

ВАЖНОСТЬ НЕЙТРОННЫХ ОТРАЖАТЕЛЕЙ ДЛЯ РЕАКЦИЙ ПОД ДЕЙСТВИЕМ НЕЙТРОНОВ, РАЗМЕЩЕННЫХ В МИШЕНИ РАСЩЕПЛЕНИЯ И ЯДЕРНОМ ТОПЛИВЕ В ЭЛЕКТРОЯДЕРНЫХ СИСТЕМАХ

П. Живков^{1,*}, Р. Гушчерски^{1,2}

¹ Институт ядерных исследований и ядерной энергетики
Болгарской академии наук, София, Болгария

² Объединенный институт ядерных исследований, Дубна, Россия

Исследуются реакции, индуцированные нейтронами в электроядерные системы (ЭЯС), в зависимости от типа отражателей и систем охлаждения нейтронов. Для расчетов использовался транспортный код MCNP6.3. ЭЯС состоит из трех основных частей: 1) мишень, в которой протонный пучок отдает свою энергию, 2) ядерное топливо и система охлаждения, 3) ускоритель. Облучение мишени релятивистским протонным пучком генерирует поток нейтронов высокой энергии в центральной части мишени, и небольшая часть этого потока отдает свою энергию в ядерном топливе. Эффективный коэффициент размножения нейтронов (K_{eff}) для топлива находится в диапазоне 0,9–0,95. Бериллий и свинец используются для замедления (отражения) нейтронного потока. Система охлаждения также модифицирует нейтронный поток. В ядерных установках в качестве теплоносителя используются гелий и жидкий натрий. Проведено моделирование модификации потока нейтронов высокой энергии в мишени и ядерном топливе для различных систем охлаждения и замедлителей.

We investigate the neutron induced reactions in Accelerator Driven Systems (ADS) as a function of neutron moderators and cooling systems. The MCNP6.3 transport code is used for the calculations. The ADS contains three main parts: 1) a target where the proton beam delivers its energy; 2) nuclear fuel and a cooling system; 3) an accelerator. The irradiation of the target by a relativistic proton beam generates the high energy neutron flux in the central part of the target, and a small part of the flux delivers its energy in the nuclear fuel. The K_{eff} of the fuel is in the range of 0.9–0.95. Beryllium and lead are used to moderate (reflect) the neutron flux. The cooling system modifies the neutron flux too. Helium and liquid sodium are used as coolant in nuclear facilities. The modification of the high energy neutron flux in the target and nuclear fuel is simulated for different cooling systems and moderators.

PACS: 28.41.Bm; 28.65.+a

* E-mail: peter_jivkov@inrne.bas.bg

ВВЕДЕНИЕ

Ядерные отходы являются неотъемлемой частью атомной энергетики. Часть их состоит из продуктов деления изотопов урана и плутония. Некоторые из этих продуктов имеют длительный период полураспада и высокорadioтоксичны. Изотопы, такие как йод-129 (^{129}I), селен-93 (^{93}Se), технеций-99 (^{99}Tc), цезий-135 (^{135}Cs), палладий-107 (^{107}Pd) и др., имеют периоды полураспада в тысячи или миллионы лет. Другие продукты ядерных отходов, такие как плутоний (Pu), америций (Am) и кюрий (Cm), имеют атомные номера больше, чем у урана. Эти изотопы могут быть использованы в качестве ядерного топлива.

Трансмутация ядерных отходов может протекать в источнике нейтронов деления (споллации) или в поле заряженных частиц высокой энергии, когда ионы ускоряются до энергии выше 200 МэВ/нуклон.

За последние два десятилетия было проведено множество экспериментальных и теоретических исследований. Ведущие институты разрабатывали свои экспериментальные установки и задачи. ЦЕРН поставил перед собой цель с высокой точностью определить ядерные сечения реакций, индуцированных нейтронами, с тяжелыми ядрами (проект n-TOF). Другие эксперименты направлены на изучение генерации нейтронов в массивных мишенях из делящихся ядер, облучаемых пучком ионов высокой энергии, производства энергии и трансмутации ядерных отходов [1, 2].

