

УДК 621.039

**Возможности и перспективы крупномасштабной ядерной энергетики**

*Е.П. Велихов, В.Д. Давиденко, А.А. Ковалишин, В.Ф. Цибульский, Е.В. Родионова,*  
НИЦ “Курчатовский институт”, 123182, Москва, пл. Академика Курчатова, д. 1

В статье представлены оценки сложившихся к настоящему времени тенденций развития мировой энергетики с учётом обострившегося восприятия факторов антропогенного воздействия на происходящие климатические изменения. Это рассмотрение выполнено с позиции выявления места и роли ядерной энергетики в энергетической структуре на длительную перспективу. Значимость этого вопроса постепенно повышается как для решения текущих энергетических задач в связи с расширением ограничений на использование традиционных энергоисточников, так и для перспективы, что обусловлено нарастающей чувствительностью общественного мнения к экологическим проблемам в самых разных аспектах их проявления. Несмотря на то, что в мировой повестке сохраняется скептическое отношение к развитию ядерного энергетического комплекса, именно использование ядерной энергетики обещает минимизировать негативное воздействие на экологически важные природные процессы. Более подробно рассматривается развитие ядерно-энергетического комплекса России с учётом потенциально негативных факторов организации замкнутого топливного цикла, что связано с тем, что в полном объёме проблемные вопросы его радиационной безопасности пока не проанализированы. В статье представлено описание современного состояния атомной энергетики России. Обозначен потенциал развития ядерной энергетической системы на основе согласованного использования реакторов деления для производства энергии и гибридных термоядерных реакторов для производства искусственного топлива из ториевого сырья для реакторов деления, т.е. рассмотрена новая структурная организация замыкания топливного цикла ядерно-энергетического комплекса, способная обеспечить его приемлемость для крупномасштабного развития.

**Ключевые слова:** атомная энергетика, реактор деления, реактор синтеза, гибридный термоядерный реактор, торий, уран, замыкание топливного цикла.

УДК 621.039

**Анализ выгод и рисков вовлечения тория и  $^{233}\text{U}$  в топливный цикл ВВЭР-1200  
в системе реакторов синтеза и деления**

*А.В. Гурин, Н.А. Коваленко, Т.Д. Щепетина, С.А. Субботин, Е.А. Андрианова,*  
*И.А. Бедретдинов,*

НИЦ “Курчатовский институт”, 123182, Москва, пл. Академика Курчатова, д. 1

Ограниченность экономически приемлемых ресурсов природного урана вынуждает совершенствовать сложившуюся структуру ядерной энергетической системы и её топливный цикл. При текущих запасах природного урана становится практически невозможным существенное наращивание мощностей АЭС в сложившейся системе, основу которой составляют тепловые реакторы, работающие в открытом ядерном топливном цикле (ОЯТЦ). Для решения этой проблемы в работе рассматривается внедрение гибридных термоядерных реакторов (ГТР). В бланкетах ГТР нарабатывается  $^{233}\text{U}$ , который в дальнейшем используется в тепловых реакторах. В работе исследовались топливные композиции реакторов ВВЭР-1200 с добавлением  $^{233}\text{U}$  и тория, позволяющие сократить потребление природного урана и/или использовать уже имеющееся сырьё в виде обеднённого и регенерированного урана. На примере сценария развития ядерной энергетической системы (ЯЭС) России в ОЯТЦ с реакторами ВВЭР-1200 для всех вариантов топлива

определены требуемые объёмы наработки  $^{233}\text{U}$  и соответствующая доля ГТР. Проведён обзор рисков введения тория в ЯТЦ.

