

**РАСЧЕТ РАДИАЦИОННЫХ ХАРАКТЕРИСТИК ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО
ТОПЛИВА РЕАКТОРА РБМК-1000****С. Ю. Лобач¹, О. В. Севастюк¹, В. И. Слисенко²**¹ *Институт поддержки эксплуатации АЭС, Киев*² *Институт ядерных исследований НАН Украины, Киев*

Приводятся результаты оценочного расчета остаточного энерговыделения и мощности дозы на поверхности пенала с отработавшей тепловыделяющей сборкой реактора РБМК-1000, выполненного с использованием компьютерного кода SAS2H в пакете программ SCALE, для среднего и максимального выгорания ядерного топлива с различным обогащением.

Введение

Обращение с отработавшим ядерным топливом (ОЯТ) требует всесторонней подготовки и осуществления специальных мер безопасности в течение длительного периода времени, что представляет собой чрезвычайно важную задачу для каждого государства, использующего ядерную энергетику, а также является объектом пристального внимания мирового сообщества и относится к наивысшим приоритетам деятельности МАГАТЭ. В Украине эта проблема стала актуальной в связи с окончательным закрытием и началом снятия с эксплуатации ЧАЭС.

Без информации о характеристиках ОЯТ невозможно определить стратегию дальнейшего обращения с ним. Например, величина остаточного энерговыделения определяет выбор системы охлаждения, а уровень ионизирующего излучения – габариты радиационной и биологической защиты. Безопасность установок по обращению с ОЯТ в значительной мере может быть обеспечена уже на этапе их проектирования при использовании данных по характеристикам ядерного топлива. Целью настоящей работы было получение некоторых расчетных радиационных характеристик отработавшей тепловыделяющей сборки (ОТВС) реактора типа РБМК-1000.

Система обращения с ОЯТ на ЧАЭС

Существующая в настоящее время система обращения с ОЯТ реакторов типа РБМК-1000 предусматривает продолжение эксплуатации на протяжении необходимого времени хранилища ОЯТ "мокрого" типа (ХОЯТ-1) на площадке ЧАЭС, а также строительство, ввод в эксплуатацию и эксплуатацию хранилища ОЯТ "сухого" типа (ХОЯТ-2). Эксплуатация и, в случае необходимости, частичная реконструкция хранилища "мокрого" типа, должна обеспечивать хранение ОЯТ РБМК-1000 на протяжении всего срока строительства и ввода в эксплуатацию ХОЯТ-2. С вводом в эксплуатацию ХОЯТ-2 будет производиться перевозка ОЯТ из ХОЯТ-1 в ХОЯТ-2, так как эксплуатация ХОЯТ-1 должна завершиться в 2016 г. в связи с окончанием проектного ресурса (30 лет).

В настоящее время местами хранения ОЯТ на ЧАЭС являются бассейны выдержки кассет, находящиеся в центральных залах, и бассейны выдержки хранилища ОЯТ.

Бассейны выдержки кассет (БВК) предназначены для выдержки высокоактивных специзделий с обеспечением съема остаточного энерговыделения и с последующей возможностью дальнейшего обращения с ними. Емкость двух БВК определяется необходимостью выгрузки полной активной зоны реактора. В каждом центральном зале расположены по два БВК. Информация о состоянии энергоблоков на конец 2002 г. представлена в табл. 1.

Хранилище ОЯТ предназначено для приема и хранения с обеспечением съема остаточного энерговыделения, а также последующего вывоза за пределы АЭС отработавших кассет после предварительной, не менее полуторагодовой выдержки их в бассейнах выдержки центральных залов. На конец 2002 г. в бассейнах выдержки ХОЯТ-1 находилось более 15500 ОТВС.

