

АКЦИОНЕРНОЕ ОБЩЕСТВО
ГОСУДАРСТВЕННЫЙ НАУЧНЫЙ ЦЕНТР РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ —
ФИЗИКО-ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЙ ИНСТИТУТ
имени А. И. Лейпунского

ФЭИ-3301

В.М. Декусар, А.Л. Мосеев, О.С. Гурская

**МНОГОКРАТНЫЙ РЕЦИКЛ УРАНА И ПЛУТОНИЯ
В БЫСТРОМ РЕАКТОРЕ И НАКОПЛЕНИЕ ^{232}U**

Обнинск – 2022

Декусар В.М., Мосеев А.Л., Гурская О.С.

Многократный рецикл урана и плутония в быстром реакторе и накопление ^{232}U : Препринт ФЭИ-3301, Обнинск, АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», 2022. 32 с.

Ключевые слова: реактор на быстрых нейтронах, замкнутый топливный цикл, рецикл топливных материалов, уран, плутоний, накопление ^{232}U , микрокампания, моделирование

В работе изложены результаты расчетов содержания ^{232}U в уране при многократном рецикле топливных материалов в быстрых реакторах. Расчетным путем исследовано влияние различных режимов рецикла топливных материалов в быстром реакторе — рецикла только плутония, урана или их смеси, временных параметров внешнего топливного цикла и др. — на накопление ^{232}U . При этом учитывались частичные перегрузки топлива и топливные переделы в рамках замкнутого топливного цикла быстрого реактора. Показано, что достаточно быстро — после 2-й микрокампании — содержание ^{232}U в уране достигает предельно допустимых значений при производстве уранового топлива для тепловых реакторов на ЭМЗ. Вместе с тем отмечается, что в случае топливного цикла быстрых реакторов с МОКС-топливом, когда используется защищенное производство, использование такого урана, по-видимому, допустимо при непревышении выдержки регенерированного урана после его химического выделения определенного предела по времени. Тем не менее все аспекты использования рефабриката урана, особенно радиационной обстановки на этапах топливного цикла, требуют дальнейших исследований.

The paper presents the results of calculations of the ^{232}U content in uranium during multiple recycling of fuel materials in fast reactors. The influence of various regimes of fuel materials recycling in a fast reactor (only recycling of plutonium, uranium or their mixture, time parameters of the external fuel cycle, etc.) on the accumulation of ^{232}U has been studied by calculation. In this case, partial refueling and fuel conversions within the closed fuel cycle of a fast reactor were taken into account. It is shown that quite quickly – after the 2nd microrun – the content of ^{232}U in uranium reaches the maximum allowable values in the production of uranium fuel for thermal reactors at the EMZ. At the same time, it is noted that in the case of a fast reactor fuel cycle with MOX fuel, when protected production is used, the use of such uranium is apparently permissible provided that the exposure of regenerated uranium after its chemical separation to a certain time limit is not exceeded. However, all aspects of the use of remanufactured uranium, especially the radiation situation at the stages of the fuel cycle, require further research.

СОДЕРЖАНИЕ

| | |
|--|----|
| ПЕРЕЧЕНЬ СОКРАЩЕНИЙ И ОБОЗНАЧЕНИЙ | 4 |
| ВВЕДЕНИЕ..... | 5 |
| 1 Постановка задачи | 5 |
| 2 Расчетные модели по определению накопления ^{232}U при многократном рецикле топлива быстрого реактора | 8 |
| 2.1 Рецикл плутония | 10 |
| 2.2 Рецикл урана..... | 10 |
| 2.3 Совместный рецикл плутония и урана | 10 |
| 2.4 Расчет без рецикла | 11 |
| 2.5 Моделирование замкнутого топливного цикла быстрого реактора .. | 11 |
| 3 Результаты расчетов накопления ^{232}U в процессе рецикла топливных материалов в топливном цикле быстрого реактора | 14 |
| 4 Моделирование накопления ^{232}U при рецикле плутония в двухкомпонентной ЯЭС | 27 |
| ЗАКЛЮЧЕНИЕ | 30 |
| СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ | 31 |

ПЕРЕЧЕНЬ СОКРАЩЕНИЙ И ОБОЗНАЧЕНИЙ

| | |
|----------------|--|
| АЭС | – атомная электростанция |
| БВ | – бассейн выдержки |
| БЗВ | – боковая зона воспроизводства |
| БН | – реактор на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем |
| МОКС-топливо | – ядерное топливо из оксидов плутония и обедненного урана |
| ОТВС | – отработавшая тепловыделяющая сборка |
| ОЯТ | – отработавшее (облученное) ядерное топливо |
| РЕМИКС-топливо | – топливо на основе смеси регенерированного урана и плутония |
| СНУП-топливо | – смешанное нитридное уран-плутониевое топливо |
| ТВС | – тепловыделяющая сборка |
| ТЗВ | – торцевая зона воспроизводства |
| ЭМЗ | – Электростальский машиностроительный завод |
| ЯТЦ | – ядерный топливный цикл |
| ЯЭС | – ядерно-энергетическая система |

ВВЕДЕНИЕ

Известно, что примесь ^{232}U в уране даже в размере нескольких миллионных долей существенно осложняет радиационную обстановку. При этом основным источником жесткого γ -излучения являются продукты радиоактивного распада ^{232}U — ^{212}Bi и ^{208}Tl . В настоящее время рассматривается возможность рецикла рефабриката урана в тепловых реакторах в виде РЕМИКС-топлива. При этом не исключается возможность перекрестного рецикла топливных материалов в тепловых и быстрых реакторах с целью улучшения изотопного вектора плутония. Планируется рецикл смеси плутония и урана в замкнутом топливном цикле быстрых реакторов с целью минимизации риска распространения ядерного оружия. Не исключается и возможность многократного рецикла рефабриката урана в быстрых реакторах.

1 Постановка задачи

До настоящего времени в России и за рубежом в качестве урановой компоненты смешанного уран-плутониевого топлива в большинстве случаев предполагается использовать обедненный уран. По этому пути идет Франция, в которой на промышленном уровне реализован однократный рецикл плутония, выделенного из ОЯТ тепловых реакторов, в смеси с обедненным ураном. В России МОКС-топливо на основе смеси плутония и обедненного урана используется в быстром реакторе БН-800 и предполагается к использованию в коммерческом быстром реакторе большой мощности. Запасы обедненного урана в России достаточно велики, оцениваются в 800 000 т [1] и позволяют реализовать такой сценарий.

Вместе с тем переход российской ЯЭ к двухкомпонентной ЯЭС с тепловыми и быстрыми реакторами в замкнутом топливном цикле [2] с неизбежностью ставит вопрос об использовании в составе смешанного уран-плутониевого топлива рефабриката урана, т. е. урана, извлеченного из ОЯТ при его переработке. В концепции реактора БРЕСТ прямо указывается, что его плотное (СНУП) топливо будет изготавливаться на основе смеси плутония и урана, выделенной из ОЯТ, без их разделения [3]. Такой подход обусловлен стремлением минимизировать риск, связанный с потенциальным распространением ядерных материалов. Предполагается использование рефабриката урана и при реализации программы внедрения РЕМИКС-топлива для тепловых реакторов [4], при этом возможен перекрестный обмен ядерными материалами между тепловыми и быстрыми реакторами. Не исключено использование смешанного топлива с рефабрикатом урана и для реакторов БН.

Использование рефабrikата урана позволяет, с одной стороны, полностью реализовать энергетический потенциал природного урана, а с другой, существенно сократить отходы ЯЭ.

Однако хорошо известно, что облучение урана нейтронами в ядерном реакторе приводит к образованию многочисленных изотопов урана, в том числе изотопа ^{232}U . Продукты распада ^{232}U ($T_{1/2} = 68,9$ лет) являются источником жесткого γ -излучения, которое может в значительной степени определять радиационную обстановку в топливном цикле. Схема распада ^{232}U приведена на рисунке 1. Вопросы образования ^{232}U и влияние его на топливный цикл детально рассмотрены в монографии Э. М. Цептера и Л. В. Матвеева [5], в докладе [6] и во многих других работах. Следуя прежде всего монографии [5] и докладу [6], приведем некоторые основные сведения и соображения по этой проблеме. Пути образования ^{232}U в реакторах достаточно разнообразны. Основные цепочки превращений, характерных для уран-плутониевого топлива:

$\text{U-238 (n, 2n)} - \text{U-237 } (\beta^-) - \text{Np-237 (n, 2n)} - \text{Np-236m (50\% } \beta^-) - \text{Pu-236 } (\alpha) - \text{U-232}$;

$\text{U-238 (n, } \gamma) - \text{U-239 } (\beta^-) - \text{Np-239 } (\beta^-) - \text{Pu-239 (n, 2n)} - \text{Pu-238 (n, 2n)} - \text{Pu-237 (n, 2n)} - \text{Pu-236 } (\alpha) - \text{U-232}$;

$\text{U-235 (n, } \gamma) - \text{U-236 (n, } \gamma) - \text{U-237 } (\beta^-) - \dots - \text{U-232}$;

$\text{U-235 (n, 2n)} - \text{U-234 } (\beta^-) - \text{U-233 (n, 2n)} - \text{U-232}$;

$\text{Pu-242 (n, 2n)} - \text{Pu-241 (n, 2n)} - \text{Pu-240 (n, 2n)} - \text{Pu-239 (n, 2n)} - \dots - \text{U-232}$.

Цепочки превращений для торийсодержащего топлива здесь не приводятся.

В практически важных случаях накопление ^{232}U носит характер примеси, практически не влияющей на нейтронно-физические характеристики реактора. Однако, как уже указывалось выше, при рецикле топливных материалов количество ^{232}U может определять характер обращения с рефабrikатом урана в топливном цикле. Это значит, что вовлечение рефабrikата урана в ядерную энергетику может потребовать весьма совершенных технологий, не менее сложных, чем для плутония. Детальное изучение условий обеспечения радиационной безопасности при обращении с таким ураном еще предстоит внимательно проработать, в том числе для различных топливных технологий и типов реакторов.

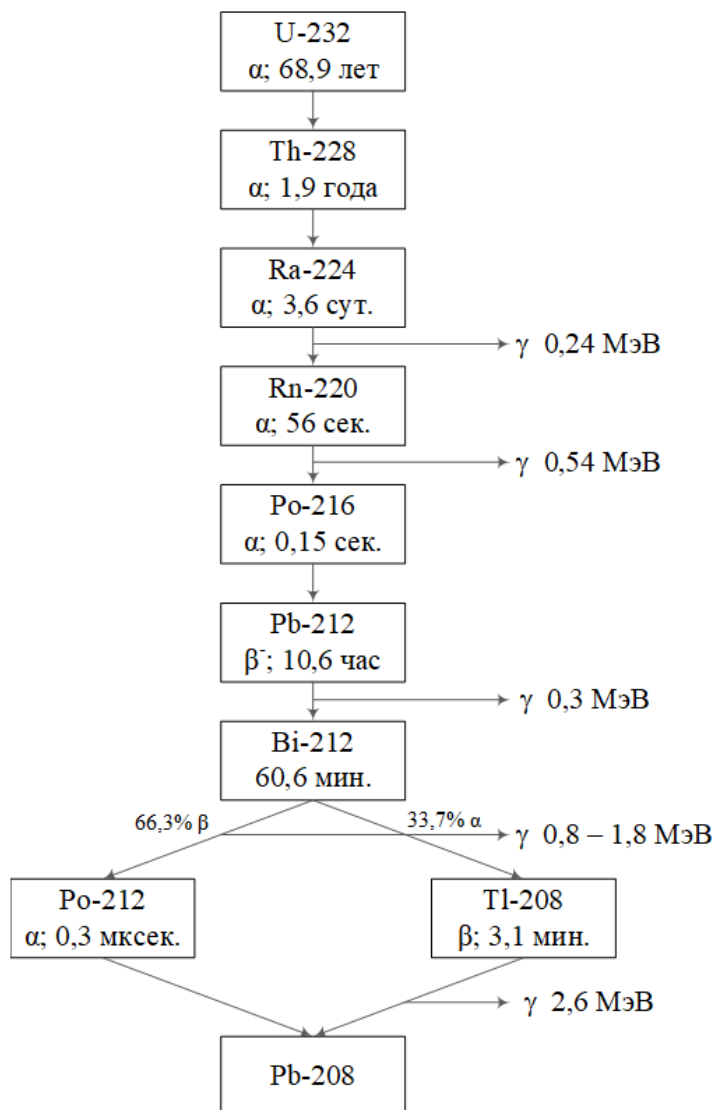


Рис. 1. Схема распада ^{232}U

Поскольку ^{232}U имеет сравнительно небольшой период полураспада ($T_{1/2} = 68,9$ лет), а его образование идет в значительной степени через достаточно короткоживущий ^{236}Pu ($T_{1/2} = 2,86$ года), то его содержание в облученном уране зависит в том числе от времен выдержки после прекращения облучения нейтронами. Кроме того, радиоактивность урана с примесью ^{232}U определяется и временем после его выделения из ОЯТ, т. е. после очистки от продуктов его распада, накопленных во время выдержки. Накопление активности в 1 г ^{232}U в течение года после очистки от продуктов распада приведено на рисунке 2.

