

рому атомные станции будут производить электроэнергию, ядерное топливо и водород [5].

Разработка и реализация новых ядерных технологий — один из немногих доступный выбор, который будет способствовать переводу экономики страны на технологические ориентиры, принципиально изменяющие траекторию развития экономики в сторону устойчивого развития.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. **Двухкомпонентная** ядерная энергетическая система с тепловыми и быстрыми реакторами с замкнутым ядерным топливным циклом. Под ред. Н.Н. Пономарева-Степного. М.: ТЕХНОСФЕРА, 2016. 160 с.
2. **Александров А.П.** Ядерная энергетика и ее роль в техническом прогрессе. Генеральный адрес. VII Мировой энергетический конгресс. М., 20 августа 1968 г. — Атомная энергия, 1968, т. 25, вып. 5, с. 356—362.
3. **Лейпунский А.И.** Состояние и перспективы развития быстрых реакторов. — Там же, 1970, т. 28, вып. 4, с. 297—302.
4. **Митенков Ф.М.** Перспективы развития быстрых реакторов-размножителей. — Там же, 2002, т. 92, вып. 6, с. 423—432.
5. **Александров А.П., Пономарев-Степной Н.Н.** Атомная энергетика и научно-технический прогресс. — В сб.: Атомной энергетике 20 лет. М.: Атомиздат, 1974, с. 205—213.

УДК 621.039.519.4.001.5

ПРЕЦИЗИОННЫЕ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЕ ЭКСПЕРИМЕНТЫ В НИЦ «КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ»

Гагаринский А.Ю. (НИЦ «Курчатовский ин-т»)

Уже первые критические эксперименты И.В. Курчатова в институте, в настоящее время носящем его имя, подтвердили уникальные достоинства реакторов нулевой мощности — критических сборок — исключительно удобный для практики диапазон параметров кинетического отклика на вариацию критических условий, а также инвариантность в широких пределах важнейших функционалов нейтронного потока к мощности реактора [1]. Эти принципиальные физические особенности ядерных реакторов, связанные с характеристиками запаздывающих нейтронов и соотношением между числом носителей цепной реакции и ядер среды, определили возможности моделирования нейтронно-физических процессов в реакторах на критических сборках, широко внедренных в экспериментальную практику [2, 3].

Начало этапа внедрения формировалось в условиях недостаточных знаний в области теории реакторов и методов расчета и при отсутствии эффективной вычислительной техники. Положительный практический результат в разработках ядерных реакторов, например, для корабельной энергетике мог быть достигнут только при опоре на эксперимент. Первый физический стенд этого направления ФВР был введен в 1953 г. На нем были определены физические характеристики реактора нового класса с

водой в качестве замедлителя и теплоносителя — критическая масса, эффективность органов управления, влияние температуры. При этом для определения температурного эффекта был впервые использован прием, в дальнейшем вошедший в экспериментальную практику и заключающийся в моделировании плотности воды замещением ее водородосодержащим веществом, в данном случае сахаром [4, 5].

Эксперименты, в которых более точное моделирование активной зоны проектируемого объекта сводит к минимуму погрешность в предсказании интересующих характеристик реактора, надолго сохранили свое значение. В дальнейшем такие эксперименты, зачастую представляющие собой контроль качества изготовления активной зоны и подгонку ее параметров под требования проекта, проводились не только в НИЦ «Курчатовский институт» и других физических научных центрах, но и на стендах некоторых заводов и конструкторских организаций (МСЗ, г. Электросталь, АО ОКБ «Африкантов» и др.). Их результаты, составляющие большинство в общем объеме данных о критичности, даже при нынешних возможностях расчетных кодов не всегда пригодны как экспериментальная база для их совершенствования.

Кроме того, эксперименты на критических сборках простой геометрии и хорошо описанно-

