

ФИЗИКА АКТИВНЫХ ЗОН БЫСТРЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ РЕАКТОРОВ

М.Ф. Троянов, В.И. Матвеев, М.Н. Николаев

ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск



В настоящее время на основе многочисленных исследований и разработок в области быстрых реакторов возникла новая инженерная наука, которую можно было бы назвать «технической физикой быстрых реакторов». Основу этой науки составляет физика быстрых реакторов. В статье приводится краткий обзор основных разделов этой науки, включающих краткое описание ядерных данных и групповых константы, основных физических характеристик быстрых реакторов, физики реакторов БН-350, БН-600, БН-800, возможности утилизации радиоактивных отходов атомной энергетики в быстрых реакторах и ряд других вопросов.

14 октября 2006 г. исполнилось 80 лет со дня рождения крупного советского ученого, лауреата Ленинской премии Игоря Ильича Бондаренко – основателя ряда направлений развития ядерной энергетики, в частности, нового направления реакторной физики – физики быстрых реакторов.

Разработка концепции реакторов на быстрых нейтронах, которая проводилась в ФЭИ, начиная с 1950 г., потребовала проведения обширных экспериментальных и теоретических исследований. Разработка теории и методов расчета быстрых реакторов натолкнулась в то время на почти полное отсутствие экспериментальных данных по большинству ядерных констант. В 1950 г. И.И. Бондаренко было поручено измерение сечений деления и неупругого рассеяния урана-238 быстрыми нейтронами. Это и ряд других исследований позволили оценить вклад урана-238 в коэффициент воспроизводства. В то время возникали и сомнения в возможности расширенного воспроизводства ядерного топлива. И.И. Бондаренко предложил уникальный эксперимент, который позволил по остаткам взрыва ядерной плутониевой бомбы оценить коэффициент воспроизводства быстрого реактора. Уже в первых исследованиях физики быстрых реакторов стало очевидной необходимость создания системы констант для расчетов быстрых реакторов.

В 1953 г. И.И. Бондаренко создает сначала 6-групповую, а затем 9-групповую систему констант. В это же время началась разработка проектов уже достаточно мощных экспериментальных реакторов, а чуть позже – в конце 50–начале 60-х годов – проектирование быстрых энергетических реакторов большой мощности. Работы по созданию системы констант под руководством И.И. Бондаренко продолжались и к 1963 г. была завершена. Созданная система констант получила широкую известность как система констант БНАБ и используется в настоящее время во всех институтах, ведущих исследования и разработку быстрых реакторов. Удивительный талант И.И. Бондаренко проявился и в других областях ядерной и реакторной физики – в создании ядерных двигателей для освоения космоса, ион-

© М.Ф. Троянов, В.И. Матвеев, М.Н. Николаев, 2007

ных движателей, термоэмиссионных преобразователей ядерной энергии в электрическую.

Физика быстрых реакторов, основы которой заложили А.И. Лейпунский, О.Д. Казачковский и И.И. Бондаренко получила мощное развитие в связи с разработкой проектов быстрых энергетических реакторов. Это развитие продолжается и по сей день, и ученые, и специалисты, работающие в этой области, глубоко чтят память выдающегося ученого И.И. Бондаренко.

Разработка проектов быстрых реакторов выдвигает все новые задачи в условиях меняющихся требований, связанных с функционированием атомной энергетики, с поиском и обоснованием новых технических решений, улучшающих безопасность и экономику, с приданием быстрым реакторам новых функций, например, выжигание ОЯТ тепловых реакторов, наработка полезных изотопов для промышленного использования и т.д. Реакторная физика, которую можно назвать прикладной реакторной физикой, используется здесь практически во всех исследованиях, касающихся реакторной установки и ее главных частей – активной зоны, защиты, организации регулирования, топливного цикла, выбора твэл, ТВС, органов СУЗ и т.д. В России и других странах, где накоплен большой опыт по созданию и эксплуатации экспериментальных и промышленных натриевых быстрых реакторов, возникла новая инженерная наука, которую можно было бы назвать «технической физикой быстрых реакторов». Основу этой науки составляет физика быстрых реакторов. Ниже приводится краткий обзор ряда разделов этой науки.

ОСОБЕННОСТИ ФИЗИКИ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ

Особенность физики реакторов на быстрых нейтронах связана с особенностью сечений взаимодействия нейтронов с ядрами атомов топливных и конструкционных материалов. Область энергии нейтронов, в которой происходят основные процессы таких взаимодействий, составляет от 0,1 до 1 МэВ. В этой области средние сечения деления и поглощения составляют от 1 до 3 барн, что существенно (в сотни раз) ниже, чем в тепловой области. Эти свойства предопределяют особенности физики быстрых реакторов, которые в основном сводятся к следующему.

Для создания критических условий, в которых возможно протекание цепной реакции, необходима высокая концентрация делящихся материалов (урана-235 или плутония). Поэтому в быстрых реакторах используется топливо высокого обогащения – от 80–90% в быстрых реакторах небольшого размера до ~ 15% в реакторах с большим объемом активной зоны.

Быстрые реакторы характеризуются высокой утечкой нейтронов из активной зоны, т.к. активные зоны являются слабо поглощающей средой. Утечка нейтронов в зависимости от объема активной зоны может составлять 50–10% от общего количества рожденных нейтронов. Следовательно, область отражателя является важным элементом быстрого реактора, активно влияющего на физические и технические характеристики быстрых реакторов.

Наиболее важным аспектом, определяющим роль быстрых реакторов в атомной энергетике, является возможность расширенного воспроизводства ядерного горючего. Эта возможность определяется иным соотношением вероятности деления и захвата по сравнению с тепловыми реакторами. В быстрых реакторах существенно меньше отношение σ_c/σ_f делящихся материалов и, кроме того, выше отношение вероятности деления к вероятности захвата нейтронов в конструкционных материалах. Это и определяет высокую вероятность захвата нейтронов в уране-238, и в соответствии с этим, возможность расширенного воспроизводства ядерного горючего.

Особенность физики быстрых реакторов проявляется и в других очень важных аспектах, влияющих на безопасность, характеристики топливного цикла, на инженерные решения и т.д.

В быстром реакторе воспроизводиться в значительных количествах могут плутоний-239 и уран-233. В настоящее время технически освоенным является уран-плутониевый цикл. Ториевый цикл остается пока предметом многочисленных исследований и его реализация возможна в будущем.

