

УДК 621.039.5

О СОЗДАНИИ ГИБРИДНОГО БЫСТРО-ТЕПЛОВОГО РЕАКТОРА

Котов В.М.

Филиал «Институт атомной энергии» РГП НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан

Настоящая работа посвящена вопросам создания реакторов, обеспечивающих высокую эффективность использования природного сырья для топливных материалов реакторов, возможности повышения темпов развития атомной энергетики в ближайшем будущем. Показаны пути и этапы достижения данных целей, в том числе на примере работ сотрудников НЯЦ РК. Используемые на начальном этапе технические решения основаны на снижении потерь нейтронов в тепловых реакторах, на применении в качестве делящегося вещества ^{233}U . Решение проблемы снижения активности нуклидов в цепочке ^{232}U привели к возможности повышения доли делений на быстрых нейтронах в топливе теплового реактора. Созданный перспективный тип быстро-теплового реактора обеспечивает повышение доли деления на быстрых нейтронах до 30%, при небольшом количестве и содержании делящихся веществ, характерных для теплового реактора.

ВВЕДЕНИЕ

В начале развития ядерные технологии развивались очень быстрыми темпами. Открытие нейтрона 1932 г., открытие деления урана 1938 г., пуск первого ядерного реактора 1942 г. Взрыв атомной бомбы 1945 г. Далее темпы несколько снижаются – пуск первой атомной электростанции 1954 г.

От момента отсутствия понятия о нейтроне до пуска первого реактора – 10 лет. От пуска первого реактора до пуска атомной станции – 12 лет. Требуемый в первом случае объем «инновационной» информации мы воспринимаем существенно большим, чем для второго.

К середине восьмидесятых годов (более 40 лет от пуска первого реактора) казалось, что созданная технология обеспечивает высокие темпы развития атомной энергетики. Экзамены на надежность, проведенные практикой (Чернобыль, Фукусима), существенно сократили прогнозируемые ранее объемы производства атомной энергии. Выявилось, что запасы сырьевых ресурсов для тепловых реакторов не столь велики, как оценивалось ранее. Появился определенный скептицизм в отношении перспектив современных тепловых и завтрашних быстрых реакторов [1, 2].

Можно считать, что развитие атомной энергетики большого масштаба и с высокими темпами возможно на основе инновационных идей. Предлагается концепция гибридного быстро-теплового реактора, объединяющего положительные стороны быстрых и тепловых реакторов, на основании которой возможно быстрое развитие атомной энергетики с полным использованием сырьевых материалов – урана и тория.

ОСОБЕННОСТИ ТЕПЛОВЫХ И БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ

Тепловые реакторы характеризуются малым количеством вторичных нейтронов на деление, соответственно, малым воспроизводством делящихся веществ. Предпринятые попытки достижения большого воспроизводства, не обеспечивали величины требуемого воспроизводства для полного использования природного урана.

Зато, большое сечение реакций на тепловых нейтронах обеспечивают таким реакторам возможность работы с малым количеством делящегося вещества в активной зоне реактора.

Реакторы на быстрых нейтронах, в свою очередь, имеют большее количество вторичных нейтронов на деление, что позволяет полностью использовать природный уран, но малое сечение реакций требует размещения в активной зоне большого количества делящегося вещества. Соответственно, растут сроки ввода мощностей быстрых реакторов с использованием обогатительных производств и работы тепловых реакторов для поставок делящегося вещества.

Так или иначе, работы по совершенствованию тепловых и быстрых реакторов (или часть таких работ) сводится к сближению положительных особенностей этих реакторов. Рассмотрим это на примере совершенствования тепловых реакторов.

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ТОРИЯ

Реакторы с использованием торий-уранового топливного цикла имеют преимущества над реакторами с начальной загрузкой ураном в плане повышения воспроизводства делящихся веществ. Для этой же цели в таких реакторах уменьшают поглощение нейтронов в конструкционных материалах и утечку нейтронов. В таких случаях в качестве замедлителя используют тяжелую воду, а в конструкционных материалах – изотопно-модифицированные материалы [3]. Хорошие результаты достигаются в жидкосольевых реакторах [4].