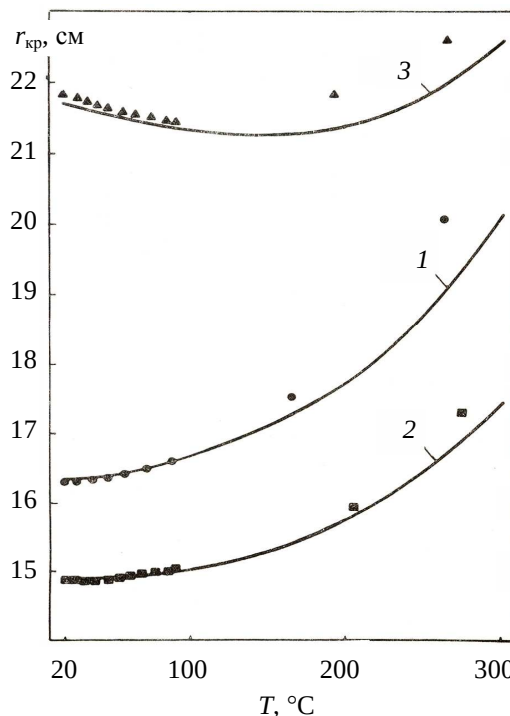
го состава с относительно малыми погрешностями определения критичности и других нейтронно-физических параметров исследуемых систем, связанными, главным образом, с неточным знанием их состава и геометрии, стали пригодны для отработки методов расчета, возможности которых неуклонно росли со временем. Именно такие данные составили «золотой фонд», до сих пор используемый для возникающих задач.

Требования к бенчмарк-экспериментам.

Международные базы данных. Отбор реперных, или бенчмарк-экспериментов на простых реакторных системах был начат в 1960-е годы и имел конечной целью создание базы данных, которая могла быть использована для верификации расчетных кодов при проектировании реакторов.

Стандарт Американского ядерного общества 1975 г. определяет «бенчмарк» как хорошо описанный набор экспериментов, результаты которых считаются достаточно точными, чтобы использоваться в качестве реперных при проведении расчетов. Это определение не содержит количественных требований к точности экспериментальных данных и предполагает выбор лучших из имеющегося их набора. В течение многих лет ограниченное число таких данных использовалось для верификации расчетных, в том числе и отечественных программ.

В качестве примера экспериментов этого класса можно привести результаты измерения критических параметров однородных урановодных решеток в диапазоне 20—280 °С, постановка которых была предложена автором настоящей статьи и реализована под его руководством в НИЦ «Курчатовский институт» [6]. В этих опытах, как впоследствии выяснилось, уникальных в мировой практике, большая избыточная реактивность, изменяющаяся в процессе нагрева критической сборки в сосуде высокого давления, компенсировалась перемещением центральной части активной зоны относительно кольца неподвижных твэлов. Критические размеры невозмущенных однородных решеток определялись по совмещению подвижной и неподвижной частей активной зоны, т.е. фактически измерялась температура, при которой активная зона «правильной геометрии» становилась точно критической. Результаты для гексагональных решеток стержневых твэлов из диок-



Р и с. 1. Расчетная (1, 2, 3) и экспериментальная (●, ■, ▲) [6] зависимость от температуры критического радиуса однородных гексагональных решеток стержневых твэлов при ρ_H/ρ_5 , равном 49, 331, 614 соответственно

сида урана 10%-ного обогащения для трех ядерных соотношений водорода и ^{235}U ρ_H/ρ_5 , равных 49, 331 и 614, приведены на рис. 1.

В 1992 г. по инициативе Министерства энергетики США в Национальной лаборатории Айдахо (INEL) был предложен и реализован новый подход к отбору данных — оценка бенчмарк-экспериментов по критической безопасности (CSBER) [7, 8]. Его главная идея — сбор, представление в стандартизованном формате и независимая экспертная оценка всех доступных и удовлетворяющих определенным требованиям экспериментальных данных о критичности размножающих систем. В 1995 г. проект был преобразован в международный ICSBER под эгидой Организации экономического сотрудничества и развития (OECD). Фактически была поставлена цель сохранить для задач нового века накопленное в XX столетии и оплаченное дорогой ценой «ядерное наследство», в том числе ставшие доступными результаты экспериментов, выполнявшихся для оборонных задач, которые с уходом их авторов были бы потеряны безвозвратно.

