

СРАВНЕНИЕ ХАРАКТЕРИСТИК ТОПЛИВНЫХ ЦИКЛОВ СТАЦИОНАРНОЙ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ НА ОСНОВЕ РЕАКТОРОВ ВВЭР-ТОИ И БН-1200

В.С. Каграманян, А.Г. Калашников, Э.Н. Капранова, А.Ю. Пузаков

ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ» им. А.И. Лейпунского.

249033, Обнинск, Калужская обл., пл. Бондаренко, 1



В работе определяются характеристики топливных циклов (ТЦ) стационарной ядерной энергетики (ЯЭ) на основе реакторов ВВЭР-ТОИ и БН-1200 с топливом различного состава. Характеристики систем реакторов с частичной или полной переработкой ОЯТ и рециклом плутония сравниваются с характеристиками референсной системы, состоящей только из реакторов ВВЭР-ТОИ с урановым оксидным топливом, работающих в открытом ТЦ.

В качестве характеристик системы рассматриваются

- доля реакторов ВВЭР-ТОИ с урановым оксидным топливом, ВВЭР-ТОИ с частичной загрузкой МОКС-топлива, БН-1200;
- доля МОКС-ТВС в реакторах ВВЭР;
- расход природного урана;
- содержание плутония в МОКС-ТВС реакторов ВВЭР-ТОИ и БН-1200;
- накопление ОЯТ, плутония и МА.

Для систем с полной переработкой ОЯТ ставилось условие полного замыкания ТЦ по плутонию. Решение уравнений баланса плутония в системе в этом случае определялось методом итераций.

Показано, что в системе, состоящей только из реакторов ВВЭР-ТОИ, полное замыкание ТЦ по плутонию невозможно. При многократном рецикле плутония в этой системе происходит сильная деградация его изотопного состава. Поэтому необходимое содержание плутония в МОКС-ТВС намного превышает величину, допустимую из условия отрицательности пустотного эффекта реактивности.

Введение в систему дополнительно к реакторам ВВЭР-ТОИ с частичной загрузкой МОКС-топлива реакторов БН-1200 с быстрым спектром нейтронов позволяет остановить деградацию изотопного состава плутония при его многократном рецикле и обеспечить величину содержания плутония в МОКС-ТВС реакторов ВВЭР-ТОИ, не превышающую предел безопасности. При этом потребление природного урана в системе снижается в 2,6 раза по сравнению с референсной системой, накопление ОЯТ и плутония отсутствует.

Ключевые слова: ядерные энергосистемы, ВВЭР-ТОИ, БН-1200, характеристики топливного цикла, замыкание топливного цикла по плутонию, накопление малых актинидов.

© В.С. Каграманян, А.Г. Калашников, Э.Н. Капранова, А.Ю. Пузаков, 2014

ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ

В ближайшие десятилетия развитие ЯЭ в мире и в нашей стране будет реализовываться на основе легководных тепловых реакторов (ЛВР), работающих в открытом топливном цикле. Такое развитие приведет к дальнейшему росту в мире хранилищ ОЯТ с плутонием, представляющим политическую и экологическую проблему. Решение этой проблемы многие видят в переводе всей ЯЭ на быстрые реакторы-бридеры (с $KV > 1$) в замкнутом топливном цикле с использованием для изготовления стартового топлива плутония из ОЯТ ЛВР. Поскольку переходный период будет довольно длительным – не менее 50-ти лет с учетом срока службы АЭС, то вполне вероятно, что на каком-то этапе может исчезнуть потребность во вводе новых реакторов.

В Западной Европе, где с проблемой стагнации ЯЭ столкнулись уже в 90-е годы прошлого столетия, широко исследовались различные варианты рецикла плутония в виде МОКС-топлива в самих ЛВР [1 – 3]. В некоторых странах сегодня на практике реализован вариант однократного рецикла МОКС-топлива в третьей части активной зоны действующих ЛВР. Такой вариант хотя и позволяет существенно снизить объемы накопления в этих странах урановых ОЯТ, но не решает проблемы полностью. Реализация многократного рецикла плутония в ЛВР оказалась затруднительной по нормам безопасности из-за накопления высших изотопов плутония в МОКС-ОЯТ. В результате проблема хранения урановых ОЯТ ЛВР в этих странах конвертировалась в проблему хранения МОКС-ОЯТ, решение которой вновь видится в рецикле «грязного» плутония в будущих быстрых реакторах.

