

КОНСТАНТНОЕ ОБЕСПЕЧЕНИЕ РАСЧЕТОВ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ. ПУТЬ К СОВРЕМЕННОМУ СОСТОЯНИЮ И ЗАДАЧИ ДАЛЬНЕЙШЕГО РАЗВИТИЯ

М.Н. Николаев

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



Кратко изложена история развития константного обеспечения нейтронно-физических расчетов быстрых реакторов. Отмечены недостатки современного состояния и сформулированы задачи дальнейшего развития.

Ключевые слова: константное обеспечение расчетов быстрых реакторов.

Key words: constants base for calculations of fast reactors.

Более шести десятилетий тому назад в ФЭИ началась разработка быстрых реакторов для атомной энергетики. В течение всего этого времени непрерывно шло совершенствование константного обеспечения, необходимого для расчета нейтронно-физических характеристик быстрых реакторов. Возможность расширенного воспроизводства ядерного топлива в быстрых реакторах была вполне ясна уже к середине 40-х годов XX в. Было известно, что при делении выделяется значительно больше нейтронов, чем это необходимо для поддержания цепной реакции; больше половины нейтронов деления способны делить уран-238, образуя дополнительный избыток нейтронов; при захвате избыточных нейтронов в уране-238 образуется хорошо делящийся плутоний-239, пригодный для использования в качестве ядерного топлива в смеси с ураном-238.

К 1950 г. были уже реалистично оценены запасы природного урана, и было ясно, что атомная энергетика может рассматриваться в качестве долгосрочной альтернативы углеводородной энергетике только при развитии ее на основе быстрых реакторов-размножителей (бридеров) с замкнутым топливным циклом. Пуск первых АЭС у нас и за рубежом объясняется (и объяснялся), несомненно, политическими мотивами, а никак не экономическими соображениями. Дальнейшее развитие атомная энергетика с тепловыми реакторами получила благодаря тому, что добыча, переработка и обогащение урана уже были освоены и производственные мощности превышали потребности военно-промышленного комплекса, для которого они создавались. Таким образом, атомная энергетика как бы утилизировала отходы военно-промышленного комплекса, что позволяло избежать нежелательного свертывания уже развитых с большим трудом производств и, разумеется, резко снижало топливную составляющую вырабатываемой электроэнергии. С другой стороны, никаких реальных шагов по утилизации отходов самой атомной энергетики не предпринималось. Решение этой задачи откладывалось (и продолжает откладываться) на неопределенно долгий срок, что, конечно, также снижало сто-

© *М.Н. Николаев, 2013*

имость вырабатываемой электроэнергии. В 1950-е гг. наша страна, восстановившая порушенную войной экономику, развивалась чрезвычайно высокими темпами. При сохранении этих темпов срок исчерпания углеводородных ресурсов представлялся не слишком далеким. Государство в то время было озабочено долгосрочными перспективами и Александру Ильичу Лейпунскому удалось убедить правительство в необходимости разработки быстрых реакторов-бридеров с замкнутым топливным циклом.

Прежде всего требовалось на практике убедиться в практической реалистичности этого направления. Для этого был спроектирован реактор нулевой мощности БР-1, являвшийся прототипом БР-2, для которого в качестве теплоносителя (как и для американского реактора «Клементина») была выбрана ртуть. Выбор оказался неудачным, и вскоре этот реактор был переделан в реактор с натриевым замедлителем и большей мощности – БР-5 (затем он же – БР-10).

В начале 1950-х гг., когда проектировались эти реакторы, объем информации о нейтронных сечениях был столь скуден (например, [1]), что погрешности в расчете $k_{эф}$ и коэффициента воспроизводства составляли не менее 10 – 15%. Это однако не помешало спроектировать и критстенд БР-1, и реакторы БР-2 и БР-5 – потребовалось лишь предусмотреть запас в объеме активной зоны.

В этих проектах использовались 9-групповые константы, приведенные в [2]. Расчет радиационной защиты БР-2 выполнялся на основании разрозненных эмпирических данных о так называемых «длинах релаксации», т.е. толщин материалов, ослабляющих излучение на порядок, и «факторов накопления», вносящих поправки в экспоненциальные распределения. Как ни странно, расчет защиты БР-2 был выполнен лишь с небольшим запасом – таким, что потом в этой же защите был размещен БР-10, впятеро большей мощности.

Следует подчеркнуть, что в те годы расчеты реакторов и защиты выполнялись вручную с помощью механических калькуляторов. Тем не менее, погрешность результатов вычислений определялась не расчетно-методическими погрешностями, а неточностью используемых констант.

На БР-1 был экспериментально определен коэффициент воспроизводства нейтронов путем измерения отношения числа захватов в толстом урановом экране к числу делений плутония в компактной активной зоне. Если считать выгорание урана-235 в обедненном уране, из которого был изготовлен экран БР-1, за потерю топливного материала, то коэффициент воспроизводства (КВ) оказался равным $(2.0 \pm 0.1)/(1 + \alpha)$, где α – отношение сечения захвата плутония в активной зоне к сечению его деления. Пренебрежение выгоранием урана-235 в обедненном уране повышает КВ на 10%.