Степень воспроизводства ядерного горючего принято характеризовать коэффициентом воспроизводства. Коэффициент воспроизводства (КВ) в самом общем виде может быть определен как отношение накопления основного делящегося нуклида к его же скорости выгорания. Существуют разные формулы для определения коэффициента воспроизводства, которые используются исследователями в зависимости от целей и удобства в расчетах быстрых реакторов. Повышение КВ всегда являлась главной целью разработчиков быстрых реакторов. Эта цель, однако, существенно зависит от стратегии ввода быстрых реакторов в атомную энергетику, а также от стратегии атомной энергетики в целом. На первом этапе развития быстрых реакторов – в середине прошлого столетия, особенно в России – выдвигались достаточно жесткие требования к величине КВ. Это было связано с необходимостью обеспечения высоких темпов развития атомной энергетики, при которых возникающий дефицит природного урана покрывался бы наработкой вторичного горючего в быстрых реакторах. В последующие годы, в силу очень многих причин, темпы развития атомной энергетики в мире и в России существенно снизились, и снизились также требования к величине КВ. В то же время в отечественных проектах возникло требование к высокой величине коэффициента воспроизводства активной зоны ($K_{B_{аз}}$), т.к. эта характеристика имеет принципиальное значение для безопасности и топливного цикла.

Другой важной характеристикой, определяющей воспроизводство ядерного горючего в быстрых реакторах является время удвоения (T_2). Эта величина характеризует темпы развития системы быстрых реакторов, т.е. время, в течение которого мощность быстрого реактора удваивается, и является комплексной характеристикой, в которой учитываются, с одной стороны, свойства самого быстрого реактора (критическая загрузка, удельная теплонапряженность, избыточное воспроизводство), с другой стороны, характеристики внешнего топливного цикла (кампания топлива, время внешнего топливного цикла, потеря при химической переработке облученного топлива).

С точки зрения безопасности важными являются реактивностные характеристики реактора. Особенности физики быстрых реакторов определяют отрицательные значения температурных и мощностных эффектов реактивности. Главную роль в обеспечении отрицательной обратной связи играет доплер-эффект, который определяется изменением резонансного захвата материалов, составляющих активную зону при изменении ее температуры. В быстрых реакторах этот эффект в основном определяется изменением резонансного захвата на уране-238 в области энергий от 1 до 10 кэВ, которая составляет в спектре нейтронов быстрого реактора ~10%. Доплер-эффект в общем мощностном эффекте составляет ~70%, а в температурном – 40–50%. Сказанное относится к быстрым реакторам относительно большой мощности (1000 и более МВт тепловых). В быстрых реакторах малой мощности, которые не являются основой атомной энергетики, иное соотношение эффектов реактивности и доплер-эффект здесь может не играть принципиальной роли в обеспечении отрицательной обратной связи по реактивности.

В быстрых реакторах из-за высокой утечки нейтронов заметными являются

эффекты реактивности, связанные с изменением объема активной зоны вследствие температурного изменения размеров ее конструкции и деформацией активной зоны, связанной, например, с изгибами тепловыделяющих сборок. Эти эффекты могут играть основную роль в быстрых реакторах небольшой мощности и давать заметный вклад (до 40%) в быстрых реакторах большой мощности.

Среди различных эффектов реактивности быстрых реакторов особая роль в оценке безопасности принадлежит натриевому эффекту реактивности, вклад которого является не очень существенным в общее изменение реактивности при изменении температуры активной зоны, и приобретает существенное значение при полном исчезновении натрия, например, вследствие его кипения. Этот эффект характеризуется натриевым пустотным эффектом реактивности (НПЭР). В быстрых реакторах типа БН он положительный (за исключением активных зон небольшого объема).

ЯДЕРНЫЕ ДАННЫЕ И ГРУППОВЫЕ КОНСТАНТЫ

Главное достоинство быстрых реакторов – возможность расширенного воспроизводства ядерного топлива – целиком определяется особенностями сечений взаимодействия быстрых нейтронов с ядрами. Ясно, что проблеме ядерных данных, требующихся для расчетной оценки характеристик быстрых реакторов, с самого начала их разработки уделялось самое пристальное внимание. В 50-х годах оценочные расчеты быстрых реакторов выполнялись с помощью сначала 6-групповой, а затем 9-групповой системы констант, составленных на основе весьма скудных в то время экспериментальных данных о взаимодействии нейтронов с ядрами И.И. Бондаренко, Н.О. Базазянц и С.Б. Шиховым. В те же годы И.И. Бондаренко были объединены усилия физиков-экспериментаторов с целью кардинального пополнения и уточнения ядерных данных для быстрых нейтронов; теоретиков – с целью обоснованного заполнения пробелов в экспериментальных данных и физиков-реакторщиков – с целью проверки расчетов, основанных на оцененных нейтронных данных. В 1962 г. цикл этих работ завершился созданием 26-групповой системы констант, в которой были отражены все важнейшие особенности взаимодействия нейтронов с материалами. В 1964 г. эта система констант вышла из печати в нашей стране, во Франции, США и получила название БНАБ-64¹. Константы БНАБ-64 использовались при проектировании демонстрационного быстрого реактора БН-350 и их надежность была подтверждена пусковыми исследованиями характеристик этого реактора. В то же время дальнейшие исследования взаимодействия нейтронов с ядрами указали на то, что принимавшиеся в БНАБ-64 значения величины $\alpha = \sigma_c / \sigma_f$ занижены и это поставило под сомнение оценки величины коэффициента воспроизводства, достижимого в быстрых реакторах. Потребовалось уточнение констант. К этому времени Игоря Ильича Бондаренко уже не было в живых и работу по совершенствованию константного обеспечения продолжили его ученики.

В 1978 г. был завершен важный этап этой работы – создана система констант БНАБ-78, в которой не только учтены результаты новых, более полных и точных нейтронно-физических экспериментов, но и опыт верификации нейтронных данных в экспериментах на отечественных и зарубежных быстрых критических сборках и на энергетическом реакторе БН-350. Расширение рассматриваемой области энергий с 10 до 15 МэВ, более точное описание анизотропии рассеяния нейтронов, включение данных об образовании гамма-квантов позволили применить эту систему констант и для расчета радиационной защиты. Для подготовки констант к

¹ По инициалам авторов – Абагян Л.П., Базазянц Н.О., Бондаренко И.И., Николаева М.Н.

расчетам была создана специальная программа АРАМАКО и комплекс АРАМАКО-БНАБ-78, аттестованный как отраслевой стандарт для расчета быстрых реакторов, в течение многих лет использовался во всех российских НИИ и КБ, занимавшихся такого рода расчетами.

