

На правах рукописи
УДК 621.039.5

Фролова Маргарита Владимировна

**ИССЛЕДОВАНИЕ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ
ХАРАКТЕРИСТИК ПЕРСПЕКТИВНЫХ БЫСТРЫХ
ЛЕГКОВОДНЫХ РЕАКТОРОВ ПВЭР-650 И ПСКД-600**

Специальность 05.14.03 – Ядерные энергетические установки, включая
проектирование, эксплуатацию и вывод из эксплуатации

АВТОРЕФЕРАТ
диссертации на соискание ученой степени
кандидата технических наук

Москва – 2012

Работа выполнена в Национальном Исследовательском Центре
«Курчатовский институт» (НИЦ «КИ»)

Научный руководитель: кандидат физико-математических наук,
Алексеев Павел Николаевич

Официальные оппоненты: доктор физико-математических наук,
профессор Коробейников В.В.

кандидат технических наук,
доцент, Апсэ В.А.,

Ведущая организация: ОКБ «Гидропресс»

Защита состоится « ____ » _____ 20 ____ г. в _____ час _____ мин
на заседании диссертационного совета Д520.009.06 при НИЦ «Курчатовский
институт» по адресу: 123182, Москва, пл. И.В. Курчатова 1.

С диссертацией можно ознакомиться в библиотеке НИЦ «Курчатовский
институт».

Автореферат разослан « ____ » _____ 2012г.

Ученый секретарь диссертационного совета
Д.т.н., профессор

В.Г. Мадеев

ОБЩАЯ ХАРАКТЕРИСТИКА РАБОТЫ

Актуальность работы.

Работа посвящена изучению легководных корпусных энергетических реакторов, предназначенных для эффективной работы в замкнутом ядерном топливном цикле. В направлении легководных корпусных реакторов в мире вложено сил, времени и материальных средств больше, чем в любое другое реакторное направление. Накоплен бесценный мировой опыт эксплуатации, имеются проверенные на практике технические, конструкционные, технологические решения, зарекомендовавшие себя, как положительно, так и отрицательно. Существует диверсифицированная промышленная инфраструктура. Есть множество предложений и практических разработок их дальнейшего совершенствования. Это определяет приоритетный российский интерес ко всем мировым инновациям в этой области, включая сверхкритический водяной реактор.

Дальнейшее развитие корпусных водоохлаждаемых реакторов предполагает переход на замкнутый топливный цикл, с самообеспечением топливом ($KB \sim 1$ - Коэффициент воспроизводства (отношение скорости воспроизводства к скорости выгорания)), активную зону с тесной решеткой ТВЭЛОВ, охлаждаемых водой сверхкритических параметров или паром.

Направление реакторов с кардинально улучшенным использованием топлива получило название инновационный «СУПЕР-ВВЭР».

С 1977г. в НИЦ «Курчатовский институт» совместно с ВНИИАМ и ОКБ «Гидропресс» проводилась разработка реактора с быстро-резонансным спектром нейтронов и охлаждением пароводяной смесью закритического паросодержания – ПВЭР с МОХ-топливом для работы в замкнутом ядерном топливном цикле. Однако расчеты нейтронно-физических характеристик этого реактора проводились с помощью упрощенных моделей в RZ-геометрии методом условного разделения переменных по программе SINVAR. Для современной оценки характеристик проекта быстро-

резонансного пароохлаждаемого реактора ПВЭР-650 требовалась проверка и уточнение полученных ранее данных. Для разработки проекта быстро-резонансного реактора ПСКД-600, охлаждаемого паром со сверхкритическими параметрами, также стояла задача надежного обоснования нейтронно-физических характеристик, для чего было необходимо выбрать методики расчета и библиотеки данных, а также проверить адекватность полученных моделей. Эти факты определяют актуальность работы по выбору и модификации методологии проведения расчетов и формирования расчетных моделей. Развитие направления инновационного Супер-ВВЭР для работы в замкнутом ядерном топливном цикле, частью которого является разработка реакторов ПВЭР-650 и ПСКД-600, обуславливает актуальность детального исследования нейтронно-физических характеристик активной зоны и бланкетов этих реакторов, их топливных циклов, оптимизации характеристик, важных для безопасности.

Цель диссертационной работы

Основная цель диссертационной работы – расчетные исследования в обоснование нейтронно-физических характеристик вариантов инновационного Супер-ВВЭР - легководного корпусного энергетического реактора с повышенными параметрами теплоносителя, с быстрым спектром нейтронов, предназначенного для работы в замкнутом топливном цикле в режиме самообеспечения топливом.

С этой целью рассматривались два типа реакторов – реактор, охлаждаемый влажным паром с докритическими параметрами ПВЭР-650 и реактор ПСКД-600, охлаждаемый паром со сверхкритическими параметрами.

Основными задачами при рассмотрении реактора ПВЭР-650 были разработка расчетной модели для улучшенной компоновки активной зоны и изучение ее характеристик. Для реактора ПСКД-600 – получение варианта,

наиболее удовлетворяющего задаче оптимизации – высокий коэффициент накопления топлива (отношение массы делящихся изотопов в выгружаемом топливе к массе делящихся изотопов в загружаемом топливе) при условии сохранения характеристик безопасности реактора, в т.ч. выполнение условия отрицательного или ограниченного по модулю полного пустотного эффекта реактивности.

Для достижения поставленной цели автором работы решены следующие задачи:

1. Обоснование выбора расчетного инструмента и разработка ряда вспомогательных программ для анализа и обработки данных, получаемых в ходе расчетов.
2. Полномасштабные трехмерные расчетные исследования реакторных установок ПВЭР-650 и ПСКД-600 с учетом обратных связей, характерных для водо-водяных реакторов, и определение их основных нейтронно-физических характеристик, включая эффективность органов СУЗ.
3. Оптимизация компоновок активных зон и бланкетов реакторов ПВЭР-650 и ПСКД-600 для снижения неравномерности полей энерговыделения и улучшения характеристик безопасности и топливоиспользования.
4. Исследование пространственного распределения пустотного эффекта реактивности и изучение способов снижения полного и локального положительного пустотного эффекта реактивности для реакторов ПВЭР-650 и ПСКД-600.
5. Обоснование возможности работы реактора ПСКД-600 в замкнутом топливном цикле в режиме самообеспечения топливом при отрицательном полном пустотном эффекте реактивности.