В нашей стране альтернативные решения проблемы ОЯТ ВВЭР исследуются на пути использования во всей активной зоне ВВЭР так называемого РЕМИКС-топлива из смеси урана и плутония, выделенных из ОЯТ в ходе переработки, с добавлением обогащенного природного урана (содержание U^{235} около 16 – 17%). Расчетные исследования систем ЯЭ с ВВЭР показывают возможность реализации многократного рециклирования РЕМИКС-топлива в ВВЭР [4, 5]. Однако необходимо понимать, что это решение достигается значительным ростом удельных затрат на топливный цикл ВВЭР в сравнении с урановым топливным циклом. Существенно вырастут затраты на изготовление ТВС из «грязного» уран-плутониевого топлива, появятся дополнительные затраты на переработку РЕМИКС-ОЯТ и обращение с ВАО, содержащими увеличенные количества радиотоксичных младших актинидов. При этом оцениваемый эффект в снижении удельных расходов природного урана при переходе от открытого цикла на РЕМИКС-топливо будет незначителен – около 25%. Представляется, что в случае отсутствия перспектив коммерциализации быстрых реакторов значительно более простой и экономически эффективный вариант решения проблемы ОЯТ ВВЭР для нашей страны – это геологическое захоронение ОЯТ.

Цель работы – исследование вариантов решения проблемы ОЯТ ВВЭР в рамках стационарной системы ЯЭ, включающей в себя коммерческие реакторы ВВЭР и БН.

Рассмотрим характеристики систем ЯЭ на основе реакторов ВВЭР-ТОИ и БН-1200 с топливами различного состава. Будем считать, что все системы работают в стационарном режиме, т.е. количество реакторов каждого типа, входящих в систему, и суммарная мощность системы со временем не изменяются. В качестве референсной рассмотрим систему, состоящую только из реакторов ВВЭР-ТОИ, работающих на урановом оксидном топливе в открытом топливном цикле (система 1).

Система 2 состоит из реакторов ВВЭР-ТОИ двух типов: а) с урановым оксидным топливом и б) с частичной загрузкой МОКС-топлива. В этой системе производится частичное замыкание топливного цикла по плутонию, при котором все отработавшие ТВС (ОТВС) с урановым топливом перерабатываются, и выделяемый плутоний поступает на изготовление свежих ТВС с МОКС-топливом. ОТВС с МОКС-топливом не

перерабатываются. Соотношение между количеством реакторов обоих типов при заданной доле МОКС-топлива в реакторах с частичной загрузкой определяется из условия равенства количества плутония, выгружаемого из урановых ТВС (UO_2 -ТВС), и плутония, загружаемого в ТВС с МОКС-топливом (МОКС-ТВС).

Система **3** состоит из тех же типов реакторов, что и система **2**, но в отличие от системы **2** в МОКС-ТВС осуществляется многократный рецикл плутония. МОКС-ТВС так же, как и UO_2 -ТВС, перерабатываются, и извлеченный из них плутоний вместе с извлеченным из UO_2 -ТВС поступает на изготовление свежих МОКС-ТВС. Соотношение между количеством реакторов обоих типов так же, как в системе **2**, выбирается из условия баланса выгружаемого и загружаемого плутония.

Система **4** состоит из ВВЭР-ТОИ с частичной загрузкой МОКС-топлива и реакторов БН-1200 с МОКС-топливом. Все ОТВС реакторов обоих типов перерабатываются. Плутоний, выделяемый из UO_2 -ТВС реакторов ВВЭР-ТОИ и ОТВС БН-1200, поступает на изготовление МОКС-ТВС реакторов ВВЭР-ТОИ. Плутоний, выделяемый из МОКС-ОТВС реакторов ВВЭР-ТОИ, поступает на изготовление свежих ТВС реакторов БН-1200. Соотношение между количеством реакторов обоих типов и доля МОКС-топлива в реакторах ВВЭР-ТОИ определяются из условий баланса выгружаемого и загружаемого плутония.

Система **5** состоит из реакторов тех же типов, что и система **4**. Отличие заключается в том, что для уменьшения доли быстрых реакторов в системе коэффициент воспроизводства (КВ) в них снижен до единицы за счет уменьшения воспроизводящих экранов. При этом для упрощения задачи считалось, что изотопный состав плутония, нарабатываемого в экранах уменьшенных размеров, такой же, как в экранах проектных размеров, обеспечивающих величину КВ около 1,2.

Система **6** состоит из одних реакторов БН-1200 с КВ, равным единице.

Следует отметить, что каждая из систем **3** – **6** работает в замкнутом по плутонию топливном цикле с полной переработкой ОЯТ. При этом ставится условие их полной сбалансированности по плутонию, т.е. эти системы не должны потреблять его извне и накапливать избыточный. При производстве МОКС-топлива используются только плутоний, выделяемый из ОЯТ, и обедненный уран. Регенерированный уран, младшие актиниды (МА) и продукты деления в свежее МОКС-топливо не поступают.

МЕТОДИКА РАСЧЕТА

Основные характеристики реакторов ВВЭР-ТОИ и БН-1200, принятые в расчетах, приведены в табл.1.

