할 수 있으며, 또한 SCALE4.4 코드는 전 세계적으로 임계안전해석에 가장 널리 적용되고 있는 코드 중의 하나이다. 따라서 이 코드를 사용하여 임계안전해석을 하는 경우에는 적용되는 해석방법의 타당성을 추가로 입증할 필요가 없게 되며, 전산코드의 개선 및 자료의 수정이 있을 경우 이에 대한 추가적인 지원을 쉽게 받을 수 있는 장점이 있다. SCALE4.4 전산코드 체계는 임계안전해석, 방사선원항 계산 및 연소계산, 차폐계산 등을 수행할 수 있는 여러 종류의 모듈로 구성되어 있다. 이러한 여러 계산 모듈 중에서 CSAS (Criticality Safety Analysis Sequence) 모듈을 이용하여 임계안전해석을 수행하였으며 사용된 중성자 단면적 라이브러리는 ENDF/B-V에 근거한 44그룹 핵단면적 자료(44GROUPNDF5)이다. CSAS 모듈중 임계해석에 주로 사용되는 모듈은 CSAS25 모듈이며, 이 모듈은 BONAMI, NITAWL-II, KENO-V.a로 구성된다. BONAMI 코드는 Bondarenko Factors를 가지고 있는 AMPX Master Data Set을 이용하여 Bondarenko 방법으로 Resonance Self-Shielding 계산을 수행한다. NITAWL-II 코드는 Nordheim Integral Treatment 방법을 사용하여 Resonance Self-Shielding 계산을 수행한다. KENO-V.a 코드는 3차원 기하학적 구조의 문제에 대한 다군 수송방정식을 Monte Carlo 방법으로 Keff 값을 계산하는 프로그램이다. 44GROUPNDF5는 ENDF/B-V로부터 생성된 238그룹 핵단면적 자료를 44그룹으로 축약하여 신연료, 사용후연료 및 방사성 폐기물 등의 분석에 사용되도록 개발된 핵단면적 자료이다. KENO3D 코드는 KENO-V.a 및 KENO-VI 코드의 Geometry Model을 3차원으로 표시하여 주는 Visualization Tool로써 Geometry 입력이 타당한지를 검증하여 주고 Debugging을 용이하게 하여주는 코드이다.

이들 전산코드 및 핵단면적 자료의 불확실도를 평가하기 위해서 네 종류의 임계실험을 대상으로 SCALE4.4 코드와 44군 중성자 핵단면적을 이용하여 검증계산을 수행하였다. 그리고 고리1호기 사용후연료 저장조의 정상상태 임계도 계산 외에 이상상태를 고려한 불확실도를 평가하기 위하여 네 개의 연료 집합체가 저장랙 네 격자의 중심으로 집중된 상태, 크레인 조작상의 실수로 연료 집합체 하나가 다른 집합체들 위에 길게 놓이는 경우, Corner Angle 제작상의 오차, 연료 저장랙 격자의 제작오차 및 냉각계통의 오작동으로 물의 온도가 섭씨 60°C로 증가한 경우를 가정하여 임계도를 평가하였다.

II. 임계도 해석 최적화를 위한 검증 계산

검증계산의 대상으로 선정되는 임계실험은 실제 임계안전을 평가하려고 하는 대상의 특성을 잘 반영하여야 한다. 이 검증계산에 고려되는 임계안전해석 대상은 경수로용 핵연료 저장시설이다. 이에 따라 해석 방법의 타당성을 입증하기 위하여 UO₂ 핵연료봉이 집합체 형태를 구성하고 있으며 감속재로 물을 사용하는 임계실험을 검증 대상으로 설정하고, ICSBEP (International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project)가 OECD/NEA 문서로 발간한 International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments[9] 중에서 이러한 조건을 만족하는 임계실험을 선정하였다. 이 Handbook은 전 세계적으로 수행된 여러 종류의 임계실험에서 얻어진 핵임계 안전 검증 자료를 포함하고 있는데, 이 자료는 임계계산의 타당성을 입증하는데 사용될 목적으로 정리된 것이다. 선정된 임계실험들은 경수로 핵연료 저장시설의 특징을 잘 반영하고 있는 네 종류의 임계실험 자료에서 모두 118개의 개별 임계실험을 선정하였으며, 선정된 임계실험 제목과 각각의 내용은 다음과 같다.

