

И. М. Прохорец, С. И. Прохорец,
Е. В. Рудичев, Д. В. Федорченко,
М. А. Хажмурадов

Национальный научный центр
«Харьковский физико-технический институт» НАН Украины

Исследование ядерной безопасности объектов методом Монте-Карло

Представлены результаты исследования безопасности объектов, которые состоят из тепловыделяющих сборок реактора ВВЭР-1000 в транспортном контейнере и мишенного устройства нейтронного источника, управляемого ускорителем электронов. Методика исследований — математическое моделирование с использованием программных кодов MCNP4C и MCNPX.

І. М. Прохорец, С. І. Прохорец, Є. В. Рудичев, Д. В. Федорченко, М. А. Хажмурадов

Дослідження ядерної безпеки об'єктів методом Монте-Карло

Надано результати дослідження безпеки об'єктів, що складаються з тепловидільних збірок реактора ВВЕР-1000 в транспортному контейнері та мішенного пристрою джерела нейтронів, керованого прискорювачем електронів. Методика досліджень — математичне моделювання з використанням програмних кодів MCNP4C та MCNPX.

Украина является развитым в промышленном отношении государством, в котором широко используется атомная энергия для производства электроэнергии. Принимая во внимание принятую энергетическую стратегию Украины до 2030 года, в Украине ожидается появление новых объектов с ядерной и радиационной опасностью.

При эксплуатации АЭС образуются отработанное ядерное топливо в виде тепловыделяющих сборок и радиоактивные отходы. Радиоактивные отходы АЭС — это активированные радиоизотопы конструкционных материалов, замедлителя, охладителя и т. д. Радиоактивные материалы образуются не только в результате работы АЭС, но и в результате применения радиационных технологий в промышленности и научных исследованиях. Источником опасного излучения может стать ядерное топливо, отработанное в мишенном устройстве, управляемом ускорителем заряженных частиц. Отработанное ядерное топливо и радиоактивные отходы подлежат долговременному хранению или захоронению. Коренным отличием хранилищ от захоронений можно считать возможность использования находящихся в них материалов спустя длительное время. Свежее ядерное топливо, поставляемое на площадку АЭС, также является объектом ядерной опасности как в транспортном устройстве, так и в процессе хранения. Кроме того, ядерную и радиационную опасность представляют остатки ядерного топлива после аварии на Чернобыльской АЭС.

Из неполного перечня объектов с ядерной и радиационной опасностью вытекает актуальность и цель исследований — *определение безопасности объектов с делящимися веществами*. В работе приведены результаты исследований безопасности объектов, состоящих из тепловыделяющих сборок реактора ВВЭР-1000 в транспортном контейнере и мишенного устройства нейтронного источника, управляемого ускорителем электронов.

Методика исследования названных выше объектов — математическое моделирование с использованием программных кодов MCNP4C и MCNPX.

Оценка ядерной опасности объектов с делящимися веществами. Ядерную опасность любого объекта можно характеризовать коэффициентом размножения нейтронов — отношением нейтронов в последующем поколении к нейтронам в предыдущем. Если K_{eff} — коэффициент размножения нейтронов в одном поколении, то количество нейтронов в единице объема моделируемого объекта, в качестве которого можно рассматривать ядерный реактор, сборку с тепловыделяющими элементами, гомогенный объем с делящимся материалом и т. д., растет в геометрической прогрессии и стремится к предельному значению $N = n_0 / (1 - K_{eff})$, где n_0 — начальное количество нейтронов.

Для подкритических, другими словами, безопасных систем, $K_{eff} < 1$, что свидетельствует о том, что реакция деления прекращается со временем. Если число нейтронов деления, возникающих в одном поколении, равно числу нейтронов в предыдущем, система находится в критическом состоянии с $K_{eff} = 1$.

Для определения K_{eff} необходимо знать среднее число нейтронов деления, возникающих в одном поколении, относительно одного захваченного нейтрона. Под поколением нейтронов понимают жизнь нейтрона от его рождения в процессе деления до его смерти в результате паразитного захвата, поглощения или выхода из моделируемого

объема. Наиболее известными программными кодами, в которых заложена возможность определения K_{eff} , являются коды SCALE [1], MCNP4C [2], MCNPX [3]. В коде MCNP, который использовался авторами для создания программы расчета K_{eff} , эквивалентом генерации нейтронов деления является цикл (K_{eff} cycle). Для этого все нейтроны деления отслеживают в каждом цикле, чтобы определить источник нейтронов для следующего цикла. Для расчета K_{eff} в MCNP используются последовательные циклы, поэтому источник нейтронов изменяется в каждом цикле. Кроме этого, начальный источник нейтронов деления может быть задан в виде равномерно распределенных в объеме точек или файлом с ранее полученными с помощью MCNP данными. Энергия частиц первоначального источника берется из спектра Ватта, если не указано другое энергетическое распределение. В MCNP K_{eff} находится из интегрального транспортного уравнения Больцмана, которое фиксирует скорость рождения и убыль нейтронов в результате упругих и неупругих взаимодействий.

