

МЕТОДИКА РАСЧЕТА РАДИАЦИОННОЙ ОБСТАНОВКИ ВОКРУГ КОНТЕЙНЕРА С ОБЛУЧЕННЫМ ЯДЕРНЫМ ТОПЛИВОМ

В.А. Опаловский, Г.В. Тихомиров, Э.Ф. Крючков

*Московский инженерно-физический институт (государственный университет),
г. Москва*



В статье представлено рассмотрение радиационных характеристик облученного ядерного топлива (ОЯТ) на этапе его хранения и транспортировки в транспортных контейнерах. Особенностью работы является расчет характеристик ОЯТ путем совместного использования комплекса SCALE и программы MCNP. При этом комплекс SCALE используется для расчета радиационного источника, а программа MCNP – для расчета переноса излучения.

ВВЕДЕНИЕ

Эксплуатация ядерных реакторов приводит к образованию ОЯТ. Существуют две основные стратегии по обращению с ОЯТ, сводящиеся либо к его захоронению, либо к повторному использованию (рис. 1). Независимо от сценария обращения с ОЯТ возникает необходимость изучения его радиационных характеристик, т.к. их знание необходимо на всех этапах обращения с ним.

Поскольку вопрос об определении параметров ОЯТ является крайне важным, то его изучение началось одновременно со становлением ядерной энергетики. Проблему обращения с ОЯТ можно представить как совокупность двух основных задач. Первая – это задача на критичность, т.е. обоснование ядерной безопасности емкостей с ОЯТ при их хранении и транспортировке. Эта задача на сегодняшний день успешно решена [1-5]. Вторая – это изучение радиационных характеристик ОЯТ.

Настоящая работа посвящена методике моделирования радиационной обстановки вокруг контейнера с ОЯТ.

Радиационное излучение ОЯТ возникает в результате распада продуктов деления, урана, плутония и младших актинидов. В основном это β^- и α -распады. Альфа-частицы и электроны, возникающие при этих распадах, остаются в топливе. А внешний радиационный фон создается распадными гамма-квантами, и нейтронами, возникающими в результате спонтанного деления и (α, n) -реакций. Также некоторый вклад в общий фон дают захватные гамма-кванты, появляющихся в результате радиационного захвата вышеуказанных нейтронов.

