

## ПРИМЕНЕНИЕ РАСЧЕТНОГО КОДА ТРАСТ ДЛЯ ОЦЕНОК РАДИОНУКЛИДНЫХ СОСТАВОВ И РАДИАЦИОННЫХ ХАРАКТЕРИСТИК ОЯТ И РАО КЛАССА 1

А. И. Блохин, П. А. Блохин, С. Т. Казиева

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН, Москва

Статья поступила в редакцию 25 ноября 2020 г.

*В статье представлены результаты расчетных исследований радионуклидных составов и радиационных характеристик отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР-440 и БН-600, выполненные с применением нового расчетного кода ТРАСТ. Такие исследования проводятся с целью подготовки базовой информации для дальнейшего прогнозирования характеристик радиоактивных отходов класса 1, образующихся при переработке данных типов топлива. В результате расчетов подготовлены характеристики ОЯТ ВВЭР-440 и БН-600 для различных условий облучения и хранения, включая уровни выгорания и длительность выдержки перед переработкой. Такие данные позволят в дальнейшем проводить оценки возможных диапазонов характеристик РАО класса 1.*

**Ключевые слова:** *расчетный код, нуклидная кинетика, отработавшее ядерное топливо, радиационные характеристики, энерговыделение, водо-водяной энергетический реактор, реактор на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем, радиоактивные отходы, алюмофосфатное стекло.*

### Введение

Практика обращения с РАО в России в полной мере обеспечивает безопасность персонала и населения на различных стадиях ЯТЦ, включая захоронение [1–3]. При этом нормативы воздействия производств по радиационному фактору беспрецедентно жестки и находятся на уровнях баланса окупаемости ряда ядерных технологий в целом, хотя по безопасности достигнуты запасы в порядки величины [4]. Для объектов ядерного наследия, характеризующихся неопределенностями характеристик, в том числе релевантных для обоснования безопасности, видится существенный потенциал в снижении консерватизма оценок и приближении

к рациональному долговременному прогнозу за счет уточнения характеристик накопленных отходов. Как показывает практика, это нетривиальная и актуальная задача не только для старых могильников или неиспользуемых зданий и сооружений, по которым отсутствует проектная документация, но и для вполне по меркам практики наследия современного хранилища остеклованных РАО [5–7].

Основной объем РАО класса 1 [8] в России представляет собой накопленное алюмофосфатное стекло (АФС), полученное в результате переработки ОЯТ ВВЭР-440, БН-600, исследовательских, транспортно-судовых и энергетических

реакторов. Основной объем переработанного ОЯТ составляют отработавшие сборки реакторов ВВЭР-440 и БН-600. Исходной информацией для прогнозирования составов и характеристик АФС является его состав. При этом важными характеристиками, которые необходимо оценить, являются: содержание в нем значимых для оценки долговременной безопасности радионуклидов (ключевые из которых:  $^{14}\text{C}$ ,  $^{79}\text{Se}$ ,  $^{99}\text{Tc}$ ,  $^{129}\text{I}$ ,  $^{135}\text{Cs}$  и др.), количество оставшихся делящихся материалов, энерговыделение, интенсивность и спектры гамма- и нейтронных источников.

Цель статьи — анализ и обсуждение результатов проведенных расчетных исследований составов ОЯТ ВВЭР-440 и БН-600 с применением современного расчетного кода TRACT для обеспечения дальнейшего анализа характеристик АФС. Применение расчетных средств при оценке составов ОЯТ обусловлено несколькими факторами: требования к полноте состава и временам прогнозирования изменения характеристик, полное или частичное отсутствие информации в открытых источниках о содержании ряда значимых радионуклидов в ОЯТ.

### Расчетные исследования и прогнозирование радионуклидных составов ОЯТ различных типов реакторов

Расчетный код TRACT [9] разрабатывается в ИБРАЭ РАН в 2018—2020 гг. для обеспечения расчетов радионуклидных составов и радиационных характеристик облученных материалов. Отдельно отметим, что ПК TRACT частично верифицирован для проведения оценок характеристик ОЯТ ВВЭР-440 на экспериментальных данных [10] и проходит стадию дополнительной верификации/валидации, а также готовится к аттестации, которая планируется в 2021 году.

Проведение расчетных исследований радионуклидных составов и радиационных характеристик облученных материалов с применением ПК TRACT позволяет получить для заданных времен облучения и выдержки в практически неограниченном временном диапазоне для каждого изотопа и элемента данные по числу атомов, их массе, активности, энерговыделению по каналам альфа-распада, бета-распада, гамма-распада и их сумме, период полураспада, количеству испускаемых гамма-квантов.

#### Расчет радиационных характеристик ОЯТ реактора ВВЭР-440

Классическими источниками данных по радиационным характеристикам ОЯТ, включая тепловыделение, являются справочник [8]

(далее — Справочник) и руководство по безопасности [12]. В Справочнике содержится информация по радиационным характеристикам (активности, альфа-, бета-, гамма-тепловыделениям и т. д.) ОЯТ для времен выдержки до 20 лет. Для проведения сравнительных расчетов по Справочнику в рамках статьи выбран стационарный режим работы реактора ВВЭР-440 (рис. 1), который наиболее полно представлен в нем, для топлива (кассет) с обогащением 3,6% по  $^{235}\text{U}$ , при выгорании порядка 30 ГВт·сут/тU.

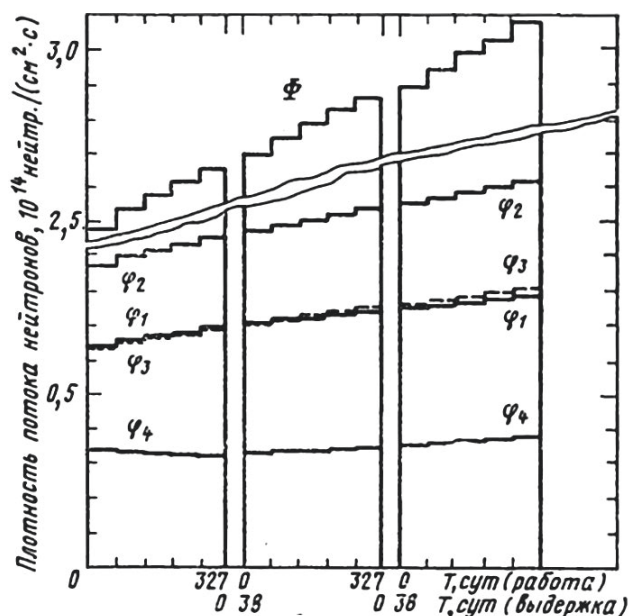


Рис. 1. Режим облучения топлива (кассет) с обогащением 3,6% реактора ВВЭР-440

Стационарный режим работы реактора ВВЭР-440 в Справочнике описывается 18 временными шагами:

- шаги 1—5 — работа реактора на номинальной мощности в первую «годовую» кампанию;
- шаг 6 — первая остановка реактора на 38 сут;
- шаги 7—11 — продолжение работы реактора на номинальной мощности во вторую «годовую» кампанию;
- шаг 12 — вторая остановка реактора на 38 сут;
- шаги 13—17 — продолжение работы реактора на номинальной мощности в третью «годовую» кампанию;
- шаг 18 — выгрузка топлива (кассеты), выдержка.

В несколько упрощенной трактовке режим можно понимать как облучение в течение 327 сут ( $5 \times 65,4$  сут) + остановка на 38 сут + облучение 327 сут + остановка на 38 сут + облучение 327 сут + выдержка, т. е. вся кампания 3 года (плюс выдержка).