Для расчетов характеристик топливных циклов реакторов ВВЭР-ТОИ использовались разработанные в Курчатовском институте (РНЦ-КИ) расчетные модели активных зон с урановым оксидным топливом и частичной загрузкой МОКС-топлива с упрощающими предположениями. Упрощения касались замены нескольких типов урановых ТВС, вводимых для выравнивания распределения мощности, некоторым средним типом ТВС. Кроме того, урановые ТВС в реакторах с полной загрузкой уранового топлива и в реакторах с частичной загрузкой МОКС-топлива были унифицированы. Расчет ТВС производился до заданных средних выгораний.

При изменении состава плутония, загружаемого в МОКС-ТВС, его содержание в топливе выбиралось из условия сохранения энергopotенциала ТВС, которое считалось эквивалентным условию сохранения среднего эффективного коэффициента размножения нейтронов в бесконечной среде, состоящей из МОКС-ТВС с различным выгоранием на конец цикла реактора. Расчет UO_2 - и МОКС-ТВС в процессе выгорания производился с использованием программы WIMS-ABBN [6], представляющей собой модифицированную версию программы WIMS-D4 [7], а также программ AVERAGE и CREDE [8].

Таблица 1

Основные характеристики реакторов ВВЭР-ТОИ и БН-1200

Наименование характеристики	ВВЭР-ТОИ	БН-1200
Мощность электрическая, МВт	1255	1200
Мощность тепловая, МВт	3300	2900
Длина межперегрузочного интервала, год	1,5	1,0
КИУМ	0,93	0,90
Количество ТВС в а.з., шт.	163	432
Количество перегружаемых ТВС за перегрузку, шт.	72,5	80
Среднее выгорание топлива, МВт·сут/ кг ТМ		
– UO ₂ -ТВС	51	–
– МОКС-ТВС	48	116
Время выдержки ТВС до переработки, год		
– UO ₂ -ТВС	5,0	–
– МОКС-ТВС	6,0	3,0
Время от переработки топлива до погрузки извлеченного плутония в реактор в составе МОКС-ТВС, год	1,0	1,0

Количество плутония, загружаемого в реактор БН-1200, определялось с использованием методики плутониевых эквивалентов [9] и уточнялось в необходимых случаях путем прямых расчетов выхода реактора в стационарный режим с помощью программы RZA [10] в варианте, привязанном к системе констант БНАБ [11]. Состав выгружаемого плутония определялся с помощью расчетов по программе RZA. При изменении состава загружаемого плутония его содержание в топливе определялось из условия сохранения величины эффективного коэффициента размножения нейтронов в реакторе на конец цикла и длительности цикла.

УСЛОВИЯ БАЛАНСА ПЛУТОНИЯ

В референсной системе реакторов (система 1), работающей в открытом топливном цикле, происходит линейное накопление ОЯТ и находящегося в нем плутония.

В реакторной системе 2 с однократным рециклом плутония в МОКС-ТВС уравнение баланса плутония, выгружаемого из UO₂-ТВС и загружаемого в МОКС-ТВС, может быть записано в следующем виде:

$$N_U \cdot NA_U \cdot g^+ + N_m \cdot NA_m (1 - m) \cdot g^+ = N_m \cdot NA_m \cdot m \cdot g^-_m, \quad (1)$$

где N_U и N_m – количество урановых реакторов и реакторов с частичной загрузкой МОКС-топлива; g^+ – выгрузка плутония из одной UO₂-ТВС; g^-_m – загрузка плутония в одну МОКС-ТВС; m – доля МОКС-ТВС в общем количестве перегружаемых ТВС в реакторе с частичной загрузкой МОКС-топлива (бралась по данным РНЦ-КИ равной 0,41); NA_U и NA_m – количество ТВС, перегружаемых в год в урановом реакторе и реакторе с частичной загрузкой МОКС-топлива.

Уравнение (1) позволяет определить долю реакторов с частичной загрузкой МОКС-топлива в системе, равную $N_m / (N_U + N_m)$, которая будет определять накопление ОЯТ и плутония в системе (в расчете на единицу выработанной электроэнергии).

Для системы 3 с полной переработкой ОЯТ всех ТВС обоих типов и возвратом в цикл всего плутония (в том числе выделенного из ОЯТ МОКС-ТВС) уравнение баланса плутония имеет вид

$$N_U \cdot NA_U \cdot g^+ + N_m \cdot NA_m (1 - m) \cdot g^+ + N_m \cdot NA_m \cdot m \cdot g^+_m = N_m \cdot NA_m \cdot m \cdot g^-_m, \quad (2)$$

где g_m^+ – выгрузка плутония из одной МОКС-ТВС, а остальные характеристики определены ранее.

