

Ю. П. Ковбасенко, М. Л. Еременко,
Е. И. Белодед, Е. А. Дудка, Я. В. Костюшко

Государственный научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности

Внедрение современных методов оценки ядерной безопасности систем обращения с отработавшим топливом на АЭС Украины

Как показал анализ безопасности основных систем обращения с отработавшим топливом, не все они удовлетворяют требованиям действующих нормативных документов. Однако подобное несоответствие не следует рассматривать только как недостаток систем. В значительной степени это следствие избыточного консерватизма, заложенного в нормативные требования, который, в свою очередь, как показано в статье, является следствием недостаточного развития средств моделирования процессов в ядерном топливе и может быть значительно уменьшен благодаря более точному моделированию топливных систем без снижения уровня ядерной безопасности систем.

Ю. П. Ковбасенко, М. Л. Еременко, Е. І. Білодід, О. О. Дудка,
Я. В. Костюшко

Впровадження сучасних методів оцінки ядерної безпеки систем поводження з відпрацьованим паливом на АЕС України

Як показав аналіз ядерної безпеки основних систем поводження з відпрацьованим паливом, не всі вони задовольняють вимогам нормативних документів. Проте подібну невідповідність не слід розглядати тільки як недоліки систем. Значною мірою це наслідок надлишкового консерватизму, закладеного в нормативних вимогах, який, в свою чергу, є наслідком недостатнього розвитку засобів моделювання процесів у ядерному паливі, може бути значно зменшений за рахунок більш точного моделювання паливних систем без зниження рівня ядерної безпеки цих систем.

В настоящее время на АЭС Украины используются следующие основные системы обращения с отработавшим топливом:

- бассейн выдержки на блоках с реакторами ВВЭР-1000;
- бассейн выдержки на блоках с реакторами ВВЭР-440;
- транспортный контейнер ТК-13 для отработавшего топлива ВВЭР-1000;
- транспортный контейнер ТК-6 для отработавшего топлива ВВЭР-440;
- контейнеры сухого хранения отработавшего топлива ВВЭР-1000 на Запорожской АЭС.

Внедрение новых видов топлива, новых систем и механизмов, включая разработанные за пределами Украины и России, на предприятиях украинской атомной энергетики связано с получением разрешения (лицензированием) регулирующего органа Украины. При этом иногда возникают ситуации, когда такие системы или их близкие аналоги, используемые в других странах и имеющие лицензии регулирующих органов этих стран, не удовлетворяют нормативным требованиям, действующим в Украине.

В качестве примера можно сослаться на сухое хранилище отработавшего топлива, действующего на Запорожской АЭС. Основой этой системы являются контейнеры, близкие аналоги которых прошли лицензирование и уже более 10 лет используются в США. Однако несмотря на это при лицензировании этих контейнеров в Украине возникли определенные проблемы, связанные с вопросами ядерной безопасности. Они были вызваны, на первый взгляд не очень существенными, различиями в ядерном законодательстве двух стран. Этот пример наглядно демонстрирует необходимость предварительного сравнительного анализа нормативных требований страны-разработчика (или изготовителя) и страны-потребителя товара.

Предварительный анализ действующих украинских нормативных требований в области ядерной безопасности систем обращения с отработавшим топливом свидетельствует о слишком большом консерватизме, заложенном в них с точки зрения современной международной практики.

Украинские нормативные требования в области ядерной безопасности

Основным украинским нормативным документом, содержащим требования в области ядерной безопасности систем обращения с отработавшим топливом, являются «Правила безопасности при хранении и транспортировке ядерного топлива на объектах атомной энергетики» (ПН АЭГ14029) [1], которые регулируют обращение со свежим и отработавшим ядерным топливом как для АЭС, так и для обособленных хранилищ отработанного топлива.

Основной принцип ядерной безопасности, заложенный в этом документе, заключается в том, что эффективный коэффициент размножения нейтронов не должен превышать 0,95 как при нормальных условиях эксплуатации, так и проектных авариях [1].

