

# АТОМНЫЕ СТАНЦИИ МАЛОЙ МОЩНОСТИ ДЛЯ ЭНЕРГОСНАБЖЕНИЯ АРКТИЧЕСКИХ РЕГИОНОВ: ОЦЕНКА РАДИОАКТИВНОСТИ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

**В.А. Наумов, С.А. Гусак, А.В. Наумов**

*Горный институт Кольского научного центра РАН  
184209 Мурманская обл., г. Апатиты, ул. Ферсмана, д. 24*

**Р**

Целью работы является изучение массового состава долгоживущих радионуклидов, накапливающихся в топливном цикле реакторов атомных станций малой мощности (АСММ), а также долгоживущей радиоактивности отработавшего ядерного топлива этих реакторов.

Выполнен анализ опубликованных материалов по проектам АСММ с реакторами, охлаждаемыми водой под давлением (типа ВВЭР) и свинцово-висмутовой эвтектикой (типа СВБР). Получена информация по параметрам топливного цикла, конструкции и материалам активных зон, термодинамическим характеристикам теплоносителей первого контура реакторных установок различного типа. Разработаны математические модели топливных циклов активных зон реакторных установок типа АБВ, КЛТ-40С, РИТМ-200М, УНИТЕРМ, СВБР-10 и СВБР-100. Для математического моделирования топливных циклов применен программный комплекс КРАТЕР, в котором плотность потока нейтронов определяется в рамках многогруппового диффузионного приближения, а гетерогенность активных зон учитывается с помощью альбедного метода в модели реакторной ячейки. Выполнены расчетные исследования кинетики выгорания изотопов стартовой топливной загрузки ( $^{235}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$ ) и накопления долгоживущих продуктов деления ( $^{85}\text{Kr}$ ,  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{151}\text{Sm}$ ) и актиноидов ( $^{238,239,240,241,242}\text{Pu}$ ,  $^{236}\text{U}$ ,  $^{237}\text{Np}$ ,  $^{241}\text{Am}$ ,  $^{244}\text{Cm}$ ) в активных зонах рассмотренных реакторных установок АСММ. Полученная информация позволила оценить радиационные характеристики отработавшего ядерного топлива и выполнить сопоставление долгоживущей радиоактивности облученного топлива реакторов АСММ и их прототипов (транспортных реакторов). Это сопоставление позволило сделать вывод о принципиальной возможности, с точки зрения радиационной безопасности, применения технологии обращения с ОЯТ, используемой на реакторах-прототипах, в транспортно-технологических схемах обращения с ОЯТ реакторов АСММ.

**Ключевые слова:** арктические регионы России, атомные станции малой мощности, реакторы, отработавшее ядерное топливо, топливный цикл, радиоактивность.

## ВВЕДЕНИЕ

Среди приоритетных задач, решение которых направлено на достижение главных целей государственной политики Российской Федерации в Арктике, определены необходимость создания альтернативных источников энергии и модернизация энергетической инфраструктуры в арктических регионах [1]. Указанное приоритетное направление обуславливает реальные перспективы практического внедрения проектов атомных станций малой мощности (АСММ) в области энергоснабжения удаленных территорий арктических регионов РФ. Удаленность потенциальных площадок размещения АСММ от центров атомного машиностроения и объектов переработки отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) обуславливает необходимость создания на станции инфраструктуры для обращения с облученным топливом.

Работа посвящена оценке радиоактивности ОЯТ, которая выполнена на основе математического моделирования топливных циклов реакторов АСММ различного типа и прототипных реакторных установок. В исследованиях и анализах результатов рассматривались радионуклиды, которые, в основном, определяют радиоактивность ОЯТ на стадиях обращения с облученным топливом после его хранения в приреакторных хранилищах:  $\beta$ -активные  $^{85}\text{Kr}$  ( $T_{1/2} = 10,9$  г.),  $^{90}\text{Sr}$  ( $T_{1/2} = 28,6$  лет),  $^{137}\text{Cs}$  ( $T_{1/2} = 30,1$  г.),  $^{151}\text{Sm}$  ( $T_{1/2} = 90$  лет) и  $\alpha$ -активные  $^{238,239,240,241,242}\text{Pu}$ ,  $^{236}\text{U}$ ,  $^{237}\text{Np}$ ,  $^{241}\text{Am}$  ( $T_{1/2} = 433$  г.),  $^{244}\text{Cm}$  ( $T_{1/2} = 18,1$  г.).

## РЕАКТОРНЫЕ УСТАНОВКИ МАЛОЙ МОЩНОСТИ

В настоящее время в ряде научно-исследовательских институтов (НИКИЭТ, ФЭИ) и конструкторских бюро (ОКБМ «Африкантов», ОКБ «Гидропресс») на основании опыта атомного судостроения разработаны несколько вариантов установок различных типов и компоновок, которые могут быть использованы для покрытия перспективных нагрузок потенциальных потребителей в арктических регионах РФ [2 – 6]. В работе рассмотрены реакторные установки, которые, по мнению авторов, по совокупности факторов (наличие прототипа, готовность к практической реализации, продолжительность топливного цикла, возможность эксплуатации в режиме когенерации, степень автономности и др.) относятся к наиболее приоритетным типам установок: РИТМ-200М; КЛТ-40С; АБВ; УНИТЕРМ; СВБР-100; СВБР-10. Проекты перечисленных РУ были разделены на два класса по типу технологии теплоносителя первого контура. Первый класс включает в себя проекты, основанные на применении корпусных водо-водяных реакторов на тепловых нейтронах с водой под давлением в качестве теплоносителя. Ко второму классу относятся установки с реакторами на быстрых нейтронах типа СВБР-100 и СВБР-10, охлаждаемыми расплавом эвтектики Pb-Bi.

