

Ю. П. Ковбасенко, Е. А. Дудка,  
Я. В. Костюшко

Государственный научно-технический центр по ядерной  
и радиационной безопасности

## Опыт лицензирования загрузок контейнеров СХОЯТ Запорожской АЭС

*Внедрение новых видов топлива, новых систем и механизмов, включая разработанные за пределами Украины, на предприятиях украинской атомной энергетики связано с получением разрешения (лицензированием) регулирующего органа Украины. В статье рассматриваются проблемы ядерной безопасности, возникшие в процессе лицензирования сухого хранилища отработавшего топлива на Запорожской АЭС, изучаются пути их решения и подводятся итоги лицензирования.*

*Ключевые слова: лицензирование, ЗАЭС, СХОЯТ, ВКХ-ВВЭР, обоснование ядерной безопасности, концентрации изотопов, учет выгорания.*

Ю. П. Ковбасенко, О. О. Дудка, Я. В. Костюшко

### Досвід ліцензування завантажень контейнерів ССВЯП Запорізької АЕС

*Впровадження нових видів палива, нових систем і механізмів, охоплюючи розроблені за межами України, на підприємствах української атомної енергетики пов'язано з отриманням дозволу (ліцензуванням) регулюючого органу України. У статті розглядаються проблеми ядерної безпеки, що виникли в процесі ліцензування сухого сховища відпрацьованого палива на Запорізькій АЕС, вивчаються шляхи їх вирішення і підбиваються підсумки ліцензування.*

*Ключові слова: ліцензування, ЗАЕС, ССВЯП, ВКЗ-ВВЕР, обґрунтування ядерної безпеки, концентрації ізотопів, врахування вигорання.*

© Ю. П. Ковбасенко, Е. А. Дудка, Я. В. Костюшко, 2011

**В** настоящее время страны, использующие атомные энергетические реакторы, сталкиваются с проблемой утилизации отработавшего ядерного топлива (ОЯТ). Некоторые государства, имеющие развитую атомную энергетику и инфраструктуру обращения с топливом и радиоактивными отходами, приняли решение о переработке ОЯТ (Франция, Великобритания, Япония, Россия). В других странах ориентируются на развитие технологий захоронения ОЯТ (Германия, Швеция, Финляндия). Многие страны еще не приняли окончательного решения о том, перерабатывать ли ОЯТ или захоранивать его без переработки. Однако ОЯТ продолжает непрерывно накапливаться, поэтому до принятия окончательного решения возникает вопрос о хранении ОЯТ в течение 50–100 лет в промежуточных хранилищах различного типа («мокрое» или «сухое» хранение — по типу охлаждающей среды — или же хранение ОЯТ в бассейнах либо контейнерах).

В соответствии с принятой в СССР концепцией, ОЯТ с атомных электростанций (АЭС) должно было вывозиться для хранения и переработки в Россию, поэтому АЭС Украины, входившей в то время в состав СССР, проектировались и строились с ограниченной вместимостью бассейнов выдержки (БВ). Запорожская АЭС (ЗАЭС) является крупнейшей на Украине: в ее состав входят 6 энергоблоков мощностью 1000 МВт, и для нее вопрос хранения отработавшего ядерного топлива особо актуален. Поэтому для ЗАЭС было принято решение организовать систему промежуточного хранения отработавшего ядерного топлива в «сухом» контейнере в среде инертного газа.

На основании сравнительного анализа возможных способов хранения отработавших тепловыделяющих сборок (ОТВС), проведенного Харьковским институтом «Энергопроект», для ЗАЭС была выбрана система промежуточного хранения ОТВС в вентилируемых бетонных контейнерах хранения, устанавливаемых на бетонной площадке (система ВКХ-ВВЭР). Она является модификацией применяющейся на АЭС США системы промежуточного хранения, имеющей лицензию надзорных органов США (NRC). К таким системам относятся контейнерные системы сухого хранения ОЯТ VSC-17 и VSC-24, в которых на АЭС США хранятся ОТВС реакторов типа PWR.

Основой для выбора проекта хранилища ОТВС послужили следующие факторы:

возможность относительно просто адаптировать геометрическую конфигурацию и типы примененных материалов VSC-24 к соответствующему отечественному аналогу ВКХ-ВВЭР путем модификации VSC-24 под шестигранные ОТВС реакторов ВВЭР-1000 (ОТВС реакторов PWR квадратные);

несложная адаптация ВКХ-ВВЭР к транспортно-технологическому оборудованию блоков с реакторами ВВЭР-1000;

достаточно близкие технические характеристики ОТВС PWR и ВВЭР, в частности по составу топлива, удельной мощности энерговыделения, глубине выгорания топлива, температурным критериям для отдельных элементов и др.

