

ЭНЕРГЕТИКА, ТЕПЛО- И МАССООБМЕН

УДК 621.039.5

*Л. И. САЛЬНИКОВ, Н. М. ДНЕПРОВСКАЯ, А. В. КУЗЬМИН, И. А. НОВИКОВ,
И. Е. РУБИН, И. А. САЛЬНИКОВА, Н. А. ТЕТЕРЕВА***ОЦЕНКА ТЕХНИЧЕСКИХ ВОЗМОЖНОСТЕЙ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ОТРАБОТАВШИХ ТЕПЛО ВЫДЕЛЯЮЩИХ СБОРОК РЕАКТОРА ВВЭР-1200 В КАЧЕСТВЕ ИСТОЧНИКА ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЯ ДЛЯ РАДИАЦИОННО-ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ***Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны НАН Беларуси**(Поступила в редакцию 30.08.2013)*

В последнее время радиационные технологии все чаще применяются во многих отраслях народного хозяйства для синтеза химических веществ, производства полимерных материалов, стерилизации продукции, стимулирования роста растений, обеззараживания медицинских отходов и др. При этом используются две основные группы ионизирующих излучений – γ - и β -излучения искусственных источников и потоки электронов или других заряженных частиц, генерируемых на ускорителях. Однако вследствие небольшого пробега заряженных частиц их применение в радиационных технологиях возможно лишь при относительно небольшой толщине облучаемых изделий, при облучении поверхностных слоев и в газах. Более универсальным в отношении состава, формы и габаритов облучаемых объектов является γ -излучение.

В качестве источников γ -излучения важнейшее практическое значение имеют долгоживущие нуклиды ^{60}Co с периодом полураспада $T_{1/2} = 5,27$ г., получаемые в промышленных и исследовательских ядерных реакторах из ^{59}Co , а также ^{137}Cs с периодом полураспада 30,1 лет обычно в смеси с ^{134}Cs ($T_{1/2} = 2,06$ г.), образующиеся с большим выходом как продукты деления ядерного топлива во всех реакторах. Эти радионуклиды впоследствии выделяются из облученного материала и в виде различных химических соединений составляют основу специально изготовляемых источников излучений.

Вследствие большого распространения в мире радиационных технологий (особенно в КНР) спрос на кобальтовые и цезиевые источники γ -излучения в наше время резко вырос. Однако их производство, ограниченное большей частью промышленными и исследовательскими реакторами, не может удовлетворить растущие потребности, в результате цена источников непрерывно растет. Отходы энергетических ядерных реакторов (главным образом, продукты деления) потенциально представляют собой мощные и экономичные источники γ -излучения, но переработка отработавшего ядерного топлива (ОЯТ), характеризующегося высокой активностью, является убыточной вследствие сложности ее технологии и необходимости обеспечения как безопасности персонала, так и наружной чистоты конечной продукции. Топливо реакторов ВВЭР-1000 не перерабатывается до настоящего времени.

В 1960-х годах, когда вводилось в действие большое число ядерных реакторов, было предложено использовать в облучателях радиационных

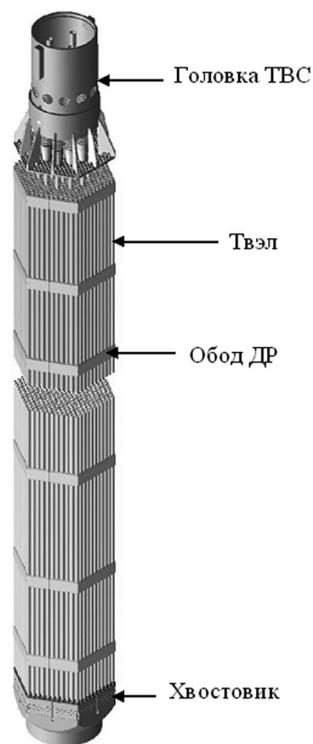


Рис. 1. ТВС реактора ВВЭР-1200

установок (РУ) выгоревшее топливо без его переработки [1]. Опыт эксплуатации универсальных установок, созданных в СССР на основе выгоревших твэлов исследовательских реакторов, показал их пригодность для решения ряда народно-хозяйственных задач. Однако тогда же проявился и существенный недостаток РУ с отработавшими твэлами: невысокая доля использованного γ -излучения продуктов деления, не превышающая нескольких процентов. РУ с выгоревшими твэлами того времени были малоэффективными, поскольку глубина выгорания топлива и количество продуктов деления в ОЯТ исследовательских реакторов невелики. По мере интенсивного развития ядерной энергетики глубина выгорания выгружаемого топлива и количество продуктов деления в нем возрастают.

