

О ТРАНСПОРТИРОВАНИИ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА РЕАКТОРОВ ТИПА ВВЭР

Курындин А.В., Строганов А.А., Курындина Л.А. (НТЦ ЯРБ)

Специалист – это тот, кто знает некоторые привычные ошибки в данной области и умеет их избегать.

Нильс Бор

Как известно, в настоящее время имеет место интенсивный переход существующих энергоблоков АЭС с реакторами типа ВВЭР на новые виды ядерного топлива и, соответственно, новые топливные циклы, направленные на увеличение глубины выгорания ЯТ (естественно, при сохранении достигнутого уровня безопасности), что повышает экономическую эффективность его использования.

Однако увеличение глубины выгорания ядерного топлива имеет и обратную сторону – необходимость либо увеличивать время выдержки отработавших ТВС перед отправкой их на заводы регенерации, либо осуществлять транспортировку отработавших ТВС с более «напряженными» радиационными характеристиками. В первом случае время выдержки ОТВС в приреакторных хранилищах ограничено их проектной вместимостью, поскольку требованиями пункта 4.3.3 НП-061-05 [1] установлена необходимость наличия свободного объема в бассейнах выдержки для обеспечения полной выгрузки активной зоны на любой момент эксплуатации. Во втором случае тоже имеются ограничения, связанные с использованием для транспортирования ОТВС существующих транспортных упаковочных комплектов, изначально рассчитанных на ядерное топливо с меньшей глубиной выгорания. Сооружение же дополнительных хранилищ ОЯТ на АЭС, равно как и разработка новых транспортных упаковочных комплектов, также не может являться однозначным решением описанных проблем, поскольку требует времени и значительных финансовых инвестиций, что прямо противоположно уже реализующейся идее увеличения экономической эффективности использования существующего ядерного топлива на действующих энергоблоках АЭС.

Таким образом, в настоящий момент единственным выходом из сложившейся ситуации является максимально эффективное использование имеющихся ресурсов – проектной вместимости приреакторных хранилищ для максимально длительного хранения ОТВС с повышенной глубиной выгорания и проектного «запаса» транспортных упаковочных комплектов для транспортирования ОТВС с более «напряженными» радиационными характеристиками – с соблюдением всех установленных требований безопасности.

Именно такой подход и реализуется на практике: ОЯТ с повышенной глубиной выгорания хранится в бассейнах выдержки до тех пор, пока выполняется требование пункта 4.3.3 НП-061-05 [1]. Когда же наступает необходимость освобождения места в БВ (как правило, на реакторах типа ВВЭР это происходит при очередной перегрузке топлива), из всех хранящихся в них отработавших ТВС для комплектации транспортных упаковочных комплектов по возможности выбираются ОТВС с наименее «напряженными» на данный момент времени радиационными характеристиками. При этом в большинстве случаев эксплуатирующая организация по экономическим соображениям стремится осуществить отправку с АЭС на заводы регенерации максимального количества ОТВС и избежать неполных загрузок ТУК. После выбора ОТВС, подлежащих отправке на завод регенерации (следует отметить, что в дополнение к таким ОТВС могут быть выбраны и так называемые резервные ОТВС, отправка которых может быть осуществлена, если, например, возникнут сложности с извлечением из БВ какой-либо из основных ОТВС), выполняются анализ их характеристик с целью выбора комплектаций ТУК и обоснование безопасности транспортирования данной конкретной партии ОЯТ.

Все требования безопасности, которые должны быть соблюдены при транспортировании радиоактивных материалов, в том числе и отработавшего ядерного топлива, по путям сообщения общего пользования, установлены в нормативных документах НП-053-04 [2] и СанПиН 2.6.1.1281-03 [3]. Следовательно, для обоснования безопасности транспортирования ОЯТ с повышенной глубиной выгорания достаточно всего лишь выполнить проверку соблюдения установленных в [2] и [3]

требований для каждой конкретной загрузки ТУК. Однако для решения, казалось бы, простейшей задачи сопоставления фактических данных с установленными критериями безопасности необходимо перейти от известных или измеряемых параметров (характеристик ОТВС – начального обогащения, глубины выгорания, времени выдержки и т.д.) к нормируемым (уровню мощности дозы за защитой упаковки, тепловой нагрузке на ТУК, допустимой потере радиоактивного содержимого из упаковки, эффективному коэффициенту размножения нейтронов и т.д.), что требует проведения целого ряда трудоемких расчетов.

