

**Введение**

При разработке стратегии развития ядерной энергетики России определяющими факторами являются удовлетворение прогнозной потребности в электроэнергии, наличие достаточной сырьевой базы для дальнейшего развития и экономическая приемлемость.

В случае открытого ядерного топливного цикла (ЯТЦ) основным сырьем является природный уран. Запасы отечественного природного урана на 2018 год оцениваются на уровне ~500 тыс. тонн. Такого количества урана хватит для достижения установленной электрической мощности ~54 ГВт в 2070 году. Для обеспечения потребностей работающих реакторов топлива хватит до ~ 2130 года. К моменту вывода всех реакторов из эксплуатации в хранилищах будет накоплено ~ 80 тыс. тонн отработанного ядерного топлива (ОЯТ), содержащего плутоний и минорные актиниды.

Для обеспечения конкурентоспособности ядерной энергетики на внутреннем и внешнем рынках, в том числе, требуется снизить ресурсную зависимость от запасов природного урана и уменьшить негативное воздействие на окружающую среду в долгосрочной перспективе (количество ОЯТ, находящихся в хранилищах). Снизить ресурсную зависимость возможно путем перехода на МОХ-топливо, а также ввода наряду с реакторами на тепловых нейтронах, реакторов с быстрым спектром нейтронов и повышенным коэффициентом воспроизводства топлива ( $K_{eff} \geq 1,1$ ), одновременно с замыканием ЯТЦ.

При таком подходе возможно достичь установленной электрической мощности ~70 ГВт к 2100 году и существенной экономии природного урана (потреблено ~ 150 тыс. тонн к 2100 году). Также это позволит существенно сократить объем ОЯТ на хранении (~ 2 тыс. тонн). В то же время, дополнительным опасным фактором является вовлечение в замкнутый ЯТЦ большого количества плутония различного изотопного состава.

В докладе рассмотрены некоторые характерные сценарии развития ЯЭ России и приведен их краткий анализ с позиций нераспространения ДМ и технологий обращения с ними.

**1. Открытый топливный цикл**

Ввод установленных мощностей до 2018 года (30 ГВт на 2018 г.). После 2018 новые мощности не вводятся. Перерабатывается ОЯТ только БН-800. ОЯТ тепловых реакторов не перерабатывается.