В настоящее время имеются весьма ограниченные возможности оценки точности расчета накопленных концентраций ^{232}U в уране, т. к. сопоставимых результатов экспериментального и расчетного накопления очень немного, а для больших концентраций $^{232}\text{U} \sim 1000$ ppm и более они совсем неизвестны. В значительной части эти оценки относятся к

проведенным сравнительно давно экспериментам по облучению образцов тория в активной зоне быстрого реактора БН-350 и тепловом графитовом реакторе [7]. Экспериментальных и соответствующих расчетных данных по накоплению ^{232}U при рецикле топлива нет, как и совсем мало расчетов содержания этого изотопа без относительно экспериментов, просто в процессе многократного, вплоть до выхода в равновесное состояние, рециклирования топлива в быстрых реакторах.

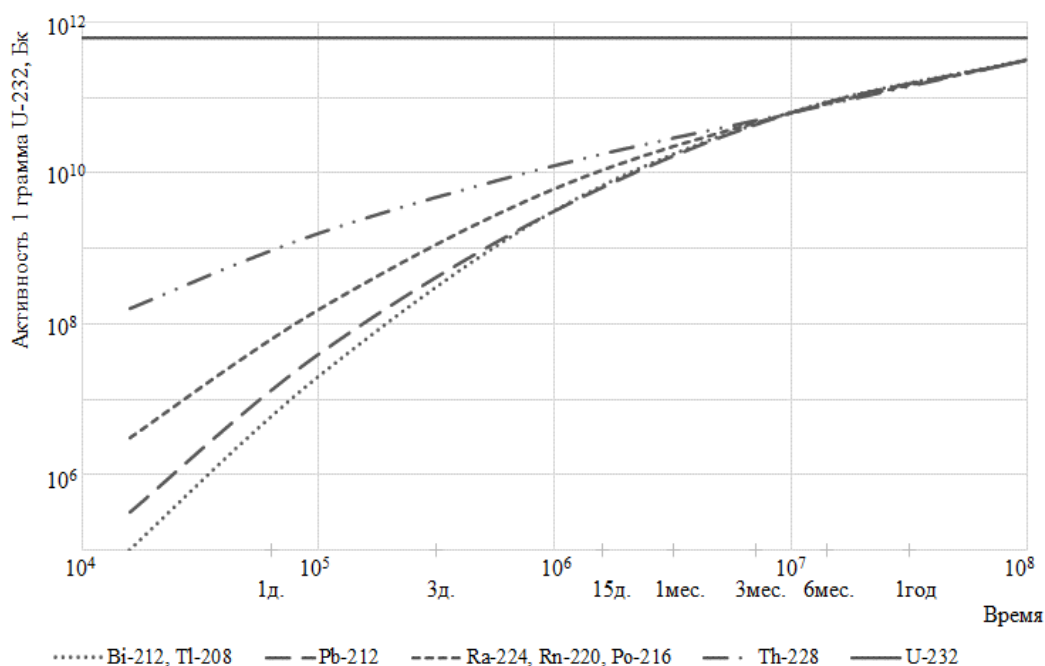


Рис. 2. Активность 1 грамма ^{232}U в течение 1 года после очистки его от продуктов распада

Можно полагать, что в оценке накопления ^{232}U еще много неопределенностей, связанных с ядерными данными и расчетом всех цепочек образования этого изотопа.

2 Расчетные модели по определению накопления ^{232}U при многократном рецикле топлива быстрого реактора

Целью настоящей работы является расчетное исследование накопления ^{232}U в урановой компоненте МОКС-топлива быстрого натриевого реактора большой мощности.

Расчеты проводились в процессе многократного рецикла урановой и плутониевой компонент в модельном топливном цикле быстрого реактора с использованием комплекса программ RZA [8], [9]. В расчетах не учитывалась возможность обмена ядерными материалами с другими

реакторами в пределах двухкомпонентной ЯЭС. В то время как для расчетов накопления ^{232}U с учетом моделирования движения топливных материалов по замкнутому ЯТЦ с учетом их облучения в тепловых и быстрых реакторах использовалась модель двухкомпонентной ЯЭС, описанная в задаче № 3 расчетного теста ЦАИР [10]. При этом в данной работе использовался комплекс программ CYCLE [9], [11], [12].

Расчеты проводились для модели быстрого реактора большой мощности типа БН в (R, Z)-геометрии в 26-групповом диффузионном квазикритическом приближении. Расчетная модель учитывала выгорание топлива и равномерно-частичные перегрузки ТВС. При этом была принята 4-кратная схема перегрузок для активной зоны и 5-кратная — для боковой зоны воспроизводства. Учитывалось наличие нижнего торцевого воспроизводящего экрана и аксиальной воспроизводящей прослойки. Содержание плутония в МОКС-топливе активной зоны составляет порядка 21 %, в зонах воспроизводства (БЗВ, ТЗВ и прослойка) используется обедненный уран (0,2 % ^{235}U). Длительность микрокампании и среднее выгорание топлива были близкими к соответствующим величинам для штатного коммерческого реактора типа БН.

Определение содержания ^{232}U производится в результате расчета нейтронно-физических характеристик реактора в течение заданного количества микрокампаний с загрузкой при регулярных перегрузках топлива в активную зону МОКС-ТВС, а в БЗВ — ТВС с воспроизводящим материалом.

Моделирование перегрузок в коде RZA строится следующим образом. При каждой перегрузке ТВС в активную зону могут опционально поступать рециклируемые материалы (в нашем случае уран и/или плутоний), выделенные из ОЯТ активной зоны и зон воспроизводства предыдущего цикла этого же реактора. При этом в процессе многократного рецикла выполняются следующие условия:

- 1) сохранение суммы масс тяжелых атомов рециклируемых материалов, включая осколки деления;
- 2) сохранение содержания плутония в топливе подгрузки, равного начальному содержанию плутония, т.е. возможно только изменение изотопного состава плутония.

Алгоритмом кода предусмотрена возможность управления схемой движения рециклируемых материалов, т.е. возвратом или невозвратом данного материала в активную зону из конструктивных элементов реактора — активной зоны, ТЗВ, БЗВ или прослойки. При этом схема движения сохраняется неизменной для всех микрокампаний и для всех рециклируемых материалов за исключением плутония, для которого возможны варианты для нескольких начальных перегрузок. О такой

возможности более подробно будет сказано ниже. Управление осуществляется путем задания набора соответствующих исходных данных.

2.1 Рецикл плутония

В алгоритме принято, что если масса рециклируемого плутония с учетом скорости его воспроизводства, схемы его движения и после всех необходимых временных задержек при переработке ОЯТ и изготовлении свежего топлива превосходит начальную его загрузку, то этот избыток не рециклируется, а выводится из рецикла (поступает на склад). При этом возможно управление движением плутония. В случае недостатка возвращаемого плутония, его количество пополняется до начальной загрузки за счет плутония с изотопным составом начальной загрузки. Итоговый изотопный состав загружаемого плутония формируется именно в такой последовательности используемого плутония.

На начальном этапе кампании реактора, длительность которого складывается из выдержки ОЯТ, затрат по времени на переработку, изготовления свежих ТВС, когда еще нет собственного плутония для изготовления МОКС-ТВС для регулярных перегрузок, строго говоря, должен использоваться плутоний начального изотопного состава. Вместе с тем возможен алгоритм с использованием собственного плутония и на начальном этапе. В этом случае фактически моделируется вариант, в котором предполагается использование плутония, выделенного из ОЯТ другого реактора аналогичного типа. Аналогичное замечание справедливо и в отношении рециклируемого урана.

Выбор используемого алгоритма производится пользователем.

2.2 Рецикл урана

Алгоритмом предусмотрена возможность рецикла урана из состава МОКС-ТВС. При этом убыль урана, вследствие его выгорания, компенсируется в первую очередь за счет урана воспроизводящих зон реактора (если эта возможность указана в исходных данных на расчет) или, во вторую очередь, компенсируется ураном первоначального изотопного состава.

В зоны воспроизводства (ТЗВ, БЗВ или прослойку) при перегрузках всегда поступает уран первоначально заданного (стартового) изотопного состава. В нашем случае — это обедненный уран вышеприведенного состава.

2.3 Совместный рецикл плутония и урана

При совместном рецикле плутония и урана сохраняются все условия и возможности, которые имеют место при их отдельных рециклах.

2.4 Расчет без рецикла

Расчет без рецикла делящихся материалов означает расчет нейтронно-физических характеристик реактора в течение заданного количества микрокампаний с регулярной загрузкой в активную зону МОКС-ТВС с плутонием и ураном стартового состава, а в БЗВ — ТВС с ураном начального изотопного состава.

2.5 Моделирование замкнутого топливного цикла быстрого реактора

В данной работе был принят следующий порядок учитываемых технологических операций в упрощенной модели замкнутого топливного цикла быстрого реактора:

- 1) облучение топлива в течение одной микрокампании;
- 2) выгрузка части облученных ТВС, определяемой кратностью перегрузок;
- 3) выдержка этой части в бассейне выдержки при АЭС;
- 4) транспортировка этих ТВС на химическую переработку;
- 5) химическая переработка ОТВС с выделением урана, плутония (или смеси урана и плутония), минорных актинидов и осколков деления;
- 6) транспортировка выделенных урана, плутония (или смеси урана и плутония) на завод-изготовитель свежего (рефабрицированного) ядерного топлива;
- 7) изготовление ТВС на основе рециклируемых материалов и хранение их на промежуточном складе;
- 8) транспортировка изготовленных ТВС на АЭС и загрузка их в реактор;
- 9) облучение топлива в течение следующей микрокампании и т. д.

Временная схема топливного цикла и технологические операции, на которых определялось содержание ^{232}U , показаны на рисунке 3.

При основном массиве расчетов длительность внешнего топливного цикла принята равной 4 годам:

– 3 года выдержка ОЯТ на АЭС и транспортировка на перерабатывающий завод, и

– 1 год на переработку ОЯТ, изготовление свежего топлива, его временное хранение и транспортировку на АЭС.

Кроме того, с целью оценки влияния временных задержек на содержание ^{232}U , проводились расчеты и с другими значениями длительности внешнего топливного цикла.