**Ключевые слова:** гибридный термоядерный реактор, тепловой реактор, уран, торий, ядерная энергетическая система, риск.

УДК 621.039

### **Исследование влияния исходного сырья на характеристики системы реакторов деления и синтеза**

***Е.А. Андрианова, Е.В. Родионова, Т.Д. Щепетина, С.В. Цибульский, А.В. Гурин, Н.А. Коваленко,***

НИЦ “Курчатовский институт”, 123182, Москва, пл. Академика Курчатова, д. 1

Наиболее актуальными проблемами, которые рассматриваются при анализе развития атомной энергетики на длительную перспективу, являются ограниченность ресурсов природного урана и высокий уровень радиоактивности в топливном цикле. В основном стратегии развития атомной энергетики строятся на основе открытого топливного цикла с потреблением природного урана и замкнутого топливного цикла с быстрыми реакторами. В последнем варианте требуется переработка высокоактивного ОЯТ. Обе эти проблемы могут быть решены за счёт внедрения гибридных термоядерных реакторов, в blankets которых нарабатывается  $^{233}\text{U}$  для дальнейшего использования в тепловых реакторах. В работе рассмотрены различные варианты топливных композиций реакторов ВВЭР-1000, позволяющие сократить потребление природного урана и/или использовать уже имеющееся сырьё в виде обеднённого и регенерированного урана. Принципиальным отличием представленных в данной статье исследований является рассмотрение вариантов, в которых  $^{233}\text{U}$ , полученный из гибридных термоядерных реакторов, используется в тепловых реакторах деления совместно с обеднённым и регенерированным ураном.

**Ключевые слова:** уран, торий, атомная энергетика, замкнутый топливный цикл, гибридный термоядерный реактор, регенерированный уран, системные исследования.

УДК 621.039.4

### **Исследование возможности утилизации минорных актиноидов в жидкосолевом ядерном реакторе с урановой и плутониевой загрузкой**

***Я.А. Котов, В.А. Невиница, О.С. Фейнберг, С.В. Игнатьев,***

НИЦ “Курчатовский институт”, 123182, Москва, пл. Академика Курчатова, д. 1

Обсуждаются вопросы утилизации отходов очистки регенерированного урана от изотопа  $^{232}\text{U}$  применительно к использованию в реакторе с циркулирующим жидким топливом на основе расплавов солей фторидов металлов (ЖСР), предназначенном для сжигания минорных актиноидов (МА). В работе проведено сравнение урановой и плутониевой загрузок ЖСР. Результаты расчётов показывают, что применение отходов очистки урана в загрузке ЖСР вполне возможно и обладает рядом потенциальных преимуществ: позволяет обеспечить более высокий темп сжигания МА в первые годы работы реакторной установки (РУ) при приблизительно одинаковой эффективности выжигания, увеличивает эффективную долю запаздывающих нейтронов.

Представленные расчёты носят оценочный характер и прежде всего показывают возможность эффективного применения урана из отхода обогащательного каскада в качестве топливного материала ЖСР.

**Ключевые слова:** двойной каскад, жидкосолевого ядерный реактор, замкнутый ядерный топливный цикл, минорные актиноиды, обогащение урана, отработавшее ядерное топливо, разделение изотопов, разделительный каскад, расплавы солей фторидов металлов, регенерированный уран.

УДК 621.039.4

## Топливный цикл ЖСР-сжигателя трансурановых элементов на основе расплава LiF–BeF<sub>2</sub>

*Р.Я. Закиров, В.В. Игнатьев,*

НИЦ “Курчатовский институт”, 123182, Москва, пл. Академика Курчатова, д. 1

Сформулированы общие принципы организации процесса очистки топливной соли состава LiF—BeF<sub>2</sub>—AnFn (где An — Pu, Np, Am, Cm) жидкосолевого ядерного реактора (ЖСР) от продуктов деления: быстрый возврат делящихся материалов (ДМ) в топливную соль реакторной установки (РУ) после её очистки от продуктов деления (ПД), выведение основных нейтронных ядов (лантаноидов) из топливной соли с периодом не более 1 года, использование в основных операциях топливного цикла только жидкосолевых и жидкометаллических сред с относительно невысокими концентрациями ДМ, исключение операций выделения чистой фракции ДМ. Обозначены основные неопределённости концепции топливного цикла ЖСР с топливной солью состава LiF—BeF<sub>2</sub>—AnFn, требующие своего разрешения для адекватного планирования научных исследований по разработке ЖСР: степень очистки топливной соли от отдельных групп ПД, допустимый уровень потерь ДМ в отходы, безопасные нормы загрузки ДМ в аппараты пирохимической переработки топливной соли, регламент операции отбора части топливной соли на переработку с одновременной загрузкой такого же количества очищенной от ПД топливной соли.