**Таблица 1. Изменение удельной активности и тепловыделения ОЯТ**

Выдержка $t$	Активность, Бк/тU		Энерговыведение, кВт/тU					
			$\alpha$ -част		$\beta$ -част		$\gamma$ -кванты	
	[11]	TRACT	[11]	TRACT	[11]	TRACT	[11]	TRACT
1 с	6,42E+18	8,82E+18	1,25E+00	3,22E+00	8,70E+02	8,51E+02	7,90E+02	7,47E+02
10 с	5,75E+18	8,50E+18	1,25E+00	3,22E+00	6,62E+02	7,63E+02	6,57E+02	6,87E+02
1 мин	4,98E+18	7,91E+18	1,25E+00	3,22E+00	4,73E+02	6,36E+02	5,19E+02	5,96E+02
5 мин	4,22E+18	7,09E+18	1,25E+00	3,22E+00	3,38E+02	5,09E+02	3,88E+02	4,99E+02
10 мин	3,87E+18	6,58E+18	1,25E+00	3,22E+00	2,88E+02	4,49E+02	3,41E+02	4,56E+02
30 мин	3,20E+18	5,44E+18	1,25E+00	3,22E+00	2,05E+02	3,30E+02	2,64E+02	3,70E+02
1 ч	2,78E+18	4,65E+18	1,22E+00	3,22E+00	1,60E+02	2,56E+02	2,15E+02	3,10E+02
3 ч	2,32E+18	3,88E+18	1,25E+00	3,22E+00	1,15E+02	1,88E+02	1,53E+02	2,28E+02
6 ч	2,11E+18	3,60E+18	1,25E+00	3,22E+00	9,48E+01	1,67E+02	1,26E+02	1,96E+02
12 ч	1,88E+18	3,27E+18	1,25E+00	3,22E+00	7,67E+01	1,47E+02	1,06E+02	1,70E+02
1 сут	1,61E+18	2,80E+18	1,25E+00	3,22E+00	6,12E+01	1,23E+02	8,88E+01	1,43E+02
5 сут	8,89E+17	1,24E+18	1,24E+00	3,18E+00	3,57E+01	5,30E+01	5,19E+01	7,31E+01
10 сут	6,29E+17	6,93E+17	1,21E+00	3,12E+00	2,77E+01	3,01E+01	3,78E+01	4,75E+01
15 сут	5,24E+17	5,19E+17	1,19E+00	3,06E+00	2,40E+01	2,27E+01	3,08E+01	3,73E+01
30 сут	3,91E+17	3,65E+17	1,13E+00	2,89E+00	1,89E+01	1,61E+01	2,07E+01	2,54E+01
60 сут	2,79E+17	2,59E+17	1,01E+00	2,58E+00	1,47E+01	1,20E+01	1,29E+01	1,67E+01
90 сут	2,20E+17	2,05E+17	9,04E-01	2,31E+00	1,26E+01	1,02E+01	9,52E+00	1,26E+01
120 сут	1,82E+17	1,69E+17	8,12E-01	2,07E+00	1,12E+01	9,08E+00	7,39E+00	9,94E+00
180 сут	1,34E+17	1,24E+17	6,60E-01	1,68E+00	9,28E+00	7,55E+00	4,76E+00	6,57E+00
1 год	7,78E+16	7,18E+16	3,78E-01	9,41E-01	5,94E+00	4,96E+00	2,00E+00	2,92E+00
2,3 года	3,86E+16	3,79E+16	1,75E-01	4,05E-01	2,42E+00	2,12E+00	1,05E+00	1,57E+00
3 года	3,02E+16	3,01E+16	1,57E-01	3,50E-01	1,65E+00	1,42E+00	8,72E-01	1,29E+00
10 лет	1,36E+16	1,31E+16	1,67E-01	3,10E-01	4,73E-01	3,03E-01	3,20E-01	4,20E-01

В табл. 1 (времена выдержки соответствуют данным, приведенным в Справочнике) представлены результаты расчетов, полученные с помощью расчетного кода TRACT и приведенные в Справочнике для топлива с обогащением 3,6% по  $^{235}\text{U}$ , при котором достигается выгорание порядка 30 ГВт-сут/тU.

На рисунках 2–6 представлены графики изменения удельной активности и тепловыделения ОЯТ ВВЭР-440 по данным, представленным в Справочнике и полученным с помощью РК TRACT.

На рис. 7 представлены данные полного энергосвечения и его составляющих от гамма-, бета и альфа-излучений, полученные по РК TRACT.

В руководстве по безопасности РБ-093-20 [12] содержится информация о радионуклидном составе (для ограниченного перечня радионуклидов) и энергосвечении ОЯТ для различного

начального обогащения и глубины выгорания, в частности ВВЭР-440 (табл. 2).

**Таблица 2. Номенклатура топлива ВВЭР-440**

Среднее начальное обогащение по $^{235}\text{U}$ , %	Проектная глубина выгорания, ГВт-сут/тU
3,6	36
3,82	46
4,25	58
4,38	66

Сравнение энергосвечения ОЯТ ВВЭР-440, рассчитанного с помощью РК TRACT, с энергосвечением, представленным в руководстве по безопасности РБ-093-20, для глубины выгорания 36 ГВт-сут/тU от 1 года до 20 лет для представленных в таблице 2 средних начальных обогащений, показало погрешность значений