Поскольку ^{232}U имеет, как уже указывалось выше, сравнительно небольшой период полураспада, а основной источник его образования — ^{236}Pu и того существенно меньше, то при обращении с регенерированным

ураном с точки зрения радиационной обстановки важным фактором является время между началом технологических процессов обращения и очисткой (переочисткой) урана от продуктов его распада. Учету этого фактора было уделено особое внимание. Содержание ^{232}U в уране рассчитывалось на следующие моменты времени:

– Момент останова реактора, т. е. прекращение облучения нейтронами, при этом определялось среднее значение содержания ^{232}U по всем ТВС активной зоны, включая торцевую зону воспроизводства и воспроизводящую прослойку. Т. е. в этом случае определялось среднее значение по ТВС, облученным в течение одной, двух, трех и четырех микрокампаний и не выгруженным пока из реактора.

– На этот же момент времени, но для урана из ТВС, облученных в течение 4 микрокампаний, т. е. для выгружаемых ТВС.

– После выдержки выгруженных ТВС в течение 3 лет в бассейне выдержки, что эквивалентно определению содержания ^{232}U в рефабрикате урана при переработке ОЯТ и поступлении его на изготовление твэл и ТВС.

– При поступлении свежих ТВС, изготовленных из регенерированных материалов, и после их хранения на промежуточном складе, на АЭС.

Сделаем некоторые уточняющие пояснения к используемой ниже терминологии:

1. **Номер рецикла** – это фактически номер перегрузки или номер микрокампании.

2. **Без рецикла Pu и U.** Всегда загрузка топлива с плутонием и ураном начального изотопного состава.

3. **Рецикл только Pu.** Загрузка плутония с изотопным составом, полученным при переработке топлива предыдущей кампании, причем плутоний поступает как из активной зоны, так и зон воспроизводства. При этом недостаток плутония восполняется плутонием начального изотопного состава. Возможно также использование плутония только начального состава при изготовлении МОКС-ТВС для нескольких начальных микрокампаний, определяемых длительностью внешнего топливного цикла. Уран используется с начальным изотопным составом.

4. **Рецикл только U.** Для ТВС активной зоны используется уран изотопного состава, полученный при переработке топлива предыдущей кампании, при этом недостаток урана восполняется ураном начального изотопного состава. Для боковой зоны воспроизводства используются уран, а для активной зоны и плутоний, начальных изотопных составов.

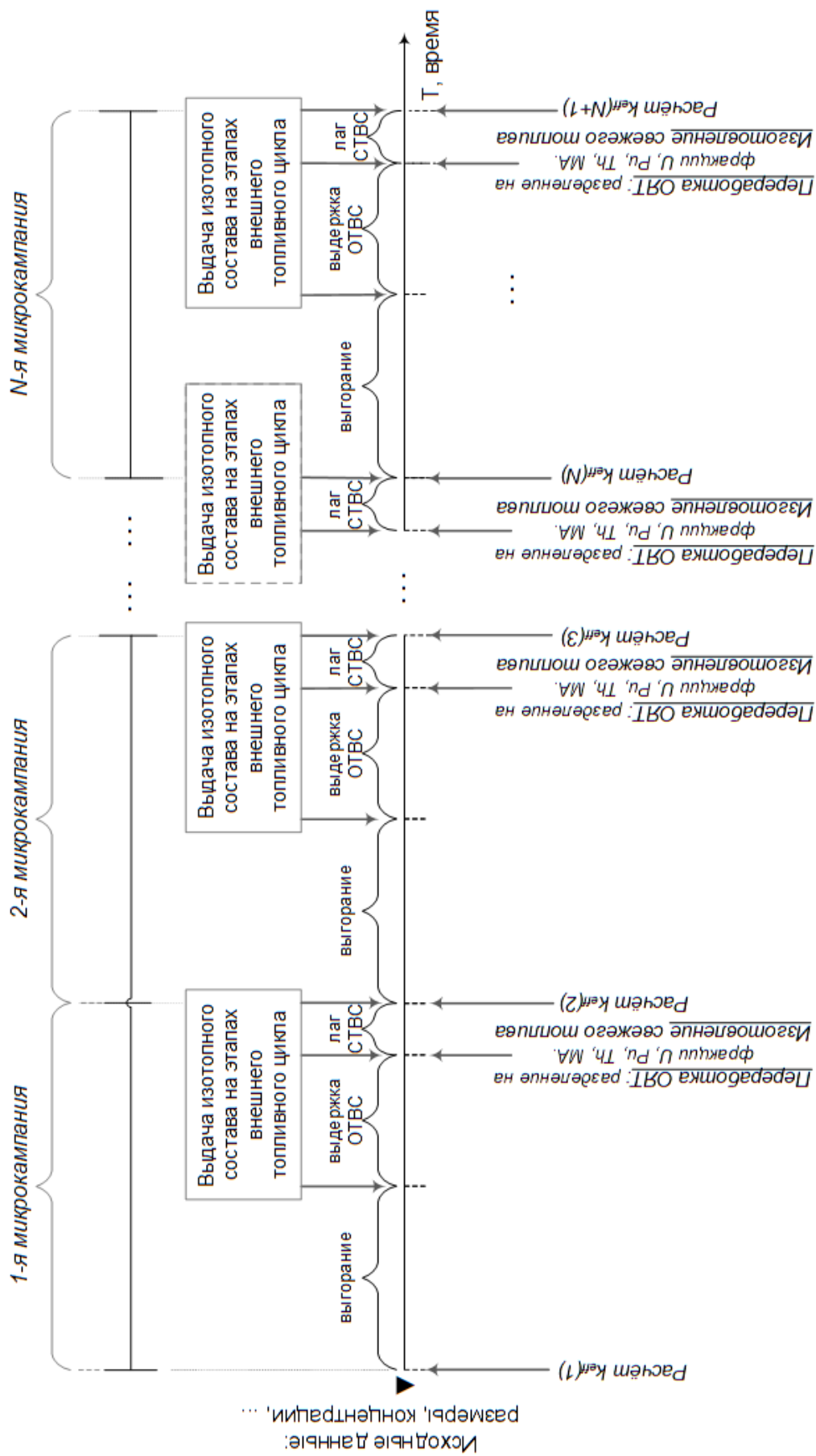


Рис. 3. Упрощенная схема расчета изменения изотопного состава быстрого реактора при выгорании топлива и его перегрузках. Обозначения комплекса RZA [8]: OTBC – отработавшие ТВС, STBC – свежие ТВС

5. **Рецикл Pu и U.** Загрузка плутония с изотопным составом, полученным при переработке топлива предыдущей микрокампании, причем плутоний поступает как из активной зоны, так и при необходимости из зон воспроизводства. При этом недостаток плутония восполняется плутонием начального изотопного состава. Для ТВС активной зоны используется уран изотопного состава, полученный при переработке топлива предыдущей микрокампании, недостаток урана восполняется ураном начального изотопного состава. Для боковой зоны воспроизводства используется уран начального изотопного состава.

6. **Рецикл Pu и U, без рецикла U из зон воспроизводства, включая воспроизводящую прослойку.** То же, что и п.4, но уран для ТВС активной зоны поступает только от переработки активной части ТВС активной зоны. Недостаток урана восполняется ураном начального изотопного состава. Для боковой зоны воспроизводства используется уран начального изотопного состава.

7. **Рецикл Pu и рецикл U только из зон воспроизводства.** То же, что и п. 4, но уран для ТВС активной зоны поступает только от переработки зон воспроизводства. Недостаток урана восполняется ураном начального изотопного состава. Для боковой зоны воспроизводства используется уран начального изотопного состава.

Поясним, что отдельные режимы перегрузок требуют отдельной переработки ТВС активной зоны и ТВС БЗВ, а некоторые – и переработки ТВС активной зоны с разделением активной части и ТЗВ с воспроизводящей прослойкой. Такие режимы вряд ли возможны на практике, однако могут быть полезны для качественного понимания характеристик накопления ^{232}U .

3 Результаты расчетов накопления ^{232}U в процессе рецикла топливных материалов в топливном цикле быстрого реактора

Результаты, представленные ниже, за исключением специально оговоренных, относятся к случаю рецикла плутония без учета его задержки во внешнем топливном цикле. В этом случае уже со 2-й перегрузки плутоний перегружаемой ТВС имеет изотопный состав, соответствующий выгружаемому топливу 1-й микрокампании. Влияние такого приближения на конечный результат будет оценено ниже.

Результаты, представленные в таблице 1 и на рисунке 4, показывают средние содержания ^{232}U по всем ТВС, облученным в течение одной, двух, трех и четырех микрокампаний, т.е. соответствующим по выгоранию в среднем 2,5 микрокампаниям. Эти результаты относятся к невыгруженным ТВС, находящимся пока в реакторе.

Таблица 1. Среднее по всем ТВС содержание ^{232}U в уране МОКС-топлива активной зоны, % $^{232}\text{U}/\text{U}$

| Номер рецикла | Без рецикла | Рецикл плутония | Рецикл урана | Рецикл урана и плутония |
|---------------|-------------|-----------------|--------------|-------------------------|
| 0 | 0 | 0 | 0 | 0 |
| 1 | 7,44E-09 | 7,44E-09 | 8,80E-09 | 8,80E-09 |
| 2 | 3,39E-08 | 3,96E-08 | 4,37E-08 | 4,94E-08 |
| 3 | 6,00E-08 | 8,77E-08 | 9,23E-08 | 1,20E-07 |
| 4 | 5,66E-08 | 1,31E-07 | 1,30E-07 | 2,04E-07 |
| 5 | 5,46E-08 | 1,95E-07 | 1,61E-07 | 3,06E-07 |
| 6 | 5,37E-08 | 2,49E-07 | 1,86E-07 | 4,02E-07 |
| 7 | 5,33E-08 | 2,80E-07 | 2,03E-07 | 4,80E-07 |
| 8 | 5,31E-08 | 2,85E-07 | 2,14E-07 | 5,35E-07 |
| 9 | 5,30E-08 | 2,96E-07 | 2,22E-07 | 5,86E-07 |
| 10 | 5,29E-08 | 3,06E-07 | 2,29E-07 | 6,28E-07 |
| 11 | 5,29E-08 | 3,12E-07 | 2,34E-07 | 6,59E-07 |
| 12 | 5,29E-08 | 3,12E-07 | 2,37E-07 | 6,79E-07 |
| 13 | 5,29E-08 | 3,14E-07 | 2,39E-07 | 6,96E-07 |
| 14 | 5,29E-08 | 3,16E-07 | 2,41E-07 | 7,10E-07 |
| 15 | 5,29E-08 | 3,17E-07 | 2,42E-07 | 7,20E-07 |
| 16 | 5,29E-08 | 3,17E-07 | 2,43E-07 | 7,26E-07 |
| 17 | 5,29E-08 | 3,17E-07 | 2,44E-07 | 7,31E-07 |
| 18 | 5,29E-08 | 3,18E-07 | 2,45E-07 | 7,35E-07 |
| 19 | 5,29E-08 | 3,18E-07 | 2,44E-07 | 7,38E-07 |
| 20 | 5,29E-08 | 3,18E-07 | 2,45E-07 | 7,40E-07 |

Как видно из представленных результатов, содержание ^{232}U в уране топлива активной зоны возрастает при увеличении количества рециклов топлива при всех рассмотренных вариантах его рецикла. Наибольший рост имеет место при совместном рецикле урана и плутония, причем совместный рецикл, начиная с 8-го, дает содержание ^{232}U , которое превышает сумму результатов, относящихся к рециклам плутония и урана по отдельности. Наименьший рост — при отсутствии рецикла, т. е. при регулярных подгрузках МОКС-топлива на основе урана и плутония начального состава. Во всех рассмотренных случаях содержание ^{232}U выходит на стационарный уровень, причем при рецикле топлива с постоянным составом выход на стационар происходит после 4-го рецикла, а в случае совместного рецикла плутония и урана — в районе 20-го рецикла. Режимы рецикла по отдельности плутония и урана показывают выход на стационар после 10 — 15 рециклов.