Упрощение такого перехода возможно, например, путем определения диапазонов измеряемых параметров, для которых нормируемые параметры при любых условиях заведомо удовлетворяют установленным в нормативных документах [2] и [3] значениям. Именно такой подход при обосновании безопасности транспортирования ОЯТ реакторов типа ВВЭР и реализован в отраслевом стандарте ОСТ 95 745-2005 [4], устанавливающем допустимые характеристики ОТВС, при которых разрешается их транспортирование в ТУК. Но, несмотря на существенную экономию во времени и трудозатратах, этот подход не лишен своих недостатков: он тем консервативнее, чем меньше количество диапазонов, на которые разделен весь спектр возможных значений измеряемых параметров, или, что то же самое, чем больше сами диапазоны. Действительно, минимально допустимое значение времени выдержки ОТВС, имеющих глубину выгорания в некотором диапазоне значений, устанавливается в [4] одинаковым для всех ОТВС в данном диапазоне и соответствует минимально возможному (причем, с учетом запаса) значению времени выдержки ОТВС с наибольшей для данного диапазона глубиной выгорания. При этом совершенно очевидно, что в действительности не все ОТВС могут иметь глубину выгорания, равную максимальной в каждом из диапазонов, и формально их минимальное время выдержки может быть меньше значения, установленного в [4] для соответствующего диапазона глубины выгорания. На практике, особенно при транспортировании ОЯТ с повышенной глубиной выгорания, это нередко приводит к тому, что характеристики ОТВС не соответствуют установленным в отраслевом стандарте [4] значениям. В таком случае пунктом 4.2.4 [4] предусмотрено выполнение обоснования безопасности транспортирования ОТВС путем проведения «полноценных» расчетов конкретных грузов ТУК и сопоставления полученных результатов расчетов нормируемых параметров с критериями безопасности, установленными нормативными документами [2] и [3]. Решение о транспортировании не удовлетворяющих требованиям ОСТ 95 745-2005 [4] отработавших ТВС принимается только с одобрения Ростехнадзора и, как правило, после проведения экспертизы обоснования безопасности в НТЦ ЯРБ.

Проведение «полноценных» расчетов в обоснование безопасности транспортирования ОТВС для перехода от измеряемых параметров к нормируемым является хоть и нетривиальной задачей, но вполне реализуемой при наличии достаточных знаний, расчетного инструментария и опыта. В первую очередь на основе анализа характеристик ОТВС, подлежащих отправке на завод регенерации, составляется комплектация транспортных упаковочных комплектов с соблюдением, по возможности, требований отраслевого стандарта [4]. В случае, если ТУК не может быть скомплектован без нарушения требований [4], например, по минимальному времени выдержки (такая ситуация наиболее распространена), ОТВС в нем размещают таким образом, чтобы уровни излучения за защитой ТУК были минимальны. При этом в большинстве случаев задача минимизации мощности дозы за ТУК при его комплектации может быть решена, исходя из «общих соображений», например, более выгоревшие ОТВС или ОТВС с меньшим временем выдержки размещаются ближе к центру ТУК, что позволяет снизить уровень мощности дозы за счет их экранирования расположенными во внешнем ряду отработавшими ТВС с менее «напряженными» радиационными характеристиками. После проведения детальных расчетов можно будет точнее откорректировать размещение ОТВС в контейнере.

Далее, после выбора комплектации ОТВС в ТУК, проводится расчет источников излучения в ОЯТ (продуктов деления, актинидов, продуктов активации) с помощью программных средств (ORIGEN и др.), для которого в качестве исходных данных используются известные или измеряемые параметры – начальное обогащение топлива, глубина выгорания, а также сведения о кампании. Результатами расчетов являются выход нейтронов и гамма-квантов и их энергетические спектры. Одновременно проводится расчет остаточного тепловыделения ОТВС для того, чтобы в дальнейшем оценить полную тепловую нагрузку на ТУК и сопоставить ее с установленным предельно

допустимым значением. В случае, если производится транспортирование ОТВС с большими значениями остаточного тепловыделения, необходимо также провести обоснование температурных режимов ОТВС в ТУК и показать, что температура оболочек твэлов не превысит ни при каких условиях допустимых значений.