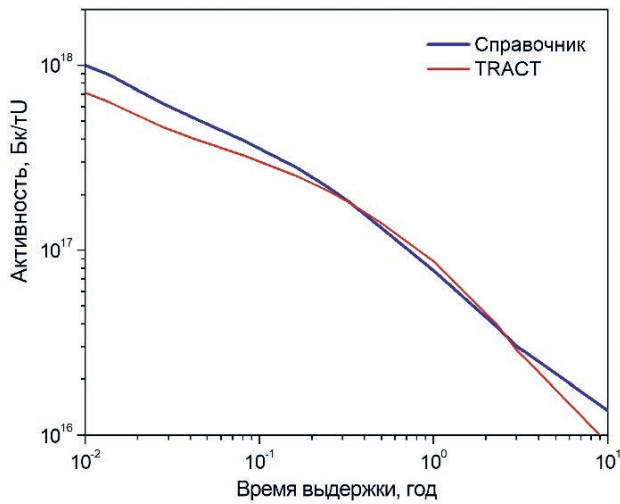


Рис. 2. Изменение удельной активности ОЯТ ВВЭР-440

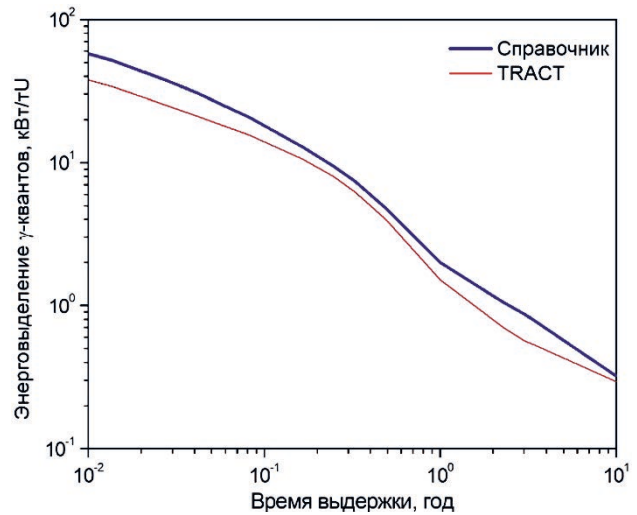


Рис. 5. Изменение энерговыделения гамма-квантов ОЯТ ВВЭР-440

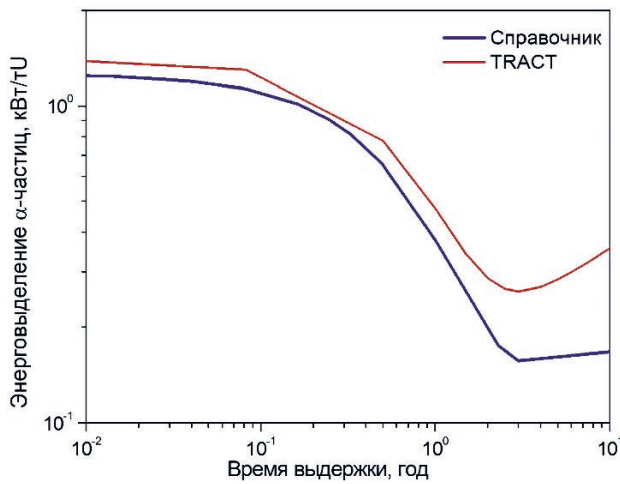


Рис. 3. Изменение энерговыделения альфа-частиц ОЯТ ВВЭР-440

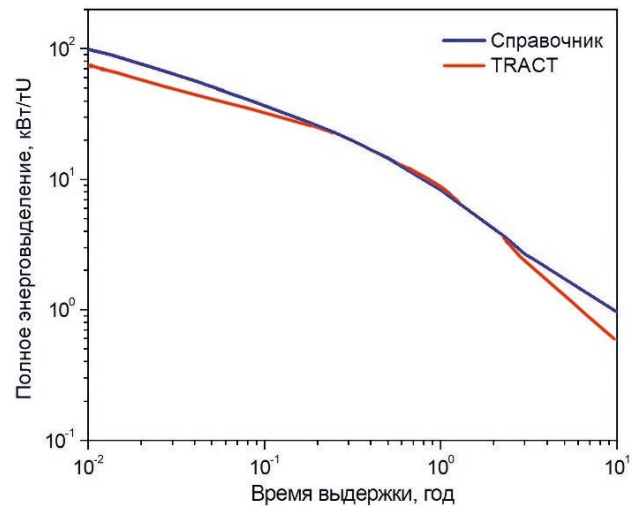


Рис. 6. Полное энерговыделение ОЯТ ВВЭР-440

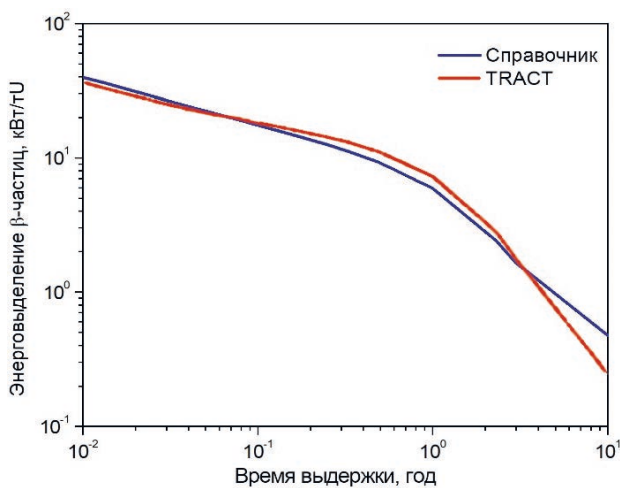


Рис. 4. Изменение энерговыделения бета-частиц ОЯТ ВВЭР-440

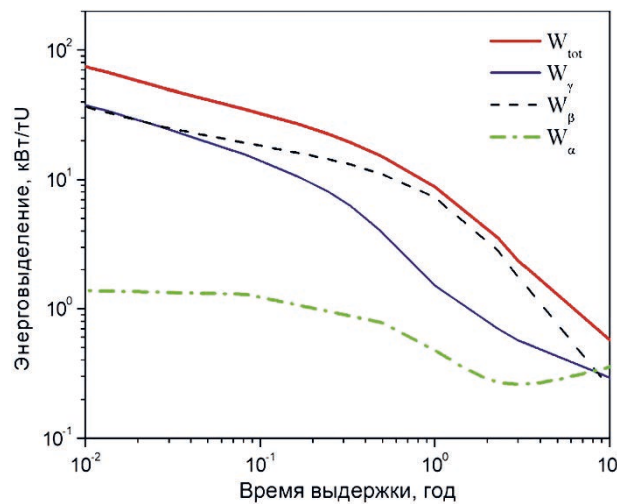


Рис. 7. Полное энерговыделение ОЯТ ВВЭР-440 и его компоненты

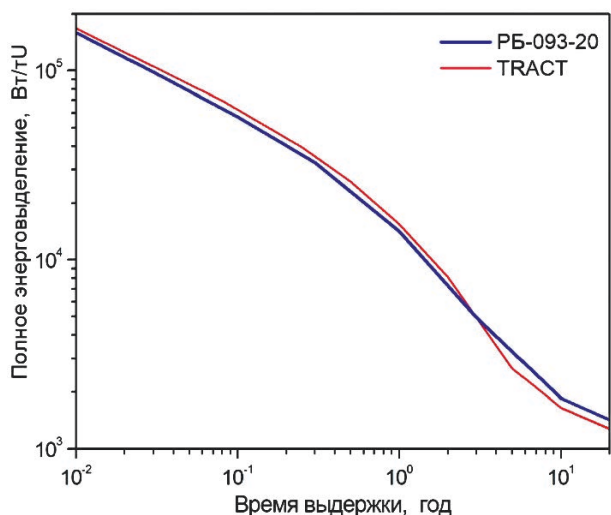


Рис. 8. Изменение энерговыделения ОЯТ ВВЭР-440 с обогащением топлива 4,38% по  $^{235}\text{U}$  для глубины выгорания 36 ГВт-сут/тU

энерговыделения до 10%. На рис. 8 в качестве примера представлен график изменения энерговыделения ОЯТ при 4,38% обогащении топлива по  $^{235}\text{U}$ .

Продемонстрированные результаты оценок с использованием расчетного кода TRACT интегральных характеристик ОЯТ ВВЭР-440 для различных начальных условий показали хорошее соответствие с рекомендованными данными, представленными в Справочнике и РБ-093-20.

### Расчет радиационных характеристик ОЯТ реактора БН-600

Мотивацией к проведению полномасштабных расчетных исследований составов ОЯТ БН-600 является практически полное отсутствие необходимых для анализа радиационных характеристик данных в открытых публикациях.

Особенностью эксплуатации реактора БН-600 является поэтапное изменение активной зоны (АЗ) реактора, поэтому для формирования полноценной картины характеристик ОЯТ БН-600 потребовалось проведение оценок для всех используемых компоновок. В таблице 3 приведены основные проектные параметры всех типов активных зон, реализованные для реактора БН-600 в течение 30 лет эксплуатации [13].

Таблица 3. Проектные характеристики активных зон реактора БН-600

Характеристика	Зона 01 (1980–1986)	Зона 01М (1988–1991)	Зона 01М1 (1993–2004)	Зона 01М2 (2006– н.в.)
Назначенный ресурс ТВС при работе реактора на $N_{\text{ном}}$ (ЗМО/ЗСО/ЗБО), эфф. сут.	200/–/300	330/330/495	480/480/480	560/560/730
Обогащение топлива по U-235 (ЗМО/ЗСО/ЗБО), %	21/–/33	17/21/26	17/21/26	17/21/26
Макс. выгорание топлива: (ЗМО/ЗСО/ЗБО), % т. а.	5,1/–/7,2	6,5/6,9/8,3	9,0/9,5/10,0	10,1/10,6/11,2

Для всех вариантов модернизации АЗ БН-600 выполнены оценки составов ОЯТ на заданные уровни выгорания топлива. Расчетные данные по составам ОЯТ реактора БН-600 для рассмотренных выше примеров зон различного обогащения получены с помощью расчетного кода TRACT.

На рис. 9–16 представлены графики изменения удельной активности и тепловыделения в зависимости от времени выдержки для топлива различного обогащения по  $^{235}\text{U}$  в различных зонах.

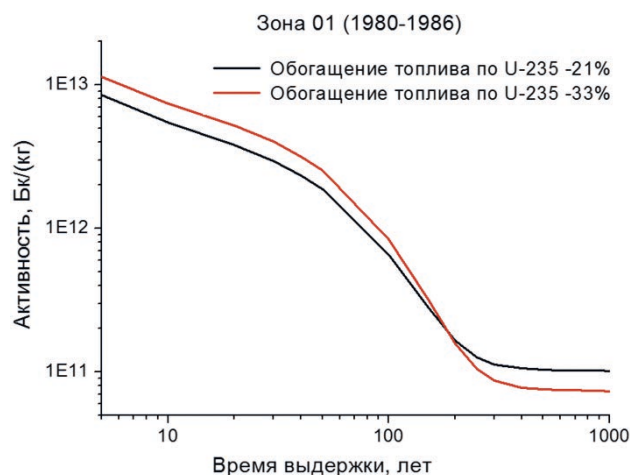


Рис. 9. Изменение активности ОЯТ для топлива различного обогащения по  $^{235}\text{U}$  в зоне 01 (1980–1986 гг.)

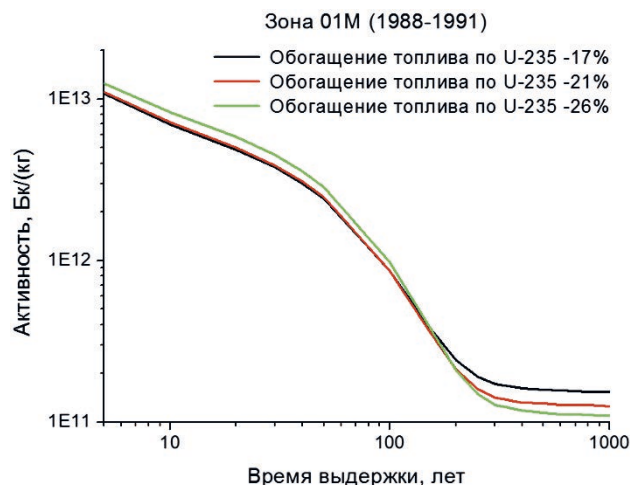


Рис. 10. Изменение активности ОЯТ для топлива различного обогащения по  $^{235}\text{U}$  в зоне 01М (1988–1991 гг.)