Научная новизна

1. Модернизация методики расчета с учетом особенностей теплогидравлических свойств активных зон реакторов типа Супер-ВВЭР.
2. Обоснование нейтронно-физических характеристик активных зон и бланкетов перспективных реакторов ПВЭР-650 и ПСКД-600. Для чего были проведены полномасштабные трехмерные расчетные исследования топливных циклов реакторных установок ПВЭР-650 и ПСКД-600 с учетом обратных связей, характерных для водоводяных реакторов.
3. Анализ различных технических решений реакторов ПВЭР-650 и ПСКД-600 с целью улучшения характеристик топливоиспользования и нейтронно-физических характеристик активных зон и бланкетов, в том числе снижение неравномерности поля энерговыделения, увеличение среднего выгорания и коэффициента накопления топлива, обеспечение отрицательного пустотного эффекта реактивности.
4. Улучшение показателей топливного цикла реакторов и обоснование возможности работы в замкнутом топливном цикле в режиме самообеспечения топливом с отрицательным полным пустотным эффектом реактивности.

Практическая значимость

Полученные данные были использованы при анализе важных для безопасности нейтронно-физических параметров реакторов и оптимизации характеристик их топливного цикла. Результаты работы переданы в ОКБ «Гидропресс» для разработки конструкции реактора и включены в состав "Технических предложений".

Представленные результаты были получены в рамках научно-исследовательской работы: «НИОКР по разработке предложений по проекту АЭС с СУПЕР-ВВЭР», выполняемой по договору с филиалом ПКФ ОАО «Концерн Энергоатом» 838-08/ИЯР от 27.11.2009 совместно с ОКБ «ГИДРОПРЕСС», ОАО «АТОМЭНЕРГОПРОЕКТ» и ГНЦ РФ ФЭИ, и включены в отчетные материалы по данной теме. Исследования проводились на основании технических заданий на выполнение работ по теме: "НИОКР по разработке предложений по проекту АЭС с СУПЕР-ВВЭР (продолжение работ)" (Приложение № 1 к договору №838-09/ИЯР от 27.11.2009).

Личный вклад

Автор совместно со специалистами НИЦ "КИ", ОКБ «ГИДРОПРЕСС», ОАО «АТОМЭНЕРГОПРОЕКТ» и ГНЦ РФ ФЭИ принимала непосредственное участие в:

- разработке многоуровневой расчетной тестовой модели инновационных реакторов типа Супер-ВВЭР;
- постановке задачи и разработке комплексной программы на основе программного комплекса CONSUL, учитывающего обратные связи по температурным полям и полям энерговыделения;
- верификации расчетных моделей ПК CONSUL, для чего были проведены расчеты трехмерной кассеты АЗ реакторной установки ПВЭР с использованием прецизионных кодов MCU-REA-2 и MCNP5;
- проведении расчетных исследований нейтронно-физических характеристик реакторов и анализе результатов;
- разработке рекомендаций по конструкции активной зоны и бланкетов инновационных быстрых реакторов типа Супер-ВВЭР.

Автором лично:

- в рамках ПК CONSUL разработаны оригинальные вспомогательные программы для расчета характеристик реактора, обработки и анализа полученных данных;
- проведены с использованием разработанных моделей и выбранных программ расчетные исследования нейтронно-физических характеристик реакторов ПВЭР-650 и ПСКД-600 в объеме, необходимом для детального обоснования этих характеристик;
- проведена оптимизация распределения поля энерговыделения в активной зоне и изучены аспекты работы реакторов ПВЭР-650 и ПСКД-600 в замкнутом топливном цикле в режиме самообеспечения топливом;
- исследовано пространственное распределение пустотного эффекта реактивности для реакторов ПВЭР-650 и ПСКД-600 и изучены способы снижения полного и локального пустотного эффектов реактивности;
- исследованы характеристики активной зоны реактора ПСКД-600 при использовании твэлов с оболочкой из нового жаропрочного материала на основе композита SiC/SiC;
- были выбраны и рекомендованы конструктору варианты компоновок реакторов ПВЭР-650 и ПСКД-600, для которых при высоком коэффициенте накопления обеспечивались требования безопасности (равномерность поля энерговыделения, отрицательный, но небольшой по модулю ПЭР и т.д.).

Достоверность и обоснованность результатов

Результаты, полученные автором по программному комплексу CONSUL были подтверждены путем сравнения с расчетами по прецизионным программам, в частности, MCU и MCNP5, реализующим метод Монте Карло,

с использованием современных, доступных на настоящее время ядерных данных. Качественно полученные результаты также подтверждены исследованиями, ранее выполненными для реактора ПВЭР-1000.

Основные положения и результаты, выносимые на защиту.

На защиту выносятся следующие основные положения:

- трехмерная модель для расчета нейтронно-физических характеристик быстрых легководных реакторов;
- результаты расчетных исследований нейтронно-физических характеристик активных зон и бланкетов реакторов ПВЭР-650 и ПСКД-600;
- результаты оптимизации активных зон с точки зрения снижения неравномерности полей энерговыделения, улучшения параметров топливного цикла и безопасности (балансы реактивности, выбор эффективности органов СУЗ);
- рекомендации по конструкции активной зоны и бланкетов инновационного Супер-ВВЭР с быстрым спектром нейтронов.

Апробация работы и публикации

Основные материалы диссертации были опубликованы в журналах ВАНТ и Атомная энергия [1, 2]. Докладывались на российских и международных конференциях, школах и семинарах[3-8]. Выпускались в виде препринта[9] и внутренних отчетов НИЦ «Курчатовский институт»[10-12].

Структура и объем диссертации

Диссертационная работа состоит из введения, четырех глав и заключения, изложен на 186 страницах с использованием 90 литературных источников и содержит 66 рисунков, 60 таблиц.