К 1990 г. пришла пора заменять и эту систему константного обеспечения, главным образом в связи с тем, что расширившиеся возможности вычислительной техники позволили на порядок увеличить число энергетических групп и тем самым существенно снизить методические погрешности многогруппового приближения. Усовершенствованная 299-групповая система констант БНАБ-93 с программой подготовки констант к расчету CONSYST была создана, тщательно верифицирована и внедрена в практику инженерных расчетов. Расширились и возможности системы – она включает все константы, необходимые для расчета эволюции нуклидного состава материалов во время их облучения в реакторе и последующей выдержки, а также для расчета интенсивности радиоактивных излучений из облученных материалов. В отличие от предыдущих версий, БНАБ-93 целиком основана на библиотеке файлов оцененных нейтронных данных ФОНД-2, содержащей детальные энергетические зависимости нейтронных сечений и энергоугловых распределений вторичных нейтронов и фотонов.

За полтора десятилетия эксплуатации системы БНАБ-93-CONSYST и в ней был выявлен ряд недостатков и пришла пора очередной смены системы константного обеспечения. Первый шаг в этом направлении сделан: в 2006 г. создана Российская национальная библиотека оцененных нейтронных данных РОСФОНД, которая послужит основой для формирования новой версии констант БНАБ. Работа была завершена в день 80-летия И.И. Бондаренко и авторы РОСФОНДа посвятили свой труд памяти своего друга и учителя. В настоящее время файлы РОСФОНДа уже переведены в форму, позволяющую использовать их в расчетах методом Монте-Карло с детальным слежением за энергией нейтронов по программе MCNP и начата работа по верификации оцененных данных по результатам различных интегральных экспериментов. Можно ожидать, что в ближайшие годы система константного обеспечения расчета быстрых реакторов очередной раз обновится.

Существенным недостатком всех предшествующих систем константного обеспечения (как российских, так и зарубежных) являлось отсутствие надежных данных о погрешностях констант, которые позволяли бы оценивать погрешности результатов расчетных предсказаний физических характеристик проектируемых установок. Работы в этом направлении, начатые еще в 60-х годах, продолжают до сих пор в России и в других странах, но пока оценки погрешностей, выполненные экспертами разных стран, различаются в разы. Работы последних лет вселяют, однако, надежду, что в ближайшие годы проблеме удастся разрешить на указанном И.И. Бондаренко пути совместного статистического анализа результатов измерений нейтронных сечений и результатов измерений нейтронно-физических характеристик размножающих систем и иных макроскопических экспериментов. Можно поэтому ожидать, что новая система констант, которая придет на смену БНАБ-93, позволит параллельно с расчетом нейтронно-физических характеристик реакторов получать реалистичные оценки погрешностей расчетных результатов.

КОНСТРУКТИВНЫЕ ОСОБЕННОСТИ АКТИВНЫХ ЗОН НАТРИЕВЫХ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ

Конструктивные особенности активных зон быстрых реакторов определяются как особенностями физики быстрых реакторов, так и особенностями теплогидравлики активной зоны и теплоносителя. При формировании активной зоны одно из основных требований состоит в обеспечении максимальной объемной доли топ-

лива. Под объемной долей топлива понимается его относительное содержание (в долях или процентах) в гомогенизированной среде активной зоны. Увеличение объемной доли топлива позволяет повысить воспроизводство, особенно воспроизводство в активной зоне, что, в свою очередь, уменьшает величину потери реактивности, связанную с выгоранием топлива. С другой стороны, увеличение объемной доли топлива приводит к снижению объемной доли теплоносителя, и, следовательно, снижает эффективность теплоотвода. Значение этих величин варьируется в разных проектах реакторов БН. Однако их оптимальные значения близки к следующим величинам: топливо – 40%; натрий – 35%, конструкционные материалы (сталь) – 25%. Активная зона состоит из шестигранных тепловыделяющих сборок (ТВС), в которых находятся цилиндрические тепловыделяющие элементы. Такая компоновка обеспечивает наиболее полное заполнение пространства активной зоны твэлами. ТВС состоит из шестигранного чехла, внутри которого располагается пучок твэл. Твэл представляет собой цилиндрическую стальную трубку, внутри которой находится топливная таблетка из горячей прессованной смешанной двуокиси урана и плутония. Твэлы являются герметичными. В нижней и верхней части твэлов содержится топливо из двуокиси урана, которое образует верхнюю и нижнюю торцевые зоны воспроизводства. Нижние части твэлов не заполнены топливом и являются сборниками газообразных продуктов деления. Нижняя часть ТВС заканчивается хвостовиком цилиндрической формы, с помощью которого ТВС крепятся в нижнем коллекторе. В хвостовике имеются отверстия, которые обеспечивают требуемый расход натрия. Верхняя часть ТВС заканчивается головкой, имеющей отверстия для выхода натрия и обеспечивающей сцепление захватного механизма для загрузки и выгрузки ТВС.

Активная зона обычно состоит из нескольких (двух-трех) концентрических подзон, в которых используется топливо разного обогащения для выравнивания поля энерговыделения. Часть ячеек активной зоны (в количестве 5–7% от общего числа ТВС) занимается органами регулирования. В этих ячейках находятся стальные гильзы шестигранной формы, внутри которых располагаются органы регулирования, как правило, цилиндрической формы. Орган регулирования так же, как и ТВС состоит из чехловой трубы, внутри которой располагается пучок поглощающих элементов (ПЭЛ). В ПЭЛах используется карбид бора на основе обогащенного или естественного бора. Активная зона окружается несколькими рядами ТВС с твэлами на основе двуокиси обедненного урана, образующими боковую зону воспроизводства.

В процессе проектирования реакторов БН рассматривались и другие конструкции активной зоны и ТВС. Например, ТВС круглой и квадратной формы, бесчехловые ТВС, активные зоны гетерогенного типа, в которых воспроизводящие ТВС размещаются внутри активной зоны, активные зоны с внутрикассетной гетерогенностью, активные зоны с аксиальной гетерогенностью и т.д.

ОСНОВНЫЕ ФИЗИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ

Коэффициент воспроизводства (КВ)

Величина КВ определяется не только ядерными свойствами материалов, входящих в состав активной зоны, но и многими инженерными и технологическими факторами: мощностью и размерами активной зоны, толщиной внешних воспроизводящих экранов, конструкцией активной зоны, типом топлива, глубиной выгорания, изотопным составом плутония и многими другими. Наиболее важные результаты исследования физики КВ состоят в следующем:

- величина КВ чувствительна к «жесткости» спектра быстрых нейтронов; в реакторах небольшого объема с высоким обогащением топлива КВ на оксидном топливе составляет $\sim 1,8$; в больших реакторах – $\sim 1,25$;

- КВ чувствителен к плотности (объемной) доли топлива, а также к количеству различных «разбавителей» активной зоны – стали, натрия, поглощающих материалов и т.п.; наибольший КВ может быть достигнут в реакторах на металлическом топливе, наименьший – оксидном;

- КВ чувствителен также к толщинам боковых и торцевых экранов, при этом очень толстые экраны (>30 см) неэффективны из-за большого объема химпереработки и большой задержки наработанного топлива в топливном цикле.