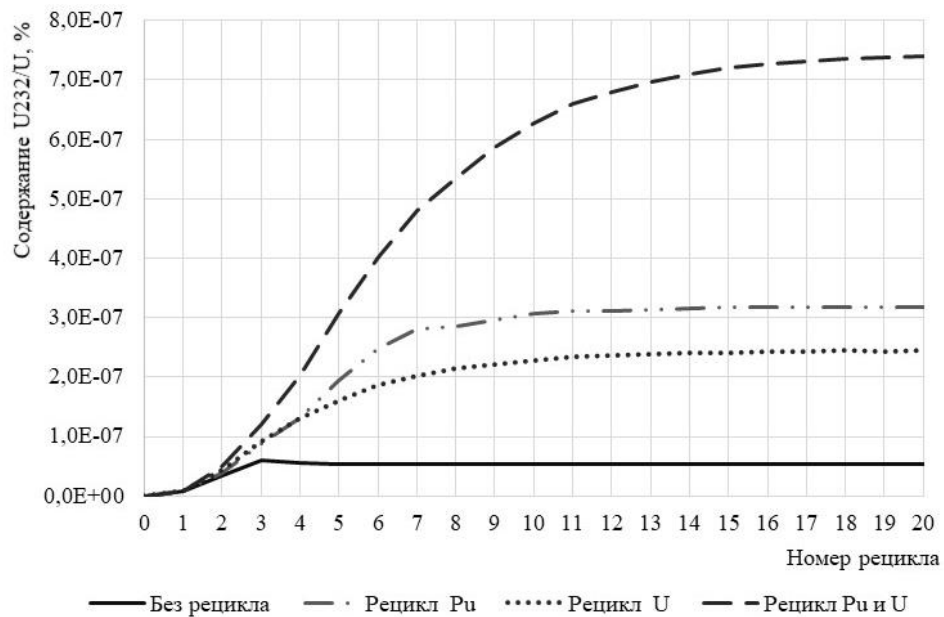


Рис. 4. Среднее по всем ТВС содержание ^{232}U в уране МОКС-топлива активной зоны в процессе рециклирования компонент топлива, % $^{232}\text{U}/\text{U}$

Насколько известно авторам, в настоящее время единственными документами, регламентирующими допустимое содержание ^{232}U в рефабрикате урана, являются документы, применяемые на ОАО «МСЗ» при производстве уранового ядерного топлива для тепловых реакторов [11].

По данным работы [11] на заводах АО «ТВЭЛ», где имеются ручные операции по шлифовке, отбраковке и другие операции с топливными таблетками и твэлами из диоксида урана, допускается использование регенерированного урана с содержанием ^{232}U до $2,2 \cdot 10^{-7}$ %. В 2002 году была принята программа по оценке возможности использования регенерированного урана с содержанием ^{232}U до $5 \cdot 10^{-7}$ %.

Данные таблицы 1 и рисунка 4 показывают, что допустимый предел содержания ^{232}U ($2,2 \cdot 10^{-7}$ %) в уране МОКС-топлива достигается на 4 — 7 рецикле в зависимости от вида рецикла — рецикл только урана / плутония или рецикл неразделенной смеси урана и плутония. При отсутствии рецикла, т. е. при загрузке топлива постоянного (начального) изотопного состава, допустимый предел не достигается.

Однако практический интерес представляют не усредненные значения накопления ^{232}U по всем ТВС активной зоны, причем не выгруженным из реактора, а значения, которые могут определять радиационную обстановку на этапах замкнутого топливного цикла. Поскольку современные производства таблеточного оксидного топлива ориентированы в своем большинстве на перчаточные технологии, то критическим моментом топливного цикла в этом случае можно считать изготовление свежего топлива на основе регенерированных материалов.

В таблице 2 и на рисунке 5 представлены расчетные результаты по содержанию ^{232}U в выгружаемых ТВС активной зоны (включая воспроизводящую прослойку и торцевую зону воспроизводства), облученных в течение 4 микрокампаний, на момент прекращения облучения — начала выдержки ТВС в БВ АЭС.

Таблица 2. Содержание ^{232}U в уране выгружаемых ТВС на момент прекращения облучения при разной организации рецикла топливных материалов, %

| Номер рецикла | Без рецикла Pu и U | Рецикл только Pu | Рецикл только U | Рецикл Pu и U | Рецикл Pu и U, без рецикла U из зон воспроизводства | Рецикл Pu и рецикл U только из зон воспроизводства |
|---------------|--------------------|------------------|-----------------|---------------|---|--|
| 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 |
| 1 | 9,98E-09 | 9,98E-09 | 9,98E-09 | 9,98E-09 | 9,98E-09 | 9,98E-09 |
| 2 | 6,43E-08 | 6,43E-08 | 6,43E-08 | 6,43E-08 | 6,43E-08 | 6,43E-08 |
| 3 | 1,79E-07 | 1,79E-07 | 1,79E-07 | 1,79E-07 | 1,79E-07 | 1,79E-07 |
| 4 | 3,55E-07 | 3,54E-07 | 3,55E-07 | 3,54E-07 | 3,54E-07 | 3,54E-07 |
| 5 | 3,46E-07 | 3,67E-07 | 3,68E-07 | 3,89E-07 | 3,88E-07 | 3,67E-07 |
| 6 | 3,35E-07 | 4,06E-07 | 4,10E-07 | 4,80E-07 | 4,75E-07 | 4,09E-07 |
| 7 | 3,30E-07 | 4,63E-07 | 4,81E-07 | 6,13E-07 | 6,04E-07 | 4,72E-07 |
| 8 | 3,27E-07 | 5,29E-07 | 5,72E-07 | 7,71E-07 | 7,55E-07 | 5,44E-07 |
| 9 | 3,26E-07 | 5,26E-07 | 5,79E-07 | 7,83E-07 | 7,61E-07 | 5,46E-07 |
| 10 | 3,26E-07 | 5,25E-07 | 5,91E-07 | 8,11E-07 | 7,83E-07 | 5,50E-07 |
| 11 | 3,25E-07 | 5,28E-07 | 6,10E-07 | 8,52E-07 | 8,19E-07 | 5,57E-07 |
| 12 | 3,25E-07 | 5,33E-07 | 6,34E-07 | 9,00E-07 | 8,63E-07 | 5,63E-07 |
| 13 | 3,25E-07 | 5,32E-07 | 6,37E-07 | 9,03E-07 | 8,64E-07 | 5,63E-07 |
| 14 | 3,25E-07 | 5,31E-07 | 6,41E-07 | 9,10E-07 | 8,68E-07 | 5,63E-07 |
| 15 | 3,25E-07 | 5,32E-07 | 6,46E-07 | 9,21E-07 | 8,77E-07 | 5,64E-07 |
| 16 | 3,25E-07 | 5,32E-07 | 6,52E-07 | 9,34E-07 | 8,89E-07 | 5,64E-07 |
| 17 | 3,25E-07 | 5,32E-07 | 6,53E-07 | 9,35E-07 | 8,89E-07 | 5,64E-07 |
| 18 | 3,25E-07 | 5,32E-07 | 6,54E-07 | 9,36E-07 | 8,89E-07 | 5,64E-07 |
| 19 | 3,25E-07 | 5,32E-07 | 6,55E-07 | 9,39E-07 | 8,92E-07 | 5,64E-07 |
| 20 | 3,25E-07 | 5,32E-07 | 6,57E-07 | 9,42E-07 | 8,94E-07 | 5,65E-07 |

Остановимся на характерных отличиях рисунка 5 (как и последующих рисунков 6 и 7) от рисунка 4. Тожественный ход кривых в течение первых 4 микрокампаний обусловлен тем, что данные, относящиеся к разным режимам рецикла, фактически относятся к ТВС, которые все имеют одинаковую начальную загрузку. Появляющаяся далее волнообразность кривых на рисунке 5 связана с тем, что отображенные на них данные попеременно относятся к 4 группам ТВС, имеющим индивидуальные истории формирования изотопного состава и облучения. В этом состоит принципиальное отличие от кривых рисунка 4, где представлены, как уже говорилось выше, усредненные данные по 4 историям облучения.

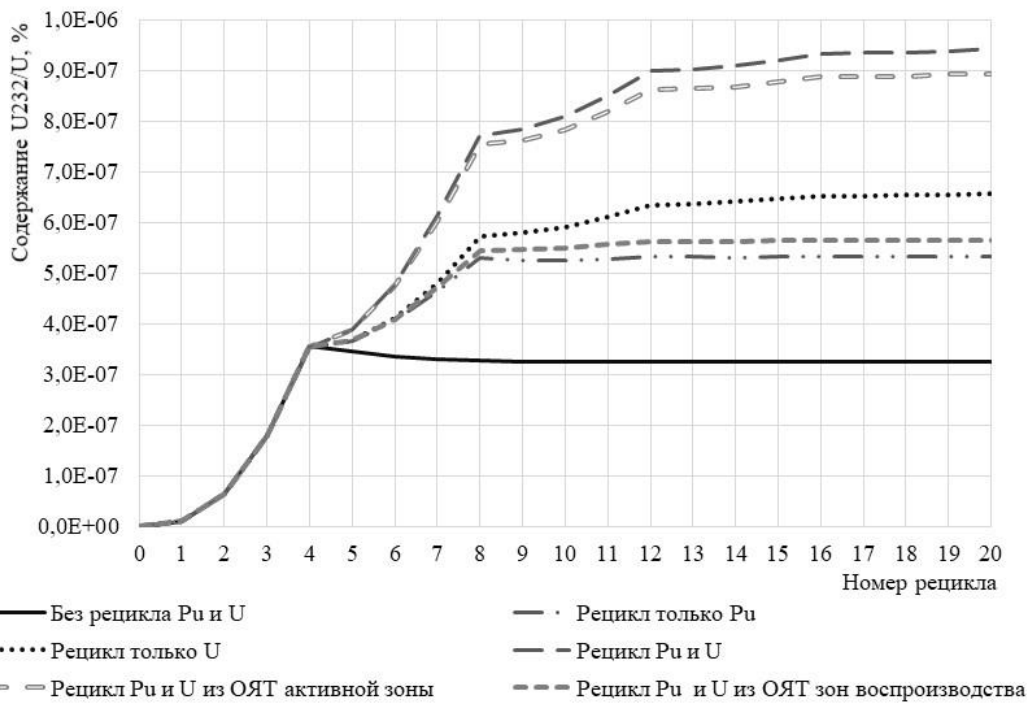


Рис. 5. Содержание ^{232}U в уране выгружаемых ТВС на момент прекращения облучения при разной организации рецикла топливных материалов, %

Как видно из этих данных и данных таблицы 1 и рисунка 4, переход от среднего выгорания, соответствующего 2,5 микрокампаниям, к выгоранию, имеющему место при 4 микрокампаниях, приводит к росту содержания ^{232}U для всех рассмотренных позиций. Так для состояния, близкого к стационару, содержание ^{232}U возрастает в 1,7, 2,7 и 1,3 раза соответственно для рецикла плутония, урана и смеси уран+плутоний при росте выгорания в 1,6 раза.

Из представленных результатов следует, что при использовании при перегрузках топлива плутония и урана начального изотопного состава (без ^{232}U), т. е. при фактическом отсутствии рецикла, содержание ^{232}U в уране выгружаемых ТВС активной зоны после 4 микрокампаний выходит на практически стационарный уровень $\sim 3 \cdot 10^{-7} \%$.