Главное и естественное требование к экспериментальным данным для включения в сбор-

ник принятых оценок заключалось в детальном описании размножающей системы, ее геометрии и материального состава, условий, результатов эксперимента и доказательной оценке их неопределенностей. В качестве критерия достаточности описания эксперимента был принят расчет измеренного критического состояния независимым экспертом с помощью одного из современных кодов (MCNP, MCU и др.). Количественный критерий точности вновь не устанавливался, хотя практика выявила некоторые принципиальные соотношения между разными источниками неопределенности. Пренебрегая деталями, например, использованием в расчете упрощенной модели исследуемой сборки, можно считать, что

$$\Delta k_{\text{эф}} = k_{\text{эф}}^c - 1 \cong \Delta k^c + \Delta k^e + \Delta k^t,$$

где $k_{\text{эф}}^c$ — расчетная оценка $k_{\text{эф}}$ критической конфигурации; Δk^c — интересующая неопределенность расчетной оценки, связанная собственно с неточностью расчета (алгоритм, константы, статистическая неопределенность в методе Монте-Карло); Δk^e — неопределенность измерения $k_{\text{эф}}$; Δk^t — «технологическая» неопределенность, связанная с неточным знанием состава и геометрии исследуемой сборки.

Задача эксперимента состоит в получении на основе результатов измерений критических условий возможно большей информации о составляющей Δk^c , т.е. сводится к условию $\Delta k^c \geq \Delta k^e + \Delta k^t$.

Поскольку чисто экспериментальные погрешности, по крайней мере, при определении критических условий заведомо намного меньше технологических, задача экспериментаторов сводится к улучшению знания состава «своих» систем, причем это требование постепенно становится все более жестким по мере развития современных методов расчета и константной базы.

Приемлемый уровень Δk^c , разумеется, может быть лишь предметом соглашения, однако в течение длительного времени принимается специалистами примерно равным 0,01. По крайней мере, в проекте ICSBER оценки с $\Delta k^c > 0,01$ всегда подвергались дополнительной проверке.

Автором настоящей статьи на основании обзора широкого набора экспериментальных данных был предложен типичный диапазон не-

определенностей Δk^e и Δk^t , полученный в лучших экспериментах НИЦ «Курчатовский институт» для разных размножающих систем (U—H₂O, U—C, U—ZrH_x) [2]. Следует отметить, что эти оценки $\Delta k^e \cong 0,0001$ — $0,0005$ и $\Delta k^t \cong 0,001$ — $0,005$ выдержали испытание временем. Использование дополнительных возможностей при анализе состава твэлов и специальные усилия по прецизионному изготовлению деталей конструкции сборок позволяют существенно снизить погрешность Δk^t .

В конце 1990-х годов в НИЦ «Курчатовский институт» по контракту с INEL (США) и при участии ее специалистов был выполнен цикл критических и подкритических экспериментов с кластерами высокообогащенных (80% ²³⁵U) твэлов с водяным замедлителем. Целью экспериментов было создание базы данных, необходимых при верификации программ расчета безопасности хранилищ высокообогащенного уранового топлива. Особое внимание уделялось точности измерений и определения размеров и состава основных элементов сборок. Специально проведенный масс-спектрометрический и гамма-спектрометрический анализ использованного в опытах комплекта твэлов наряду с повышенной точностью изготовления дистанционирующих решеток позволил снизить погрешность Δk^t до 0,001—0,002. Результаты экспериментов были одобрены международной рабочей группой и включены в справочник бенчмарк-экспериментов ICSBER [9].

Следует отметить, что поступление данных в справочник ICSBER (конец 1990-х — начало 2000-х годов) к концу первого десятилетия XXI в. замедлилось, что было естественным результатом представления странами большинства выявленных в архивах данных экспериментов, удовлетворявших требованиям проектов. В 2014 г. сборник оценок критических, в том числе уже и некоторых подкритических экспериментов включал около 5000 конфигураций размножающих систем, представленных экспериментаторами 20 стран. При этом данные, представленные отечественными ядерными центрами (НИЦ «Курчатовский институт», ФЭИ, ВНИИЭФ и ВНИИТФ), которые присоединились к проекту в 1994 г., составляют более 15% общего числа (наибольшее после США число). Для урановых систем эта доля существенно выше.

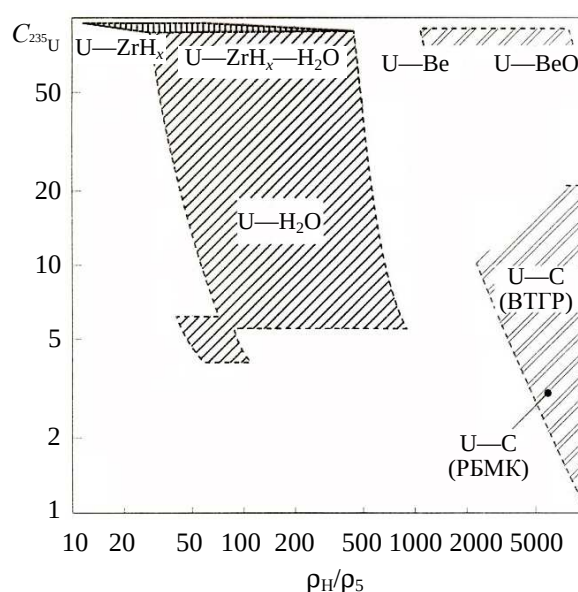
При этом стала очевидной необходимость сохранить весь комплекс экспериментальных данных в области реакторной физики, включая методы и технику измерений.