Таблица 1. Состояние энергоблоков ЧАЭС

Энергоблок	Дата останова	Количество ОТВС			Срок выгрузки топлива
		БВК	Реактор	Всего	
1	30.11.1996	1295	812	2107	IV кв. 2003 I кв. 2005
2	11.10.1991	1057	-	1057	II кв. 2005 I кв. 2006
3	15.12.2000	953	1571	2524	II кв. 2006 II кв. 2008

Существующая проектная мощность ХОЯТ-1 не позволяет разместить на долговременное хранение все ОТВС и отработавшие дополнительные поглотители (ОДП), имеющиеся на ЧАЭС, обеспечивая необходимый уровень безопасности в течение длительного периода. Проектный срок эксплуатации существующего хранилища ОЯТ истекает в 2016 г. К моменту останова последнего энергоблока на ЧАЭС накопление ядерного топлива составляло примерно 21000 ОТВС. На территории ЧАЭС в данный момент строится хранилище ОЯТ (ХОЯТ-2), которое предназначено для долговременного хранения всего отработавшего топлива трех реакторов типа РБМК-1000 [1].

Хранилище ХОЯТ-2 предназначено для безопасного хранения 25000 ОТВС РБМК-1000 и 3000 ОДП, а также безопасного извлечения ОТВС по истечению проектного срока хранения в ХОЯТ-1.

Учитывая мировой опыт обращения с ОЯТ, экономические факторы, а также ряд технических аспектов (низкое тепловыделение и радиоактивность ОЯТ после, как минимум, пятилетнего хранения по окончании эксплуатации) для ОЯТ ЧАЭС была выбрана система сухого хранения в герметичных контейнерах (пеналах), помещенных в вентилируемые бетонные модули NUHOMS[®]. Данная технология обеспечивает использование безопасных и герметичных защитных оболочек для расщепляемых радиоактивных материалов с двумя статическими барьерами для предотвращения выброса радиоактивных материалов в окружающую среду и безопасное хранение структур оболочки в защитной структуре для предотвращения значительного облучения персонала.

Компьютерные программы для расчета характеристик ОЯТ

Для расчета дозовых характеристик ОЯТ как источника излучения целесообразно использовать специально разработанный кодовый пакет SCALE. Он применяется для промышленных (исследовательских) ядерных установок и контейнеров для перевозки (хранения) радиоактивных материалов и делящихся материалов, для расчета многогрупповых сечений взаимодействия, анализов критичности, защиты, процессов переноса тепла, определения параметров ОЯТ и высокоактивных отходов.

Непосредственно для расчета характеристик ОТВС РБМК-1000 используется модуль SAS2H [2], специально разработанный для кодового пакета SCALE. Его применение дает возможность рассчитать различные свойства ОЯТ, такие как изотопный состав, тепловыделение, характеристики радиоактивных источников и, в последствии, мощность дозы нейтронного и гамма-излучения на различных расстояниях от транспортного контейнера. При этом топливная область в контейнере может быть как сухой, так и заполненной водой.

Композиция нуклидов рассчитывается для ОТВС реактора, имеющей конкретные характеристики, такие как начальное обогащение, время облучения в реакторе, выгорание и т.д., также учитывается распад во время охлаждения ОТВС после выгрузки из активной зоны реактора. Полученные характеристики источников излучения включают в себя данные о радиоактивном гамма-излучении продуктов распада, продуктов активации топлива, композиционных материалов ОТВС и излучении за счет (n, γ)-реакции нейтронов.

Нейтронные источники включают в себя нейтроны спонтанного деления и нейтроны, получаемые в результате (α, n)-реакции на изотопах кислорода. Мощность дозы излучения рассчитывается в анализе защиты с использованием источников в одномерной радиальной модели транспортного контейнера.

Одним из важнейших применений модуля SAS2H является анализ выгорания ядерного топлива в зависимости от времени облучения его в реакторе для получения сведений о радиоактивных и теплогенерирующих источниках и изотопах – продуктах распада в ОЯТ.