Основные отличия в украинском и американском проектах состоят в следующем.

Американские контейнеры VSC-24 разработаны для ТВС с размножающими свойствами, которые соответствуют свежему топливу с обогащением приблизительно 1,35 % масс. по  $^{235}\text{U}$ , поскольку обоснование ядерной безопасности контейнеров VSC-24 было выполнено с учетом выгорания топлива, загружаемого в контейнеры [1]. Максимальное

же обогащение ТВС, находящихся на энергоблоках ЗАЭС, составляет 4,4 %; в Украине выгорание топлива для обоснования ядерной безопасности систем хранения отработавшего топлива не учитывалось. Кроме того, ТВС для реакторов ВВЭР-1000 примерно на 400 мм длинной сборки большинства водо-водяных реакторов США и содержат больше твэлов.

Поэтому при адаптации контейнера VSC-24 под топливо ВВЭР-1000 возник целый ряд проблем, вызванных различиями в украинской и американской нормативной базе. В статье подробно рассмотрены вопросы, возникшие при обосновании ядерной безопасности контейнеров СХОЯТ, и определены пути их решения.

### Краткое описание системы промежуточного сухого хранения ВКХ СХОЯТ

В проекте сухого хранилища ОЯТ (СХОЯТ) используется технология вентилируемых бетонных контейнеров для хранения ОТВС в вертикальном положении. Контейнеры обеспечивают сухое, герметичное и безопасное хранение отработавших ТВС. Система является пассивной и после установки бетонных контейнеров на площадку хранения не требует значительного технического обслуживания.

Общий вид ВКХ-ВВЭР приведен на рис. 1. Хранению в ВКХ-ВВЭР подлежат только герметичные ОТВС. 24 ОТВС хранятся в шестигранных направляющих трубах, находящихся в цилиндрической многоступенчатой герметичной корзине хранения, изготовленной из углеродистой стали (рис. 2). Многоступенчатая корзина служит также радиатором, отводящим избыточное тепло ОТВС

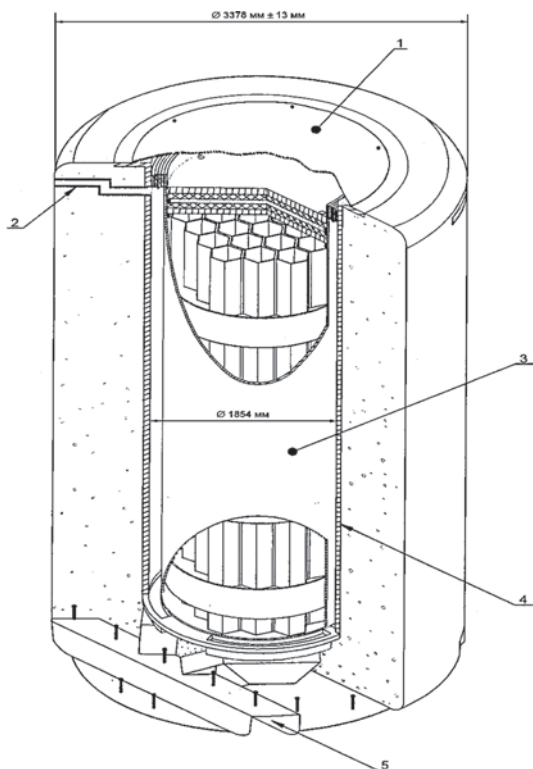


Рис. 1. Схема системы ВКХ-ВВЭР:  
1 — крышка контейнера; 2 — выход воздуха; 3 — герметичная корзина хранения; 4 — облицовка; 5 — вход воздуха и направляющие для транспортировки

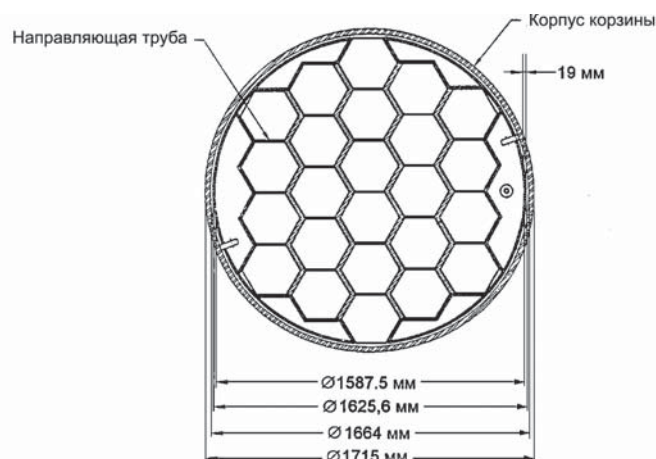


Рис. 2. Сечение многоступенчатой герметичной корзины хранения

в объем вентилируемого бетонного защитного контейнера. Заполнение корзины гелием создает и поддерживает в течение всего периода хранения сухую инертную теплопередающую среду.