Сбережению нейтронов может способствовать режим циклической работы топлива (динамическое нагружение) за счет уменьшения поглощения в ^{135}Xe . После работы твэлов в активной зоне в течение ~5 часов они заменяются на твэлы работавшие в реакторе ранее, после выдержки 25–50 часов [5]. При этом в ходе выдержки твэлов вне реактора в них будет распадаться важный поглотитель нейтронов – ^{135}Xe . Такой режим требует применения большего количества топлива в работе и частых его перегрузок. Для жидкосольевых реакторов это может быть вполне оправ-

данным, причем с дополнительным упрощением режима очистки топлива таких реакторов [6]. Показано, что в варианте такого реактора с урановым топливом возможно довести использование природного урана до 55%.

Исследовались варианты использования внешних источников нейтронов для повышения эффективности работы теплового реактора. Одним из таких источников может быть термоядерный реактор. Важно, чтобы затраты на работу термоядерного реактора окупались. В работе [7] показано, что затраты энергии на работу VNS, в котором проводится производство ^{233}U , на порядок меньше, чем выигрыш в получении энергии реактором деления. Недостаток такого решения заключается в усложнении общей схемы реакторного комплекса.

Рассмотрены различные конфигурации активных зон теплового реактора и его ТВС, в том числе с использованием дополнительных источников нейтронов за счет реакции $n2n$ на бериллии [8]. Эффективность таких решение положительная, но меньшая по величине, чем динамическое нагружение [5]. Недостаток – снижение положительных качеств бериллия при облучении за счет образования в нем поглотителей нейтронов [9]. Необходима частая смена бериллиевых элементов в достаточно сложной конструкции.

Одним из недостатков торий-уранового топливного цикла является образование в ходе облучения тория высокоактивной цепочки с ^{232}U . Были изучены возможности снижения выработки ^{232}U при разделении процессов выработки энергии на ^{233}U и образовании ^{233}U при облучении тория.

СОВЕРШЕНСТВОВАНИЕ ТОРИЙ-УРАНОВОГО ЦИКЛА

Использование тория в качестве стабилизатора реактивности в ходе кампании реактора. При этом в начале кампании, когда в активной зоне большое количество делящегося вещества, вводится и большее количество ториевых поглотителей. По мере выработки делящегося вещества уменьшают и массу тория в активной зоне, так, чтобы реактивность поддерживалась на уровне меньшем $0,1 \beta\text{эфф}$ [10]. В таком решении избыток реактивности идет на образование делящегося вещества.

Для того, чтобы ториевые поглотители не превратились в источники нейтронов от реакции деления в образующемся ^{233}U ториевые стержни выдерживают в реакторе такое время, чтобы произведение количества ядер образовавшегося ^{233}U на его сечение деления не превышало заданной доли от произведения количества ядер ^{232}Th в порции на его сечение поглощения нейтронов, например, 20%. После извлечения тория из реактора проводится выделение ^{233}U и очистка тория от ^{232}Pa . В последующем облучении снижаются потери нейтронов в ^{232}Pa .

Взаимное расположение тория и ТВС

Повышению эффективности такой технологии способствует перенос ториевых элементов в гетерогенной решетке активной зоны в область максимального потока тепловых нейтронов [10]. Это способствует, в первую очередь, снижению потребной массы тория в реакторе. Упрощается процесс перегрузок тория.

Попутно выяснилось, что такое перемещение тория снижает и образование в нем ^{232}U за счет снижения потока быстрых нейтронов, вызывающих на тории реакцию $n2n$. Тем самым снижаются потери нейтронов и радиационная опасность торий-уранового топливного цикла. Нарботка ^{232}U в ^{233}U в такой технологии составляет около 3% от наработки в технологии совместной выработки энергии и получения ^{233}U .

Важным достоинством такой технологии является уменьшение времени наработки ^{233}U для последующей кампании. Если в технологии совместного облучения делящегося вещества и тория начало работ по выделению ^{233}U возможно через несколько лет после выгрузки топлива и спада активности продуктов деления, то в отдельной технологии начало работ возможно через ~ 200 суток после загрузки тория в реактор.

