'2000 춘계학술발표회 논문집
한국원자력학회

Mockup 시험시설에 대한 핵임계 안전해석
Criticality Safety Analysis for Mockup Facility

배강목, 신희성, 신영준, 노성기, 김명현*
한국원자력연구소
경희대학교*

요 약

SCALE4.4의 CSAS6 모듈을 검증한 후, 이를 사용하여 mockup 시험시설의 핵임계 안전해석을 수행하였다. 31 가지의 UO_2 핵연료, 15 가지의 MOX 핵연료, 10 가지의 금속 핵물질의 핵임계 실험 자료를 기준으로 CSAS6 모듈의 검증계산을 수행하였다. 그 결과 CSAS6 모듈의 계산편차는 각각 0.00982, 0.00580 및 0.02347이었다. 여러 가지 핵물질이 혼재해 있는 mockup 시험시설의 핵임계 안전해석에 적용할 계산편차로는 보수적인 관점에서 그 계산편차가 가장 큰 0.02347을 채택하였다. 정상상태에서의 최대 핵임계도값은 0.28356으로 미임계한계치(k_{eff}=0.95)보다 매우 낮은 값을 나타냈다. 핵물질이 용기 밖으로 누출된 후 한 덩어리로 뭉쳐지고, 핵물질의 공극에 물이 채워진 가상사고시에도, 최대핵임계도값 또한 미임계한계치보다 낮은 0.94247로 나타났다

ABSTRACT

Criticality safety analysis for mockup facility has been carried out using the validated code system, SCALE4.4 CSAS6 module. Benchmark calculations for SCALE4.4 CSAS6 module have been performed for 31 UO_2 fuel, 15 MOX fuel and 10 metal material criticality experimental sets. Calculation biases for the above mentioned experimental sets are revealed to be 0.00982, 0.00580 and 0.02347, respectively. When CSAS6 is applied to the criticality safety analysis for the mockup facility in which several kinds of nuclear material components are included, the maximum calculation bias of 0.02347 has been taken from the conservative point of view. Criticality safety analyses for the mockup facility at normal and hypothetical accident-conditions have been carried out. The maximum k_{eff} at the normal condition seems to be 0.28356 well below than the subcritical limit, k_{eff}=0.95. For the hypothetical accident-condition that the nuclear material leaks out of container and spreads or lumps on the floor, and then water is filled in the empty space of nuclear material, it appears that the maximum k_{eff} value is 0.94247, being lower than the subcritical limit.

1. 서 론

사용후핵연료 차세대관리공정 개발의 일환으로 산화우라늄의 금속전환 mockup 시험시설을 건설하여 금속전환공정장치를 설치하였다. 정상가동 상태에서 mockup 시험시설에는 UO_2 산화우라늄, U_3O_8 산화우라늄 및 금속우라늄이 혼재하고, 각각의 핵물질 양이 공정시간에 따라 변하게 된다. 또한 가동 초기상태에서는 공정시간에 따라 핵물질량이 1 배취에서 4 배취까지 증가하게 된다. 따라서 mockup 시험시설의 핵임계 안전성을 보장하기 위해서는 핵물질의 상태와 양의 변화를 고려한 운전 동특성별 핵임계 안전해석이 필요하다.

본 연구에서는 SCALE4.4 CSAS6 모듈을 검증하고, 이를 사용하여 mockup 시험시설에 대한 핵임계 안전해석을 수행하였다. 정상상태에서는 가동 초기상태의 핵물질 상태 및 양 변화에 대한 핵임계도 분석에 주력하였다. 가상사고로는 핵물질 용기의 파손에 의해 핵물질이 누출되어 한 덩어리로 뭉쳐지고, 핵물질의 공극에 물이 채워지는 경우를 가정하고, 이에 대한 핵임계도 분석을 수행하였다.