Требуемая величина КВ целиком определяется выбранным сценарием развития атомной энергетики. В настоящее время, когда имеется большое количество наработанного в тепловых реакторах плутония, можно ограничиться сравнительно небольшой величиной КВ – на уровне $\sim 1,2$. В перспективе могут потребоваться более высокие значения – КВ $\sim 1,5$. Можно отметить, что для больших активных зон с использованием перспективных видов топлива (нитридного, карбидного, металлического) значения КВ на уровне $1,5\text{--}1,6$ являются, по-видимому, предельными.

В последние годы в отечественных разработках большое внимание уделяется способам увеличения КВА, поскольку именно эта характеристика определяет величину запаса реактивности на выгорание и вместе с этим влияет на безопасность реактора. Была разработана концепция активной зоны с высокой долей оксидного топлива, в которой, в принципе, можно достичь КВА ~ 1 . Однако дальнейшие исследования показали, что предельный вариант с КВА ~ 1 не является оптимальным по ряду других характеристик. Тем не менее, таким способом в оксидном варианте активной зоны удастся заметно увеличить КВА и уменьшить запас реактивности.

Критическая загрузка. Критическое обогащение. Поля энерговыделения

Критическая загрузка энергетического реактора определяется весом и обогащением загружаемого топлива. Что касается веса топлива, то он зависит от мощности реактора, т.к. мощность определяется при заданных допустимых нагрузках на твэл общей поверхностью твэлов, которые обеспечивают съем тепла. Эта поверхность при выбранном диаметре и высоте твэла определяет общий объем топлива и, следовательно, его вес. Таким образом, общая загрузка топлива определяется мощностью реактора, конструкцией активной зоны и теплофизическими свойствами теплоносителя. Что касается обогащения топлива, то оно определяется сечениями взаимодействия, которые определяются энергией нейтронов. В быстрых реакторах обогащение топлива в значительной степени зависит от объема активной зоны. Для маленьких активных зон обогащение может быть очень высоким ($80\text{--}90\%$), для активных зон реакторов большой и средней мощности это обогащение существенно ниже ($15\text{--}25\%$). Для реакторов средней мощности (типа БН-600) предельная загрузка топлива составляет $\sim 1,3$ т/ГВт (тепловых). Можно отметить, что удельная загрузка тепловых реакторов может быть не меньше, а в отдельных случаях больше, т.к. она в значительной степени определяется теплофизическими свойствами теплоносителя.

Определение критических параметров быстрого реактора является достаточно сложной задачей, связанной с тем, что при ее решении необходимо учитывать выгорание и перегрузки топлива, а также обеспечение оптимальной формы поля энерговыделения. Быстрый реактор работает, как правило, в режиме частичных перегрузок. Типичными являются трех- или четырехкратные перегрузки топлива в

течение кампании. Для обеспечения равномерных перегрузок топлива, которые характеризуются заданным интервалом времени между перегрузками « τ », необходимо формирование специальной структуры активной зоны. Эта структура предполагает нахождение в активной зоне групп ТВС с разными выгораниями, величина которых сдвинута на 1 интервал τ . Таким образом, режим работы быстрого энергетического реактора состоит из следующих стадий: стартовая загрузка; переходный режим; установившийся режим перегрузок.

При разработке реактора, в первую очередь, определяются критические параметры реактора, работающего в установившемся режиме перегрузок. Этот режим характеризуется тремя состояниями активной зоны:

- 1) состояние после перегрузки (органы компенсации реактивности от выгорания погружены в активную зону);
- 2) среднее стационарное состояние (органы компенсации реактивности от выгорания наполовину погружены в активную зону);
- 3) состояние перед перегрузкой (органы компенсации реактивности от выгорания выведены из активной зоны).

Определение критических параметров для вышеуказанного режима работы реактора состоит в определении подпиточных обогащений топлива, обеспечивающих критическое состояние активной зоны.

Подпиточное обогащение можно определять для каждого из ранее названных состояний активных зон; при этом, разумеется, подпиточные обогащения для любого из этих состояний должны быть одинаковы. Задача расчета подпиточных обогащений усложняется еще и тем, что в процессе кампании топлива должна быть обеспечена оптимальная форма поля энерговыделения.

Известно, что распределение тепловыделения по радиусу реактора имеет значительную неравномерность. Для однородной активной зоны распределение потока нейтронов по радиусу активной зоны описывается функцией, близкой к функции Бесселя (отличие происходит только за счет возмущающего действия бокового экрана). Коэффициент неравномерности поля энерговыделения в этом случае составляет $\sim 1,5$. Поэтому в этих реакторах используются различные способы выравнивания энерговыделения по радиусу. Наиболее распространенным является способ выравнивания обогащения топливом. Обычно в активных зонах быстрых реакторов используются две или три подзоны с топливом разного обогащения. Например, зона малого обогащения (ЗМО), зона среднего обогащения (ЗСО) и зона большого обогащения (ЗБО). Решение задачи определения подпиточных обогащений должно быть построено таким образом, чтобы в процессе кампании реактора поле энерговыделения имело бы минимальную неравномерность. Таким образом, задача определения подпиточных обогащений является, по существу, оптимизационной.

Эффекты реактивности. Эффективность органов СУЗ

Особенности физики быстрых реакторов, связанные с относительно небольшими сечениями взаимодействия нейтронов с ядрами практически любых материалов, определяют особенности изменения реактивности, возникающего при выгорании топлива. Здесь практически отсутствует явление отравления. А эффекты реактивности, связанные с накоплением осколков деления (шлакование), имеют относительно небольшую величину. Можно сказать, что основной вклад в изменение реактивности вносят выгорание основных делящихся изотопов и накопление вторичных делящихся изотопов, т.е. существенно зависит от КВА. Характерной величиной изменения реактивности от выгорания топлива за 1 мес. для быстрого реактора средней мощности (типа БН-600) является величина $\sim -0,6\% \Delta K/K$.

Изменение реактивности, связанное с изменением температуры или мощности реактора, обычно характеризуется температурным и мощностным коэффициентом реактивности. Температурный коэффициент реактивности характеризуется однородным разогревом реактора на 1°C . Мощностной коэффициент реактивности характеризуется изменением мощности на 1 МВт и связан при этом с неоднородным разогревом реактора. И температурный, и мощностной коэффициенты реактивности обычно представляются в виде четырех компонент.