가. LEU-COMP-THERM-009, “Water-Moderated Rectangular Clusters of U(4.31)O₂ Fuel Rods (2.54cm Pitch) Separated by Steel, Boral, Copper, Cadmium, Aluminium, or Zircaloy-4 Plates” : 3 개의 직사각형 형태의 연료집합체가 반사체인 물로 둘러싸인 형태이고 집합체사이에 두 개의 흡수체가 삽입되어 있다. 이 흡수체의 재질은 Stainless Steel, Boral, Copper, Cadmium, Aluminum, Zircaloy 이다. 그리고 흡수체의 재질 및 가운데 집합체의 바깥쪽으로부터 흡수체까지의 거리를 변화시키면서 29개 경우에 대해서 임계실험이 이루어 졌다. 실제로 이들 집합체와 흡수체는 1.8×3.0×2.1m의 두께가 9.52mm인 Carbon Steel 탱크 안에 들어있다. 전반적인 실험배열 모양은 그림 1과 같으며 임계해석 자료는 표 1과 같다.



(그림 1) LEU-COMP-THERM-009 임계실험 배열

나. LEU-COMP-THERM-010 “Water-Moderated (U4.31)O₂ Fuel Rods Reflected by Two Lead, Uranium, or Steel Walls” : 물로 채워진 0.952cm 두께의 Carbon Steel 탱크 안에 알루미늄 피복재의 연료봉으로 3개의 집합체를 구성하여 실험이 수행되었다. 연료봉은 정방형 격자 구조형태로 배열되어 있으며, 연료봉간의 피치는 2.54cm 및 1.892cm이고 연료집합체의 크기는 13×8, 12×8, 12×16 등으로 실험에 따라 조금씩 다르며 이 집합체가 1×3으로 배열되어 있다. 배열된 연료집합체의 양방향에 Stainless Steel, Lead, Depleted Uranium 등의 반사체가 놓여 있다. 전반적인 실험배열 및 임계해석 자료는 표 2와 같다.

다. LEU-COMP-THERM-016 “Water-Moderated Rectangular Clusters of U(2.35)O₂ Fuel Rods (2.032cm Pitch) Separated by Steel, Boral, Copper, Cadmium, Aluminium, or Zircaloy-4 Plates” : 이 문제는 LEU-COMP-THERM-009 문제와 유사하게 3개의 집합체가 물로 채워진 Carbon Steel 탱크 안에 있고 두 개의 흡수관이 집합체 사이에 있는 형태이다. 연료봉은 정방형 격자 구조형태로 배열되어 있으며, 연료봉 간의 피치는 2.032cm이다. 연료집합체의 크기는 20×16, 20×17, 22×16 등으로 실험에 따라 조금씩 다르며 이 집합체가 1×3으로 배열되어 있다. 배열된 연료집합체의 사이에 중성자 흡수관이 놓이는데 사용된 중성자 흡수체의 재질은 Stainless Steel, 붕소함유 Stainless Steel, Boral, Copper, Cadmium, Aluminium, Zircaloy-4 등이다. 전반적인 실험 자료 및 임계해석 자료 표 3, 4, 5, 6, 7, 8과 같다.

라. LEU-COMP-THERM-017 “Water-Moderated (U2.35)O₂ Fuel Rods Reflected by Two Lead, Uranium, or Steel Walls” : 이 문제는 LEU-COMP-THERM-010과 유사하며 물로 채워진 0.952cm 두께의 Carbon Steel 탱크 안에 알루미늄 피복재의 연료봉으로 3개의 집합체를 구성하여 실험이 수행되었다. 연료봉은 정방형 격자 구조형태로 배열되어 있으며, 연료봉간의 피치는 2.032cm 및 1.684cm이고 연료집합체의 크기는 19×16, 25×18, 20×18 등으로 실험에 따라 조금씩 다르며 이 집합체가 1×3으로 배열되어 있다. 배열된 연료집합체의 양방향에 Stainless Steel, Lead, Depleted Uranium 등의 반사체가 놓여 있다. 전반적인 실험배열 및 임계해석 자료는 표 9와 같다.

(표 1) LEU-COMP-THERM-009 임계실험 해석 결과

Case No.	Type of Plate	Plate Thickness (cm)	Distance from Plate to Center Cluster (cm)	Separation of Clusters (cm)	Keff	Deviation
1	Steel(no B)	0.485	0.245	8.58	0.99199	0.00184
2	Steel(no B)	0.485	3.277	9.65	0.99761	0.00195
3	Steel(no B)	0.302	0.428	9.22	0.99464	0.00184
4	Steel(no B)	0.302	3.277	9.76	0.99647	0.00268
5	Steel, 1.1%B	0.298	0.432	6.10	0.99009	0.00199
6	Steel, 1.1%B	0.298	3.277	8.08	0.99561	0.00195
7	Steel, 1.6%B	0.298	0.432	5.76	0.99827	0.00211
8	Steel, 1.6%B	0.298	3.277	7.90	0.99588	0.00177
9	Boral	0.713	3.277	6.72	0.99835	0.00199
10	Copper(no Cd)	0.646	0.084	8.15	0.99468	0.00173
11	Copper(no Cd)	0.646	3.277	9.42	1.00208	0.00200
12	Copper(no Cd)	0.337	-0.0575	8.48	0.99656	0.00189
13	Copper(no Cd)	0.337	4.241	9.64	0.99591	0.00238
14	Copper, 1%Cd	0.357	-0.0575	6.66	0.99569	0.00183
15	Copper, 1%Cd	0.357	4.241	8.35	0.99396	0.00242