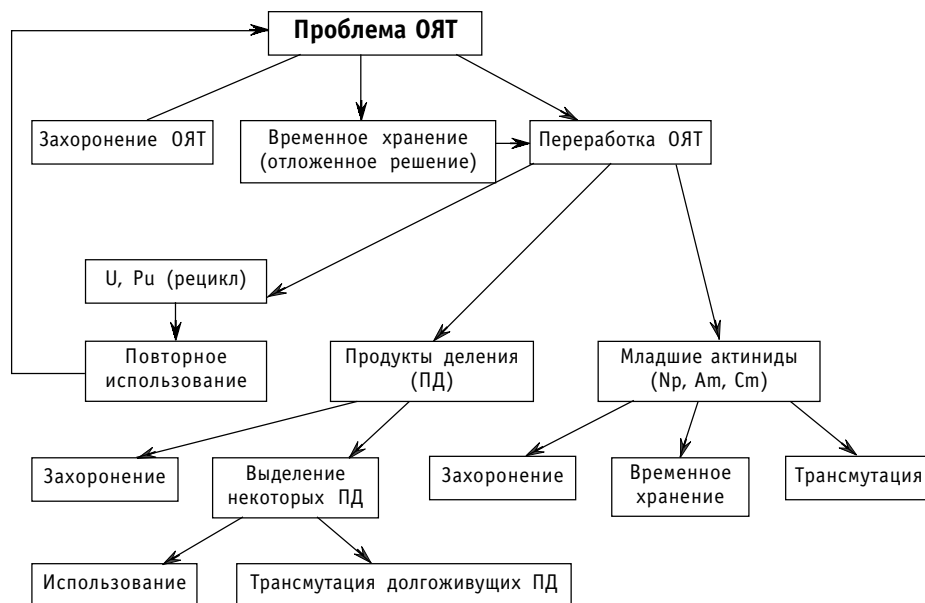


Рис. 1. Возможные сценарии обращения с ОЯТ

Гамма-активность ОЯТ на несколько порядков превышает его нейтронную активность, поэтому при изучении радиационных характеристик ему обычно уделяется большее внимание, и вопрос о гамма-излучении можно считать решенным. Однако гамма-излучение ОЯТ (особенно его составляющая от продуктов деления) спадает гораздо быстрее, чем нейтронное. К тому же при помещении ОЯТ в транспортный контейнер его стальные стенки очень эффективно удерживают гамма-излучение; так что нейтронное излучение при некоторых условиях может вносить заметный вклад в общий радиационный фон.

Вопрос о нейтронном излучении ОЯТ менее изучен, по сравнению с гамма-излучением. И существуют определенные трудности с определением источника нейтронного излучения ОЯТ, которые будут рассмотрены в этой статье.

В настоящей работе для определения радиационной обстановки использовались два программных комплекса: SCALE-4.3 [6] и MCNP-4B [7]. Кроме получения самих радиационных характеристик ОЯТ, был также рассмотрен вопрос об оценке погрешности полученных результатов и о различных составляющих этой погрешности.

В рамках данной статьи будут рассмотрены радиационные характеристики ОЯТ только на одном этапе ЯТЦ – на этапе его транспортировки и хранения в транспортных упаковочных комплектах (транспортных контейнерах).

АЛГОРИТМ МОДЕЛИРОВАНИЯ РАДИАЦИОННОЙ ОБСТАНОВКИ ВОКРУГ КОНТЕЙНЕРА С ОЯТ

Задачу моделирования радиационной обстановки вокруг контейнеров с ОЯТ можно разбить на несколько отдельных задач:

- расчет изотопного состава ОЯТ;
- определение источников нейтронного и гамма-излучений от ОЯТ и от конструктивных материалов ТВС;
- расчет переноса излучения через стенки контейнера;
- определение дозы в различных пространственных точках вокруг контейнера.

В рамках комплекса SCALE предусмотрена управляющая последовательность SAS2H, которая предназначена для решения этих задач. В процессе разработки последовательности SAS2H была проведена валидация системы на основе расчетов радиационной обстановки вокруг контейнеров, содержащих ОЯТ легководных реакторов [8, 9].

Помимо использования цилиндрической одномерной геометрической модели, управляющая последовательность SAS2H имеет еще несколько приближений:

- отсутствие аксиального распределения;
- плотности материалов в топливной ячейке постоянны по всему их объему;
- температура считается постоянной в каждой зоне ячейки;
- в сборке допускается использование топливных стержней только одного типа.

Расчеты изменения выгорания топлива в модуле SAS2H проводятся с помощью программы ORIGEN-S. При подготовке констант нейтронный спектр рассчитывается в многогрупповом приближении в одномерной цилиндрической геометрии. В процессе выгорания константы могут неоднократно пересчитываться с учетом изменения нейтронного спектра и выделяемой мощности. Расчеты benchmarks тестов легководных реакторов показали удовлетворительную точность результатов, получаемых по модулю SAS2H для ячейечных задач burnup credit [5]. Однако очевидно, что результаты расчетов выгорания топлива в гетерогенных ТВС с помощью последовательности SAS2H будут содержать дополнительные ошибки, связанные с приближенным описанием спектра.

В последовательности SAS2H после расчета источников нейтронного и гамма-излучения проводится расчет мощности эквивалентной дозы в различных точках за пределами транспортного контейнера. Этот расчет состоит из двух этапов. На первом этапе проводится расчет переноса излучения через слои транспортного контейнера в одномерной цилиндрической геометрии. При этом область размещения ТВС гомогенизируется. На втором этапе проводится расчет доз с учетом ограниченной высоты.

Как правило, в транспортный контейнер можно поместить до 12 ТВС. Если все ТВС имеют одинаковую глубину выгорания и контейнер полностью заполнен, то гомогенизация области размещения ТВС оправдана. Однако при расчете доз возможно появление ошибок, связанных с приближенным описанием профиля вытекающего излучения по высоте контейнера. В контейнер могут быть помещены ТВС с различной глубиной выгорания или контейнер может быть заполнен не полностью. В таких случаях для получения результатов о распределении мощности эквивалентной дозы вокруг контейнера необходимо использовать более точные модели.