При этом в проектах должны быть предусмотрены технические средства и организационные меры, направленные на предотвращение проектных аварий и ограничение их последствий, а также обеспечивающие безопасность при любом из учитываемых проектом исходном событии с наложением одного не зависящего от исходного события отката любого из следующих элементов систем безопаснос-

ти: активного элемента или пассивного элемента, имеющего механические движущиеся части, или одной не зависимой от исходного события ошибки персонала. Дополнительно к одному не зависящему от исходного события отказу одного из перечисленных выше элементов должны быть учтены приводящие к нарушению пределов безопасной эксплуатации необнаруживаемые отказы неконтролируемых при эксплуатации АС элементов, влияющих на развитие аварии [2].

Конструкции оборудования систем хранения и обращения с ЯТ должны обеспечивать ядерную безопасность в основном путем размещения ТВС с определенным шагом решетки [1].

Анализ ядерной безопасности должен проводиться с учетом условий, при которых система хранения и обращения с ядерным топливом имеет максимальный эффективный коэффициент размножения нейтронов, в соответствии со следующими требованиями:

при наличии ЯТ с различной степенью обогащения рассматривается топливо с максимальным обогащением;

при наличии ЯТ с различным изотопным составом плутония рассматривается такой состав ЯТ, который приводит к максимальному коэффициенту размножения нейтронов; рассматривается максимальная проектная емкость хранилищ;

учитываются погрешности методов расчета, концентрации и изотопного состава поглотителей, допуски при изготовлении;

пренебрегается наличием поглощающих элементов в ТВС или конструкциях стеллажей, если они не закреплены или их эффективность снижается в результате исходных событий;

учитываются такие количество, распределение и плотность замедлителя (в частности воды) в системе в результате исходных событий, которые приводят к максимальному эффективному коэффициенту размножения нейтронов;

предполагается наличие отражателя;

при изменении температуры в условиях нормальной эксплуатации и при исходных событиях рассматривается состояние, которое приводит к максимальному коэффициенту размножения;

учитывается возможность увеличения коэффициента размножения нейтронов при выгорании ЯТ вследствие изменения его нуклидного состава в процессе выгорания, связанного с накоплением ядерноопасных делящихся нуклидов. Отработавшее ЯТ должно рассматриваться как свежее, если коэффициент размножения нейтронов при выгорании уменьшается, за исключением случаев, когда глубина выгорания используется как параметр ядерной безопасности и контроль ее осуществляется с помощью специальных установок;

для ТВС, содержащих выгорающие поглотители, предполагается, что поглотители отсутствуют;

для хранилищ с гомогенными поглотителями (например, борированная вода) предполагается, что поглотитель отсутствует.

Последствия избыточного консерватизма, заложенного в украинских нормативных требованиях по ядерной безопасности

В соответствии с приведенными выше условиями был выполнен анализ ядерной безопасности существующих систем обращения с отработавшим топливом и получены следующие результаты [3]:

1. Бассейн выдержки на блоках с реакторами ВВЭР-1000: $K_{\text{eff max}} = 0,9289 \pm 0,0008$;

бассейн выдержки на блоках с реакторами ВВЭР-440: $K_{\text{eff max}} = 1,3394 \pm 0,0007$.

Последствия: необходимость разработки корректирующих мероприятий.

2. Транспортный контейнер ТК-13 для отработавшего топлива реакторов ВВЭР-1000: $K_{\text{eff max}} = 0,8873 \pm 0,0010$;

транспортный контейнер ТК-6 для отработавшего топлива реакторов ВВЭР-440: $K_{\text{eff max}} = 1,1235 \pm 0,0009$.

Последствия: неполная загрузка контейнеров.

3. Контейнеры сухого хранения отработавшего топлива реакторов ВВЭР-1000 Запорожской АЭС: $K_{\text{eff max}} = 1,1930 \pm 0,0008$.