В 1999 г. Комитетом по ядерной науке NSC NEA OECD был инициирован как опытный Международный проект по оцененным реакторно-физическим бенчмарк-экспериментам (IRPhEP) как логическое расширение и продолжение проекта ICSBER [8]. В 2003 г. он стал официальным проектом NEA. Цель IRPhEP — подготовить прошедший предварительную экспертизу набор относящихся к реакторной физике интегральных бенчмарк-данных, которые могут быть использованы при проектировании реакторов следующего поколения, а также для обоснования их безопасности.

На март 2014 г. в Международный справочник IRPhEP были включены представленные 20 странами, в том числе нашей страной (ФЭИ, ВНИИТФ, НИЦ «Курчатовский институт») данные 136 серий экспериментов, выполненных на 48 реакторных установках [10]. Помимо результатов измерений критичности и подкритичности, в справочнике содержатся данные о нейтронно-физических параметрах: распределении скоростей реакций, кадмиевом отношении, эффективности поглощающих стержней, коэффициентах реактивности и др. База данных интенсивно пополняется.

Нейтронно-физические эксперименты и стендовая база НИЦ «Курчатовский институт». Большинство отечественных критических экспериментов относительно простой геометрии и состава были выполнены в четырех ядерных центрах, причем основная их масса пришлась на 1960—1970-е и начало 1980-х годов как необходимый тогда этап создания реакторов различного назначения и других ядерных устройств. В ФЭИ в основном исследовались урановые и плутониевые системы на быстрых нейтронах и в меньшей степени растворные системы и урановодные решетки. Исследовательские центры ВНИИЭФ и ВНИИТФ в конце 1990-х годов и позднее опубликовали результаты большого набора критических экспериментов на простых по геометрии квазигомогенных сборках с высокообогащенным металлическим ураном и ^{239}Pu [11].

В НИЦ «Курчатовский институт» накоплены данные тысяч экспериментов с урановыми



Р и с. 2. Диапазон обогащения ^{235}U и соотношение ядерной концентрации замедлителя и ^{235}U в критических экспериментах НИЦ «Курчатовский институт»

системами с водой и другими водородосодержащими замедлителями (гидрид циркония, полиэтилен и их комбинации), а также с бериллием и графитом в широком диапазоне обогащения ^{235}U (до 96%), соотношения ядерной концентрации замедлителя и ^{235}U (от десятков до тысяч) и температуры среды (до 300 °C) (рис. 2). Следует отметить при этом наличие систем разной конфигурации с разными отражателями переменной толщины (вода, сталь, бериллий и др.), водными зазорами, содержащими поглощающие экраны, различными поглотителями (бор, кадмий, гадолиний, европий, эрбий и др.).

С начала 1950-х годов в Институте атомной энергии получили развитие исследования ядерных реакторов разного назначения, что потребовало создания критических стендов. Их число, конструкция и назначение со временем менялись. Работы по реакторам для АЭС развивались по нескольким направлениям. Критические эксперименты на стендах с водяным замедлителем применительно к обоснованию физики ВВЭР были начаты в 1950-е годы и проводились с использованием урана в диапазоне обогащения от природного до ~6,5%. Для этой цели были созданы критические стенды, включая позволяющие исследовать полномасштабные активные зоны ВВЭР-440, -1000. Принципиальным достижением программы изучения решеток ВВЭР была постановка под руководством специалис-

тов НИЦ «Курчатовский институт» прецизионных экспериментов на критических сборках ZR-6 в Венгрии и LR-0 в Чехословакии, где первая использовалась в основном для измерения реакторных характеристик (материальный параметр, спектральные индексы, коэффициенты реактивности и др.) в диапазоне обогащения 1,6—4,4% и температуры до 130 °С, вторая — для исследования систем с выгорающими поглотителями (бор, гадолиний). Следует отметить, что на сборке ZR-6 было тщательно изучено влияние технологических неопределенностей (материального состава, геометрии активных зон и др.) на нейтронно-физические параметры, что послужило примером для многих групп экспериментаторов [12].