Для системы 4 условие баланса плутония в стационарном состоянии можно представить системой уравнений

$$N_m \cdot NA_m \cdot m \cdot g_m^+ = N_{fs} \cdot G_{fs}^- , \quad (3)$$

$$N_m \cdot NA_m (1 - m) \cdot g^+ + N_{fs} \cdot G_{fs}^+ = N_m \cdot m \cdot g_m^- ,$$

где N_{fs} – количество реакторов БН-1200 в системе; G_{fs}^- и G_{fs}^+ – ежегодные загрузка и выгрузка плутония из реактора БН-1200. Остальные обозначения определены ранее.

Поскольку, в отличие от системы реакторов 2, в системах 3 и 4 изотопный состав и количество плутония, загружаемого в МОКС-ТВС реакторов ВВЭР и БН-1200 (в системе 4), неизвестны, решение уравнения баланса (2) и системы уравнений (3) осуществляется методом итераций. При этом для системы реакторов 3 определяются изотопный состав и количество плутония, загружаемого в МОКС-ТВС, нуклидный состав выгрузки, доля реакторов с частичной загрузкой МОКС-топлива в системе. Для системы реакторов 4 определяются изотопные составы и количества плутония, загружаемого в МОКС-ТВС реакторов ВВЭР-ТОИ и БН-1200, и доля реакторов БН-1200 в общем количестве реакторов.

Система реакторов 5 отличается от системы 4 лишь уменьшенными размерами воспроизводящих экранов БН-1200, обеспечивающими уменьшение КВ до единицы. Поэтому для описания баланса плутония система уравнений (3) дополняется уравнением

$$G_{fsf}^- = G_{fsfc}^+ + x \cdot G_{fsfb}^+ , \quad (4)$$

где G_{fsf}^- – ежегодная загрузка делящихся нуклидов (^{235}U , ^{239}Pu , ^{241}Pu) в реакторах БН-1200; G_{fsfc}^+ , G_{fsfb}^+ – ежегодные выгрузки делящихся нуклидов из активной зоны и воспроизводящих экранов проектных размеров соответственно; x – искомая доля выгрузки делящихся нуклидов из экранов, обеспечивающая равенство КВ единице.

Баланс плутония в системе 6, состоящей только из реакторов БН-1200 с КВ, равным единице, достигается в процессе итерационного решения уравнения (4). При этом определяются состав и количество загружаемого плутония и нуклидный состав выгрузки.

РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТОВ

В таблице 2 представлены данные по изотопному составу плутония, выделяемого из ОТВС реакторов ВВЭР-ТОИ и БН-1200 в рассмотренных системах реакторов, а также некоторые дополнительные данные. Во всех случаях изотопные составы приводятся с учетом величин выдержки топлива до переработки, оговоренных выше.

Таблица 2

Изотопный состав плутония, выделяемого из ОТВС реакторов ВВЭР-ТОИ и БН-1200 в реакторных системах

Источник плутония	Pu-238	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242
1	2,54	57,60	21,71	12,39	5,76
2	3,40	46,04	27,99	13,34	9,23
3	4,33	37,14	31,61	11,42	15,45
4	1,87	46,67	31,57	11,60	8,29
5	1,65	59,36	25,79	5,75	7,45
6	0,30	68,72	25,88	3,50	1,60
7	1,21	58,88	28,33	4,88	6,80

В таблице 2 введены обозначения: 1 – урановые ОТВС реактора ВВЭР-ТОИ; 2 – МОКС-ТВС реактора ВВЭР-ТОИ с однократным рециклом плутония из урановых ОТВС (система реакторов 2); 3 – МОКС-ОТВС реактора ВВЭР-ТОИ с многократным рециклом плутония в системе реакторов 3; 4 – МОКС-ОТВС реактора ВВЭР-ТОИ с многократным рециклом плутония в системе 4, состоящей из тепловых и быстрых реакторов; 5 – МОКС-ОТВС реактора БН-1200 с однократным рециклом плутония с начальным составом (2); 6 – МОКС-ОТВС реактора БН-1200 с многократным рециклом собственного плутония в реакторе (асимптотический состав); 7 – МОКС-ОТВС реактора БН-1200 с многократным рециклом плутония в системе реакторов 4.

Сравнение составов 2 и 1 из табл. 2 показывает, что рецикл плутония в реакторе ВВЭР-ТОИ сопровождается деградацией его состава, выраженной в снижении содержания плутония-239 и в увеличении содержания четных изотопов плутония. Дальнейшая деградация состава плутония происходит при его многократном рецикле в системе 3, состоящей только из тепловых реакторов. При этом следует иметь в виду, что в этой системе загрузка МОКС-ОТВС плутонием примерно на 80% формируется за счет плутония, выделяемого из МОКС-ОТВС, а остальное составляет плутоний, выделяемый из урановых ОТВС. Причина такой деградации заключается в высоких значениях отношений сечений радиационного захвата нейтронов к сечениям деления для Pu-239 и Pu-241 в спектре теплового реактора ВВЭР-ТОИ.