ОСНОВНОЕ СОДЕРЖАНИЕ РАБОТЫ

Во введении обоснована актуальность проведенных исследований, сформулированы цель и задачи работы, указаны научная новизна, практическая значимость и достоверность полученных результатов, изложены основные положения, выносимые на защиту.

В главе 1 рассмотрено современное состояние международных и отечественных разработок реакторов ПВЭР-650 и ПСКД-600.

В 1963 году в США достиг критичности единственный построенный пароохлаждаемый экспериментальный реактор EVESR мощностью 17 МВт с водяным замедлителем, предназначенный для перегрева пара от постороннего источника. Он проработал до 1967 года.

Эксплуатация EVESR сделала важный вклад в доказательство технической осуществимости пароохлаждаемого реактора.

Но оценки показали, что экономическая эффективность АЭС с пароохлаждаемым реактором на тепловых нейтронах крайне низка. Поэтому с начала 60-х годов начинается разработка АЭС с пароохлаждаемыми реакторами на быстрых нейтронах.

Проекты АЭС с быстрыми пароохлаждаемыми реакторами с электрической мощностью 300 и 1000 МВт были опубликованы в Англии, Бельгии, США, ФРГ, Швеции. Коэффициент воспроизводства (отношение скорости воспроизводства к скорости выгорания) представленных в проектах реакторов находится в пределах 1.15-1.30.

С 1977г. в ИАЭ им. И.В. Курчатова совместно с ВНИИАМ и ОКБ «Гидропресс» проводилась разработка реактора с быстрым спектром нейтронов и охлаждением пароводяной смесью закритического паросодержания – ПВЭР, предназначенного для работы в замкнутом ядерном топливном цикле с МОХ - топливом. В этой концепции за счет использования теплоты фазовых переходов (испарения влаги в активной

зоне) реализуется большая энергоемкость пароводяной смеси и существенно снижается температура стальных оболочек твэлов (до $\sim 500 - 550$ °С в горячем пятне), уменьшаются общий расход теплоносителя и затраты на его циркуляцию.

Идея пароохлаждаемых реакторов была популярна не только у нас в стране, но и за рубежом с 60-гов, однако в связи с тем, что для них невозможно достичь высоких значений КПД она уступила место идее реакторов, охлаждаемых водой со сверхкритическими параметрами. Эксперименты, проведенные в ГНЦ РФ, показали, что реактор ПВЭР уступает реактору ПСКД-600 не только в КПД, но и в некоторых вопросах безопасности (возможно возникновение кризиса в нижней части реактора).

В настоящее время реакторы типа СКД являются одним из перспективных направлений в развитии ядерной энергетики. Разработкой концепций перспективных водоохлаждаемых реакторов занимаются в целом ряде стран: Аргентине, Бразилии, Канаде, Франции, Италии, Японии, Корее, России, Швейцарии, Великобритании и США. В нашей стране также проводится разработка различных концепций реакторов, охлаждаемых водой со сверхкритическими параметрами.

На сегодняшний день в мире основной концепцией РУ с СКД параметрами воды является корпусной реактор с тепловым спектром нейтронов. Данные разработки проводятся в рамках международного проекта Generation IV в США, Японии, Южной Корее и ЕЭС.

В России также проводились и ведутся разработки РУ с СКД параметрами с тепловым и с быстро-тепловым спектром нейтронов.

В рамках научно-исследовательской работы по инновационной Супер-ВВЭР были продолжены исследования реакторной установки В-СКДИ, к особенностям которой можно отнести интегральную компоновку, тепловой спектр нейтронов, а также возможность спектрального регулирования. Вновь

разработано техническое предложение для быстрого реактора ПСКД-600, рассмотренного в данной диссертационной работе.

Нейтронно-физические расчеты на стадии современной разработки предварительной концепции для одно- и двухконтурной РУ СКД были направлены на выбор конструкции ТВС, компоновки активной зоны и преследовали следующие цели: обоснование схемы движения теплоносителя (в том числе в «водяных» элементах); определение оптимального водно-топливного отношения с точки зрения коэффициента размножения нейтронов (в бесконечной среде).

В главе 2 представлены описание программного комплекса CONSUL, который использовался для расчетов, схема и основные принципы расчета. ПК CONSUL предназначен для расчета характеристик ядерных реакторов на основе взаимосогласованных расчетов нейтронных, температурных и изотопных полей. Структура расчета реактора, примененная для анализа топливного цикла реакторов типа Супер-ВВЭР, имеет следующий вид:

- расчет элементарных ячеек реактора для подготовки нейтронно-физических констант;
- решение задачи переноса нейтронов в топливной кассете реактора и реакторе в целом (с учетом торцевых и бокового экранов);
- решение тепло-гидравлической задачи;
- решение задачи выгорания топлива и подбора равновесного состава.

Подход, реализованный в ПК CONSUL, состоит во взаимном согласовании всех этапов расчета. Учитываются обратные связи, характерные для реакторов типа Супер-ВВЭР. Используются балансный метод расчета характеристик теплоносителя и решение стационарного уравнения теплопроводности в ТВЭЛ.

Согласование нейтронных спектров, с учетом распределения различных изотопов и температурных полей, производится в процессе итераций на каждом шаге по выгоранию.

Так же в главе 2 приводится обоснование возможности использования ПК CONSUL для расчета таких систем как быстрый пароохлаждаемый реактор и быстрый реактор, охлаждаемый паром с закритическими параметрами. Предварительная адекватность моделей была оценена с помощью прецизионных программ, в частности, MCU и MCNP5, реализующим метод Монте-Карло.

Был проведен анализ размножающих свойств для исходных состояний (рабочие температуры и параметры теплоносителя), качественно оценено влияние стержней СУЗ, в широком диапазоне рассмотрены вариации таких рабочих параметров как плотность теплоносителя и температура топлива, проведен анализ выгорания кассеты в течении всей кампании ТВС (4*330 сут.).