На БР-2, затем БР-5 были выполнены экспериментальные оценки величины α для урана-235 и плутония-239. В частности, для БР-2 было получено $\alpha = 0.07 \pm 0.01$, откуда следовало, что максимально возможная величина КВ превышает 1.8. Разумеется, было понятно, что необходимость обеспечения достаточно большой мощности энергетического быстрого реактора и ограничения по возможностям теплосъема потребуют увеличить объем активной зоны, разбавить плутоний ураном-238 и теплоносителем, что неизбежно приведет к снижению КВ, однако и при $\text{КВ} \approx 1.4$ быстрые реакторы могли обеспечить приемлемый темп нарастания мощностей атомной энергетики без обогащения урана (при условии переработки отработавшего топлива и воспроизводящих экранов).

Исследования на БР-1 с неразмножающимися экранами (из железа, меди, никеля) выявили необходимость учета резонансной самоэкранировки сечений в области десятков и сотен килоэлектронвольт. Это существенно повысило требования к константному обеспечению.

В это же время в физическом отделе ФЭИ велись измерения энергетических зависимостей сечений деления и захвата для основных реакторных материалов, числа вторичных нейтронов деления, интенсивности запаздывающих нейтронов и пр. Аналогичные эксперименты велись в ФИАН, в ИТЭФ и ЛИПАН (ныне – Курчатовский институт). В теоретических отделах велись работы, позволяющие провести через разрозненные экспериментальные точки плавные оцененные кривые, оценивались средние параметры неразрешенных резонансов, развивались методы учета резонансных эффектов. Аналогичные работы велись и за рубежом, и их результаты в 1950-е гг. открыто публиковались.

В 1960 г. по инициативе И.И. Бондаренко и под его руководством началась работа по созданию усовершенствованной системы констант. В группу разработчиков вошли я, Лили Паруйровна Абагян и Нина Оганесовна Базазянц. В 1962 г. работа была завершена, оформлена в виде открытого отчета ФЭИ и доложена И.И. Бондаренко на Международном семинаре по физике быстрых и промежуточных реакторов в Вене, а в 1964 г. опубликована в СССР [3], Франции и США.

Принципиально новым в этой системе констант было введение факторов резонансной самоэкранировки нейтронных сечений, которые до тех пор при расчете быстрых реакторов не использовались. Это обстоятельство, в частности, и послужило причиной издания этой системы констант за рубежом. В США факторы самоэкранировки стали называться факторами Бондаренко. Сам Игорь Ильич, к сожалению, не дожидаясь выхода системы констант БНАБ в свет – он умер 5 мая 1964 г., не дожив до 38-ми лет.

С внедрения системы констант БНАБ начался новый этап константного обеспечения быстрых реакторов. В 1960-е гг. реакторно-физические расчеты стали выполнять уже на электронно-вычислительных машинах – ЭВМ, как тогда называли компьютеры. У нас в стране первым освоил новую систему М.Н. Зизин, который в то время работал в НИИАР. С его легкой руки система констант получила название БНАБ. Чуть позже и в ФЭИ И.П. Маркеловым, М.А. Барыбой и др. была создана программа М26, использующая константы БНАБ. С внедрением этой системы констант начался следующий этап развития константного обеспечения расчетов быстрых реакторов, в котором константная составляющая погрешностей расчетных результатов была снижена примерно до 3% в $k_{эфф}$. Эта составляющая, однако, по-прежнему преобладала над программно-методической компонентой погрешности, резко сократившейся благодаря применению ЭВМ (примерно до 2% в $k_{эфф}$).

На основе системы констант БНАБ-64 были выполнены и осуществлены проекты быстрых реакторов БН-350 и БОР-60, импульсного быстрого реактора ИБР, а также физического стенда БФС; начата разработка проекта реактора БН-600. На этом этапе существенно развились возможности уточнения нейтронных данных на основе интегральных и макроскопических экспериментов. Прежде всего потому, что было выполнено множество макроскопических экспериментов на критических стендах БР-1 и БФС и их зарубежных аналогах ZEBRA, «Мазурка», ZPR, а также на реакторе БН-350. Учет всей этой информации позволил к концу рассматриваемого этапа (т.е. к концу 1970-х гг.) сократить константную составляющую расчета $k_{эфф}$ до 1.5 – 2 %.

К этому времени существенно возрос объем экспериментальной информации о нейтронных сечениях, возросло энергетическое разрешение нейтронных спектрометров, а для получения данных о характеристиках резонансной структуры сечений, определяющих эффект самоэкранировки в области неразрешенных резонансов, был предложен и реализован метод, не требующий сверхвысокого энергетического разрешения. Метод состоял в измерении пропускания нейтронов через большие толщи исследуемых материалов. Знание кривой пропускания для довольно широкого энергетического интервала ΔE

$$T(t) = \int_{\Delta E} \exp(-t\sigma_{tot}(E)) dE$$

позволяет найти так называемые моменты полного сечения

$$\left\langle \frac{1}{\sigma_{tot} + \sigma_0} \right\rangle = \int_0^{\infty} T(t) \exp(-t\sigma_0) dt ; \quad \left\langle \frac{1}{(\sigma_{tot} + \sigma_0)^2} \right\rangle = \int_0^{\infty} tT(t) \exp(-t\sigma_0) dt ,$$