(표 1) LEU-COMP-THERM-009 임계실험 해석 결과 (계속)

Case No.	Type of Plate	Plate Thickness (cm)	Distance from Plate to Center Cluster (cm)	Separation of Clusters (cm)	Keff	Deviation
16	Cadmium	0.0291	0.7009	5.93	0.99816	0.00193
17	Cadmium	0.0291	3.277	7.42	0.99779	0.00181
18	Cadmium	0.061	0.669	5.96	0.99378	0.00181
19	Cadmium	0.061	3.277	7.42	0.99439	0.00195
20	Cadmium	0.0901	0.64	5.87	0.99357	0.00187
21	Cadmium	0.0901	3.277	7.38	0.99718	0.00193
22	Cadmium	0.2006	0.529	5.68	0.99786	0.00215
23	Cadmium	0.2006	3.277	7.28	1.00015	0.00170
24	Aluminum	0.625	0.105	10.72	0.99778	0.00183
25	Aluminum	0.625	3.277	10.77	0.99593	0.00201
26	Zircaloy-4	0.652	0.078	10.92	0.99551	0.00201
27	Zircaloy-4	0.652	3.277	10.86	0.99904	0.00197

(표 2) LEU-COMP-THERM-010 임계실험 해석 결과

Case No.	Pitch (cm)	Cluster Array	Separation Between Clusters (cm)	Distance between Walls and Cluster (cm)	Wall material	Keff	Deviation
1	2.540	13x8	19.495	0.0	lead	1.00827	0.00199
2	2.540	13x8	19.655	0.660	lead	1.00733	0.00184
3	2.540	13x8	17.915	1.321	lead	1.00785	0.00158
4	2.540	13x8	9.175	5.405	lead	0.99309	0.00176
5	2.540	13x8	14.255	0.0	uranium	0.99778	0.00177
6	2.540	12x8	14.195	1.956	uranium	1.00161	0.00163
7	2.540	13x8	16.925	3.912	uranium	1.00159	0.00198
8	2.540	13x8	12.365	5.405	uranium	1.00120	0.00195
9	2.540	13x8	11.765	0.0	steel	1.00193	0.00194
10	2.540	13x8	13.125	0.660	steel	1.00429	0.00201
11	2.540	13x8	12.995	1.321	steel	1.00410	0.00178
12	2.540	13x8	11.315	2.616	steel	1.00222	0.00204
13	2.540	13x8	8.675	5.405	steel	0.99359	0.00181
14	1.892	12x16	14.393	0.0	steel	1.00102	0.00162
15	1.892	12x16	15.263	0.660	steel	1.00433	0.00227
16	1.892	12x16	15.393	1.321	steel	1.00591	0.00209
17	1.892	12x16	15.363	1.956	steel	0.99966	0.00210
18	1.892	12x16	14.973	2.616	steel	1.00046	0.00177
19	1.892	12x16	13.343	5.405	steel	0.99759	0.00219
20	1.892	12x16	17.263	0.0	lead	1.00319	0.00196
21	1.892	12x16	17.703	0.660	lead	1.00310	0.00164
22	1.892	12x16	16.953	1.956	lead	1.00243	0.00196
23	1.892	12x16	13.873	5.001	lead	1.00061	0.00183
24	1.892	12x16	14.853	0.0	uranium	0.99962	0.00154
25	1.892	12x16	16.233	0.660	uranium	1.00093	0.00176
26	1.892	12x16	17.793	1.321	uranium	0.99761	0.00162
27	1.892	12x16	18.763	1.956	uranium	1.00066	0.00159
28	1.892	12x16	18.893	2.616	uranium	1.00357	0.00178
29	1.892	12x16	18.303	3.276	uranium	1.00024	0.00208
30	1.892	12x16	15.923	5.405	uranium	0.99843	0.00185