Результаты расчета источников излучения являются входными данными для расчета уровня излучения за защитой ТУК, для которого, как правило, используется реализующая метод Монте-Карло программа MCNP. Использование программ такого класса вызвано необходимостью точного учета геометрии транспортного упаковочного комплекта, то есть необходимостью создания трехмерной расчетной модели. Ввиду трудоемкости расчетов по программе MCNP при обосновании безопасности транспортирования ОЯТ все ОТВС, как правило, разбиваются на группы, в каждую из которых входят ОТВС с близкими параметрами. Такой подход существенно сокращает трудозатраты и приводит к более консервативным результатам, чем расчеты, учитывающие характеристики каждой ОТВС по отдельности, поскольку все ОТВС одной группы консервативно заменяются ОТВС с наиболее «напряженными» характеристиками. Следует отметить, что разбиение ОТВС на группы может осуществляться еще на этапе расчетов источников излучения (в таком случае сокращаются трудозатраты и при проведении этих расчетов).

Для того, чтобы полностью обосновать радиационную безопасность транспортирования ОТВС, необходимо помимо описанных выше расчетов провести также расчет потери радиоактивного содержимого из упаковки, который выполняется путем сопоставления оцениваемой скорости утечки радиоактивной среды через уплотнения ТУК с установленными в НП-053-04 [2] ограничениями потери радиоактивного содержимого.

Обоснование ядерной безопасности транспортирования ОТВС осуществляется путем проведения расчетов эффективного коэффициента размножения нейтронов в системе «ТУК+ОТВС» и сопоставления его с критерием безопасности, установленным в НП-053-04 [2].

Для каждого из описанных выше расчетов необходимо выбрать приближения, учесть все погрешности и проанализировать не только условия нормальной эксплуатации, но и аварии. Таким образом, обоснование безопасности транспортирования ОТВС представляет собой целый комплекс трудоемких взаимосвязанных расчетных задач, которые в каждом конкретном случае решаются по одной и той же схеме, меняются лишь начальные данные и получаемые результаты.

Накопленный авторами статьи опыт показывает, что не всегда обоснование безопасности транспортирования ОЯТ с энергоблоков АЭС на заводы регенерации выполняется безошибочно, поскольку даже многократно выверенный алгоритм проведения расчетов не позволяет избежать ошибок, связанных с человеческим фактором. Кроме того, в ряде случаев для подтверждения обеспечения безопасности при транспортировании ОЯТ необходимо проведение дополнительных, по сравнению с описанными выше, расчетов и исследований. Вот несколько примеров.

При оценке обоснования радиационной безопасности транспортирования ОТВС ВВЭР-1000 с энергоблока № 3 Балаковской АЭС на ФГУП «ГХК» авторами статьи было проведено тщательное исследование положения максимума мощности дозы за защитой ТУК-13. Причиной послужило то обстоятельство, что в обосновывающих документах значение полной мощности дозы на радиальной поверхности упаковки было указано только для одной точки, расположенной на расстоянии 490 см от днища ТУК в районе грузовых цапф. На первый взгляд, именно эта, верхняя, часть ТУК-13 является наиболее «слабым» местом защиты, а указанное значение полной мощности дозы – максимальным на боковой поверхности, так как вблизи крышки и вблизи днища ТУК-13 слой водородсодержащей нейтронной защиты отсутствует, но в верхней части ТУК кольцевая нейтронная защита перекрывает топливную часть ОТВС в меньшей мере, чем в нижней, вследствие чего формально верхняя часть защиты менее эффективна. Но с учетом того, что мощность источника нейтронов в нижней части топливного столба ОТВС значительно выше, чем в его верхней части, а максимальное значение плотности источника нейтронного излучения по высоте ОТВС смеще-

но от ее центра ближе к низу топливной части, однозначно определить местоположение максимума мощности дозы без проведения расчетных оценок не представляется возможным.

Выполненные авторами статьи расчеты уровней излучения в нескольких точках на различных расстояниях от днища ТУК показали, что точка с максимальным значением мощности дозы на боковой поверхности упаковки находится не в верхней части ТУК-13 (в районе грузовых цапф), а в его нижней части на высоте ~50 см от днища упаковки. В расчетах учитывались значения мощности дозы нейтронов и вторичного гамма-излучения, поскольку, как показали предварительные оценки, вклад в полную мощность дозы от источников гамма-излучения продуктов деления за защитой ТУК-13 несуществен. Результаты расчетов, представленные на рис. 1, показывают, что максимальное значение мощности дозы на поверхности ТУК было занижено при обосновании безопасности приблизительно в 3 раза из-за неверного выбора расчетной точки.