В качестве прототипных установок для класса водо-водяных реакторов рассматриваются две РУ: корабельная РУ типа ОК-900А атомного ледокола (а/л) «Сибирь», которая эксплуатировалась с 1978 по 1992 гг. и выработала 84 ГВт-сут тепловой энергии в первой арктической навигации (1978 – 1980 гг.), а также установка типа КЛТ-40, которой был оснащен атомный лихтеровоз «Севморпуть». Две активные зоны реактора КЛТ-40 были отработаны в период с 1988 по 1999 гг. со средней энерговыработкой 78 ГВт-сут [7]. Прототипной для класса жидкометаллических реакторов можно считать РУ атомных подводных лодок (АПЛ) проекта 705К с проектным энергоресурсом ~ 25 ГВт-сут, которые эксплуатировались в период с 1970 по 1996 гг. [8].

## МЕТОДИКА ИССЛЕДОВАНИЙ

Для оценки образования радиоактивных ядер в ядерном реакторе были разработаны упрощенные математические модели активных зон (АЗ) рассматриваемых реакторов с описанием нейтронно-физических процессов с помощью программно-

го комплекса (ПК) КРАТЕР [9], имеющего алгоритм численного решения уравнений баланса нейтронов в реакторе в многогрупповом (10 групп) диффузионном приближении и уравнений кинетики выгорания изотопов  $^{235}\text{U}$  и  $^{238}\text{U}$  и накопления актиноидов, а также стабильных и долгоживущих продуктов реакций деления. ПК КРАТЕР имеет библиотеку групповых нейтронно-физических констант для 59-ти элементов. Значения констант соответствуют данным библиотеки ENDF/B-6 [9], а выходов продуктов деления и периодов полураспада – публикации ENDF-349 [10]. Уравнения баланса нейтронов решаются совместно для последовательности временных шагов выгорания топлива, на которые разбивается топливный цикл АЗ. Топливный цикл (ТЦ) АЗ представляется работой на средней мощности в течение времени топливного цикла. Разработка математических моделей ТЦ предполагает определение материального состава и геометрии АЗ, отражателей нейтронов, а также энергетических параметров реакторов.

Параметры ТЦ и характеристики АЗ изучаемых реакторов как исходные данные для построения математических моделей представлены в табл. 1 – 3 [2, 7, 8, 11 – 18]. Основными проектными параметрами АЗ являются установленная тепловая мощность, коэффициент использования установленной мощности (КИУМ) и кампания АЗ (время работы на установленной мощности).

Таблица 1

**Параметры топливных циклов реакторных установок АСММ и их прототипов**

РУ АСММ или корабля	Установленная тепловая мощность, МВт	Энерговыработка, ГВт-сут	Кампания активной зоны, лет	КИУМ	Длительность топливного цикла, лет	Время между перегрузками, лет
АБВ	45	131,5	8,0	0,8	10	10-12
УНИТЕРМ	30	181	16,5	0,8	20,6	25
КЛТ-40С	150	137,5	2,51	0,65	3,9	4
РИТМ-200М	175	291,7	4,57	0,65	7,03	10-12
КЛТ-40 атомного лихтеровоза «Севморпуть»	135	78	1,58	~0,3	~5,5	~6
ОК-900А атомного ледокола «Сибирь» *	171	84	1,35	~0,6	2,3	4
СВБР-100	280	631	6,18	0,9	6,9	8
СВБР-10	43,3	243	15,4	0,8	19	20-21
АПЛ проекта 705К	150	25	0,46	~0,09	~5,0	-

\* реактор №2 ледокола «Сибирь» в кампании 1978 – 1980 гг.

**МОДЕЛИ КОРПУСНЫХ РЕАКТОРОВ АСММ И РЕАКТОРОВ-ПРОТОТИПОВ С ВОДОЙ ПОД ДАВЛЕНИЕМ**

Гетерогенная АЗ канального типа РУ ОК-900А состоит из 241-го технологического канала (ТК), каждый из которых представляет собой трубу  $\varnothing 60 \times 1$  мм из цирконий-ниобиевого сплава, внутри которой размещается пучок из 61-го стержневого элемента (54 твэла и семь поглощающих элементов (ПЭЛ)). Поперечное сечение ТК показано на рис. 1а.

Таблица 2

**Характеристики реакторов АСММ и их прототипов**

РУ АСММ или корабля	Загрузка урана, т	Масса топливной композиции, т	Среднее обогащение урана изотопом <sup>235</sup> U, %	Топливная композиция	Средняя глубина выгорания топлива, г/см <sup>3</sup>
АБВ	1,4	1,9	16,5	UO <sub>2</sub> в силуминовой матрице	0,43
УНИТЕРМ	1,58	2,52	19,7	UO <sub>2</sub> в циркониевой матрице	0,665
КЛТ-40С	1,53	2,09	17,4	UO <sub>2</sub> в силуминовой матрице	0,429
РИТМ-200М	3,2	4,28	17,5	UO <sub>2</sub> в силуминовой матрице	0,429
КЛТ-40 атомного лихтеровоза «Севморпуть»	0,167	0,84	90	Уран-циркониевый сплав	0,35
ОК-900А а/л «Сибирь»	0,513	0,95	40,6	UAl <sub>3</sub> в алюминиевой матрице	0,38
СВБР-100	9,188	10,4	16,5	UO <sub>2</sub>	0,62
СВБР-10	4,037	4,58	18,7	UO <sub>2</sub>	0,62
АПЛ проекта 705К	0,182	0,4	89	UBe <sub>13</sub> в бериллиевой матрице	< 0,1

Таблица 3

**Характеристики активных зон реакторов АСММ и их прототипов**

РУ АСММ или корабля	Число ТВС (шаг решетки ТВС, см)	Диаметр твэла, мм (материал оболочки твэла)	Число твэлов в активной зоне	Диаметр/высота активной зоны, м
АБВ	121 (10)	6,8×0,5 (сплав Э-110)	9317	1,155/1,3
УНИТЕРМ	265 (7,2)	5,8×0,5 (сплав Э-110)	14310	1,231/1,1
КЛТ-40С	121 (10)	6,2×0,5 (сплав Э-635)	12342	1,155/1,3
РИТМ-200М	199 (10)	6,2×0,5 (сталь)	20467	1,48/1,65
КЛТ-40 атомного лихтеровоза «Севморпуть»	241 (7,2)	5,8×0,5 (сплав Э-110)	12787	1,155/1,0
ОК-900А а/л «Сибирь»	241 (7,2)	5,8×0,5 (сталь)	12787	1,155/1,0
СВБР-100	61 (20)	12×0,4 (сталь)	12078	1,646/0,9
СВБР-10	27 (20)*	12×0,4 (сталь)	5373	1,086/0,9
АПЛ проекта 705К	**	11×0,5 (сталь)	4200	0,885/0,928