Экспериментальные исследования спектра и потока нейтронов, индуцированных в массивных споллационных мишенях, начались в ОИЯИ (Дубна) в середине 1970-х гг. [3]. В последних экспериментах применялись различные установки, большая свинцово-урановая мишень и установка «Квинта» [4–6]. Эти эксперименты использовались для верификации различных транспортных кодов, таких как MCNP, Fluka, GEANT4, MARS и др. Для этой цели использовались различные типы детекторных систем. Сравнение экспериментальных результатов с моделированием демонстрирует очень хорошее согласие. Разумеется, очень сложно сравнить весь диапазон спектра и потока нейтронов, поскольку энергия нейтронов варьируется от 1 до 10^9 эВ, а поток имеет большой градиент вблизи облучаемой мишени. Другая часть исследований электроядерных систем (ЭЯС) основана на моделировании распределения энергии вследствие деления и ионизации в мишени, топливе и защитном экране. Рассматриваются различные системы охлаждения реактора и отражатели нейтронов.

МОДЕЛИРОВАНИЕ

Для расчетов использовался код MCNP6.3 [7]. Это наиболее совершенный транспортный код, который предлагает значительные возможности для выбора данных по сечениям, ядерных моделей высоких энергий и испарения, а также для моделирования ядерных процессов, происходящих в ядрах. В данной работе учитываются основные физические

характеристики конструкции мишени и ядерного топлива. Инженерные требования не принимаются во внимание из-за отсутствия информации. Исследуются процессы энерговыделения в мишени и ядерном топливе, а также наработка ^{239}Pu в топливе и в нейтронной защите. Проведена оценка влияния двух систем охлаждения (^{22}Na и ^4He) и двух отражателей ($^{\text{nat}}\text{Pb}$ и ^9Be). Здесь $^{\text{nat}}\text{Pb}$ также может использоваться в качестве теплоносителя. Расчетная установка представляет собой цилиндр диаметром 160 см и длиной 115 см. Мишень также представляет собой цилиндр диаметром 10 см и длиной 50 см. Мишень окружена ядерным топливом, а затем нейтронной защитой.

На рис. 1 показаны два поперечных сечения и детальное представление расчетной установки. Концентрация изотопов U и Pu в топливе обозначена от M1 до M11 и выглядит следующим образом:

- M1 и M3 (^{239}Pu — 5 %, ^{240}Pu — 1 %, ^{235}U — 2 %, ^{238}U — 93 %);
- M2 (^{239}Pu — 6 %, ^{240}Pu — 1 %, ^{235}U — 3 %, ^{238}U — 90 %);
- M4 и M6 (^{238}U — 94 %, ^{235}U — 6 %);
- M5 (^{238}U — 96 %, ^{235}U — 4 %);
- M7, M8 и M9 (^{239}Pu — 5 %, ^{240}Pu — 1 %, ^{235}U — 3 %, ^{238}U — 91 %);
- M10 (^{238}U — 100 %).

Обогащение топлива различается из-за энергетически неоднородного нейтронного потока. Это попытка компенсировать более высокую скорость деления в центральной части за счет снижения обогащения топлива. ЭЯС облучается протонным пучком с энергией $E_p = 1$ ГэВ. Система охлаждения и нейтронные отражатели размещены между топливными цилиндрами и нейтронной защитой. Для расчетов использовались два отражателя — из природного свинца и бериллия ($^{\text{nat}}\text{Pb}$ и ^9Be), и два метода охлаждения — гелием (^4He) и натрием (^{22}Na). Обедненный уран используется для нейтронной защиты ЭЯС, которая облучается утечкой нейтронов из топлива. Сечения реакции радиационного захвата нейтро-