(표 3) LEU-COMP-THERM-016 (with Steel Plates) 임계실험 해석 결과

Case No.	Cluster Array	Steel plates			Separation of Fuel Clusters (mm)	Keff	Deviation
		Boron Content (%)	Thickness (mm)	Distance to Center Fuel Cluster (mm)			
1	20x16	0	4.85	6.45	68.8	0.99404	0.00169
2	20x16	0	4.85	27.32	76.4	0.99658	0.00160
3	20x16	0	4.85	40.42	75.1	0.99605	0.00203
4	20x16	0	3.02	6.45	74.2	0.99148	0.00151
5	20x16	0	3.02	40.42	77.6	0.99345	0.00162
6	20x17	0	3.02	6.45	104.4	0.99582	0.00193
7	20x17	0	3.02	40.42	114.7	0.99405	0.00184
8	20x17	1.05	2.98	6.45	75.6	0.99335	0.00165
9	20x17	1.05	2.98	40.42	96.2	0.99436	0.00164
10	20x17	1.62	2.98	6.45	73.6	0.99441	0.00187
11	20x17	1.62	2.98	40.42	95.2	0.99549	0.00172

(표 4) LEU-COMP-THERM-016 (with Boral Plates) 임계실험 해석 결과

Case No.	Cluster Array	Boral Plates		Separation of Fuel Clusters (mm)	Keff	Deviation
		Thickness (mm)	Distance to Center Fuel Cluster (mm)			
12	20x17	7.13	6.45	63.3	0.99590	0.00154
13	20x17	7.13	44.42	90.3	0.99563	0.00179
14	20x16(center) 22x16(two outer)	7.13	6.45	50.5	0.99616	0.00159

(표 5) LEU-COMP-THERM-016 (with Copper Plates) 임계실험 해석 결과

Case No.	Cluster Array	Copper Plates			Separation of Fuel Clusters (mm)	Keff	Deviation
		Cd Content (%)	Thickness (mm)	Distance to Center Fuel Cluster (mm)			
15	20x16	0.0	6.46	6.45	66.2	0.99682	0.00163
16	20x16	0.0	6.46	27.32	77.2	0.99094	0.00171
17	20x16	0.0	6.46	44.42	75.1	0.99221	0.00171
18	20x15(center), 24x15(two outer)	0.0	3.37	6.45	68.8	0.99912	0.00172
19	20x15(center), 24x15(two outer)	0.0	3.37	40.42	70.0	1.00045	0.00172
20	20x15(center), 24x15(two outer)	0.989	3.57	6.45	51.5	0.99504	0.00178

(표 6) LEU-COMP-THERM-016 (with Cadmium Plates) 임계실험 해석 결과

Case No.	Cluster Array	Cadmium Plates		Separation of Fuel Clusters (mm)	Keff	Deviation
		Thickness (mm)	Distance to Center Fuel Cluster (mm)			
21	20x17	0.610	6.45	67.4	0.99714	0.00179
22	20x17	0.610	14.82	76.0	0.99453	0.00155
23	20x17	0.610	40.42	93.7	0.99408	0.00171
24	20x17	0.291	14.82	77.8	0.99685	0.00161
25	20x17	0.291	40.42	94.0	0.99303	0.00167
26	20x17	0.901	14.82	75.4	0.99359	0.00153
27	20x17	0.901	40.42	93.9	0.99300	0.00168

(표 7) LEU-COMP-THERM-016 (with Aluminum Plates) 임계실험 해석 결과

Case No.	Cluster Array	Aluminium Plates		Separation of Fuel Clusters (mm)	Keff	Deviation
		Thickness (mm)	Distance to Center Fuel Cluster (mm)			
28	20x16	6.25	6.45	86.7	0.99781	0.00204
29	20x16	6.25	40.42	87.8	0.99306	0.00163
30	20x16	6.25	44.42	88.3	0.99507	0.00163

(표 8) LEU-COMP-THERM-016 (with Zircaloy Plates) 임계실험 해석 결과

Case No.	Cluster Array	Zircaloy Plates		Separation of Fuel Clusters (mm)	Keff	Deviation
		Thickness (mm)	Distance to Center Fuel Cluster (mm)			
31	20x16	6.52	6.45	87.9	0.99386	0.00168
32	20x16	6.52	40.42	87.8	0.99545	0.00173