Последствия: внедрение методик учета выгорания и стержней регулирования (см. ниже).

Таким образом, анализ, проведенный для современных видов топлива, продемонстрировал, что не все системы обращения с отработавшим топливом удовлетворяют нормативным требованиям. В первую очередь это относится к бассейну выдержки и транспортным контейнерам для топлива реакторов ВВЭР-440, а также контейнерам сухого хранения отработавшего топлива реакторов ВВЭР-1000 Запорожской АЭС.

Полученные результаты являются следствием внедрения на блоках с ВВЭР-440 новых видов топлива и топливных циклов. Изначально для этих реакторов использовалось топливо с обогащением 3,6 %, сейчас — 4,4 %. Уменьшился радиус центрального отверстия в топливной таблетке, в результате чего увеличилось количество топлива в каждой кассете. Такие же изменения, но не столь серьезные с точки зрения ядерной безопасности, были проведены и для топлива реакторов ВВЭР-1000. Поэтому и бассейн выдержки, и транспортный контейнер для топлива этих реакторов удовлетворяют нормативным требованиям.

Остановимся также на результатах, полученных для сухих контейнеров хранения отработавшего топлива реакторов Запорожской АЭС. Американские аналоги этих контейнеров VSC-24 были разработаны для ТВС с меньшим количеством топлива (PWR 17×17) и размножающими свойствами, которые соответствуют свежему топливу с обогащением 1,35 вес. % по ^{235}U .

Необходимо также подчеркнуть, что американские нормативные требования более гибки и менее консервативны по сравнению с украинскими.

Наиболее надежным решением в случае несоблюдения нормативных требований является неполная загрузка систем обращения с отработавшим топливом с последующим анализом ядерной безопасности, однако такой подход чреват значительными экономическими потерями.

Несоответствие некоторых из рассмотренных выше систем требованиям действующих нормативных документов не следует рассматривать только как их недостаток. В значительной степени этот результат является следствием избыточного консерватизма, заложенного в нормативные требования.

Избыточный консерватизм, заложенный в требованиях действующих нормативных документов как следствие недостаточного развития средств моделирования процессов в ядерном топливе, может быть значительно снижен благодаря более точному моделированию топливных систем. Кроме того, если такое моделирование проводится на основе использования современных подходов при более полном понимании процессов, протекающих в топливных системах, то такое снижение избыточного консерватизма не приводит к снижению уровня ядерной безопасности этих систем.

Анализ современной международной практики позволяет дать ряд рекомендаций относительно пересмотра и дополнения действующих норм и правил:

для бассейнов выдержки:

определение минимально возможной концентрации борной кислоты, растворенной в воде, и проведение обоснования ядерной безопасности с учетом этой концентрации (boron credit). Такой подход используется в настоящее время, например, в США [4];

определение отдельных стеллажей или зон для размещения свежего (или слабо выгоревшего) топлива. Для этих стеллажей по результатам анализа ядерной безопасности определяются возможные схемы их загрузки. Для стеллажей размещения сильно выгоревшего топлива анализ ядерной безопасности проводится с учетом выгорания топлива (burnup credit). Такой подход используется сейчас, по данным МАГАТЭ, в Германии, Испании и США [5, 6, 7];

для транспортных контейнеров отработавшего топлива:

обоснование ядерной безопасности с учетом выгорания топлива (burnup credit). Такой подход используется сейчас, по данным МАГАТЭ, в Германии, США, Франции, Голландии, Швейцарии [5, 6, 7];

для контейнеров сухого хранения отработавшего топлива Запорожской АЭС:

анализ ядерной безопасности с учетом выгорания топлива (burnup credit). Такой подход используется сейчас, по данным МАГАТЭ, при обосновании сухих хранилищ отработавшего топлива в Германии и США;

анализ ядерной безопасности с учетом размещения в направляющих каналах отработавших ТВС дополнительных поглощающих стержней (control rod credit).