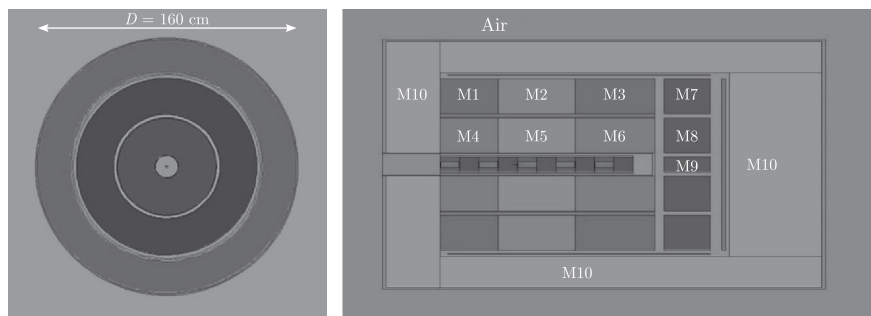
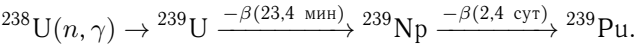
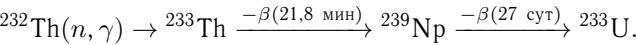


Рис. 1. Поперечные сечения моделируемой ЭЯС. Композитная мишень расположена в центральной части. Далее следуют цилиндры с ядерным топливом. Система охлаждения (^4He или ^{22}Na) и нейтронные отражатели ($^{\text{nat}}\text{Pb}$ или ^9Be) расположены между мишенью и топливом

на (n, γ) для ^{238}U увеличиваются с уменьшением энергии падающего нейтрона. Цель — использовать нейтроны для производства ядерного топлива ^{239}Pu посредством реакции (n, γ)



Вместо обедненного урана для той же цели может использоваться ^{232}Th , что приводит к наработке ^{233}U (в настоящих расчетах ^{232}Th не используется):



Общая масса ядерного топлива, отражателей, системы охлаждения и защиты приведена в табл. 1. Мишень представляет собой цилиндр длиной 50 см и диаметром 10 см композитной конструкции, который состоит из 10 небольших цилиндров диаметром 10 см и длиной 5 см. Половина из них изготовлена из обогащенного урана (4 % ^{235}U), а другая половина — из ^{241}Am и $^{\text{nat}}\text{Pb}$. ^{241}Am является трансмутируемым изотопом, а $^{\text{nat}}\text{Pb}$ — теплоносителем и нейтронным отражателем. Цель — максимальное производство нейтронов мишенью и максимальная скорость трансмутации ^{241}Am . Мишень содержит только делящиеся ядра. На рис. 2 представлены полные нейтронные сечения для ^{129}I и ^{135}Cs [8].

Таблица 1. Общая масса ядерного топлива, нейтронной защиты (обедненный U), замедлителей нейтронов ($^{\text{nat}}\text{Pb}$ и ^9Be) и систем охлаждения (^{22}Na и ^4He)

Параметр	Ядерное топливо	Обедненный уран	Замедлитель нейтронов		Система охлаждения	
$N_{\text{total mass}}$	15 т	25 т	Pb (715 кг)	Be (5 кг)	Na (140 кг)	He (5 кг)