В связи с сооружением Белорусской АЭС открывается возможность использования в качестве облучателя РУ отработавших тепловыделяющих сборок (ОТВС) целиком или конструкций из отдельных твэлов без их дорогостоящей переработки.

Цель настоящей работы – исследование возможности использования ОТВС в задачах радиационной технологии на стадии сухого хранения, после выдержки их в пристанционном бассейне.

Топливоиспользование в реакторе ВВЭР-1200.

В активной зоне реактора установлены 163 бесчехловые тепловыделяющие сборки ТВС-2М (рис. 1) шестигранной формы размером «под ключ» 23,4 см и высотой (с пучком поглотителей) около 5 м [2]. ТВС реактора ВВЭР-1200 содержит 312 твэлов, 18 направляющих каналов и 13 равномерно расположенных по высоте дистанционирующих решеток (ДР). Для компенсации большого начального запаса избыточной реактивности часть твэлов, называемых твэгами, содержит выгорающий поглотитель Gd_2O_3 . Твэл реактора состоит из оболочки, заглушек, таблеток спеченного UO_2 и фиксатора, удерживающего топливный столб от смещения при транспортно-технологических операциях (рис. 2).

На Белорусской АЭС будет четырехгодичная топливная кампания, когда в установившемся режиме ежегодно перегружаются 42 ТВС. Оставшиеся ТВС перемещаются в другие ячейки активной зоны с целью уменьшения неравномерности энерговыделения и глубины выгорания. Таким образом, время эксплуатации (облучения) практически каждой ТВС составляет 4 г. Основные параметры ТВС-2М и топливной кампании реактора ВВЭР-1200, принятые в расчетах, приведены в табл. 1.

Т а б л и ц а 1. Основные характеристики ТВС и топливной кампании ВВЭР-1200

Характеристика	Величина
Масса UO_2 в ТВС, кг	540
Высота топливного столба, см	373
Среднее обогащение топлива подпитки по ^{235}U , %	4,8
Плотность топливной таблетки, г/см ³	10,3
Шаг решетки твэлов, см	1,275
Внешний / внутренний диаметр топливной таблетки, см	0,76 / 0,12
Тепловая мощность реактора, МВт	3200
Длительность одного топливного цикла, эф. сут.	340
Глубина выгорания выгружаемого топлива, МВт·сут/кгU: среднее по ТВС / максимальное	55 / 59

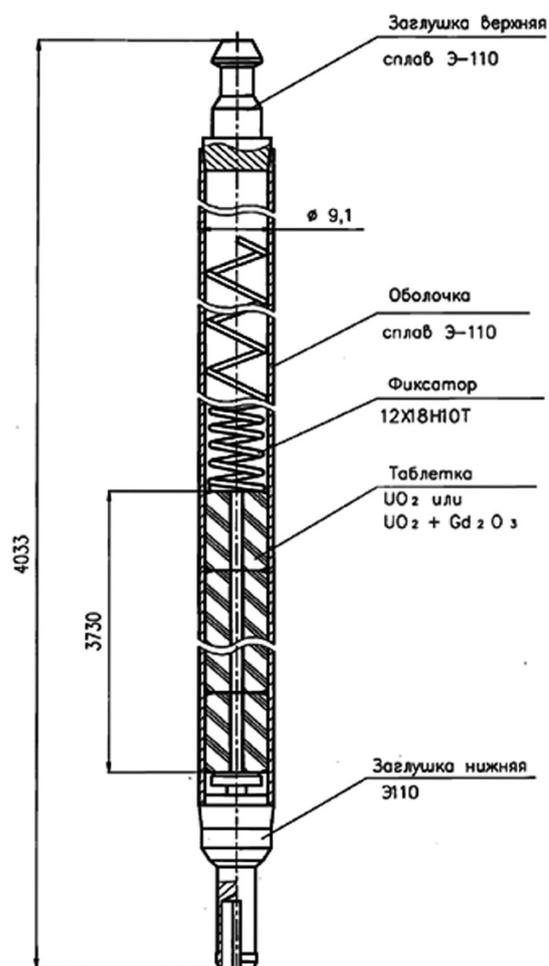


Рис. 2. Конструкция твэла (твэга)