Сравнение составов 5 и 2 показывает, что в реакторе БН-1200 происходит, наоборот, улучшение состава загружаемого плутония, выраженного в увеличении доли Pu-239 и снижении доли четных изотопов в выгружаемом плутонии. Предельное улучшение состава плутония, выгружаемого из реактора БН-1200, достигается при его многократном рецикле (см. состав 6). Причина такой трансформации состава плутония в быстром реакторе заключается в улучшении баланса нейтронов в реакторе с быстрым спектром нейтронов по сравнению с тепловым реактором, благодаря которому значительно увеличивается воспроизводство Pu-239 (в том числе за счет использования воспроизводящих экранов). Другая причина заключается в малых величинах отношений сечений радиационного захвата нейтронов к сечению деления для Pu-239 и Pu-241 и значительном сечении деления Pu-240 в спектре реактора.

Сравнение составов 7 и 5, а также 4 и 2 показывает, что в системе реакторов 4 это качество быстрых реакторов позволяет нейтрализовать деградацию состава плутония в МОКС-ТВС тепловых реакторов в процессе многократного рецикла плутония в тепловых и быстрых реакторах.

Результаты расчетов характеристик систем реакторов представлены в табл. 3, где ВU – реактор ВВЭР-ТОИ с урановым оксидным топливом; ВМ – реактор ВВЭР-ТОИ с частичной загрузкой МОКС-топливом; БН – реактор БН-1200 с МОКС-топливом; X_{Pu} – массовая доля плутония в ТВС с МОКС-топливом реакторов ВВЭР или БН; $U_{пр}$ – природный уран.

Накопления плутония и МА приведены на момент выгрузки ОЯТ из бассейнов выдержки. В скобках приведены величины накопления Am-241 с учетом полного распада Pu-241 в ОТВС, не идущих на переработку.

При анализе результатов расчета прежде всего обратим внимание на содержание плутония в МОКС-ТВС реакторов ВВЭР-ТОИ. Известно [12], что содержание плутония в МОКС-топливе водо-водяных реакторов должно быть менее 12% для обеспечения отрицательной величины пустотного эффекта реактивности. Как видно из таблицы, системы 3 и 5 не удовлетворяют этому условию безопасности и, следовательно, должны быть исключены из рассмотрения. В системе 3 имеет место весьма значительное превышение этого предела, что указывает на невозможность полного замыкания топливного цикла по плутонию в водо-водяных реакторах рассматриваемого типа, по крайней мере, без радикального изменения их конструкции.

Таблица 3

Топливные характеристики различных стационарных систем реакторов

Номер системы	1	2	3	4	5	6
Типы реакторов в системе	ВU	ВU+ВМ 1 рецикл	ВU+ВМ	ВU+ВМ+ +БН(КВ=1,2)	ВU+ВМ+ +БН(КВ=1)	БН (КВ=1)
Доля реакторов в системе ВU/ВМ/БН, %	100/0/0	70,5/29,5/ 0	33,8/66,2/0	0/64/36	0/70/30	0/0/100
Доля МОКС-ТВС в ВВЭР, %	0,0	12,4	27,6	43,0	29,0	–
Расход $U_{пр}$, т/ТВт·ч	19,3	17,1	–	7,47	–	0,0
Накопление ОЯТ, т/ТВт·ч	2,14	0,27	0,0	0,0	0,0	0,0
X_{Pu} в МОКС-ТВС ВМ/БН, %	–/–	9,1/–	16,1/–	11,4/19,7	12,9/20,3	–/18,7
Накопление Pu , кг/ТВт·ч	27,9	17,9	0,0	0,0	0,0	0,0
Накопление МА, кг/ТВт·ч						
– Np	1,60	1,48	–	0,87	–	0,29
– Am	1,51(5,0)	2,82(5,2)	–	6,4	–	2,9
– Cm	0,16	0,38	–	0,83	–	0,21

Следует отметить, что этот вывод не зависит от доли МОКС-топлива в реакторах, так как уравнение (2) фактически определяет соотношение между количеством перегружаемых урановых ТВС и ТВС с МОКС-топливом. При изменении величины m будет изменяться соотношение между количеством урановых реакторов и реакторов с частичной загрузкой МОКС-топлива, а соотношения между количествами урановых и МОКС-ТВС будут оставаться постоянными.