Для анализа были выбраны две топливные композиции:

а) MOX топливо с 16%-ым содержанием Pu (изотопный состав $Pu(238/239/240/241/242) = 2.58/58.47/26.45/5.53/6.97\%$ (далее в работе использовался данный изотопный состав плутония)) с эквивалентной плотностью 9 г/см^3 .

б) MOX топливо с 18%-ым содержанием Pu с эквивалентной плотностью 9 г/см^3 разбавленное на 10% (по объему) замедлителем BeO. Плотность BeO составляет 3 г/см^3 .

Проведенные верификационные расчеты показали возможность и обоснованность использования ПК CONSUL для расчетов топливного цикла легководных реакторных установок типа Супер-ВВЭР в широком диапазоне входных параметров.

В главе 3 представлены результаты расчета нейтронно-физических характеристик активной зоны и бланкетов двухконтурной ЯЭУ с быстрым реактором ПВЭР-650, охлаждаемым влажным паром.

Концепция пароводяного реактора разрабатывалась в ИАЭ им. Курчатова с 1977г. Было решено вернуться к нему в рамках проекта инновационного Супер-ВВЭР. На этапе создания технического задания были поставлены новые задачи и ограничения, в связи с чем, возникла необходимость разработки усовершенствованной конструкции активной зоны реактора ПВЭР-650, не повторяющей предыдущий проект ПВЭР-1000. Реактор ПВЭР-1000 был очередным этапом в развитии реакторов ВВЭР, для которого стояла задача максимального использования существующей промышленной базы.

В качестве корпуса реактора ПВЭР-650 также был выбран корпус реактора ВВЭР-1000. Сохранение параметров безопасности вызвало следующие ограничения:

- Для выравнивания поля энерговыделения в активной зоне размер кассет должен был быть меньшим, чем в ПВЭР-1000, поэтому кассеты ПВЭР-650 по размерам аналогичны кассетам ВВЭР-440.
- Тепло-гидравлические исследования показали, что относительный шаг треугольной решетки твэлов не может быть меньше 1,1, а высота реактора не может быть больше 2м;
- Увеличена толщина оболочек твэлов в связи с высоким рабочим давлением;
- Из-за ограничения на тепловую нагрузку твэлов мощность реактора не может быть выше 650 МВт.

Концепция пароводяного охлаждения активной зоны реактора имеет следующие особенности и возможности.

- В качестве конструкционного материала оболочек твэл необходимы жаропрочные материалы типа высоколегированных сталей, цирконий и его сплавы - непригодны. Учитывая быстрорезонансный характер спектра нейтронов и необходимость достижения больших глубин выгорания топлива требуется использование

конструкционного материала с низким формоизменением в потоке высокоэнергетических нейтронов.

- В качестве топлива пригодны композиции, слабо взаимодействующие с водой (т.е. оксиды, силициды U и Pu). Максимальная температура в центре топливного сердечника, как правило, не является ограничением, т.к. предельная температура в первую очередь достигается на оболочке ТВЭЛ (из-за сравнительно невысокой теплоотдачи между ТВЭЛ и пароводяным теплоносителем в отличие от натрия).
- В проекте ПВЭР принято давление теплоносителя 16 МПа, допустимое для применяемого корпуса типа ВВЭР, хотя повышение давления позволяет обеспечить лучшие условия по теплообмену и затратам на прокачку в случае использования пародувок для циркуляции теплоносителя.
- Уровень перегрева пара на выходе из реактора выбран невысоким ($T_{\text{вых}} \sim 360 - 400^\circ \text{C}$) по соображениям сохранения щадящих температур на оболочках ТВЭЛ. При этом во втором контуре, достижимы параметры острого пара: $P \sim 6 - 13 \text{ МПа}$, $T \sim 340 - 380^\circ \text{C}$, что обеспечивает $\text{КПД}_{\text{нетто}} \sim 37\%$.
- Система регулирования мощности реактора использует кластеры для семи ТВС (по 6 пэлов на ТВС), объединенные одним приводом. Такая конструкция позволяет более эффективно регулировать реактор и снижает количество приводов СУЗ в крышке реактора.

По ПК CONSUL в реальной геометрии с использованием системы константного обеспечения, созданной на основании файлов оцененных данных JENDL-3.2, были определены основные нейтронно-физические характеристики такие, как топливная загрузка, поле энерговыделения, выгорание (среднее по зонам и максимальное), расход топлива, запас

критичности на выгорание, коэффициент накопления (отношение массы делящихся изотопов в выгружаемом топливе к массе делящихся изотопов в загружаемом топливе), накопление плутония по зонам, балансы реактивности. Расчетные исследования показали:

- Спектр нейтронов в рассматриваемом реакторе в номинальном режиме сравнительно близок в существенной своей части к спектру нейтронов в реакторе БН-800. Благодаря чему коэффициент накопления в активной зоне близок к 1 ($KH=0.93$), позволяющий, в сочетании с окружающими активную зону торцевым и боковым экранами, обеспечивать режим самообеспечения реактора топливом в замкнутом топливном цикле (коэффициент накопления делящихся изотопов $KH = 1.01$).
- Благодаря профилированию содержания плутония в топливе по радиусу активной зоны удастся получить достаточно ровное поле энерговыделения, как на начало, так и на конец кампании. Коэффициент неравномерности поля энерговыделения не превышает 1.45 и незначительно меняется в течение кампании.
- Исследование ОР СУЗ показало, что существующие в проекте органы регулирования СУЗ покрывают возможные изменения реактивности в процессе работы реактора.
- Исследование коэффициентов и эффектов реактивности показало:
 - Доплеровский коэффициент реактивности отрицательный и достаточен по абсолютной величине, чтобы выступать в качестве защитного механизма в быстрых аварийных ситуациях,
 - При потере теплоносителя доплер-эффект в реакторе ПВЭР-650 уменьшается.
- Использование нержавеющей сталей в качестве конструкционных материалов в активной зоне в сочетании с уран-плутониевым топливом обуславливает возникновение большого положительного

локального и полного пустотного эффектов реактивности, что может негативно сказаться на протекании проектных аварий. Проведенные исследования показали:

- различные зоны реактора вносят различный вклад в общую величину ПЭР. Наибольший положительный вклад вносит центральная зона реактора, что делает возможным, например, профилирование содержания постоянных замедлителей в АЗ.
- К наиболее сильным управлениям ПЭР относятся параметры, определяющие отрицательную компоненту утечки ПЭР (геометрические размеры экранов и АЗ, конструкция и состав внутрикорпусных устройств, окружающих реактор (нейтронных отражателей)), и положительную спектральную компоненту ПЭР (размещение в АЗ постоянно присутствующих замедлителей нейтронов, а также паразитное поглощение в АЗ (количество продуктов деления в топливе)).