Содержание продуктов деления и актинидов в отработавших тепловыделяющих сборках реактора ВВЭР-1200. Расчет выгорания топлива и накопления актинидов и продуктов деления в ТВС реактора ВВЭР выполняется в два этапа. На первом этапе по коду ТВС-М [3] определяется пространственно-энергетическое распределение нейтронов в отдельных ТВС активной зоны всех типов и подготавливаются библиотеки мало групповых констант. Тогда же предварительно рассчитывается и зависимость изотопного состава от глубины выгорания топлива для 21 актинида от ^{232}Th до ^{244}Cm и 99 продуктов деления от ^{82}Kr до ^{163}Dy .

На втором этапе выполняются трехмерные диффузионные расчеты реактора в целом: определение потоков нейтронов, описание изменения изотопного состава в каждой точке активной зоны с учетом перегрузок топлива между последовательными топливными циклами по коду БИПР-7. Рассчитанные глубины выгорания выгружаемого топлива приведены в табл. 2 для некоторых групп ОТВС. Описание неравномерности выгорания по высоте выполняется путем разбиения активной зоны в расчетах на 10 равных частей.

Т а б л и ц а 2. Распределение по высоте глубины выгорания отработавших ТВС для реактора ВВЭР-1200 в установившемся режиме перегрузки, МВт·сут/кгU

Номер слоя по высоте (нумерация снизу вверх)	Группа ТВС				
	1	2	3	4	5
10	38,91	40,35	40,79	43,47	39,75
9	52,26	54,56	55,80	58,22	53,56
8	54,44	57,08	58,52	60,63	55,87
7	55,26	58,03	59,55	61,49	56,74
6	55,99	58,85	60,42	62,25	57,50
5	56,73	59,67	61,30	63,01	58,26
4	57,49	60,51	62,19	63,80	59,04
3	58,31	61,36	63,06	64,60	59,83
2	58,33	61,11	62,61	64,31	59,59
1	44,94	46,64	47,11	49,20	45,44
Среднее по ТВС	53,26	55,82	57,13	59,10	54,56

В верхней и нижней частях ОТВС глубина выгорания топлива на 20% меньше среднего значения. В остальных частях ОТВС (составляющих не менее 80% ее объема) отличие глубины выгорания от среднего значения не превышает примерно 10%. Разброс глубины выгорания среди ОТВС имеет такую же небольшую величину. На данной стадии исследования неравномерность глубины выгорания как по объему внутри ОТВС, так и между отдельными ОТВС не учитывается. Для оценки источников γ - и нейтронного излучения в ОТВС реактора ВВЭР-1200 принята средняя глубина выгорания 55,5 МВт·сут/кгU.

Как показано в [4], основным источником γ -квантов в выгоревшей ТВС является распад нестабильных продуктов деления, а источником нейтронов – спонтанное деление образовавшихся в топливе актинидов и α -распад (и последующая реакция (α , n) на ^{18}O). Определяющими источниками γ -квантов являются продукты деления с периодом полураспада $T_{1/2} = 2\text{--}30$ лет (продукты деления с меньшим периодом в основном распадаются на стадии послереакторного хранения в бассейне выдержки в течение первых 5 лет, продукты деления с большими периодами полураспада не дают заметной интенсивности излучения). Содержание соответствующих изотопов в выгоревших ТВС в зависимости от времени выдержки дается в табл. 3. Для целей данной работы наиболее важен изотоп ^{137}Cs , имеющий большую долю образования при делении ядер топлива