2. 전산코드의 검증

가. SCALE4.4의 특성

Mockup 시험시설의 핵임계 안전성 평가에 SCALE4.4의 CSAS6[1] 모듈을 사용하였다. CSAS6 모듈은 다섯 가지의 계산코드를 포함하고 있으며 서로 연계하여 핵자료 생산과 핵임계도 계산을 수행한다. BONAMI[2]와 NITAWL-II[3]는 공명영역의 자기차폐 효과를 계산하는 코드인데, BONAMI에서는 본다렌코 방법을 사용하고 NITAWL-II는 노드하임 적분법을 사용하여 공명의 자기차폐계산을 수행한다. NITAWL-II에서는 AMPX master library를 읽어 핵임계 계산모듈에서 계산 가능한 working library를 생성한다. XSDRNPM[4]은 1차원 각분할 방법을 사용하여 각종 기하학적 구조에 대한 군축약 및 균질화 계산을 수행한다. KENO-VI[5]는 3차원 다군 몬테카를로 방법을 사용하여 핵임계도값을 계산한다.

CSAS6 모듈의 검증계산에는 44 군과 238 군의 중성자 라이브러리를 사용하였다. 44 군 중성자 라이브러리는 238 군 중성자 라이브러리를 군 축약하여 만든 것으로 ENDF/B-V 핵자료를 바탕으로 만들어졌고, 일부 핵종에 대하여는 ENDF/B-VI 핵자료를 이용하여 라이브러리를 작성하였다. Mockup 시험시설의 핵임계도 해석에는 44 군의 중성자 라이브러리를 사용하였다.

나. 검증계산 및 계산편차 결정

31 개 UO_2 핵연료, 15 MOX 핵연료 및 10개 금속핵물질의 핵임계 실험자료를 기준으로 CSAS6 모듈의 검증계산을 수행하여 그 결과를 Table 1에 제시하였다. 이 검증계산 결과를 바탕으로 95 % 확률 및 95 % 신뢰도를 갖는 각 핵물질별 계산 편차를 산출하여 Table 2에 제시하였다. 세가지 핵물질에 대한 계산편차는 각각 0.00982, 0.00580 및 0.02347로 나타났다. Mockup 시험시설에서는 여러가지 형태의 핵물질이 혼재하므로 보수적인 관점에서 0.02347을 mockup 시험시설에 적용할 계산편차로 취하였다.

3. Mockup 시험시설의 계산 모델 및 핵임계 안전성 평가방법

가. 계산모델 및 가정

Mockup 시험시설의 공정 장치들의 배치는 Fig. 1과 같다. 이 시험시설에서는 5 wt% 신핵연료를 다루는 것으로 가정하였고, 1 배취당 핵물질 양은 25.797kg으로 제한하여 총 4 배취를 사용하

는 것으로 설정하였다. Fig. 2에서는 시간에 따른 핵물질의 상태와 양변화를 보여 준다. 공정중의 핵물질은 UO_2, U_3O_8, U 금속의 세가지 형태로 존재한다. 외부 경계에는 물반사체 50 cm를 주고 무한배열로 가정한 보수적인 계산모델을 설정하였다.

계산모델은 크게 정상상태와 사고상태 두 가지로 구분하였다. 정상상태는 모든 공정장치 및 핵물질 용기가 Fig. 1에서 제시한 정상위치에 존재하고, 4 배취의 핵물질이 모두 공정과정중에 존재하는 경우이다. 사고상태는 핵물질이 용기에서 누출되어 판상형으로 쌓이는 경우와 구형을 이루는 경우로 가정하였다. U_3O_8 분말은 밀도가 2.9 g/cm^{3}로 낮기 때문에 공극률이 약 65 % 정도로 다른 핵물질에 비해서 높다. UO_2인 경우에는 잘게 짤린 핵연료봉 형태이기 때문에 이들이 모여졌을 때 빈공간의 비율은 50 % 이하일 것으로 추정되므로, 본 연구에서는 최대인 50 %를 가정하였다. 금속으로 전환된 우라늄은 금속분말로 간주하여 공극률을 31 %로 가정하였다. UO_2, U_3O_8 및 U 금속이 1:2:1로 혼합된 상태에 대한 평균 공극률은 60 %가 된다. 가상사고 상태의 계산에서는 시설 구조물들을 모두 물로 대체하여 최대 감속효과를 가정하고, 물의 밀도는 보수적인 관점에서 1 g/cm^{3}로 취하였다.