\* расчетная величина

\*\* в работе не использовалось

На основании данных табл. 1 – 3 была разработана математическая модель топливного цикла РУ ОК-900А в одномерной цилиндрической геометрии реактора и реакторной ячейки. Радиальная неравномерность распределения плотности потока нейтронов в ТК учитывается с помощью модели многозонной кольцевой ячейки, в которую преобразуется технологический канал с водой (рис. 1в). Результаты расчетов изотопного состава в конце топливного цикла приведены в табл. 4, в которой удель-

ные  $\alpha$ - и  $\beta$ -активности ОЯТ определены как отношение полной активности к массе топливной композиции. При этом под полной активностью понимается сумма активностей рассматриваемых нуклидов ( $^{85}\text{Kr}$ ,  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{90}\text{Y}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{137\text{m}}\text{Ba}$ ,  $^{151}\text{Sm}$ ).

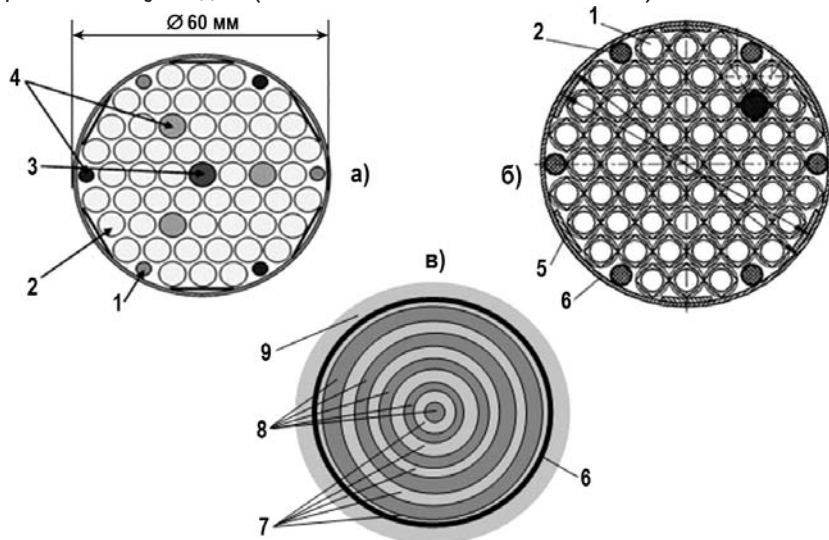


Рис. 1. Поперечное сечение ТК AZ водо-водяных реакторов: а) канал ледокольной AZ 10-14-3М РУ ОК-900А [12]; б) ТК AZ реактора УНИТЕРМ [18]; в) модель топливного кластера ТК транспортных реакторов. 1 – стойки дистанционирующей решетки; 2 – твэл; 3 – рабочий источник нейтронов; 4 – стержень выгорающего поглотителя; 5 – плитообразный вытеснитель; 6 – кожух; 7 – теплоноситель; 8 – топливные слои; 9 – межканальная вода

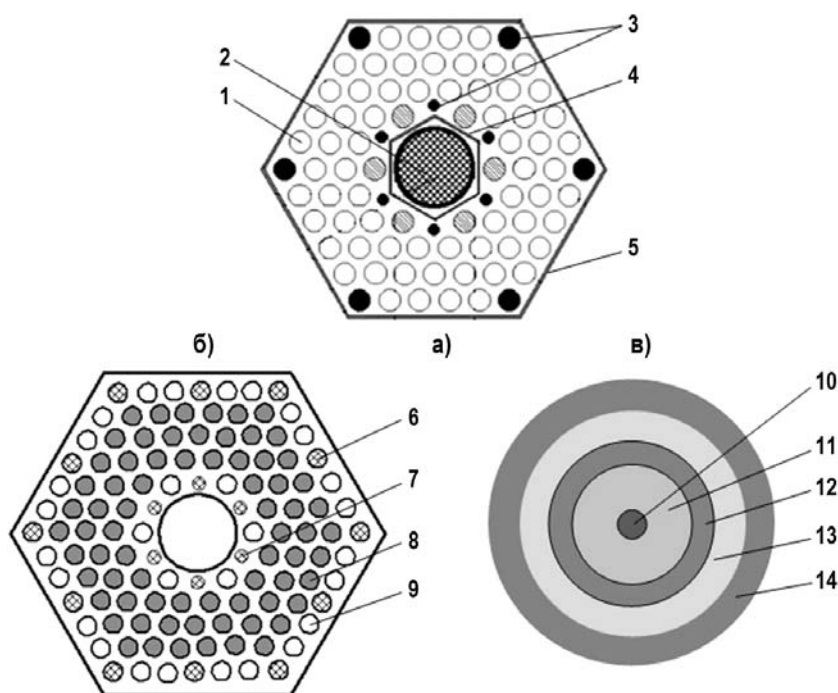


Рис. 2. Поперечное сечение ТВС AZ кассетного типа реакторов АСММ: а) кассета реактора АВВ-6 [18]; б) кассета реактора КЛТ-40С [11]; в) модель реакторной цилиндрической ячейки; 1 – твэл; 2 – ПЭЛ; 3 – стержень выгорающего поглотителя; 4 – внутренняя труба; 5 – внешняя труба; 6 – стержневые выгорающие поглотители (СВП) или рабочие источники нейтронов (РИН) с внешним диаметром 6,2 мм; 7 – СВП или РИН с внешним диаметром 4,6 мм; 8 – «тяжелый» твэл; 9 – «легкий» твэл; 10 – выгорающий поглотитель; 11 – топливо; 12 – оболочка твэла; 13 – теплоноситель (вода); 14 – конструкционные материалы