Т а б л и ц а 3. Содержание некоторых продуктов деления в отработавших ТВС, г

Изотоп	$T_{1/2}$, лет	Выход γ -квантов, γ -кв./расп.	Время выдержки, лет						
			0	5	10	15	20	30	50
^{85}Kr	10,7	0,0043	18,5	13,4	9,69	7,01	5,07	2,66	0,729
^{125}Sb	2,76	1,7143	5,89	1,68	0,477	0,136	0,039	0,003	0
^{134}Cs	2,06	2,2375	124	23,2	4,33	0,808	0,151	0,005	0
^{137}Cs	30,1	0,9299	958	854	761	678	604	480	303
^{154}Eu	8,59	1,9938	24,0	16,1	10,7	7,17	4,79	2,14	0,426
^{155}Eu	4,96	0,8625	4,39	2,19	1,09	0,541	0,269	0,067	0,004

и подходящий для радиационной технологии период полураспада 30,1 лет. После выдержки в 5 лет и более изотоп ^{137}Cs остается практически единственным источником γ -квантов с $E \sim 0,66$ МэВ.

Содержание актинидов в выгоревших ТВС приведено в табл. 4. Там же даны и выходы нейтронов при спонтанном делении, а также по реакции $^{18}\text{O}(\alpha, n)^{21}\text{Ne}$ на ^{18}O , содержащемся в количестве 0,2% в кислороде диоксида урана, для отдельных актинидов, взятые из [4].

Т а б л и ц а 4. Выход нейтронов и содержание актинидов в отработавших ТВС

Изотоп	$T_{1/2}$, лет	Выход нейтронов, нейтр./расп.		Содержание актинидов по годам выдержки, г						
		Реакция (α, n)	Спонтанное деление	0	5	10	15	20	30	50
^{238}Pu	87,8	$2,09 \cdot 10^{-8}$	$4,12 \cdot 10^{-9}$	193,0	185,4	178,3	171,4	164,8	152,4	140,3
^{239}Pu	2411	$1,66 \cdot 10^{-8}$	$9,5 \cdot 10^{-13}$	3539	3588	3587	3587	3586	3585	3584
^{240}Pu	6566	$1,68 \cdot 10^{-8}$	$1,23 \cdot 10^{-7}$	1619	1626	1631	1636	1639	1644	1648
^{242}Pu	$3,7 \cdot 10^5$	$2,07 \cdot 10^{-8}$	$1,17 \cdot 10^{-5}$	458,2	458,2	458,2	458,2	458,2	458,2	458,2
^{241}Am	432	$1,43 \cdot 10^{-8}$	$1,32 \cdot 10^{-11}$	34,31	238,9	398,4	522,2	617,7	747,1	847,0
^{242}Cm	0,447	$3,13 \cdot 10^{-8}$	$1,73 \cdot 10^{-7}$	13,41	0,0057	0	0	0	0	0
^{244}Cm	18,09	$2,58 \cdot 10^{-8}$	$3,62 \cdot 10^{-6}$	45,94	37,92	31,44	25,88	21,28	14,58	7,300

Изменение концентраций актинидов топлива при хранении происходит более сложным образом, чем продуктов деления, так как их распад может привести к образованию других изотопов-актинидов, вследствие чего содержание некоторых из них может возрасть. Основным источником нейтронов в ОТВС после извлечения из бассейна выдержки является спонтанное деление изотопа кюрия ^{244}Cm , имеющего период полураспада 18,1 лет. Доля спонтанного деления других изотопов-актинидов и нейтронов реакции (α, n) невелика: через 5 лет хранения она составляет только 2%.

Полные интенсивности источников γ -квантов и нейтронов в выгоревших ТВС в зависимости от времени выдержки приводятся в табл. 5. Источниками γ -квантов кроме продуктов деления в небольшой степени являются также актиниды. Однако поскольку γ -кванты актинидов имеют энергию, как правило, меньшую 0,1 МэВ, и малоэффективны в радиационных технологиях, они далее не учитываются.