Для каждой топливной композиции (состава топлива), которая постоянно изменяется во времени, SAS2H выполняет 1-D транспортный анализ для всей тепловыделяющей сборки (ТВС) реактора. При этом используется процедура, состоящая из двух частей, с двумя разными моделями элементарной ячейки (одиночная ячейка и сборка). Первая модель – ячейка единичного топливного элемента, из которой получают усредненное сечение взаимодействия. Вторая модель представляет собой большую единичную ячейку (например, ТВС) в рамках бесконечной решетки. Сечение взаимодействия, полученное при транспортном анализе, используется при расчете на следующем временном шаге, с помощью модуля, генерирующего композицию топлива, зависящую от выгорания. Такой процесс повторяется шаг за шагом, пока не будет достигнуто соответствующее максимальное выгорание, т.е. имеет место итерационный процесс.

Расчет радиационных характеристик ОТВС РБМК-1000

ТВС реактора РБМК-1000 состоит из двух тепловыделяющих кассет. Тепловыделяющая кассета представляет собой конструкцию, состоящую из двух пучков тепловыделяющих элементов (ТВЭЛОВ), расположенных вертикально на одном несущем стержне и состоящих из 18 ТВЭЛОВ, расположенных по двум концентрическим окружностям: диаметрами 32 мм (6 ТВЭЛОВ) и 62 мм (12 ТВЭЛОВ) соответственно. Каждый пучок имеет длину 3640 мм. Тепловыделяющая кассета содержит центральную трубу с равномерно расположенными по ее длине одной концевой и 10 дистанционирующими решетками. Концевая решетка фиксируется на центральной трубе путем развальцовки и служит для закрепления ТВЭЛОВ. Общая длина сборки (в зависимости от модификации) без подвески составляет 6906÷6948 мм, с подвеской – 10015÷10085 мм. ТВЭЛ является элементом стержневого типа. Материал оболочек ТВЭЛА – цирконий-ниобиевый сплав. Его сердечник состоит из таблеток двуокиси урана. Общая масса урана в ТВС 107 - 117 кг.

На ЧАЭС во время эксплуатации использовались ТВС с начальным обогащением по ^{235}U 1,8, 2,0 и 2,4 %. В табл. 2 приведена зависимость выгорания топлива от начального обогащения для реактора РБМК [1].

Таблица 2. Выгорание ОТВС ЧАЭС

Начальное обогащение, %	Выгорание, МВт · сут/т урана	
	среднее	максимальное
1,8	15170	21900
2,0	17260	22940
2,4	18580	23550

При подготовке к расчету радиационных характеристик ОТВС составляется специальная таблица, куда входят известные данные о количестве, составе, конструкционных особенностях материалов и т.д.

Необходимо также задать среднюю мощность, на которой работала ТВС. Поскольку известна глубина выгорания

ТВС, масса урана в ТВС и количество дней пребывания ТВС в реакторе, то средняя мощность может быть рассчитана по формуле (1)

$$POWER = \frac{B \cdot m}{T}, \quad (1)$$

где B – глубина выгорания топлива, МВт · сут/кг урана; m – масса урана в ТВС, кг; T – время облучения ТВС в реакторе, сут.

Расчет проводится для половины (по высоте) ОТВС РБМК-1000. При этом ОТВС помещена в контейнер из стали толщиной 0,5 см. Данная расчетная модель примерно соответствует пеналу ОТВС, конструкция которого используется при строительстве бетонного модуля хранения (БМХ) ХОЯТ-2. Следует отметить, что указанные в табл. 2 значения обогащения и выгорания топлива являются несколько неполным представлением топлива реактора РБМК, так как активная зона реактора содержит ТВС с более широким спектром значений обогащения и выгорания. Кроме того, при расчете с помощью компьютера, очевидно, неизбежны некоторые приближения, а именно:

для упрощения расчетов выполняется процедура гомогенизации: ТВС представляется в виде однородного цилиндра, в котором все элементы перемешаны и равномерно распределены по объему. Для расчетов защиты внутренняя структура источника не является необходимым элементом (в отличие от расчетов критичности системы);