Система **2** с однократным рециклом плутония и система **4** с включением в процесс рецикла плутония реакторов БН-1200 указанному условию удовлетворяют. Интересно отметить, что ухудшение изотопного состава плутония, выгружаемого из реактора БН-1200 с уменьшенными воспроизводящими экранами в системе **5**, существенно повлияло на содержание плутония в МОКС-топливе реакторов ВВЭР-ТОИ, увеличив его выше предела безопасности. Рассчитанная в процессе итераций наработка плутония в экранах реактора БН-1200, обеспечивающая равенство КВ единице, оказалась при этом равной примерно 30% от его наработки в экранах проектного размера.

Таким образом, из всех рассмотренных систем реакторов только две удовлетворяют условиям полной переработки ОЯТ и отсутствию накопления плутония: система **4**, состоящая из 64 % реакторов ВВЭР-ТОИ с частичной загрузкой МОКС-топлива (43%) и 36% быстрых реакторов БН-1200, и система **6**, состоящая только из реакторов БН-1200 с КВ, равным единице, за счет уменьшения воспроизводящих экранов. При этом расход природного урана и работа разделения в системе **4** по сравнению с референсной системой, состоящей из реакторов ВВЭР-ТОИ (UO_2), работающих в открытом цикле, снижается в 2,6 раза, а в системе **6** полностью отсутствуют.

Система **2** с однократным рециклом плутония в МОКС-ТВС является реализуемой (содержание плутония в МОКС-ТВС не превышает 12%); при этом она позволяет сократить накопления ОЯТ в восемь раз по сравнению с референсной. Накопление плутония со-

кращается при этом на 36%. Остающиеся ТВС с МОКС-топливом могут быть переработаны, и выделенный плутоний ухудшенного изотопного состава может быть использован в реакторах на быстрых нейтронах.

Накопление Np во всех реализуемых системах меньше, чем в референсной. При этом в системе **4** оно уменьшено в 1,8 раза, а в системе **6** – в 5,5 раза. Накопление Am в системе **2** с однократным рециклом Pu – в 1,9 раза, а в системе **4** с многократным рециклом Pu в четыре раза больше, чем в референсной. Однако с учетом полного распада $Pu-241$ в переработанном ОЯТ эти показатели становятся близкими. Накопление Am в системе **6**, состоящей из быстрых реакторов, в 1,9 раза больше, чем в референсной, однако с учетом полного распада $Pu-241$ в референсной системе оно становится в 1,7 раза меньше по сравнению с референсной.

Накопление Cm увеличивается в системах с рециклом плутония в МОКС-ТВС тепловых реакторов, при этом в системе **4** оно увеличивается в пять раз по сравнению с референсной системой, что является «платой» за многократный рецикл плутония в этих ТВС. Однако, как видно из табл. 1, многократный рецикл плутония в МОКС-ТВС быстрых реакторов системы **6** увеличивает накопления Cm по сравнению с референсной системой всего на 30%.

Кроме рассмотренных выше систем реакторов может быть рассмотрена еще система, состоящая из реакторов ВВЭР-ТОИ с урановым топливом и реакторов БН-1200 без воспроизводящих экранов, в которых осуществляется многократный рецикл плутония. Эта система также может удовлетворять требованию полного замыкания топливного цикла по плутонию. Расчеты характеристик ТЦ такой системы не проводились, однако сделанные оценки показывают, что доля быстрых реакторов в ней должна составлять около 70 %.

В заключение можно высказать предположение, что быстрые реакторы придут на рынок электроэнергии, когда будет сформирован большой парк тепловых реакторов. При этом, возможно, цена природного урана еще не возрастет настолько, чтобы сделать реакторы типа ВВЭР-ТОИ неконкурентоспособными с реакторами типа БН-1200. Однако будет остро стоять проблема уменьшения накопленного объема ОЯТ и ликвидации наработанного плутония. В этой ситуации реакторы типа БН-1200 могут получить дополнительное основание к распространению, так как кроме производства электроэнергии они будут играть роль конвертеров «плохого» плутония, нарабатываемого реакторами типа ВВЭР-ТОИ с частичной загрузкой МОКС-топливом, в «хороший» и сделают возможным полное замыкание ТЦ по плутонию. Очевидно, что в такой системе характеристики реакторов типа БН и ВВЭР с частичной загрузкой МОКС-топлива должны определяться из условия оптимизации характеристик ТЦ всей системы реакторов. В частности, эффективность органов СУЗ в реакторах с быстрым спектром нейтронов должна быть достаточной для безопасной работы с топливом, в котором изотопный состав загружаемого плутония соответствует составу, формирующемуся в системе тепловых и быстрых реакторов. Для улучшения безопасности реакторов ВВЭР-ТОИ с частичной загрузкой МОКС-топлива желательным является уменьшение содержания плутония в них путем увеличения кратности перегрузок МОКС-ТВС (в настоящее время принята равной двум).