Т а б л и ц а 5. Интенсивность источников γ -квантов и нейтронов (с^{-1}) в выгоревшей ТВС в зависимости от времени выдержки

Вид излучения	Время выдержки, лет							
	5	10	15	20	30	40	50	60
γ -кванты продуктов	$5,73 \cdot 10^{15}$	$3,01 \cdot 10^{15}$	$2,27 \cdot 10^{15}$	$1,92 \cdot 10^{15}$	$1,48 \cdot 10^{15}$	$1,16 \cdot 10^{15}$	$9,13 \cdot 10^{14}$	$7,22 \cdot 10^{14}$
γ -кванты актинидов	$5,00 \cdot 10^{13}$	$6,36 \cdot 10^{13}$	$7,39 \cdot 10^{13}$	$8,17 \cdot 10^{13}$	$9,19 \cdot 10^{13}$	$9,72 \cdot 10^{13}$	$9,86 \cdot 10^{13}$	$1,00 \cdot 10^{14}$
Все γ -кванты	$5,78 \cdot 10^{15}$	$3,07 \cdot 10^{15}$	$2,34 \cdot 10^{15}$	$2,00 \cdot 10^{15}$	$1,57 \cdot 10^{15}$	$1,26 \cdot 10^{15}$	$1,01 \cdot 10^{15}$	$8,22 \cdot 10^{14}$
Нейтроны (α, n)	$6,67 \cdot 10^6$	$6,35 \cdot 10^6$	$6,07 \cdot 10^6$	$5,81 \cdot 10^6$	$5,38 \cdot 10^6$	$5,03 \cdot 10^6$	$4,76 \cdot 10^6$	$4,49 \cdot 10^6$
Нейтроны (спонт. дел.)	$3,77 \cdot 10^8$	$3,12 \cdot 10^8$	$2,57 \cdot 10^8$	$2,12 \cdot 10^8$	$1,45 \cdot 10^8$	$9,97 \cdot 10^7$	$7,33 \cdot 10^7$	$4,68 \cdot 10^7$
Все нейтроны	$3,83 \cdot 10^8$	$3,19 \cdot 10^8$	$2,63 \cdot 10^8$	$2,18 \cdot 10^8$	$1,51 \cdot 10^8$	$1,05 \cdot 10^8$	$7,81 \cdot 10^7$	$5,13 \cdot 10^7$

Интенсивность рождения γ -квантов в ОТВС с глубиной выгорания 55,5 МВт·сут/кгU после 5-летней выдержки составляет $5,7 \cdot 10^{15}$ 1/с, что соответствует активности 150 кКи, в том числе γ -квантов с энергиями, большими 0,6 МэВ, – $4,8 \cdot 10^{15}$ 1/с или 125 кКи. Содержание основного источника γ -квантов ^{137}Cs составляет 850 г. При увеличении времени хранения ТВС до 20 лет содержание ^{137}Cs (практически единственного источника γ -квантов) уменьшается до 600 г, выход γ -квантов сокращается до $2,0 \cdot 10^{15}$ 1/с (54 кКи), а γ -квантов с энергиями, большими 0,6 МэВ, – до $1,72 \cdot 10^{15}$ 1/с (46 кКи). При выдержке ОТВС 50 лет остается только 300 г изотопа ^{137}Cs ; тогда источник γ -квантов равен соответственно $1,0 \cdot 10^{15}$ 1/с и $8,3 \cdot 10^{14}$ 1/с, а γ -активность 27 и 22 кКи.

Значение интенсивности источника нейтронов в ОТВС на всех стадиях хранения примерно на семь порядков ниже величины интенсивности источника γ -квантов. Уровень нейтронного потока около ТВС при таком источнике на несколько порядков ниже допустимого уровня потока в критических сборках и, по-видимому, не будет серьезным препятствием при использовании ОТВС в целях радиационной технологии.

Коэффициенты выноса γ -квантов и нейтронов из отработавших тепловыделяющих сборок. Для определения коэффициентов выноса (вероятностей вылета) γ -излучения из ОТВС используется программа EGSnrc [5], представляющая систему компьютерных кодов, которая образует универсальный пакет для моделирования методом Монте-Карло связанного переноса электронов и γ -квантов применительно к энергиям выше нескольких килоэлектронвольт. Для γ -квантов, испускаемых ^{137}Cs с энергией 662 кэВ, при взаимодействии с веществом определяющими являются процессы комптоновского рассеяния на электронах и фотоэлектрического поглощения.