Наиболее интересными вариантами в точки зрения снижения ПЭР являются вариант с добавлением в топливо BeO и вариант с введением в активную зону центральной зоны воспроизводства. В работе подробно рассмотрены нейтронно-физические характеристики этих вариантов.

Исследование показало, что введение центральной зоны воспроизводства и использование топлива с BeO наиболее благотворно влияет на величину ПЭР, однако в этом случае неравномерность энерговыделения в активной зоне возрастает и размножающие характеристики ухудшаются.

В главе 4 исследуются нейтронно-физические характеристики двухконтурной ЯЭУ с прямоточным парогенератором и с быстрым реактором ПСКД-600, охлаждаемым паром с закритическими параметрами. ЯЭУ с реактором ПСКД-600 вырабатывает пар, имеющий перед турбиной следующие параметры: давление 23 МПа, температура 480 °С, номинальный

расход 820 кг/с. В связи с использованием двухконтурной схемы КПД ниже, чем для ЯЭУ с СКД-теплоносителем и одноконтурной схемой, и составляет 40%. Конструкция реактора ПСКД-600 аналогична конструкции реактора ПВЭР-650, однако в связи с более высоким давлением теплоносителя толщина оболочек твэлов была увеличена.

Целью исследования был выбор варианта, удовлетворяющего выбранным ограничениям. Многокритериальная оптимизация проводилась со следующими параметрами:

Входные данные:

1. Тип и параметры теплоносителя (температура и давление);
2. Конструкция твэл и ТВС и ВКУ;
3. Энерговыработка;

Ограничения:

1. Возможность выдерживать рабочие температуру и давление;
2. Постоянная длина кампании (330 сут);
3. Параметры безопасности:
 - a. Равномерность поля энерговыведения;
 - b. Достаточность реактивности, вносимой ОР СУЗ;
 - c. Отрицательный, но небольшой по модулю Доплеровский коэффициент реактивности;
 - d. Отрицательный, но небольшой по модулю плотностной коэффициент реактивности;
 - e. Отрицательный, но небольшой по модулю пустотный эффект реактивности.

Управления:

1. Геометрические размеры активной зоны и бланкетов;
2. Компоновка активной зоны;
3. Состав и тип топлива (МОХ, с добавлением постоянно присутствующего замедлителя (BeO , ZrH_2), ThO_2 , $(\text{U-Pu-}^{233}\text{U})\text{O}_2$;

4. Конструкционные материалы (сталь, композит на основе карбида кремния).

Проведенные расчетные исследования по моделированию нейтронной физики и определению характеристик ядерного топливного цикла реакторной установки ПСКД-600 выявили ряд особенностей активной зоны реактора, как то:

- СКД теплоноситель первого контура всюду с запасом превышающий температуру псевдо-фазового перехода в сочетании достаточно тесной топливной решеткой обеспечивает быстрый спектр нейтронов в активной зоне.
- Система регулирования мощности реактора аналогична ОР СУЗ реактора ПВЭР-650.
- Использование боковых и торцевых воспроизводящих экранов вокруг активной зоны в сочетании с умеренной объемной энергонапряженностью в активной зоне (160 кВт/л) существенно снижает поток нейтронов на корпус реактора и ВКУ.
- Достаточно жесткий спектр нейтронов в сочетании с высокой долей уран-плутониевого МОХ топлива обеспечивает высокий коэффициент воспроизводства в активной зоне ($K_{ВА} \approx 0.95$), что, в сочетании с окружающими активную зону торцевыми и боковым экранами, содержащими диоксид обедненного урана, позволяет иметь достаточно ровное и стабильное (во времени) поле энерговыделение в активной зоне, а также обеспечивать режим самообеспечения реактора топливом в замкнутом ЯТЦ, (коэффициент накопления делящихся изотопов $KН = 1.01 - 1.05$).
- Вес, существующих в активной зоне органов регулирования СУЗ, для всех рассмотренных вариантов достаточен для компенсации возможных изменений реактивности в процессе работы реактора.

- Плотностной коэффициент реактивности теплоносителя существенно зависит от состава активной зоны и может изменяться в широком диапазоне в течение кампании реактора.
- Исследование коэффициентов и эффектов реактивности показало:
 - Доплеровский коэффициент реактивности отрицательный и достаточен по абсолютной величине, чтобы выступать в качестве защитного механизма в аварийных ситуациях,
 - При потере теплоносителя доплер-эффект в реакторе ПВЭР-650 уменьшается,
 - Увеличение доплер-эффекта с ростом отношения концентрации сырьевых и делящихся изотопов,
 - Система залива реактора водой является независимой системой воздействия на реактивность.
- При использовании уран-плутониевого топлива большая объемная доля нержавеющей сталей, используемых в качестве конструкционных материалов в активной зоне, обуславливает большое по модулю значение плотностного коэффициента реактивности (для начального варианта ПСКД-600 ПЭР на начало кампании составляет 5.9 \$ и на конец – 9.6 \$). Это обстоятельство не приводит к потере устойчивости реактора, однако может негативно сказаться на протекании проектных аварий, приводя к избыточному росту давления и температур теплоносителя в первом контуре. Проведенные в данной работе исследования показали, что величину и форму поведения плотностного коэффициента реактивности можно сконструировать заданной из требований безопасности при помощи:
 - использования оксида бериллия и гидрида циркония, интегрированных в топливо активной зоны (для оксида бериллия ПЭР на начало кампании снижается на 3.4\$ и на конец – на 2.4\$, для гидрида циркония: на начало – на 0.9\$, на конец на – 1.4\$),

- размещения в активной зоне центральной аксиальной ториевой вставки (ЦЗВ) (ПЭР в начале кампании снижается на 2.7\$, в конце – на 6.0\$),
- снижения доли конструкционных материалов и применения для оболочек ТВЭЛов материалов, имеющих существенно меньшие резонансные интегралы поглощения нейтронов (например, композитные материалы на основе карбида кремния) (ПЭР в начале – (-1.95)\$, в конце – (-1.48)\$, т.е. на начало кампании ПЭР снизился на 7.85\$, а на конец – на 11.08\$).