На рисунке 1 представлено сравнение активности 1 кг ^{233}U в ходе облучения и выдержки тория при осуществлении технологий выработки ^{233}U с получением энергии от твэла, и отдельной технологии [11]. Активность ^{233}U в отдельной технологии при проведении переработки тория меньше в ~ 200 раз.

СОЗДАНИЕ ГИБРИДНОГО РЕАКТОРА

Следующим шагом развития данной технологии явилась попытка увеличения потока быстрых нейтронов в области делящегося вещества (ТВС, твэлов). В работе [12] в тепловой реактор были размещены несколько ТВС быстрого реактора не содержащие замедлителя. В быстрых ТВС существенный вклад в деление вносили быстрые и промежуточные нейтроны, что в целом обеспечивало большее воспроизводство делящихся нуклидов в реакторе. Недостаток такого решения заключается в использовании в реакторе различных типов топлива и сложность оптимизации их временных характеристик.

В работе [13] повышение потока быстрых нейтронов достигнуто путем создания зон однопипных ТВС не содержащих замедлителя. В такую зону помещаются несколько ТВС, которые могут обмениваться между собой быстрыми и надтепловыми нейтронами не подверженных замедлению. Зона ТВС окружена зоной замедлителя, поставляющей тепловые нейтроны.

На рисунке 2 представлены сечения активной зоны и отражателя такого реактора.

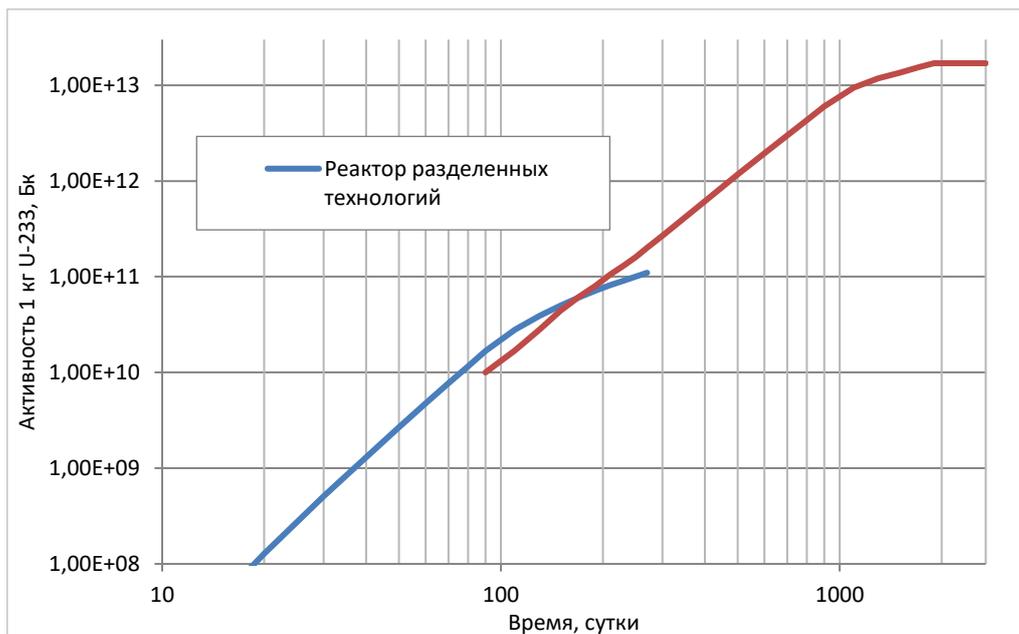


Рисунок 1. Сравнение активности ^{233}U различных технологий его выделения из Th

Характеристики варианта гибридного быстро-теплового реактора

Реактор, представленный в [14], содержит 290 ТВС, в каждой из которой 24 твэла с внешним диаметром 9 мм. Высота топливного столба 2,2 м. Замедлитель – тяжелая вода, отражатель - тяжелая вода и графит. Объем тяжелой воды в реакторе – 30,5 м³. Зоны ТВС и замедлителя отделены друг от друга слоем висмута толщиной до 1 см. В реакторе используется смешанное торий-урановое и уран-плутониевое топливо. Содержание топливных нуклидов в активной зоне в начале кампании представлено в таблице 1. Расчеты характеристик реактора выполнены с использованием программ [15, 16].