(표 9) LEU-COMP-THERM-017 임계실험 해석 결과

Case No.	Pitch (cm)	Cluster Array	Separation between Clusters (cm)	Distance between Reflecting Wall and Fuel (cm)	Reflecting Wall Material	Keff	Deviation
1	2.032	19x16	13.1	0.0	lead	1.00205	0.00149
2	2.032	19x16	12.98	0.66	lead	0.99878	0.00149
3	2.032	19x16	10.51	2.616	lead	0.99696	0.00181
4	2.032	19x16	11.09	0.0	uranium	0.99861	0.00170
5	2.032	19x16	13.19	1.321	uranium	1.00081	0.00176
6	2.032	19x16	13.37	1.956	uranium	0.99759	0.00151
7	2.032	19x16	12.96	2.616	uranium	0.99752	0.00167
8	2.032	19x16	9.95	5.405	uranium	0.99577	0.00161
9	2.032	19x16	7.82	10.676	uranium	0.99350	0.00146
10	2.032	19x16	9.888	0.0	steel	0.99590	0.00161
11	2.032	19x16	10.438	0.66	steel	0.99862	0.00156
12	2.032	19x16	10.438	1.321	steel	0.99620	0.00172
13	2.032	19x16	9.598	2.616	steel	0.99698	0.00151
14	2.032	19x16	8.748	3.912	steel	0.99700	0.00174
15	1.684	25x18(center), 20x18(outer)	8.566	0.0	steel	0.99810	0.00165
16	1.684	25x18(center), 20x18(outer)	9.166	0.66	steel	0.99762	0.00165
17	1.684	25x18(center), 20x18(outer)	9.096	1.321	steel	0.99619	0.00163
18	1.684	25x18(center), 20x18(outer)	9.246	1.684	steel	0.99466	0.00196
19	1.684	25x18(center), 20x18(outer)	8.866	2.344	steel	0.99789	0.00174
20	1.684	25x18(center), 20x18(outer)	8.646	3.005	steel	0.99729	0.00207
21	1.684	25x18(center), 20x18(outer)	8.126	3.912	steel	0.99290	0.00167
22	1.684	25x18(center), 20x18(outer)	7.256	6.726	steel	0.99201	0.00195
23	1.684	23x18(center), 20x18(outer)	9.646	0.0	lead	1.00014	0.00149
24	1.684	23x18(center), 20x18(outer)	9.696	0.66	lead	0.99869	0.00175

(표 9) LEU-COMP-THERM-017 임계실험 해석 결과 (계속)

Case No.	Pitch (cm)	Cluster Array	Separation between Clusters (cm)	Distance between Reflecting Wall and Fuel (cm)	Reflecting Wall Material	Keff	Deviation
25	1.684	23x18(center), 20x18(outer)	8.086	3.276	lead	0.99838	0.00182
26	1.684	23x18(center), 20x18(outer)	7.646	0.0	uranium	0.99396	0.00163
27	1.684	23x18(center), 20x18(outer)	9.086	1.321	uranium	0.99794	0.00172
28	1.684	23x18(center), 20x18(outer)	9.416	2.616	uranium	0.99639	0.00171
29	1.684	23x18(center), 20x18(outer)	8.776	3.912	uranium	0.99318	0.00149

모두 118개 경우의 UO_2 핵연료 임계실험에 대하여 검증계산이 수행되었으며 검증계산 결과는 표 1, 3, 10, 12에 주어져 있다. 임계해석 계산결과가 임계실험의 유효증배계수 값인 1.0에 매우 근접함을 볼 수 있는데 이는 임계해석 방법으로 선정된 SCALE4.4 전산코드 체계가 임계안전 해석에 아주 적합하다는 것을 의미한다. 임계실험에 대하여 수행된 검증계산의 유효증배계수는 0.99009~1.00827의 범위에 있으며 평균값은 0.997403이다. 검증계산에 대한 bias는 임계실험의 유효증배계수 1.0과 계산된 평균 유효증배계수의 차이이며 표준편차는 다음 식으로 구할 수 있다.

$$\sigma = \sqrt{\frac{1}{n-1} \sum_{i=1}^n (x_i - x_{avg})^2} \quad (1)$$

식 (1)에서 n은 자료의 수를 의미한다. 여기서 사용한 임계실험의 수는 118개이다. x_{avg} 는 계산된 유효증배계수의 평균이며, x_i 는 i 번째 계산의 계산된 유효증배계수 값이다. 임계실험에 대한 계산 결과는 다음과 같다.

(표 13) 임계실험 결과

평균유효증배계수	bias	σ
0.997403	0.002597	0.0036435

이 계산결과와 bias 및 통계적 불확실도는 임계안전 평가시 반드시 고려되어야 한다. 임계실험 검증계산은 자료의 개수가 충분히 크다고 할 수 있으므로 유효증배계수의 분포가 정규분포를 가진다고 볼 수 있다. 따라서 Monte Carlo 방법을 사용함에 따른 통계적 불확실도는 다음과 같이 나타낼 수 있다.

$$\Delta k_{MC} = 2\sigma = 0.007287 \quad (2)$$

즉 Monte Carlo 방법을 사용함에 따른 통계적 불확실도가 95% 신뢰구간에서 0.007287보다 크지 않을 확률이 0.95이다.