## Модели для анализа безопасности пунктов захоронения РАО

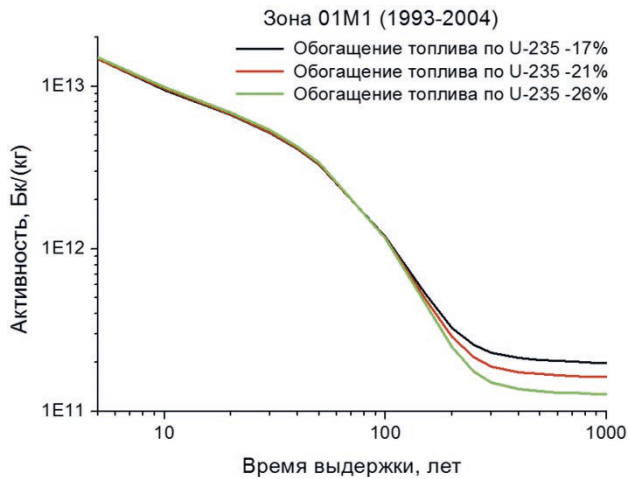


Рис. 11. Изменение активности ОЯТ для топлива различного обогащения по  $^{235}\text{U}$  в зоне 01M1 (1993–2004 гг.)

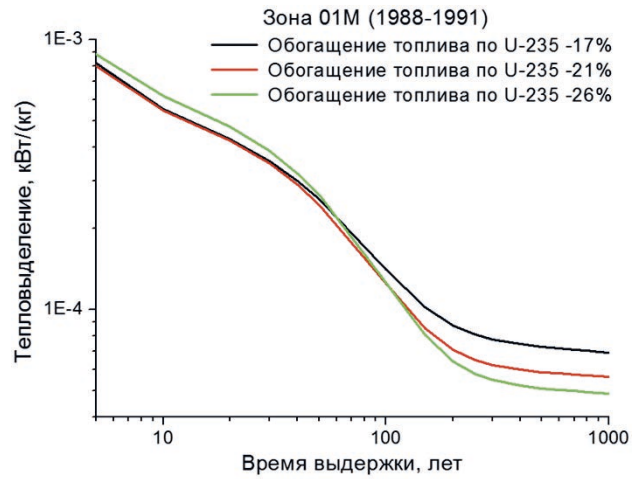


Рис. 14. Изменение тепловыделения ОЯТ для топлива различного обогащения по  $^{235}\text{U}$  в зоне 01M (1988–1991 гг.)

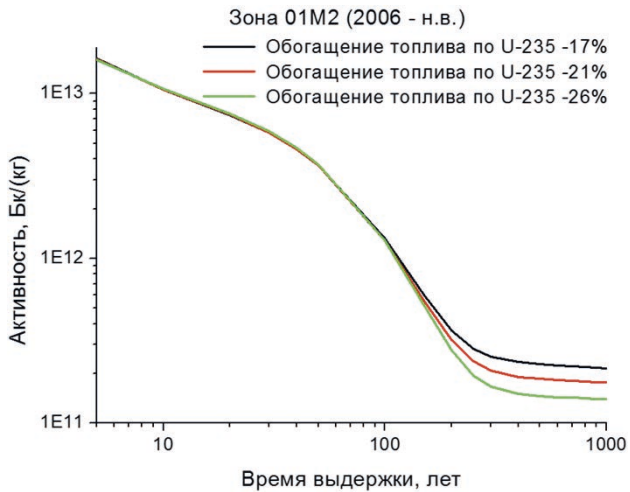


Рис. 12. Изменение активности ОЯТ для топлива различного обогащения по  $^{235}\text{U}$  в зоне 01M2 (2006 г. – н.в.)

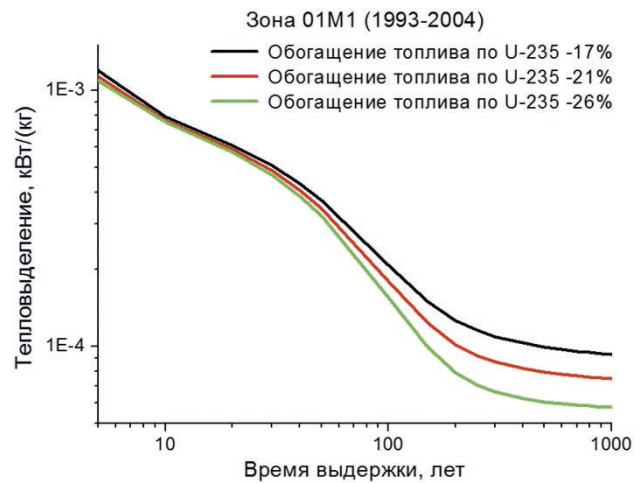


Рис. 15. Изменение тепловыделения ОЯТ для топлива различного обогащения по  $^{235}\text{U}$  в зоне 01M1 (1993–2004 гг.)

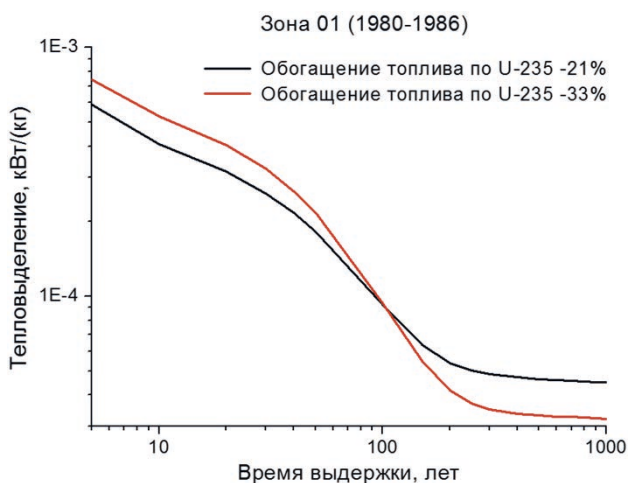


Рис. 13. Изменение тепловыделения ОЯТ для топлива различного обогащения по  $^{235}\text{U}$  в зоне 01 (1980–1986 гг.)

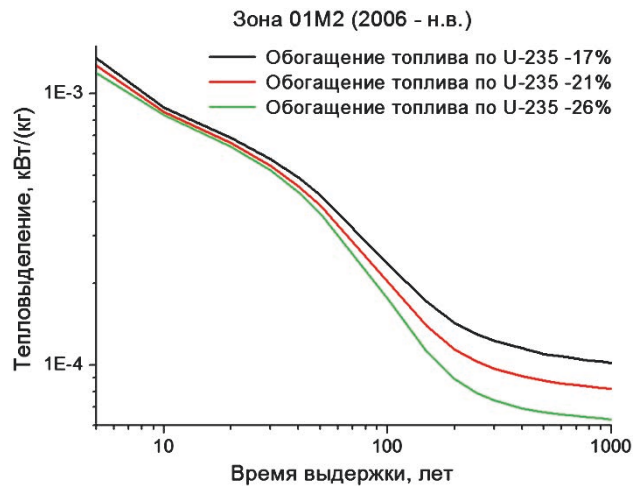


Рис. 16. Изменение тепловыделения ОЯТ для топлива различного обогащения по  $^{235}\text{U}$  в зоне 01M2 (2006 г. – н.в.)

Полученные данные будут служить для дальнейшего анализа составов РАО класса 1, образующихся после переработки ОЯТ БН-600.

### Демонстрация возможностей ПК TRACT по оценке радиационных характеристик РАО класса 1

Как уже говорилось выше, накопленные РАО класса 1 на ФГУП «ПО «Маяк» представляют собой отвержденные ЖРО, образующиеся при переработке ОЯТ. При формировании партии ОЯТ на переработку определенным образом смешивают различные типы топлива. Основной объем переработанного на заводе топлива — это ОЯТ ВВЭР-440 и БН-600. Для проведения расчетных исследований радиационных характеристик материалов, представляющих собой смесь (как в случае с переработкой ОЯТ), в ПК TRACT реализован специальный алгоритм, позволяющий пользователю использовать в качестве исходных данных результаты предыдущих расчетов.

Пример оценки характеристик РАО класса 1 может выглядеть следующим образом:

- 1) расчет составов ОЯТ для различных типов реакторов (например, для ВВЭР-440 и БН-600);
- 2) формирование начального состава АФС, которое состоит из нескольких этапов, а именно: пользователь выбирает время выдержки для каждого типа ОЯТ, т. е. на основе каких начальных составов будет формироваться состав РАО, задает весовые коэффициенты для каждого типа ОЯТ (так как при переработке топливо смешивается в различных пропорциях, а расчет в ПК TRACT проводится на заданную массу, например 1 тонну топлива), задает коэффициенты технологических операций для каждого радионуклида (так как при переработке часть элементов извлекается или теряется из растворов), коэффициент преобразования массы ОЯТ в массу стекла (т. е. какое количество стекла образуется с переработки 1 тонны ОЯТ).