определяющие факторы самоэкранировки этого сечения

$$f_{t0}(\sigma_0) = \frac{1}{\langle \sigma_{tot} \rangle} \left\{ \left\langle \frac{1}{\sigma_{tot} + \sigma_0} \right\rangle^{-1} - \sigma_0 \right\} ;$$

$$f_{t1}(\sigma_0) = \frac{1}{\langle \sigma_{tot} \rangle} \left\{ \left\langle \frac{1}{(\sigma_{tot} + \sigma_0)^2} \right\rangle^{-1} / \left\langle \frac{1}{\sigma_{tot} + \sigma_0} \right\rangle^{-1} - \sigma_0 \right\} .$$

Измерение пропускания с помощью детектора, регистрирующего деления или захваты в исследуемом материале, позволяет определить факторы самоэкранировки этих парциальных сечений, например, фактор самоэкранировки сечения деления

$$f_f(\sigma_0) = \frac{1}{\langle \sigma_t \rangle} \left\{ \left\langle \frac{\sigma_f}{\sigma_{tot} + \sigma_0} \right\rangle^{-1} / \left\langle \frac{1}{\sigma_{tot} + \sigma_0} \right\rangle^{-1} \right\} =$$

$$= \frac{1}{\langle \sigma_t \rangle} \left\{ \int_{\Delta E} \sigma_f(E) \exp(-t\sigma_{tot}(E)) dE / \left\langle \frac{1}{\sigma_{tot} + \sigma_0} \right\rangle^{-1} \right\} .$$

Здесь угловые скобки означают усреднение по энергетическому интервалу, а σ_0 – «сечение разбавления» – суммарное полное сечение всех остальных изотопов, входящих в состав среды, приходящееся на одно ядро рассматриваемого резонансного изотопа [6].

Была реализована большая программа измерений кривых пропускания на линейных ускорителях в ФЭИ, продолженная впоследствии на пучках БР-5 и на ИБР в Дубне, где изучалось влияние доплер-эффекта на эффект самоэкранировки (например, [4, 5]).

В этот период Л.Н. Усачевым была разработана обобщенная теория возмущений, позволяющая рассчитывать чувствительности измеряемых на критических сборках отношений сечений и реактивностей малых образцов к константам, используемым при расчетах этих величин [7]. Это позволило применить для уточнения нейтронных констант метод наименьших квадратов, оценивать влияние этого уточнения на погрешности расчетных характеристик реакторов и пр. Была развернута интенсивная работа в этом направлении с целью создания библиотеки рекомендованных оцененных нейтронных данных (БРОНД), учитывающей анализ расчетно-экспериментальных расхождений для совокупности макроскопических экспериментов и соответствующей библиотеки групповых констант ОСКАР (Оптимизированная Система Констант для расчета Атомных Реакторов). К сожалению, обеспечить координацию работ этой группы с группой разработчиков системы БНАБ не удалось. Работы по совершенствованию системы константного обеспечения велись параллельно.

В 1970 г. лаборатория № 103 ФЭИ выпустила уточненную версию БНАБ, учитывающую новые экспериментальные данные по величине α для основных делящихся материалов, а в 1978 г. была окончательно сформирована новая версия констант БНАБ – БНАБ-78. Эта лаборатория – Отраслевой центр интегральных эксперимен-

тов и реакторных констант – и по сей день обеспечивает константами инженерные ядерно-физические расчеты в отрасли.

Сначала была сформирована версия БНАБ-МИКРО, учитывающая совокупность накопившихся к этому времени данных дифференциальных нейтронно-физических экспериментов, затем откорректированная на основе результатов макроскопических экспериментов, в итоге получившая название БНАБ-78. В 1981 г. она была опубликована [8]. В этой версии были добавлены две группы в области энергий выше 10.5 МэВ с целью обеспечения потребности расчетов термоядерных и гибридных установок. Другой важной особенностью являлось описание резонансной структуры сечений методом подгрупп, позволяющим описывать граничные резонансные эффекты, что особенно важно при расчете критсборок, имеющих гетерогенную структуру.

Подгрупповые параметры определялись таким образом, чтобы сохранить значения факторов резонансной самоэкранировки. При их получении принимались во внимание и эксперименты по измерению кривых пропускания в области неразрешенных резонансов. 28-групповые константы для расчета переноса нейтронов содержали матрицы анизотропии упругого рассеяния в P_5 -приближении. Система констант сопровождалась данными об энерговыделении и образовании гамма-квантов в нейтронных реакциях (15 гамма-групп), а также ковариационными матрицами погрешностей констант БНАБ-МИКРО, использовавшимися в процедурах корректировки констант на основании анализа расхождений между результатами расчетов и выбранных бенчмарк-экспериментов.

Для внедрения новой константной библиотеки в расчетную практику М.М. Савоськиным и др. была создана программа АРАМАКО (Автоматизированный РАсчет МАкро КОнстант), формирующая макроконстанты в формате FMAC, а также блокированные (т.е. учитывающие эффект самоэкранировки) микроконстанты входящих в состав сред нуклидов. Система констант, состоящая из БНАБ-78 и АРАМАКО, быстро была внедрена в практику расчетов быстрых реакторов, а чуть позже и радиационной защиты и расчетов в обоснование ядерной безопасности, что открыло новый, третий, этап в развитии системы константного обеспечения быстрых реакторов с замкнутым топливным циклом. Большую роль в сложном процессе освоения новой системы константного обеспечения сыграл М.Ф. Троянов, под руководством которого велись работы и по инженерному обоснованию требуемой точности расчета нейтронно-физических характеристик реакторов-бридеров.