Вовлечение в рецикл плутония приводит к заметному росту наработки урана ^{232}U , стационар наступает уже после 8-го рецикла и составляет около $5,3 \cdot 10^{-7} \%$. При вовлечении в цикл урана состояние, близкое к стационарному, наступает только после 15-го рецикла, при котором накопление ^{232}U составит $6,6 \cdot 10^{-7} \%$. Наибольший эффект имеет место при совместном рецикле урана и плутония в виде неразделенной смеси, причем выход в равновесное состояние может иметь место за пределами 20 рециклов. При 20 рециклах содержание ^{232}U составляет $\sim 9,4 \cdot 10^{-7} \%$.

Исключение из совместного рецикла плутония и урана рецикла урана из зон воспроизводства приводит к незначительному сокращению накопления ^{232}U : с $9,4 \cdot 10^{-7} \%$ до $8,9 \cdot 10^{-7} \%$ для значений, близких к стационарным. Рецикл плутония и урана, получаемого только из зон воспроизводства, т.е. при исключении из рецикла урана из активной зоны, приводит к более существенному сокращению с $9,4 \cdot 10^{-7} \%$ до $5,7 \cdot 10^{-7} \%$, т. е. до значений, которые близки к случаю рецикла одного плутония.

В таблице 3 и на рисунке 6 представлено расчетное содержание ^{232}U в уране ТВС, выгруженных из активной зоны быстрого реактора (включая воспроизводящую аксиальную прослойку и торцевую зону воспроизводства) после трёхлетней выдержки ТВС. Фактически приводимые значения относятся к рефабрикату урана при изготовлении свежих ТВС на основе регенерированных материалов. Это содержание определяет радиационную обстановку при изготовлении твэл и ТВС.

Таблица 3. Содержание ^{232}U в уране ТВС, выгруженных из активной зоны (включая воспроизводящую аксиальную прослойку и торцевую зону воспроизводства), на момент после выдержки ТВС, %

| Номер рецикла | Без рецикла Pu и U | Рецикл только Pu | Рецикл только U | Рецикл Pu и U | Рецикл Pu и U из ОЯТ активной зоны | Рецикл Pu и U из ОЯТ зон воспроизводства |
|---------------|--------------------|------------------|-----------------|---------------|------------------------------------|--|
| 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 |
| 1 | 6,82E-08 | 6,82E-08 | 6,82E-08 | 6,83E-08 | 6,82E-08 | 6,82E-08 |
| 2 | 2,60E-07 | 2,60E-07 | 2,60E-07 | 2,60E-07 | 2,60E-07 | 2,60E-07 |
| 3 | 5,57E-07 | 5,55E-07 | 5,57E-07 | 5,56E-07 | 5,55E-07 | 5,55E-07 |
| 4 | 9,38E-07 | 9,34E-07 | 9,37E-07 | 9,34E-07 | 9,33E-07 | 9,33E-07 |
| 5 | 9,12E-07 | 9,37E-07 | 9,40E-07 | 9,65E-07 | 9,62E-07 | 9,39E-07 |
| 6 | 8,88E-07 | 9,74E-07 | 9,72E-07 | 1,06E-06 | 1,05E-06 | 9,81E-07 |
| 7 | 8,76E-07 | 1,04E-06 | 1,04E-06 | 1,20E-06 | 1,19E-06 | 1,05E-06 |
| 8 | 8,71E-07 | 1,12E-06 | 1,13E-06 | 1,38E-06 | 1,36E-06 | 1,14E-06 |

Продолжение табл. 3

| Номер рецикла | Без рецикла Pu и U | Рецикл только Pu | Рецикл только U | Рецикл Pu и U | Рецикл Pu и U из ОЯТ активной зоны | Рецикл Pu и U из ОЯТ зон воспроизводства |
|---------------|--------------------|------------------|-----------------|---------------|------------------------------------|--|
| 9 | 8,68E-07 | 1,11E-06 | 1,14E-06 | 1,39E-06 | 1,36E-06 | 1,14E-06 |
| 10 | 8,67E-07 | 1,11E-06 | 1,15E-06 | 1,42E-06 | 1,38E-06 | 1,14E-06 |
| 11 | 8,66E-07 | 1,12E-06 | 1,17E-06 | 1,46E-06 | 1,42E-06 | 1,15E-06 |
| 12 | 8,66E-07 | 1,12E-06 | 1,19E-06 | 1,51E-06 | 1,47E-06 | 1,16E-06 |
| 13 | 8,66E-07 | 1,12E-06 | 1,20E-06 | 1,51E-06 | 1,47E-06 | 1,16E-06 |
| 14 | 8,66E-07 | 1,12E-06 | 1,20E-06 | 1,52E-06 | 1,47E-06 | 1,16E-06 |
| 15 | 8,66E-07 | 1,12E-06 | 1,21E-06 | 1,53E-06 | 1,48E-06 | 1,16E-06 |
| 16 | 8,66E-07 | 1,12E-06 | 1,21E-06 | 1,55E-06 | 1,49E-06 | 1,16E-06 |
| 17 | 8,66E-07 | 1,12E-06 | 1,21E-06 | 1,55E-06 | 1,49E-06 | 1,16E-06 |
| 18 | 8,66E-07 | 1,12E-06 | 1,22E-06 | 1,55E-06 | 1,49E-06 | 1,16E-06 |
| 19 | 8,66E-07 | 1,12E-06 | 1,22E-06 | 1,55E-06 | 1,49E-06 | 1,16E-06 |
| 20 | 8,66E-07 | 1,12E-06 | 1,22E-06 | 1,56E-06 | 1,50E-06 | 1,16E-06 |

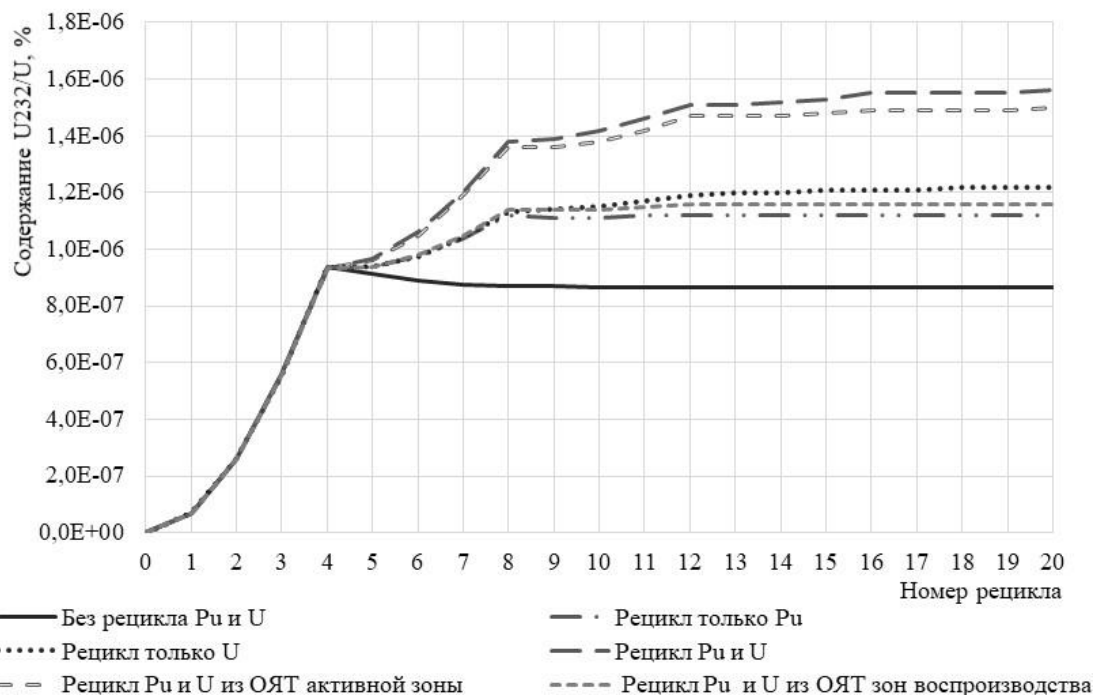


Рис. 6. Содержание ^{232}U в выгружаемом топливе активной зоны после выдержки в течение 3 лет при разной организации рецикла топливных материалов, %

Как видно из данных таблицы 3 и рисунка 6, содержание ^{232}U в регенерате урана после выдержки значительно превосходит (в 1,7 – 2,7 раза) аналогичные значения, полученные для случая без выдержки. Такое

увеличение обусловлено распадом предшественника ^{232}U — ^{236}Pu с периодом полураспада 2,86 года. Максимальное (стационарное) значение содержания ^{232}U составляет около $16 \cdot 10^{-7} \%$ для случая совместного рецикла урана и плутония.

Исключение из совместного рецикла плутония и урана рецикла урана из зон воспроизводства приводит к незначительному сокращению накопления ^{232}U (с $15,6 \cdot 10^{-7} \%$ до $15,0 \cdot 10^{-7} \%$) для значений, близких к стационарным. Совместный рецикл плутония и урана при рецикле последнего только из зон воспроизводства, т.е. при исключении из рецикла урана из активной зоны, приводит к более существенному сокращению с $15,6 \cdot 10^{-7} \%$ до $11,6 \cdot 10^{-7} \%$, т. е. до значений, которые близки к случаю рецикла одного плутония.

Из полученных результатов (таблица 3 и рисунок 6) для рецикла урана из ОЯТ быстрого натриевого реактора большой мощности следует, что на этапе наиболее сложной с точки зрения обеспечения радиационной безопасности технологической операции — изготовления свежего (рефабрицированного топлива):

– при работах на ЭМЗ на незащищенном оборудовании допустимое значение содержания ^{232}U в регенерированном уране в $2 \cdot 10^{-7} \%$ превышает уже после 2-го рецикла топлива. Эта величина достигается при любом из рассмотренных режимов рецикла компонент топлива — рецикле плутония или урана как по отдельности, так и их неразделенной смеси. Кроме того, это значение достигается после 2-й микрокампании и при загрузке топлива начального изотопного состава, т. е. фактически в отсутствие рецикла;

– содержание ^{232}U , равное $5 \cdot 10^{-7} \%$, которое рассматривается в качестве перспективного допустимого значения для ЭМЗ, достигается после 3-го рецикла.

В таблице 4 и на рисунке 7 представлено расчетное содержание ^{232}U в уране свежих ТВС (рефабрицированных) после их годичной выдержки (лага). Фактически эти значения относятся к ТВС, доставляемым на АЭС, и могут влиять на радиационную обстановку как на этапе транспортировки ТВС на АЭС, так и на этапе ее транспортно-технологического тракта. Полученные значения отражают содержание ^{232}U , связанное не только с радиационным распадом его предшественников, но и с технологическими переделами топлива при его изготовлении.

Например, нулевые значения содержания ^{232}U в ТВС для режима без рецикла плутония и урана являются следствием того, что в качестве загрузки на следующую микрокампанию поступает топливо начального нуклидного состава, т. е., без ^{232}U . Режим рецикла только плутония означает наличие урана стартового состава (без ^{232}U) с добавкой ^{232}U , источником которого

является распад ^{236}Pu в течение только годового лага. Снижение содержания ^{232}U в режиме рецикла плутония и урана, по сравнению с соответствующими данными таблицы 3, связано с разбавлением рециклируемого урана ураном начального состава. Эта технологическая операция необходима для компенсации убыли ^{238}U вследствие его выгорания.