1. Доплер-эффект – в мощностном коэффициенте вычисляется обычно по средней температуре топлива.
2. Натриевая плотностная составляющая – определяется изменение плотности натрия при увеличении его температуры.
3. Аксиальное расширение активной зоны – определяется обычно для двух случаев: топливо сцеплено с оболочкой ТВЭЛ и топливо не сцеплено с оболочкой ТВЭЛ и расширяется независимо.
4. Радиальное расширение активной зоны – в температурном эффекте определяется за счет температурного расширения нижнего коллектора; в мощностном эффекте определяется, исходя из разных возможных моделей радиального расширения, которые могут включать и изгибы ТВС.

Характерной величиной температурного коэффициента реактивности для реактора средней мощности (типа БН-600) является величина $\sim -3 \cdot 10^{-5} \Delta K/K \cdot 1/^{\circ}\text{C}$. Характерной величиной мощностного коэффициента реактивности для реактора такого же типа является величина $\sim -0,4 \cdot 10^{-5} \Delta K/K \cdot 1/\text{МВт}$. Большое значение для оценки безопасности быстрых натриевых реакторов имеет величина натриевого пустотного эффекта реактивности (НПЭР). Физика НПЭР изучена достаточно хорошо на расчетно-теоретическом и экспериментальном уровнях. Натрий является слабым замедлителем и его исчезновение приводит к перераспределению процессов захвата нейтронов и делений, в результате которого увеличивается вероятность деления. В быстрых реакторах большой мощности полное опустошение активной зоны приводит к появлению положительной реактивности на уровне, примерно, $+ (1,5 \div 2,0\% \Delta K/K)$. В активных зонах небольшого размера ($< 100 \text{ л}$) НПЭР имеет отрицательную величину из-за увеличения утечки нейтронов при исчезновении натрия. Помимо объема активной зоны НПЭР зависит и от многих других факторов: изотопного состава плутония, глубины выгорания топлива, содержания в топливе младших актинидов и т.п. Известные способы снижения НПЭР – уменьшение высоты активной зоны, введение гетерогенных подзон из воспроизводящего материала – основываются на ужесточении спектра нейтронов при повышении обогащения топлива. Введение замедлителя в активную зону также может снизить НПЭР, однако при этом уменьшается воспроизводство. Известен и другой способ снижения НПЭР – создание «прозрачных» экранов из натрия вокруг активной зоны. Исчезновение натрия из таких экранов приводит к увеличению утечки нейтронов и уменьшению НПЭР в интегральном смысле; положительное значение НПЭР в самой активной зоне сохраняется.

Система управления и защиты быстрого реактора (СУЗ) должна удовлетворять следующим требованиям:

- обеспечение компенсации эффектов реактивности, возникающих при выводе реактора из подкритического состояния и подъеме мощности вплоть до номинального значения;
- обеспечение компенсации выгорания топлива в течение заданного интервала времени между перегрузками;
- обеспечение аварийного останова реактора, т.е. перевода его с любого уров-

ня мощности в подкритическое состояние.

Наиболее эффективными в спектре быстрых нейтронов являются материалы на основе изотопа бор-10. Поэтому наиболее распространенным материалом для использования в стержнях СУЗ является карбид бора (в отдельных проектах применялась окись европия, которая по эффективности сравнима с карбидом бора). В ряде проектов для компенсации выгорания использовались топливные компенсаторы, которые в отличие от поглощающих материалов практически не уменьшают коэффициент воспроизводства. Общая эффективность системы СУЗ быстрого реактора составляет $\sim 8\text{--}10\%$ $\Delta K/K$. Общее количество органов регулирования (поглощающих стержней) зависит от размера активной зоны и размеров (диаметра) поглощающих стержней. Несмотря на то, что для быстрых нейтронов не существует сильных поглотителей, тем не менее при использовании таких материалов, как высокообогащенный карбид бора, можно обеспечить значительную эффективность отдельных поглощающих стержней на уровне от 0,5 до 1% $\Delta K/K$. Это связано с тем, что поглощающий материал в быстром реакторе поглощает нейтроны всем своим объемом из-за гораздо меньшей блокировки нейтронного поля по сравнению с тепловыми реакторами. Следует отметить, что в перспективных быстрых реакторах, которые разрабатываются в России, предполагается обеспечить высокое воспроизводство в активной зоне ($K_{\text{ВА}} \sim 1$) за счет использования более плотных топлив, например, нитридных. Это позволит исключить из системы СУЗ органы компенсации выгорания, и тем самым повысить безопасность реакторов в аварийных ситуациях, которые могут возникать из-за «самохода» стержней.

ФИЗИКА РЕАКТОРОВ БН-350, БН-600, БН-800

Реактор БН-350 – первый в мире энергетический быстрый натриевый реактор большой мощности (1000 МВт тепловых) был построен в г. Шевченко (на полуострове Мангышлак Каспийского моря) и введен в эксплуатацию в 1973 г. Реактор был задуман как двухцелевой – для выработки электроэнергии и опреснения морской воды.

В связи с проблемами, связанными с парогенераторами, реактор не был выведен на номинальную мощность, однако в течение 26 лет он устойчиво работал на мощности до 75% от номинальной, снабжая г. Шевченко теплом, электроэнергией и пресной водой.

Проект реактора БН-350 разрабатывался в середине 60-х годов прошлого столетия. При его разработке были проведены обширные расчетно-теоретические и экспериментальные исследования по физике быстрых реакторов. Именно тогда была создана основная концепция активной зоны быстрого натриевого реактора, которая наряду с разработкой основных подходов по выбору, расчету и обоснованию физических характеристик, включала выбор основных технических решений, например, выбор оксидного топлива, профилирование поля энерговыделения с помощью подзон разного обогащения, использование высокообогащенного карбида бора в стержнях аварийной защиты и температурной компенсации, использование топливных компенсаторов для компенсации выгорания и ряд других. На реакторе БН-350 были проведены обширные экспериментальные исследования по физике, в том числе измерения температурных и мощностных эффектов реактивности, натриевого пустотного эффекта реактивности, прямое измерение локального коэффициента воспроизводства с использованием радиохимической переработки облученного ТВЭЛ.

Реактор БН-600 известен во всем мире как наиболее удачный энергетический быстрый натриевый реактор. Он был введен в эксплуатацию 8 апреля 1980 г. на Белоярской АЭС. С начала эксплуатации на энергоблоке БН-600 выработано бо-

лее 69 млрд. кВт·ч электроэнергии. При этом интегральный коэффициент использования календарного времени составил 77%, а интегральный коэффициент использования установленной мощности (КИУМ) – 69%. При проектном КИУМ 80% максимальное его значение 83% было достигнуто в 1992 г.