Вычислительные методы и программы на этом этапе быстро развивались (в соответствии с возрастающими возможностями компьютеров). Поэтому на адаптацию системы констант к новым расчетным кодам тратилось немало сил как у нас, так и в смежных институтах, в частности, в ИПМ, где совершенствовались программы расчета защиты, и в Курчатовском институте, где эта система была существенно усовершенствована Л.П. Абагян, М.Ю. Юдкевичем и В.В. Тебиным для адаптации к расчетам реакторов на тепловых нейтронах.

На этом этапе развития системы константного обеспечения константная составляющая расчета $k_{эфф}$ снизилась до 2%, расчетно-методическая – до 1.2%. Учет результатов макроскопических экспериментов на реакторе БН-600 и на стенде БФС позволил снизить константную составляющую до уровня расчетно-методической.

К концу 1980-х гг. разработчикам констант стало ясно, что система константного обеспечения требует усовершенствования. Эта необходимость была обусловлена прежде всего тем, что объем экспериментальной информации к тому времени резко возрос в связи с вводом нейтронных спектрометров с высоким разреше-

нием. Файлы оцененных нейтронных данных из нескольких зарубежных библиотек, представленные в едином формате ENDF, позволяли упростить анализ экспериментальных данных: не требовалось выполнять все оценки самим, можно было выбрать из имеющихся наилучшую и при необходимости подправить ее. Резкое возрастание объема памяти компьютеров сняло ограничение на число энергетических групп. Стало возможным увеличить это число на порядок и тем самым устранить необходимость итерационной корректировки сечений замедления, которая не всегда и не везде выполнялась корректно. При разработке новой версии констант БНАБ все эти возможности были использованы. Создание и верификация этой версии осуществлялись под руководством и при активном участии А.М. Цибули. Число групп возросло до 299-ти. При этом тепловая группа была разбита на 25 узких групп, что позволяло учитывать термализационные эффекты. Были унифицированы формат представления данных и обращение к таблицам констант разного типа. Для подготовки данных к расчету была создана программа CONSYST, учитывающая резонансную самоэкранировку сечений, сворачивающая, если надо, константы в меньшее число групп и с помощью специальных модулей представляющая их в форматах, к которым адаптированы основные отечественные и зарубежные расчетные программы. Новая система констант была освоена в ФЭИ и начала интенсивно использоваться для верификации расчетных результатов на основе анализа данных экспериментов на критсборках и энергетических реакторах. К 1993 г. верификация была завершена, в константы были введены некоторые коррективы и система констант БНАБ-93–CONSYST была аттестована отраслевым центром стандартных справочных данных [9], после чего (не без труда) была внедрена в практику инженерных расчетов быстрых реакторов. Система констант БНАБ-93–CONSYST и представляет собой систему константного обеспечения, используемую в настоящее время.

На современном этапе константная составляющая расчетной погрешности снижена до 1.5%, но и расчетно-методическая составляющая упала до уровня ниже 0.6%. Учет результатов макроскопических экспериментов позволяет снизить константную составляющую погрешности $k_{эф}$ до 0.6 – 0.8%.

На основе системы БНАБ-93–CONSYST были разработаны проекты реакторов БН-1200, БРЕСТ, СВБР, SEFR, МБИР. Кроме нейтронных и фотонных констант БНАБ-93 включает в себя и выходы продуктов деления, данные о характеристиках их распада (а также о характеристиках радионуклидов, образующихся в других нейтронных реакциях).

В 2005 г. по заказу Миннауки было начато создание Российской национальной библиотеки оцененных нейтронных данных – РОСФОНД [10]. В 2007 г. работа была завершена, после чего на основе РОСФОНД была сформирована новая версия 299-групповых констант БНАБ-РФ. Была выполнена и ее основательная валидация на основе макроскопических экспериментов. На отраслевых семинарах «Нейтроника» неоднократно ставился вопрос о придании библиотеке РОСФОНД статуса отраслевого стандарта, и в начале 2013 г. ГК Росатом заключила с ФЭИ контракт на работу «Сопровождение отраслевого стандарта на ядерные данные для расчета быстрых реакторов, радиационной защиты и установок внешнего топливного цикла: обеспечение его соответствия растущим потребностям отрасли и мирового уровня знаний». В 2013 г. по этому контракту должно было быть сформулировано и обосновано техническое задание на создание первой версии отраслевого стандарта. Для выполнения контракта в ФЭИ была создана рабочая группа из сотрудников центра интегральных экспериментов и реакторных констант и центра ядерных данных. Этой группой были сформулированы причины, по которым система константного обеспечения нуждается в дальнейшем совершенствовании, и предложены пути решения этой проблемы в течение ближайших трех лет.

Необходимость развития константного обеспечения обосновывается следующим.

1. Вычислительные возможности за последние два десятилетия еще более возросли и, по крайней мере, при расчетах методом Монте-Карло стало возможно уйти от группового приближения. Более того, при открывшейся возможности детального описания конструкции реактора и, особенно, при учете изменения его состава в процессе выгорания стало рациональным рассмотрение взаимодействий с каждым изотопом в отдельности (вместо использования макроскопических констант для огромного числа гомогенных зон).