В качестве примера внедрения таких мероприятий рассмотрим более подробно сухое хранилище для отработавшего топлива Запорожской АЭС [8].

Некоторые вопросы анализа ядерной безопасности сухого хранилища отработавшего топлива Запорожской АЭС

Для более реалистичного анализа ядерной безопасности рассмотрены возможности дополнительного учета двух факторов безопасности: 1) учет стержней регулирования; 2) учет выгорания топлива.

Максимальный коэффициент размножения нейтронов в случае загрузки контейнера топливными кассетами вместе с вставленными в направляющие каналы отработанными кластерными сборками стержней регулирования может достигать значения $K_{eff} = 0,9851 \pm 0,0009$.

Если не учитывать стержни регулирования, а учитывать только выгорание топлива, то максимально возможный коэффициент размножения нейтронов для контейнера, загруженного отработавшим топливом, снизится от $1,1936 \pm 0,0008$ (свежее топливо, оптимальные условия замедления) до $K_{eff} = 0,9416 \pm 0,0007$ (выгорание — 50 МВт·сут/кг U).

Этот результат показывает, что даже с учетом выгорания контейнер не может загружаться отработавшим топливом с начальным обогащением 4,4 % без установки в ТВС дополнительных поглотителей, таких как отработавшие сборки СВП, кластеры СУЗ и т. п.

С учетом полученных результатов было разработано два отраслевых нормативных документа:

1. «Хранение отработавшего топлива в вентилируемом контейнере СХОЯТ ВВЭР-1000. Порядок получения разреше-

ний, требования к документации и расчетам нейтронно-физических характеристик загрузки ВКХ СХОЯТ ЗАЭС» [9].

В документе устанавливаются требования к обоснованию ядерной безопасности при компоновке загрузки ВКХ отработавшим ядерным топливом в части:

порядка получения разрешений на проведение работ по загрузке вентилируемых контейнеров СХОЯТ ВВЭР-1000; состава документов, обосновывающих безопасность эксплуатации ВКХ;

объема расчетных оценок ядерной безопасности загрузки ВКХ.

2. «Методические указания по выполнению обоснования ядерной безопасности топливной загрузки ВКХ СХОЯТ с учетом глубины выгорания отработавшего ядерного топлива. 00.ОБ.УУ.МУ.09» [10].

Методика устанавливает объем и порядок проведения работ по обоснованию ядерной безопасности загрузки контейнера отработавшим топливом с учетом его выгорания, в том числе:

порядок определения глубины выгорания ТВС, консервативный учет аксиальной неравномерности распределения выгорания;

выбор изотопов, оказывающих основное влияние на величину K_{eff} , и порядок определения их концентрации;

анализ ядерной безопасности загрузки контейнера с учетом изотопного состава отработавшего топлива;

требования к математической модели контейнера и объему расчетов;

требования к документированию и представлению результатов расчетов;

объем и порядок контроля выгорания отработавшего топлива на стадии загрузки контейнера.

Как известно, выгорание топлива по высоте кассеты происходит неравномерно (рис. 1). Для анализа ядерной безопасности на основе консервативного учета неравномерности распределения выгорания в Методических указаниях предполагается использование одного из двух методов:

глубина выгорания предполагается неизменной по высоте кассеты и равной средней величине между верхним и нижним (наименее выгоревшими) участками ТВС;

для отработавших топливных кассет с одинаковым начальным обогащением формируется консервативный профиль распределения глубины выгорания, при этом относительная величина выгорания на каждом участке кассеты выбирается равной минимальному значению для этого участка.