**Состав актинидов в ОЯТ, активность и тепловыделение топлива на момент выгрузки**

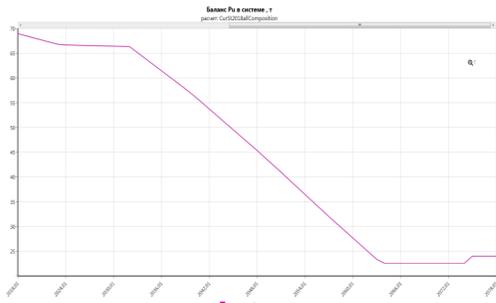


Рисунок 1.1 – Баланс плутония в системе

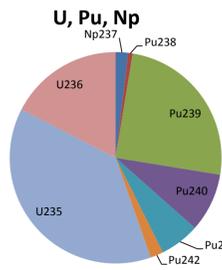


Рисунок 1.2 – Состав актинидов в ОЯТ на момент выгрузки

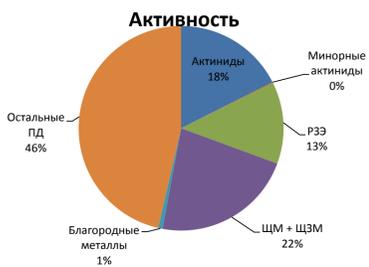


Рисунок 1.3 – Активность ОЯТ на момент выгрузки

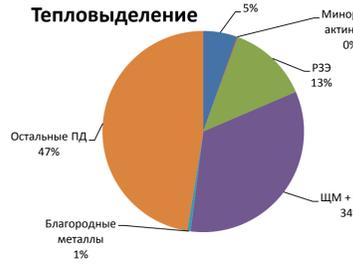


Рисунок 1.4 – Тепловыделение ОЯТ на момент выгрузки

**Состав актинидов в ОЯТ, активность и тепловыделение топлива после выдержки 30 лет**

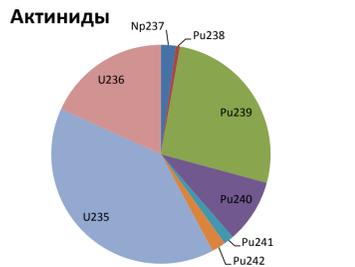


Рисунок 1.5 – Состав актинидов в ОЯТ после 30 лет выдержки

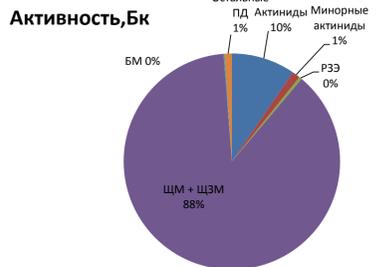


Рисунок 1.6 – Активность ОЯТ после 30 лет выдержки

**Тепловыделение, Вт**



Рисунок 1.7 – Тепловыделение ОЯТ после 30 лет выдержки

Таблица 1.1 - Критические и радиационные характеристики ОЯТ

Характеристика изотопного состава	Значение
Критический радиус, см	39.692
Критическая масса, т	3.169
Активность критического шара, Бк	$1,64 \cdot 10^{17}$
Удельная активность, Бк/кг	$5,18 \cdot 10^{13}$
Тепловыделение $M_{кр}$ , кВт	103.86
Удельное энерговыделение, Вт/кг	32.77
Нейтронный фон критического шара, 1/с	$\sim 3,4 \cdot 10^8$

Таблица 1.2 - Критические и радиационные характеристики смеси энергетического плутония и урана

Характеристика изотопного состава	Значение
Критический радиус, см	19,0
Критическая масса, кг	$5,681e+2$
Активность критического шара, Бк	$1,015e+15$
Удельная активность, Бк/кг	$1,787e+12$
Тепловыделение $M_{кр}$ , Вт	348,82
Удельное энерговыделение, Вт/кг	$6,139e-1$
Нейтронный фон критического шара, 1/с	$\sim 3,969e+7$



Рисунок 1.8 - Изотопный состав энергетического плутония

**2. Замкнутый топливный цикл**

Ввод установленных мощностей до 2018 года (39 ГВт на 2050 г.). После 2050 новые мощности не вводятся. Перерабатывается ОЯТ всех типов реакторов.

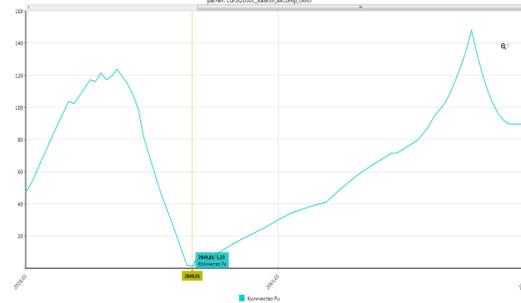


Рисунок 2.1 – Баланс плутония в системе

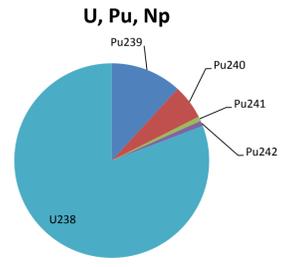


Рисунок 2.2 – Состав актинидов в ОЯТ на момент выгрузки

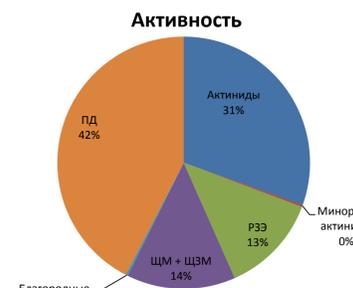


Рисунок 2.3 – Активность ОЯТ на момент выгрузки



Рисунок 2.4 – Тепловыделение ОЯТ на момент выгрузки

Таблица 2.1 - Критические и радиационные характеристики энергетического плутония

Характеристика изотопного состава	Значение
Критическая масса, кг	11,35
Активность критического шара, Бк	$6,346E+14$
Удельная активность, Бк/кг	$5,59E+13$
Тепловыделение $M_{кр}$ , Вт	241,9
Удельное тепловыделение Вт/кг	21,31