2. Чтобы максимально снизить необходимый запас реактивности для компенсации эффектов выгорания до величины, не превышающей $\beta_{эфф}$ (т.е. до 0.5%), требуется резкое снижение погрешности расчетных результатов как в начале, так и в конце кампании, когда состав топлива заметно меняется. Эта погрешность практически целиком определяется константной составляющей. Возникла потребность перейти от экспертной оценки расчетной погрешности к алгоритмической, когда результаты расчетов сопровождаются надежными оценками их погрешностей.

3. Создание международных сборников результатов макроскопических экспериментов [11] по обоснованию ядерной безопасности (ICSBEP), иных реакторно-физических экспериментов (IRPhEP) и экспериментов по радиационной защите (SINBAD) открыло принципиально новые возможности снижения константной составляющей расчетной погрешности за счет анализа расчетно-экспериментальных расхождений для всей совокупности макроэкспериментов.

4. Создание Российской национальной библиотеки оцененных нейтронных данных (РОСФОНД) создало предпосылки для перехода к новому этапу константного обеспечения, на котором погрешности расчетных результатов можно будет свести к требуемому уровню.

5. Развернувшиеся во всем мире работы по оценке погрешностей ядерных данных, уточнения их на основе макроскопических экспериментов, а также методов и программ, вычисляющих погрешности расчетных результатов, позволяют конструкторам оценивать погрешности всех рассчитанных ими нейтронно-физических характеристик реакторов.

6. Грядущая коммерциализация атомной энергетики требует обоснования права собственности на те материалы, которые использовались при создании товара, в частности, на ядерные данные.

Совокупность этих факторов обуславливает необходимость перехода к новому этапу развития константного обеспечения расчетов реакторов и защиты и обоснования ядерной и радиационной безопасности на всех этапах топливного цикла. Создаваемой системе константного обеспечения нового поколения должен быть придан статус отраслевого стандарта. Кроме аргумента, отмеченного в п. 6, необходимость стандарта вытекает и из того, что в настоящее время предлагается целый ряд альтернативных решений замыкания ядерного топливного цикла (например, рассматривается целый ряд различных установок выжигания минорных актинидов). Ясно, что объективное сравнение альтернативных проектов возможно только при наличии результатов расчетов, выполненных на единой константной базе.

В качестве базы для отраслевого стандарта предлагается принять библиотеку файлов оцененных нейтронных данных РОСФОНД, в которую необходимо ввести целый ряд корректив для устранения расчетно-экспериментальных расхождений, выявленных в процессе валидации библиотеки на основе макроскопических экспериментов [12, 13]. Необходимо принять во внимание и вновь появившиеся данные нейтронно-физических экспериментов (в частности, данные о выходах запаздывающих

нейтронов [14]). До сих пор не удалось разрешить противоречия с сильными расхождениями в современных оценках спектров запаздывающих нейтронов. В 2014 г. предлагается устранить отмеченные недочеты и создать версию РОСФОНД-2014 как основу первой версии отраслевого стандарта.

Однако пополнить библиотеку РОСФОНД ковариационными данными (т.е. данными о погрешностях нейтронных сечений и корреляциях между этими погрешностями) в 2014 г. едва ли удастся, т.к. отбор из существующих оценок наиболее надежной чрезвычайно сложен. Если разброс различных оценок нейтронных сечений с годами снижается (порой настолько, что удастся выработать единую международную оценку), то оценки погрешностей оцененных сечений годами возрастают. Наиболее ярким примером служат оценки сечения, казалось бы, простейшей нейтронной реакции – упругого рассеяния нейтронов на водороде, т.е. на протонах (такими же должны быть и сечения рассеяния нейтронов на нейтронах, величина которых, понятно, не играет никакой роли в реакторной физике). Сечение рассеяния на водороде является стандартом, на который опираются измерения сечений многих других реакций. В 1990 г. погрешность этого стандарта (рис. 1) была принята группой экспертов вдвое большей оценки известнейшего специалиста из Лос-Аламосской национальной лаборатории Г. Хэйла, которая в 2006 г. была принята группой экспертов в качестве основы для международного стандарта. В 2008 г. Г. Хэйл пересмотрел свою оценку погрешностей, и они возросли на порядок (см. рис. 1). Заметим, что кардинальные изменения мнений экспертов нельзя объяснить изменениями объема и точности экспериментальных данных.