Строительство реактора БН-600 было завершено в конце 1979 г.; 28 декабря 1979 г. начат физический пуск с загрузки источника нейтронов и ТВС бокового экрана. 26 февраля 1980 г. реактор достиг критического состояния с минимальной критической массой. В дальнейшем до начала энергопуска был проведен большой комплекс физических измерений, включающих измерения эффективности стержней СУЗ в различных конфигурациях активной зоны, измерения температурного, барометрического, гидродинамического эффектов реактивности, распределения энерговыделения, потоков нейтронов в защите реактора и ряда других характеристик.

Успешная работа реактора БН-600 во многом определялась высоким качеством проекта, в том числе высоким качеством его обоснования по физике. Важно отметить, что исследования по обоснованию физики реактора не могут ограничиваться только на стадиях разработки проекта и физического пуска, но необходимы и в процессе его эксплуатации в связи с возникающими изменениями в конструкции активной зоны. Эти изменения (если они значительны) требуют, по существу, полного расчетно-экспериментального обоснования физических характеристик реактора, как это делалось во время проектирования.

Проектная активная зона была основана на использовании обогащенного оксида урана и имела для выравнивания поля энерговыделения две зоны разного обогащения по U^{235} – 21 и 33%. Зона большого обогащения (ЗБО) перегружалась с перестановками от периферии к центру, образуя таким образом две дополнительные подзоны разного обогащения. Проектная активная зона оптимизировалась на $\min T_2$ и имела очень высокую максимальную теплонапряженность – 540 Вт/см. Эта зона эксплуатировалась с 1980 по 1986 гг. Максимальное выгорание топлива, которое удалось в ней достигнуть, составило 7% тяжелых атомов (т.а.).

При выборе компоновки активной зоны реактора БН-600 и ее параметров особое внимание было уделено организации СУЗ. В быстрых натриевых реакторах из-за относительно небольших размеров их активных зон существуют трудности расположения большого количества органов СУЗ. При проектировании реактора БН-600 было выдвинуто требование обеспечения интервала работы реактора между перегрузками (микрокампаниями) на уровне 5 мес. Для решения этой задачи были проведены расчетно-теоретические и экспериментальные исследования на моделирующих критических сборках физики эффектов реактивности, органов СУЗ и их влияния на поле энерговыделения и т.д. В результате этих исследований была разработана система регулирования реактора по принципу «разделенных функций», включающая 6 стержней аварийной защиты, в которых использовался карбид бора 80% обогащения, 19 компенсаторов выгорания и температурных эффектов с использованием естественного карбида бора в одном варианте и окиси европия в другом.

В течение следующих двух лет был осуществлен переход на активную зону с тремя зонами обогащения (17, 21 и 26% по U^{235}) для исключения перестановок ТВС в ЗБО. В этой активной зоне была также снижена максимальная тепловая нагрузка до 485 Вт/см за счет увеличения ее высоты. Выгорание топлива таким образом было повышено до 8,3% т.а.

Следующая модернизация была осуществлена в течение 1991–1993 гг. Основу ее составило применение наиболее радиационно стойких и хорошо освоенных

промышленностью конструкционных материалов, что позволило достичь выгорания топлива 10% т.а. В настоящее время уровень выгорания составляет 11,8% т.а.

Все сказанное относится к активным зонам с урановой загрузкой, которые эксплуатируются в реакторе БН-600 уже в течение четверти века, начиная с его пуска. Проект предполагал перевод реактора в бридерный режим, основной для быстрых реакторов. В середине 80-х годов прошлого века были начаты проработки гибридной активной зоны – первого этапа в освоении бридерного режима. Однако эти работы были приостановлены вплоть до начала нового этапа – утилизации оружейного плутония. Благодаря финансовой поддержке США и Японии за последние 8–10 лет были проведены глубокие исследования физики гибридной активной зоны на расчетно-теоретическом и экспериментальном уровнях. Проведены также предварительные исследования физики реактора БН-600 при полной загрузке активной зоны МОХ-топливом.

Исследования физики реактора БН-600 побуждаются не только разработкой новых активных зон. Важную роль такие исследования играют при постановке в реактор экспериментальных ТВС, проведении распределений нейтронного поля и тепловыделений в ТВС (гамма-сканирование), оценках баланса реактивности и др.

Реактор БН-800 продолжает линию БН-600. Основная цель этого проекта заключается в использовании смешанного топлива и освоении элементов замкнутого топливного цикла. Активная зона подобна активной зоне реактора БН-600, но с увеличенным в 1,5 раза количеством ТВС. Некоторые изменения произошли в системе СУЗ: в компенсаторах используется обогащенный карбид бора (до 60%) и добавлено два аварийных стержня на пассивных принципах. Главное отличие – введение натриевой полости над активной зоной. При повышении температуры натрия на выходе из реактора или его исчезновении в результате кипения увеличивается аксиальная утечка нейтронов и возникает отрицательная реактивность. Параметры натриевой полости подобраны таким образом, что величина этой отрицательной реактивности оказывается достаточной для компенсации положительной реактивности от активной зоны. Таким образом, интегральный эффект реактивности от исчезновения натрия из ТВС активной зоны будет иметь нулевую или слабо отрицательную величину. Обоснование такого проекта потребовало проведения глубоких расчетно-экспериментальных исследований по обоснованию физики активной зоны. Реактор БН-800 в настоящее время строится на площадке Белоярской АЭС, пуск намечен на 2012 г.

УТИЛИЗАЦИИ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ В БЫСТРЫХ РЕАКТОРАХ

Наиболее острой проблемой, связанной с функционированием атомной энергетики, является накопление радиоактивных отходов (РАО) в виде продуктов деления и актинидов. Последние определяются плутонием и группой так называемых младших актинидов (МА) – нептунием, америцием и кюрием. Из реактора ВВЭР-1000, например, выгружается каждый год около 20 т отработавшего топлива, которое содержит приблизительно 1% плутония (~200 кг) и около 0,1% МА (~20 кг). Если учесть, что мощность всех атомных электростанций России, состоящих из реакторов ВВЭР и РБМК, составляет порядка 22 ГВт, то ежегодные отходы атомной энергетики (ЯЭ) составят ~500 т, в которых содержится около 5 т плутония и ~0,5 т МА.

Общий подход, которого придерживаются в настоящее время ученые и инженеры многих стран, работающие в области обращения с радиоактивными отходами (РАО), состоит в целесообразности радиохимической переработки отработавшего топлива, в процессе которой извлекаются уран, плутоний и младшие актиниды. Извлечение младших актинидов из отработавшего топлива целесообразно не

только из-за их относительно высокой долгоживущей активности, но и для снижения величины энерговыделения захораниваемых РАО. Таким образом, в остатке РАО будут содержаться в основном продукты деления и некоторая часть неизвлеченных актинидов. Очевидно, что вопрос очистки РАО от долгоживущих актинидов при их радиохимической переработке имеет принципиальное значение.