III. 고리1호기 사용후연료저장조 임계도 평가

고리1호기의 사용후연료저장조는 노심으로부터 인출한 연소된 연료를 저장하기 위한 것으로서 건설당시 매년 1회의 재장전 후 약 1년 동안 사용후연료를 저장할 목적으로 4/3 노심(162 연료 집합체) 분의 저장용량으로 건설되었으나, 미국의 핵정책 변경으로 적어도 10년 이상의 저장용량을 확보하지 않을 수 없게 되어 1978년 14/3 노심(562 연료집합체) 분의 용량으로 확장하였다.[10] 저장랙은 7×7, 7×6 및 6×6형의 세 가지 형태의 모듈로 이루어져 있으며 이들 개수는 각각 4개, 7개 및 2개이고, 격자의 네 측면에 Stainless Steel 304의 Corner Angle이 위치하고 있어 연료집합체를 지지하고 있다. 이 저장조는 연료집합체 중심간의 거리가 36.0cm로 되어 있고 방사선 차폐 및 냉각재로써 냉각수가 연료집합체 상부로 약 3m 정도 채워져 있다.

사용후연료저장조의 임계안전 평가기준은 저장조의 유효증배계수가 불확실도를 포함하여 95% 신뢰구간에서 0.95를 넘지 않을 확률이 95%가 되어야 한다. 이때 불확실도는 Monte Carlo 계산 방법상 발생한 통계적 불확실도, 검증계산 상의 불확실도, 제작오차 이상상태로 인한 불확실도 등을 모두 포함해야 한다.

가. 정상상태 계산 : 일반적으로 다음과 같이 보수적인 가정들을 사용한다.

- 1) 저장된 핵연료는 연소되지 않은 신연료이다.
- 2) 저장조 내의 물은 Boron을 고려하지 않은 순수한 물이다.
- 3) 저장조 내 냉각수의 온도는 섭씨 27℃ 이고, 압력은 1기압이다.
- 4) 한 개의 연료집합체와 Corner Angle이 x, y 방향으로 무한히 배열되어 있다고 가정하고 z 방향으로 아래위로 30.48cm 두께의 순수로 된 반사체가 존재한다.
- 5) 핵연료봉 및 Guide Tube를 제외하고 다른 구조물은 무시한다.
- 6) IFBA나 WABA와 같은 중성자 독물질은 없다고 가정한다.
- 7) 저장조의 구조재는 저장격자의 Corner Angle을 제외하고 모두 무시하고, Corner Angle은 z 방향으로 연료부분 까지 존재하는 것으로 한다.
- 8) 핵연료의 밀도는 농축도에 관계없이 이론밀도의 95% 인 10.412 g/cm³으로 하였다.

(표 14) 핵연료봉과 Guide Tube의 규격 (cm)

	Pellet Radius	Gap 외반경	피복재 외반경	연료봉 Pitch	길이
연료봉	0.4555	0.47455	0.536272	0.704	365.8 ^a
Guide tube	0.64135	없음	0.68453	0.704	386.84

^a 연료부분만의 길이임.

이러한 가정과 표 14의 자료를 이용한 결과 농축도 5w/o의 연료집합체에 대한 유효증배계수 (Keff)는 0.90588±0.00085로 계산되었으며, 이 때 사용된 중성자 세대는 500이고 세대당 중성자수는 2000개이다.

나. 이상상태 계산 : 미임계 상태가 확보됨을 보이기 위해서는 정상상태에 계산된 유효증배계수(k_{eff})에 여러 가지 가능한 이상상태를 고려하여 계산한 불확실도가 포함되어야 한다. 그러나 두 가지의 독립적인 사건이 동시에 일어나는 조건은 임계도 분석의 범위에 포함되지 않는다. 이 이중우발성의 원리는 가상사고나 사건의 효과를 계산할 때 실제적 조건이 임계도 계산에서 가정될 수 있다는 것을 의미한다. 이 이중우발성의 원리에 따라 이상상태에 따른 불확실도로 인한 임

계도 증가의 원인이 될 수 있는 다음의 6가지 이상상태를 고려하였다.