Исследовались характеристики различных топливных циклов:

- с подпиткой активной зоны ПСКД-600 плутонием, выделенным в результате переработки ОЯТ ВВЭР,
- замкнутый топливный цикл с возвращением в реактор выделенного в результате переработки собственного ОЯТ плутония и урана-233 (накопившегося в ториевой центральной зоне воспроизводства – ЦЗВ).

Было установлено, что замкнутый топливный цикл с переработкой собственного ОЯТ и возвращением в реактор делящихся изотопов имеет преимущества по наработке делящихся материалов, а также по коэффициентам реактивности активной зоны, и поэтому, является предпочтительным.

В заключении сформулированы основные выводы, вытекающие из представленных в диссертации расчетных исследований.

Диссертация посвящена исследованию и оптимизации нейтронно-физических характеристик вариантов быстрого реактора типа Супер-ВВЭР, предназначенного для работы в замкнутом ядерном топливном цикле.

С этой целью рассматривались два типа реакторов – пароохлаждаемый реактор ПВЭР-650 и реактор, охлаждаемый паром со сверхкритическими параметрами, ПСКД-600.

В диссертации для каждого из этих типов реакторов был разработан вариант компоновки, способный работать в замкнутом топливном цикле в режиме самообеспечения топливом. Основной задачей при рассмотрении ПВЭР-650 являлась разработка расчетной модели в реальной геометрии и изучение нейтронно-физических характеристик усовершенствованного реактора. Для ПСКД-600 – получение варианта реактора, наиболее удовлетворяющего задачам оптимизации.

В диссертации:

- Подготовлена и верифицирована модель для трехмерного расчета реакторов типа Супер-ВВЭР с учетом обратных связей, характерных для водо-водяных реакторов. Для удобства расчета, обработки и анализа данных автором был разработан ряд вспомогательных программ.
- Проведен полномасштабный трехмерный расчет реакторных установок ПВЭР-650 и ПСКД-600 с учетом обратных связей, характерных для водо-водяных реакторов. Получены нейтронно-физические характеристики, необходимые при анализе дальнейших путей развития проектов этих реакторов.
- Проанализированы подходы для улучшения технико-экономических показателей реакторов, возможности их работы в замкнутом топливном цикле в режиме самообеспечения топливом:
 - ✓ Был проведен расчет нейтронно-физических характеристик нескольких вариантов компоновок обоих реакторов.
 - ✓ Оценено влияние торцевых, боковых экранов и внутренних зон воспроизводства на такие параметры, как среднее по зонам и максимальное выгорание, накопление по зонам Pu и коэффициент накопления.
- Проанализированы проектные подходы при решении задачи улучшения характеристик топливоиспользования и безопасности:

- ✓ снижение неравномерности энерговыделения,
 - ✓ увеличение выгорания
 - ✓ увеличение коэффициента накопления топлива,
 - ✓ обеспечение отрицательного полного пустотного эффекта реактивности.
- Для обоих типов реакторов были подготовлены данные для дальнейшего расчета безопасности
 - ✓ был оценен вклад различного типа ТВС в ПЭР для реактора ПВЭР-650,
 - ✓ получены объемные распределения пустотного эффекта реактивности для реактора ПСКД-600;
 - ✓ изучены способы снижения пустотного эффекта реактивности для реакторов ПВЭР-650 и ПСКД-600. Исследование показало, что существуют пути снижения ПЭР за счет:
 - снижения паразитного поглощения нейтронов в АЗ;
 - выбора изотопного состава Pu с повышенным содержанием ^{241}Pu и пониженным содержанием ^{240}Pu ;
 - снижения рабочей температуры топлива;
 - уменьшения размеров активной зоны, профилирования, введения повышенного уплотнения;
 - увеличения объемной доли топлива в АЗ;
 - применения гетерогенной модульной и кольцевой компоновки реактора;
 - введения в АЗ и в бланкеты "постоянно" присутствующего замедлителя (BeO , ZrH_2);
 - профилирования размещения МОХ топлива с вовлечением вставок с ThO_2 по высоте и по радиусу активной зоны.;

- Исследовались характеристики активной зоны и бланкетов реактора ПСКД-600 при использовании новых видов топлива таких как ThO_2 , топливо с добавлением BeO , ZrH_2 , а также твэлов с оболочкой из нового жаропрочного материала на основе композита SiC/SiC .
- Были выбраны варианты компоновок реакторов ПВЭР-650 и ПСКД-600, для которых при высоком коэффициенте накопления сохранялись параметры безопасности (равномерность поля энерговыделения, отрицательный, но небольшой по модулю ПЭР и т.д.). Для реактора ПВЭР-650 был выбран вариант с введением центральной зоны воспроизводства и добавлением BeO . В связи с большей долей стали в активной зоне этих решений оказалось недостаточно для достижения отрицательного значения ПЭР для реактора ПСКД-600. В ходе дальнейших исследований было показано, что вариант с центральной зоной из ThO_2 и с оболочками твэлов из композита SiC/SiC является наилучшим из рассмотренных с точки зрения не только параметров безопасности (полного и локального значений ПЭР), но и с точки зрения коэффициента накопления.