Многоступенчатая герметичная корзина (МГК) помещается в вентилируемый бетонный контейнер, который выполняет следующие функции: отвод избыточного тепла от корзины; защиту корзины от внешних климатических, механических и тепловых воздействий; биологическую защиту персонала, обслуживающего СХОЯТ; обеспечение устойчивого вертикального размещения корзины с ОТВС при хранении.

Загруженный вентилируемый бетонный контейнер устанавливается на специальной площадке хранения, которая располагается на охраняемой территории АЭС, имеет свой защитный рубеж и обеспечивает предотвращение свободного доступа посторонних лиц в зону радиационного влияния СХОЯТ, устойчивость транспортных и грузоподъемных средств, используемых при транспортно-технологических операциях с контейнерами, отвод дождевых вод от СХОЯТ.

### Учет дополнительных факторов при обосновании ядерной безопасности контейнеров СХОЯТ

В соответствии с [2], основной принцип обеспечения ядерной безопасности при обращении с ОЯТ заключается в том, что эффективный коэффициент размножения нейтронов рассматриваемой системы не должен превышать 0,95 в условиях нормальной эксплуатации и при проектных авариях.

Вначале были проанализированы загрузки контейнера СХОЯТ однотипным топливом с обогащением от 1,6 до 4,4 % масс. по  $^{235}\text{U}$ . При анализе, в соответствии с требованиями нормативных документов Украины, не учитывалось выгорание топлива, а также предполагалось, что в контейнере реализуются условия оптимального замедления нейтронов (контейнер заполнен неборированной водой с плотностью 1 г/см<sup>3</sup>).

Полученные значения эффективного коэффициента размножения нейтронов при загрузке ВКХ СХОЯТ топливом различного обогащения приведены ниже (все представленные в статье результаты расчета  $K_{эф}$  выполнены

с использованием компьютерного пакета кодов SCALE, в котором для расчета эффективного коэффициента размножения нейтронов используется метод Монте-Карло; возможность применения этого пакета для выполнения расчетов критичности обоснована в [3]):

Обогащение	$K_{эф}$
1,6 .....	0,9030±0,0007
2,0 .....	0,9761±0,0008
2,4 .....	1,0299±0,0008
3,0 .....	1,0943±0,0007
3,6 .....	1,1426±0,0009
4,4 .....	1,1930±0,0008

Следует заметить, что требования к моделированию загрузки контейнера свежим топливом максимального обогащения и заполнению контейнера неборированной водой при выполнении анализа ядерной безопасности не рассматриваются в нормативных документах как некоторая проектная или запроектная авария, вероятность возникновения которой можно проанализировать или оценить. Загрузка контейнера свежим топливом максимального обогащения и заполнение контейнера неборированной водой (условие оптимального замедления нейтронов) являются начальными условиями, при которых оценивается ядерная безопасность такого объекта. Такой подход к выполнению анализа ядерной безопасности называется детерминистическим. Этот подход не является специфическим для Украины, а полностью согласуется с общепринятой во многих европейских странах практикой и рекомендациями МАГАТЭ.

Как видно из приведенных выше данных, требование  $K_{эф} < 0,95$  выполняется только для загрузки контейнера топливом с обогащением 1,6 %, а начиная с обогащения 2,4 % эффективный коэффициент размножения нейтронов превышает не только критерий безопасности 0,95, но и единицу. Поэтому ЗАЭС не смогла получить лицензию на использование контейнера в проектно-режиме (т. е. на загрузку в контейнер любого типа топливных кассет, которые используются на ЗАЭС) и возникла необходимость в обосновании ядерной безопасности контейнеров СХОЯТ с использованием дополнительных факторов.

Если  $K_{эф} > 0,95$ , ядерную безопасность при загрузке и хранении отработавшего топлива необходимо обеспечивать дополнительными мерами или проводить обоснование с учетом дополнительных факторов безопасности. В соответствии с опытом промышленно развитых стран и рекомендациями МАГАТЭ, в качестве таких мер (в отдельности или совместно) могут быть использованы:

неполная загрузка МГК. Количество ОТВС выбирается таким образом, чтобы эффективный коэффициент размножения нейтронов не превышал 0,95;

учет стержней регулирования (control rod credit). Количество и схема расположения регулирующих стержней (СВП, ПС СУЗ, поглощающие вставки) выбирается таким образом, чтобы эффективный коэффициент размножения нейтронов не превышал 0,95;

учет глубины выгорания ядерного топлива в качестве параметра ядерной безопасности. При этом, согласно действующим требованиям [1], необходимо осуществлять контроль глубины выгорания перед помещением ядерного топлива в хранилище (burn-up credit).