3) задание времен выдержки, на которые необходимо провести расчеты радиационных характеристик.

Продемонстрируем результаты оценки радиационных характеристик моделируемого РАО класса 1, сформированного из двух типов ОЯТ: ВВЭР-440 и БН-600. Исходные данные для ОЯТ следующие:

- тип топлива — диоксид урана  $UO_2$ ,
- обогащение топлива по  $^{235}U$  — 4% в реакторе ВВЭР-440 и 26% в реакторе БН-600,
- выгорание топлива, извлеченного из реактора ВВЭР-440 — 40 ГВт-сут/тU, время выдержки ОЯТ до переработки составляет 7 лет,

- выгорание топлива, извлеченного из реактора БН-600 — 60 ГВт-сут/тU (480 эффективных суток облучения, примерное выгорание 10% т. а.), время выдержки ОЯТ до переработки составляет 14 лет.

В табл. 4 приведены изотопные составы свежего уранового оксидного топлива для реакторов ВВЭР-440 и БН-600, нормированные на 1 т урана.

Таблица 4. Составы свежего уранового оксидного топлива для реакторов ВВЭР-440 и БН-600

ВВЭР-440 ( $UO_2$ с обогащением 4% по урану-235)		БН-600 ( $UO_2$ с обогащением 26% по урану-235)	
Изотоп	Кол-во атомов изотопа, 1/тU	Изотоп	Кол-во атомов изотопа, 1/тU
$^{235}U$	1,02468E26	$^{235}U$	6,660E26
$^{238}U$	2,42823E27	$^{238}U$	1,871E27
$^{16}O$	5,04910E27	$^{16}O$	5,063E27
$^{17}O$	1,92323E24	$^{17}O$	1,928E24
$^{18}O$	1,01222E25	$^{18}O$	1,015E25

На рис. 17 и 18 для ОЯТ реакторов ВВЭР-440 и БН-600 представлены данные по изменению удельной активности и энерговыделения при временах выдержки до  $10^6$  лет соответственно. На рис. 19 и 20 представлены данные по остаточному энерговыделению ОЯТ и его компоненты от бета-, гамма- и альфа-излучений реакторов ВВЭР-440 и БН-600 соответственно. Отметим, что до времен выдержки порядка 150–200 лет основной вклад в энерговыделение вносят бета- и гамма-излучения. При временах выдержки выше 200 лет основным источником энерговыделения является альфа-распад минорных актинидов.

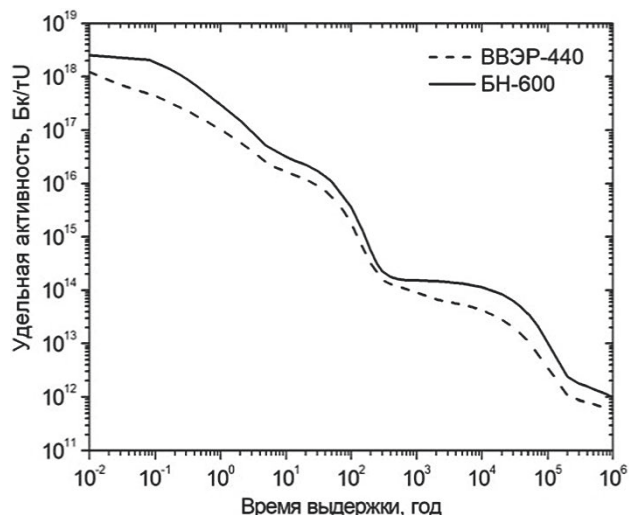


Рис. 17. Удельная активность ОЯТ реакторов ВВЭР-440 и БН-600

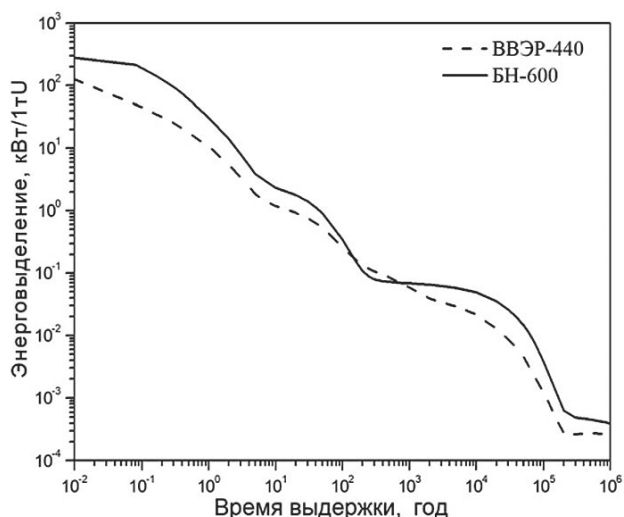


Рис. 18. Энерговыделение ОЯТ реакторов ВВЭР-440 и БН-600

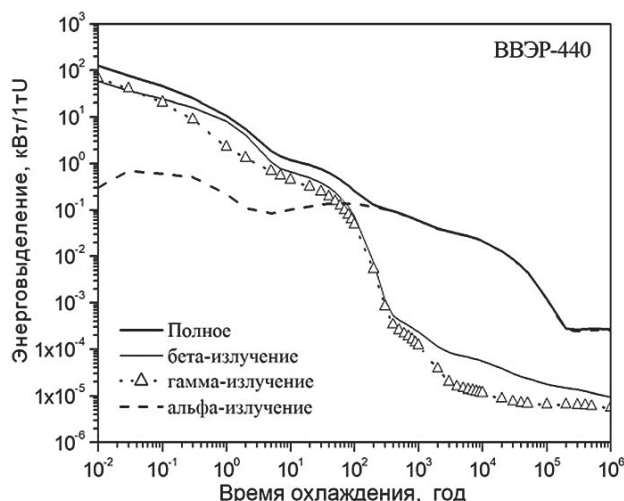


Рис. 19. Энерговыделение ОЯТ и его компоненты от бета-, гамма- и альфа-излучений реактора ВВЭР-440

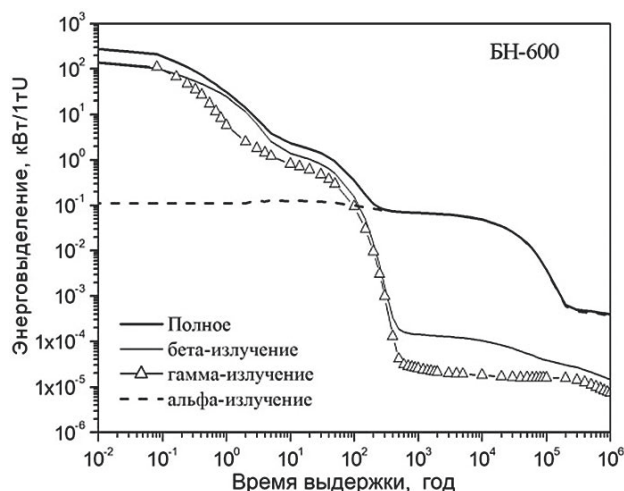


Рис. 20. Энерговыделение ОЯТ и его компоненты от бета-, гамма- и альфа-излучений реактора БН-600

В табл. 5 приведены данные содержания ряда значимых для оценок безопасности захоронения РАО радионуклидов. Анализ этих данных показывает, что учет топлива БН-600 в оценке составов АФС может повлиять на удельную активность ряда долгоживущих радионуклидов.