나. 핵임계 안전성 평가방법

핵임계도 계산값과 표준편차 및 전산코드의 계산편차를 고려하여 최대 핵임계도 값을 다음과 같은 식으로 계산한다.

$$k_{\max} = k_{cal} + 2\sigma + k_{bias}, \quad (1)$$

k_{cal}와 σ는 핵임계도 계산값과 표준편차이고, k_{bias}는 검증계산을 통하여 얻은 전산코드의 계산편차이다.

Mockup 시험시설의 핵임계 안전성 평가에서 보수적인 조건하에서의 계산 편의성을 위하여, mockup 시험시설의 계산모델로서 가상적인 핵물질계를 설정하였다. 이 핵물질계에는 mockup 시험시설내에 존재할 수 있는 핵물질의 최대량이 존재한다고 가정하였고, 핵물질계 밖으로 중성자의 누출이 없다는 모델을 설정하였다. 이와 같은 격리된 핵물질계에 대한 미임계한계치는 신핵연료의 저장시설에 적용되는 미임계한치, k_{eff}=0.95를 사용[6]할 수 있을 것으로 판단하였다. 즉, 식 (1)의 최대핵임계도값이 미임계한계치를 초과하지 않으면, 이 핵물질계는 미임계를 유지하는 것으로 판정하였다.

4. 핵임계 계산 및 결과분석

가. 정상상태

정상상태의 계산결과를 Fig. 3에 제시하였다. 정상상태에서는 가동 초기의 핵물질량 증가에 따른 핵임계도값의 증가는 미미한 것으로 나타났고, 핵물질의 상태 변화도 핵임계도에 큰 영향을 미치지 못하는 것으로 나타났다. 이는 핵물질 용기가 멀리 떨어져 있고, 핵물질 용기사이에는 공기나 아르곤이 채워 있기 때문에 핵물질 용기간의 중성자 상호작용이 일어나지 않기 때문인 것으로 해석된다. 최대 핵임계도값은 0.28356으로 미임계한계치인 0.95보다 충분히 낮게 나타났다. 시간대별로 계산한 핵임계도값은 최대 0.00524의 차이를 보였다.

나. 가상사고상태

20 %, 40 % 및 60 %의 공극률을 갖는 경우에 대해 판상형의 두께를 변화시키면서 핵임계도 계산을 수행하여 그 결과를 Fig. 4에 제시하였다. Fig. 4에서 볼 수 있듯이 최대 공극률인 60 %에서

핵임계도는 가장 큰 값을 보였으며, 공극률이 증가할수록 핵임계도가 증가함을 알 수 있다. 공극에는 수분이 가득 채워진 것으로 가정했기 때문에 공극률이 증가하면 중성자 감속효과의 증가에 의해서 핵임계도 값이 증가하는 것으로 해석할 수 있다. 판상형의 두께가 증가할수록 핵임계도값이 증가하고 판상형이 정육면체 형태에 근접한 300 mm 근방에서 최대값을 보였다. 최대 핵임계도값은 0.93960으로 나타났으며, 이는 미임계 한계치 0.95 보다 낮은 값이다. Fig. 3에 구형인 경우의 계산결과를 제시하였다. 구형인 경우에는 최대 핵임계도값이 판상형인 경우보다 약간 높은 0.94247로 나타났지만, 역시 미임계한계치보다도 낮은 값이다.

5. 결 론

SCALE4.4 시스템의 CSAS6 모듈을 검증하고, 이를 사용하여 사용후핵연료 차세대관리공정의 mockup 시험시설에 대한 핵임계 안전해석을 수행하였다. Mockup 시험시설의 정상가동 상태에 대한 핵임계도 분석에서는 반응시간에 따른 핵물질 상태와 양의 변화를 고려하였지만, 최대핵임계도값이 미임계한계치와 보다 매우 낮은 값으로 나타났다. 또한 가상사고상태를 매우 보수적으로 가정하였음에도 불구하고 역시 미임계한계계치를 넘지 않는 것을 확인하였다. 이로서 mockup 시험시설은 4 배취 이하의 핵물질을 사용할 경우에는 핵임계 안전성 측면에서 안전하다고 결론 내릴 수 있다.

