ИССЛЕДОВАНИЕ РАЗЛИЧНЫХ СЦЕНАРИЕВ РАЗВИТИЯ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ РОССИИ С ПОЗИЦИЙ НЕРАСПРОСТРАНЕНИЯ ДЕЛЯЩИХСЯ МАТЕРИАЛОВ Н.Д. Дырда, У.Ф. Шереметьева, И.Р. Макеева, В.А. Симоненко

Федеральное государственное унитарное предприятие «Российский федеральный ядерный центр – всероссийский научно-исследовательский институт технической физики имени академика Е.И. Забабахина», ул. Васильева 13, а.я. 245, г. Снежинск, Челябинская область, 456770, Россия

E-mail: n.d.dyrda@vniitf.ru

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 (КВ≥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 существенной сократить объем ОЯТ на хранении (~ 2 тыс. тонн). В то же время, дополнительным опасным фактором является вовлечение в замкнутый ЯТЦ большого количество 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

2. Замкнуты топливный цикл

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



Тепловыделение, Вт Остальные ПД Актинидь Благородные 8% металлы 0% Минорные актиниды 12% _P3Э 1% ЩМ + ЩЗМ 78%

Рисунок 1.7 – Тепловыделение ОЯТ после 30 лет выдержки

Критические Таблица 1.1И радиационные характеристики ОЯТ

Характеристика изотопного состава	Значение
Критический радиус, см	39.692
Критическая масса, т	3.169
Активность критического шара, Бк	1.64·10 ¹⁷
Удельная активность, Бк/кг	5.18·10 ¹³
Тепловыделение М _{КР} , кВт	103.86
Удельное энерговыделение, Вт/кг	32.77
Нейтронный фон критического шара, 1/с	~3.4·10 ⁸

Основные нейтронно-физические характеристики состава ОЯТ [2-4], рассчитанные для сферы без отражателя нейтронов, после охлаждения и извлечения

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

характеристики ОЯТ

Характеристика изотопного состава	Значение
Критический радиус, см	39.093
Критическая масса, т	3.027
Активность критического шара, Бк	5.61·10 ¹⁷
Удельная активность, Бк/кг	$1.85 \cdot 10^{14}$
Энерговыделение критического шара, кВт	191.83
Удельное тепловыделение, Вт/кг	63.37



Таблица 2.2 - Критические и радиационные энергетического

Характеристика изотопного состава	Значение
	10.0
Критическии 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

Без использования технологий разделения урана и плутония, для достижения критичности ОЯТ, даже при удалении из него всех ПД, необходимо ~ 2,5 – 3 т.

При выделении в качестве целевых продуктов U и Pu критическая масса такой смеси снижается в 5-6 раз и составляет ~0,5 т.



К моменту вывода из эксплуатации всех реакторов запущенных к 2018 году в отработанном топливе будет содержаться ~ 24 тонн плутония [1].

За время охлаждения облученного топлива в хранилище в течение 30 лет существенно изменяется структура вклада в интегральную активность и тепловыделение различных изотопных групп [2,3]. Если после извлечения топлива из активной зоны его тепловыделение и активность в основном определяли продукты деления (~46%), то после его охлаждения в течение 30 лет активность и тепловыделение ОЯТ (рис. 1.6 и рис. 1.7) определяется фракцией щелочных и щелочноземельных металлов (Cs, Sr, Y, Rb, Ba).

После выделения этой фракции активность и тепловыделение ОЯТ снизится ~ 8 раз. Таким образом, отказ от переработки ОЯТ и выделения целевых продуктов в виде U и Pu или их смеси не обеспечивает надежного технологического барьера на пути использования такого ОЯТ для незаявленных целей.

Критические и Таблица 1.2 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 М _{КР} , Вт	348,82
Удельное энерговыделение, Вт/кг	6,139e-1
Нейтронный фон критического шара, 1/с	~3.969e+7

фракции щелочных и щелочноземельных металлов приведены в таблице 1.1.

Достаточно большое значение критической массы обусловлено низкой плотностью ОЯТ (в расчетах принят порошок оксида). При переводе ОЯТ в металлическую форму значение критмассы существенно уменьшится, при этом значения активности и тепловыделения и нейтронного фона останутся на том же уровне, таким образом, затруднится естественный теплоотвод с поверхности такого материала.

При выделении смеси урана ПЛУТОНИЯ В металлической форме из этого ОЯТ, критмассовые характеристики такого материала (таблица 2) существенно отличаются от приведенных в таблице 1.

Состав энергетического плутония приведен на рисунке 8.



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 незаявленных целях [5,6].

Список литературы

- 1. Комплекс АТЭК для моделирования технологий ядерного 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)