Таблица 1. Содержание основных топливных нуклидов в начале равновесной кампании

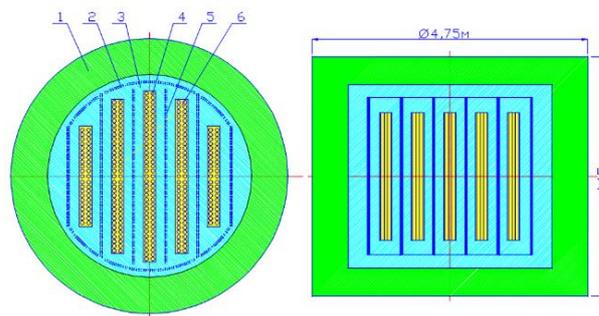
Сырьевые нуклиды, кг		Делящиеся нуклиды, кг			
^{238}U	^{232}Th	^{233}U	^{235}U	^{239}Pu	^{241}Pu
6000	2300	74	6,5	32	8,5

В топливные таблетки твэлов реактора при их производстве размещаются следующие основные нуклиды: ^{238}U , ^{233}U , ^{235}U , ^{239}Pu и ^{241}Pu . Основная часть таблеток – ^{238}U . Содержание делящихся нуклидов в начале кампании всего – 2,02%, по ^{233}U – 1,338%, по ^{239}Pu – 0,51%. Это близко значениям, указанным в [17].

На рисунке 3 представлено изменение состава нуклидов в реакторе, а также значения коэффициента размножения (в виде Кэфф-1) и коэффициента воспроизводства ^{233}U . Видно, что коэффициенты воспроизводства плутониевых нуклидов равны единице.

Для ^{233}U приведены изменения его содержания в твэлах (красная линия) и в ториевых стержнях (зеле-

ная линия). В ходе кампании достигается избыток выработки ^{233}U в тории над потреблением в твэлах, на уровне более 10% от начального.



1 – отражатель, 2 – внешний слой тория, 3 – замедлитель, 4 – ТВС, 5 – внутренние слои тория, 6 – He

Рисунок 2. Горизонтальное и вертикальное сечения варианта гибридного реактора

Количество делящихся веществ в конце кампании уменьшается в 1,57 раза, воспроизводство ^{233}U изменяется в ходе кампании от 1,2 до 1,15, а оперативная реактивность остается постоянной (~0,2 β). При этом количество тория в активной зоне уменьшается в 2,77 раза. Различия в темпах изменения количества делящихся веществ и тория объясняются ростом поглощения нейтронов в продуктах деления.

На рисунке 4 представлен спектр нейтронов в топливе данного реактора. О роли нейтронов различных групп более наглядно говорят данные, представленные в таблице 2 о распределении поглощения нейтронов между энергетическими группами в этом топливе. Здесь учтены и изменения сечений взаимодействия и изменения числа вторичных нейтронов от энергии взаимодействующих нейтронов.