Таблица 5. Удельная активность значимых радионуклидов в ОЯТ ВВЭР-440 и БН-600

Радионуклид	Удельная активность, Бк/т У	
	ВВЭР-440 (T=7 лет)	БН-600 (T=14 лет)
<sup>14</sup> C	5,60E+09	5,24E+10
<sup>79</sup> Se	8,58E+08	2,38E+09
<sup>99</sup> Tc	7,50E+11	1,44E+12
<sup>129</sup> I	1,03E+09	2,29E+09
<sup>135</sup> Cs	1,85E+10	1,39E+11
<sup>234</sup> U	3,23E+09	1,94E+10
<sup>235</sup> U	3,62E+08	1,34E+10
<sup>237</sup> Np	5,56E+09	2,87E+10
<sup>238</sup> Pu	1,20E+13	5,75E+13
<sup>239</sup> Pu	2,14E+13	7,19E+13
<sup>240</sup> Pu	2,65E+13	1,15E+13
<sup>241</sup> Pu	1,11E+14	7,60E+13
<sup>242</sup> Pu	6,08E+10	1,52E+08
<sup>241</sup> Am	9,83E+13	2,48E+12
<sup>243</sup> Am	1,14E+11	1,24E+08
<sup>245</sup> Cm	5,53E+07	7,15E+04

При формировании начальных составов АФС принимались следующие условия:

- 1) для остекловывания направлялись смеси ОЯТ от ВВЭР-440 и БН-600 в соотношениях соответственно 70 и 30, 80 и 20 и 90 и 10 процентов (3 варианта);
- 2) в АФС остается 0,01 % U и 0,025 % Pu (от начального содержания в ОЯТ);
- 3) согласно технологическому процессу по переработке из 1 т смеси ОЯТ образуется ~ 1,68 т АФС.

В составы получившихся вариантов РАО входят как стабильные, так и радиоактивные изотопы. В табл. 6 приведены данные по полному количеству стабильных и радиоактивных изотопов.

Таблица 6. Количество стабильных и радиоактивных изотопов в РАО

Вид РАО	Полное число изотопов	Число стабильных изотопов	Число радиоактивных изотопов
ВВЭР-440 (РАО-1)	391	201	190
БН-600 (РАО-2)	397	217	180
0,7*(РАО-1)+0,3*(РАО-2)	411	207	204
0,8*(РАО-1)+0,2*(РАО-2)	411	207	204
0,9*(РАО-1)+0,1*(РАО-2),	411	207	204

Для полученных составов РАО выполнены расчеты изменения их изотопных составов и удельной активности в период времени выдержки от 0 до  $10^6$  лет (табл. 7). Аналогичные данные по энерговыведению приведены в табл. 8. (рис. 21 и 22). На рис. 23 и 24 представлены рассчитанные выходы фотонов и нейтронов, приведенные к единичному объему упаковки АФС — бидон объемом 200 л.

**Таблица 7. Удельная активность РАО-1 (ВВЭР-440, 7 лет выдержки), РАО-2 (БН-600, 14 лет выдержки) и их смесей**

Время выдержки, лет	Удельная активность РАО, Бк/кг				
	РАО-1 (ВВЭР-440)	РАО-2 (БН-600)	0,7(РАО-1)+0,3(РАО-2)	0,8(РАО-1)+0,2(РАО-2)	0,9(РАО-1)+0,1(РАО-2)
0	9,42E+12	1,40E+13	1,08E+13	1,03E+13	9,88E+12
10	6,11E+12	1,06E+13	7,45E+12	7,00E+12	6,55E+12
50	2,34E+12	4,13E+12	2,87E+12	2,70E+12	2,52E+12
100	7,37E+11	1,32E+12	9,12E+11	8,54E+11	7,95E+11
500	8,79E+09	5,21E+09	7,72E+09	8,07E+09	8,43E+09
1000	4,24E+09	1,46E+09	3,41E+09	3,69E+09	3,96E+09
10000	5,90E+08	1,08E+09	7,38E+08	6,89E+08	6,39E+08
100000	4,25E+08	8,95E+08	5,66E+08	5,19E+08	4,72E+08
1000000	1,23E+08	3,35E+08	1,86E+08	1,65E+08	1,44E+08

**Таблица 8. Энерговыведение РАО-1 (ВВЭР-440), РАО-2 (БН-600) и их смесей, приходящееся на 1 кг остеклованного РАО**

Время выдержки, лет	Энерговыведение РАО, Вт/кг				
	РАО-1 (ВВЭР-440)	РАО-2 (БН-600)	0,7(РАО-1)+0,3(РАО-2)	0,8(РАО-1)+0,2(РАО-2)	0,9(РАО-1)+0,1(РАО-2)
0	7,16E-01	1,02E+00	8,08E-01	7,77E-01	7,46E-01
10	4,77E-01	7,90E-01	5,71E-01	5,40E-01	5,09E-01
50	1,90E-01	3,07E-01	2,25E-01	2,13E-01	2,02E-01
100	6,79E-02	9,58E-02	7,63E-02	7,35E-02	7,07E-02
500	7,32E-03	5,90E-04	5,30E-03	5,97E-03	6,64E-03
1000	3,32E-03	2,80E-04	2,41E-03	2,71E-03	3,01E-03
10000	4,95E-05	4,06E-05	4,68E-05	4,77E-05	4,86E-05
100000	2,25E-05	5,90E-05	3,35E-05	2,98E-05	2,62E-05
1000000	2,63E-05	8,84E-05	4,49E-05	3,87E-05	3,25E-05

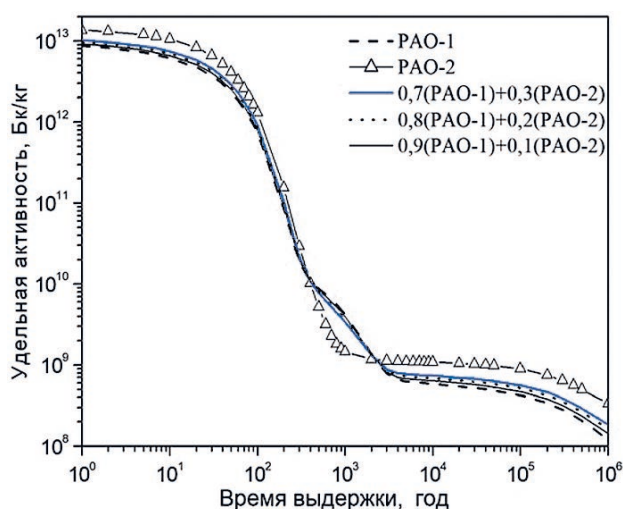


Рис. 21. Зависимость удельной активности от времени выдержки для различных составов остеклованных РАО

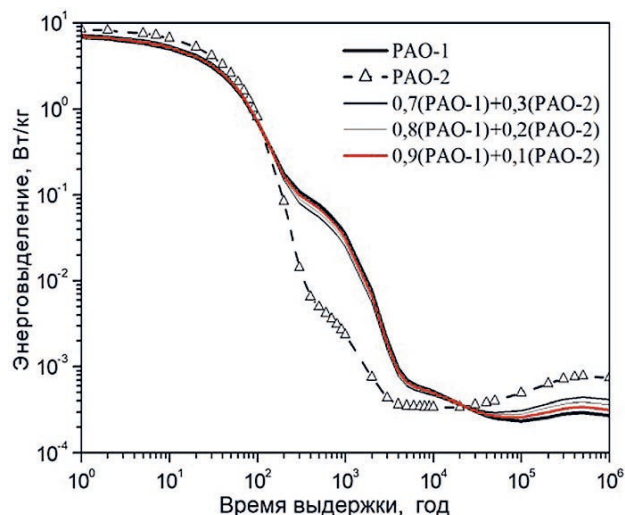


Рис. 22. Зависимость энерговыведения от времени выдержки для различных составов остеклованных РАО

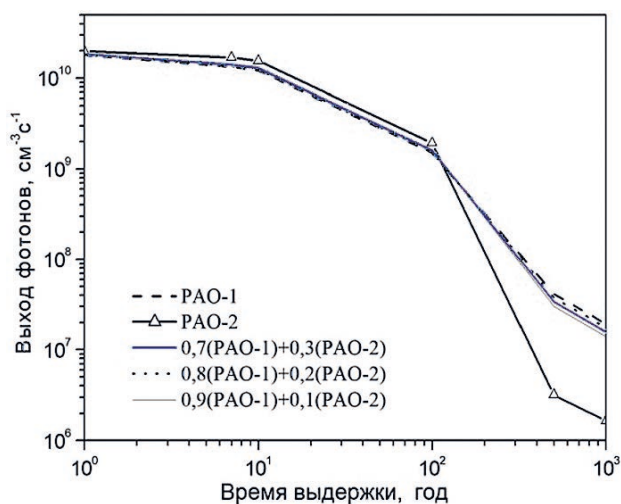


Рис. 23. Зависимость выхода фотонов от времени выдержки для различных составов остеклованных РАО

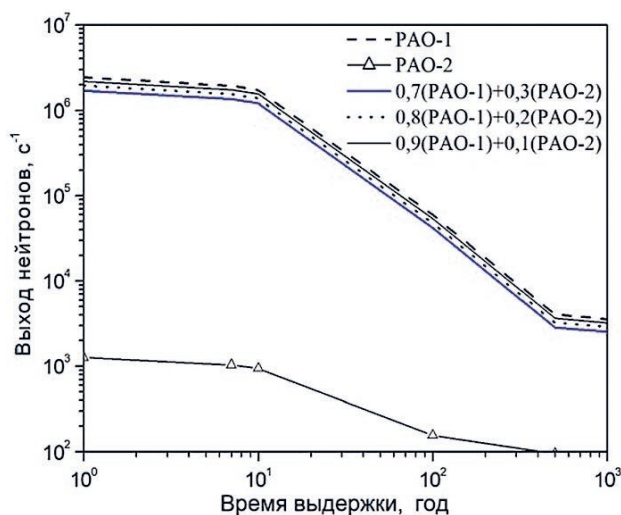


Рис. 24. Зависимость выхода нейтронов от времени выдержки для различных составов остеклованных РАО

Анализ результатов оценки радиационных характеристик АФС, полученных для различных соотношений переработки ОЯТ, показывает, что учет топлива БН-600 необходим при формировании данных по конкретным партиям АФС. В особенности это касается таких характеристик, как удельная активность значимых для оценки долговременной безопасности захоронения РАО радионуклидов, энерговыделение и остаточное количество элементов U и Pu.