Таблица 4. Содержание ^{232}U в загружаемом топливе активной зоны после изготовления и лага в 1 год при разной организации рецикла топливных материалов, %

| Номер рецикла | Без рецикла Pu и U | Рецикл только Pu | Рецикл только U | Рецикл Pu и U | Рецикл Pu и U из ОЯТ активной зоны | Рецикл Pu и U из ОЯТ зон воспроизводства |
|---------------|--------------------|------------------|-----------------|---------------|------------------------------------|--|
| 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 |
| 1 | 0 | 1,19E-08 | 3,64E-08 | 4,83E-08 | 4,71E-08 | 1,31E-08 |
| 2 | 0 | 3,97E-08 | 1,36E-07 | 1,76E-07 | 1,70E-07 | 4,54E-08 |
| 3 | 0 | 7,50E-08 | 2,87E-07 | 3,61E-07 | 3,47E-07 | 8,88E-08 |
| 4 | 0 | 1,13E-07 | 4,72E-07 | 5,84E-07 | 5,59E-07 | 1,38E-07 |
| 5 | 0 | 1,12E-07 | 4,84E-07 | 6,09E-07 | 5,72E-07 | 1,48E-07 |
| 6 | 0 | 1,12E-07 | 5,08E-07 | 6,64E-07 | 6,15E-07 | 1,56E-07 |
| 7 | 0 | 1,14E-07 | 5,46E-07 | 7,41E-07 | 6,84E-07 | 1,64E-07 |
| 8 | 0 | 1,14E-07 | 5,93E-07 | 8,31E-07 | 7,67E-07 | 1,70E-07 |
| 9 | 0 | 1,16E-07 | 5,98E-07 | 8,38E-07 | 7,68E-07 | 1,71E-07 |
| 10 | 0 | 1,16E-07 | 6,05E-07 | 8,53E-07 | 7,79E-07 | 1,72E-07 |
| 11 | 0 | 1,16E-07 | 6,15E-07 | 8,74E-07 | 7,97E-07 | 1,73E-07 |
| 12 | 0 | 1,16E-07 | 6,26E-07 | 8,98E-07 | 8,19E-07 | 1,73E-07 |
| 13 | 0 | 1,16E-07 | 6,28E-07 | 9,00E-07 | 8,19E-07 | 1,74E-07 |
| 14 | 0 | 1,16E-07 | 6,30E-07 | 9,04E-07 | 8,21E-07 | 1,74E-07 |
| 15 | 0 | 1,16E-07 | 6,33E-07 | 9,10E-07 | 8,26E-07 | 1,74E-07 |
| 16 | 0 | 1,16E-07 | 6,36E-07 | 9,16E-07 | 8,32E-07 | 1,74E-07 |
| 17 | 0 | 1,16E-07 | 6,36E-07 | 9,17E-07 | 8,31E-07 | 1,74E-07 |
| 18 | 0 | 1,16E-07 | 6,37E-07 | 9,17E-07 | 8,32E-07 | 1,74E-07 |
| 19 | 0 | 1,16E-07 | 6,37E-07 | 9,19E-07 | 8,33E-07 | 1,74E-07 |
| 20 | 0 | 1,16E-07 | 6,38E-07 | 9,21E-07 | 8,34E-07 | 1,74E-07 |

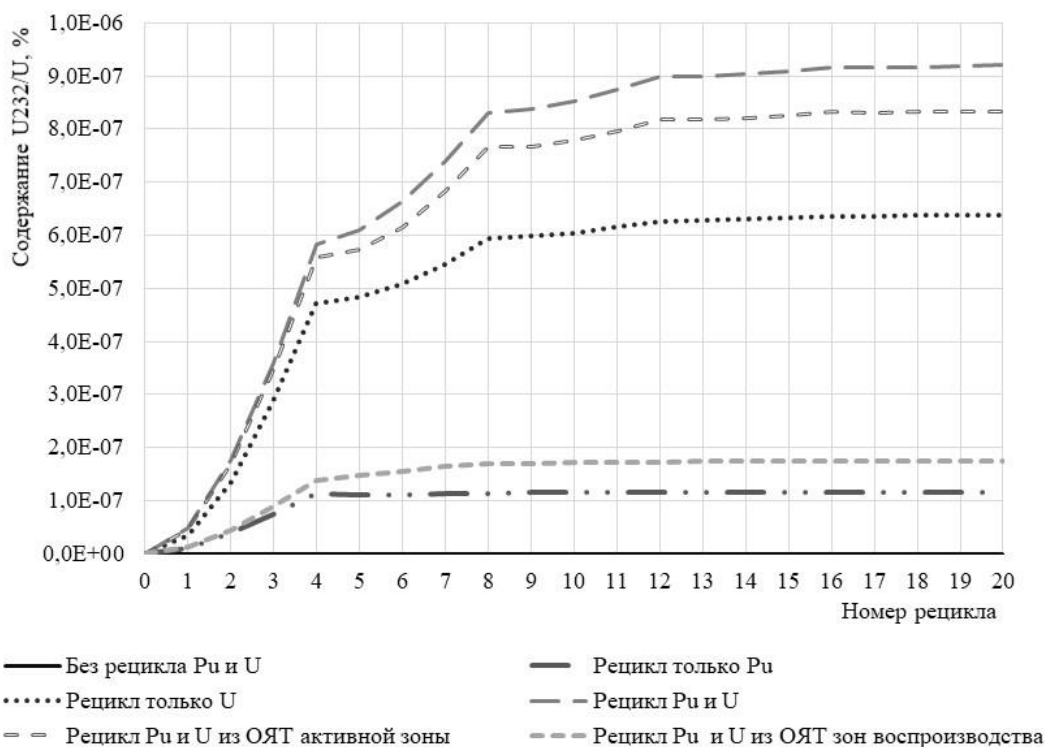


Рис. 7. Содержание ^{232}U в загружаемом топливе активной зоны после его изготовления и лага в 1 год при разной организации рецикла топливных материалов, %

Отметим, что вышеперечисленные операции с ураном снижают содержание ^{232}U в уране рефабрицированного МОКС-топлива в 1,5 – 2 раза, а в случае рецикла только плутония – на порядок. Стационарное состояние достигается тем быстрее, чем менее значительна роль урана в рецикле топливных материалов — быстрее всего оно достигается для случая рецикла только одного плутония (на 4-м рецикле) и в случае рецикла урана из зон воспроизводства (на 12-м рецикле). Для остальных режимов рецикла стационарное состояние может быть достигнуто за пределами 20 микрокампаний.

Во всех режимах рециклирования, кроме рецикла одного плутония и рецикла урана с возвратом его только из зон воспроизводства, сравнительно быстро (на 3-м рецикле) достигается предел, установленный на ЭМЗ. В остальных случаях, по-видимому, этот предел не достигается.

С целью определения влияния времени выдержки ОЯТ после извлечения ТВС из активной зоны была выполнена серия расчетов при совместном рецикле урана и плутония и без такого рецикла. При расчетах варьировалось время выдержки от 0 до 40 лет, при этом значение временного лага между рефабрикацией топлива и загрузкой его в реактор принималось равным, как и в предыдущих расчетах, одному году. Результаты представлены в таблице 5 и на рисунке 8.

Таблица 5. Содержание ^{232}U в регенерированном уране при разном времени выдержки ОЯТ при рецикле плутония и урана, %

| Номер рецикла | Время выдержки, лет | | | | | |
|---------------|---------------------|----------|----------|----------|----------|----------|
| | 1 | 3 | 5 | 10 | 20 | 40 |
| 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 |
| 1 | 9,98E-09 | 9,98E-09 | 9,98E-09 | 9,98E-09 | 9,98E-09 | 9,98E-09 |
| 2 | 6,43E-08 | 6,42E-08 | 6,42E-08 | 6,42E-08 | 6,43E-08 | 6,43E-08 |
| 3 | 1,79E-07 | 1,79E-07 | 1,79E-07 | 1,79E-07 | 1,79E-07 | 1,79E-07 |
| 4 | 3,54E-07 | 3,54E-07 | 3,54E-07 | 3,53E-07 | 3,53E-07 | 3,52E-07 |
| 5 | 3,92E-07 | 3,89E-07 | 3,88E-07 | 3,88E-07 | 3,92E-07 | 4,01E-07 |
| 6 | 4,93E-07 | 4,80E-07 | 4,72E-07 | 4,64E-07 | 4,64E-07 | 4,72E-07 |
| 7 | 6,39E-07 | 6,13E-07 | 5,97E-07 | 5,79E-07 | 5,75E-07 | 5,81E-07 |
| 8 | 8,11E-07 | 7,71E-07 | 7,46E-07 | 7,17E-07 | 7,08E-07 | 7,13E-07 |
| 9 | 8,24E-07 | 7,83E-07 | 7,58E-07 | 7,31E-07 | 7,25E-07 | 7,33E-07 |
| 10 | 8,58E-07 | 8,11E-07 | 7,82E-07 | 7,51E-07 | 7,43E-07 | 7,50E-07 |
| 11 | 9,08E-07 | 8,52E-07 | 8,18E-07 | 7,81E-07 | 7,71E-07 | 7,77E-07 |
| 12 | 9,66E-07 | 9,00E-07 | 8,60E-07 | 8,18E-07 | 8,04E-07 | 8,10E-07 |
| 13 | 9,70E-07 | 9,03E-07 | 8,64E-07 | 8,22E-07 | 8,10E-07 | 8,15E-07 |
| 14 | 9,80E-07 | 9,10E-07 | 8,70E-07 | 8,27E-07 | 8,14E-07 | 8,18E-07 |
| 15 | 9,93E-07 | 9,21E-07 | 8,79E-07 | 8,35E-07 | 8,21E-07 | 8,25E-07 |
| 16 | 1,01E-06 | 9,34E-07 | 8,90E-07 | 8,44E-07 | 8,29E-07 | 8,33E-07 |
| 17 | 1,01E-06 | 9,35E-07 | 8,91E-07 | 8,45E-07 | 8,30E-07 | 8,33E-07 |
| 18 | 1,01E-06 | 9,36E-07 | 8,92E-07 | 8,46E-07 | 8,31E-07 | 8,33E-07 |
| 19 | 1,02E-06 | 9,39E-07 | 8,94E-07 | 8,48E-07 | 8,32E-07 | 8,35E-07 |
| 20 | 1,02E-06 | 9,42E-07 | 8,97E-07 | 8,48E-07 | 8,34E-07 | 8,37E-07 |

Рецикл топлива соответствовал совместному рециклу урана и плутония, при котором при каждой перегрузке загружается плутоний с изотопным составом, полученным при переработке топлива предыдущей микрокампании, причем плутоний поступает как из активной зоны, так и при необходимости из зон воспроизводства. При этом недостаток плутония восполняется плутонием начального изотопного состава. Для ТВС активной зоны используется уран изотопного состава, полученный при переработке топлива предыдущей микрокампании, недостаток урана восполняется ураном начального изотопного состава. Для боковой зоны воспроизводства используется уран начального изотопного состава.

Прямыми расчетами накопления ^{232}U от времени выдержки ОЯТ при отсутствии рецикла урана и плутония подтверждено предположение об

отсутствии такой зависимости. Зависимости содержания ^{232}U от номера рецикла показаны на рисунках 4, 5 и 6 — кривые без рецикла Pu и U.

Из представленных материалов видно, что увеличение выдержки ОЯТ приводит к сокращению накопления ^{232}U . Это сокращение увеличивается при росте числа рециклов топлива, и для условно асимптотических значений (при 20 рециклах) при увеличении выдержки с 3 до 20 лет составляет около 20 %. При дальнейшем увеличении выдержки до 40 лет накопление ^{232}U практически остается постоянным.