Наиболее близким к изученному прототипу по конструкции АЗ является реактор АСММ УНИТЕРМ. Он имеет одинаковые с реактором ОК-900А по конструкции ТК (рис. 16), но их число и высота топливного сердечника увеличены до 265-ти штук и 110 см соответственно. Другой мерой, направленной на увеличение топливной загрузки и энерговыработки, является применение металлокерамической топливной композиции вместо интерметаллида  $UAl_3+Al$ . Объемная доля частиц  $UO_2$  в топливном сердечнике составляет ~60%, а ураносодержание повышено с 2,2 до ~5,6 г/см<sup>3</sup>. Результаты расчетов массового состава долгоживущих актиноидов и продуктов деления, выполненных по ПК КРАТЕР для реактора УНИТЕРМ, представлены в табл. 4.

Таблица 4

**Сравнение масс и активностей долгоживущих радионуклидов в АЗ в конце топливного цикла водо-водяных реакторов АСММ и их прототипов\* (программа КРАТЕР)**

Параметр	Реакторные установки					
	КЛТ-40 атомного лихтеровоза «Северодуговль»	ОК-900А атомного ледокола «Сибирь»	УНИТЕРМ	АБВ	КЛТ-40С	РИТМ-200М
Масса <sup>235</sup> U, кг	51,7	100	108	88	119	243
Масса <sup>237</sup> Np, кг	1,01	1,12	3,34	2,02	2,47	5,38
Масса <sup>238</sup> Pu, кг	0,345	0,21	0,82	0,526	0,606	1,32
Масса <sup>238</sup> U, кг	14,9	296	1220	1128	1224	2544
Масса <sup>239</sup> Pu, кг	0,41	4,21	12,4	9,77	13,3	28,7
Масса <sup>240</sup> Pu, кг	0,16	1,11	4,39	3,49	3,79	8,24
Масса <sup>241</sup> Pu, кг	0,13	0,92	3,40	2,57	3,22	7,15
Масса <sup>241</sup> Am, кг	0,004	0,043	0,87	0,31	0,156	0,636
Масса <sup>244</sup> Cm, кг	0,001	0,01	0,036	0,025	0,027	0,0575
Масса <sup>85</sup> Kr, кг	0,074	0,079	0,098	0,093	0,116	0,221
Масса <sup>90</sup> Sr, кг	1,68	1,825	3,03	2,40	2,68	5,45
Масса <sup>137</sup> Cs, кг	2,78	3,12	5,66	4,42	4,91	10,1
Масса <sup>151</sup> Sm, кг	0,01	0,026	0,036	0,028	0,041	0,087
Полная α-активность, ПБк	0,222	0,19	0,817	0,50	0,548	1,225
Удельная α-активность, ТБк/кг	0,026	0,20	0,324	0,263	0,265	0,286
Полная β-активность**, ПБк	35,7	39,4	68	53,6	60	122
Удельная β-активность**, ТБк/кг	42,5	41,6	27	28,3	28,9	28,5

\* опущены массы <sup>238</sup>U и <sup>242</sup>Pu

\*\* без учета <sup>241</sup>Pu

Следующую группу изучаемых РУ со сходными конструктивно-технологическими решениями по АЗ образуют АБВ, КЛТ-40С и РИТМ-200М. Топливный цикл этих РУ отличается от прототипных большими значениями энергоресурса и продолжительности кампании АЗ (см. табл. 1). Эта особенность требует увеличения топливных загрузок, что достигается увеличением объема топлива и его ураноемкости. В рассматриваемых РУ активные зоны имеют кассетную компоновку и формируются из гексагональных тепло выделяющих сборок (кассет) (рис. 2а, 2б).

Гетерогенная структура кассетных АЗ в математических моделях топливных циклов учитывается с помощью пятizonной элементарной реакторной цилиндрической ячейки (рис. 2в). Составы зон реакторных ячеек задаются атомными концентрациями элементов, определяемых по данным о характеристиках АЗ (см. табл. 2, 3). Результаты исследований массового состава долгоживущих радионуклидов и их активностей в конце топливного цикла реакторов АБВ, КЛТ-40С и РИТМ-200М приведены в табл. 4.

### МОДЕЛИ РЕАКТОРОВ ТИПА СВБР

В России разработано два проекта реакторов на быстрых нейтронах со свинцово-висмутовым теплоносителем СВБР-10 и СВБР-100, которые предлагается использовать в качестве энергоисточников в отдаленных районах России. В работе [13] ТЦ АЗ реактора СВБР-100 изучен с применением строгих методов расчета и определен изотопный состав актиноидов в конце кампании (табл. 5). Однако в этой работе не исследовался изотопный состав продуктов деления, что не допускает сопоставление этого реактора с другими типами. Поэтому необходимость разработки математической модели топливного цикла и изучения активности ОЯТ реактора СВБР сохранилась.

Таблица 5  
**Сравнение масс и активностей долгоживущих радионуклидов в АЗ в конце топливного цикла жидкометаллических реакторов АСММ и их прототипа – реактора АПЛ проекта 705К (массы  $^{236}\text{U}$  и  $^{242}\text{Pu}$  не приводятся)**