Считается, что продукты деления в основном распадутся через 300–400 лет. В настоящее время разработаны достаточно надежные способы их долгосрочного хранения с помощью предварительного остекловывания.

Основная проблема обращения с РАО связана с долгоживущими актинидами. Долговременное хранение долгоживущих актинидов требует создания надежных хранилищ, оборудованных необходимыми техническими средствами (контроль выхода газообразных радиоактивных продуктов, спецвентиляция, защитные меры в случае возникновения аварийных ситуаций, включая запроектные аварии), что потребует значительных затрат. Существует также вполне обоснованное недоверие к надежности существующих методов захоронения, устойчивости геологических формаций, возможности обеспечения герметичности входных проходок, обеспечения непопадания воды из прилегающих горных пород и т.п. Поэтому рассматриваются различные эффективные методы трансмутации и выжигания долгоживущих актинидов, которые позволяют существенно уменьшить их массу. Здесь также имеется ряд нерешенных вопросов.

Эффективное выжигание актинидов может осуществляться за счет создания полностью или частично замкнутого топливного цикла атомной энергетики. Проведенные исследования показывают, что замкнутый топливный цикл системы тепловых реакторов организовать практически невозможно. Рост начальных обогащений при рецикле из-за значительного увеличения доли четных изотопов плутония выходит за рамки существующих ограничений в физике тепловых реакторов. Помимо ограничения содержания четных изотопов в нарабатываемом плутонии, необходимо отделение группы МА.

Быстрые реакторы, в этом смысле, имеют принципиальные отличия от тепловых. Фундаментальные свойства быстрых реакторов, связанные с особенностями сечений взаимодействия различных нуклидов с нейтронами высоких энергий, могут обеспечить эффективное выжигание пороговых изотопов плутония и МА. Теоретические исследования показывают, что в системе быстрых реакторов, работающих в замкнутом топливном цикле, происходит практически полная утилизация нарабатываемых актинидов. При этом поддерживается невысокий уровень содержания МА в топливе (менее 1%), а в отходы будет уходить только неотделяемая часть актинидов от продуктов деления. Для современной радиохимии эта неотделяемая часть составляет ~ 0.5% от общего количества нарабатываемых актинидов. Практически это означает, что количество, например, плутония в отходах по сравнению с открытым топливным циклом может быть уменьшено в сотни раз. А в дальнейшем, по мере усовершенствования методов переработки, в тысячу и более раз.

В системе тепловых и быстрых реакторов последние могут взять на себя роль утилизатора МА. При этом при правильном выборе параметров АЭ может быть достигнута полная утилизация нарабатываемых актинидов как тепловых, так и быстрых реакторов.

В настоящее время исследованы на концептуальном уровне, а для некоторых вариантов выполнены более глубокие проработки, различные пути использования реакторной технологии для утилизации отходов ЯЭ. В этих исследованиях превалируют быстрые реакторы, хотя для эффективной утилизации плутония могут использоваться также и тепловые реакторы типа ВВЭР.

Не проводя анализа всего многообразия возможных способов и путей утилизации отходов АЭ, ограничимся лишь анализом возможного использования быстрых реакторов типа БН. Прежде всего разграничим две проблемы: выжигание плутония и выжигание МА.

Следует отметить, что энергетический плутоний является эффективным топливом для тепловых и быстрых реакторов. Предпочтительнее использовать энергетический плутоний в быстрых реакторах, поскольку эффективность такого использования из-за высокого коэффициента воспроизводства гораздо выше, чем в тепловых реакторах. Для начальной фазы развития быстрых реакторов очень выгодно использовать этот плутоний для начальных загрузок, поскольку уже накоплено значительное количество такого плутония в отработавшем топливе тепловых реакторов.

Утилизацию МА можно осуществить в быстрых реакторах 3 разными способами:

- использование традиционного МОХ-топлива с гомогенным введением некоторого количества МА;
- использование нового топлива – топлива без урана-238, замененного инертной матрицей; позволяющего вводить значительное количество МА;
- использование специальных облучательных устройств (ТВС) с сильным замедлителем на основе гидридов металлов и элементами, содержащими МА.

Количество вводимых МА в традиционное топливо быстрых реакторов ограничивается безопасностью. Основное ограничение связано с НПЭР. Поэтому в быстрых реакторах с традиционным топливом, практически, невозможно утилизировать внешние МА. Собственные МА, количество которых в равновесном состоянии ~ 0,8% от веса тяжелых атомов, утилизировать можно, однако при этом нулевое значение НПЭР в активных зонах с натриевой полостью находится на пределе.

В активных зонах с топливом без урана-238 НПЭР отрицателен и поэтому можно вводить в топливо значительное количество МА.

Расчетно-теоретические исследования динамики превращений при облучении МА в быстром реакторе позволили сделать самые общие выводы.

1. Эффективность выжигания МА существенно зависит от величины нейтронного потока. В быстрых реакторах, работающих в открытом топливном цикле, может быть выжжено в течение года (переведено в продукты деления) ~ 5% от общего количества введенных в топливо МА.

2. Трансмутация МА достаточно эффективна в быстрых реакторах, работающих в замкнутом топливном цикле. Здесь недостаток нейтронного потока компенсируется временем циркуляции выжигаемых МА.

3. Среди группы МА наибольшей α -активностью обладает кюрий, даже небольшие количества кюрия в свежем топливе существенно усложняют его изготовление, поэтому рекомендуется не трансмутировать кюрий, а организовать обращение с ним по отдельной схеме.

Более привлекательным является способ выжигания МА с помощью специальных облучательных устройств. Исследования в этом направлении проводились в России и во Франции.

Конструкция выжигательных сборок предполагает гетерогенное размещение замедлителя и МА. В центральной области стандартного чехла ТВС располагается замедлитель (гидрид циркония), а на периферии – один ряд твэлов с МА в инертной матрице). За 2 кампании (840 эфф. сут) в реакторе типа БН-800 можно достичь глубину выгорания МА ~ 80% т.а. при загрузке 2.5 кг МА на одну выжигательную сборку или около 90% т.а. при загрузке 0.71 кг МА на одну сборку. За три кампании (1260 сут.) те же показатели могут быть увеличены до 90–94 и 96–98%

соответственно. Дальнейшее прямое захоронение отработавшего топлива (которое практически уже не содержит МА) в геологических структурах позволяет избежать повторных переработок облученных МА. При расположении в расширенной активной зоне реактора типа БН-800 133 выжигательных сборок, содержащих элементы с МА в инертной матрице и сильный замедлитель, за год можно выжигать 100–110 кг ^{241}Am или ^{237}Np . Это позволяет уничтожать МА, нарабатываемые в 5–6 реакторах ВВЭР-1000.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Дальнейшие задачи в области физики быстрых энергетических натриевых реакторов связаны с разработкой коммерческого быстрого реактора большой мощности (1800 МВт эл). Прежде всего необходимо дальнейшее усовершенствование константно-методической и программной базы для обеспечения необходимой точности расчетов физических характеристик проектируемых реакторов.