Для моделирования радиационной обстановки вокруг транспортного контейнера с ОЯТ в 3-D геометрии можно использовать программу MCNP, которая предназначена для расчета переноса нейтронов, гамма-квантов и электронов в реальной геометрии на основе метода Монте-Карло.

В рамках решаемой задачи к достоинствам программы MCNP можно отнести следующие:

- реальная трехмерная геометрия;
- возможность расчета не полностью загруженного контейнера;
- возможность расчета контейнера с ТВС нескольких типов.

Однако MCNP не предназначена для расчета выгорания, т.е. с ее помощью невозможно выполнение первого пункта моделирования радиационной обстановки – расчета изотопного состава ОЯТ.

Таким образом видно, что ни модуль SAS2H, ни программа MCNP по отдельности не подходят для моделирования радиационной обстановки вокруг контейнера с ОЯТ. Поэтому для корректного описания радиационного поля вокруг транспортного контейнера целесообразно объединение возможностей этих программ. При этом выгорание считается по модулю SAS2H, а перенос излучения – по программе MCNP. Алгоритм такого расчета представлен в табл. 1. Во втором столбце этой таблицы указаны этапы расчета. В первом – подпрограммы, выполняющие эти этапы при расчете по комплексу SCALE (по его управляющей последовательности SAS2H). В третьем – по объединенному комплексу SCALE-MCNP.

В заключение данного раздела заметим, что дополнительным источником ошибок в расчетах мощности дозы могут стать неопределенности в константах переноса нейтронов и гамма-квантов через стенки контейнера. Необходим корректный учет анизотропии рассеяния и генерации гамма-квантов, связанных с радиационным захватом нейтронов.

Таблица 1

Алгоритм расчета по комплексам SCALE (SAS2H) и SCALE-MCNP

SCALE (SAS2H)	Этапы	SCALE-MCNP
BONAMI-S NITAWL-II XSDRNPM-S COUPLE ORIGEN-S	Подготовка констант	BONAMI-S NITAWL-II XSDRNPM-S COUPLE ORIGEN-S
ORIGEN-S	Расчет выгорания и распада, подготовка источника излучения ОЯТ	ORIGEN-S
BONAMI-S NITAWL-II XSDRNPM-S	Анализ взвешенных по ячейке сечений в топливной зоне	BONAMI-S NITAWL-II XSDRNPM-S
BONAMI-S NITAWL-II XSDRNPM-S	Расчет переноса через защитную оболочку транспортного контейнера	MCNP
XSDOSE	Расчет дозовых характеристик за слоем защиты	MCNP

ИСТОЧНИК ИЗЛУЧЕНИЯ

После завершения облучения ТВС в реакторе в ядерном топливе содержится большое количество различных изотопов, многие из которых радиоактивны. Излучение радиоактивных изотопов содержит как нейтронную составляющую, так и гамма. Характеристики излучения практически всех изотопов хорошо изучены. Поэтому основную ошибку в источнике нейтронного и гамма-излучений вносят ошибки в концентрациях «ключевых» радиоактивных изотопов. Как было показано, например, в работе [10], определяющий вклад в радиоактивные источники вносят всего несколько изотопов. Например, нейтронный источник в облученном UOX- и MOX-топливе практически полностью определяется изотопами ^{242}Cm , ^{244}Cm and ^{238}Pu . К сожалению, концентрации этих изотопов, как правило, содержат наибольшую неопределенность, т.к. они практически не влияют на коэффициент раз-

множения. Так, в спецификациях тестов NEA/OECD burnup credit концентрации изотопов ^{242}Cm , ^{244}Cm не приводятся, а концентрация изотопа ^{238}Pu в результатах имеет разброс на уровне 10-20% [5]. Источник гамма-квантов, в основном, определяется продуктами деления. Активности ПД рассчитываются с весьма высокой точностью для всех значимых изотопов (погрешности составляют 2-3%). Высокая точность расчета не удивительна, поскольку на накопление ПД влияют в основном только глубина выгорания, выход осколка на деление и постоянные распада, т.е. величины хорошо известные.