Параметр	Реактор на промежуточных нейтронах АПЛ проекта 705К (ПК КРАТЕР)	Реакторы АСММ на быстрых нейтронах	
		СВБР-10 (ПК КРАТЕР)	СВБР-100 (ПК КРАТЕР и [12])
Масса $^{235}\text{U}$ , кг	126,4	504	941
Масса $^{237}\text{Np}$ , кг	0,87	3,0	6,77
Масса $^{238}\text{Pu}$ , кг	0,082	0,31	0,814
Масса $^{238}\text{U}$ , кг	16,48	3113	7220
Масса $^{239}\text{Pu}$ , кг	1,33	111	331
Масса $^{240}\text{Pu}$ , кг	0,086	4,75	16,4
Масса $^{241}\text{Pu}$ , кг	0,062	0,175	0,53
Масса $^{241}\text{Am}$ , кг	0,001	0,013	0,0368
Масса $^{244}\text{Cm}$ , кг	0,000003	0,00001	0,000022
Масса $^{85}\text{Kr}$ , кг	0,0252	0,143	0,472
Масса $^{90}\text{Sr}$ , кг	0,559	4,11	11,98
Масса $^{137}\text{Cs}$ , кг	0,917	7,61	21,83
Масса $^{151}\text{Sm}$ , кг	0,042	0,685	1,71
Полная $\alpha$ -активность, ПБк	0,056	0,597	1,49
Удельная $\alpha$ -активность, ТБк/кг	0,142	0,148	0,162
Полная $\beta$ -активность, ПБк	11,9	92,1	263
Удельная $\beta$ -активность, ТБк/кг	30,1	22,8	28,6

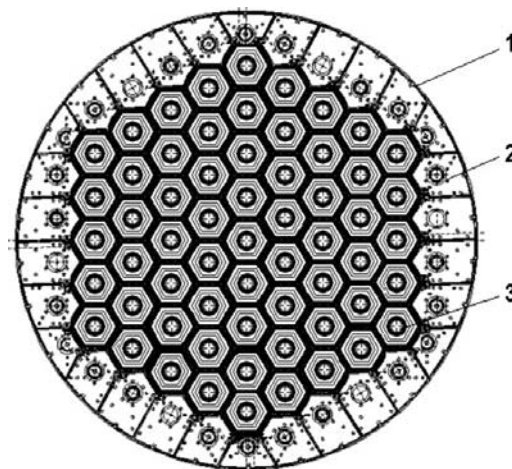


Рис. 3. Поперечное сечение АЗ реактора СВБР-100 [19]: 1 – корпус выемного блока; 2 – элемент бокового отражателя; 3 – ТВС

Структура АЗ и ее радиального отражателя показана на рис. 3 (радиальный отражатель – стальная конструкция с Pb-Bi-теплоносителем толщиной 25 см). Геометрия реактора представляется одномерной цилиндрической моделью. Учет гетерогенности АЗ осуществляется с помощью модели элементарной цилиндрической реакторной ячейки, в которой выделяется зона кессонной трубы, предназначенной для размещения поглощающих стержней СУЗ.

Для расчета изотопного состава АЗ реактора СВБР-10 рассмотрен режим номинальной тепловой мощности с энерговыработкой 243 ГВт-сут и кампанией 15,4 г. Активная зона комплектуется такими же ТВС, как в реакторе СВБР-100. Число ТВС принято равным 27.

Результаты исследований изотопного состава и активности ОЯТ в конце топливного цикла реакторов СВБР-10 и СВБР-100 приведены в табл. 5.

### ОБСУЖДЕНИЕ РЕЗУЛЬТАТОВ

Основные результаты работы, показанные в табл. 4 и 5, представляют данные по массовому изотопному составу и активности долгоживущих актиноидов и дозообразующих продуктов деления (ПД)  $^{85}\text{Kr}$ ,  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{137}\text{Cs}$  (включая дочерние продукты распада  $^{90}\text{Y}$  и  $^{137\text{m}}\text{Ba}$ ) и  $^{151}\text{Sm}$  в ОЯТ РУ АСММ двух классов, отличающихся технологией теплоносителя (в табл. 4 – для АСММ типа АБВ, КЛТ-40С, РИТМ-200М, УНИТЕРМ и их прототипов – РУ атомных ледоколов с реакторами водо-водяного типа; в табл. 5 – соответствующие данные для жидкометаллических реакторов АСММ типа СВБР-10, СВБР-100 и их прототипа – РУ АПЛ проекта 705К).

Наибольший научно-практический интерес авторы видят в сопоставлении суммарных удельных активностей дозообразующих ПД внутри каждого из классов РУ АСММ, так как оно допускает суждение в возможных различиях по радиационным условиям обращения с ОЯТ РУ АСММ и их прототипов. В случае реакторов водо-водяного типа удельные активности долгоживущих продуктов деления в ОЯТ всех АСММ имеют значения активности около 27 ТБк/кг, тогда как для прототипных РУ ~42 ТБк/кг. Таким образом, видно, что мощность источников ионизирующих излучений, испускаемых при распаде  $^{85}\text{Kr}$ ,  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{137\text{m}}\text{Ba}$ , примерно в 1,5 раза ниже для ОЯТ РУ АСММ по сравнению с прототипами. Из этого следует, что обращение с ОЯТ РУ АСММ будет производиться для времени после выдержки ОЯТ в приреакторных хранилищах при более низких уровнях ионизирующих излучений, чем с ОЯТ прототипных РУ. Нам представляется, что этот факт позволяет сделать вывод о возможности (с точки зрения обеспечения радиационной безопасности) применения инфраструктуры обращения с ОЯТ, используемой в настоящее время на прототипных РУ, с технологией обращения с ОЯТ разрабатываемых РУ АСММ.

В случае жидкометаллических реакторов удельная  $\beta$ -активность (следовательно, и гамма-активность цепочки распада  $^{137}\text{Cs}$ !  $^{137\text{m}}\text{Ba}$ ) ОЯТ РУ типа СВБР также ниже, чем в случае прототипа (РУ проекта АПЛ 705К) в 1,2 – 1,5 раза. Здесь также можно сделать вывод, аналогичный сделанному для РУ АСММ с реакторами водо-водяного типа.

По анализам массового состава актиноидов в ОЯТ реакторов АСММ водо-водяного типа следует отметить значительное накопление в ОЯТ изотопов плутония – от 7 кг в тонне урана в случае АБВ до 9 кг/т (в случае РИТМ-200М), что объясняется высоким (около 2%) выгоранием  $^{238}\text{U}$  вследствие больших величин энерговыработки АЗ РУ этого класса. Это труднопрогнозируемый результат, если учесть, что накопление  $^{239}\text{Pu}$  в коммерческих реакторах типа ВВЭР-440 и ВВЭР-1000, в которых применяется менее обогащенное в сравнении с реакторами АСММ топливо. Установленное высокое содержание  $^{239}\text{Pu}$  в ОЯТ РУ АСММ с реакторами типа ВВЭР позволяет сделать вывод о целесообразности радиохимической переработки ОЯТ РУ АСММ.