Литература

1. *Wiese H.W.* Investigation of the nuclear inventories of high exposure PWR-mixed oxide fuels with multiple recycling of self generated plutonium // Nucl. Technol. -Vol. 102. -April 1993. -PP. 68-80.
2. *Languille A., Garnier J.C., Verrier D., Sunderland R.E., Kiefhaber E., Newton T.* CAPRA Core Studies-the Oxide Reference Option, Proc. GLOBAL '95, Versailles, France. -1995.-Vol. 1. -P. 874.
3. *Baets U., Raedt Ch.* De Limitations of actinide recycle and fuel cycle consequences: a global analysis. // Nuclear Engineering and Design -1997. - Vol. 168. -PP. 191- 201.
4. *Fedorov Yu. S., Bibichev B.A., Zil'berman B.Ya., Kudryavtsev E.G.* Use of recovered uranium and plutonium in thermal reactors.// At. Energy. -2005. -Vol. 99. -PP. 572-576.
5. *Alekseev P.N., Bobrov E.A., Chibinyaev A.V., Teplov P.S., Dudnikov A.A.* Variants of the perspective closed fuel cycle, based on Regenerated Mixture – Technology, combining use of thermal and fast

- reactors. // Progress in Nuclear Energy. – April 2014. – Vol. 72. – PP. 126–129.
6. Nikolaev M., Tsiboulia A., Gerdev G., Rozhikhin E., Koscheev V. Updating, Supplementing and Validation of the WIMS-D4 Group Constant Set: S&T Report. French-Russian Seminar. Obninsk, April 24 - 25, 1995.
7. Askew J.R., Fayers E.J., Kemshell P.B. A General Description of the Lattice Code WIMS // J. Brit. Nucl. Soc., -1966. - Vol. 5. -P. 564.
8. Neutronics Benchmarks for the Utilization of Mixed-Oxide-Fuel: Joint U.S./Russian Progress Report for Fiscal Year 1997. Vol. 3 – Calculations Performed in the Russian Federation. ORNL/TM-13603. –1998. – PP. 6 – 8.
9. Яценко А.М., Чебесков А.Н., Каграманян В.С., Калашников А.Г. Методика эквивалентирования плутония различного изотопного состава применительно к системным исследованиям в атомной энергетике. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2012, – №1. – С. 31-41.
10. Артемьев Н.И., Декусар В.М., Калашников А.Г., Мосеев А.Л. RZA – комплекс программ многогруппового расчета двумерного реактора в областях замедления и термализации нейтронов с учетом выгорания. Препринт ФЭИ-1679,1985.
11. Групповые константы для расчета реакторов и защиты / Под ред. Николаева М.Н. – М.: Энергоиздат. 1981.
12. Le Mer J., Carzenne C, Lemasson D. France EDF Research Scenarios for Closing the Plutonium Cycle. International Conference of Fast Reactors and Related Fuel Cycles. Safe Technologies and Sustainable Scenarios FR13, 4-7 March 2013, Paris, France. Paper N IAEA-CN-199-292.

Поступила в редакцию 03.07.2014 г.

Авторы

Каграманян Владимир Семенович, советник директора, кандидат техн. наук
E-mail: kagramanyan@ippe.ru

Калашников Александр Григорьевич, ведущий научный сотрудник, кандидат техн. наук
E-mail: kalag@ippe.ru

Капранова Эльвира Николаевна, старший научный сотрудник

Пузаков Алексей Юрьевич, аспирант

UDC 621.039.526

COMPARISON OF FUEL CYCLES CHARACTERISTICS FOR NUCLEAR ENERGY SYSTEMS BASED ON VVER-TOI AND BN-1200 REACTORS

Kagramanian V.S., Kalashnikov A.G., Kapranova E.N., Puzakov A.Y.

State Scientific Center of Russian Federation – Institute for Physics and Power Engineering. 1, Bondarenko sq., Obninsk, Kaluga reg., 249033 Russia

ABSTRACT

The aim is to determine the characteristics of the fuel cycle (FC) based on stationary nuclear power system based on VVER-TOI and BN-1200 reactors with fuel of different composition. Characteristics of reactor systems with partial or complete SNF reprocessing and recycling of plutonium are compared to those of the reference system consisting only of VVER-TOI with uranium oxide fuel, operating in an open FC.

The following characteristics of the system are considered:

- reactor shares (VVER-TOI with uranium oxide fuel, VVER-TOI with partial loading of MOX-fuel, BN-1200);
- share of MOX-fuel assemblies in VVER reactors;
- consumption of natural uranium;
- plutonium content into MOX- VVER-TOI and BN-1200 fuel;
- accumulation of spent nuclear fuel, plutonium and MA.

