

12. Tong Q., Gösele U. Semiconductor Wafer Bonding: Science, Technology. New York: Wiley, 1988. 262 p.
13. Попов В.П. Создание КИИ структур для ультрабольших интегральных схем. — Известия вузов. Электроника, 1998, № 5, с. 22—26.

Поступила в Редакцию 29.06.01

УДК 621.039.546.3

ПРОБЛЕМЫ И ОПЫТ ОБЕСПЕЧЕНИЯ ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ХРАНЕНИИ ОТРАБОТАВШЕГО ТОПЛИВА АЭС

Внуков В.С., Рязанов Б.Г. (ГНЦ РФ — ФЭИ им. А.И. Лейпунского)

В настоящее время не более 5% накопленного и не более 14% ежегодно образующегося отработавшего ядерного топлива АЭС направляется на завод по его регенерации. Поэтому возникает необходимость в хранилищах большой емкости, удовлетворяющих требованиям безопасности.

Хранилища отработавшего ядерного топлива РБМК-1000, ВВЭР-440, -1000, БН-600, ЭГП-6 были спроектированы в 60—70-х годах. В последние годы, когда одновременно с фактическим изменением концепции замкнутого топливного цикла изменились требования безопасности, возникла необходимость уплотненного хранения топлива. В первую очередь это связано с необходимостью увеличения емкости хранилищ, так как топливо РБМК-1000, ЭГП-6, ВВЭР-1000 не перерабатывается. Еще одна причина повышения вместимости связана с необходимостью иметь резервные места для выгрузки в любой момент аварийной активной зоны или ее части в соответствии с ПНАЭ-Г-14-029-91 [1]. Новые требования безопасности потребовали анализа обширного перечня аварийных ситуаций, в том числе и запроектированных аварий. В настоящее время правила перерабатываются. В связи с этим актуально проанализировать концепции безопасности, на которых базируются правила, а также проблемы, появляющиеся при обращении с отработавшим топливом, пути их решения.

Хранилища РБМК. В настоящее время топливо РБМК сначала хранится под водой в бассейнах выдержки приреакторных, затем долговременных хранилищ. По первоначальному проекту отработавшие ТВС в приреакторных хранилищах должны были быть размещены с шагом 250×160 мм, в долговременных — 230×110 мм. С 80-х годов началось уплотнение размещения ТВС сначала в приреакторных хранилищах ввиду того, что не было долговременных, затем после нескольких лет эксплуатации и в долговременных хранилищах. В настоящее время на Смоленской АЭС в приреакторных хранилищах отработавшие ТВС располагают с шагом треугольной решетки $130 \times 130 \times 130$ мм без пеналов, в долговременном хранилище с проектным шагом 230×110 мм — в пеналах диаметром 102×2 мм. На Курской АЭС разработан проект размещения ТВС в приреакторных хранилищах с шагом $125 \times 139 \times 139$ мм, в долговременном хранилище принято уплотненное размещение, при котором в каждой щели между балками перекрытия отсека находятся 40 ТВС парами на одной подвеске. Шаг между пеналами на подвеске составляет 110 мм, между подвесками вдоль щели — 130 мм. На Ленинградской АЭС в приреакторных бассейнах выдержки основная часть отработавших ТВС установлена без пеналов с шагом 90×250 мм, в долговременных хранилищах реализовано максимальное уплотнение ТВС с шагом 110×115 мм в пеналах. С учетом состояния оболочек, которые определяют срок хранения отработавших ТВС в воде 30 лет, возникает необходимость в 2003—2012 гг. переходить на сухое хранение в стальных или железобетонных контейнерах. Общей проблемой для всех хранилищ является доказательство ядерной безопасности при переходе на уран-эрбиевое топливо обогащением до 3% по ^{235}U . При проектном сроке эксплуатации долговременных хранилищ 40 лет к 2020—2035 гг. необходимо будет их освободить от

топлива и приступить к снятию с эксплуатации. К этому времени необходимо топливо перегрузить в контейнеры или перевезти на завод РТ-2 в специально проектируемое сухое хранилище или строящееся новое хранилище на заводе РТ-1.

Хранилища ВВЭР-1000. Отработавшее топливо ВВЭР-1000 хранится на стеллажах с шагом 400 мм. Для отдельных АЭС разработаны и установлены стеллажи с уплотненным шагом расположения отработавших ТВС в чехлах из бористой стали 300 мм. Такое размещение связано с необходимостью иметь свободные места на случай отсутствия возможности транспортировки в строго определенные сроки или аварийной разгрузки реактора и ядерной безопасности на случай аварий, связанных с уменьшением плотности воды в хранилищах, хотя ядерная безопасность при таких авариях обеспечивается и на обычных стеллажах с шагом 400 мм. Дополнительной мерой безопасности является наличие в воде борной кислоты концентрацией 16 г/л. Имеется возможность сухого хранения отработавших ТВС в контейнерах ТК-13 для уменьшения зависимости от сроков транспортировки топлива с АЭС в хранилище завода РТ-2. Необходимо учитывать возможность появления в хранилищах ТВС с уран-гадолиниевым топливом и циркониевыми дистанционирующими решетками вместо стальных.