본연구는 과학기술부의 원자력 연구개발사업의 일환으로 SF차세대관리공정개발과제에서 수행한 것임.

참고문헌

[1] U.S. Nuclear Regulatory Commission, SCALE: *A Modular code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation*, NUREG/CR-0200, Rev.6 (ORNL/NUREG/CSD-2/R6), Vols. 1, 2, and 3, Oak Ridge National Laboratory (1998).

[2] N. M. Greene, *BONAMI: Resonance Self-Shielding by The Bondarenko Method*, NUREG/CR-0200, Rev.6, Vol.2, Section F1, ORNL/NUREG/CSD-2/V2/R6 (1998).

[3] N. M. Greene, L. M. Petrie and R. M. Westfall, *NITAWL-II: SCALE System Module for Performing Resonance Shielding and Working Library Production*, NUREG/CR-0200, Rev.6, Vol.2, Section F2, ORNL/NUREG/CSD-2/V2/R6 (1998).

[4] N. M. Greene and L. M. Petrie, *XSDRNPM: A One-Dimensional Discrete-Ordinates Code for Transport Analysis*, NUREG/CR-0200, Rev.6, Vol.2, Section F3, ORNL/NUREG/CSD-2/V2/R6 (1998).

[5] D. F. Hollenbach, L. M. Petrie and N. F. Landers, *KENO-VI: A General Quadratic Version of the KENO Program*, NUREG/CR-0200, Rev.6, Vol.2, Section F17, ORNL/NUREG/CSD-2/V2/R6 (1998).

[6] U.S. NRC, "Standard Review Plan," NUREG-0800 (1981).