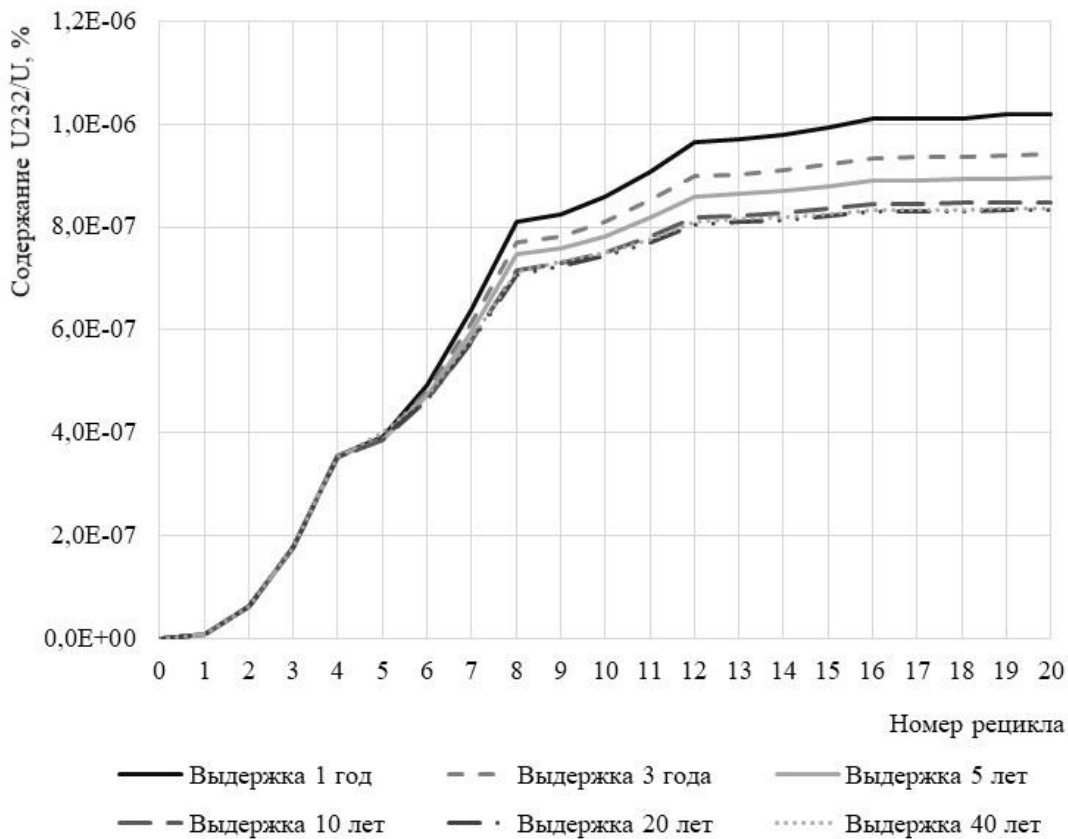


Рис. 8. Содержание $^{232}\text{U}/\text{U}$ в выгружаемом топливе активной зоны на момент останова при разном времени выдержки при рецикле плутония и урана, %

Совокупность полученных результатов свидетельствует о более существенном вкладе рецикла урана в наработку ^{232}U в быстром реакторе по сравнению с рециклом плутония, причем основной вклад в накопление ^{232}U вносит рецикл урана активной зоны.

Все вышеприведенные результаты относятся к модели топливного цикла, в которой уже на первый рецикл поступают материалы, извлеченные из ОЯТ предыдущего рецикла, т. е. неявно подразумевается, что существует другой реактор такого же типа, но начавший работу с опережением. Более реалистично топливный цикл выглядел бы при задержке поступления

регенерированных материалов на время внешнего топливного цикла: время выдержки + лаг. В нашем случае это 4 года, в течение которых на перегрузку должно поступать топливо начального нуклидного состава.

В таблице 6 приведены результаты такого расчета для режимов рецикла плутония, урана и смеси плутония и урана. В этой же таблице для сравнения повторены результаты предыдущих расчетов, когда на перегрузку всегда поступают регенерированные материалы.

Таблица 6. Содержание ^{232}U в уране ТВС, выгруженных из активной зоны (включая воспроизводящую аксиальную прослойку и торцевую зону воспроизводства), на момент после выдержки ТВС, %

| Номер рецикла | Рецикл только Pu | | Рецикл только U | | Рецикл Pu и U | |
|---------------|--|--|--|--|--|--|
| | Все время рецикл регенерированных материалов | Рецикл начального состава в течение первых 4 лет | Все время рецикл регенерированных материалов | Рецикл начального состава в течение первых 4 лет | Все время рецикл регенерированных материалов | Рецикл начального состава в течение первых 4 лет |
| 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 |
| 1 | 6,82E-08 | 6,82E-08 | 6,82E-08 | 6,82E-08 | 6,83E-08 | 6,83E-08 |
| 2 | 2,60E-07 | 2,60E-07 | 2,60E-07 | 2,60E-07 | 2,60E-07 | 2,60E-07 |
| 3 | 5,55E-07 | 5,57E-07 | 5,57E-07 | 5,57E-07 | 5,56E-07 | 5,57E-07 |
| 4 | 9,34E-07 | 9,38E-07 | 9,37E-07 | 9,38E-07 | 9,34E-07 | 9,38E-07 |
| 5 | 9,37E-07 | 9,11E-07 | 9,40E-07 | 9,12E-07 | 9,65E-07 | 9,11E-07 |
| 6 | 9,74E-07 | 8,84E-07 | 9,72E-07 | 8,88E-07 | 1,06E-06 | 8,85E-07 |
| 7 | 1,04E-06 | 8,70E-07 | 1,04E-06 | 8,75E-07 | 1,20E-06 | 8,70E-07 |
| 8 | 1,12E-06 | 1,13E-06 | 1,13E-06 | 1,13E-06 | 1,38E-06 | 1,38E-06 |
| 9 | 1,11E-06 | 1,11E-06 | 1,14E-06 | 1,13E-06 | 1,39E-06 | 1,37E-06 |
| 10 | 1,11E-06 | 1,11E-06 | 1,15E-06 | 1,13E-06 | 1,42E-06 | 1,36E-06 |
| 11 | 1,12E-06 | 1,10E-06 | 1,17E-06 | 1,13E-06 | 1,46E-06 | 1,36E-06 |
| 12 | 1,12E-06 | 1,13E-06 | 1,19E-06 | 1,19E-06 | 1,51E-06 | 1,51E-06 |
| 13 | 1,12E-06 | 1,12E-06 | 1,20E-06 | 1,19E-06 | 1,51E-06 | 1,51E-06 |
| 14 | 1,12E-06 | 1,12E-06 | 1,20E-06 | 1,19E-06 | 1,52E-06 | 1,51E-06 |
| 15 | 1,12E-06 | 1,12E-06 | 1,21E-06 | 1,19E-06 | 1,53E-06 | 1,50E-06 |
| 16 | 1,12E-06 | 1,12E-06 | 1,21E-06 | 1,21E-06 | 1,55E-06 | 1,55E-06 |
| 17 | 1,12E-06 | 1,12E-06 | 1,21E-06 | 1,21E-06 | 1,55E-06 | 1,55E-06 |
| 18 | 1,12E-06 | 1,12E-06 | 1,22E-06 | 1,21E-06 | 1,55E-06 | 1,54E-06 |
| 19 | 1,12E-06 | 1,12E-06 | 1,22E-06 | 1,21E-06 | 1,55E-06 | 1,54E-06 |
| 20 | 1,12E-06 | 1,12E-06 | 1,22E-06 | 1,22E-06 | 1,56E-06 | 1,56E-06 |

Как видно из представленных данных, влияние загружаемого в первых 4 микрокампаниях изотопного состава топлива заметно до 12-й микрокампании при совместном рецикле плутония и урана. Для рециклов плутония и урана это влияние прослеживается до 8-й микрокампании. Стационарные состояния по режимам рецикла совпадают в пределах точности расчетов.

4 Моделирование накопления ^{232}U при рецикле плутония в двухкомпонентной ЯЭС

В качестве двухкомпонентной системы рассматривалась ЯЭС из тестовой задачи № 3 расчётного теста ЦАИР [10]. В сценарии на интервале 120 лет разворачивается ЯЭС на основе тепловых реакторов типа ВВЭР, работающих в открытом топливном цикле, и быстрых реакторов типа БН, работающих в замкнутом ядерном топливном цикле, с ростом полной установленной мощности с выходом на постоянный уровень в 150 ГВт к 100-му году.

Реакторы типа БН вводятся в эксплуатацию, начиная с 41 года от начала эксплуатации системы, и к концу рассматриваемого периода доля БН в реакторном парке моделируемой ЯЭС достигает 42 %, после чего наступает стабилизация соотношения тепловых и быстрых реакторов.

В сценарии учитывается рециклирование плутония из ОЯТ тепловых и быстрых реакторов. При этом начальные складские запасы отвалного урана, регенерата урана и плутония полагаются равными нулю. Моделирование движения топливных материалов осуществляется с использованием уже упомянутого кода CYCLE.

На примере данной ЯЭС определяется накопление ^{232}U в уране ТВС (не включая воспроизводящую аксиальную прослойку и торцевую зону производства), выгруженных из активной зоны быстрого реактора после выдержки их в течение 3 и 5 лет.

На рисунке 9 отображена примерная схема моделируемого в CYCLE ЯТЦ. В используемой здесь модели ЯТЦ облученное топливо БН полностью перерабатывается по окончании выдержки в бассейне выдержки в течение 3 или 5 лет. Компоненты топлива — уран, плутоний и минорные актиниды — после переработки поступают на свои склады.

Склад выделенного плутония первые 40 лет формируется в результате переработки выдержанного 5 лет ОЯТ только тепловых реакторов, а далее из смеси плутония из ОЯТ ВВЭР и БН после соответствующей выдержки. Отметим, что термин «плутоний» применительно к складу относится не только к шести его изотопам, а и к композиции всех нуклидов, рассматриваемых в коде CYCLE и образующихся вследствие радиационного распада при длительном хранении.

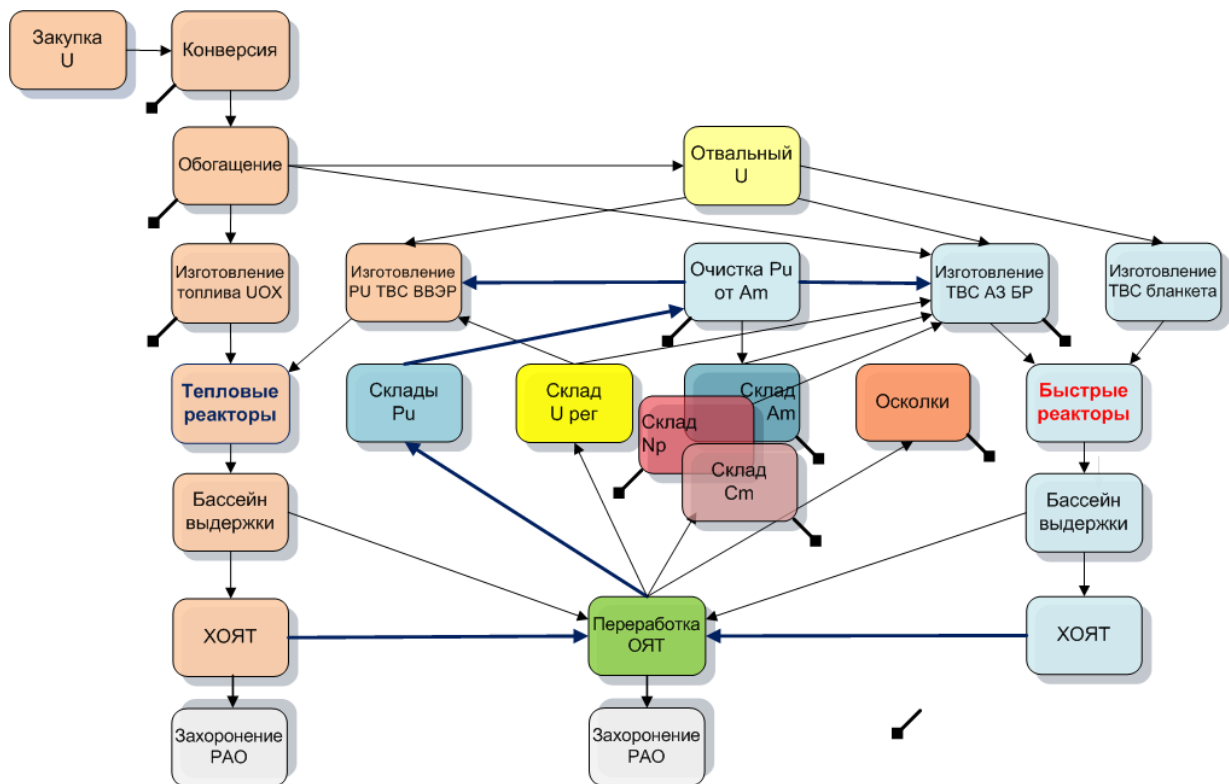


Рис. 9. Схема моделируемого ЯТЦ

Образующийся при переработке ОЯТ регенерат урана поступает на свой склад и в сценарии далее не используется. Вторая компонента МОКС-топлива — отвальный уран — также не рециклируется. Единственным источником поступления ^{232}U в изготавливаемое топливо является радиационный распад изотопа ^{236}Pu в выделенном плутонии.