**Ключевые слова:** жидкосолевой ядерный реактор, топливная соль, очистка топливной соли от продуктов деления, фториды трансурановых элементов, лития и бериллия, восстановительная экстракция.

УДК 621.039.51

## Расчёты нейтронно-физических характеристик высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов для верификации комплекса программ MCU-HTR

*А.В. Гроль, В.А. Невиница, П.А. Фомиченко,*

НИЦ “Курчатовский институт”, 123182, Москва, пл. Академика Курчатова, д. 1,

*С.Е. Сорокин, С.Г. Филиппов,*

АО “ОКБМ Африкантов”, 603074, Нижний Новгород, Бурнаковский пр., д. 15

Настоящая работа посвящена подготовке материалов для аттестации комплекса программ MCU-HTR, реализующего метод Монте-Карло, в применении к расчёту нейтронно-физических характеристик высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов и критических сборок с топливом на основе микрочастиц с многослойным покрытием. Разработана матрица верификации для проведения аттестации комплекса MCU-HTR. Все расчёты проводились с использованием специальной методики, позволяющей учитывать двойную гетерогенность размещения топлива в активной зоне, и детального полномасштабного описания геометрии рассчитываемых объектов. Получен объём результатов, по полноте и содержанию уникальный для практики расчётов таких систем с применением прецизионных программ. Представлены результаты расчёта распределений скоростей реакций, эффективности РО СУЗ, нейтронно-физических функционалов для пусковых экспериментов на реакторе HTTR с призматическими топливными блоками, на реакторе HTR-10 с шаровой засыпкой твэлов, а также экспериментальных конфигураций, реализованных на критической сборке VHTRC. Выполнены оценки расхождения расчётных величин и экспериментальных данных по указанным характеристикам.

**Ключевые слова:** высокотемпературный газоохлаждаемый реактор, программный комплекс, нейтронно-физические расчёты, экспериментальные данные, матрица верификации, метод Монте-Карло, верификация, MCU-HTR.

УДК 621.39.5

## Расчётный анализ возможного расположения ионизационных камер в быстрых реакторах

*М.Н. Зизин,*

НИЦ “Курчатовский институт”, 123182, Москва, пл. Академика Курчатова, д. 1

Разработаны алгоритмы и программы, помогающие выбирать местоположения ионизационных камер, регистрирующих изменение мощности реактора. Для каждого шага по времени решается нестационарное уравнение переноса нейтронов и с помощью обращённого решения уравнения кинетики в точечном приближении находятся изменения реактивности. На каждом шаге определяется набор лучших для этого момента времени точек в модели реактора с минимальными отклонениями реактивности от эталона. В конце всего расчёта производится отбор таких точек с максимальной суммарной встречаемостью. Затем с выбранными с учётом конструкторских ограничений вариантами расположения ионизационных камер проводятся исследования с разными сценариями движения органов регулирования. Работа основана на предположении, что на действующих установках при обработке показаний ионизационных камер используются уравнения точечной кинетики. Ограничивающими факторами использования данной методики являются неприменимость точечной кинетики при больших реактивностях и потенциальная невозможность согласования противоречивых результатов, получаемых при моделировании разных сценариев движения органов регулирования. Компромиссные решения должны приниматься экспертами. Разработанные и проверенные на тестовой модели БН-600 алгоритмы и программы могут быть применены как для реакторов БН-1200 и БРЕСТ, так и для реакторов других типов.