Table 1. Benchmark Calculation Results of SCALE4.4 CSAS6 Module

No.	Material Form	Case Name	Experiment	Calculation [44 Group]		Calculation [238 Group]	
			$k_{eff} \pm \sigma$	k_{eff}	σ	k_{eff}	σ
1	UO_2	BNW1810B	1.0000 ±0.0000	0.99630	0.00148	0.99876	0.00162
2	"	BNW1810C	"	0.99894	0.00147	0.99619	0.00159
3	"	BNW1810A	"	0.99843	0.00146	0.99421	0.00165
4	"	BAW1231A	"	0.99468	0.00140	0.99258	0.00134
5	"	BAW1231B	"	0.99850	0.00112	0.99300	0.00113
6	"	P2615X14	"	0.99594	0.00172	0.99785	0.00169
7	"	P2615X23	"	0.99501	0.00151	0.99873	0.00175
8	"	P2615X31	"	1.00095	0.00171	0.99798	0.00177
9	"	P2827L2B	"	1.00887	0.00092	1.00666	0.00095
10	"	P2827U2B	"	0.99932	0.00175	0.99460	0.00192
11	"	P3314A	"	1.00158	0.00174	0.99832	0.00189
12	"	P3314B	"	1.00846	0.00158	1.00674	0.00121
13	"	P3602B4	"	1.00030	0.00177	1.00041	0.00185
14	"	P3602C4	"	0.99609	0.00133	0.99069	0.00161
15	"	P3602NON	"	1.00157	0.00176	0.99857	0.00181
16	"	P3602S4	"	1.00296	0.00179	0.99963	0.00200
17	"	P3926L4A	"	1.00387	0.00195	1.00068	0.00189
18	"	P3926NOB	"	0.99971	0.00185	0.99373	0.00179
19	"	FT214R	"	0.99794	0.00164	0.99792	0.00166
20	"	FT214V3	"	0.99937	0.00122	0.99588	0.00134
21	"	P4267A	"	0.99595	0.00131	0.99534	0.00121
22	"	P4267B	"	1.00326	0.00166	1.00350	0.00162
23	"	P4267C	"	0.99975	0.00140	0.99621	0.00126
24	"	P4267D	"	0.99751	0.00163	0.99090	0.00157
25	"	ANS33BB2	"	1.00723	0.00117	1.00585	0.00140
26	"	ANS33BH2	"	1.01361	0.00153	1.00834	0.00143
27	"	ANS33BP2	"	0.99788	0.00129	0.99684	0.00152
28	"	ANS33H2	"	0.99828	0.00127	0.99443	0.00153
29	"	SAXU56	"	0.99676	0.00158	0.99434	0.00240
30	"	SAXU792	"	0.99892	0.00195	0.99835	0.00187
31	"	WCAP3269B	"	1.00529	0.00168	0.99754	0.00181
32	MOX	EPRI70B	1.0000 ±0.0000	0.99954	0.00147	0.99674	0.00169
33	"	EPRI70UN	"	0.99901	0.00171	0.99485	0.00180
34	"	EPRI87B	"	1.00690	0.00140	1.00448	0.00157
35	"	EPRI87UN	"	1.00483	0.00133	0.99935	0.00130
36	"	EPRI99B	"	1.00765	0.00098	1.00541	0.00125
37	"	EPRI99UN	"	1.00534	0.00160	1.00687	0.00175
38	"	SAXTON52	"	1.00147	0.00136	0.99724	0.00129
39	"	SAXTON56	"	1.00239	0.00180	0.99864	0.00164
40	"	SAXTN56B	"	0.99434	0.00197	0.99476	0.00190
41	"	SAXTN735	"	0.99976	0.00198	1.00272	0.00196
42	"	SAXTN792	"	1.00108	0.00184	0.99795	0.00206
43	"	SAXTN104	"	1.00584	0.00127	1.00398	0.00143
44	"	P5803X21	"	1.00108	1.00120	0.99648	0.00133
45	"	P5803X32	"	1.01003	0.00129	1.00532	0.00136
46	"	P5803X43	"	1.01063	0.00146	1.00041	0.00133
47	Metal	TRX1	1.0000 ±0.0000	0.98857	0.00102	0.99186	0.00116
48	"	TRX2	"	0.99287	0.00114	0.99120	0.00109
49	"	CAA01	"	0.99633	0.00149	0.99355	0.00154
50	"	CAA04	"	1.00770	0.00130	1.00737	0.00138
51	"	IMF002	1.0000 ±0.0030	0.99950	0.00114	1.00757	0.00104
52	"	HMF002-2	"	0.99761	0.00089	1.00319	0.00086
53	"	HMF002-3	"	0.99566	0.00082	1.00118	0.00080
54	"	HMF002-4	"	0.99564	0.00097	0.99956	0.00083
55	"	HMF002-5	"	0.99694	0.00088	1.00056	0.00084
56	"	HMF002-6	"	0.99669	0.00083	1.00269	0.00089

Table 2. Calculation Bias of CSAS6 Module for Nuclear Material Types

Material	Data #	Tolerance Limit Factor	$\overline{\Delta k} \pm s_{\Delta k}$	k_{bias}
UO_2	31	2.208	0.00069±0.00476	0.00982
MOX	15	2.566	0.00385±0.00376	0.00580
Metal	10	2.911	-0.00452±0.00651	0.02347
		Mockup Facility		0.02347