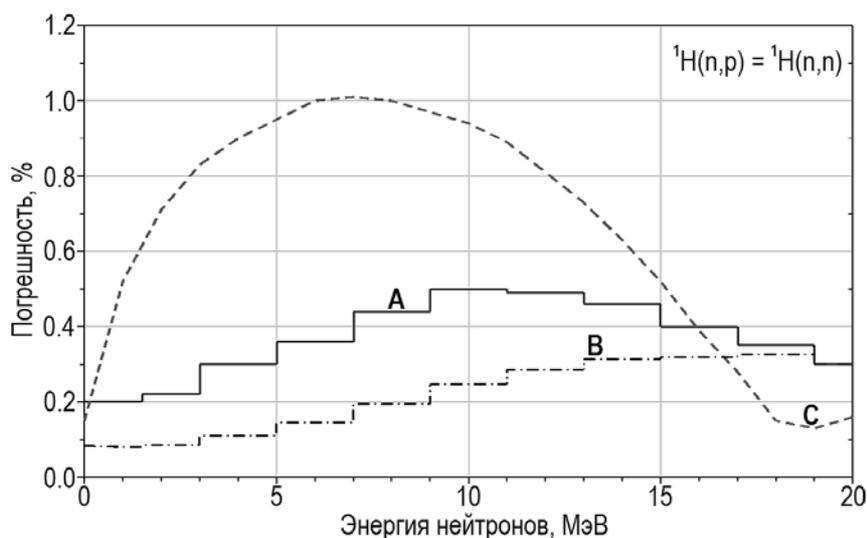


Рис.1. Сравнение оценок погрешностей сечения рассеяния нейтронов на водороде: А – оценка экспертов, CSEWG (1990); В – Международный стандарт (2006); С – G.M.Hale, NDS, 109, p. 2812 (2008)

Не лучше положение дел и с оценками погрешностей сечений более сложных нейтронных реакций. Рабочей группой предлагается в течение 2014 г. выработать согласованную и обоснованную российскими специалистами точку зрения на отбор оценок погрешностей нейтронных данных и в 2015 г. включить эти согласованные оценки в отраслевой стандарт (т.е. в РОСФОНД).

Положение дел с данными о взаимодействии гамма-излучения с веществом несравненно лучше, чем с нейтронными данными. Созданная в Ливерморской национальной лаборатории им. Лоуренса библиотека EPDL97 принята за основу рас-

четов переноса фотонов во всех странах мира. В России к РОСФОНД присоединена та часть этой библиотеки, которая включает в себя данные только о фотоэлектронных взаимодействиях (упорядоченные, естественно, по элементам). Фотоядерные данные для основных реакторных материалов (которые могут потребоваться, например, при анализе дозиметрических экспериментов в радиационной защите) планируется включить в РОСФОНД-2014. Погрешности, вносимые неточностью знания фотонных данных в расчеты гамма-полей, существенно ниже тех погрешностей, которые вызваны неточностями данных об образовании гамма-квантов в нейтронных реакциях и(или) при распаде радионуклидов.

Используемые в нашей стране данные о характеристиках распада радионуклидов (распадные данные), как и нейтронные данные, не стандартизованы. Имеется целый ряд общедоступных библиотек распадных данных, и каждый пользователь вправе выбирать любую из них. На самом деле конечные пользователи – инженеры-проектировщики – не имеют возможности воспользоваться этим правом и обречены пользоваться теми распадными данными, которые погружены в используемые в их организациях вычислительные программы. К счастью, расхождения в различных оценках распадных данных не столь велики, чтобы эти расхождения значимо влияли на конечные расчетные результаты (по крайней мере, в большинстве приложений). Хотя законодательно установленных требований к точности расчета радиационных полей не существует, здравый смысл подсказывает, что эти требования не могут быть ниже тех 20 – 30%, с которыми в лучшем случае известны эффекты воздействия излучений на организмы и материалы. Более жесткие требования (3 – 5%) могут быть предъявлены к расчетам энерговыделения при радиоактивных распадах. Для долгоживущих нуклидов, в частности для актинидов и долгоживущих продуктов деления, определяющих энерговыделение в хранилищах отработанного топлива, эти требования вполне удовлетворены. Энерговыделение, обусловленное распадом короткоживущих нуклидов, в частности, продуктов деления, определяющих остаточное энерговыделение после аварийного прекращения цепной реакции, известно намного хуже. Более того, измерения полного энерговыделения при распаде радионуклидов, выполненные в последние годы в Оук-Риджской лаборатории на установке TAGS (Total Absorption Gamma-ray Spectrometry method) показали, что большинство (если не все) оценки энерговыделения при распаде занижены. Так, например, в случае ^{89}Kr (выход при делении 5.8%) энерговыделение занижено на 9.4%; для ^{139}Xe (выход при делении 6.4%) энерговыделение занижено на 39%; для ^{87}Br (выход при делении 2.5%) – на 23%. О недооценке энерговыделения при распаде короткоживущих продуктов деления говорят и сравнения суммарного запаздывающего энерговыделения, приводимого в файлах оцененных данных для разных делящихся ядер, с суммой энерговыделений всех образующихся при делении радионуклидов (разумеется, взвешенной с учетом их выходов и цепочек распада). Рабочей группой предлагается выполнить в 2014г. критический анализ имеющихся оценок распадных данных для продуктов деления и других нейтронных реакций и включить их в библиотеку РОСФОНД-2014.