В настоящее время в распоряжении экспериментаторов имеется универсальный критический стенд П, который позволяет решать задачи, возникающие при эволюции направления ВВЭР. Среди них развитие нового поколения реакторов, получившего название СуперВВЭР. На стенде выполнены эксперименты, моделирующие сдвиг спектра в решетках ВВЭР. Большая серия критических экспериментов была проведена на уран-графитовых стендах с вариацией типа топлива (металлический уран и диоксид урана), обогащения (от природного до 2,4%), шага решетки, а также объема воды в каналах. В обоснование развития проекта РБМК выполнены эксперименты с уменьшенным содержанием графита в ячейке и эрбиевым выгорающим поглотителем [13]. Стенд РБМК продолжает эксплуатироваться для научного сопровождения действующих ядерных реакторов, повышения их безопасности и экономичности (исследования прототипов новых стержней аварийной защиты, определение подкритичности без выхода в критическое состояние, исследование профилированных ТВС и др.). Стенд демонстрирует также возможность решения «экзотических» задач, как, например, испытания диверторного монитора и системы регистрации нейтронного потока ИТЭР.

С начала 1980-х годов эксплуатируются уран-графитовые критические стенды ГРОГ и «Астра», предназначенные для изучения нейтронно-физических характеристик высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов (ВТГР) и других уран-графитовых реакторов с двумя типами топливных элементов — сфери-

ческими и цилиндрическими, с обогащением до 21%, отличающихся геометрией, структурой и составом активной зоны [14]. В частности, на стенде «Астра» в 1980—2001 гг. было проведено несколько серий экспериментов для обоснования нейтронно-физических характеристик ядерной безопасности проектировавшихся высокотемпературных реакторов ВГ-400, ВГМ и др. Позднее на нем была выполнена серия прецизионных экспериментов с кольцевыми активными зонами для международных проектов ГТ-МГР (Россия, США) и RBMR (ЮАР). Исследованы характеристики, включающие как собственно критичность, так и другие физические параметры (эффективность органов регулирования, пространственное распределение реакции деления на ^{235}U , кинетические параметры и др.) [15]. Значительные усилия при подготовке бенчмарк-описаний этих экспериментов предпринимались для минимизации неопределенности Δk^l . В частности, выполнены специальные работы по статистической обработке характеристик шаровых тепловыделяющих, графитовых и поглощающих элементов ВТГР для стенда «Астра», а также прецизионному определению физических характеристик реакторного графита [16, 17]. Проведенный в рамках экспериментальной программы для проекта RBMR международный аудит обеспечения качества исследований на стенде «Астра» подтвердил их соответствие лучшей известной в мире практике, что позволило напрямую использовать полученные результаты для лицензирования этого проекта.

Следует отметить, что результаты экспериментов почти на всех стендах энергетического и космического направления, в том числе и на сборках ZR-6 и LR-0, где участвовали российские экспериментаторы, включены в Международный справочник IRPhEP.

Широкий диапазон исследованных систем относится к направлению малых ядерных энергетических установок различного назначения. Критические сборки с водяным, гидроциркониевым и бериллиевым замедлителями собирали из твэлов разной конструкции в диапазоне обогащения 5—96%, соотношения ядерной концентрации водорода и ^{235}U 25—1000, температуры 20—300 °С. Первые данные о критичностиборок простой геометрии с замедлителями на основе водорода и бериллия были опубликова-

ны ИАЭ им. И.В. Курчатова на III Женевской конференции по мирному использованию атомной энергии. Дальнейшие публикации носили эпизодический характер. Тем не менее многие эксперименты имели простую геометрию и хорошо описанный состав, что позволило классифицировать их как бенчмарк-эксперименты и включить в Международный справочник ICSBER [18, 19].

Для экспериментов по физике корабельных реакторов в НИЦ «Курчатовский институт» с начала 1960-х годов было создано восемь универсальных критических стенов, включая высокотемпературный с рабочими параметрами водного теплоносителя (температура 300 °С, давление до 200 кг/см²) и высокопоточный — с нейтронным потоком до $\sim 10^9$ с⁻¹·см⁻². Последний стенд — наиболее востребованный в настоящее время (градуировка внутриреакторных детекторов, облучение испытуемых образцов и др.).