Рассмотрим эти меры более подробно.

1. *Неполная загрузка контейнера.* Анализ показал, что при использовании неполной загрузки ВКХ СХОЯТ топливом максимального обогащения требования ядерной безопасности выполняются при загрузке в контейнера 10 ОТВС (при проектной мощности 24 ОТВС), что приводит к значительному удорожанию и увеличению размеров выбранной схемы хранения.

2. *Учет стержней регулирования.* Загрузка в контейнер отработавших стержней в ОТВС также не решает проблему полностью, поскольку при оптимальной плотности замедлителя уже для ОТВС с обогащением свыше 3,6 % (без учета выгорания, но содержащих отработавшие ПУ СУЗ) требование  $K_{эф} < 0,95$  не выполняется.

3. *Учет глубины выгорания ядерного топлива.* В процессе выгорания ядерного топлива в результате снижения суммарного количества делящихся изотопов, образования актинидов и накопления продуктов деления снижаются его размножающие свойства.

В настоящее время при анализе ядерной безопасности систем хранения отработавшего ядерного топлива реакторов PWR, BWR во многих странах (США, Германия, Франция и др.) глубина выгорания топлива учитывается. Такой подход называется принципом “burnup credit”. Чтобы реализовать его в общем виде, для каждой системы хранения строится своя загрузочная кривая, которая показывает максимально допустимое обогащение топлива и его минимальное выгорание, при котором данная система будет удовлетворять требованиям ядерной безопасности. Такая кривая построена для ВКХ СХОЯТ (рис. 3). Кривые, приведенные на этом рисунке, определяют максимально допустимое обогащение и минимальное выгорание ТВС, загружаемых в ВКХ СХОЯТ, для обеспечения условия  $K_{эф} < 0,95$  при оптимальной плотности замедлителя. Были рассмотрены ТВС с начальным обогащением, %: 4,4; 3,6; 3,0; 2,4; 2,0; 1,6. Область параметров выгорание—обогащение, расположенная выше кривой, приведенной на рис.3, соответствует выполнению условий безопасности ( $K_{эф} < 0,95$ ), а область параметров, расположенная ниже кривой, соответствует ядерно-опасным условиям ( $K_{эф} > 0,95$ ).

Расчеты, результаты которых показаны на рис. 3, выполнялись без учета аварийных ситуаций, связанных с ошибочным размещением в одной из ячеек ВКХ невыгоревшей

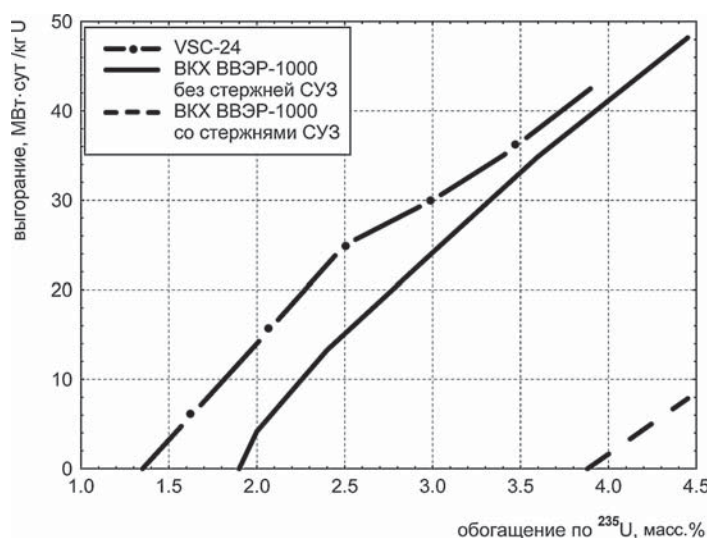


Рис. 3. Загрузочные кривые контейнеров VSC-24 и ВКХ ВВЭР



(или слабовыгоревшей) ТВС максимального обогащения (для ЗАЭС это ТВС с обогащением 4,4 %) или недогрузки одного ПС СУЗ (так называемый человеческий фактор). В этом случае загрузочная кривая для ВКХ ВВЭР со стержнями СУЗ на рис. 3 значительно поднимется и ядерно-опасная область существенно расширится.