Ниже приводятся примеры расчетов K_{eff} для разных объектов с использованием метода математического моделирования на основе программного кода MCNP.

Расчет коэффициента размножения нейтронов для однородной подкритической сборки. Результаты расчета K_{eff} подкритической сборки с однородным ядерным делящимся материалом приведены в табл. 1 и 2.

При моделировании такой сборки предполагалось, что она имеет высоту H , диаметр D и заполнена UO_2 в алюминиевой матрице, а точечный источник нейтронов, характеризующийся спектром Ватта, расположен в ее центре. В работе выполнены расчеты для подкритической сборки со слабым обогащением ^{235}U (LEU) на уровне 20 % и с большим процентом обогащения ^{235}U (HEU) на уровне 90 %. Сборка с таким ядерным материалом окружена замедлителем-отражателем из бериллия.

Параметры подкритической сборки с элементами типа WWR-2М. Топливные элементы типа WWR-2М входят в подкритическую ядерную сборку, предложенную амери-

Таблица 1. Параметры подкритической сборки с LEU

Параметры	LEU			UO_2
	2,0	3,0	7,0	
Плотность U, г/см ³	2,0	3,0	7,0	
K_{eff}	0,9769	0,9753	0,9741	0,9779
Поток нейтронов, н/см ²	8,78e-4	1,08e-3	3,67e-4	1,07e-3
H/D	1,286	1,186	1,56	1

Таблица 2. Параметры подкритической сборки с HEU

Параметры	HEU						UO_2
	1,0	2,0	4,0	5,0	7,0	9,0	
Плотность U, г/см ³	1,0	2,0	4,0	5,0	7,0	9,0	
K_{eff}	0,9759	0,9799	0,9756	0,9771	0,9766	0,9763	0,9741
Поток нейтронов, н/см ²	1,47e-3	1,13e-3	5,76e-4	3,46e-4	6,41e-4	3,97e-4	5,06e-4
H/D	1	1	1	1	0,815	0,815	0,778

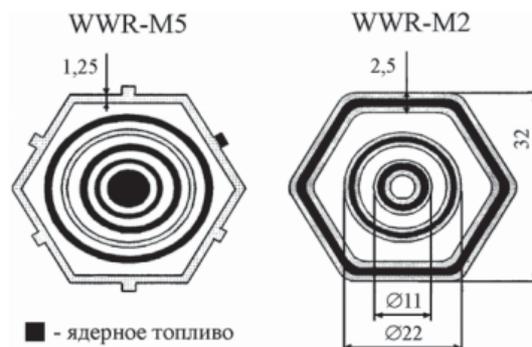


Рис. 1. Поперечные сечения топливных сборок WWR-M

канскими специалистами для источника нейтронов в НИЦ ХФТИ, который управляется ускорителем электронов. Данный топливный элемент был создан в Советском Союзе в конце 1950-х годов, прошел многолетние испытания и модернизацию и сейчас поставляется за границу. Он используется в Венгрии, Вьетнаме, Украине и России (Институт ядерной физики в Санкт-Петербурге).

Поперечное сечение топливных элементов типа WWR показано на рис. 1. Характеристики серийных топливных сборок с элементами WWR-M2 и WWR-M5 приведены в табл. 3.

На рис. 2 показан один из поперечных разрезов сборки с 24 топливными элементами WWR-M2, замедлителем — водой и отражателем — графитом.

Результаты расчетов коэффициента размножения нейтронов в таких сборках с 24, 27 и 30 топливными элементами представлены в табл. 4. Они совпадают с данными,

Таблица 3. Сравнительные характеристики серийных топливных сборок

Параметр	WWR-M2 (серийная)	WWR-M2 LEU	WWR-M5 HEU (серийная)
Обогащение, %	36	19,75	90
Масса ^{235}U в топливном элементе, г	32,4	41,7	66
Толщина топливного элемента, мм	2,5	2,5	1,25
Плотность урана в элементе, г/см ³	1,4	2,5	1,21
Толщина оболочки, мм	0,9	0,72	0,43
Топливо	U+A1	UO ₂ +Al	UO ₂ +Al
Концентрация ^{235}U , г/л	61	79	125