**Ключевые слова:** местоположения ионизационных камер, точечная кинетика, реактивность, органы регулирования, запаздывающие нейтроны, быстрые реакторы, диффузионное приближение, интеллектуальная программная система ShIPR.

УДК 621.039.4

## Исследование влияния источника нейтронов при расчётном анализе экспериментов на реакторе CEFR

*В.Е. Каширина, Я.А. Котов, В.А. Невиница,*

НИЦ “Курчатовский институт”, 123182, Москва, пл. Академика Курчатова, д. 1

Представлены результаты расчётного анализа активационного эксперимента на исследовательском быстром реакторе CEFR. Исследовано влияние экспериментальной конфигурации на результаты измерений. Показано, что источник нейтронов, расположенный в активной зоне, может вносить определённое возмущение в результаты экспериментов. Величина данного эффекта зависит от степени подкритичности реактора.

**Ключевые слова:** реактор CEFR, программа Serpent, проект CRP, быстрые реакторы, физический пуск, моделирование реакторных экспериментов, источник нейтронов, скорость реакции.

УДК 621.039.46

## Расчёты аксиальных распределений скоростей реакций в рамках участия в проекте МАГАТЭ по анализу пусковых экспериментов на исследовательском реакторе CEFR

*Я.А. Котов, В.А. Невиница, П.А. Фомиченко,*

НИЦ “Курчатовский институт”, 123182, Москва, пл. Академика Курчатова, д. 1

Приведены результаты расчёта аксиальных распределений скоростей реакций деления  $^{235}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$ ,  $^{237}\text{Np}$ , а также скорости реакции захвата нейтронов на  $^{197}\text{Au}$ . Расчёт выполнен с помощью

диффузионной программы JARFR с библиотекой констант БНАБ-93 и методом Монте-Карло по программе SERPENT с файлами оцененных ядерных данных JEF3.3. Проведено их сравнение с экспериментальными данными. Работа выполнена в рамках проекта МАГАТЭ по анализу пусковых экспериментов на китайском быстром исследовательском реакторе CEFR.

**Ключевые слова:** исследовательский реактор на быстрых нейтронах CEFR, программный комплекс, нейтронно-физические расчёты, экспериментальные данные, матрица верификации, метод Монте-Карло, верификация, JARFR, SERPENT.

УДК 621.039.4

### **Использование эвтектического Na—Tl-теплоносителя в модульном быстром реакторе**

**П.Н. Алексеев, Я.А. Котов, А.Л. Шимкевич,**

НИЦ “Курчатовский институт”, 123182, Москва, пл. Академика Курчатова, д. 1

Одной из основных проблем быстрых реакторов с натриевым теплоносителем является его высокая химическая активность при взаимодействии с водой и воздухом. Это требует применения систем безопасности, пожаротушения, диагностики и усложняет конструкции парогенераторов и трубопроводов. Использование Na—Tl-эвтектики в качестве теплоносителя первого и промежуточного контура позволяет преодолеть эти трудности, что показано на примере модульного быстрого реактора. Эвтектика натрий—таллий (92,9%Na—7,1%Tl) имеет значительно меньшую по сравнению с чистым натрием химическую активность, что предотвращает или гасит его бурную реакцию за счёт образования инертного поверхностного слоя. Также данный теплоноситель имеет большую температуру кипения и меньшую температуру плавления. Добавление таллия в натриевый теплоноситель может повлиять на баланс нейтронов и основные нейтронно-физические характеристики реактора. В данной работе расчётным путём исследовано влияние замены теплоносителя Na на Na—Tl в модульном быстром реакторе с металлическим топливом. Рассмотрены несколько вариантов изотопного состава таллия в случае использования изотопного обогащения. Также проведено моделирование облучения натрий-таллиевого теплоносителя и вклада продуктов активации таллия в источники гамма-излучения.