### Заключение

В ИБРАЭ РАН на протяжении последних лет разрабатывается расчетный код TRACT для оценки радиационных характеристик РАО и ОЯТ. На данном этапе разработки программы показаны ее расчетные возможности на примере

оценки составов ОЯТ реакторов ВВЭР-440 и БН-600 для различных начальных условий и уровней выгорания. Показано хорошее соответствие рассчитанных параметров (активность, энерговыделение) и традиционных справочных и рекомендованных данных.

Расчет составов топлива проводился с целью дальнейшего обеспечения расчетных исследований радиационных характеристик РАО класса 1, образующихся в результате переработки ОЯТ. Для автоматического формирования входных данных для оценки сложносоставных радиоактивных отходов, таких как остеклованные РАО от переработки ОЯТ, в РК TRACT реализован специальный алгоритм и интерфейс.

На примере расчета составов РАО класса 1 при переработке различных вариантов ОЯТ ВВЭР-440 и БН-600 показана важность учета обоих компонент при оценке важных параметров РАО (содержание значимых радионуклидов, энерговыделение и др.). Дальнейшие расчетные исследования составов таких РАО должны включать анализ исторических данных о переработке, включая паспортные данные на переработанное топливо, количество образующегося стекла на тонну переработанного топлива и т. д.

При наличии в полном объеме исходных данных возможности РК TRACT позволят оценить и спрогнозировать радиационные характеристики РАО класса 1, однако для подтверждения полученных данных потребуется их верификация на результатах измерений характеристик РАО, включая результаты измерений радионуклидного состава. При этом на данном этапе исследований целесообразно проведение многовариантных расчетов с целью определения возможных диапазонов интегральных и дифференциальных характеристик РАО, а также учета других типов ОЯТ, таких как, например, от исследовательских реакторов.

### Литература

1. Большов Л. А., Арутюнян Р. В., Линге И. И., Павловский О. А. О роли радиационных факторов в экологических рисках для населения России. // Бюллетень по атомной энергии. 2001. № 5. С. 29–33.
2. Ведерникова М. В., Пронь И. А., Савкин М. Н., Цебаковская Н. С. Дозы облучения персонала и населения при нормальной эксплуатации пунктов захоронения радиоактивных отходов // Радиационная гигиена. 2017. Т. 10. № 3. С. 57–65.
3. Пронь И. А., Коновалов В. Ю. Опыт эксплуатации приповерхностного пункта захоронения

- радиоактивных отходов 3 и 4 классов // Радиоактивные отходы. 2018. № 4 (5). С. 8—14.
4. Линге И. И. Обеспечение радиационной безопасности при обращении с РАО: дозы облучения и перспективы развития регулирующих основ // Радиоактивные отходы. 2020. № 2 (11). С. 6—16.
5. Богатов С. А., Блохин П. А., Козлов П. В., Ремизов М. Б. Оценочный расчет активности некоторых долгоживущих радионуклидов в составе РАО класса 1 — остеклованных ВАО, образующихся при переработке ОЯТ реакторов ВВЭР // Вопросы радиационной безопасности. 2019. № 2. С. 39—46.
6. Ремизов М. Б., Козлов П. В., Борисенко В. П., Деметьева И. И., Блохин П. А., Самойлов А. А. Разработка алгоритма оценки радионуклидного состава остеклованных ВАО ФГУП «ПО «Маяк» для цели их безопасного захоронения // Радиоактивные отходы. 2018. № 3 (4). С. 102—110.
7. Самойлов А. А., Блохин П. А. и др. Методический подход к определению радиологически значимых радионуклидов для оценки долговременной безопасности пунктов захоронения радиоактивных отходов // Вопросы радиационной безопасности. 2017. № 3. С. 21—31.
8. Постановление Правительства Российской Федерации от 19 ноября 2012 г. № 1069 «О критериях отнесения твердых, жидких и газообразных отходов к радиоактивным отходам, критериях отнесения РАО к особым радиоактивным отходам и к удаляемым радиоактивным отходам и критериях классификации удаляемых РАО».
9. Блохин А. И., Блохин П. А., Сипачев И. В. Возможности расчетного кода TRACT для решения задач характеристики радионуклидного состава РАО и ОЯТ // Радиоактивные отходы. 2018. № 2 (3). С. 95—104.
10. Blokhin P., Blokhin A., Biryukov D., Samoylov A. Evaluation of radionuclide compositions of accumulated HLW from spent fuel reprocessing in Russia: features and methods of solution // International Conference on the Management of Spent Fuel from Nuclear Power Reactors: Learning from the Past, Enabling the Future, 24—28 June 2019, Vienna, Austria ([https://media.superevent.com/documents/20190626/52c985d34168ef75e9b436b2519669ed/id137\\_blokhinpa\\_iaea.pdf](https://media.superevent.com/documents/20190626/52c985d34168ef75e9b436b2519669ed/id137_blokhinpa_iaea.pdf)).
11. Колобашкин В. М., Рубцов П. М., Ружанский П. А., Сидоренко В. Д. Радиационные характеристики облученного ядерного топлива: Справочник. — М.: Энергоатомиздат, 1983. 382 с.
12. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии «Радиационные и теплофизические характеристики отработавшего ядерного топлива водо-водяных энергетических реакторов и реакторов большой мощности канальных» (РБ-093-20). Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору, ФБУ «НТЦ ЯРБ», Москва, 2020. 140 с.
13. Ошканов Н. Н., Сараев О. М., Говоров П. П. и др. 30-летний опыт эксплуатации быстрого натриевого реактора БН-600 // Атомная энергия. 2010. Т. 108. Вып. 4. С. 186—197.

---

## Информация об авторах

*Блохин Анатолий Иванович*, кандидат физико-математических наук, ведущий научный сотрудник, Институт проблем безопасного развития атомной энергетики Российской академии наук (115191, Москва, Большая Тульская ул., д. 52), e-mail: bai@ibrae.ac.ru.

*Блохин Павел Анатольевич*, кандидат технических наук, заведующий лабораторией, Институт проблем безопасного развития атомной энергетики Российской академии наук (115191, Москва, Большая Тульская ул. д. 52), e-mail: blokhin@ibrae.ac.ru.

*Казиева Сабина Темергалиевна*, младший научный сотрудник, Институт проблем безопасного развития атомной энергетики Российской академии наук (115191, Москва, Большая Тульская ул., д. 52), e-mail: kazieva@ibrae.ac.ru.

## Библиографическое описание статьи

Блохин А. И., Блохин П. А., Казиева С. Т. Применение расчетного кода TRACT для оценок радионуклидных составов и радиационных характеристик ОЯТ и РАО класса 1. // Радиоактивные отходы. 2020. № 4 (13). С. 99—111. DOI :10.25283/2587-9707-2020-4-99-111.

## TRACT COMPUTER CODE APPLICATION IN THE ASSESSMENT OF SNF AND RW CLASS 1 RADIONUCLIDE COMPOSITIONS AND RADIATION CHARACTERISTICS

Blokhin A. I., Blokhin P. A., Kazieva S. T.