Таким образом, из данных, приведенных на рис. 3, видно, например, что для отработавших ТВС с обогащением 4,4 % по  $^{235}\text{U}$  выгорание, при котором загрузка контейнера будет удовлетворять требованиям ядерной безопасности, превышает 45 МВт-сут/кг U, в то время, как в бассейнах выдержки ЗАЭС находится значительное количество ОТВС, предназначенных для загрузки в контейнеры СХОЯТ аналогичного начального обогащения, но с меньшим выгоранием.

Для примера приведем результаты анализа нескольких реальных загрузок ВКХ ВВЭР с учетом выгорания топлива (в контейнеры загружались ОТВС с обогащением от 2,0 до 4,4 %), которые осуществлялись в 2005 г.:

№ блока	$K_{эф}$ с учетом выгорания топлива
1 .....	1,0279±0,0008
2 .....	0,9608±0,0007
6 .....	1,0030±0,0007

Как видим, во всех случаях при обосновании ядерной безопасности контейнеров только с учетом выгорания топлива  $K_{эф}$  не только превышает установленную величину 0,95, но и единицу.

Суммируя вышесказанное, можно сделать вывод, что ни один из вышеперечисленных подходов в отдельности не способен обеспечить выполнение условий ядерной безопасности для полной загрузки контейнера ВКХ СХОЯТ. Поэтому для первых трех загрузок контейнеров ВКХ-СХОЯТ использовался комбинированный вариант с неполной загрузкой и размещением отработавших ПС СУЗ в ОТВС. В каждый контейнер было загружено 22 ОТВС максимального обогащения (4,4 %) с отработавшими ПС СУЗ в каждой ОТВС с соответствующим выбором конфигурации незагруженных ячеек МГК. Опыт эксплуатации этих контейнеров показал, что вследствие незагруженности центральных ячеек возникло превышение допустимого уровня радиационного излучения на крышках этих контейнеров. В дальнейшем этот вариант был исключен из рассмотрения.

При обосновании ядерной безопасности последующих загрузок контейнеров ВКХ СХОЯТ был принят метод совместного учета глубины выгорания топлива и размещения поглощающих стержней в ОТВС, на котором остановимся подробнее.

#### Порядок расчета концентраций изотопов, учитываемых при анализе ядерной безопасности ВКХ СХОЯТ

Необходимость учета глубины выгорания топлива в обосновании ядерной безопасности СХОЯТ ЗАЭС с учетом выгорания отработавшего ядерного топлива потребовала создания отраслевого документа, который бы устанавливал объем и порядок проведения работ по обоснованию ядерной безопасности загрузок контейнера СХОЯТ отработавшим топливом с учетом его выгорания. Поэтому для

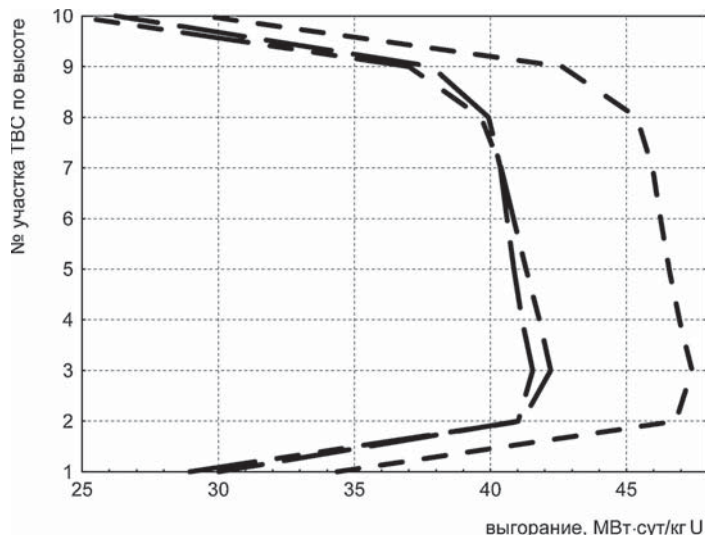


Рис. 4. Кривые распределения выгорания по высоте ОТВС

СХОЯТ ЗАЭС был разработан документ «Методические указания по выполнению обоснования ядерной безопасности топливной загрузки ВКХ СХОЯТ с учетом глубины выгорания отработавшего ядерного топлива» [6], в котором описывается порядок определения концентраций изотопов, учитываемых при анализе ядерной безопасности.

Согласно [6], концентрации изотопов, учитываемых при анализе ядерной безопасности контейнеров СХОЯТ, определяются следующим образом.