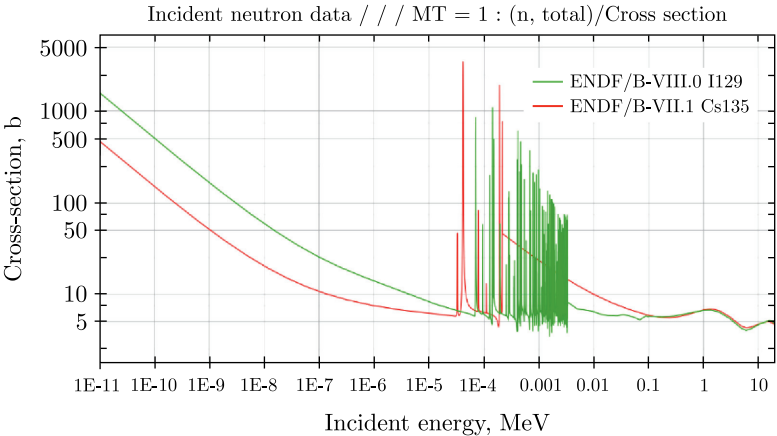


Рис. 2. Полные нейтронные сечения для изотопов ^{129}I и ^{135}Cs

Эти высокорadioтоксичные ядра имеют низкие сечения для нейтронов высоких энергий и высокие сечения для тепловых нейтронов. Продукты ядерного деления с аналогичным поведением полных нейтронных сечений могут быть помещены в определенные места в ядерном топливе и нейтронной защите для трансмутации. Моделирование сосредоточено на расчете скорости деления в мишени (Т) и ядерном топливе (NF) для ^{235}U и ^{239}Pu и реакций радиационного захвата нейтрона (наработка ^{239}Pu). Это важно, поскольку K_{eff} зависит от баланса скоростей деления ^{235}U и ^{239}Pu и скорости наработки ^{239}Pu в мишени и топливе. Если скорость наработки ^{239}Pu выше, чем скорость деления ^{235}U и ^{239}Pu , то K_{eff} растет и превышает единицу (табл. 2). Роль нейтронной защиты заключается в захвате нейтронов, выходящих из топлива. Общее производство нейтронов (утечка), скорость деления и реакции захвата в ЭЯС представлены в табл. 3. Она включает все четыре комбинации замедлителей нейтронов и материалов охлаждения. В табл. 2 показано, что общее количество делений в области ядерного топлива на 5% меньше, чем количество (n, γ) ^{238}U , и считается, что существует равновесие между горением и производством топлива (^{239}Pu). Однако скорости реакций деления ^{235}U и ^{239}Pu меньше, чем скорость производства ^{239}Pu , и K_{eff}

Таблица 2. Реакции, индуцированные нейтронами: (n, f) и (n, γ) в мишени, ядерном топливе и нейтронной защите. Результаты приведены для одного протона с энергией $E_p = 1$ ГэВ. Т — мишень, NF — ядерное топливо, NS — нейтронная защита. Данные результаты моделирования приведены для случая с отражателем из $^{\text{nat}}\text{Pb}$ и теплоносителем Na

Место	(n, f) ^{238}U	(n, γ) ^{238}U	(n, f) ^{235}U	(n, f) ^{239}Pu	(n, γ) ^{239}Pu	(n, f) ^{240}Pu	(n, γ) ^{240}Pu	(n, f) ^{241}Am
Т	2,8	3,7	1,6	—	—	—	—	22
NF	111	438	136	150	19	7	5	—
NS	16	238	—	—	—	—	—	—

Таблица 3. Результаты моделирования для одного протона с энергией $E_p = 1$ ГэВ для всех четырех комбинаций нейтронных отражателей ($^{\text{nat}}\text{Pb}$ и Be) и систем охлаждения (Na и He). N_{total} — общее количество сгенерированных нейтронов, N_{escp} — количество нейтронов, покинувших систему (утечка). Capture — общее количество реакций радиационного захвата (n, γ) , а (n, f) — общее количество актов деления

Параметр	Be + He	Be + Na	$^{\text{nat}}\text{Pb}$ + He	$^{\text{nat}}\text{Pb}$ + Na
N_{total}	1,13E + 03	1,23E + 03	1,57E + 03	1,74E + 03
N_{escp}	4,72E + 01	4,90E + 01	7,75E + 01	8,06E + 01
Capture	4,90E + 02	5,36E + 02	6,66E + 02	7,35E + 02
(n, f)	2,75E + 02	3,02E + 02	3,93E + 02	4,34E + 02
K_{eff}	0,95	0,95	0,964	0,967