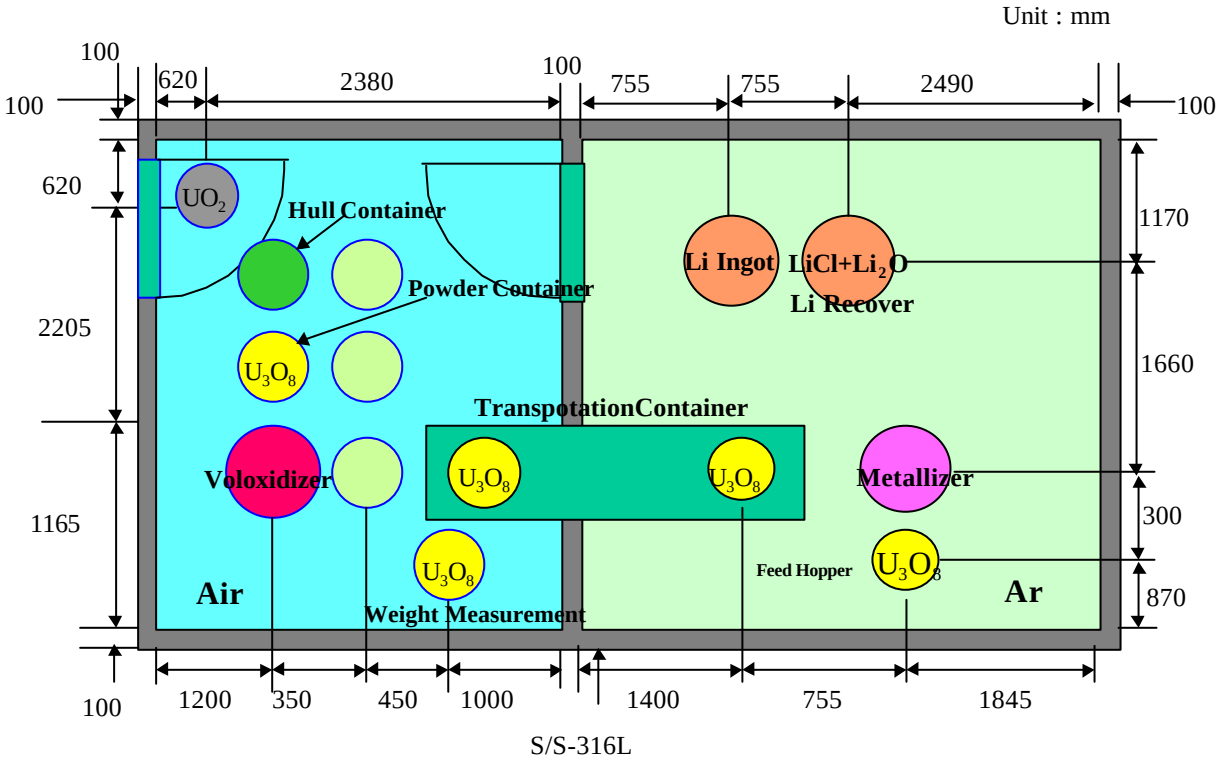


Fig. 1 Configuration of devices and containers in Mockup Facility.