Расположение твэлов и направляющих каналов в решетке ТВС реактора ВВЭР-1200 приведено на рис. 3, где не показаны различия между обычными твэлами и твэгами, так как в конце топливной кампании выгорающий поглотитель полностью выгорает и твэги по своим параметрам становятся близкими к обычным твэлам. Все 312 твэлов и 19 каналов образуют 11 шестиугольных рядов. Поскольку прямое моделирование переноса γ -квантов внутри ТВС с помощью кода EGSnrc оказывается достаточно сложным, для определения поля выходящих из ОТВС γ -квантов по этому коду создана упрощенная модель в двумерной (r, z) -геометрии, представляющая собой чередование слоев топлива и воздуха. В расчетах учитывалось энергетическое распределение рожденных γ -квантов.

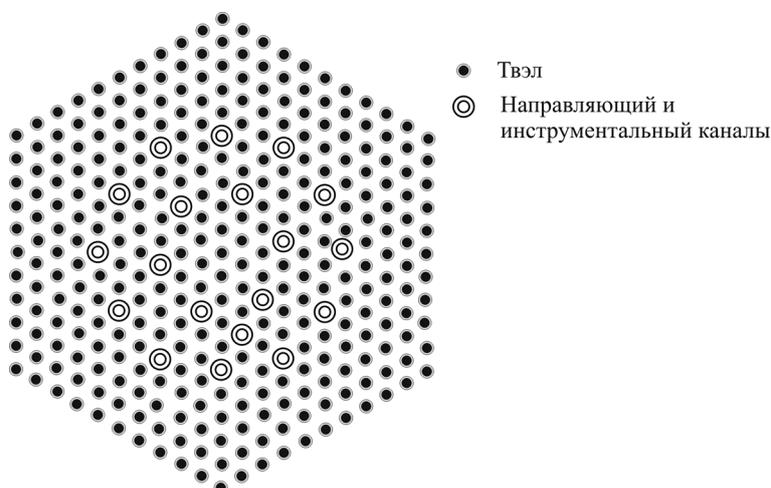


Рис. 3. Расположение твэлов и направляющих каналов в ТВС

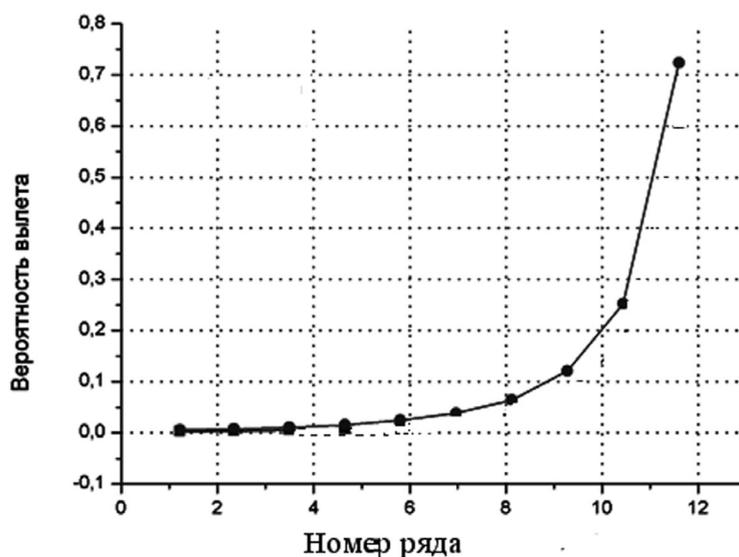


Рис. 4. Зависимость коэффициента выноса γ -квантов, родившихся в разных рядах твэлов, из цельной ОТВС

Вследствие большого поглощения γ -квантов твэлами цельной ОТВС за ее пределы выходит только их пятая часть, что неблагоприятно отражается на ионизирующей способности излучения в облучаемых материалах. Для увеличения общего потока вылетающих γ -квантов возможно использование одновременно нескольких ОТВС в одной радиационной установке, при этом установка ОТВС может быть различной.

На рис. 4 приведена зависимость коэффициента выноса γ -квантов из цельной ОТВС от номера ряда твэлов, в которых они рождаются. Для самого наружного ряда коэффициент выноса превышает 0,7, а для внутренних рядов близок к нулю. Поэтому для увеличения общего коэффициента выноса вылетающих γ -квантов на основе ремонтпригодности современных ТВС можно оставлять в них только самые наружные ряды из 48, 54 и 60 твэлов, как показано на рис. 5, а остальные твэлы использовать для изготовления аналогичных конструкций. Коэффициент выноса γ -квантов возрастает соответственно до 0,43; 0,59 и 0,95.