ТРАНСПОРТНЫЙ КОНТЕЙНЕР

Используя программу MCNP, можно проводить расчеты радиационных характеристик ОЯТ помещенного в реальный транспортный контейнер, как, например, контейнер ТУК-13В, показанный на рис. 2. Однако основные закономерности можно проследить и на более простой модели контейнера, поэтому все расчеты проводились для цилиндрического контейнера, вмещающего 6 облученных ТВС реактора ВВЭР-1000 и имеющего слой стальной защиты. Толщина защиты в модельных расчетах варьировалась от 0 до 30 см.

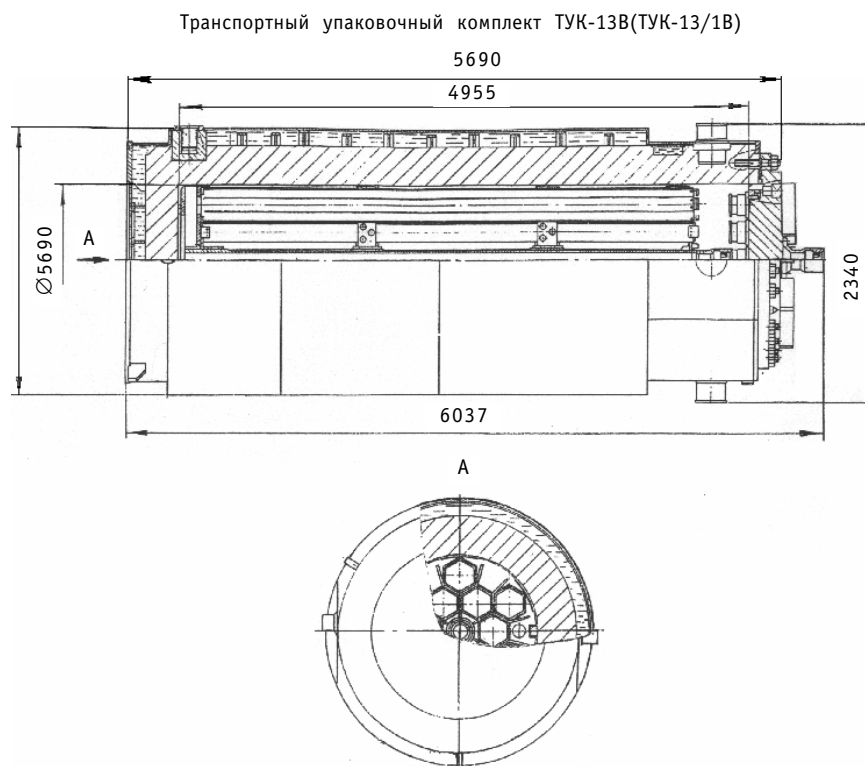


Рис. 2. Транспортный упаковочный комплект ТУК-13В

РЕЗУЛЬТАТЫ МОДЕЛЬНЫХ РАСЧЕТОВ

Для сравнения комплексов SCALE (SAS2H) и SCALE-MCNP были проведены расчеты модельной задачи. Рассматривалось выгорание ЯТ в реакторе ВВЭР-1000. Выгорание на постоянной мощности моделировалось с помощью последовательности SAS2H. Далее ЯТ выдерживалось 3 года в хранилище. После выдержки 6 ТВС помещались в стальной контейнер. Для контейнера была выбрана сталь SS304,

состоящая из хрома – 19%, никеля – 9,5%, железа – 69,5% и марганца – 2%. Толщина стенки контейнера в расчетах изменялась, поэтому мощность эквивалентной дозы рассчитывалась в точке на расстоянии 240 см от внутренней стенки контейнера. Реперная точка располагалась на середине высоты контейнера. Размеры и состав контейнера, состав внутренней области (гомогенизация 6 ТВС) и источники нейтронов и гамма-квантов в программе MCNP были эквивалентны соответствующим величинам, полученным в SAS2H. Поэтому расхождения результатов могут быть связаны с приближениями, используемыми в модуле SAS2H при расчетах мощности дозы. Результаты решения модельной задачи представлены в табл. 2.