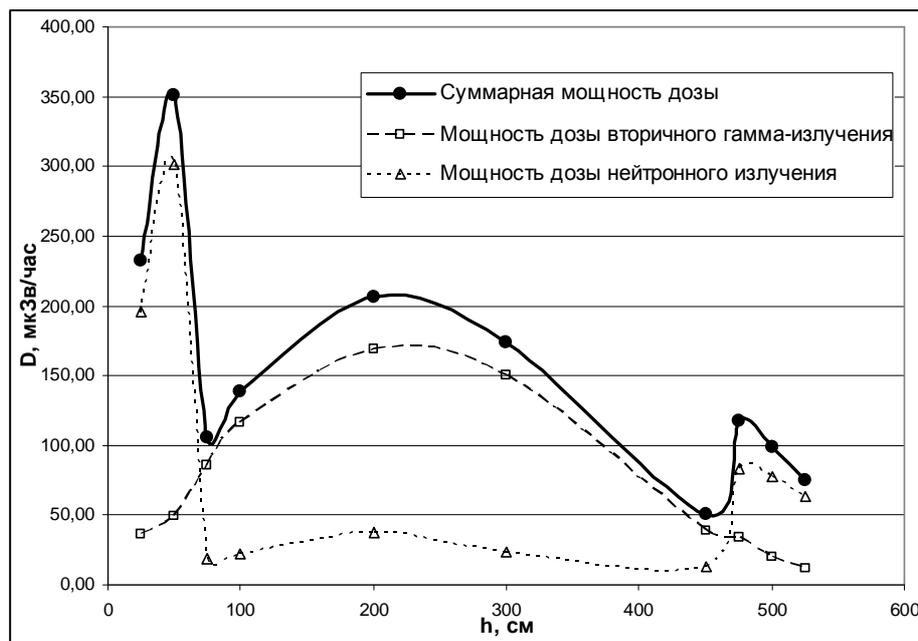


Рис. 1. Распределение мощности дозы на боковой поверхности упаковки (без учета размножения нейтронов)

Соблюдение температурных режимов в водозаполненном контейнере ТУК-6 – важный фактор обеспечения безопасности, поскольку повышение давления внутри ТУК вследствие чрезмерного перегрева может привести к его разгерметизации и выходу радиоактивных веществ в окружающую среду. Поэтому важно представлять, какая часть энергии выделяется локально за счет альфа- и бета-частиц, образующихся при распаде продуктов деления и актинидов, а какая часть энергии уносится с гамма-квантами от места их образования в топливе и выделяется либо во внутреннем объеме ТУК, заполненном отработавшим ядерным топливом и водой, либо в конструкционных материалах при взаимодействии гамма-квантов с веществом.

Авторами статьи было показано, что вклад гамма-излучения в полное энергосодержание несколько меньше суммарного вклада альфа- и бета-частиц и составляет в среднем ~40%, причем в основном за счет Cs^{134} , Ru^{106} + Rh^{106} , Cs^{137} + Ba^{137m} . Кроме того, авторами были оценены относительные значения энергосодержания в топливе, теплоносителе и конструкционных материалах ТУК-6 за счет взаимодействия гамма-излучения с веществом с использованием пространственной модели геометрии, представленной на рис. 2 (цифрами отмечены номера материалов соответствующих пространственных зон упаковки).

Результаты проведенных расчетов приведены в таблице 1.

Распределение поглощенной энергии гамма-излучения в ТУК-6

Нуклид	Номер пространственной зоны					
	1	2	3	4	5+6	7
Cs ¹³⁴	94.5%	0.53%	0.54%	0.00%	2.36%	2.04%
Cs ¹³⁷ + Ba ^{137m}	95.1%	0.48%	0.49%	0.00%	2.07%	1.86%
Ru ¹⁰⁶ + Rh ¹⁰⁶	95.3%	0.46%	0.47%	0.00%	1.99%	1.74%