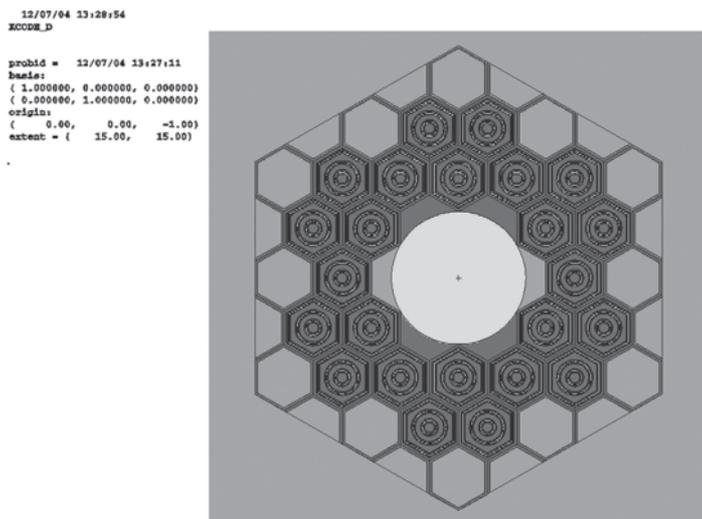


Рис. 2. Сборка с 24 топливными элементами WWR-M2 (поперечный разрез)

Таблица 4. Параметры сборки с топливными элементами WWR-2M

Количество сборок	24	27	27	30	30
K_{eff}	0,97636	0,99476	0,97664	1,00796	0,97129
H/D	1,30	1,30	1,36	1,30	1,43

представленными на научно-техническом семинаре американо-украинской группы в ННЦ ХФТИ в 2005 г.

Так, по данным американских физиков, для сборки с 24 элементами $K_{eff} = 0,9612$, для сборки с 27 элементами $K_{eff} = 0,9913$. По расчетам нашей группы для сборки с 24 элементами $K_{eff} = 0,97636$, для сборки с 27 элементами $K_{eff} = 0,99476$.

Результаты расчета коэффициента размножения нейтронов в транспортном контейнере с тепловыделяющими элементами. В табл. 5 приведены результаты расчета K_{eff} в объектах, состоящих из тепловыделяющих сборок реактора ВВЭР-1000 в транспортном контейнере, в котором они поставляются на площадку АЭС [4].

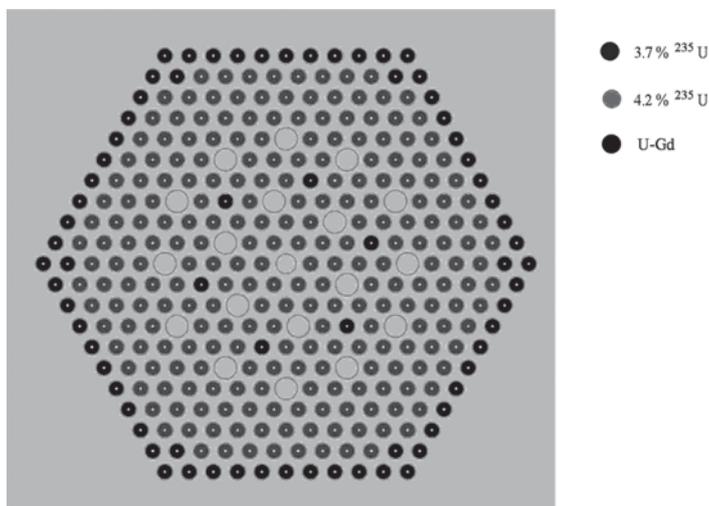


Рис. 3. Поперечное сечение сборки

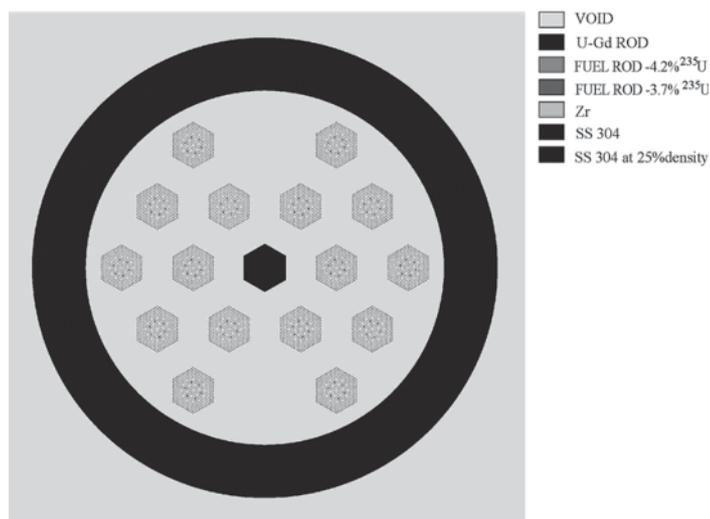


Рис. 4. Поперечное сечение транспортного устройства с 16 свежими тепловыделяющими сборками

Тепловыделяющая сборка представляет собой в разрезе шестигранник, содержащий 331 стержень. Длина сборки 457 см. В каждой сборке смонтировано 312 топливных элементов, 18 контрольных стержней и один монтажный. Каждый тепловыделяющий элемент имеет форму цилиндра, оболочку из циркония и заполнен топливом с внутренним и внешним диаметром 0,15 и 0,755 см соответственно. Высота активной зоны топливного элемента составляет 353 см.