**Ключевые слова:** эвтектический теплоноситель, быстрые реакторы, эффекты реактивности, АСММ, модульный быстрый реактор, пустотный эффект реактивности, активация теплоносителя.

УДК 621.039.5

### **Особенности изменения изотопного состава опытных твэлов реактора типа ВВЭР-СКД при последовательном облучении в быстром и тепловом спектре нейтронов**

**В.Ю. Бландинский, В.В. Колесов, В.А. Невиница, П.А. Фомиченко, А.А. Седов, А.А. Фролов, С.Б. Пустовалов, М.В. Щуровская, С.С. Симонов, Ю.Е. Песня, В.В. Трофимчук,  
В.А. Насонов,**

НИЦ “Курчатовский институт”, 123182, Москва, пл. Академика Курчатова, д. 1,

**И.Ю. Жемков,**

АО “Государственный научный центр — Научно-исследовательский институт атомных реакторов”, 433510, Димитровград, Ульяновская обл., Западное ш., д. 9

В работе рассмотрены методические аспекты планирования экспериментов по облучению опытных твэлов проектируемого реактора типа ВВЭР-СКД, проанализированы особенности концепции их последовательного облучения в быстром (БОР-60) и тепловом (ИР-8) исследовательских реакторах. Показано, что наличие в опытном твэле  $^{149}\text{Sm}$ , накопленного на этапе облучения в БОР-60, на начальном этапе облучения в ячейке отражателя реактора ИР-8 приводит к тому, что изотоп  $^{149}\text{Sm}$  играет роль выгорающего поглотителя, который в силу большого сечения поглощения в тепловой области энергии нейтронов достаточно быстро выгорает, и его концентрация

постепенно выходит в равновесие. Выгорание  $^{149}\text{Sm}$  в тепловом реакторе приводит к постепенному росту линейной нагрузки облучаемого опытного твэла с последующим её снижением и выходом в равновесный режим облучения. Данный эффект необходимо учитывать при планировании режима облучения опытных твэлов реактора ВВЭР-СКД.

**Ключевые слова:** исследовательский реактор на быстрых нейтронах БОР-60, ВВЭР-СКД, реактор ИР-8, самарий-149, облучение.

УДК 621.039.4

### **Эффективная доля запаздывающих нейтронов в реакторе с циркулирующим жидкосолевым топливом**

**К.С. Куприянов, О.С. Фейнберг, В.В. Игнатьев,**

НИЦ “Курчатовский институт”, 123182, Москва, пл. Академика Курчатова, д. 1

В жидкосолевых ядерных реакторах (ЖСР) с циркулирующим топливом ядра-предшественники запаздывающих нейтронов могут выходить за пределы активной зоны и быть распределены по всему контуру циркуляции. Учёт эффекта уменьшения эффективной доли запаздывающих нейтронов, связанного с движением эмиттеров, важен для дальнейшего анализа кинетики реактора. Предложен новый подход учёта циркуляции топлива в реакторном контуре на основе совмещённого расчёта методами Монте-Карло и конечных объёмов, который был реализован с применением интерфейса между программными средствами (ПС) SERPENT и OpenFoam в форме ПС OFSI. Выполнены расчёты эффективной доли запаздывающих нейтронов для реакторного контура ЖСР тепловой мощностью 10 МВт с цилиндрической активной зоной полостного типа и топливной солью состава Li,Be,Pu/F. На основе полученных результатов сделаны выводы о применимости методики и намечены пути её дальнейшего развития.

**Ключевые слова:** жидкосолевым ядерный реактор, методы расчёта, расплавы солей фторидов металлов, циркулирующее жидкое топливо, эффективная доля запаздывающих нейтронов.