Направление космических реакторов располагало критическим стендом «Нарцисс», на котором была выполнена серия экспериментов по изучению нейтронно-физических характеристик реакторов с прямым преобразованием тепла в электричество [19]. Следует отметить, что решение включиться в проект CSBER в 1994 г. было принято по инициативе ведущего физика этого направления Е.С. Глушкова и поддержано специалистами по корабельной тематике [20]. В настоящее время развитие работ космического направления потребовало пуска новой критической сборки. Критическая сборка для исследования характеристик термоэмиссионного реактора-преобразователя РП-50 была пущена в 2013 г. и интенсивно эксплуатируется (рис. 3) [21]. Ее отличительными чертами являются высокообогащенное ядерное топливо (96%), органы регулирования с обогащенным ¹⁰В карбидом бора, отражатели из металлического бериллия и оксида бериллия. На сборке планируется использование в качестве замедлителя гидрида циркония вместо воды.

Заключение. НИЦ «Курчатовский институт» сохраняет возможности (стенды, ядерное топливо, аппаратуру) для проведения нейтронно-физических экспериментов. Потребности в проведении ограниченного числа, но высокоточных и хорошо документированных экспери-



Р и с. 3. Критическая сборка-прототип термоэмиссионного реактора-преобразователя РП-50

ментов продолжают выявляться в процессе создания новых реакторных установок и обеспечения безопасной эксплуатации существующих. Эти тенденции соответствуют мировой практике. Так, в частности, развитие Международного проекта по оцененным реакторно-физическим бенчмарк-экспериментам (IRPhEP) не замыкается на сохранении и консолидации экспериментальных данных, а включает идентификацию областей, где необходимы новые данные, а также планирование будущих экспериментов.

Комитет по ядерной науке NSC NEA OECD создал специальную экспертную группу по «мультифизическим», т.е. объединяющим нейтронную физику, термодинамику и поведение топлива экспериментальным данным, бенчмаркам и валидации (EGMPERV), которая занимается сертификацией экспериментальных данных и бенчмарк-моделей и имеет целью дать странам-участницам согласованные рекомендации по оценке физического моделирования. Отмечается, в частности, [19], что наличие новых установок для мультифизических экспериментов представляет собой проблему. Ни в одной стране — члене NEA OCD не сохранилось и не эксплуатируется полного спектра установок, необходимого для изучения и оценки всех возможных мультифизических явлений и их комбинаций. В этой связи предлагается развитие международного сотрудничества для оптимального использования ресурсов.

Большое значение имеет сбор данных с АЭС, в том числе новых в процессе их пусковых испытаний и последующей эксплуатации. Представляется, что российские эксперты, в том числе из НИЦ «Курчатовский институт» имеют все основания внести весомый вклад в эту деятельность. Это было продемонстрировано ими в ходе пусковых испытаний третьего блока Калининской АЭС с ВВЭР-1000, где были собраны и использованы высококачественные мультифизические (нейтронно-физические и термогидравлические) данные [22].