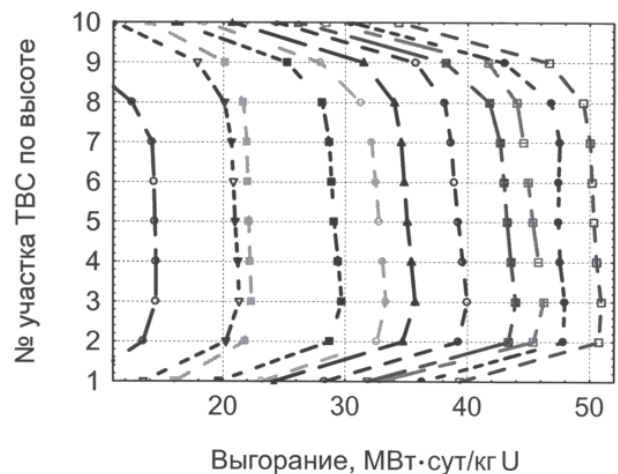


Рис. 1. Примеры распределения выгорания по высоте ТВС

При одной и той же величине выгорания отработавшее ядерное топливо может иметь различный изотопный состав и, следовательно, различные размножающие свойства [11]. Изотопный состав отработавшего топлива определяется не только глубиной его выгорания, но и теми условиями, а точнее — тем спектром нейтронов, в котором это выгорание происходило. Чем жестче спектр нейтронов, тем больше в процессе выгорания участвует ^{238}U и тем больше, при одном и том же уровне выгорания, в отработавшем топливе остается ^{235}U .

Основные факторы, которые, изменяясь в ходе кампании, могут влиять на изменение спектра нейтронов, а вместе с ним на изменение изотопного состава отработавшего топлива, связаны с изменением различных эксплуатационных параметров реакторной установки: наличием или отсутствием в кассете стержней-поглотителей; изменением в процессе кампании концентрации растворенной в замедлителе (воде) борной кислоты; колебаниями в ходе кампании в различных областях активной зоны температуры топлива и/или замедлителя, мощности энерговыделения в кассете; изменением количества воды на периферии кассеты в результате ее расположения в ходе топливной кампании в центральной или периферийной части активной зоны и/или в результате изменений межкассетных зазоров.

Результаты расчетов размножающих свойств стандартных ТВС реакторов ВВЭР-1000 при различных условиях эксплуатации показаны на рис. 2. Было проведено две серии расчетов. В первой из них при определении коэффициента размножения нейтронов учитывались все изотопы, допускаемые использованной в расчетах библиотекой нейтронно-физических констант (свыше 100 изотопов), за исключением только короткоживущего ^{135}Xe . Во второй серии расчетов учитывалось изменение концентрации с выгоранием только для 10 выбранных для анализа изотопов (^{235}U , ^{236}U , ^{238}U , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu , ^{242}Pu , ^{241}Am , ^{149}Sm , ^{151}Sm). Сплошные линии на рис. 2 соответствуют средним эксплуатационным параметрам, штриховые — наиболее консервативным с точки зрения размножающих свойств отработавшего топлива.

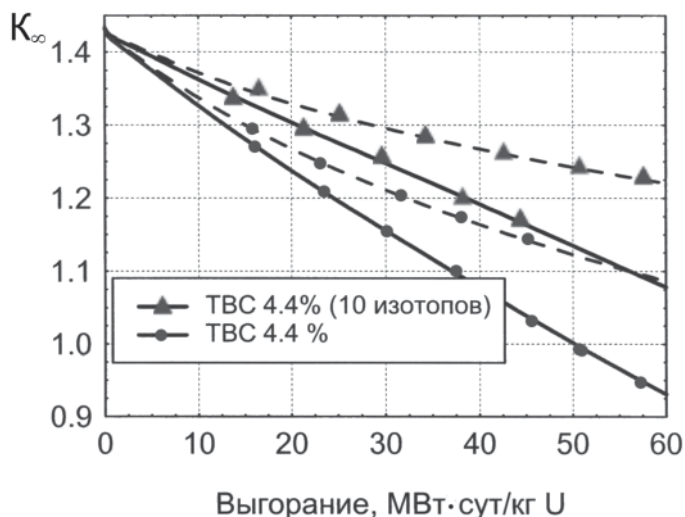


Рис. 2. Размножающие свойства ТВС ВВЭР-1000 в зависимости от условий эксплуатации