Хранилища ВВЭР-440. Бассейн выдержки отработавших ТВС ВВЭР-440 состоит из двух отсеков. В одном располагаются двухъярусные стеллажи, в которых ТВС обогащением до 3,6% располагаются с шагом 225 мм, второй (универсальное гнездо) предназначен для установки 30-местного чехла с ТВС или контейнера ТК-6 для транспортировки. При хранении топлива обогащением 4,4% приняты дополнительные меры безопасности — оно чередуется с топливом меньшего обогащения. Предложены способы уплотненного хранения в стеллажах с шагом 160—170 мм ТВС обогащением 4,4% в чехлах из бористой стали, однако на практике они не реализованы. Появление новых типов ТВС с уран-гадолиниевым топливом и циркониевыми дистанционирующими решетками требует дополнительного анализа ядерной безопасности. Дополнительной мерой безопасности является гомогенный поглотитель нейтронов в виде раствора борной кислоты концентрацией 12—16 г/л.

Хранилище БН-600. Оно состоит из трех отсеков, где топливо хранится в 35- и 28-местных чехлах без пеналов или в пеналах (негерметичные ТВС). В настоящее время в связи с тем, что такое топливо перерабатывается, уплотнение неактуально. Наличие большого числа экспериментальных ТВС со смешанным уран-плутониевым топливом необходимо учитывать при анализе ядерной безопасности.

Хранилище Билибинской АЭС. Оно располагает тремя бассейнами выдержки с проектной вместимостью каждого 836 ТВС. В настоящее время вместимость каждого бассейна выдержки повышена до 2030 ТВС за счет уплотнения их размещения. ТВС хранятся в стальных пеналах размером 108×4 мм с минимальным шагом 115×177 мм в прямоугольной решетке. Герметичные пеналы с ТВС заполнены азотом. Хранилище заполнено водой. После полного заполнения оно осушается. Есть необходимость еще большего уплотнения ТВС, так как нет долговременных хранилищ.

Хранилище АМБ-100, -200 (1-й, 2-й блок Белоярской АЭС). Топливо не перерабатывается, хотя по проекту должно было перерабатываться. Оно хранится в 35- и 17-местных чехлах из нержавеющей стали, а также 17-местных чехлах из стали 3 в двух бассейнах выдержки. Оба бассейна содержат 4994 ТВС, из них 15% негерметичные. К настоящему времени 35 17-местных чехлов из стали 3 с 935 ТВС исчерпали коррозионный ресурс, в некоторые из них проникла вода и взаимодействует с топливной матрицей негерметичных твэлов, часть ТВС заклинило в трубах чехлов. Облицовка бассейнов выдержки из стали 3 в местах установки чехлов имеет коррозионные дефекты. Радиоактивность воды в бассейнах составляет ~ 1 Ки/м³. С точки зрения ядерной безопасности важно недопустить уменьшения толщины стенок труб в чехлах из-за коррозии меньше 1,5 мм, так как сталь труб чехлов является нейтронным поглотителем. Для безопасности решено перегрузить 17-местные чехлы в универсальные контейнеры для сухого хранения на территории АЭС, которые затем можно транспортировать к местам захоронения.

Основные проблемы ядерной безопасности. В итоге многолетних исследований и анализа ядерной безопасности хранилищ отработавшего топлива можно выделить наиболее важные проблемы, которые необходимо решить:

выбор и определение погрешностей методов расчета $k_{эф}$;

обоснование ядерной безопасности при исходном событии проектной аварии — уменьшении плотности воды или ее оптимальном перераспределении в результате аварии;

учет выгорания топлива для обоснования ядерной безопасности;

использование поглотителей нейтронов, учет выгорающих поглотителей;

необходимость и возможность экспериментального определения подкритичности хранилищ, глубины выгорания топлива;

обоснование ядерной безопасности при падении и повреждении ТВС;

анализ проектных и запроектных аварий, их классификация;

анализ новых видов топлива (уран-гадолиниевый, уран-эргиевый, уран-плутониевый), обоснование безопасности при хранении новых типов ТВС.