For systems with a fully closed fuel cycle, a condition of complete balance of plutonium production and consumption was set. Solving equations of the balance of plutonium in the system in this case is determined by iteration.

It is shown that in a system consisting only of VVER-TOI, complete closure of FC with plutonium multiple recycling is impossible. With multiple recycling, plutonium isotopic composition in this system is strongly degraded. Therefore, the required content of plutonium in MOX fuel far exceeds the amount of the permissible conditions of negative void reactivity effect. Introduction BN-1200 fast neutron reactors to the system in addition to VVER-TOI with partial loading of MOX-fuel is used to stop the degradation of the isotopic composition of plutonium in its multiple recycling and to ensure that the value of plutonium in MOX-VVER-TOI does not exceed the safety margin. As a result, consumption of natural uranium is reduced 2.6 times compared with the reference system, with no accumulation of spent fuel and plutonium in the system.

Key words: nuclear energy systems, VVER-TOI, BN-1200, fuel cycles, plutonium recycle, minor actinides accumulation.

REFERENCES

1. Wiese H.W. Investigation of the nuclear inventories of high exposure PWR-mixed oxide fuels with multiple recycling of self generated plutonium, *Nucl. Technol.* 102 (April 1993), pp. 68-80.
2. Languille A., Garnier J.C., Verrier D., Sunderland R.E., Kiefhaber E., Newton T. CAPRA Core Studies- the Oxide Reference Option, Proc. GLOBAL'95, Versailles, France. 1995, v. 1, p. 874.
3. Baets U., Raedt Ch. De Limitations of actinide recycle and fuel cycle consequences: a global analysis. *Nuclear Engineering and Design* 168 (1997), pp. 191- 201.
4. Yu. S. Fedorov, B.A. Bibichev, B.Ya. Zil'berman, E.G. Kudryavtsev. Use of recovered uranium and plutonium in thermal reactors. *At. Energy*, 99 (2005), pp. 572-576.
5. Alekseev P.N., Bobrov E.A., Chibinyaev A.V., Teplov P.S., Dudnikov A.A. Variants of the perspective closed fuel cycle, based on Regenerated Mixture – Technology, combining use of thermal and fast reactors. *Progress in Nuclear Energy*, v. 72, April 2014, pp. 126-129.
6. Nikolaev M., Tsiboulia A., Gerdev G., Rozhikhin E., Koscheev V. Updating, Supplementing and Validation of the WIMS-D4 Group Constant Set: S&T Report. French-Russian Seminar. Obninsk, April 24-25, 1995.
7. Askew J. R., Fayers E. J., Kemshell P. B. A General Description of the Lattice Code WIMS: J. Brit. Nucl. Soc, 5, 564 (1966).
8. Neutronics Benchmarks for the Utilization of Mixed-Oxide-Fuel: Joint U.S./Russian Progress Report for Fiscal Year 1997. v. 3 - Calculations Performed in the Russian Federation. ORNL/TM-13603. pp. 6 - 8. 1998.
9. Yatsenko A.M., Chebeskov A.N., Kagramanian V.S., Kalashnikov A.G. Metodika ekvivalentirovaniya plutoniya razlichnogo izotopnogo sostava primenitel'no k sistemnym issledovaniyam v atomnoj energetike [Plutonium equivalence method in relation to system researches in nuclear power]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2012, no. 1, pp. 31-41.
10. Artem'ev N.I., Dekusar V.M., Kalashnikov A.G., Moseev A.L. RZA – kompleks program mnogogruppovogo raschyota dvumernogo reaktora v oblasti zamedleniya i termalizatsii nejtronov s uchyotom vygoraniya. Preprint GNC RF-FEI-1679, 1985. [RZA-code complex of multigroup reactor calculation in moderation and thermalization neutrons regions taking into account burning out. IPPE Preprint-1679]. Obninsk, FEI Publ., 1985 (in Russian).
11. Gruppye konstanty dlya raschyota reaktorov i zaschity [Group constants for calculation of reactor and shields]. Pod red. M.N. Nikolaeva, Moscow. Energoizdat Publ., 1981 (in Russian).
12. Le Mer J., Carzenne C, Lemasson D. France EDF Research Scenarios for Closing the Plutonium Cycle. International Conference of Fast Reactors and Related Fuel Cycles. Safe Technologies and Sustainable Scenarios FR13, 4-7 March 2013, Paris, France. Paper NIAEA-CN-199-292.

Authors

Kagramanian Vladimir Semyonovich, Director Adviser, Cand. Sci. (Engineering).

E-mail: kagramanyan@ippe.ru

Kalashnikov Aleksandr Grigor'evich, Lead Researcher, Cand. Sci. (Engineering).

E-mail: kalag@ippe.ru

Kapranova El'vira Nikolaevna, Senior researcher

Puzakov Alexey Yurievich, Postgraduate student