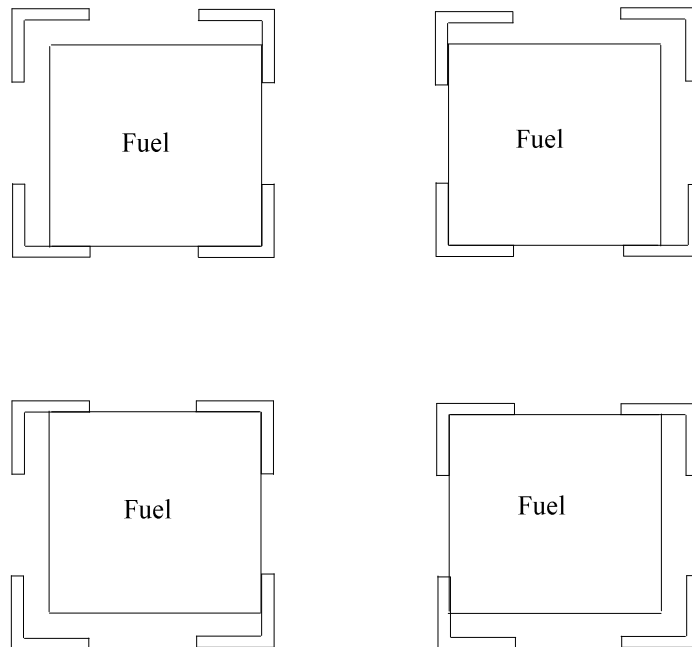
1) 네 개의 핵연료 집합체가 네 격자의 중심으로 집중된 상태의 임계도 계산 (Coring) : 사용 후 핵연료 저장조의 저장격자는 핵연료 집합체의 삽입이 용이하도록 clearance를 유지하고 있다. 네 개의 핵연료 집합체가 그림 (2)와 같이 편심 집중된 상태를 가정하여 임계도 계산을 하였으며 다른 변수는 정상상태와 같다.

2) 크레인 조작 실수로 핵연료 집합체 하나가 다른 집합체들 위에 길게 놓이는 경우의 임계도 계산 (Malposition) : 그림 (3)과 같이 15×5의 집합체(Corner Angle 포함)를 고려하여 이것의 중앙에 집합체 하나가 길게 놓이는 것으로 하였다. 이때 집합체 상부의 비핵연료 부분인 Top Nozzle 부분을 무시하고 바로 집합체가 얹혀있는 경우로 가정하였다. 이때 집합체의 밑부분은 정상상태의 경우와 같이 30.48cm의 물 반사체로 가정하였으나, 위 부분은 얹혀진 집합체 위로 50.141cm의 물 반사체를 가정하였으며, 다른 변수는 정상상태에서와 같다.

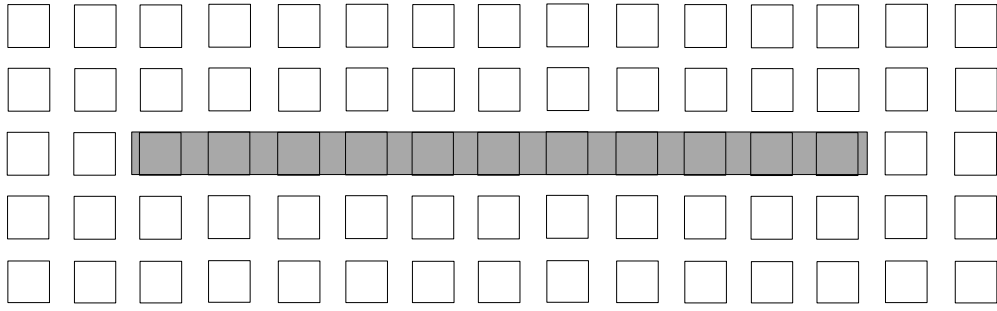
3) 저장격자인 SS-304 Corner Angle의 제작상의 오차에 따른 임계도 계산 (Coner Angle Thickness Tolerance) : 원래의 두께는 0.6cm 이나 제작오차로 인하여 0.5mm 감소된 경우로 가정하였으며, 다른 변수는 정상상태에서와 같다.

4) 연료 저장격자의 제작오차에 따른 임계도 계산 (Cell Pitch Tolerance) : 표준설계에서 저장격자를 형성하는 Corner Angle 간의 간격은 21.2cm이나 제작과정에서의 오차로 1.5mm가 감소한 경우로 가정하였으며, 다른 변수는 정상상태에서와 같다.

5) 저장조의 냉각 및 정화계통이 정상적으로 작동시의 최고온도인 48.9℃로 증가한 경우와 최적 감속조건이 되는 4℃로 감소한 경우의 임계도 계산 : 4℃의 임계도 계산 결과는 정상조건인 Keff 값보다 적게 나타나고, 온도 증가에 따라 Keff 값이 증가하므로 보수성을 주어 60℃로 가정하였으며, 다른 변수는 정상상태와 같다.



(그림 2) Coring을 위한 입력모형



(그림 3) Malposition을 위한 입력모형

유효증배계수에는 이상상태의 계산결과와 정상상태의 계산결과와의 차이($\Delta k = k' - k_{normal}$)가 보수적으로 반영되어야 한다. 표 14에서와 같이 각각의 이상상태가 서로 독립적이면 불확실도는 통계적으로 결합될 수 있으나 서로 상관관계가 있을 경우에는 가산되어야 한다. 표 14에서 저장격자인 Corner Angle 간의 간격이 21.2cm에서 제작과정에서의 오차로 1.5mm가 감소한 경우의 임계도 결과가 정상상태 보다 덜 보수적으로 계산되었기 때문에 유효증배계수(Keff) 계산에 고려하지 않았다.