Результаты расчетов двух конфигураций твэлов приведены в табл. 6. Верхние значения соответствуют цельной ТВС, нижние – облучателям, в которых твэлы расположены в один ряд. Число твэлов в обоих случаях равно 312. Уменьшение со временем выдержки количества вылетающих γ -квантов происходит благодаря изменению активности выгоревших твэлов.

Т а б л и ц а 6. Результаты расчетов характеристик вылетающих из ОТВС γ -квантов в зависимости от времени выдержки

Характеристика	Конфигурация	Время выдержки, лет							
		5	10	15	20	30	40	50	60
Количество рожденных γ -квантов, $10^{15} \cdot \gamma\text{-кв./с}$	–	5,73	3,01	2,27	1,92	1,48	1,16	0,913	0,722
Средняя энергия рожденных γ -квантов, МэВ	–	0,629	0,610	0,602	0,600	0,600	0,600	0,600	0,600
Количество вылетающих γ -квантов, $10^{15} \cdot \gamma\text{-кв./с}$	ОТВС	1,16	0,609	0,459	0,388	0,299	0,234	0,184	0,146
	Твэлы	5,44	2,86	2,16	1,83	1,41	1,11	0,874	0,691
Средняя энергия вылетающих γ -квантов, МэВ	ОТВС	0,661	0,647	0,636	0,630	0,630	0,630	0,630	0,630
	Твэлы	0,631	0,612	0,604	0,602	0,602	0,602	0,602	0,602

Сравнение характеристик источников γ -квантов на основе ^{60}Co и отработавших тепло-выделяющих сборок. На радиационной установке УГУ-420 ОИЭЯИ–Сосны в качестве источника γ -излучения используется ^{60}Co , при распаде которого вылетают два γ -кванта со средней энергией 1,25 МэВ, что существенно выше средней энергии γ -квантов, выходящих из ОТВС. Начальная активность в последние годы составляет 200 кКи (1 Ки = $3,7 \cdot 10^{10}$ расп./с), период полураспада ^{60}Co равен 5,27 г. При расчете потока γ -квантов от кобальтового источника площадь окружающей его поверхности принималась равной площади наружной поверхности ОТВС, коэффициент выноса 1.

В качестве характеристики способности γ -излучения к ионизации в данной работе принята экспозиционная доза, единицей которой является рентген, $1 \text{ Р} = 2,58 \cdot 10^{-4} \text{ Кл/кг}$. Мощность экспозиционной дозы $D_{\text{экс}}$ (в Р/ч) рассчитывалась по эмпирической формуле, взятой из [6]:

$$D_{\text{экс}} = \frac{\varphi E_0 \mu_e 1,6 \cdot 10^{-6} \cdot 3600}{0,113},$$

где φ – поток γ -квантов, $\gamma\text{-кв.}/(\text{см}^2 \cdot \text{с})$; E_0 – средняя энергия γ -квантов, МэВ; μ_e – линейный коэффициент истинного поглощения энергии γ -квантов в воздухе, см^{-1} ; $1,6 \cdot 10^{-6}$ – энергетический эквивалент 1 МэВ, эрг/МэВ; 0,113 – энергетический эквивалент 1 Р в воздухе, эрг/(Р· см^3). Значения линейного коэффициента истинного поглощения в воздухе для 0,6 и 1,2 МэВ равны $3,78 \cdot 10^{-5}$ и $3,44 \cdot 10^{-5} \text{ см}^{-1}$.