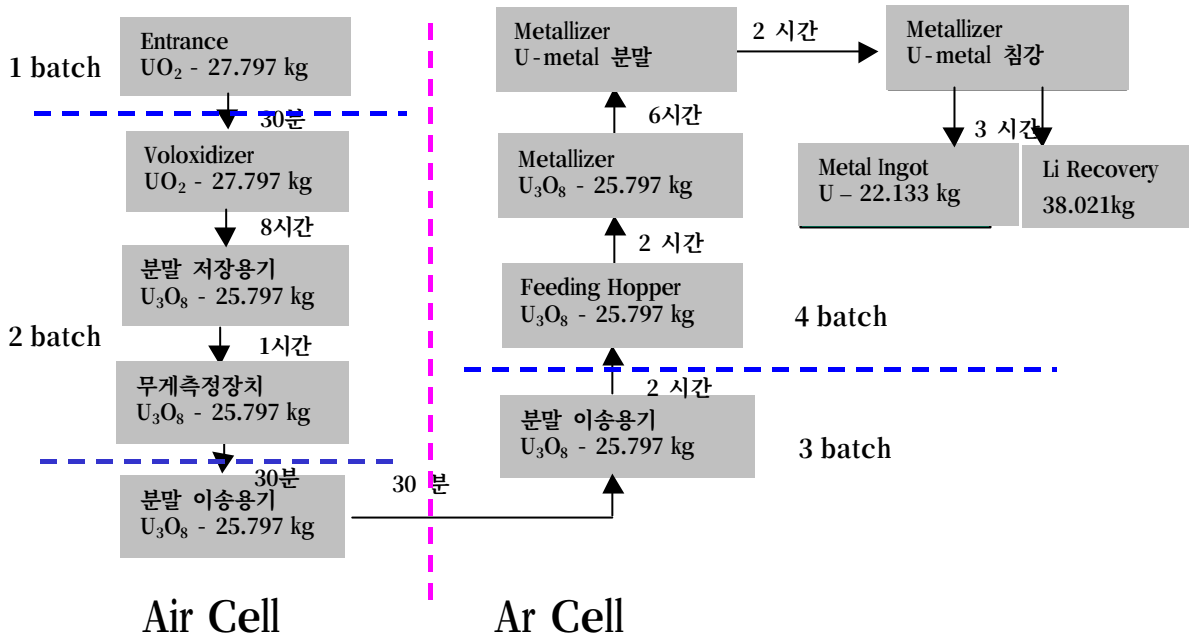
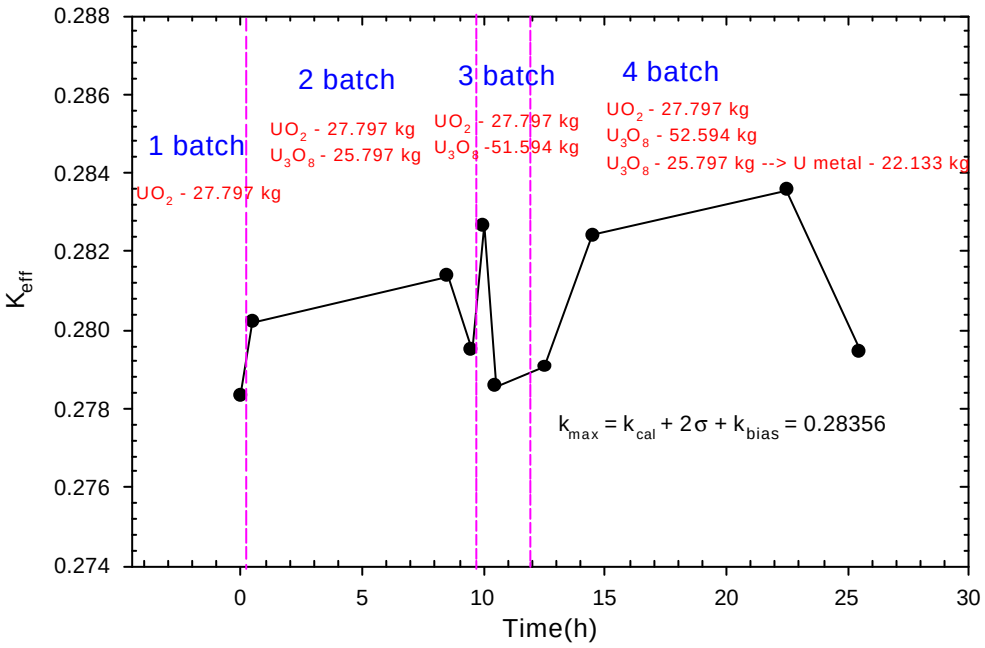


Fig. 2. Time-Dependent Configuration of Nuclear Materials in Mockup Facility.



ig. 3. K_{eff} as a Function of Reaction Time at Normal Condition.