## ВЫВОДЫ

Разработаны математические модели нейтронно-физических процессов в АЗ АСММ двух классов: на основе водородных и жидкометаллических реакторов, а также прототипных РУ. Выполнено расчетное исследование накопления долгоживущих дозообразующих продуктов деления и актиноидов в ОЯТ этих реакторов.

Анализами удельной активности долгоживущих дозообразующих продуктов деления ( $^{85}\text{Kr}$ ,  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ) установлено, что этот параметр, характеризующий мощность источников ионизирующих излучений, для ОЯТ реакторов АСММ ниже, чем для ОЯТ реакторов-прототипов, что позволяет прогнозировать возможность применения по условиям обеспечения радиационной безопасности используемой в настоящее время инфраструктуры обращения с ОЯТ реакторов-прототипов для обращения с ОЯТ реакторов АСММ при временах после извлечения ОЯТ из приреакторных хранилищ.

На основании анализа массового состава долгоживущих актиноидов определено значительное накопление  $^{239}\text{Pu}$  в ОЯТ реакторов АСММ водо-водяного типа (7 – 9 кг в тонне урана), превышающее содержание  $^{239}\text{Pu}$  в ~ 5,5 кг в тонне урана в ОЯТ коммерческих реакторов типа ВВЭР-440 и ВВЭР-1000, что свидетельствует о целесообразности переработки ОЯТ реакторов АСММ.

## Литература

1. Стратегия развития Арктической зоны Российской Федерации и обеспечения национальной безопасности на период до 2020 года. – Утверждена Президентом РФ 8 февраля 2013 г. № Пр-232. Электронный ресурс: <http://government.ru/news/432/> (дата обращения: 15.01.2015).
2. *Адамов Е.О.* Состояние разработок АСММ в мире и России, приоритеты и перспективы их создания. Электронный ресурс: <http://www.innov-rosatom.ru/files/articles/5e334977fec5bf72d7dedcb904a914c0.pdf> (дата обращения: 06.10.2015).
3. *Воропай Н.И., Санеев Б.Г., Иванова И.Ю., Ижбулдин А.К.* Сравнительная эффективность использования атомных станций малой мощности в локальных энергосистемах на востоке России / Атомные станции малой мощности: новое направление развития энергетики: Т. 2. – М.: Академ-Принт, 2015. – С. 59-71.
4. *Мельников Н.Н., Конухин В.П., Наумов В.А., Гусак С.А.* Реакторные установки для энергоснабжения удаленных и труднодоступных регионов: проблема выбора // Вестник МГТУ: Труды Мурманского государственного технического университета. – 2015. – Т. 18. – № 2. – С. 198-208.
5. *Петрунин В.В., Гуреева Л.В., Фадеев Ю.П., Шмелев И.В., Лепехин А.Н., Удалищев С.В.* Перспективы развития атомных станций с реакторами малой и средней мощности / Атомные станции малой мощности: новое направление развития энергетики: – Т. 2. – М.: Академ-Принт, 2015. – С. 36-49.
6. *Санеев Б.Г., Иванова И.Ю., Тугузова Т.Ф., Франк М.И.* Роль атомных станций малой мощности в зонах децентрализованного энергоснабжения на Востоке России / Атомные станции малой мощности: новое направление развития энергетики. – М.: Наука, 2011. – С. 88-100.
7. *Макаров В.И., Пологих Б.Г., Хлопкин Н.С., Митенков Ф.М., Панов Ю.К., Полуничев В.И., Яковлев О.А.* Опыт создания и эксплуатации реакторных установок гражданских судов // Атомная энергия. – 2000. – Т. 89. – Вып. 3. – С. 179-188.
8. *Игнатъев С.В., Забудько А.Н., Зродников А.В., Панкратов Д.В., Тошинский Г.И.* Выгрузка, хранение и последующее обращение с ОЯТ жидкометаллических реакторов: состояние и проблемы // Научные и технические проблемы обеспечения безопасности при обращении с ОЯТ и РАО утилизируемых АПЛ и НК с ЯЭУ / Мат. Межд. научн. семинара. В 2-х т. – М.: Комтех-Принт, 2007. – Т. 1. – С.189-208.
9. *Наумов В.А., Рубин И.Е., Днепровская Н.М.* Программный комплекс КРАТЕР для расчета нейтронно-физических характеристик тепловых ядерных реакторов: Препринт ИПЭ-14. – Минск: Институт проблем энергетики АН Беларуси, 1996. – 39 с.