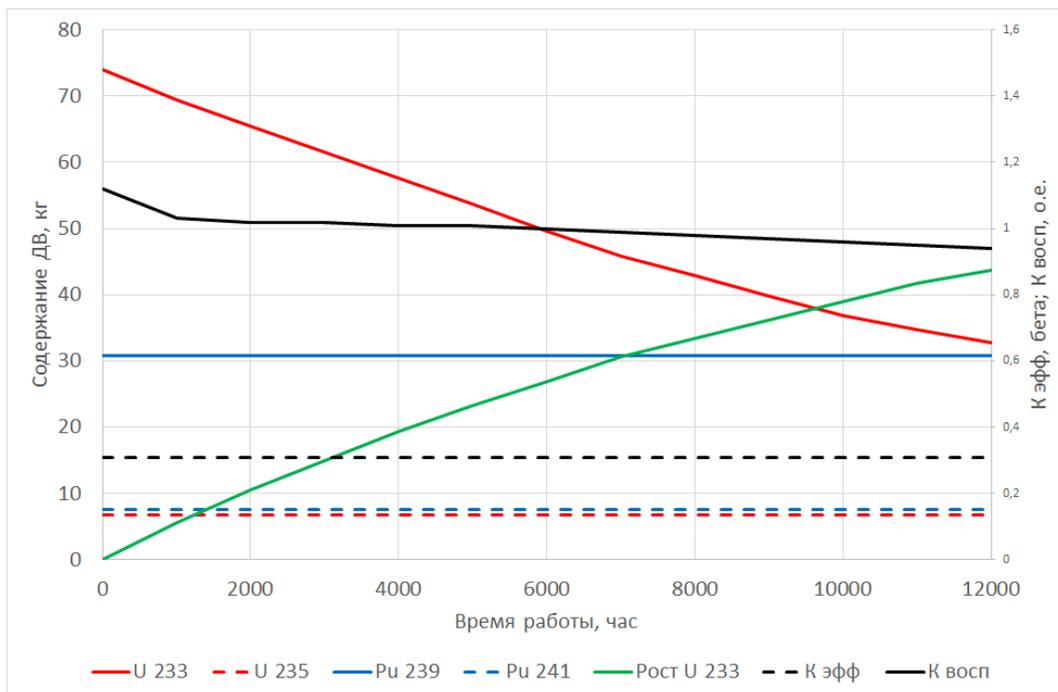


Рисунок 3. Характеристики гибридного реактора тепловой мощностью 240 МВт

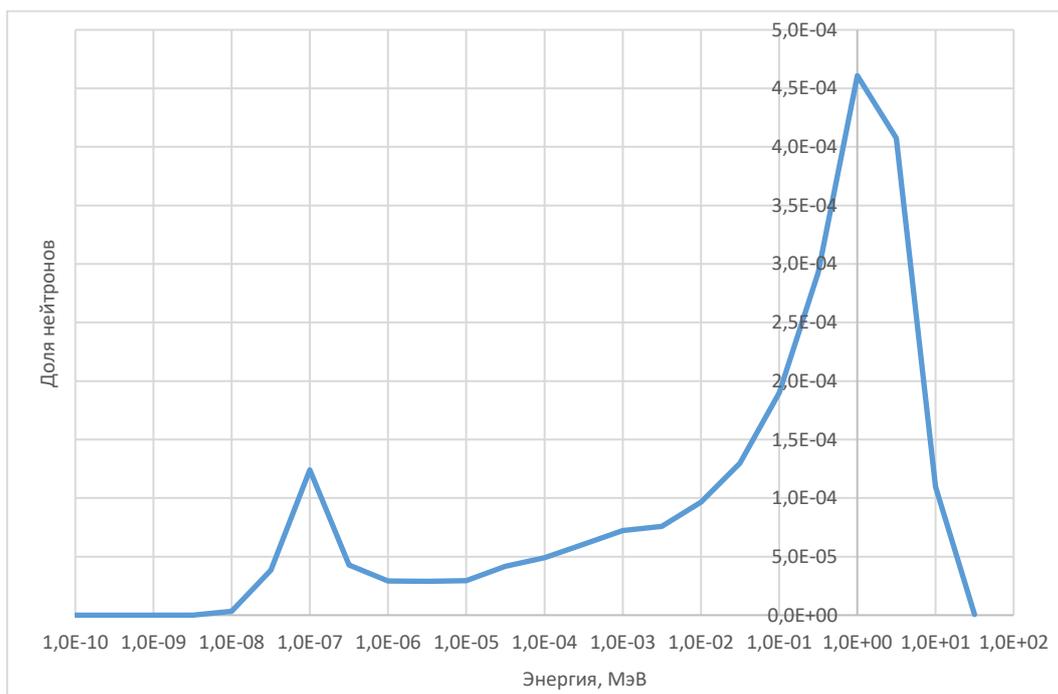


Рисунок 4. Спектр нейтронов в топливе гибридного реактора

Эти данные показывают основной фактор достижения высокого воспроизводства в гибридном реакторе – деление существенной части топлива происходит под действием высокоэнергетических нейтронов, вызывающих большее число вторичных нейтронов, чем тепловые нейтроны. Вместе с тем, тепловые нейтроны обеспечивают высокие сечения реакций, что позволило свести массу делящегося вещества в реакторе к минимуму.