Для изготовления МОКС-топлива быстрого реактора в данной задаче используется принцип приоритетной выборки плутония со склада: или самых ранних (Old), или самых последних (Fresh) поступивших на склад партий. Столь различные способы выборки партий плутония приводят к сильному отличию в нуклидном составе загружаемого на начальном этапе топлива, который начинает стабилизироваться только по мере рецикла собственного плутония БН. Конкретное время выдержки ОЯТ в бассейне выдержки определяет момент возврата первых рециклируемых ТВС быстрого реактора.

На рисунке 10 приведено содержание ^{232}U в уране, выгруженном из активной зоны быстрого реактора, при рецикле плутония в системе после выдержки 3 и 5 лет для различных способов выборки плутония со склада.

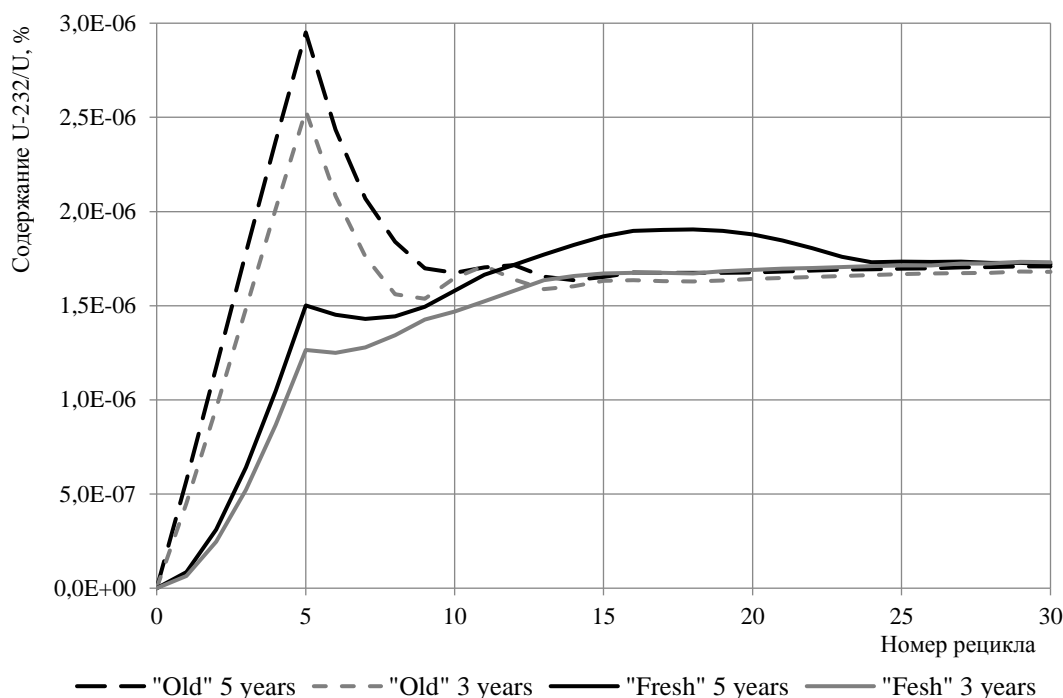


Рис. 10. Содержание ^{232}U в уране, выгруженном из активной зоны быстрого реактора после выдержки 3 и 5 лет

Из рисунка видно, что на начальном этапе в связи со сказанным ранее наблюдаются максимальные различия в накоплении рассматриваемого изотопа. Максимальные значения содержания ^{232}U ($2,5 \cdot 10^{-6}$ — $3,0 \cdot 10^{-6}$ %) достигаются в период использования самых ранних партий плутония со склада, полученных от переработки ОЯТ тепловых реакторов и хранившихся в течение не более 40 лет.

Можно заметить, что на начальном этапе, независимо от способа выборки топлива со склада, более долгая выдержка ОЯТ в бассейне приводит к большему накоплению ^{232}U в уране.

Также видно, что при переходе быстрых реакторов на потребление смеси плутония тепловых и быстрых реакторов, а также по исчерпанию «лежалого» плутония ВВЭР, содержание ^{232}U в уране стабилизируется. К концу сценария, независимо от способа выборки и длительности выдержки компонент топлива, содержание ^{232}U в уране находится между значениями порядка $1,7 \cdot 10^{-6}$ — $1,8 \cdot 10^{-6}$ %.

Указанные значения в ~ 2 раза больше, чем в случае рецикла плутония только из ОЯТ быстрых реакторов.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Из представленных в работе результатов следует, что в случае рецикла в рамках только топливного цикла быстрых реакторов типа БН, максимальное значение накопления ^{232}U в уране составляет $\sim 1,0 \cdot 10^{-6} \%$. Это значение соответствует 20 рециклу урана и плутония в виде неразделенной смеси при годичной выдержке выгруженного топлива из быстрого натриевого реактора большой мощности. Увеличение выдержки до реально реализуемых 3 – 5 лет приводит к снижению накопления ^{232}U до $(0,90 - 0,95) \cdot 10^{-6} \%$.

Переход к другим рассмотренным опциям рецикла топливных материалов (рециклы по отдельности плутония и урана, снижение количества рециклов, увеличение выдержки ОЯТ) приводит к снижению накопления. Вследствие этого, по-видимому, за верхний предел накопления ^{232}U с некоторым запасом можно принять значение $1,0 \cdot 10^{-6} \%$. Подчеркнем, что это значение соответствует этапу рефабрикации МОКС-топлива быстрого реактора на основе рециклируемых материалов.

Принятый предел накопления ^{232}U в 5 – 10 раз превосходит допустимые значения содержания этого изотопа при открытом (незащищенном) производстве топлива на ЭМЗ для тепловых реакторов. Но в нашем случае – топливном цикле быстрых реакторов с МОКС-топливом — речь может идти только о защищенном производстве топлива.

На основании опыта авторов по расчетному анализу уран-ториевого топливного цикла, где проблема накопления ^{232}U стоит гораздо острее, можно сказать следующее: при содержании $^{232}\text{U} < 1,0 \cdot 10^{-4} \%$ (что на два порядка больше, чем имеет место в нашем случае), по-видимому, возможно обеспечение радиационной безопасности при работе с таким ураном на современных установках по производству смешанного уран-плутониевого топлива. Однако при этом необходимо ограничение времени выдержки после химического выделения урана (или смеси урана с плутонием) из ОЯТ. Весьма приближенные оценки показывают, что при имеющем место содержании урана это время составляет, со значительным запасом, не менее 6 месяцев. Указанного времени, как представляется, вполне достаточно для рефабрикации топлива и транспортировки его на АЭС.

Моделирование топливного цикла двухкомпонентной ЯЭС с реакторами ВВЭР и БН показало, что рецикл плутония из ОЯТ ВВЭР в быстрых реакторах может повысить накопление ^{232}U в уране на первых 5 микрокампаниях быстрого реактора до $30 \cdot 10^{-7} \%$. К концу сценария содержание ^{232}U в уране выходит на стационарный уровень в $17 \cdot 10^{-7} - 18 \cdot 10^{-7} \%$, что в ~ 2 раза больше, чем в случае рецикла плутония только из ОЯТ быстрых реакторов.

Следует отметить, что во всех рассмотренных случаях накопление ^{232}U определяется временным поведением большого количества нуклидов, имеющих весьма различные периоды полураспада и нейтронные микросечения и по-разному перемещающихся по топливному циклу. Вследствие этого анализ наработки ^{232}U и влияния на нее различных факторов, если это необходимо, требуют дополнительных расчетов.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. URL: <https://habr.com/ru/post/481890/?ysclid=l8d3a80q7m512618371> (дата доступа 18 октября 2022).
2. Двухкомпонентная ядерная энергетическая система с тепловыми и быстрыми реакторами в замкнутом ядерном топливном цикле / Под ред. акад. РАН Н.Н. Пономарева-Степного— Техносфера, Москва, 2016 — 160 с.
3. Белая книга ядерной энергетики. Замкнутый ЯТЦ с быстрыми реакторами. / Под общ. ред. проф. Е.О. Адамова. — М.: Изд-во АО «НИКИЭТ», 2020. — 496 с.
4. *Алексеев П.Н., Бобров Е.А., Чибиняев А.В. и др.* Многократный рецикл РЕМИКС-топлива при работе ВВЭР-1000 в замкнутом топливном цикле. // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов. — 2014. — № 4. — С. 115—126.
5. *Матвеев Л.В., Центер Э.М.* Уран-232 и его влияние на радиационную обстановку в ядерном топливном цикле. — М. Энергоатомиздат. 1985 г.
6. A Present Review of the Thorium Nuclear Fuel Cycles. M. Lung. Final Report. European Commission, EUR 17771 EN. 1997.
7. *Звонарев А.В., Зильберман Б.Я., Иванов В.И. и др.* Исследование тория, облученного в боковом экране быстрого реактора, и в тепловом спектре графитового реактора. // Известия ВУЗов. Ядерная энергетика. 1999. — № 1. — С. 37.
8. *Артемьев Н.А., Декусар В.М., Калашиников А.Г., Мосеев А.Л.* RZA – комплекс программ многогруппового расчета двумерного реактора в областях замедления и термализации нейтронов с учетом выгорания : Препринт ФЭИ-1679. — Обнинск, 1985.
9. *Декусар В.М., Мосеев А.Л., Пупко Л.П.* Модель топливного цикла быстрого реактора, реализованная в коде CYCLE : Препринт ФЭИ-3298. — Обнинск, 2022. — 24 с.

10. Андрианов А.А., Гурин А.В., Птицын П.Б. Расчетные тесты для кросс-верификации программных средств технико-экономического моделирования ядерно-энергетических систем. — М., ЧУ «НиИ», 2020. — 31 с.

11. Андрианов А.А., Валуев О.Н., Гурин А.В. и др. Программные комплексы технико-экономического моделирования, анализа и оценки систем ядерной энергетики и объектов использования атомной энергии: каталог. — М., ЧУ «НиИ», 2021. — 112 с.

12. Калашников А.Г., Мосеев А.Л., Декусар В.М., Коробейников В.В., Мосеев П.А. Развитие программного комплекса CYCLE для системного анализа ядерного топливного цикла // Известия вузов. Ядерная энергетика, 2016. — №1. — С. 91—99.

13. Кислов А.И., Титов А.А., Дмитриев А.М., Синцов А.Е. Радиационные аспекты использования регенерированного урана на ОАО «МСЗ» при производстве ядерного топлива. // Ядерная и радиационная безопасность, специальный выпуск, 2012. — С. 52—59.