10. *England T.R., Rider B.F.* Evaluation and Compilation of Fission Product Yields. – Report LA-UR-94-3106, ENDF-349. – USA (Los Alamos): Los Alamos National Laboratory, 1994. – 173 p. Электронный ресурс: <http://t2.lanl.gov/nis/publications/endl349.pdf> (дата обращения: 29.01.2017).
11. *Алексеев П.Н., Чибиняев А.В., Полисмаков А.А.* Увеличение энергозапаса кассетной активной зоны реактора КЛТ-40С при переходе к топливной композиции на основе диоксида урана. Техническая справка. Институт ядерных реакторов РНЦ «Курчатовский институт». Электронный ресурс: <http://shkolnie.ru/fizika/18416/index.html> (дата обращения: 10.11.2016).
12. *Ватулин А.В., Кулаков Г.В., Лысенко В.А., Морозов А.В.* Разработка твэлов активных зон плавучих энергоблоков (ПЭБ) и атомных станций малой мощности (АСММ): состояние и перспективы // ВАНТ. Сер. Материаловедение и новые материалы. – 2005. – № 2 (65). – С. 146-148.
13. *Воронков А.В., Сычугова Е.П., Дедуль А.В., Кальченко В.В., Николаев А.А., Ракшун Е.В.* Расчет кампании реактора СВБР-100 с учетом движения органов регулирования и компенсации // ВАНТ. Сер. Обеспечение безопасности АЭС. – 2009. – Вып. 24. – С. 38-43.
14. *Егоров С.В.* Потенциал создания энергоисточников на базе АСММ для применения в условиях Арктической зоны. Электронный ресурс: [http://www.ndexpro.ru/mediafiles/u/files/materials\\_2016/4/5/Egorov.pdf](http://www.ndexpro.ru/mediafiles/u/files/materials_2016/4/5/Egorov.pdf) (дата обращения: 28.10.2016).
15. *Климов Н.Н.* Свинцово-висмутовые быстрые реакторы для атомных станций малой и средней мощности. Электронный ресурс: <http://www.myshared.ru/slide/74008/> (дата обращения: 13.07.2013).
16. *Князевский К.Ю., Фадеев Ю.П., Пахомов А.Н., Полуничев В.И., Вешняков К.Б., Кабин С.В.* Проектные решения реакторной установки РИТМ-200, предназначенные обеспечить экологически безопасную и экономически эффективную эксплуатацию универсального атомного реактора на арктических трассах // Арктика: экология и экономика. – 2014. – № 3 (15). – С. 86-91.
17. *Самойлов О.Б., Морозов О.А., Алексеев В.Н., Бельев В.М.* Внедрение кассетной активной зоны, удовлетворяющей требованиям нераспространения, на головной АТЭС ММ на базе плавучего энергоблока с реакторными установками КЛТ-40С в г. Северодвинске Архангельской области / Труды Межд. научно-практической конференции «Малая энергетика – 2005». – М., 2005. – С. 99-104.
18. Status of Small Reactor Designs without On-site Refuelling. IAEA-TECDOC-1536. Электронный ресурс: [http://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/te\\_1536\\_web.pdf](http://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/te_1536_web.pdf) (дата обращения: 18.11.2012).
19. *Конюхов Р.А.* Разработка конструкции бокового отражателя активной зоны РУ СВБР-100. Электронный ресурс: <http://www.gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/kms2014/documents/kms2014-006.pdf> (дата обращения: 26.01.2015).

Получена 12.05.2017 г.

#### Авторы

Наумов Вадим Алексеевич, ведущий научный сотрудник, доцент, канд. физ.-мат. наук

E-mail: [naumovva@goi.kolasc.net.ru](mailto:naumovva@goi.kolasc.net.ru)

Гусак Сергей Андреевич, заведующий лабораторией, доцент, канд. техн. наук

E-mail: [gusnat52@mail.ru](mailto:gusnat52@mail.ru)

Наумов Андрей Вадимович, старший научный сотрудник

E-mail: [naumovandreyvadimovich@yahoo.com](mailto:naumovandreyvadimovich@yahoo.com)

UDC 620.98:621.039

## SMALL NUCLEAR POWER PLANTS FOR POWER SUPPLY TO THE ARCTIC REGIONS: SPENT NUCLEAR FUEL RADIOACTIVITY ASSESSMENT

Naumov V.A., Gusak S.A., Naumov A.V.

Mining Institute of the Kola Science Centre of the RAS  
24 Fersman st., Apatity, Murmansk reg., 184209 Russia

### ABSTRACT

The article presents the analysis of the projects' materials about small nuclear power plants (SNPP) with the reactors cooled by pressurized water (LWR reactors) and Pb-Bi eutectics (SVBR reactors). There have been developed mathematical models of fuel cycles of the cores in the reactor types ABV, KLT-40S, RITM-200M, UNITERM, SVBR-10 and SVBR-100 on the basis of the information prescribed about the parameters of the fuel cycle, design and materials of the cores, thermodynamic characteristics of coolants of the primary circuit of various reactor facilities. The KRATER software was applied for mathematical modeling of the fuel cycles where spatial-energy distribution of neutron flux density is determined within multi-group diffusion approximation and heterogeneity of the cores is taken into account by the albedo method in a model of a reactor cell. The computational studies have been carried out of the kinetics of the isotopes' burn-up in the starting fuel charge ( $^{235}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$ ) and the accumulation of long-lived fission products ( $^{85}\text{Kr}$ ,  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{151}\text{Sm}$ ) and the actinides ( $^{238,239,240,241,242}\text{Pu}$ ,  $^{236}\text{U}$ ,  $^{237}\text{Np}$ ,  $^{241}\text{Am}$ ,  $^{244}\text{Cm}$ ) in the cores of the SNPP's considered reactor facilities. The information obtained has allowed estimating the radiation characteristics of spent nuclear fuel (SNF) and comparing the long-lived radioactivity of irradiated fuel from SNPP reactors and their prototypes (transport reactors). The mass isotopic compositions of the cores have been determined and on the basis there were estimated  $\alpha$ - and  $\beta$ -activities of long-lived fission products and actinides which characterize long-lived radioactivity of SNF. The analysis of information about the specific radioactivity has shown the radiation characteristics of SNF in the SNPP reactors and their prototypes (transport reactors) to have similar in magnitude values. This allows the conclusion about applicability of management technologies of irradiated fuel used for ship reactor facilities for the SNF from the SNPP reactors.

**Key words:** Russian Arctic regions, small nuclear power plants, reactors, spent nuclear fuel, fuel cycle, radioactivity.