принимается, что центральная трубка и оболочка твэла выполнены из одного сплава циркония (1,0 % ниобия, 0,03 % гафния), хотя на самом деле центральная трубка выполнена из несколько другого сплава циркония (2,5 % ниобия, 0,03 % гафния). Однако для целей расчета столь незначительная разница не может оказать существенного влияния на точность;

расчет выполняется для половины ОТВС, хотя существует некоторое различие в глубине выгорания двух частей ТВС (верхней и нижней). Нижняя часть ТВС находится в зоне, где вода, используемая в качестве теплоносителя, обладает в значительной степени свойствами замедлителя. Верхняя же часть ТВС охлаждается пароводяной смесью, замедляющие свойства которой, значительно хуже воды, т.е. нижняя часть ТВС будет иметь несколько большую глубину выгорания, чем верхняя;

структура расположения твэлов задана, как треугольная с шагом расположения твэлов 16 мм, что несколько не соответствует среднему расстоянию между соседними твэлами;

температуры, при которых вычисляются характеристики материалов, также берутся средними по высоте активной зоны, а температура воды принимается равной температуре в точке начала кипения;

считается, что ТВС непрерывно находилась в реакторе в течение одного цикла облучения (три года). В реальных условиях ТВС может подвергаться нескольким циклам облучения при работе на разной мощности. Также не учитывается время перегрузки топлива, во время которого происходит распад короткоживущих радионуклидов;

предполагается, что в состав топливной композиции входят только два изотопа урана ($^{235}_{92}\text{U}$, $^{238}_{92}\text{U}$) и не учитывается наличие других изотопов.

В таком приближении с учетом известных характеристик ОТВС были получены результаты расчетов остаточного энерговыделения мощности дозы на поверхности с контейнером ОЯТ реактора РБМК-1000, которые представлены в табл. 3 и на рис. 1 и 2.

Таблица 3. Результаты расчетов остаточного энерговыделения и мощности дозы на поверхности пенала

Период выдержки, лет	Начальное обогащение ядерного топлива, %					
	1,8		2,0		2,4	
	Выгорание ядерного топлива, МВт · сут/кг урана					
	15,17 (средн.)	21,90 (макс.)	17,26 (средн.)	22,94 (макс.)	18,58 (средн.)	23,55 (макс.)
	Остаточное энерговыделение, кВт					
2	$2,296 \cdot 10^{-1}$	$2,733 \cdot 10^{-1}$	$2,402 \cdot 10^{-1}$	$2,718 \cdot 10^{-1}$	$2,496 \cdot 10^{-1}$	$2,718 \cdot 10^{-1}$
3	$1,367 \cdot 10^{-1}$	$1,712 \cdot 10^{-1}$	$1,452 \cdot 10^{-1}$	$1,713 \cdot 10^{-1}$	$1,524 \cdot 10^{-1}$	$1,722 \cdot 10^{-1}$
5	$7,221 \cdot 10^{-2}$	$9,966 \cdot 10^{-2}$	$7,900 \cdot 10^{-2}$	$1,007 \cdot 10^{-1}$	$8,434 \cdot 10^{-2}$	$1,019 \cdot 10^{-1}$