Таблица 2. Деление в ТВС группами нейтронов

Группа нейтронов	Доля делений, %
Тепловые, $E < 1$ эВ	70,75
Промежуточные, $1 \text{ эВ} < E < 100 \text{ кэВ}$	16,24
Быстрые, $E > 100 \text{ кэВ}$	13,01

В кампании представленного реактора доля делений на ториевом сырье составляет 45% (на ^{233}U и ^{235}U из цепочки распада ^{233}U). В ходе кампании происходит полное выгорание исходных плутониевых нуклидов, количество сгоревших делящихся плутониевых нуклидов в 1,7 раза превышает их начальную массу. Повышается эффективность использования ^{241}Pu за счет устранения его распада во время выдержки и переработки топлива.

Потребность в природном уране уменьшена против современных тепловых реакторов в ~ 220 раз! Становится возможным развитие атомной энергетики быстрыми темпами и без затруднений в сырье на сотни и тысячи лет.

Проблемы безопасности и нераспространения

Масса делящегося вещества, перерабатываемого в топливе за один год работы описанного ГБТР, составляет около 88 кг. В быстром реакторе близкой мощности она больше, как минимум, на десятичный порядок. В ходе переработки топлива ГБТР имеется потенциальная возможность получения делящегося вещества (^{233}U), пригодного для использования в ядерном оружии. Однако, при выделении ^{233}U из тория для повышения эффективности процесса используется в обязательном порядке его разбавление природным (или обедненным) ураном [18], что нейтрализует такую опасность. Одновременно, вносимый природный уран обеспечивает восполнение ^{238}U , ушедшим на воспроизводство ^{239}Pu и ^{241}Pu . В чистом торий-урановом топливном цикле такая возможность исключена.

Оперативная реактивность в ходе работы реактора по технологии компенсации реактивности за счет наработки ^{233}U поддерживаемая на уровне до 0,3 β , обеспечивает эффективную работу органов регулирования мощностью реактора и его безопасность при малом отрицательном влиянии на воспроизводство ^{233}U .

Схема течения теплоносителя в ТВС

Теплоноситель к группе каналов поступает в их общую зону ТВС. Вход теплоносителя к сборке твэлов обеспечивается через отверстия на боковой поверхности в нижней части корпуса канала. Выход теплоносителя осуществляется через верхний торец канала. Таким образом, для установки и извлечения каналов необходимы соответствующие проходки только в верхней части активной зоны и отражателя.

Период перегрузок ториевых стержней в начале кампании около 3,5 мин. К концу кампании период перегрузок увеличивается в несколько раз (2,77). при перегрузках ториевых стержней отсутствуют проблемы их перегрева, а работа ТВС в течение всей кампании происходит без перестановок. Задержка в осуществлении перегрузок тория не критична при временах задержки до нескольких часов. Производительность переработки тория составляет 12,6 тонн/год (35 кг/сутки).

Выгорание на уровне 34 МВт·сут/кг за 16000 часов работы в кампании. При тепловой мощности 240 МВт электрическая мощность может составить 110 МВт за счет использования схемы парообразования в цикле Ренкина по решению [19]. Высокий КПД достигается за счет нагрева воды до 500 °С. Для первичного нагрева конденсата используется энергия замедления нейтронов. Для нагрева воды, парообразования и перегрев пара в четырех теплообменниках используется газовый теплоноситель. Турбина разделяется на три ступени, пар для которых нагревается (догревается) в индивидуальных теплообменниках.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Малая доля ДВ, высокое воспроизводство ДВ и полное использование топливных ресурсов, урана и тория, возможность достижения высоких темпов развития атомной энергетики, возможность работы без использования разделительных производств при работе гибридного быстро-теплового реактора достигается за счет:

1. Использования отдельных процессов выработки энергии и воспроизводства ^{233}U со стабилизацией оперативной реактивности за счет поглощения нейтронов в корректируемом количестве тория.