### REFERENCES

1. The development strategy of the Arctic zone of the Russian Federation and national security for the period up to 2020. Available at: <http://docs.cntd.ru/document/499002465> (accessed 15 Jan. 2015) (in Russian).
2. Adamov E.O. The development status of SNPP in the world and Russia, the priorities and prospects for their construction. Available at: <http://www.innov-rosatom.ru/files/articles/5e334977fec5bf72d7dedcb904a914c0.pdf> (accessed 6 Oct. 2015) (in Russian).
3. Voropaj N.I., Saneev B.G., Ivavanova I. Yu., Izbuldin A.K. Comparative efficiency of the use of low-capacity nuclear power plants in the local power systems in Eastern Russia. In *Low-power nuclear power plants – a new line in the development of power systems. Vol. 2*. Moscow. Academ-Print Publ., 2015, pp. 59-71 (in Russian).
4. Mel'nikov N.N., Konukhin V.P., Naumov V.A., Gusak S.A. Reactor units for power supply of remote and inaccessible regions: selection issue. *Vestnik MGTU*. 2015, v. 18, no 2, pp. 198-208.
5. Petrulin V.V., Gureeva L.V., Fadeev Yu.P., Shmelev I.V., Lepekhin A.N., Udalishchev S.V. Prospects for development of nuclear power plants with small and medium power reactors. In *Low-*

*power nuclear power plants – a new line in the development of power systems. Vol. 2. Moscow. Academ-Print Publ., 2015, pp. 59-71 (in Russian).*

6. Saneev B.G., Ivanova I.Yu., Tuguzova T.F., Frank M.I. Role of small nuclear power plants in areas of decentralized power supply in Russia's East. In *Low-power nuclear power plants – a new line in the development of power systems. Moscow. Nauka Publ., 2011, pp. 88-100 (in Russian).*

7. Makarov V.I., Pologih B.G., Khlopkin N.S., Mitenkov F.M., Panov Yu.K., Polunichiev V.I., Yakovlev O.A. The experience of construction and operation of the civilian ships reactor plants. *Atomnaya energiya. 2000, v.89, iss. 3, pp. 179-188 (in Russian).*

8. Ignat'ev S.V., Zabud'ko A.N., Zrodnikov A.N., Pankratov D.V., Toshinskij G.I. Unloading, storage and subsequent management of spent nuclear fuel of liquid-metal reactors: state and problems. Proc. International scientific workshop «Scientific and technical issues in the management of SNF and RW of decommissioned nuclear submarines and nuclear-powered surface vessels». Moscow. Komtekhn-Print Publ., 2007, v. 1, pp. 189-208 (in Russian).

9. Naumov V.A., Rubin I.E., Dneprovskaya N.M. The software package KRATER for calculation of neutron-physical characteristics of thermal nuclear reactors: Preprint IPE-14. Minsk. Institute of Power Engineering Problems, Academy of Sciences of Belarus, 1996. 39 p. (in Russian).

10. England T.R., Rider B.F. Evaluation and Compilation of Fission Product Yields. Report LA-UR-94-3106, ENDF-349. USA. Los Alamos. Los Alamos National Laboratory, 1994. 173 p. Available at: <http://t2.lanl.gov/nis/publications/endl349.pdf> (accessed 29 Jan. 2017).

11. Alekseev P.N., Chibinyaev A.V., Polismakov A.A. Core lifetime increase of a reactor KLT-40S when the transition to a fuel composition based on uranium dioxide. Technical reference. Institute of nuclear reactors RRC «Kurchatov Institute». Available at: <http://shkolnie.ru/fizika/18416/index.html> (accessed 10 Nov. 2016) (in Russian).

12. Vatulin A.V., Kulakov G.V., Lysenko V.A., Morozov A.V. Development of fuel rods for reactor cores of floating power plants (FPP) and low-power nuclear power plants (LPNPP): state and perspectives. *VANT. Ser. Materialovedenie i novye materialy. 2005, no. 2(65), pp. 146-148 (in Russian).*

13. Voronkov A.V., Sychugova E.P., Dedul A.V., Kalchenko V.V., Nikolaev A.A., Rakshun E.V. SVBR-100 reactor life-time calculation considering control and burn-up compensation RODS movement. *VANT. Ser. Obespechenie bezopasnosti AES. 2009, iss. 24, pp. 38-43 (in Russian).*

14. Egorov S.V. The construction potential of energy sources on the basis of SNPP for use in Arctic conditions. Available at: [http://www.ndexpo.ru/mediafiles/u/files/materials\\_2016/4/5 Egorov.pdf](http://www.ndexpo.ru/mediafiles/u/files/materials_2016/4/5 Egorov.pdf) (accessed 28 Oct. 2016) (in Russian).

15. Klimov N.N. Lead-bismuth fast reactors for nuclear power stations of small and medium power. Available at: <http://www.myshared.ru/slide/74008/> (accessed 13 Jul. 2013) (in Russian).

16. Knyazevskij K.Yu., Fadeev Yu.P., Pakhomov A.N., Polunichiev V.I., Veshnyakov K.B., Kabin S.V. Designs of RITM-200 reactor installation intended to provide environmentally safe and cost-effective operation of multipurpose nuclear icebreaker on Arctic routes. *Arktika: ekologiya i ekonomika. 2014, no. 3(15), pp. 86-91 (in Russian).*

17. Samojlov O.B., Morozov O.A., Alekseev V.N., Belyaev V.M. Implementation of the cassette-type core that meet the requirements of non-proliferation, at the head of the NPP MM on the basis of the floating power unit with reactor KLT-40C in Severodvinsk, Arkhangelsk region. Proc. of International scientific-practical conference «Small power engineering-2005». Moscow. 2005, pp. 99-104.

18. Status of Small Reactor Designs without On-site Refuelling. IAEA-TECDOC-1536. Available at: [http://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/te\\_1536\\_web.pdf](http://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/te_1536_web.pdf) (accessed 18 Nov. 2012).

19. Konyukhov R.A. Construction development of side reflector of reactor core SVBR-100. Available at: <http://www.gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/kms2014/documents/kms2014-006.pdf> (accessed 26 Jan. 2015) (in Russian).

#### Authors

Naumov Vadim Alekseevich, Leading Researcher, Assistant Professor, Cand. Sci. (Phys.-Math.)

E-mail: [naumovva@goi.kolasc.net.ru](mailto:naumovva@goi.kolasc.net.ru)

Gusak Sergey Andreevich, Head of Laboratory, Assistant Professor, Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: [gusnat52@mail.ru](mailto:gusnat52@mail.ru)

Naumov Andrey Vadimovich, Senior Researcher

E-mail: [naumovandreyvadimovich@yahoo.com](mailto:naumovandreyvadimovich@yahoo.com)