Методы расчета $k_{эф}$ хранилищ отработавшего топлива. В настоящее время широко используются различные программы, реализующие метод Монте-Карло: MCU-РФФИ [2], MCNP [3], SCALE [4], MMKFK-2 [5], а также инженерные программы WIMS-D4, ПОЛЕ, КАСЦЕТА, ПЕРМАК и др. Для определения погрешностей методов расчета $k_{эф}$ проведено большое число критических экспериментов, имитирующих условия хранения ТВС или твэлов ВВЭР. Для ТВС других типов реакторов специальных критических экспериментов не проводили, в этом случае единственной возможностью определения погрешностей является сравнение результатов по разным апробированным программам с помощью упрощенных физических моделей. В большинстве случаев в нормальных условиях расчет $k_{эф}$ хранилища сводится к расчету $k_{эф}$ выделенной ячейки, что позволяет упростить расчеты и вносит некоторый консерватизм, который можно определить $\leq 0,3—0,5\%$ $k_{эф}$. Для аварийных условий, связанных с уменьшением плотности воды, этот консерватизм может быть существенным и достигать 10—20%. Сравнительные расчеты $k_{эф}$ показывают хорошее согласие перечисленных программ в пределах 0,5—1% в $k_{эф}$, за исключением плотности воды до 0,05 г/см³, где различие больше и требуется изучение его причин. Сравнение результатов расчетов $k_{эф}$ с данными специальных критических экспериментов с твэлами низкого обогащения также показало, что методическая погрешность составляет $\sim 0,5\%$ $k_{эф}$.

В настоящее время актуальным становится требование Госатомнадзора использовать аттестованные программы для расчета $k_{эф}$ хранилищ. Несмотря на формальную справедливость указанного требования, оно не является основным или первопричинным с точки зрения безопасности. Одним из основных является принцип консервативности, реализуемый на всех этапах анализа ядерной безопасности. В частности, при расчете предполагается, что топливо свежее. Одно это предположение дает запас 20—30% $k_{эф}$. В правилах заложена необходимость учитывать допуски всех величин, которые используются в расчетах, таким образом, чтобы они увеличивали $k_{эф}$. Можно утверждать, что реальный $k_{эф}$ не превышает 0,7, что и подтверждается экспериментами по измерению подкритичности хранилищ АЭС с РБМК-1000. Запас подкритичности достаточен, чтобы скомпенсировать методическую погрешность расчетов, составляющую как правило меньше 1% $k_{эф}$.

Более серьезную проблему представляют ошибки, связанные с недостаточной проработкой сценариев аварий, ошибками исходных данных, ошибками, связанными с

невнимательностью или недостаточной квалификацией персонала, выполняющего расчетный анализ, и др. Все это говорит о необходимости иметь программу гарантии качества расчетов и, самое главное, квалифицированный персонал. Программа гарантии качества расчетов была предложена в работе [6].

Изменение плотности воды. Анализ аварийных ситуаций выявил общие проблемы. В первую очередь, возможность увеличения $k_{эф}$ за счет уменьшения плотности воды во всем объеме хранилища или отдельной зоне. Эта ситуация возможна при длительном отказе электроснабжения и изучена с точки зрения достижения критичности, механизма данного эффекта [7] и реального диапазона изменения плотности воды с учетом конечных размеров и других конструктивных особенностей конкретных хранилищ. Было установлено, что $k_{эф}$ может превысить 1 при уменьшении плотности воды в хранилищах без использования поглотителей нейтронов. Максимальное значение $k_{эф}$ наблюдается при плотности воды $\sim 0,05\text{—}0,3\text{ г/см}^3$ и зависит от шага расположения ТВС. При наличии в хранилище поглотителей в виде чехлов из бористой стали $k_{эф}$ снижается при уменьшении плотности воды. При использовании чехлов из нержавеющей стали толщиной 3—5 мм увеличение $k_{эф}$, как правило, незначительно. При толщине ~ 8 мм нержавеющая сталь по поглощающей способности сравнима с бористой с содержанием бора 1,1% и толщиной 5 мм.

В ОКБ «Гидропресс» были проведены специальные теплогидравлические эксперименты для определения плотности теплоносителя по высоте ТВС в ячейке хранилища отработавшего топлива с шагом расположения ТВС 400×400 мм на АЭС с ВВЭР-1000. Оказалось, при кипении плотность теплоносителя в зазоре между ТВС составляет $0,9\text{—}0,96\text{ г/см}^3$, внутри ТВС на выходе — не менее $0,45\text{ г/см}^3$. Кроме того, были изучены ситуации с дополнительным вводом воздуха в режиме кипения, что имитировало нарушение регламентных работ, когда пуск системы охлаждения может быть проведен при неполностью сдренированном участке, что приведет к всплыванию пузырей воздуха и накоплению паровоздушных полостей в отдельных областях бассейна выдержки в течение ограниченного времени. Теплогидравлические расчеты показали, что $k_{эф}$ не превышает 0,95 в указанных аварийных ситуациях. Аналогичные ситуации были просчитаны для приреакторных хранилищ РБМК. Было определено, что в случае уплотненного беспаспального хранения плотность воды при кипении не превысит $0,8\text{ г/см}^3$ при условии, что ТВС выдерживают перед уплотнением не менее 8—15 сут. При такой плотности $k_{эф}$ не превысит 0,95.

Возможность повышения уплотнения хранилищ. Как правило, возможность и степень уплотнения в основном зависят от шага расположения ТВС, т.е. требований ядерной безопасности. Есть несколько возможностей уплотнения — уменьшение шага размещения ТВС за счет точного учета геометрии хранилищ, двухъярусное размещение ТВС на стеллажах, использование специальных поглотителей в виде чехлов из бористой или нержавеющей стали, учет глубины выгорания топлива в качестве контролируемого параметра ядерной безопасности.