Результаты, приведенные на рис. 2, показывают, что перечисленные выше 10 изотопов позволяют учесть 60–70 % изменения размножающих свойств отработавшего топли-

ва. Более того, учет только 10 изотопов позволяет полностью скомпенсировать влияние на размножающие свойства отработавшего топлива условий его эксплуатации. При этом, как видно из рис. 2, для реакторов ВВЭР-1000 предлагаемый перечень из 10 изотопов является максимально возможным. Его дальнейшее увеличение приведет к тому, что консерватизм оценки коэффициента размножения нейтронов за счет ограничения количества рассматриваемых изотопов уже не будет перекрывать возможное влияние условий эксплуатации.

В рамках «Методических указаний по выполнению обоснования ядерной безопасности топливной загрузки ВКХ СХОЯТ с учетом глубины выгорания отработавшего ядерного топлива. 00.ОБ.УУ.МУ.09» при анализе ядерной безопасности учитывается изменение в процессе выгорания топлива концентрации только 5 топливных изотопов: ^{235}U , ^{238}U , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu .

При глубине выгорания в 50 МВт·сут/кгU различие в размножающих свойствах бесконечной решетки ТВС с обогащением 4,4 %, посчитанное только с учетом приведенных выше 5 топливных изотопов и с учетом всех изотопов, образующихся в отработавшем топливе (за исключением изотопов Xe), составляет 14 % (рис.3). Эта величина фактически определяет тот дополнительный консерватизм, который мы закладываем в обосновании ядерной безопасности, чтобы скомпенсировать влияние на размножающие свойства ТВС не только эксплуатационных параметров, но и возможных неточностей в определении концентраций изотопов U и/или Pu.

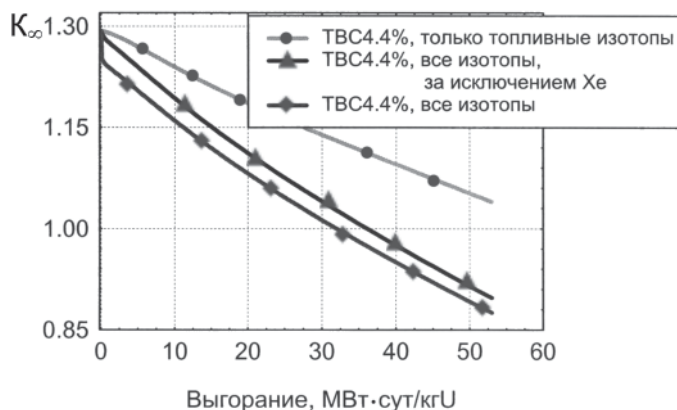


Рис. 3. Размножающие свойства ТВС ВВЭР-1000 в зависимости от выгорания

На заключительном этапе обоснования ядерной безопасности с учетом выгорания производится построение так называемой загрузочной кривой. С помощью этой кривой каждому значению обогащения топлива ставится в соответствие минимальное значение выгорания, при котором, с учетом условий оптимального замедления, будет выполняться условие $K_{\text{eff}} < 0,95$ (рис. 4). Область выше кривой соответствует параметрам, при которых система будет удовлетворять условиям ядерной безопасности, область ниже кривой — соответственно значениям, при которых эти условия не выполняются.