Основные результаты работы и выводы

Верификация расчетной модели показала:

- При расчете K_∞ моделируемой ТВС для номинального состояния максимальное отклонение расчета по ПК CONSUL не превышает 0.4%, а для состояния с введенными стержнями СУЗ – 0.7% по сравнению с расчетом по прецизионным кодам, использующим метод Монте-Карло MCU REA/2 и MCNP5-ISTAR-2.06.

- При расчете коэффициента размножения K_{∞} в ТВС для различной средней плотности воды максимальное отклонение расчета по ПК CONSUL от прецизионного кода MCU не превышает 0.5% для рабочей области.
- При расчете K_{∞} при различной температуре топлива максимальное отклонение расчета ПК CONSUL от прецизионного кода MCU не превышает 0.7% для всех вариантов расчета. Наибольшее отклонение наблюдается для температуры 2000 К.
- Как показали расчеты изменения ядерных концентраций основных изотопов плутония в течение всего цикла ТВС в целом наблюдается хорошее согласие результатов выгорания прецизионного кода MCNP5-ISTAR-2.06 и ПК CONSUL в течение всего периода времени жизни ТВС в РУ ПВЭР-650. Небольшое разногласие на 1320 сутках связано с различной интерпретацией осколков деления в кодах. В целом наблюдается небольшое занижение параметров воспроизводства (1.4%) для ТВС.

Расчет нейтронно-физических характеристик начальной компоновки активной зоны реактора ПВЭР-650 показал:

- Коэффициент накопления для активной зоны составляет 0.93 и для реактора в целом (с учетом боковых и торцевых экранов) – 1.01, что позволяет говорить о возможности работы реактора в замкнутом топливном цикле с самообеспечением топливом.
- Коэффициент неравномерности поля энерговыделения не превышает 1.45 и незначительно меняется в течение кампании.
- Спектр нейтронов в номинальном режиме сравнительно близок к спектру нейтронов в реакторе БН-800 и становится мягче в области ниже 100 кэВ.

- Расчет спектров нейтронов в активной зоне ПВЭР-650 в номинальном, обезвоженном и залитом холодной водой состоянии показал, что при обезвоживании гомогенной активной зоны происходит резкий сдвиг спектра нейтронов из быстро-резонансной области в быструю область, с соответствующим увеличением реактивности. Это обуславливает большую величину положительного пустотного эффекта в гомогенной активной зоне с МОХ - топливом.

Изучение пустотного эффекта реактивности и способов его снижения показало:

- Наибольший вклад в пустотный эффект вносит центральная зона.
- Наиболее сильное влияние на снижение пустотного эффекта оказывает:
 - добавление в топливо постоянно присутствующих замедлителей BeO (ПЭР=3.2) и ZrH_2 (ПЭР=3.5) (Учитывая невысокую термостойкость гидрида циркония и меньшее влияние на ПЭР, чем окись бериллия, принято решение не использовать его в предлагаемой конструкции),
 - Введение внутренних зон воспроизводства (для варианта с двумя внутренними симметрично по высоте расположенными зонами воспроизводства ПЭР=4.8, для варианта с центральной зоной воспроизводства ПЭР=0.9)

Расчет реактивности, вносимой органами СУЗ для всех рассмотренных вариантов компоновок активной зоны реактора ПВЭР-650 показал, что существующие в проекте органы регулирования СУЗ компенсируют возможные изменения реактивности в процессе работы реактора.

В ходе исследования реактора ПСКД-600 рассматривались следующие пути снижения ПЭР:

- введение в АЗ и в бланкеты постоянно присутствующего замедлителя (BeO , ZrH_2) (для начального варианта компоновки активной зоны с добавлением в топливо ZrH_2 ПЭР=5.0\$, для аналогичного варианта, но с BeO ПЭР=2.5\$, однако исследование возможности использования и влияние на ПЭР гидрида циркония носило методический характер, а учитывая невысокую термостойкость гидрида циркония и меньшее влияние на ПЭР, чем окись бериллия, принято решение не использовать его в предлагаемой конструкции, также как и для реактора ПВЭР-650);

- применение внутренних зон воспроизводства (для начального варианта компоновки с введенной зоной воспроизводства ПЭР=4.9\$);

- изменение размера торцевых экранов (для начального варианта компоновки активной зоны – при толщине торцевых экранов 40см ПЭР=7.3\$, а при 25см – ПЭР=5.9\$);

- профилирование размещения MOX топлива с вовлечением вставок с ThH_2 , ThO_2 по высоте и по радиусу активной зоны (для варианта с центральной зоной воспроизводства из ThO_2 ПЭР=3.6\$ (см. табл. 1), при добавление в экраны ThH_2 ПЭР=3.5\$);

- снижения паразитного поглощения нейтронов в АЗ, за счет использования в качестве оболочек твэл композита SiC/SiC (для варианта с центральной зоной воспроизводства из ThO_2 и твэлами с оболочками из композита SiC/SiC ПЭР=-1.95\$ (см. табл. 1)).

В таблице 1 представлено сравнение основных нейтронно-физических характеристик наиболее интересных (с точки зрения увеличения КН при условии снижения ПЭР) компоновок активной зоны реактора ПСКД-600.

Основные нейтронно-физические характеристики ПСКД-600.

| Параметр | Ед. изм. | Начальный вариант | Сталь | Композит |
|----------------------------------|----------|-------------------|-------------------|--------------------|
| КН: | | 1.00 | 1.02 | 1.05 |
| КН активной зоны | | 0.92 | 0.88 | 0.90 |
| КН центральной зоны | | - | 0.05 | 0.05 |
| КН торцевых экранов | | 0.04 | 0.05 | 0.06 |
| КН бокового экрана | | 0.04 | 0.04 | 0.04 |
| Накопление плутония: | Кг/ год | 23 | 6+47(U^{233}) | 30+47(U^{233}) |
| В активной зоне | | -59 | -84 | -63 |
| В центральной зоне (U^{233}) | | - | 47(U^{233}) | 47(U^{233}) |
| В торцевых экранах | | 38 | 42 | 42 |
| В боковом экране | | 44 | 48 | 51 |
| ПЭР - начало | \$ | 5.9 | 3.2 | -1.95 |
| - конец | | 9.6 | 3.6 | -1.48 |

С целью исследования безопасности реактора производились расчеты распределения локального пустотного эффекта реактивности по объему реактора (рис. 1). Нумерация рядов соответствует нумерации типов кассет по радиусу активной зоны от центра к периферии, а нумерация зон по высоте идет снизу вверх.