При уплотненном размещении ТВС в хранилищах необходимо учесть проектные и запроектные аварии. Для последних необходима разработка мер по управлению ими. Для некоторых типов хранилищ, где топливо находится в пеналах, возможна ситуация, когда при осушении вода остается внутри пеналов либо выкипает, в результате чего $k_{эф}$ может увеличиться. Данные ситуации являются запроектными. С точки зрения ядерной безопасности наиболее простой путь управления ими заключается в применении мер, исключающих возможность достижения критичности без использования специальных поглотителей, тем более что введение поглотителей иногда невозможно. Например, для хранилищ РБМК размещение дополнительных поглотителей ограни-

чено прочностью консольных балок, на которые они должны подвешиваться, а также запретом правилами использовать извлекаемые поглотители. Поэтому предложено [7, 8] учитывать глубину выгорания отработавшего топлива при анализе запроектных аварий, так как реально хранится значительно выгоревшее топливо. Если учитывать дополнительное поглощение продуктов деления и уменьшение обогащения топлива в процессе выгорания в реакторе, то эта задача решается без введения дополнительных технических мер. Учет глубины выгорания возможен в долговременных хранилищах, куда поступает топливо из приреакторных хранилищ и куда исключена выгрузка аварийной зоны реактора. С учетом сказанного была сформулирована концепция ядерной безопасности для хранилищ РБМК [7]. Ядерная безопасность для нормальных условий и исходных событий проектных аварий должна быть доказана в предположении, что топливо свежее, для запроектных аварий — с учетом глубины выгорания. Важной проблемой является определение норм хранения и транспортировки с учетом выгорания топлива. При решении этой проблемы следует учитывать пять основных факторов:

погрешность расчета изотопного состава топлива;

погрешность расчета $k_{эф}$, которая определяется сложным составом топлива, содержащего смесь урана, плутония, актиноидов;

влияние на $k_{эф}$ продуктов деления;

неравномерное распределение делящихся материалов по высоте ТВС;

история облучения ТВС.

В работе [9] определен вклад в $k_{эф}$ нуклидов, которые содержатся в отработавшем топливе ВВЭР-440 с глубиной выгорания 30 МВт·сут/кг и временем выдержки 1—5 лет. Нуклиды были разделены на следующие группы: основные актиноиды — ^{235}U , ^{236}U , ^{238}U , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu , второстепенные — ^{238}Pu , ^{242}Pu , ^{241}Am , ^{237}Np , основные продукты деления — ^{95}Mo , ^{99}Tc , ^{101}Ru , ^{103}Rh , ^{109}Ag , ^{133}Cs , ^{143}Nd , ^{145}Nd , ^{147}Sm , ^{149}Sm , ^{150}Sm , ^{151}Sm , ^{152}Sm , ^{153}Eu , ^{155}Gd , второстепенные — все остальные. За счет изменения нуклидного состава топлива в процессе выгорания основных актиноидов $k_{эф}$ бассейна выдержки уменьшается на 0,17, второстепенных актиноидов — на 0,03, основных продуктов деления — на 0,13, второстепенных — на 0,02, суммарно на 0,35, что близко для бассейнов выдержки ВВЭР-1000 с аналогичной глубиной выгорания и временем выдержки и мало зависит от времени выдержки. К сожалению, оценки сечений поглощения некоторых основных продуктов деления отличаются на десятки процентов. В то же время сравнительные тесты показывают, что уменьшение $k_{эф}$ за счет присутствия в топливе ^{101}Ru , ^{103}Rh , ^{109}Ag , ^{153}Eu , ^{155}Gd , рассчитанное по разным программам с разными сечениями, находится в хорошем соответствии. На практике, зная относительный вклад в $k_{эф}$ перечисленных групп нуклидов, можно пренебречь поглощающей способностью, например, основных продуктов деления, получив при этом консервативные значения $k_{эф}$. Ввиду пространственной зависимости по радиусу и высоте твэлов, ТВС нуклидный состав отработавшего топлива также неравномерен. Поэтому использование в расчетах усредненного состава может привести к погрешностям $k_{эф}$. Исследования показали, что радиальная неравномерность по твэлу изменяет $k_{эф}$ в пределах 0,03%, ТВС — 0,8%, и этой неравномерностью можно пренебречь. Более сложным оказывается влияние на $k_{эф}$ неравномерного выгорания по высоте. Например, для ТВС РБМК-1000 при среднем выгорании 20 МВт·сут/кг на нижнем и верхнем конце длиной 50 см выгорание составляет ~ 13 и 10 МВт·сут/кг соответственно, в середине — 26 МВт·сут/кг. Аналогично для ТВС ВВЭР-440 со средним выгоранием 40 МВт·сут/кг выгорание на нижнем и верхнем