- Устраняются потери нейтронов на поддержание требуемой мощности реактора. Проработана соответствующая технология перестановок и переработки тория с извлечением ^{233}U .

2. Переноса тория (ториевых стержней) вдаль от ТВС.

- Уменьшается наработка ^{232}U в ^{233}U за счет уменьшения потока быстрых нейтронов в тории. Уменьшается требуемая для стабилизации масса тория в активной зоне за счет увеличения потока тепловых нейтронов в тории.

3. Образования зон ТВС без замедлителя, с обменом быстрыми нейтронами между ТВС. Размещением на границе зон ТВС слоя материала с высоким сечением рассеивания быстрых нейтронов. Использование теплоносителей с малой эффективностью замедления нейтронов.

- Увеличивается доля делений на быстрых нейтронах, как в делящемся веществе, так и в сырьевом ^{238}U . Использование газового теплоносителя (гелий, водород) в цикле Ренкина для нагрева воды и пара позволяет получить высокий КПД станции. В топливе реактора используется небольшая доля делящихся веществ.

4. Совместного ведения торий-уранового и уран-плутониевого циклов.

- Используется выделение ^{233}U из тория с одновременной добавкой ^{238}U , обеспечивающее снижение опасности распространения делящихся веществ, пригодных для ядерного оружия. Обеспечивается выгорание плутониевых нуклидов в кампании, превышающее их начальное содержание в топливе. Обеспечивается использование уран-плутониевого топлива, хорошо отработанного на практике.

ЛИТЕРАТУРА

1. Орлов В.В., Пономарев Л.И. Ядерные проблемы термоядерной энергетики. // Атомная энергия. Т. 124, Вып. 2, февраль 2018.
2. Клименко А.В. Ядерная энергетика, у которой есть будущее - Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики. Сборник докладов XXIII Межведомственного семинара «Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики с замкнутым топливным циклом (Нейтроника-2012)». В 2-х томах. – Обнинск, ФГУП ГНЦ РФ&ФЭИ. 2013, Т. 1, С. 107–124.
3. Гарусов Ю.В., Лебедев В.И., Павлов М.А. и другие. Литиевый высокотемпературный реактор канального типа (ЛВТР-К). // Международная научно-техническая конференция «Канальные реакторы: проблемы и решения», ФГУП НИКИЭТ им. Н.А. Доллежалея, Москва. Октябрь 2004 г.
4. Блинкин В.Л., Новиков В.М. Жидкосольевые реакторы. М. Атомиздат. 1978 г. 111 стр.
5. Котов В.М., Котов С.В., Тихомиров Л.Н. Возможность создания теплового реактора с полным использованием уранового и ториевого сырья // Атомная энергия, 2003. Т. 95, Вып. 5, С. 338–346.
6. V.M.Kotov, S.V.Kotov, Zh.S.Takibaev, L.N.Tikhomirov. Liquid-salt channel-type reactor with dynamic loading and core superposition. / Plasma Devices and Operations. Vol. 13, No. 3, September 2005, P. 213–221.
7. V.M.Kotov. Application of volume neutron source to enhance the use of fertile materials in nuclear power at thermal reactors. Plasma Devices and Operations. Vol. 15, No. 3, September 2007, P. 219–224.
8. Котов В.М., Котов С.В. Воспроизводство делящихся веществ в тепловых реакторах. // Атомная энергия. 2007 г. Т. 103, Вып. 5. С. 327–329.
9. Калыгин В.В., Малков А.П., Пименов В.В. Влияние накопления ^3He и ^6Li в бериллиевых блоках на нейтронно-физические характеристики реактора МИР. Атомная энергия, Т. 104, Вып. 2. Февраль 2008.
10. Котов В.М. Способ работы канального ядерного реактора и реактор для его осуществления. Патент Республики Казахстан № 31881 от 31.01.2017.
11. Отчет о научно-исследовательской работе «АЭС на основе газоохлаждаемого реактора с водным замедлителем» (промежуточный). № госрегистрации 0216РК00378. МОН РК, 2016 г.
12. Vladimir M. Kotov, Anna S. Sergeeva, Ruslan A. Irkimbekov, and Vladislav I. Suprunov // The Possibilities of Fission Material Reproduction Increase in Thermal Reactor with the Assemblies with a Hard Neutron Spectrum // <http://www.hindawi.com/journals/stni/2011/897165/>
13. Котов В.М., Иданова Д.С. Тепловой реактор с разделением технологий выработки энергии и делящегося ^{233}U . Патент Республики Казахстан № 33038 от 23.07.2018.
14. Котов В.М., Витюк Г.А., Жанболатов О.М., Чернова Л.В. Тепловой реактор с торий-урановым и уран-плутониевым топливом и технология его замкнутого цикла. // V Международная научно-техническая конференция «Инновационные проекты и технологии ядерной энергетики» (МНТК НИКИЭТ – 2018), 2–5 октября 2018 г., АО «НИКИЭТ», Москва, Россия.
15. MCNP/5: A General Monte Carlo N — Particle Transport Code, Version 5, 2003.
16. Котов В.М., Иркимбеков Р.А. Расчет характеристик кампании энергетических реакторов. — Вестник НЯЦ РК, 2011, Вып. 3, С. 118–122.
17. Kotov V.M. Thermal reactors with high reproduction of fission materials. // Nuclear Power, Practical Aspects. Edited by Wael Ahmed. Rijeka: Intech, Rijeka, Croatia. 2012, P. 179–218.
18. Котов В.М., Чернова Л.В., Ерыгина Л.А. Способ получения ^{233}U в тепловом реакторе. Патент Республики Казахстан № 33031 от 30.07.2018.
19. Котов В.М., Витюк Г.А., Сураев А.С. Возможности газоохлаждаемых реакторов с водяным замедлителем. — Атомная энергия, 2014, Т. 116, Вып.1, С. 6–10.