Однако как бы ни была полна библиотека РОСФОНД-2014 и как бы ни были квалифицированы ее составители, прежде, чем рекомендовать содержащиеся в ней ядерные данные, их необходимо тщательно верифицировать и всесторонне провалидировать. Поскольку термин «валидация» в нашей стране употребляется редко и часто путается с «верификацией», поясню тот смысл этих терминов, в котором их используют наши и зарубежные константчики. Целью верификации

является проверка соответствия представленных в библиотеке данных установленным стандартом форматов, проверка сохранения балансов (сумм составляющих, энергии, массы, заряда), возможность переработки оцененных данных в форматы, требуемые для инженерных расчетов. Целью валидации является оценка точности расчетных предсказаний на основании анализа расхождений между результатами расчета различных функционалов полей излучения с результатами экспериментального определения этих величин в макроскопических экспериментах на реакторах и критсборках. Итак, если верификация выявляет и внутренние противоречия в оцененных данных, то валидация выявляет наличие внешних противоречий (внешних по отношению к исходной информации, использовавшейся при оценке). Для выполнения валидации необходимо располагать набором надлежащим образом оцененных данных макроскопических экспериментов и вычислительными средствами, позволяющими провести корректные расчеты измерявшихся величин на основе валидируемой библиотеки ядерных данных. Макроскопические эксперименты, содержащиеся в упомянутых выше международных сборниках ICSBEP, IRPhEP, SINBAD, описаны неплохо; в них содержатся не только результаты измерений, но также условия и методы их выполнения и погрешности полученных результатов. Однако оценки макроскопических экспериментов выполнялись, как правило, независимо друг от друга и не содержат данных о корреляциях погрешностей. Между тем корреляции, обусловленные общностью экспериментальных методик (например, нормировкой детекторов в потоке тепловых нейтронов), условий проведения экспериментов (например, использованием одинаковых топливных элементов в разных критических экспериментах на одной и той же критсборке), существенны, и пренебрежение ими ведет к неоправданному завышению информативности экспериментальных данных. В случае некоррелирующих погрешностей информативность повышается пропорционально $n^{1/2}$, где n – число экспериментов; при наличии корреляций, обусловленных общим источником погрешностей, она будет определяться этим источником независимо от числа экспериментов. Поэтому рабочей группой предлагается провести тщательный отбор макроскопических экспериментов, рекомендуемых для валидации констант, сопровождающийся комплексным анализом источников экспериментальных погрешностей. Первую версию базы данных оцененных таким образом макроэкспериментов планируется создать в 2014 г.

Для использования отобранных макроэкспериментов для валидации констант необходимо прежде всего располагать вычислительными средствами, преобразующими оцененные данные в формы, требующиеся для вычислительных программ (многогрупповые константы, описания детальных энергетических зависимостей сечений в формате ACE и т.п.). Следует отметить, что эти преобразования также являются важным этапом верификации, т.к. при этом нередко выявляются многие недочеты, которые не удастся обнаружить путем стандартных алгоритмических проверок непротиворечивости оцененных данных. Оцененные ядерные данные представляются инженерам-пользователям в таком адаптированном к проведению расчетов виде. Если речь идет о многогрупповых расчетах, то необходима еще одна стадия переработки – подготовка групповых макроскопических констант, сопряженная с рядом дополнительных приближений [6]. Библиотека РОСФОНД не может являться стандартом, если все эти средства преобразования ядерных данных не будут также стандартизованы.

Наконец, о методиках валидации констант. К настоящему времени накоплен (в значительной мере в нашей стране) огромный опыт работы в этом направлении: развиты новые методы вычисления чувствительностей реакторных характеристик к

используемым при расчетах константам, различные методы анализа расчетно-экспериментальных расхождений и обоснования на их основе погрешностей расчетных предсказаний. Некоторые из используемых методик ведут к неоправданному завышению точности расчетных предсказаний. Предлагается провести работу по сравнению различных методик валидации и выбора из них одной – двух рекомендованных для использования при обосновании стандарта. После выполнения перечисленных выше работ на второй стадии, в 2015 г., должна быть выполнена верификация, валидация и, если потребуется, корректировка базовой версии библиотеки РОС-ФОНД. На третьей стадии, в 2016 г., может быть обеспечено внедрение отраслевого стандарта в практику инженерных расчетов на предприятиях отрасли. На этой стадии должен быть накоплен опыт проведения расчетов на основе отраслевого стандарта и должны быть выявлены расхождения с результатами прежних расчетов. Эти расхождения должны быть сопоставлены с рассчитанными по рекомендуемым вычислительным средствам погрешностями результатов. Должны найти разрешение и другие вопросы, которые неизменно возникают в процессе внедрения.

Ожидается, что константная составляющая погрешности расчета $k_{эфф}$ на основе отраслевого стандарта будет снижена до требуемой величины – не более 0.3%.

На следующих стадиях, как уже отмечалось, работа над отраслевым стандартом должна продолжаться для его соответствия растущим потребностям отрасли и мировому уровню знаний.

На всех стадиях разработки, внедрения и развития отраслевого стандарта на ядерные данные приемку, планирование и координацию работ должна осуществлять отраслевая Комиссия по ядерным данным, в которую кроме представителей администрации должны войти специалисты из институтов-разработчиков и конструкторских бюро. Подобный орган в течение многих лет весьма эффективно функционировал в Минатоме.