Основываясь на результатах проведенного анализа, можно сделать следующий вывод: внедрение (через дополнение или изменение действующих норм и стандартов) подходов, которые активно применяются в настоящее время во многих промышленно развитых странах при анализе ядерной безопасности систем обращения с отработавшим

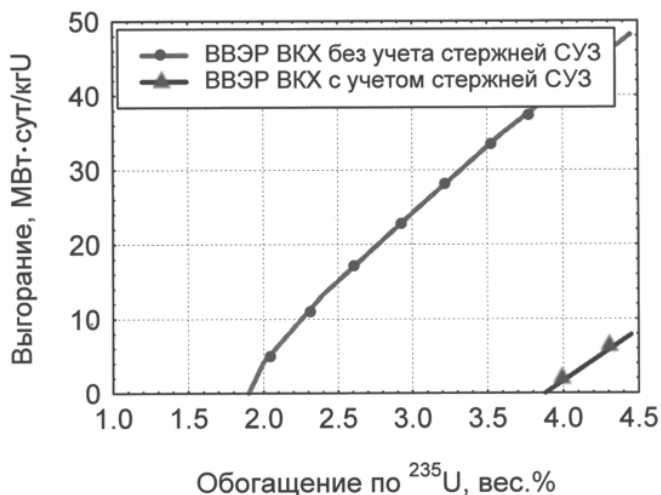


Рис. 4. Загрузочные кривые для контейнеров сухого хранения отработавшего топлива Запорожской АЭС

топливом реакторов PWR и BWR, для аналогичных систем обращения с отработавшим топливом реакторов ВВЭР позволяет устранить несоответствия, которые существуют сегодня между регулируемыми требованиями и эксплуатационной практикой.

Выводы

Полученные результаты показывают, что избыточный консерватизм, заложенный в предыдущие годы в украинские нормативные требования по ядерной безопасности для компенсации недостаточного уровня развития средств моделирования процессов, протекающих в ядерном топливе, может быть значительно снижен за счет улучшения качества и точности моделирования.

Если такое моделирование проводится на основе современных подходов и вычислительных средств, более полного и точного описания процессов, протекающих в топливных системах, то уменьшение избыточного консерватизма не приводит к снижению уровня безопасности ядерноопасных систем.

Литература

1. Правила безопасности при хранении и транспортировке ядерного топлива на объектах атомной энергетики (ПН АЭГ-14-029).
2. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций. ОПБ-88.
3. Звіт про науково-дослідну роботу за контрактом NRA-01/05-00 "Розвиток ліцензійних та інспекційних можливостей. Консерватизм в оцінці безпеки транспортування та зберігання ядерного палива" / Державний науково-технічний центр з ядерної та радіаційної безпеки (ДНТЦ ЯРБ). — 2003.
4. Code federal regulation. Title 10. U.S. Government printing office. — 1995.
5. Implementation of burnup credit in spent fuel management systems. IAEA-TECDOC-1241. — 2001.
6. Practices and developments in spent fuel burnup credit applications. IAEA-TECDOC-CD-1378. — 2003.
7. International conference on management of spent fuel from nuclear power reactors. IAEA-CN-144. — 2006.
8. Белодед Е. И., Горбаченко О. В., Игнатченко А. И., Ковбасенко Ю. П. Внедрение методики учета выгорания топлива в практику оценки ядерной безопасности при обращении с отработавшим топливом // Ядерная и радиационная безопасность. — 2004. — № 3. — С.56—62.
9. Хранение отработавшего топлива в вентилируемом контейнере СХОЯТ ВВЭР-1000. Порядок получения разрешений, требования к документации и расчетам нейтронно-физических характеристик загрузки ВКХ СХОЯТ ЗАЭС. ГНД 95.1.01.02.50-02. — 2002.
10. Методические указания по выполнению обоснования ядерной безопасности топливной загрузки ВКХ СХОЯТ с учетом глубины выгорания отработавшего ядерного топлива. 00.ОБ.УУ.МУ.09. — 2003.
11. Ковбасенко Ю. П. Сравнительный анализ изотопного состава отработавшего топлива реакторов ВВЭР-440 и ВВЭР1000 // Ядерная и радиационная безопасность. —2005. — № 2. —С. 51—57.