конце длиной по 25 см составляет 30 и 25 МВт·сут/кг соответственно, в середине — 45 МВт·сут. На практике для учета неравномерности выгорания по высоте ТВС разбивается на несколько зон, в пределах которых выгорание считается постоянным. При этом на нижнем и верхнем участках ТВС, где выгорание меняется значительно, длина зон должна быть меньше, чем в середине ТВС, где профиль выгорания плоский. Как правило, достаточно разбить ТВС на 10—15 зон по высоте, так как дальнейшее более мелкое разбиение не влияет на $k_{эф}$. Эффекты влияния аксиальной неравномерности распределения нуклидов на $k_{эф}$ являются разными при разном шаге расположения ТВС в хранилище, глубине выгорания, типе ТВС. Например, для ТВС РБМК-1000 неравномерность выгорания увеличивает $k_{эф}$ на 2—4% по сравнению со средним выгоранием при плотности воды $\sim 1 \text{ г/см}^3$ и уменьшает при плотности воды $\sim 0,2 \text{ г/см}^3$ и ниже. В практических расчетах в качестве консервативного подхода для ТВС ВВЭР-440 можно использовать выгорание на верхнем конце длиной 50 см, а не среднее по длине ТВС.

Влияние истории облучения ТВС в реакторе в течение кампании на $k_{эф}$ хранилища является сложным ввиду многообразия вариантов облучения ТВС в реакторе. Исследованиями установлено, что наибольшее влияние на $k_{эф}$ оказывают дочерние ядра, относящиеся к основным продуктам деления и образующиеся в результате распада других продуктов деления [10], например, ^{147}Sm , который образуется при распаде ^{147}Pm с периодом полураспада 2,6 лет. При малой мощности реактора концентрация ^{155}Eu также становится меньше, более низкая концентрация ^{155}Eu приводит к более низкой концентрации ^{155}Gd и более высокому $k_{эф}$. Однако в целом история облучения изменяет $k_{эф}$ не более чем на 0,5%, поэтому ею в практических расчетах хранилищ можно пренебречь. Анализ показывает, что требования ядерной безопасности долгосрочных хранилищ отработавшего топлива РБМК выполняются в условиях как нормальной эксплуатации, так и проектных аварий в предположении, что топливо свежее. Вместе с тем при запроектных авариях, например, кипении в течение 7—8 сут и выходе воды из пеналов хранилищ с уплотненным шагом размещения ТВС $110 \times 115 \text{ мм}$ в пеналах или осушении бассейнов выдержки, когда вода остается внутри пеналов, $k_{эф}$ может превысить единицу, если в бассейне выдержки находится свежее топливо. В то же время если учитывать проектную глубину выгорания топлива, составляющую $\sim 20 \text{ МВт} \cdot \text{сут/кг}$, то подкритичность ($k_{эф} \leq 0,95$) обеспечивается с большим запасом и в таких запроектных авариях, т.е. хранилище приобретает свойство самозащитенности за счет внутренних свойств системы. Предел безопасного выгорания, при котором $k_{эф} \leq 0,95$, выполняется, если выгорание топлива не менее $10 \text{ МВт} \cdot \text{сут/кг}$ для начального обогащения 2,4% по ^{235}U . В связи с тем, что в хранилище наряду с ТВС, имеющими проектное выгорание, могут находиться дефектные ТВС выгоранием меньше $10 \text{ МВт} \cdot \text{сут/кг}$, необходимо не допускать локального скопления ТВС с малым выгоранием и размещать их равномерно среди ТВС выгоранием 15—20 МВт·сут/кг. В соответствии с ПНАЭ Г-14-029-91 разрешается использовать глубину выгорания в качестве параметра ядерной безопасности, если ее контроль осуществляется с помощью специальных приборов во избежание ошибок персонала или неправильного расчета выгорания. Однако в настоящее время в хранилище РБМК уже накопилось значительное число ТВС, поэтому измерение выгорания, предполагающее их перемещение к установке и обратно к месту хранения, неприемлемо увеличит не только время загрузки в бассейн выдержки, но и число ядерно и радиационно опасных операций.

В такой ситуации целесообразно использовать методы и средства, позволяющие экспериментально подтвердить безопасность хранилища в целом. Для измерения $k_{эф}$ хранилища предложен импульсный метод. Существуют различные разновидности импульсного метода измерений $k_{эф}$. Однако, как показала практика измерений, особенно в условиях глубокой подкритичности, эти методы обнаруживают сильную зависимость от пространственных эффектов. Поэтому используется общее соотношение между $k_{эф}$ и декрементом затухания α :

$$\alpha = \{ [1 - k_{эф}(1 - \beta_{эф})] \} / l,$$

где декремент затухания является интегральным параметром, характеризующим подкритичность системы в целом, и независимым от местоположения источника и детектора; $\beta_{эф}$ — эффективная доля запаздывающих нейтронов; l — среднее время жизни мгновенных нейтронов.