Литература

1. Гольдсмит Г., Ибсер Г., Фельд Б. Нейтронные эффективные сечения элементов. / Приложение к книге «Научные и технические основы ядерной энергетике» под ред. Л. Гудмена. – М.: ИЛ. 1948.
2. Гордеев И.В., Кардашев Д.А., Малышев А.В. Справочник по ядерно-физическим константам для расчета реакторов. / Под ред. А.К. Красина. – М.: Атомиздат, 1960.
3. Абагян Л.П., Базазянц Н.О., Бондаренко И.И., Николаев М.Н. Групповые константы для расчета ядерных реакторов. – М.: Атомиздат, 1964.
4. Николаев М.Н., Филиппов В.В. Измерение параметров резонансной структуры сечений ряда элементов в области энергий 0.3 – 2.7 МэВ. // Атомная энергия, т.15, вып. 6. 1963. С. 493.
5. Б. Бемер и др. Температурная зависимость структуры полного сечения урана-238 в области неразрешенных резонансов. Proc. of II Int. Conf. on Nucl. Data for Reactors IAEA, Vienna, v.1. 1970, p. 559.
6. Николаев М.Н., Рязанов Б.Г., Савоськин М.М., Цибуля А.М. Многогрупповое приближение в теории переноса нейтронов. – М.: Энергоатомиздат, 1984.
7. Усачев Л.Н. Теория возмущений для коэффициента воспроизводства и других отношений чисел различных процессов в реакторе. // Атомная энергия, №12. 1963. С. 472.
8. Абагян Л.П., Базазянц Н.О., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Групповые константы для расчета реакторов и защиты. – М.: Энергоиздат, 1981.
9. Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Система групповых констант БНАБ-93. / Верификационный отчет. тт.1 - 4. М. ЦНИИАИ, 1995.

10. <http://www.ippe.obninsk.ru/podr/abbn/libr/intr-rosfond.php>

11. *Briggs J.B. et al.* International Integral Experiments Databases in Support of Nuclear Data and Code Validation. Int. Conf. on Nucl. Data for Science and Techn. Oct. 2001. Tsukuba, Japan V.2, p.852.

12. *Коцеев В.Н., Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М.* Верификация нейтронных данных основных реакторных материалов библиотеки файлов РОСФОНД в интегральных экспериментах / Международная конференция WONDER-2012. – Франция, г. Экс-ан-Прованс, 25-28 сентября 2012.

13. *Коцеев В.Н., Мантуров Г.Н., Семенов М.Ю., Цибуля А.М.* Тестирование современных нейтронных данных FE, CR, NI в интегральных экспериментах / Там же.

14. *Piksaikin V.M., Egorov A.S., Mitrofanov K.V.* The absolute total delayed neutron yields, relative abundances and half-lives of delayed neutron groups from neutron induced fission of ^{232}Th , ^{233}U , ^{239}Pu and ^{241}Am . Int. Atomic Energy Agency. INDC(NDS)-0646, Oct. 2013.

Поступила в редакцию 11.12.2013

ABSTRACTS OF THE PAPERS

УДК 621.039.51.17

Constants base for calculations of fast reactors. The path to the modern state of the problems of the further development. \ Nikolaev M.N.; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Hier Scool. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2013. – 12 pages, 1 illustration. – References, 14 titles.

Briefly described the history of the development of a constant ensure neutron-physical calculations of fast reactors. Impairments in the current state are noted and tasks for further development are formulated.

УДК 519.87:621.039.5

There can be a nuclear power to competitive energy in the free market? \ Klimenko A.V.; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Hier Scool. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2013. – 12 pages, 7 illustrations. – References, 20 titles.

Modern nuclear power installations are noncompetitive at interest rates of economy above 10 %/year in the free market of energy. However, it does not mean, that the nuclear power in general is noncompetitive and, especially, unprofitable. That the nuclear power had the future, it is necessary to reconsider system of designing of nuclear power installations and a nuclear fuel cycle.

УДК 621.181.29

Research of possibility of using thermal energy accumulators on the nuclear power plant at regulation of frequency of current in the power network \ Bazhanov V.V., Loshchakov I.I., Shchuklinov A.P.; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Hier Scool. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2013. – 8 pages, 5 illustrations. – References, 4 titles.

The results of research proving possibility of using a system of accumulation of thermal energy in the nuclear power plant with the VVER reactor for ensuring variable power of a turbogenerator with the participation of the nuclear power plant in regulation of frequency of current in a power network are given in this article. Research is conducted in relation to one of possible versions of the project of the power unit of the nuclear power plant with the VVER reactor of the rated power of 1200 MW and system of accumulation of thermal energy with insignificant deviations in the thermal scheme, power and a design of system of rather published data of the project.

УДК 621.039.57-58

Efficiency of low-power nuclear engineering for heat production \ Kursky A.S.; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Hier Scool. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2013. – 8 pages, 3 tables, 2 illustrations. – References, 14 titles.

The paper presents the usefulness and importance of the development of small nuclear energy. The technical and economic performance of modern reactor are given. This reactor facility is designed for regional energy. The efficiency of vessel-type boiling water reactors in operation of nuclear cogeneration plants and nuclear power combined cycle plants is shown.

УДК 621.039.564

Study of the functioning of the gas phase electrochemical oxygen sensor with a solid oxygenated electrolyte under conditions which emulate process of hydrogen regeneration of circulation loops of perspective reactors with heavy liquid metal coolants \ Ivanov I.I., Storozhenko A.N., Ulyanov V.V., Teplyakov Yu.A., Shelemet'ev V.M., Sadovnichy R.P.; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Hier Scool. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2013. – 6 pages, 1 table, 6 illustrations. – References, 4 titles.

The theoretical model which describes the dependence of voltage of the gas phase electrochemical oxygen sensor with a solid oxygenated electrolyte on partial pressure of hydrogen in mixture «argon – hydrogen – water vapor» has been considered. This model has been proved in experiments with gas phase electrochemical oxygen sensor with a solid