ГИБРИДТІ ЖЫЛДАМ-ЖЫЛУ РЕАКТОРЫН ҚҰРУ ТУРАЛЫ

В.М. Котов

ҚР ҰЯО РМК «Атом энергиясы институты» филиалы, Курчатов, Қазақстан

Негізгі жұмыс реакторлардың отындық материалдарына арналған табиғи шикізатты жоғары пайдалану тиімділігін қамтамасыз ететін реакторларын құру мәселелеріне, жақын келешекте атом энергетикасын дамыту екіпіндерін арттыру мүмкіндігіне арналған. Осы мақсаттарға жету кезеңдері және жолдары, соның ішінде ҚР ҰЯО қызметкерлерінің жұмыстарының мысалы ретінде көрсетілген. Алғашқы кезеңдегі пайдаланылатын техникалық шешімдері ^{233}U бөлуші заттар ретінде қолдануға, жылу реакторларда нейтрондардың азаюын төмендетуге негізделген. ^{232}U тізбегінде нуклидтердің белсенділігін төмендету мәселелерін шешімі жылу реакторының отынында жылдам нейтрондарда бөліну бөлігін арттыру мүмкіндігіне әкелді. Жылдам-жылы реакторының құрылған келешек типі жылу реакторы үшін тән, құрамында үлкен мөлшерде емес бөлінетін заттары бар, жылдам нейтрондарда 30% дейін бөлу бөлігін арттыруды қамтамасыз етеді.

ON CREATION OF HYBRID FAST-THERMAL REACTOR

V.M. Kotov

Branch "Institute of Atomic Energy" RSE NNC RK, Kurchatov, Kazakhstan

This paper is devoted to issues of creating the reactors that ensure high efficiency of natural raw use for fuel materials of reactors, possibility to enhance the pace of atomic energy development in the nearest future. Methods and stages for achieving these goals are shown including the example of work of the staff of NNC RK. Technical solutions used at the initial stage, are based on reduction of neutron losses in thermal reactors, use of ^{233}U as fission material. The solution of the problem of nuclide activity reduction in ^{232}U chain lead to possibility to increase fission proportions on fast neutrons in the fuel of thermal reactor. Created advanced type of fast thermal reactor ensures increasing of fission proportion on fast neutrons up to 30%, at small amount of fission materials typical for thermal reactor.