Период выдержки, лет	Начальное обогащение ядерного топлива, %					
	1,8		2,0		2,4	
	Выгорание ядерного топлива, МВт·сут/кг урана					
	15,17 (средн.)	21,90 (макс.)	17,26 (средн.)	22,94 (макс.)	18,58 (средн.)	23,55 (макс.)
Остаточное энерговыделение, кВт						
10	$4,719 \cdot 10^{-2}$	$6,917 \cdot 10^{-2}$	$5,274 \cdot 10^{-2}$	$7,060 \cdot 10^{-2}$	$5,681 \cdot 10^{-2}$	$7,153 \cdot 10^{-2}$
15	$4,168 \cdot 10^{-2}$	$6,129 \cdot 10^{-2}$	$4,667 \cdot 10^{-2}$	$6,269 \cdot 10^{-2}$	$5,020 \cdot 10^{-2}$	$6,338 \cdot 10^{-2}$
20	$3,795 \cdot 10^{-2}$	$5,585 \cdot 10^{-2}$	$4,251 \cdot 10^{-2}$	$5,718 \cdot 10^{-2}$	$4,563 \cdot 10^{-2}$	$5,767 \cdot 10^{-2}$
Мощность дозы на поверхности с контейнером ОЯТ, мЗв/ч						
2	$3,748 \cdot 10^2$	$5,386 \cdot 10^2$	$3,935 \cdot 10^2$	$5,413 \cdot 10^2$	$4,194 \cdot 10^2$	$5,432 \cdot 10^2$
3	$2,876 \cdot 10^2$	$4,203 \cdot 10^2$	$3,032 \cdot 10^2$	$4,206 \cdot 10^2$	$3,247 \cdot 10^2$	$4,209 \cdot 10^2$
5	$1,979 \cdot 10^2$	$2,895 \cdot 10^2$	$2,098 \cdot 10^2$	$2,919 \cdot 10^2$	$2,261 \cdot 10^2$	$2,939 \cdot 10^2$
10	$1,229 \cdot 10^2$	$1,761 \cdot 10^2$	$1,318 \cdot 10^2$	$1,801 \cdot 10^2$	$1,429 \cdot 10^2$	$1,851 \cdot 10^2$
15	$9,801 \cdot 10^1$	$1,399 \cdot 10^2$	$1,062 \cdot 10^2$	$1,438 \cdot 10^2$	$1,153 \cdot 10^2$	$1,478 \cdot 10^2$
20	$8,372 \cdot 10^1$	$1,200 \cdot 10^2$	$9,153 \cdot 10^1$	$1,215 \cdot 10^2$	$9,933 \cdot 10^1$	$1,234 \cdot 10^2$

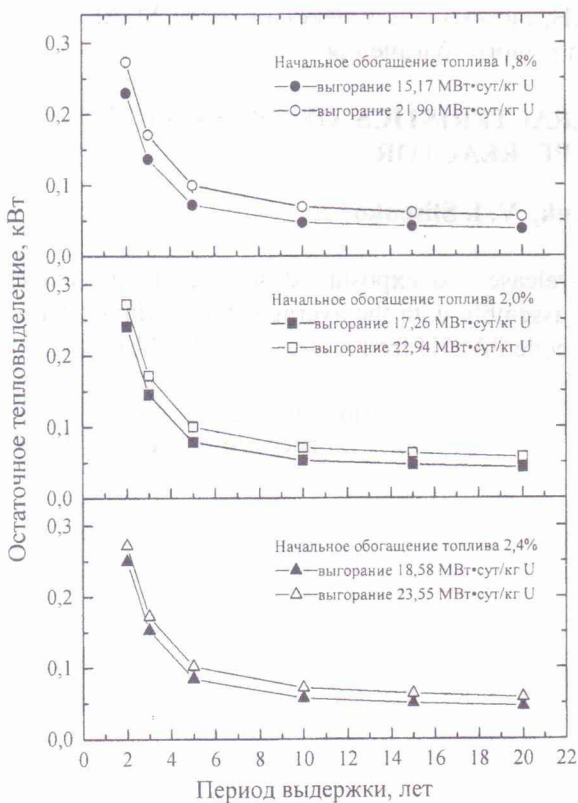


Рис. 1. Зависимость остаточного энерговыделения ОТВС от времени выдержки.