Nuclear Safety Institute of the Russian Academy of Sciences, Moscow, Russia

Article received on November 25, 2020

The article presents the results of computational studies addressing radionuclide compositions and radiation characteristics of spent nuclear fuel from WWER-440 and BN-600 reactor units performed using new computer code TRACT. These studies are performed to acquire basic information enabling further forecasts of RW Class 1 characteristics generated from the reprocessing of these fuel types. The calculations allowed to identify the characteristics of WWER-440 and BN-600 SNF considering various irradiation and storage conditions, including different burnup levels and pre-reprocessing cooling times. Such data will enable further evaluation of possible ranges describing the characteristics of RW Class 1.

**Keywords:** computer code, nuclide kinetics, spent nuclear fuel, radiation characteristics, energy release, pressurized water power reactor, sodium-cooled fast neutron reactor, radioactive waste, aluminum-phosphate glass.

### References

1. Bol'shov L. A., Arutyunyan R. V., Linge I. I., Pavlovskii O. A. O roli radiatsionnykh faktorov v ekologicheskikh riskakh dlya naseleniya Rossii [On the role of radiation factors in environmental risks for the Russian population]. *Byulleten' po atomnoi ehnergii — the Bulletin of Atomic Energy*, 2001, no. 5, pp. 29–33.
2. Vedernikova M. V., Pron' I. A., Savkin M. N., Tsebakovskaya N. S. Dozy oblucheniya personala i naseleniya pri normal'noi ehkspluatatsii punktov zakhoroneniya radioaktivnykh otkhodov [Occupational and Public Exposure During Normal Operation of Radioactive Waste Disposal Facilities]. *Radiatsionnaya Gygiena — Radiation Hygiene*, 2017, vol. 10, no. 3, pp. 57–65.
3. Pron' I. A., Konovalov V. Yu. Opyt ehkspluatatsii pripoverkhnostnogo punkta zakhoroneniya radioaktivnykh otkhodov 3 i 4 klassov [The Near-Surface Disposal Facilities of Radioactive Waste: Operational Experience]. *Radioaktivnye otkhody — Radioactive Waste*, 2018, no. 4 (5), pp. 8–14.
4. Linge I. I. Obespechenie radiatsionnoi bezopasnosti pri obrashchenii s RAO: dozy oblucheniya i perspektivy razvitiya reguliruyushchikh osnov [Radiation Safety in Radioactive Waste Management: Radiation Doses and Prospects for Regulatory Framework Development]. *Radioaktivnye otkhody — Radioactive Waste*, 2020, no. 2 (11), pp. 6–16.
5. Bogatov S. A., Blokhin P. A., Kozlov P. V., Remizov M. B. Otsenochnyy raschet aktivnosti nekotorykh dolgozhivushchikh radionuklidov v sostave RAO klassa 1 — osteklovannykh VAO, obrazuyushchikhsya pri pererabotke OYAT reaktorov VVER [Estimating the Activity of Certain Long-Lived Radionuclides Found in RW Class 1 — Vitrified HLW Generated from the Reprocessing of Spent Nuclear Fuel from WWER Reactor Units]. *Voprosy radiatsionnoy bezopasnosti — Radiation Safety Issues*, 2019, no. 2, pp. 39–46.
6. Remizov M. B., Kozlov P. V., Borisenko V. P., Dementeva I. I., Blokhin P. A., Samoylov A. A. Razrabotka algoritma ocenki radionuklidnogo sostava osteklovannykh VAO FGUP «PO «Mayak» dlya celi ih bezopasnogo zakhoroneniya [Development of an Algorithm for Estimating the Radionuclide Composition of Vitrified HLW of FSUE “PA “Mayak” for the Purpose of Their Safe Disposal]. *Radioaktivnye otkhody — Radioactive Waste*, 2018, no. 3 (4), pp. 102–110.
7. Samoilov A. A., Blokhin P. A. et al. Metodicheskiy podkhod k opredeleniyu radiologicheskikh znachimykh radionuklidov dlya otsenki dolgovermennoy bezopasnosti punktov zakhoroneniya radioaktivnykh otkhodov [Methodological Approach to the Identification of Radiologically Important Radionuclides for the Long-Term Safety Assessment of Radioactive Waste Disposal Facilities]. *Voprosy radiatsionnoy bezopasnosti — Radiation Safety Issues*, 2017, no. 3, pp. 21–31.
8. Postanovleniye Pravitel'stva Rossiyskoy Federatsii ot 19.10.2012 № 1069 «O kriteriyakh otneseniya tverdykh, zhidkikh i gazoobraznykh otkhodov k radioaktivnym otkhodam, kriteriyakh otneseniya radioaktivnykh otkhodov k osobym radioaktivnym otkhodam i k udalyayemym radioaktivnym otkhodam

- i kriteriyakh klassifikatsii udalyayemykh radioaktivnykh otkhodov» [Decree of the Government of the Russian Federation of October 19, 2012, No. 1069 On Criteria for Solid, Liquid and Gaseous Waste Categorization as Radioactive Waste, Criteria for Radioactive Waste Categorization as Special (Non-retrievable) Radioactive Waste and Retrievable Radioactive Waste, and criteria for Retrievable Radioactive Waste Classification].
9. Blokhin A. I., Blokhin P. A., Sipachev I. V. Vozmozhnosti raschetnogo koda TRACT dlya resheniya zadach karakterizatsii radionuklidnogo sostava RAO i OYAT [Capabilities code TRACT to solve problems of characterization radioactive waste and spent fuel]. *Radioaktivnye otkhody — Radioactive Waste*, 2018, no. 2 (3), pp. 95–104.
10. Blokhin P., Blokhin A., Biryukov D., Samoylov A. Evaluation of radionuclide compositions of accumulated HLW from spent fuel reprocessing in Russia: features and methods of solution // International Conference on the Management of Spent Fuel from Nuclear Power Reactors: Learning from the Past, Enabling the Future, 24–28 June 2019, Vienna, Austria ([https://media.superevent.com/documents/20190626/52c985d34168ef75e9b436b2519669ed/id137\\_blokhinpa\\_iaea.pdf](https://media.superevent.com/documents/20190626/52c985d34168ef75e9b436b2519669ed/id137_blokhinpa_iaea.pdf)).
11. Kolobashkin V. M., Rubcov P. M., Ruzhanskij P. A., Sidorenko V. D. *Radiatsionnyye kharakteristiki obluchennogo yadernogo topliva: Spravochnik* [Radiation Characteristics of Irradiated Nuclear Fuel: Handbook]. Moscow, Energoatomizdat Publ., 1983. 382 p.
12. Rukovodstvo po bezopasnosti pri ispol'zovanii atomnoy energii «Radiatsionnyye i teplofizicheskiye kharakteristiki otrabotavshego yadernogo topliva vodo-vodyanykh energeticheskikh reaktorov i reaktorov bol'shoy moshchnosti kanal'nykh» [Safety Guidelines in the Field of Atomic Energy Use. Radiation and Thermophysical Characteristics of Spent Nuclear Fuel from Water-Moderated Power Reactors and High-Power Channel Reactors] (RB-093-20). Moscow, FBU NTTS YARB Publ., 2020. 140 p.
13. Oshkanov N. N., Saraev O. M., Govorov P. P. et al. 30-letnii opyt ehkspluatatsii bystrogo natrievogo reaktora BN-600 [30 Years of Experience in Operating the BN-600 Sodium-Cooled Fast Reactor]. *Atomnaya energiya — Atomic Energy*, 2010, vol. 108, no. 4, pp. 186–197.

---

### Information about the authors

*Blokhin Anatoly Ivanovich*, Ph.D., Leading researcher, Nuclear Safety Institute of RAS (52, Bolshaya Tuskaya st., Moscow, 115191, Russia), e-mail: [bai@ibrae.ac.ru](mailto:bai@ibrae.ac.ru).

*Blokhin Pavel Anatolievich*, Ph.D., Head of the Laboratory, Nuclear Safety Institute of RAS (52, Bolshaya Tuskaya st., Moscow, 115191, Russia), e-mail: [blokhin@ibrae.ac.ru](mailto:blokhin@ibrae.ac.ru).

*Kazieva Sabina Temergalievna*, Junior researcher, Nuclear Safety Institute of RAS (52, Bolshaya Tuskaya st., Moscow, 115191, Russia), e-mail: [sipachev@ibrae.ac.ru](mailto:sipachev@ibrae.ac.ru).

### Bibliographic description

Blokhin A. I., Blokhin P. A., Kazieva S. T. TRACT Computer Code Application in the Assessment of SNF and RW Class 1 Radionuclide Compositions and Radiation Characteristics. *Radioactive waste*, 2020, no. 4 (13), pp. 99–111. DOI: 10.25283/2587-9707-2020-4-99-111. (In Russian).