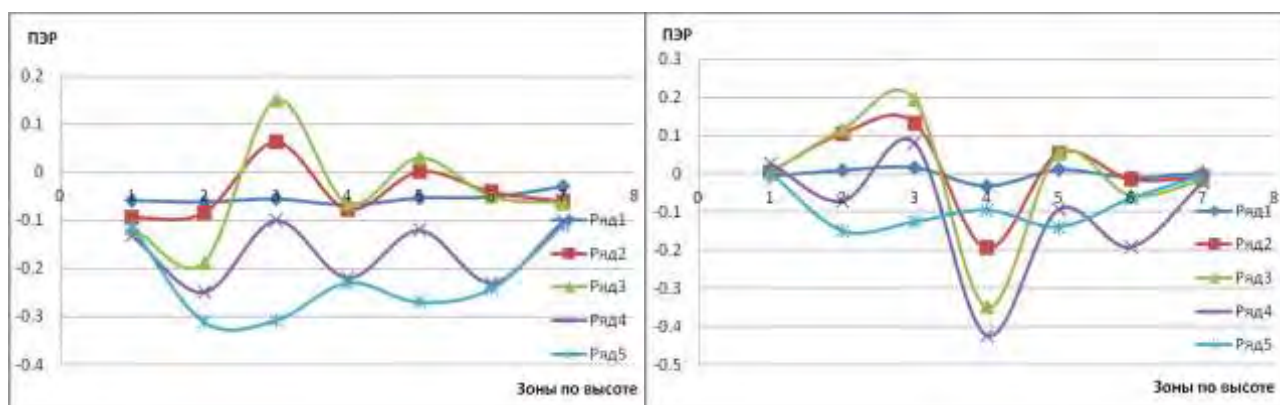


Рис.1. Распределение пустотного эффекта реактивности по объему реактора РУ ПСКД-600 на начало и конец кампании.

Расчет реактивности, вносимой ОР СУЗ для всех рассмотренных вариантов компоновок активной зоны реактора ПСКД-600 показал, что существующие в проекте органы регулирования СУЗ обеспечивают необходимый баланс реактивности для возможных изменений реактивности в процессе работы реактора. При этом система залива реактора водой является дополнительной системой воздействия на реактивность.

Основное содержание диссертации изложено в следующих публикациях:

1. *Фролова М.В., Алексеев П.Н., Теплов П.С., Чибиняев А.В.* Влияние использования композитного материала на основе SIC/SIC в качестве оболочки ТВЭЛ на нейтронно-физические характеристики реактора ПСКД-600. // ВАНТ, серия “Физика ядерных реакторов” (в печати).
2. *Фролова М.В., Алексеев П.Н., Теплов П.С., Чибиняев А.В.* Нейтронно-физические характеристики быстрого реактора ПСКД-600, охлаждаемого водой со сверхкритическими параметрами. // Атомная энергия (в печати).
3. *Алексеев П.Н., Теплов П.С., Фролова М.В., Чибиняев А.В.* Использование новых видов топлива в реакторе ПСКД-600 с быстрым спектром нейтронов. 8-ая Курчатовская молодежная школа. – Москва, Россия. - 2010;
4. *Алексеев П.Н., Теплов П.С., Фролова М.В., Чибиняев А.В.* Расчетные исследования ПЭР для активной зоны реактора ПСКД-600. Межведомственный Ежегодный Семинар "НЕЙТРОНИКА-2010" (Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики). – Обнинск, Россия - 2010;
5. *Фролова М.В., Теплов П.С., Чибиняев А.В.* Исследование влияния распределения плотности теплоносителя на коэффициент размножения в быстром реакторе со сверхкритическими параметрами теплоносителя

ПСКД-600. Межведомственный Ежегодный Семинар "НЕЙТРОНИКА-2011" (Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики). – Обнинск, Россия - 2011;

6. *Алексеев П.Н., Теплов П.С., Фролова М.В., Чибиняев А.В.* Изучение влияния состава топлива на значение пустотного эффекта реактивности для активной зоны реактора ПСКД-600 с быстрым спектром нейтронов. Научно-техническая конференция молодых специалистов ОАО ОКБ «ГИДРОПРЕСС». – Подольск, Россия. – 2011;
7. *M.V.Frolova, P.S.Teplov, A.V. Chibinyayev, P.N. Alekseev* Advanced beryllium oxide nuclear fuel usage in the fast supercritical water cooled reactor PSKD-600 European Nuclear Young Generation Forum (ENYGF-2011). – Prague, Czech Republic. – 2011;
8. *M.V.Frolova, P.S.Teplov, A.V. Chibinyayev, P.N. Alekseev* Supercritical water cooled reactor PSKD-600. Annual Meeting on Nuclear Technology. – Stuttgart, Germany. – 2012.
9. *Фролова М.В., Алексеев П.Н., Теплов П.С., Чибиняев А.В.* Исследование нейтронно-физических характеристик пароохлаждаемого быстрого энергетического реактора ПВЭР-650. Препринт НИЦ «Курчатовский институт» ИАЭ-6668/4. Москва. – 2011.
10. Отчет о НИР. «Исследования нейтронно-физических характеристик и топливных циклов инновационного СУПЕР-ВВЭР». п. 2.1.2 календарного плана к договору № 838-09/ИЯР от 27.11.2009. - Инв. № 32/1-90-111. – М. 2011.
11. Отчет о НИР. «Разработка технических предложений по инновационному варианту СУПЕР-ВВЭР». п. 5 календарного плана к договору № 838-09/ИЯР от 27.11.2009. - Инв. № 32/1-29-311. – М. 2011.