будет увеличиваться со временем. Производство топлива ^{239}Pu в мишени в семь раз меньше, чем горение $^{235,238}\text{U}$ и ^{241}Am . Но в нейтронной защите, целью которой является улавливание утечки нейтронов из топлива, реакция (n, γ) ^{238}U в 15 раз выше, чем (n, f) ^{238}U . Выделение энергии деления в ЭЯС сильно зависит от K_{eff} . Если K_{eff} находится в интервале 0,95–0,99, то выделение энергии увеличивается нелинейно. Значение K_{eff} должно оставаться таким, чтобы оно не превышало K_{max} , а энергия, выделяемая в ЭЯС, не достигала критического значения. В расчеты не включены реакции, вызванные протонами. Это предварительное численное исследование влияния замедлителей нейтронов, отражателей и систем охлаждения на производство энергии в рамках ЭЯС. В дальнейшей работе будут задействованы реальные параметры ядерного топлива. Для моделирования горения в реакторе будет использоваться другое программное обеспечение и нейтронные ядерные данные.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Во всех четырех случаях с различными замедлителями нейтронов и системами охлаждения K_{eff} составляет 0,96–0,97, однако производство энергии и ядерного топлива различается до 40 %. Не наблюдается равновесия между делением ^{235}U и ^{239}Pu и наработкой ^{239}Pu в ядерном топливе. Соотношение составляет 0,65. Это означает, что K_{eff} растет и достигает единицы. Суммарная наработка ядерного топлива в мишени, ядерном топливе и защите составляет 680, а общее число делений — 435 (реакции захвата и деления на один протон соответственно). Соотношение равно 1,56. Для более точного анализа необходимо учитывать реальные параметры ядерного топлива, системы охлаждения и отражателей.

Конфликт интересов. Авторы заявляют об отсутствии конфликта интересов.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. *Andriamonje S., Angelopoulos A., Apostolakis A. et al.* Experimental Determination of the Energy Generated in Nuclear Cascades by a High Energy Beam // *Phys. Lett. B.* 1995. V. 348. P. 697–709.
2. http://sckcen.be/en/Technology_future/MYRRHA
3. *Васильков Р. Г., Гольданский В. И., Пименов Б. А., Покотиловский Ю. Н., Чистяков Л. В.* Размножение нейтронов в уране, бомбардируемом протонами с энергией 300–660 МэВ // *АЭ.* 1978. Т. 44, вып. 4. С. 329.
4. *Krivopustov M. I., Pavliouk A. V. et al.* First Results Studying the Transmutation of ^{129}I , ^{237}Np , ^{238}Pu , and ^{239}Pu in the Irradiation of an Extended $^{\text{nat}}\text{U/Pb}$ -Assembly with 2.52 GeV Deuterons // *J. Radioanal. Nucl. Chem.* 2009. V. 279, No. 2. P. 567–584.

5. *Zavorka L., Adam J., Artiushenko M. et al.* Validation of Monte Carlo Simulation of Neutron Production in a Spallation Experiment // *Ann. Nucl. Energy*. 2015. V. 80. P. 178–187; <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2015.02.010>.
6. *Zhivkov P., Stoyanov Ch., Tyutyunnikov S., Furman W., Chilap V., Tarpasnov D.* Spatial Distributions of $^{nat}\text{U}(n, f)$ and $^{238}\text{U}(n, \gamma)$ Reaction Rates and Energy Deposition in a Massive Uranium Target Induced by High Energy Ion Beams // *Proc. Bulg. Acad. Sci.* 2017. V. 70, No. 6. P. 777.
7. <https://rsicc.ornl.gov/codes/ccc/ccc8/ccc-870.html>
8. https://www.oecd-neo.org/jcms/pl_39910/janis