Таблица 2.2 - Критические и радиационные характеристики смеси энергетического плутония и урана

Характеристика изотопного состава	Значение
Критический радиус, см	18,8
Критическая масса, кг	$5,504e+2$
Активность критического шара, Бк	$2,569e+15$
Удельная активность, Бк/кг	$4,667e+12$
Энерговыделение критического шара, Вт	404,25
Удельное энерговыделение, Вт/кг	$7,344e-1$
Нейтронный фон критического шара, 1/с	$4,044e+7$
Удельный нейтронный фон, 1/(кг·с)	$7,348e+4$

Таблица 2.3 - Критические и радиационные характеристики ОЯТ

Характеристика изотопного состава	Значение
Критический радиус, см	39.093
Критическая масса, т	3.027
Активность критического шара, Бк	$5,61 \cdot 10^{17}$
Удельная активность, Бк/кг	$1,85 \cdot 10^{14}$
Энерговыделение критического шара, кВт	191,83
Удельное тепловыделение, Вт/кг	63,37

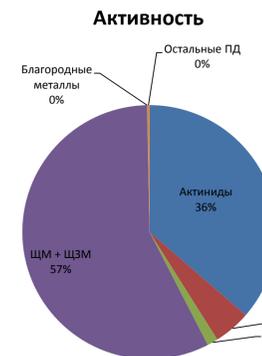


Рисунок 2.5 – Активность ОЯТ после 30 лет выдержки



Рисунок 2.6 – Тепловыделение ОЯТ после 30 лет выдержки

К моменту вывода из эксплуатации всех реакторов запущенных к 2050 году в отработанном топливе будет содержаться ~ 90 тонн плутония. По приведенным оценкам запас плутония в системе будет минимальным в 2049 году (~ 1,5 т).

После его охлаждения в течение 30 лет активность и тепловыделение ОЯТ (рис. 2.5 и рис. 2.6) вклад щелочных и щелочноземельных элементов в активность и тепловыделение ОЯТ будет составлять соответственно 57% и 35%.

Таким образом, удаление только этой фракции из ОЯТ принципиально не обращение с этим топливом. В то же время использование существующих штатных технологий переработки ОЯТ снимают технологические барьеры на пути к возможному распространению. Это говорит о том, что требуются дополнительные меры, обеспечивающие защиту от возможного использования таких материалов в незапланированных целях [5,6].

**Список литературы**

1. Комплекс АТЭК для моделирования технологий ядерной энергетического комплекса / И. Р. Макеева, В.А. Симоненко, В. П. Соколов // Радиохимические технологии: тезисы 7-ой Российской конференции по радиохимии «Радиохимия 2012»-М.: 2012. С.160.
2. Модестов Д.Г., Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ «Модуль расчёта изменения состава в реакциях ядерного распада» («МИР») – № 2018660395 от 22.08.2018.
3. Модестов Д.Г. Решение уравнений радиоактивного распада. Вопросы атомной науки и техники. Сер. Математическое моделирование физических процессов. 2006. Вып. 3. С. 54-58.
4. Зацепин О.В. Расчеты методом Монте-Карло по программе ПРИЗМА нейтронно-физических характеристик активной зоны ВВЭР-1000 / О.В. Зацепин, Я.З. Кандиев, Е.А. Кашаева и др. // ВАНТ, сер. «Физика ядерных реакторов». – 2011. – Вып.4. – С.64 -74.
5. Guidance for the Application of an Assessment Methodology for Innovative Nuclear Energy Systems. INPRO Manual — Proliferation Resistance IAEA-TECDOC-1575 Rev. 1. November 2008
6. International Atomic Energy Agency, Guidance for the evaluation of innovative nuclear reactors and fuel cycles, Report of Phase 1A of the International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles (INPRO), IAEA-TECDOC-1362, IAEA, Vienna (2003)