Сравнение результатов расчетов и экспериментов показывает, что разница составляет 5—10% при $k_{эф} \sim 0,5$ —0,6, что указывает на возможность использования результатов подкритических экспериментов на практике, учитывая большую подкритичность бассейнов выдержки.

Новые типы ТВС, смешанное уран-плутониевое топливо. С появлением нового топлива — уран-эрбиевого для РБМК, уран-гадолиникового для ВВЭР, смешанного уран-плутониевого для БН-600, в перспективе и для реакторов ВВЭР-1000 возникает необходимость обоснования безопасности имеющихся хранилищ отработавшего топлива. Особенностью уран-эрбиевых ТВС является повышение обогащения до 2,8—3% по ^{235}U с добавлением выгорающего поглотителя эрбия в количестве 0,4—0,8%. ТВС в начале кампании (свежие) имеют меньший $k_{эф}$ по сравнению со штатным топливом без выгорающих поглотителей обогащением 2,4%. При увеличении выгорания $k_{эф}$ ТВС с уран-эрбиевым топливом уменьшается в отличие от ТВС с гадолинием в качестве выгорающего поглотителя. В соответствии с ПНАЭ Г-14-029-91 необходимо пренебречь выгорающими поглотителями при анализе ядерной безопасности с одновременным предположением, что топливо является свсжим. Такое требование является излишне консервативным, что может привести к необходимости изменения норм хранения ТВС РБМК, а это экономически невыгодно. Для уран-гадолиникового топлива ВВЭР с учетом большого количества вводимого выгорающего поглотителя гадолиния при увеличении выгорания возможен большой максимум $k_{эф}$ при 10 МВт·сут/кг. Однако и в этом случае требование ПНАЭ Г-14-029-91 является излишне консервативным, поэтому следует изменить формулировку пункта 6.8.3 ПНАЭ Г-14-029-91. Необходимо проводить анализ ядерной безопасности для такого выгорания, при котором $k_{эф}$ имеет максимальное значение в течение всего периода облучения ТВС.

Сравнительные оценки уранового топлива обогащением 26% по ^{235}U и смешанного уран-плутониевого показали, что при самых консервативных предположениях — содержание плутония 30%, содержание ^{240}Pu в плутонии 2% $k_{эф}$ хранилищ для смешанного топлива ниже. Однако при оценке аварийных ситуаций, связанных с просыпкой топлива в воду, может оказаться, что в ситуации с гомогенизированным смешанным топливом в воде $k_{эф}$ имеет немного большее значение, чем для уранового топлива в аналогичной ситуации.

Падение ТВС и чехлов с ТВС. Одной из аварийных ситуаций, возможных при транспортно-технологических операциях, является падение отдельных ТВС или чехлов с ТВС с разрушением ТВС и образованием просыпи делящегося материала, выпадением ТВС из чехла с образованием компактной группы, повреждением облицовки бассейна выдержки, некомпенсируемой течью бассейна выдержки. Случаи с падением

свежих и отработавших ТВС отмечены как в зарубежной [11], так и в отечественной практике. Имело место падение десятков ТВС в бассейнах выдержки РБМК из-за ошибок персонала или отказа оборудования. Во всех случаях наблюдали деформацию ТВС от незначительной до сгибания пополам вследствие деформации центрального несущего стержня. Во всех случаях топливо не просыпалось. Эксперименты, проведенные со свежими ТВС ВВЭР-440 для определения их повреждений при транспортировке, падении с высоты 9 м на жесткое основание, показали наличие деформаций, которые не влияют на $k_{эф}$ отдельной ТВС с отсутствием просыпи топлива.

Для исключения возможности повреждения облицовки бассейнов выдержки и образования течи при падении ТВС РБМК во время транспортно-технологических операций принято решение об установке на дне бассейнов выдержки дополнительных стальных листов толщиной ~ 10 мм. При падении чехлы не разрушаются, поэтому опасность представляет только выпадение ТВС из чехлов с образованием компактной группы. Возможным решением, исключающим самоподдерживающую цепную реакцию в этом случае, является установка на чехол устройств, предотвращающих выдвигание ТВС из чехла даже при опрокидывании. Другим решением является ограничение ТВС ВВЭР в чехле до числа, при котором $k_{эф}$ меньше 0,95 даже при компактном расположении в воде с концентрацией бора ~ 16 г/кг. Последнее решение привело к уменьшению числа ТВС ВВЭР-1000 в 18-местном чехле при его транспортировке со свежими ТВС в бассейн выдержки. Как показал анализ аналогичной ситуации с 30-местным чехлом, заполненным ТВС ВВЭР-440 [12], вероятность образования компактной группы ТВС составляет 10^{-12} — 10^{-14} 1/год, что дает возможность отнести указанную аварию к запроектной. Заметим, что такое уменьшение ТВС в чехлах не повышает безопасность, так как при этом увеличивается число транспортных операций и, следовательно, вероятность падения чехла.