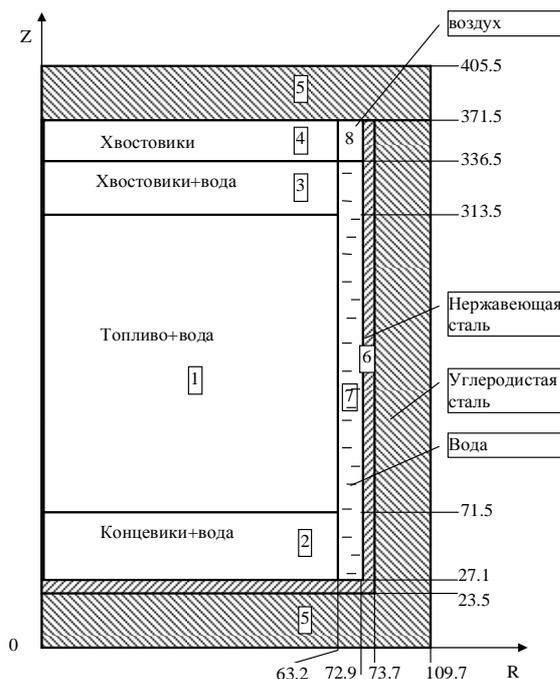


Рис. 2. Расчетная модель упаковки «ТУК-6 + ОЯТ»:

- 1 – замешанное по пространству топливо (активная часть ТВС) с водой; 2 – замешанные по пространству концевики ТВС с водой; 3 – замешанные по пространству хвостовики ТВС с водой; 4 – замешанные по пространству хвостовики (части ТВС, находящиеся над поверхностью воды); 5 – корпус контейнера; 6 – облицовка корпуса; 7 – вода; 8 – воздух

Полученные результаты показали, что ~1% от полного энерговыделения выделяется в конструкционных материалах и, тем самым, уменьшается тепловая нагрузка во внутреннем пространстве ТУК-6. Данное обстоятельство было в дальнейшем использовано в качестве дополнительного аргумента, подтверждающего обеспечение безопасности транспортирования ОЯТ ВВЭР-440 с Кольской АЭС в ФГУП «ПО «Маяк», когда суммарное энерговыделение ОТВС в ТУК-6 незначительно (менее чем на 1%) превышало максимально допустимое в соответствии с [4] значение.

В целях обоснования безопасности транспортирования партии отработавших тепловыделяющих сборок ВВЭР-440 с Нововоронежской АЭС на ФГУП «ПО «Маяк» был выполнен анализ восьми предназначенных к отправке чехлов с целью выбора из них наиболее «напряженного» чехла, определяющего радиационную обстановку при транспортировании ТУК-6. При этом для упрощения расчетов были сформированы десять модельных загрузок, заменяющие восемь реальных загрузок чехлов (что, вообще говоря, не упрощает, а усложняет задачу, так как для определения наиболее «напряженной» загрузки вместо восьми реальных расчетов необходимо провести десять модельных). Более того, не все рассмотренные модельные загрузки представляли собой консервативное преобразование реальных загрузок чехлов. Так, например, наиболее выгоревшая ОТВС

реальной загрузки одного из чехлов была заменена в модельной загрузке этого чехла отработавшей ТВС с тем же начальным обогащением и глубиной выгорания, но с большим временем выдержки, то есть менее «напряженной».

Далее из сформированных модельных загрузок выбирался чехол, представляющий наибольшую радиационную опасность, причем выбор производился, как показал анализ обосновывающих документов, на основе сравнения значений мощности дозы на боковой поверхности контейнера, где основной вклад в мощность дозы за защитой ТУК-6 вносит нейтронное излучение (95% для выбранной загрузки). На самом же деле (и результаты расчетов, представленные в обосновании безопасности, это подтверждают) максимум мощности дозы приходится не на боковую поверхность ТУК, а на образующую скосов крышки контейнера. В этой точке мощность дозы за защитой ТУК определяется гамма-излучением (83% от суммарного значения).

Таким образом, при обосновании безопасности был выбран неверный критерий для определения наиболее «напряженной» загрузки ТУК-6, и, как следствие, все дальнейшие расчеты проводились не из консервативных соображений. В связи с этим обстоятельством авторами статьи были проведены расчеты в обоснование радиационной безопасности транспортирования ОТВС с Нововоронежской АЭС на ФГУП «ПО «Маяк», подтверждающие выполнение требований нормативных документов [2] и [3] в консервативных приближениях.