Выбор оптимальных параметров таких реакторов и их обоснование по-прежнему является центральной задачей. Параметры активной зоны должны быть увязаны с организацией всего замкнутого топливного цикла, включая обращение с отработанным ядерным топливом, долговременным хранением радиоактивных отходов и их окончательным захоронением. Актуальными остаются задачи дальнейшего повышения безопасности за счет использования внутренних естественных свойств, исследования и оптимизации топливных режимов работы реактора в условиях подпитки плутоном разного изотопного состава, исследования проблем баланса реактивности и НПЭР, возможности перевода режима работы реактора на 2-годовую микрокампанию и ряд других.

Литература

1. Гулевич А.В., Кудинова Л.И., Фролов Ю.В. ФИЗИКО-ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЙ ИНСТИТУТ. ЛЕТОПИСЬ В СУДЬБАХ. – Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 2006.
2. Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Система групповых констант БНАБ-93. Ч. 1: Ядерные константы для расчета нейтронных и фотонных полей излучения// ВАНТ. Сер.: Ядерные константы. – Вып. 1. – М., 1996. – С. 59.
3. Матвеев В.И., Мурогов В.М., Поплавский В.М. и др. Современная концепция развития реакторов на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем//Теплоэнергетика. – 1994. – № 5. – С. 2-10.
4. Кривицкий И.Ю., Матвеев В.И. Исследования по выбору и обоснованию активной зоны реактора БН-800 с нулевым значением натриевого пустотного эффекта реактивности/ Препринт ФЭИ-2542. – Обнинск, 1996.
5. Поплавский В.М., Матвеев В.И., Рогов В.А. и др. Физические и инженерные проблемы повышения безопасности и эффективности выжигания актинидов в перспективном быстром реакторе: Монография. – Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 2001.
6. Елисеев В.А., Матвеев В.И. Концепция перспективного реактора большой мощности с натриевым теплоносителем на принципах естественной безопасности и ядерного нераспространения/ Препринт ФЭИ-2879. – Обнинск, 2001.
7. Казачковский О.Д., Елисеев В.А., Матвеев В.И., Цибуля А.М. Перспективы использования смешанного оксидного топлива в быстрых реакторах с натриевым охлаждением//Атомная энергия. – 2004. – Т. 96. – Вып. 5. – С. 361-366.
8. Матвеев В.И., Кривицкий И.Ю., Елисеев В.А., Поплавская Е.В., Цикунов А.Г. Использование быстрых натриевых реакторов для эффективной утилизации плутония и младших актинидов/ Конф. «Ядерные энергетические технологии с реакторами на быстрых нейтронах», посвященная 100-летию со дня рождения А.И. Лейпунского (Обнинск, 8-10 декабря). – С. 74-75.
9. Елисеев В.А., Поплавская Е.В. Возможности глубокого выжигания америция и нептуния в активной зоне быстрого натриевого реактора//Атомная энергия. 2004. – Т. 96. – Вып. 3. – С. 193-199.

Поступила в редакцию 02.04.2007

The quoted information touches upon goals and methods of loop tests in the MIR research reactor with the purpose of VVER fuel elements serviceability study in transitive and emergency modes (power cycling, RAMP, LOCA, RIA). Loop installations characteristics and their instrumental equipment are represented. The applied irradiation devices and sensors for measuring and determination of experimental parameters are listed. The developed instrumentation and installations are available for testing of VVER-type fuel at transient and project emergency conditions.

УДК 621.039.56

Reactivity Temperature Coefficient Measurement by the Dynamic Method under Non-equilibrium Xenon Concentration Conditions \ N.A. Vinogorov, Yu.A. Groznov, D.N. Jukovsky; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2007. – 7 pages, 2 tables, 3 illustrations. – References – 7 titles.

Some methodical characteristic features of the application of the known method to measure the reactivity temperature coefficient under xenon transient conditions are considered.

The consideration is illustrated with the results obtained at pressurized water transportation-purpose reactor in the isothermal state.

УДК 621.039.543.6

Experiments in Support of MOX Fuel Disposal Program in VVER \ A.L. Kochetkov, I.P. Matveenko, E.V. Rojihin, A.M. Tsibulya; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2007. – 10 pages, 5 tables, 11 illustrations. – References – 10 titles.

Accordingly to the national program of neutronic experiments, needed for licensing of VVER-100 cores with MOX fuel, certification of calculational codes and the receiving of the national experience, at SSC RF IPPE site (Obninsk) the construction of SUPR facility is planned. Till the finalization of SUPR construction, the settle down of the experimental and calculational methods were carried out at MATR and RF-GS facilities. Now days, so called pre-SUPR experimental program is accomplished by experiments at BFS-1 facility. The results of these experiments and their analysis are presented.

УДК 621.534: 519.7

Statistical Analysis Data for Neutron Library of Activation Files «IEAF-2005» \ G.B. Pilnov, A.V. Tikhonenko; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2007. – 11 pages, 5 tables, 5 illustrations. – References – 5 titles.

Statistical analysis of experimental and theoretical data obtained with eight models for nuclei-nuclei interactions is executed as stage of establishment of neutron library of activation files «IEAF-2005» (The Intermediate Energy Activation File). Authors held a factor, correlation and least-square analyses for chosen of the best model describing experimental data. Analyses were made by using of EXFOR open experimental data of 2006 and 2007.

УДК 621.039.54

Regular Burnup Compensations Method to Locate Defected Fuel Assemblies on BN-600 Sodium Cooled Fast Reactors \ A.O. Skomorokhov, D.A. Lukyanov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2007. – 10 pages, 2 tables, 5 illustrations. – References – 5 titles.

The paper describes the method to locate failed fuel elements by using regular burnup compensations on BN-600 and BN-800 sodium cooled fast reactors. The functioning algorithms of FLUT-600 system on BN-600 reactor and the operation testing results are given.

УДК 621.039.51

Physics of fast reactor cores \ M.F. Troyanov, V.I. Matveev, M.N. Nickolaev; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2007. – 15 pages. – References – 9 titles.

At present a new engineering science arose on the basis of numerous studies and developments in the area of fast reactors, which might be termed "Technical physics of fast reactor" based on fast reactor physics.

The paper gives a brief review of the main sections of this science including brief description of nuclear data and energy-group constants, based on neutron-physics characteristics of fast reactors BN-250, BN-600, BN-800, possibility of utilization of radioactive waste of nuclear power in fast reactors and oth.