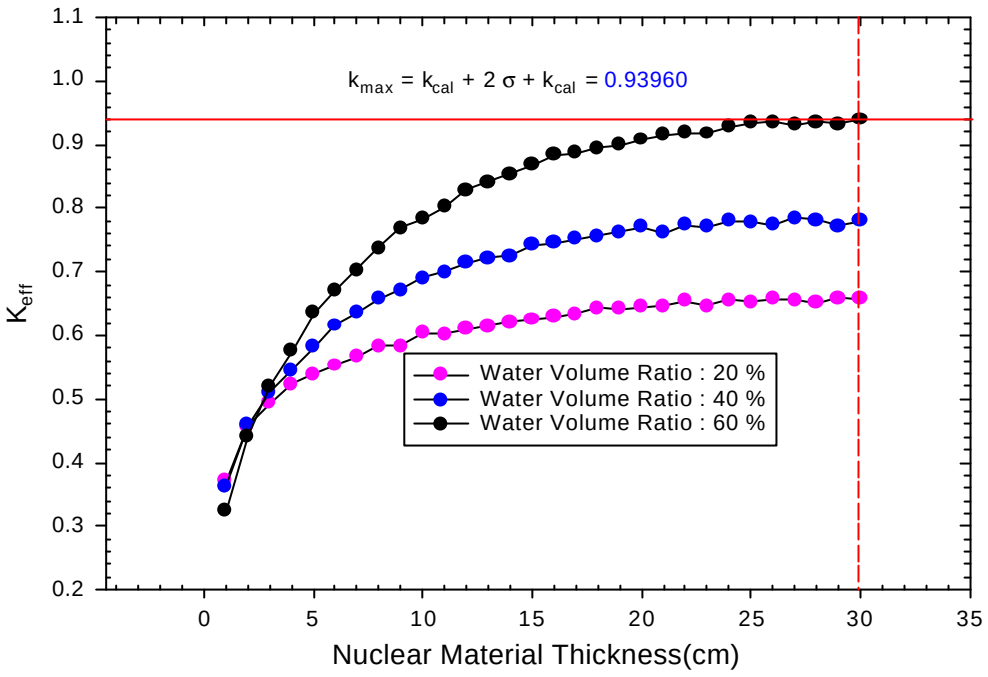


Fig. 4. K_{eff} as a Function of Nuclear Material Thickness for Slab Shape at Hypothetical Accident-Condition.

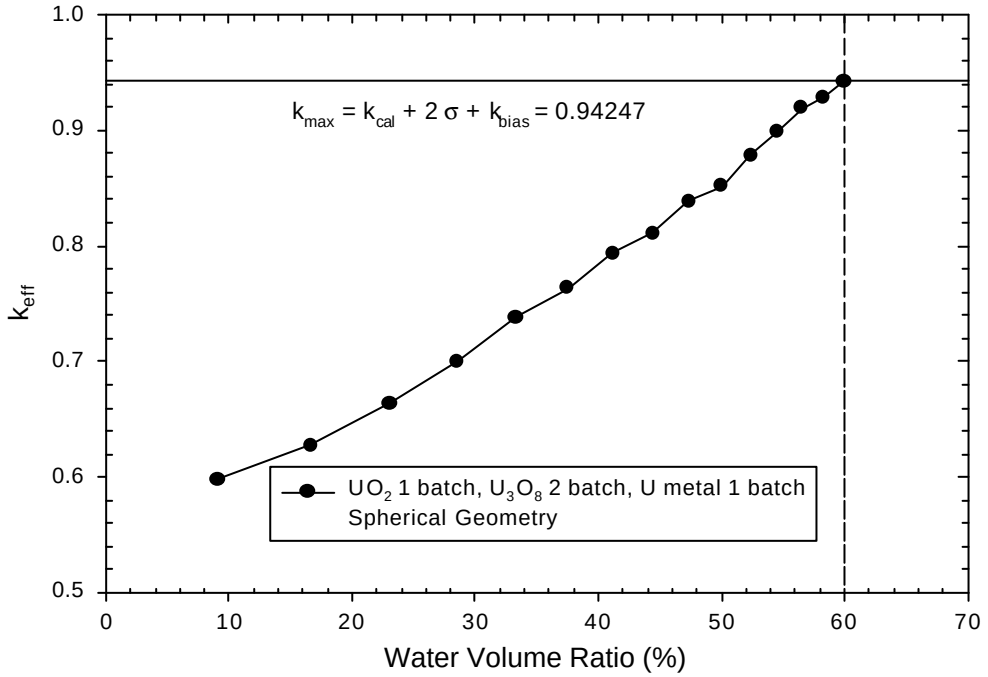


Fig. 5. K_{eff} as a Function of Water Volume Ratio for Spherical Shape at Hypothetical Accident-Condition.