(표 14) 고리1호기 사용후연료저장조에 대한 임계도 계산 결과 (5.0w/o)

Case		Keff
정상상태 (27℃)		0.90588 ± 0.00085
이상상태	집합체의 집중상태 (Coring)	0.90747 ± 0.00079
	집합체 낙하사고 (Malposition)	0.90717 ± 0.00083
	Corner Angle 두께 오차	0.90634 ± 0.00091
	저장격자의 간격 오차	0.90530 ± 0.00095
	냉각수 온도 증가 (60℃)	0.91335 ± 0.00083

앞서 언급했듯이 사용후연료저장조의 임계안전 평가기준은 정상 및 이상상태의 유효증배계수가 불확실도를 포함하여 95% 신뢰구간에서 0.95를 넘지 않을 확률이 95%가 되어야 한다. 이때 불확실도는 검증계산 상의 불확실도, Monte Carlo 계산 방법상 발생한 통계적 불확실도, 제작오차에 따른 불확실도 및 온도증가에 따른 불확실도 등을 모두 포함해야 한다. 이를 수식으로 표현하면 다음과 같다.

$$k_{eff} = k_{normal} + \Delta k_{bias} + \sqrt{\Delta k_{MC}^2 + \Delta k_{coring}^2 + \Delta k_{mal}^2 + \Delta k_{CA}^2 + \Delta k_{Temp}^2} \quad (3)$$

표 14의 결과와 식 (3)을 이용한 유효증배계수(Keff)는 0.91912이다. 따라서 규제지침에 따른 유효증배계수 값은 일방 상부 공차한계(One Sided Upper Tolerance Limit) 값을 의미하므로 정상상태의 편차에 1.6배(1.6σ) 한 값을 더해 준 0.92048이 최종 Keff 값이 된다. 즉 연료 농축도에 대한 Tolerance 5%를 제외한 4.95w/o의 농축도를 가진 연료집합체를 고리1호기 사용후연료저장조에 수용할 수 있음을 알 수 있다.

IV. 결 론

SCALE4.4 코드체계와 ENDF/B-V에 근거한 44군 핵단면적 라이브러리를 이용하여 고리1호기 사용후연료저장조의 임계안전해석을 수행하였으며, 이들 전산코드 및 핵단면적 자료의 불확실도를 평가하기 위해서 네 종류의 임계실험을 대상으로 검증계산을 수행하였다. 그리고 고리1호기 사용후연료 저장조의 정상상태 임계도 계산 외에 이상상태를 고려한 임계도 평가 결과 Burnup Credit를 고려하지 않고도 5.0w/o 농축도의 연료집합체가 사용후연료저장조에 저장 가능함을 확인하였다. 따라서 임계안전 측면에서 볼 때 Axial Blanket을 적용한 연료를 고리1호기에 사용할 수 있음을 본 논문을 통하여 확인할 수 있었다.

참고문헌

1. "Spent Fuel Storage Facility Design Basis," Reg Guide 1.13 (Proposed Rev.2), US Nuclear Regulatory Commission, 1981
2. "Design Requirements for Light Water Reactor Spent Fuel Storage Facilities at Nuclear Power Plants," ANSI/ANS-57.2, American Nuclear Society, 1983
3. 10 CFR Part 50 - Domestic Licensing of Production and Utilization Facilities, Section 50.68 Criticality Accident Requirements.
4. "경수로형 원자력 발전소 안전심사 지침서" 9.1.2, KINS-G-001, 개정 2, 1999. 10.
5. 조희봉 외, "원자력 2호기 핵연료저장시설의 최대수용가능 농축도 결정 연구," 한국전력공사 84N-S16, 1984.8
6. 윤익보 외, "원자력 1,5,6,7,8,9,10호기 핵연료저장시설의 최대수용가능 농축도 결정 연구," 한국전력공사 86N-S03, 1986.12
7. "SCALE4.4 (Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation for Workstation and Personal Computers)," C00545/MNYCP00, Oak Ridge National Laboratory, 1998
8. "KENO3D, A Visualization Tool for KENO V.a and KENO-VI Geometry Models, Ver. 2.0," Oak Ridge National Laboratory, October 2000
9. NEA/NSC/DOC(95)03, "International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments," NEA Nuclear Science Committee, September 2000 Edition
10. "고리원자력 발전소 1호기 기사용 연료 저장용량 확장용역 최종보고서", 한국원자력기술주식회사, 1978. 1