Сначала с помощью программ моделирования топливной кампании активной зоны реактора рассчитывается выгорание топлива. Наиболее широко для этих целей на практике используются результаты расчетов, полученных по программам ПИР-А и БИПР7-А [4]. Эти программы были разработаны в РНЦ «Курчатовский институт».

При этом учитываются следующие эксплуатационные данные: графики нагрузки энергоблока, положение органов регулирования, температура теплоносителя на входе в активную зону, расход теплоносителя и концентрация борной кислоты. Выгорание ТВС рассчитывается в десяти слоях по высоте ТВС.

Существует значительная неравномерность распределения выгорания по высоте ТВС. Верхние и нижние концы ТВС, за счет снижения потока нейтронов в результате аксиальной утечки, выгорают значительно слабее центральной части (рис. 4). Чтобы реализовать консервативный подход при анализе ядерной безопасности в расчете коэффициента размножения топливных загрузок контейнеров хранилища, для каждой ОТВС выгорание принимается неизменным по высоте и равным среднему значению выгорания для нижнего и верхнего (наименее выгоревших) слоев ОТВС.

Далее для ОТВС рассчитывается изотопный состав, соответствующий определенному выгоранию. Состав учитываемых изотопов определяет уровень консерватизма анализа ядерной безопасности топливных загрузок ВКХ СХОЯТ.

На рис. 5 приведены результаты анализа размножающих свойств бесконечной решетки ТВС реактора ВВЭР-1000 в зависимости от выгорания ТВС. Расчеты проводились с учетом изотопного состава, соответствующего выгоранию на момент окончания периода облучения ядерного топлива, для трех вариантов:

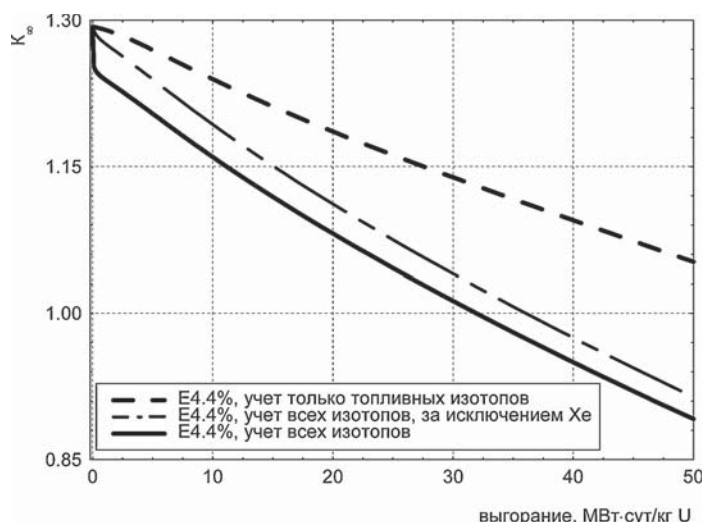


Рис. 5. Зависимость коэффициента размножения бесконечной решетки ТВС реактора ВВЭР-1000 от выгорания ТВС

учитывалось содержание в ОТВС только делящихся изотопов  $^{235}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{240}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Pu}$ , без учета актинидов и продуктов деления;

учитывалось содержание в ОТВС всех изотопов без учета  $^{135}\text{Xe}$ ;

учитывалось содержание в ОТВС всех изотопов.

По результатам тестирования расчетных программ на основе экспериментальных данных, а также исследования зависимости изотопного состава от условий его облучения [7]–[9] был сделан вывод, что при обосновании топливных загрузок ВКХ СХОЯТ с учетом выгорания топлива следует учитывать только делящиеся изотопы.

Как видно из рис. 5, при глубине выгорания 50 МВт·сут/кгU различие в размножающих свойствах бесконечной решетки ТВС с начальным обогащением 4,4 %, рассчитанное с учетом только делящихся изотопов и с учетом всех изотопов, образующихся в обработавшем топливе за исключением  $^{135}\text{Xe}$  (разница между верхней и средней кривой), составляет 14 %. Фактически эта величина определяет тот дополнительный запас безопасности, который закладывается в обоснование ядерной безопасности хранилищ ОЯТ, чтобы скомпенсировать влияние на размножающие свойства ТВС не только эксплуатационных параметров, но и возможных неточностей в определении концентраций изотопов U или Pu.

#### Порядок проведения обоснования ядерной безопасности контейнеров СХОЯТ

На данный момент порядок обоснования ядерной безопасности загрузок ВКХ СХОЯТ регламентируется двумя специально разработанными отраслевыми нормативными документами:

«Хранение отработавшего топлива в вентилируемом контейнере СХОЯТ ВВЭР-1000. Порядок получения разрешений, требования к документации и расчетам нейтронно-физических характеристик загрузки ВКХ СХОЯТ ЗАЭС» [10];

«Методические указания по выполнению обоснования ядерной безопасности топливной загрузки ВКХ СХОЯТ с учетом глубины выгорания отработавшего ядерного топлива» [6].