Для мощности эквивалентной дозы в табл. 2 используются следующие обозначения: D_n – нейтронная доза, D_γ – полная доза гамма квантов, $D_{n\gamma}$ – доза захватных гамма квантов, $D_{\gamma\gamma}$ – доза от источника гамма излучения.

Анализ результатов решения модельной задачи позволяет сделать несколько выводов.

Таблица 2

Мощность дозы за слоем защиты различной толщины на расстоянии 240 см от внутренней поверхности контейнера, бэр/ч

Толщина, см	SCALE (SAS2H)		SCALE-MCNP			
	D_n	D_γ	D_n	$D_{n\gamma}$	$D_{\gamma\gamma}$	D_γ
0	1,46E-01	6,71E+03	1,21E-01	0	7,09E+03	7,09E+03
10	8,62E-02	5,23E+01	9,43E-02	0	7,53E+01	7,53E+01
20	5,23E-02	7,66E-01	6,05E-02	0	1,03E+00	1,03E+00
30	3,08E-02	1,69E-02	3,65E-02	5,09E-05	1,73E-02	1,73E-02

ВЫВОДЫ

1. Ошибка моделирования мощности эквивалентной дозы имеет несколько составляющих.

2. Важной составляющей ошибки моделирования мощности эквивалентной дозы является ошибка в концентрациях «ключевых» изотопов, определяющих нейтронный источник (для UOX- и MOX-топлива ^{242}Cm , ^{244}Cm and ^{238}Pu), поэтому необходимо включать концентрации этих изотопов в спецификации benchmarks burhur credit.

3. Для моделирования радиационной обстановки вокруг транспортного контейнера при расчете переноса излучения через стенки контейнера желательно использовать 3-D программы. Ошибка, связанная с приближенным описанием контейнера для точек, удаленных на значительные расстояния, может достигать десятков %.

4. Для различных толщин транспортных контейнеров вклад различных составляющих дозы может существенно изменяться. Для «толстых» контейнеров существенную роль играет доза за счет захватного гамма-излучения.

Литература

1. Герасимов А.С., Зарицкая Т.С., Рудик А.П. Справочник по образованию нуклидов в ядерных реакторах. – М.: Энергоатомиздат, 1989.
2. Степанов А.В., Макарова Т.П., Бабичев Б.А. и др. Определение выгорания и изотопного состава отработавшего топлива ВВЭР-365//Атомная энергия. – 1980. – Т. 49. – Вып. 4.

3. Габескирия В.Я., Грызина В.В., Зайцев А.А. и др. Определение содержания изотопов урана и трансурановых элементов в отработавшем топливе ВВЭР-365//Атомная энергия. – 1978. – Т. 44. – Вып. 5.
4. Колобашкин В.М., Рубцов П.М., Ружанский П.А., Сидоренко В.Д. Радиационные характеристики облученного ядерного топлива: Справочник. – М.: Энергоатомиздат, 1983.
5. Okuno H., Naito Y. and Suyama K. OECD/NEA Burnup Credit Criticality Benchmarks Phase IIIB: Burnup Calculations of BWR Fuel Assemblies for Storage and Transport, 2002-001 NEA/NSC/DOC(2002)2, February 2002.
6. SCALE: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation, NUGER/CR-0200, Rev. 4 (ORNL/NUGER/CSD-2/R4), Vols I, II and III (draft November 1993). Available from Radiation Shielding Information Center as CCC-545.
7. Judith A. Briesmeister, Ed. «MCNP-A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4B», Los Alamos National Laboratory report LA-12625-M, Version 4B (March 1997).
8. Hermann O.W., Bowman S.M., Brady M.C., and Parks C.V. Validation of the SCALE System for PWR Spent Fuel Isotopic Composition Analyses, ORNL/TM-12667, Martin Marietta Energy Systems, Inc., Oak Ridge Natl. Lab., (1995).
9. DeHart M.D. and Hermann O.W. An Extension of the Validation of SCALE (SAS2H) Isotopic Predictions for PWR Spent Fuel, ORNL/TM-13317, Lockheed Martin Energy Research Corp., Oak Ridge Natl. Lab., (1996).
10. Kryuchkov E.F., Opalovsky V.A., Tikhomirov G.V. Comparative Analysis of Radiation Characteristics from various types of Spent Nuclear Fuel. In: Proceeding of the SNA-2003, Paris, France, September 22-24, 2003, P04.