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Курчатов И.В., Панасюк И.С. — В сб.: Некоторые труды сотрудников Института атомной энергии им. И.В. Курчатова. М.: Энергоатомиздат, 1982, с. 7—26.
2. Гагаринский А.Ю. Критические бенчмарк-эксперименты в РНЦ «Курчатовский институт». — Атомная энергия, 1998, т. 84, вып. 6, с. 495—501.
3. Bykov A.A., Gagarinski A.Yu., Glushkov E.S. e.a. Programs of experiments with critical assemblies at the Russian Research Centre «Kurchatov Institute». — Nucl. Sci. Engng, 2003, v. 145, p. 181—187.
4. Гладков Г.А., Никольский Ю.В. Первые водо-водяные критические сборки СССР. — Атомная энергия, 2001, т. 90, вып. 2, с. 88—90.
5. Гагаринский А.Ю., Быков А.А., Двойнишников Е.А. и др. Курчатовская экспериментальная база для создания корабельной ядерной энергетики. — В сб.: Научно-технич. конф. «Корабельная ядерная энергетика XXI века». НИТИ им. А.П. Александрова, 23—25 октября 2012.
6. Гагаринский А.Ю., Лазуков Н.А., Мاستин Д.А. и др. Температурные эффекты реактивности однородных уран-водных критическихборок в диапазоне 20—280 °С. — Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика и техника ядерных реакторов, 1981, вып. 5(18), с. 113—117.
7. Briggs J. The activities of international criticality safety benchmark evaluation project (ICSBEP). — J. Nucl. Sci. Technol., 2002, № 2, p. 1427—1432.
8. Briggs J., Bess J., Gulliford J. Integral benchmark data for nuclear data testing through the ICSBEP & IRPhEP. — In: Intern. Conf. on Nucl. Data for Science and Technology INL/CON-12—26696, March 2013.
9. Bykov A.A., Gagarinski A.Yu., Pavlov V.D. e.a. — In: Intern. Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments HEU-COMP-THERM-011, HEU-COMP-THERM-012, HEU-COMP-THERM-013, HEU-COMP-THERM-014. NEA/NSC/DOC(95)03/II, v. II, OECD/NEA, September 2001.
10. Bess J., Briggs J., Guilford J., Hill I. Current status of the IRPhEP and ICSBEP (August 2014). — In: THTR Conf. Portland, August 2014.
11. Vasiliev A.P., Sokolov Yu.A., Terekhin V.A. e.a. Benchmark experiments at VNIITF test facilities for verification of nuclear data libraries. — Nucl. Sci. Engng, 2003, v. 145, p. 185—188.
12. Experimental studies of the physics of VVER-type uranium-water lattices. — In: Proc. Temporary Intern. Team. V. 1, Budapest: Academial Kiado, 1984.
13. Бурлаков Е.В., Давыдова Г.Б., Жигарев В.Е. и др. Анализ критических экспериментов, выполненных в обоснование и совершенствование проекта реактора РБМК. — Transactions of ANS, 1997, v. 77, p. 380—382.
14. Bakunin S., Garin V., Glushkov E. e.a. Study of HTGR nuclear criticality safety at GROG and Astra facilities. — In: Proc. V Intern. Conf. on Nuclear Criticality Safety (ICNC'95). Albuquerque, USA, September 17—21, 1995, v. 1, p. 618—624.
15. Ponomarev-Stepnoi N.N., Glushkov E.S., Kompaniets G.V., Polyakov D.N. Graphite Annular Core Assemblies with Spherical Fuel Elements Containing Coated UO₂ Fuel Particles. ASTRA-GCR-EXP-001-CRIT, NEA/NSC/DOC(2006)01.
16. Пономарев-Степной Н.Н., Глушков Е.С., Компаниец Г.В. и др. Статистическая обработка характеристик шаровых тепловыделяющих, графитовых и поглощающих элементов ВТГР для стенда АСТРА. — Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов, 2008, вып. 2, с. 82—93.
17. Пономарев-Степной Н.Н., Глушков Е.С., Компаниец Г.В. и др. Физические характеристики реакторного графита. — Там же, с. 57—82.
18. Gagarinski A.Yu., Pavlov V.D., Bykov A.A. Water Moderated Hexagonally Pitched Lattices U(80%)O₂+Cu Fuel Rods. HEU-COMP-THERM-006, NEA/NSC/DOC(95)03/II, September 2001 Edition.
19. Glushkov E.S., Ponomarev-Stepnoi N.N. Intermediate Heterogeneous Assembly with Highly Enriched Uranium Dioxide (96% U-235) and Zirconium Hydride Moderator. HEU-COMP-INTER-001, NEA/NSC/DOC(05)03/II, September 2001 Edition.
20. Gagarinski A.Yu., Glushkov E.S., Ponomarev-Stepnoi N.N. A short review of critical experiments performed at the Kurchatov Institute. — In: Proc. Mtg Nuclear Criticality Safety Project. Los Alamos National Laboratory, 1994.
21. Усов В.А., Мороз Н.П., Компаниец Г.В. Основные результаты контрольного физического пуска критической сборки нейтронно-физического прототипа термозмиссионного реактора-преобразователя РП-50 на стенде АКСАМИТ. — В сб.: Инновационные проекты и технологии ядерной энергетики. ОАО «НИКИЭТ», 7—10 октября 2014 г.
22. Tereshonok V.A., Nikonov S.P., Lizorkin M.P. e.a. Specification: Kalinin-3 Coolant Transient Benchmark-Switching-off of one of the Four Operating Main Circulation Pumps at Nominal Reactor Power. OECD/NEA-DEC, 2008.