В табл. 7 проведено сравнение эффективностей кобальтового источника, ОТВС и облучателя, составленного из отдельных твэлов. В начале эксплуатации, чтобы получить мощность дозы γ -излучения такой же, как от кобальтового источника, требуется 20 цельных ОТВС или несколько облучателей с расположением твэлов в один ряд, число которых соответствует примерно четырем ОТВС. В стационарном режиме перегрузки на каждом блоке АЭС-2006 ежегодно

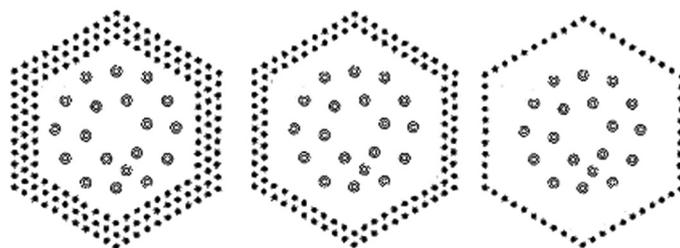


Рис. 5. Конфигурации твэлов в облучателях с высоким коэффициентом выноса γ -квантов

выгружается 42 ОТВС, однако создать РУ на основе 20 ОТВС, по-видимому, конструктивно сложно. Вероятно, наиболее перспективным является вариант с разборкой ТВС и созданием из твэлов необходимого количества облучателей.

Т а б л и ц а 7. Характеристики источников γ -излучения на основе ^{60}Co с начальной активностью 200 кКи и выгоревшего топлива одной ТВС

Характеристика	Вид источника	Время от начала эксплуатации источника, лет							
		0	5	10	15	25	35	45	55
Количество вылетевших γ -квантов, 10^{15} γ -кв./с	^{60}Co	14,8	7,66	3,98	2,06	0,552	0,148	0,0398	0,0108
	ОТВС	1,16	0,609	0,459	0,388	0,299	0,234	0,184	0,146
	ТВЭЛы	5,44	2,86	2,16	1,83	1,41	1,11	0,874	0,691
Мощность экспозиционной дозы, кР/ч	^{60}Co	1108	574	298	154	41,4	11,1	2,98	0,80
	ОТВС	55,7	28,6	21,2	17,8	13,7	10,7	8,42	6,68
	ТВЭЛы	250	127	94,8	80,1	61,7	48,6	38,2	30,2

Мощность дозы от ^{60}Co со временем уменьшается быстрее, чем от выгоревшего топлива вследствие небольшого периода полураспада кобальта. Поэтому облучатели на основе выгоревшего топлива можно использовать значительно дольше, чем кобальтовые источники.

Заключение. Проведенный анализ показал, что существует принципиальная возможность использования в облучателях радиационной установки отработавшего топлива реактора ВВЭР-1200. Такое применение могло бы существенно снизить суммарные затраты на хранение отработавшего ядерного топлива и может рассматриваться как дополнительное звено топливного цикла.

Литература

1. Брегер А. Х., Вайнштейн Б. И., Сыркус Н. П. и др. Основы радиационно-химического аппаратостроения. М., 1967.
2. Шмелев В. Д. Активные зоны ВВЭР для атомных электростанций. М., 2004.
3. Sidorenko V. D., Lazarenko A. P., Bolshagin S. N. et al. // In 5th Symp. of the AER. 1995, Dobotoco, Hungary, okt. 15–20. 1995. P. 169–178.
4. Залюбовский И. И., Письменецкий С. А., Рудычев В. Г. и др. // Атомная энергия. 2010. Т. 109, вып. 6. С. 324–329.
5. Электронный ресурс: <http://irs.inms.nrc.ca/software/egsnrc/> (дата доступа 10.06.2010); электронный ресурс: <http://irs.inms.nrc.ca/publications/articles/> (дата доступа 10.06.2010).
6. Гусев Н. Г., Машкович В. П., Суворов А. П. Защита от ионизирующих излучений. Том 1. Физические основы защиты от излучения. М., 1980.

L. I. SALNIKOV, N. M. DNEPROVSKAYA, A. V. KUZMIN, I. A. NOVIKOV,
I. E. RUBIN, I. A. SALNIKOVA, N. A. TETEREVA

TECHNICAL FEASIBILITY ESTIMATION OF UTILIZATION OF VVER-1200 SPENT FUEL ASSEMBLIES AS A SOURCE OF GAMMA RADIATION FOR IRRADIATION-TECHNOLOGICAL OPERATIONS

Summary

Possibility in principle of VVER-1200 spent fuel assemblies utilization as a source of gamma radiation for radiotechnology is grounded. The possibility is revealed because of high burn-up fraction of nuclear fuel in recent power reactors.