Поступила в редакцию 22.10.2004

substrates differ in 3 – 4 times. The quantities of power of adhesion make 88 – 104 mJ/m², the quantities of cohesion lie in an interval from 64 up to 86 mJ/m². Ability to adsorb contaminations for all latex films is approximately identical. The prospects of application of this type of latexes are estimated as deactivating coats for NPP.

УДК 621.039.51

Transport Evaluated Files to Study Particle Transport in Materials Irradiated by Neutrons with Energies up to 150 MeV \ A.Yu. Konobeyev, Yu.A. Korovin, G.B. Pilnov, A.Yu. Stankovskiy, A.A. Andrianov; Editorial board of Journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2004. – 7 pages, 1 table, 5 illustrations. – References, 35 titles.

A new evaluated neutron nuclear data library «Transport Evaluated Files, TREF» to study neutron transport in materials irradiated by neutrons have been elaborated. The files constituting the library contain nuclear data for neutronics calculations for 242 nuclides ranging with atomic number from 8 to 82 in the energy region of primary neutrons from 10⁻⁵ eV to 150 MeV. Below 20 MeV data are taken mainly from ENDF/B-VI (Revision 8) and for some nuclides – from JENDL-3.3 and JEFF-3.0 libraries. The evaluation of emitted particle energy and angular distributions at the energies above 20 MeV was performed with the help of the ALICE/ASH code and the analysis of available experimental data. The results of calculation were adjusted to the data from ENDF/B-VI, JENDL-3.3 or JEFF-3.0 at the neutron energy equal to 20 MeV. The files are written in ENDF-6 format.

УДК 621.039.54

The Method of Calculation of Radiation Conditions around the Shipping Casks with SNF \ V.A. Opalovsky, G.V. Tikhomirov, E.F. Kryuchkov; Editorial board of Journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2004. – 7 pages, 2 tables, 2 illustrations. – References, 10 titles.

The exploitation of nuclear reactors result in constitution of spent nuclear fuel (SNF). It is necessary to know radiation characteristics of SNF independently of the scenario of management with SNF. There are examination of radiation characteristics on the phases of storage and transportation in shipping casks presented in this article. The characteristic property of this article is the calculate of SNF characteristics by the combined using of SCALE and MCNP programs. The complex SCALE is using for calculations of radiation source. The MCNP program is using for calculations of transfer of radiation.

УДК 621.039.526: 621.039.546.8

Hydraulic Test Facility for Testing of Model Nuclear Reactor \ E.F. Avdeev, I.A. Chusov, A.Ya. Ustujanin, V.V. Maksimovskiy, D.S. Lazikyan, V.A. Levchenko, S.V. Borodastov, I.N. Leonov, V.A. Belugin, Yu.D. Levchenko, Yu.S. Yur'ev; Editorial board of Journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2004. – 14 pages, 3 tables, 8 illustrations. – References, 8 titles.

Describing of the main design and hydraulic characteristics of the «MR» test facility created in the «Thermophysics» department is presented in this paper. Equipment, circulating loop of the coolant, hydraulic two-loop reactor model and measuring systems are also described. Scientific and education purposes of this test facility are presented.

УДК 621.039.542: 536.24

Heat Exchange to Lead Coolant in the Annual Gap at Controller Oxygen Content \ A.V. Beznosov, A.V. Semyonov, S.S. Pinaev, A.D. Efanov, Yu.I. Orlov, A.V. Zhukov; Editorial board of Journal «Izvestia visshikh zavedeniy, Yadernaya energetika» (Communications of Higher Shools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2004. – 9 pages, 7 illustratins. – Reference, 2 titles

Results of experimental investigations of a convective heat exchange are resulted in leads heat-transfer agent in an annular gap in conditions of regulating and the surveillance of oxygen content.