Анализ запроектных аварий. В соответствии с ПНАЭ Г-14-029-91 необходимо рассмотреть исходные события запроектных аварий, связанных с возникновением самоподдерживающей цепной реакции для систем хранения и обращения, полным обезвоживанием хранилищ отработавшего топлива, падением тяжелого технологического оборудования на хранилище. Последнее исходное событие, как правило, сводится к рассмотрению первых двух событий. Возникновение самоподдерживающей цепной реакции является результатом исходных событий или наложений отказов или ошибок персонала. Наиболее вероятные сценарии самоподдерживающей цепной реакции — уменьшение плотности воды в результате длительного нарушения электроснабжения, обезвоживание, когда вода остается внутри пеналов, падение или сближение значительного числа ТВС на дне бассейнов выдержки в результате падения чехлов, тяжелых предметов или внешнего воздействия (падение самолета, взрыв, землетрясение и др.). Для решения этой задачи была разработана программа BURST, которая решает совместно уравнения переходных процессов в рамках точечной модели кинетики и гидродинамических процессов в одной элементарной ячейке твэлов либо ТВС. Зависимости реактивности от плотности пароводяной смеси и температуры вычисляются предварительно и являются исходными данными для программы BURST. В процессе развития самоподдерживающей цепной реакции реализуется смена режимов теплоотвода твэлов, каждый из которых воздействует на $k_{эф}$ системы.

Созданная методика расчета теплофизических параметров позволяет рассчитывать пространственно-временное распределение пароводяной смеси во время кипения и на основании этого $k_{эф}$. Поставленная задача была реализована в виде программы ТЕНРА. Как показывают результаты расчетов, количество образовавшихся продуктов деления и актиноидов и доля, поступившая в технологическую и окружающую среду, определяются несколькими факторами, среди которых определяющими являются общее число делений за самоподдерживающую цепную реакцию, выгорание топлива,

число и состояние негерметичных и разрушившихся твэлов. Для расчета наихудших последствий принимается консервативная модель, в которой присутствуют ТВС с максимальным выгоранием, т.е. максимальным накоплением продуктов деления.

Анализ самоподдерживающейся цепной реакции, обусловленной падением большого числа ТВС в разных отсеках приреакторных и промжуточных хранилищ АЭС с РБМК, показывает следующие основные закономерности: энерговыделение, вызванное введением реактивности несколько $\beta_{эф}$ в 1 с, составляет 10^{19} — 10^{21} дел., повышение температуры твэлов приводит к их разгерметизации и разрушению центральной части системы в течение менее 1 с после начала самоподдерживающейся цепной реакции. Энерговыделение определяет выход радиоактивных благородных газов, иода. Выход цезия и α -излучающих обусловлен их наработкой в реакторе, т.е. глубиной выгорания топлива. Радиоактивные выбросы в атмосферу в предположении, что они произойдут, минуя вентиляционную систему, составят десятки Ки ^{131}I и около 2000—3000 Ки цезия, что меньше регламентируемых требованиями к размещению атомных станций для проектной аварии реактора с наиболее тяжелыми последствиями.

При самоподдерживающейся цепной реакции, вызванной выпариванием воды из пеналов при уплотненном расположении ТВС РБМК-1000 с шагом 110×115 мм в результате длительного отключения системы охлаждения в течение нескольких суток, реактивность обусловлена понижением уровня воды в пеналах, которое является медленным процессом и составляет ~ 10 см/ч. Процесс самоподдерживающейся цепной реакции протекает также медленно с небольшими пиками мощности делений в течение 1 ч, обусловленных уменьшением плотности воды и доплер-эффектом. После 1,5 ч мощность составляет $4 \cdot 10^5$ Вт, температура оболочки твэлов ~ 430 °С. Самоподдерживающаяся цепная реакция прекращается после испарения воды в хранилище до уровня ~ 2 м. Промежуток времени, необходимый для достижения этого уровня воды, составляет ~ 850 ч. Общее число делений за этот промежуток времени составит $3 \cdot 10^{22}$. При такой температуре в течение 1000 ч, очевидно, не произойдет разгерметизации твэлов и выхода радионуклидов в окружающую среду. Для запроектных аварий, связанных с осушением бассейнов выдержки, разработан необходимый алгоритм расчета температуры топлива, оболочек, бетонных стенок. Примером может служить расчет осушения отсека бассейна выдержки хранилища Чернобыльской или Курской АЭС длиной 26,4 м, шириной 5,6 м, уровнем воды 10,7 м, объемом 1580 м^3 , в котором размещены 6038 ТВС после предварительной выдержки в приреакторных бассейнах в течение 1,5 лет. С учетом темпа заполнения одного отсека 2000 ТВС в год мощность остаточного тепловыделения в одном отсеке составит 1000 кВт. Рассматривали варианты, когда тепло отводится через боковые стенки и дно хранилища, а также вследствие контакта теплого воздуха, нагретого в хранилище, и холодного воздуха системы вентиляции надводного пространства. Максимальная температура становится постоянной через 270 ч после полного осушения и составляет 150 и 120 °С для оболочек твэлов и внутренней поверхности боковой стенки хранилища соответственно и не зависит от сценария осушения (быстрое или медленное). В рассматриваемом варианте разгерметизации твэлов не происходит, определяющим с точки зрения безопасности является прочность стенки хранилища при рассчитанной температуре бетона.