При оценке обоснования безопасности транспортирования отработавших ТВС ВВЭР-440 с Ровенской АЭС на ФГУП «ПО «Маяк» авторами статьи было установлено, что в ходе разбиения ОТВС на группы для последующего расчета источников излучения была неверно определена максимальная глубина выгорания в одной из групп ОТВС: 49,4 ГВт-сут/т вместо 50 ГВт-сут/т. Соответственно, величины источников излучения для данной группы были занижены. Кроме того, одну из ОТВС нельзя было отнести на основании принятых при обосновании безопасности критериев ни к одной из предложенных групп. Выполненные авторами статьи оценки показали, что, несмотря на указанные недочеты в расчетном обосновании, нарушения установленных нормативными документами [2] и [3] требований безопасности при транспортировании ОТВС с Ровенской АЭС на ФГУП «ПО «Маяк» не происходит.

Такого же рода ошибки (некорректное разбиение ОТВС на группы при расчете источников излучения) были допущены при обосновании безопасности транспортирования партии ОТВС ВВЭР-440 с Кольской АЭС на ФГУП «ПО «Маяк» рейсом № 47. Проведенные авторами статьи расчеты источников излучения и мощности дозы за защитой ТУК-6 для консервативного разбиения ОТВС на группы подтвердили соблюдение установленных нормативными документами [2] и [3] требований.

Завершая перечень ошибок, вызванных человеческим фактором, хотелось бы отметить, что это лишь некоторые примеры. Очень часто при проведении расчетного обоснования возникают сложности в оценке конкурирующих факторов при выборе наиболее «напряженных» ОТВС: что больше повлияет на уровень мощности дозы – увеличение глубины выгорания или уменьшение времени выдержки. Иногда встречаются арифметические ошибки, как например, неверное определение полного источника гамма-излучения суммированием источников, разбитых на энергетические группы, или неверное определение суммарного источника нейтронов от отдельных радионуклидов, выполненные при обосновании безопасности транспортирования ОТВС ВВЭР-1000, не удовлетворяющих требованиям ОСТ 95 745-2005 [4], с энергоблока № 1 Балаковской АЭС на ФГУП «ГХК». Однако ни один из выявленных недочетов расчетного обоснования не свидетельствует о недостатке квалификации специалистов, выполняющих это обоснование.

Реализованный в ОСТ 95 745-2005 [4] метод определения соответствия требованиям нормативных документов условий транспортирования ОЯТ по характеристикам загружаемых в ТУК ОТВС прост и удобен в применении. Однако консервативность данного метода приводит к тому, что при переходе на новые топливные циклы с повышенной глубиной выгорания топлива характеристики транспортируемых ОТВС приближаются к максимально допустимым отраслевым стандартом [4] значениям и зачастую превышают их, что вызывает необходимость проведения расчетного обоснования безопасности транспортирования ОТВС. В этом случае, как показывают приведенные выше примеры, увеличивается вероятность ошибок, вызванных человеческим фактором, которые потенциально могут привести к нарушению требований безопасности, установленных нормативными документами [2] и [3]. Важность принятия во внимание человеческого фактора и возможных в связи с ним ошибок подчеркивается и теми обстоятельствами, что уже на данном этапе перехода на топливные циклы с повышенной глубиной выгорания имели место такие ситуации, при которых мощ-

ность дозы на расстоянии 2 м от боковой поверхности вагона-контейнера была всего в 1,8 раза меньше установленного значения в [2], а мощность дозы на поверхности вагона-контейнера составляла 96% от величины, максимально допустимой в соответствии с [2].

Если же помимо возможных ошибок принять во внимание трудозатраты на выполнение обоснования безопасности транспортирования ОЯТ и, вообще говоря, на проведение необходимой для поддержки принятия решений регулирующим органом экспертизы этого обоснования, во многих случаях сопровождающейся альтернативными расчетами, компенсирующими ошибки обоснования, то значимость уменьшения влияния человеческого фактора при проведении трудоемких расчетов становится совершенно очевидной.

Логичный выход из сложившейся ситуации – автоматизация всего процесса проведения и проверки расчетного обоснования транспортирования ОЯТ.

Помимо реализованного в ОСТ 95 745-2005 [4] существует и другой способ перехода от характеристик конкретных ОТВС к нормируемым уровням мощности дозы за защитой ТУК, который позволяет избежать необходимости проводить расчеты конкретных загрузок ТУК каждый раз, когда характеристики отработавших тепловыделяющих сборок не удовлетворяют требованиям стандарта [4], и, тем самым, позволяет снизить вероятность возникновения ошибок. Данный способ основан на применении метода функций Грина для расчета полей излучения за защитой ТУК.