Согласно требованиям этих документов, обоснование ядерной безопасности для каждой загрузки ВКХ СХОЯТ проводится так.

1. Для загрузки в хранилище отбираются ОТВС, удовлетворяющие следующим требованиям:

тип ОТВС соответствует типам топлива, для которых выполнено обоснование безопасности в ОАБ;

максимальное начальное обогащение ОТВС, загружаемых в ВКХ, не превосходит 4,4 % по  $^{235}\text{U}$ ;

остаточное энерговыделение на одну ОТВС не превышает 0,99 кВт с учетом погрешности расчета;

время выдержки ОТВС в бассейне выдержки — не менее пяти лет;

ОТВС соответствуют требованиям ОАБ по герметичности;

среднее выгорание ОТВС не превосходит 49 МВт·сут/кг U.

2. Для отобранных ОТВС определяется консервативный профиль выгорания (выгорание учитывается на уровне слабовыгоревших концевых участков).

3. В соответствии с определенным профилем выгорания рассчитывается изотопный состав.

4. Моделируются условия загрузки во все ОТВС использованных стержней СВП типа 0401.03.05.000–04 согласно Каталожному описанию У 0401.04.00.000 ДКО [12]. Для этих стержней в соответствии с суммарной энерговыработкой (выгоранием) в ТВС за время нахождения СВП в активной зоне определяется остаточная концентрация изотопа  $^{10}\text{B}$  (поглотителя). При этом консервативно остаточная концентрация изотопа  $^{10}\text{B}$  в стержнях СВП определяется по наибольшему значению выгорания по высоте ТВС [11]

5. Определяется схема загрузки ВКХ, соответствующая минимальному значению  $K_{эф}$ .

6. Если минимальное значение  $K_{эф}$  больше 0,95, определяется схема размещения ПС СУЗ вместо стержней СВП в ТВС, загружаемых в контейнеры, которая позволит снизить коэффициент размножения нейтронов до требуемой величины. Консервативно, концентрация бора в ПС СУЗ снижается на 25 % для учета их выгорания в процессе эксплуатации в активной зоне реактора.

7. Применение ПС СУЗ для снижения  $K_{эф}$  приводит к необходимости анализа возможных дополнительных аварийных ситуаций. Поэтому оптимальная схема загрузки выбирается с учетом аварийных ситуаций, связанных с влиянием ошибочной загрузки стержня СВП вместо ПС СУЗ. Кроме того, необходимо учесть возможность ошибочной загрузки одной свежей ТВС максимального обогащения вместо отработавшей («человеческий фактор»).

8. Для оптимальной схемы загрузки определяется коэффициент размножения системы при нормальных и аварийных условиях эксплуатации.

9. Анализируется одновременное аксиальное смещение всех поглощающих стержней на 10 см, что можно рассматривать как моделирование аварийной ситуации, возникающей в результате опрокидывания контейнера, а также смещение всех ОТВС к центру МГК в пределах шестигранных труб.

Обоснование ядерной безопасности контейнеров СХОЯТ требует выполнения значительного объема расчетов. К тому же схемы загрузок контейнеров выбираются таким образом, чтобы использовать как можно меньше отработавших поглощающих стержней с целью их экономии, поэтому максимальный эффективный коэффициент

размножения почти всегда находится около верхней границы разрешенного значения 0,95.

При лицензировании загрузки контейнеров расчеты, проведенные Заявителем в обоснование ядерной безопасности, дублировались поверочными расчетами, выполненными с помощью независимого расчетного кода, что соответствует международной практике, существующей во всех развитых странах. В нашем случае эти расчеты выполнялись с помощью независимого программного продукта — программы MCNP [5]. Как и компьютерный пакет кодов SCALE, программа MCNP также реализует статистический метод Монте-Карло и разработана специально для решения определенного круга задач, связанных с оценкой подкритичности различных реакторных систем, в том числе и систем для хранения и транспортировки отработавшего ядерного топлива.

В качестве примера в табл. 1 приведены максимальные значения  $K_{эф}$ , полученные при обосновании загрузок МГК отработавшим топливом с каждого блока ЗАЭС в 2008 г.