Тепловыделяющая сборка состоит из тепловыделяющих элементов с обогащением 3,7 % и 4,2 %. Контрольные стержни состоят из урана-235 с обогащением 3,6 % по массе. Гадолиний в этих стержнях находится в виде Gd_2O_3 и составляет 4 % массы топлива в стержне.

Поперечное сечение тепловыделяющей сборки реактора ВВЭР-1000 представлено на рис. 3, а ее геометрические параметры таковы:

Топливные элементы:

количество топливных элементов	312
количество контрольных стержней	18
количество монтажных стержней	1
шаг решетки, см	1,275
внутренний диаметр таблетки, см	0,15
внешний диаметр таблетки, см	0,755
внешний диаметр оболочки, см	0,772
внутренний диаметр оболочки, см	0,910
материал оболочки	Zr
высота топлива, см	353,0

Контрольные стержни:

внутренний диаметр, см	1,090
внешний диаметр, см	1,265
Материал	Zr

Центральная монтажная трубка:

внутренний диаметр, см	0,960
внешний диаметр, см	1,125
материал	Zr

Размер сборки (шаг элементов), см 23,6

На рис. 4 показано поперечное сечение транспортного устройства с 16 свежими тепловыделяющими сборками. Транспортное устройство имеет внутренний диаметр 200 см

Таблица 5. Результаты моделирования ТВС

Описание	SCALE		MCNPX	
	K_{eff}	σ	K_{eff}	σ
Одна ТВС в транспортном устройстве; вода с естественной плотностью в транспортном устройстве и в ТВС	0,8488	0,0008	0,8722	0,0013
Одна ТВС в транспортном устройстве; вода с пониженной плотностью ($0,2 \text{ г/см}^3$) в транспортном устройстве и в ТВС	0,3872	0,0006	0,40175	0,0011
16 ТВС в транспортном устройстве; без воды	0,2805	0,0002	0,2798	0,00036
16 ТВС в транспортном устройстве; вода (1 г/см^3) в транспортном устройстве и в ТВС	0,8704	0,0007	0,90566	0,00098
16 ТВС в транспортном устройстве; вода с пониженной плотностью ($0,2 \text{ г/см}^3$) в транспортном устройстве и в ТВС	0,9342	0,0007	0,9734	0,00109
16 ТВС в транспортном устройстве; вода с пониженной плотностью ($0,1 \text{ г/см}^3$) в транспортном устройстве и в ТВС	0,8903	0,0007	0,8873	0,00127

и толщину стенок 30 см. Детали сетки, поддерживающей тепловыделяющие сборки, не показаны на рисунке. Расстояние между центрами тепловыделяющихборок, измеренное между плоскими гранями двух соседнихборок, составляет 40 см. Транспортное устройство расположено вертикально на бетонном полу. Толщина дна транспортного устройства из нержавеющей стали — 30 см, его высота — 567 см.

Выводы

Из полученных результатов можно сделать следующие выводы:

математические программы, созданные на основе кодов MCNP4C и MCNPX, позволяют рассчитывать ядерную безопасность простых и сложных объектов с делящимися веществами;

программы, созданные на основе кодов SCALE и MCNPX для расчета коэффициента размножения нейтронов в тепловыделяющих сборках реактора типа ВВЭР-1000, дают почти одинаковые результаты для рассмотренных случаев;

результаты, полученные по программам на основе кодов SCALE [1, 4] и MCNP [2, 3] для расчета коэффициента размножения нейтронов в тепловыделяющих сборках реактора типа ВВЭР-1000, расположенных в транспортном устройстве, свидетельствуют о его ядерной безопасности.

Практическая ценность работы заключается в том, что на основе принятого мировым сообществом кода MCNP разработаны математические программы для расчета характеристик опасных объектов с делящимися материалами.

Список литературы

1. SCALE. A Modular Code System for Licensing Evaluation. NUREG / CR-0200. — Vols. 1,2,3. — May 2000.
2. MCNP4C. A General Monte-Carlo N-Particle Transport Code. Version 4C // Ed. Briesmeister J.F. — 2000.
3. MCNPX 2.4-0. RSICC Computer Code Collection. Monte-Carlo N-Particle Transport Code System for Multiparticle and High Energy Applications / CCC-715. — 2002.
4. Goluoglu S. Criticality Calculation of Fresh LEU and MOX Assemblies for Transport and Storage at the Balakovo Nuclear Power Plant. ORNL / TM-2000/286. — P. 52.

Надійшла до редакції 03.03.2009.