Свойство линейности уравнения переноса относительно независимого источника позволяет получать значение мощности дозы от любого источника путем свертки этого источника на функцию Грина, определяемую вкладами в мощность дозы от единичных источников каждого типа в каждом элементе пространства:

$$\dot{H}(\bar{x}) = \int q(\bar{x}) G(\bar{x}) d\bar{x}.$$

Таким образом, один раз разделив объем, занимаемый ОТВС в ТУК, на пространственные зоны и определив вклады в мощность дозы от единичных (нормированных на 1 частицу) источников нейтронного и гамма-излучения для каждой из зон, можно в дальнейшем определять мощность дозы за защитой ТУК для любой конкретной загрузки.

Авторами статьи с использованием объектно-ориентированного программирования был создан расчетный инструментарий, реализующий описанную методологию на примере транспортного упаковочного комплекта ТУК-6, предназначенного для транспортирования ОЯТ реакторов ВВЭР-440. Данный инструментарий включал в себя рассчитанную для 30-ти пространственных зон ТУК-6 библиотеку функций Грина и программу, использующую данную библиотеку для оперативного выполнения расчетов дозовых полей за защитой ТУК. Известно, что для ОТВС, имеющих время выдержки свыше 3-х лет, основным источником нейтронного излучения является ^{244}Cm , а определяющий вклад в источник гамма-излучения вносят радионуклиды ^{134}Cs и $^{137}\text{Cs} + ^{137\text{m}}\text{Ba}$, что позволило ограничить библиотеку функций Грина данными радионуклидами. Кроме того, при создании инструментария была использована упрощенная методика учета размножения нейтронов при делении невыгоревших делящихся изотопов, состоящая в умножении значения мощности дозы от нейтронов спонтанного деления на величину $1/(1-K_{\text{эфф}})$.

Конечно, описанный инструментарий – это лишь первая, пробная реализация применения метода функций Грина для расчета полей излучения за защитой ТУК. Он позволяет проводить расчеты только мощности дозы за защитой ТУК и только для ОТВС реакторов типа ВВЭР-440 и имеет целый ряд упрощений, ограничивающих его область применения. Однако основная цель – продемонстрировать возможность автоматизации перехода от измеряемых параметров к нормируемым – была достигнута. Метод функций Грина открыл новые возможности использования описанной методологии, например, предоставление регулирующим органам удобного и функционального инструмента для поддержки принятия решений, не требующего от пользователя знания теории переноса излучения на высоком уровне и оперирующего лишь конкретными значениями характеристик перевозимого топлива, а также предоставление инструмента для оценки оптимальности комплектации транспортных упаковочных комплектов с точки зрения выбора наиболее безопасного варианта их загрузки для каждой конкретной партии ОЯТ.

Статьи

В заключение отметим, что предложение о разработке методологии и о создании компьютерной системы информационной поддержки принятия регулирующих решений при транспортировании отработавшего ядерного топлива реакторов АЭС вошло в Федеральную целевую программу «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности» на 2009 год.

Список сокращений и обозначений

АЭС	–	атомная электростанция
БВ	–	бассейн выдержки
ВВЭР	–	водо-водяной энергетический реактор
$K_{эфф}$	–	эффективный коэффициент размножения нейтронов
ОТВС	–	отработавшая тепловыделяющая сборка
ОЯТ	–	отработавшее ядерное топливо
ТВС	–	тепловыделяющая сборка
ТУК	–	транспортный упаковочный комплект

Список литературы

1. Правила безопасности при хранении и транспортировании ядерного топлива на объектах использования атомной энергии. НП-061-05. Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору, 2005.
2. Правила безопасности при транспортировании радиоактивных материалов. НП-053-04. Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору, 2004.
3. Санитарные правила по радиационной безопасности персонала и населения при транспортировании радиоактивных материалов (веществ). СанПиН 2.6.1.1281-03. Минздрав России, 2003.
4. Отработавшие тепловыделяющие сборки ядерных энергетических реакторов типа ВВЭР. Общие требования к поставке на заводы регенерации. ОСТ 95 745-2005. ФГУП «ГИ «ВНИПИЭТ», 2005.