Таблица 1. Максимальные значения  $K_{эф}$  при загрузке ВКХ СХОЯТ, выполненной в 2008 году, с учетом выгорания топлива

№ блока	$K_{эф}$ с учетом выгорания топлива		Отклонение SCALE–MCNP
	Расчет SCALE	Расчет MCNP	
1	0,94307 ± 0,00066	0,94185 ± 0,00073	0,00122
2	0,94420 ± 0,00076	0,93959 ± 0,00075	0,00461
3	0,9465 ± 0,0007	0,94100 ± 0,00075	0,0055
4	0,9444 ± 0,0009	0,93911 ± 0,00077	0,00529
5	0,94441 ± 0,00081	0,93979 ± 0,00074	0,00462
6	0,94530 ± 0,00086	0,93961 ± 0,00076	0,00569

Согласно установившейся практике, при проведении расчетов модели, разработанной на основании одинаковых исходных данных, кодами, реализующими статистический метод Монте-Карло, отклонение между полученными результатами не должно превышать 1%. Из табл. 1 видно, что результаты, полученные с помощью расчетного кода MCNP, хорошо коррелируются со значениями, полученными с помощью расчетного кода SCALE.

## Выводы

СХОЯТ ЗАЭС является первой системой промежуточного сухого хранения ОЯТ, внедренной в Украине. Поэтому методология оценки безопасности хранилища создавалась и совершенствовалась непосредственно в ходе лицензионного процесса. ЗАЭС получила лицензию Государственного комитета ядерного регулирования Украины на ввод СХОЯТ в опытно-промышленную эксплуатацию с правом загрузки новых контейнеров при условии получения разрешений на каждый отдельный контейнер.

Разработанный подход фактически устанавливает разрешительный порядок не на эксплуатацию всего хранилища в целом, а на эксплуатацию каждой отдельной МГК, загруженной топливом заданного состава. При этом уровень ядерной безопасности объекта не снижается, поскольку регулирующим органом контролируется не только все хранилище в целом, но и каждая его ячейка (МГК) в отдельности.

Лицензионный процесс показал, что отдельные нарушения требований ядерной безопасности для систем хранения отработавшего топлива зачастую являются не следствием недостатка этих систем, а следствием избыточного консерватизма, заложенного в предыдущие годы в требования нормативных документов Украины.

Использование современных расчетных средств и современных подходов к обоснованию ядерной безопасности позволяет существенно снизить заложенный в нормативных требованиях консерватизм без снижения уровня ядерной безопасности рассматриваемых систем.

## Список литературы

1. Certificate of Compliance For Dry Spent Fuel Storage Casks, No.1007, NRC USA, 1993.
2. ПНАЭ Г-14-029-91. Правила безопасности при хранении и транспортировке ядерного топлива на объектах атомной энергетики.
3. Kovbasenko Y., Khalimonchuk V., Kuchin A., Bilodid Y., Yermenko M., Dudka O. NUREG/CR-6736, PNNL-13694 “Validation of SCALE Sequence CSAS26 for Criticality Safety Analysis of VVER and RBMK Fuel Designs”, Washington, DC, U.S.NRS, 2002.
4. Программа БИПР-7А. Описание алгоритма. Описание применения / Сулов А. А., Шишков Л. К., Большагин С. Н. — РНЦ КИ, инв. № 32 / 1–9–102 от 20.02.2002.
5. Briesmeister J. F. MCNP™ — A General Monte Carlo N-Particle Transport Code. Version 4b. LA-12625M.
6. Методические указания по выполнению обоснования ядерной безопасности топливной загрузки ВКХ СХОЯТ с учетом глубины выгорания отработавшего ядерного топлива.
7. Ковбасенко Ю. П. Сравнительный анализ изотопного состава отработанного топлива реакторов ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 // Ядерная и радиационная безопасность. — К., 2005. — № 2. — С. 51–57.
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. — К., 2004. — № 3. — С. 56–62.
9. Ковбасенко Ю. П., Еременко М. Л., Белодед Е. И., Дудка Е. А., Костюшко Я. В. Внедрение современных методов оценки ядерной безопасности систем обращения с отработавшим топливом на АЭС Украины // Ядерна та радіаційна безпека. — 2008. — № 1. — С. 17–21.
10. 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 95.1.07.01.050–2002.
11. Еременко М. Л., Ковбасенко Ю. П., Горбаченко О. В., Игнатченко А. И. Расчетная оценка снижения эффективности ПС СУЗ и СВП в ходе их эксплуатации в активной зоне реактора ВВЭР-1000 // Ядерная и радиационная безопасность. — 2007. — № 4 — С. 32–40.
12. Комплекс кассет ВВЭР-1000 (тип В-302, В-320, В-338). Каталогное описание У 0401.04.00.000 ДКО.

Надійшла до редакції 16.11.2010.