УДК 539.219.1

### **Радиолиз теплоносителя при распаде раствора водорода вблизи температуры насыщения в реакторах ВВЭР**

**А.С. Иванов, П.А. Калашикова, А.А. Ковалишин, О.Ю. Повещенко, М.Д. Таран,**

НИЦ “Курчатовский институт”, 123182, Москва, пл. Академика Курчатова, д. 1

Выполнены расчёты радиолиза теплоносителя ВВЭР в процессе выхода водорода из жидкой фазы в газопаровые пузырьки. Установлено, что падение концентрации водорода в жидкой фазе происходит до тех пор, пока сток водорода в пузырьки не сравнивается с наработкой водорода за счёт радиолиза. При этом скачок в концентрации водорода приводит к резкой перестройке всей картины временных зависимостей концентраций продуктов радиолиза. В особенности это касается поведения концентраций  $\text{O}_2$  и  $\text{H}_2\text{O}_2$ , т.е. основных окислителей циркониевых оболочек твэлов. Показано, что локальная концентрация кислорода относительно допустимой величины при работе реактора на мощности  $>50\% N_{\text{ном}}$  может возрасти более чем в 1000 раз. Сходное поведение демонстрирует и перекись водорода  $\text{H}_2\text{O}_2$ . Однако увеличение её относительной концентрации к тому же моменту времени составляет несколько больше одного порядка величины. Значительное локальное увеличение концентрации окислительных продуктов радиолиза  $\text{O}_2$  и  $\text{H}_2\text{O}_2$  в теплоносителе, по-видимому, является основной причиной возникновения белого налёта на оболочках твэлов ВВЭР вблизи 12-й дистанционирующей решётки.

**Ключевые слова:** радиолиз, коррозия, оболочки твэлов, теплоноситель, водно-химический режим.

УДК 621.039.4

## Моделирование поведения трития в жидкосолевым ядерном реакторе

*П.В. Гаца, К.А. Шутова, Р.Я. Закиров, В.В. Игнатьев, О.С. Фейнберг,*  
НИЦ “Курчатовский институт”, 123182, Москва, пл. Академика Курчатова, д. 1

Реакторная установка (РУ) с циркулирующим топливом на основе расплава солей фторидов лития и бериллия производит значительное количество трития за счёт ядерных реакций основных составляющих топливной соли с нейтронами. При высоких рабочих температурах (600—750 °С) тритий может диффундировать через металлические стенки реакторного оборудования и трубопроводов, влияя тем самым на экологическую ситуацию. В настоящей работе разработана и верифицирована методика расчёта распределения трития в реакторной установке этого типа. Расчётная методика основана на дифференциальных уравнениях баланса массы трития в элементах системы с учётом изменения соотношения химических форм трития за счёт окислительно-восстановительного потенциала соли. Верификация расчётной методики проведена на экспериментальных данных, полученных в ходе эксплуатации исследовательской РУ типа Molten Salt Reactor Experiment (MSRE) проектной мощностью 10 МВт(т) с циркулирующим топливом состава Li,Be,Zr,U/F в ORNL (США).

**Ключевые слова:** жидкосолевым ядерный реактор, расплав солей фторидов лития и бериллия, реакторный контур, топливная соль, тритий.

УДК 621.039

## Влияние рисков задержки строительства на экономичность проектов АС различной мощности

*П.Н. Алексеев, Ю.Н. Удянский, Т.Д. Щепетина,*  
НИЦ “Курчатовский институт”, 123182, Москва, пл. Академика Курчатова, д. 1

Риск затягивания сроков строительства атомных станций (АС) и сопутствующее увеличение затрат становятся типичным явлением для мировой атомной энергетики. Представлены расчётные результаты учёта подобных рисков ситуаций при строительстве блоков АС различной мощности в виде изменения показателей эффективности проекта — срока окупаемости и дохода от реализации проекта. Выявлено наибольшее влияние финансово-инвестиционного риска, обусловленного банковским процентом по кредиту. Удвоение срока строительства ведёт к нерентабельности проектов.

**Ключевые слова:** АС малой, средней и большой мощности, риски, срок строительства, экономическая эффективность, системный подход.