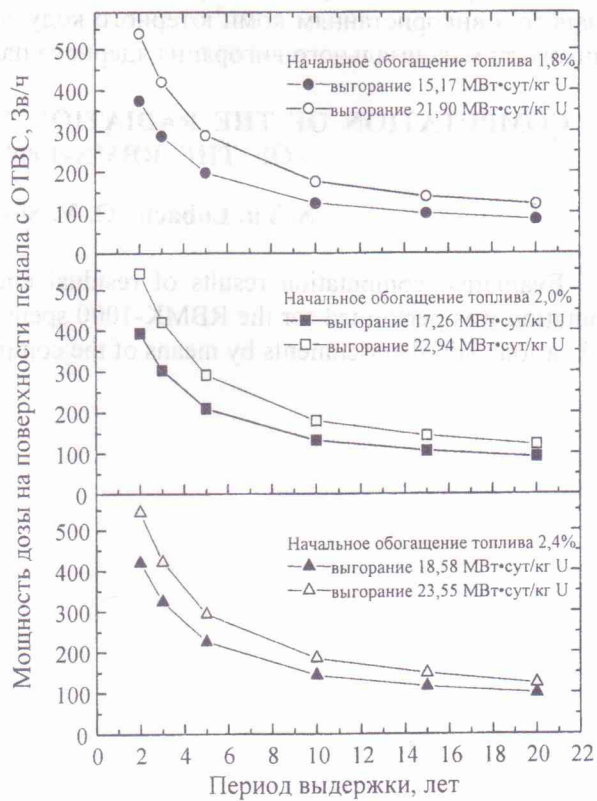


Рис. 2. Зависимость мощности дозы на поверхности пенала с ОТВС от времени выдержки.

Выводы

В результате проделанной работы был проведен оценочный расчет и получены данные по величине остаточного энерговыделения и мощности дозы на поверхности пенала с ОТВС РБМК-1000. Для расчетов использовался компьютерный код SAS2H, который входит в состав пакета расчетных программ SCALE. Полученные данные достаточно хорошо согласуются со значениями, которые были использованы при подготовке отчета по анализу безопасности ХОЯТ-2.

Проведение, в дальнейшем, работ подобного рода представляется весьма перспективным не только для ОЯТ реакторов РБМК, но и для реакторов типа ВВЭР. Это позволило бы создавать базы данных по ОТВС, что значительно сможет облегчить процесс обращения с ними.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. *Обращение с отработанным ядерным топливом: Сб. докл. Междунар. конф. УкрЯО / Под ред. Л. Л. Литвинского и С. В. Барбашева. - К.: Т-во "Знання", 2000. - 325 с.*
2. *Hermann O. W., Parks C. V. SAS2H: A coupled one-dimensional depletion and shielding analysis module, NUREG/CR-0200, ORNL/NUREG/CSD-2, Oak Ridge Natl. Lab. - 1997.*

РОЗРАХУНОК РАДІАЦІЙНИХ ХАРАКТЕРИСТИК ВІДПРАЦЬОВАНОВОГО ЯДЕРНОГО ПАЛИВА РЕАКТОРА РБМК-1000

С. Ю. Лобач, О. В. Севастюк, В. І. Слісенко

Наведено результати оціночного розрахунку залишкового енерговиділення та потужності дози на поверхні пеналу з відпрацьованою тепловідліяючою збіркою реактора РБМК-1000, виконаного з використанням комп'ютерного коду SAS2H, що входить у пакет програм SCALE, для середнього та максимального вигорання ядерного палива різного збагачення.

COMPUTATION OF THE RADIATION CHARACTERISTICS OF SPENT FUEL OF THE RBMK-1000 TYPE REACTOR

S. Yu. Lobach, O. V. Sevastyuk, V. I. Slisenko

Evaluative computation results of residual energy-release and exposure dose rate are presented. Computation was performed for the RBMK-1000 spent fuel assembly with the average and maximum burn-up and various initial enrichments by means of the computer code SAS2H from the package SCALE.

Поступила в редакцію 16.03.04,
после доработки – 15.06.04.