В настоящей статье не рассмотрена ядерная безопасность сухих хранилищ. Опыт их проектирования позволяет прогнозировать значительно более высокий уровень ядерной безопасности, что достигается конструкцией прочных и герметичных контейнеров, способных выдерживать различные проектные и запроектные аварии, и отсутствием замедлителей нейтронов в контейнерах. Однако хранение отработавшего топлива под водой, очевидно, будет и в дальнейшем необходимой первоначальной стадией для снижения остаточного тепловыделения перед переходом на сухое хранение.

Выводы. Опыт хранения отработавшего топлива под водой и результаты исследований показывают, что разработанный комплекс мер обеспечивает ядерную безопасность хранилищ. Однако ввиду необходимости уплотненного размещения ТВС, введения новых хранилищ с новыми типами ТВС, введения более жестких требований безопасности необходимы дополнительные исследования.

Использование на практике программ расчета $k_{эф}$ типа ММКФК-2, МСУ-РФФИ и др. позволяют рассчитывать хранилище отработавшего топлива с погрешностью $k_{эф}$ не более 1 %. Вместе с тем требуются дополнительные исследования по определению погрешностей расчета смешанного уран-плутониевого, уран-гадолиниевого, уран-эрбиевого топлива.

Анализ аварийных ситуаций показывает, что определяющим фактором ядерной безопасности является корректный учет изменения плотности воды во всем объеме хранилища или его отдельных зонах. Применение твердых поглотителей дает возможность значительно увеличить емкость хранилищ и снизить опасность достижения критичности при уменьшении плотности воды. Учет глубины выгорания позволяет провести уплотненное размещение топлива в долговременных хранилищах или обосновать безопасность при запроектных авариях. Однако необходимы дополнительные исследования влияния на $k_{эф}$ сложного изотопного состава топлива, неравномерного распределения по высоте ТВС делящихся нуклидов, истории облучения ТВС в реакторе. При размещении ТВС в хранилище с учетом глубины выгорания требуется приборный контроль.

Измерение подкритичности хранилищ позволяет определить реальный $k_{эф}$ хранилищ и является дополнительной мерой ядерной безопасности. Кроме того, результаты измерений позволяют прогнозировать $k_{эф}$ хранилища при запроектных авариях. Однако требуются исследования по определению погрешности измерения $k_{эф}$ при глубокой подкритичности. При разработке мероприятий по защите персонала и населения необходимы более детальные исследования последствий запроектных аварий.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Правила безопасности при хранении и транспортировке ядерного топлива на объектах атомной энергетики ПНАЭ Г-14-029-91. М., ЦИИИАтоминформ, 1992.
2. Gomin E.A., Maiorov L.V. The MCU-RFFI Monte-Carlo code for reactor design application. — In: Proc. Intern. Conf. on Math. and Comp., Reactor Phys. and Envir. Anal., 1995, Portland, Oregon, USA.
3. MCNP — a General Monte-Carlo Code for Neutron and Photon Transport. LA-7396-M, 1986.
4. SCALE — a Modular Code System for Performing Standardized Computer Analysis for Licensing Evaluation. NUREG/CR-0200, 1982.
5. Полевой В.Г. Базовый пакет программ комплекса ММКФК-2 для решения методом Монте-Карло задач переноса нейтронов в физике реакторов: Препринт ОФАП ЯР, № 00371, 1996.
6. Внуков В.С. Гарантия качества расчетов ядерной безопасности при работе с делящимся материалом. — Вопросы метрологии, 1991, вып. 4(12), с. 61—70.
7. Внуков В.С., Рязанов Б.Г. Использование глубины выгорания для ядерной безопасности хранилищ отработавшего топлива. — In: ICNC'91, Оксфорд, 1991.
8. Внуков В.С. Глубина выгорания как параметр ядерной безопасности для хранилищ и транспортных упаковочных комплексов с отработавшим ядерным топливом. — Атомная техника за рубежом, 1990, № 12, с. 9—11.
9. Marcova L. VVER — related burnup credit calculations. — In: ICNC'99, Versailles, France, 1999.
10. Dehart M., Broadhead B. Investigation of burnup credit issues in BWL fuel. — Ibid.
11. Storage, Handling and Movement of Fuel and Related Components at Nuclear Power Plants. Techn. Rep. № 189. Vienna: IAEA, 1979.
12. Пономаренко Г.А. Анализ критичности при транспортировке и хранении топлива на АЭС с ВВЭР. — Атомная энергия, 1999, т. 87, вып. 1, с. 11—16.