

621.039, 5
Б74

ISSN 0205-4671

**РОССИЙСКИЙ НАУЧНЫЙ ЦЕНТР
“КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ”**

Российский федеральный ядерный центр - ВНИИЭФ

ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ

**СЕРИЯ:
Физика
ядерных реакторов
ВЫПУСК**

1998

3

Редакционная коллегия серии:

А.Ю. Гагаринский (главный редактор),
С.М. Зарицкий (зам. главного редактора),
В.Ф. Колесов, С.Д. Малкин, Т.П. Федосеева (отв. секретарь)

Редакционная коллегия выпуска:

В.Ф. Колесов (главный редактор), Е.В. Куличкова (отв. секретарь),
А.М. Воинов (зам. главного редактора), В.Г. Заграфов, М.И. Кувшинов,
С.А. Новиков, И.С. Погребов, В.М. Тальзин, В.А. Терехин,
С.К. Штарев, В.И. Юферев

В настоящем выпуске сборника публикуются доклады Международного семинара "Новые подходы к ядерным топливным циклам и схемам захоронения отходов с учетом существующих избыточных количеств оружейного урана и плутония и реакторного плутония", состоявшегося в РФЯЦ-ВНИИЭФ (г. Саров, Нижегородская обл.) 22-25 июня 1998 г., и одна статья (Постников Н.С. Хаотические аттракторы кусочно-линейных систем и их распространение в нелинейных моделях ядерного реактора).

В докладах освещены вопросы использования оружейного плутония в blankets электроядерных установок, в плутоний-ториевых, высокотемпературных газоохлаждаемых и в быстрых реакторах, возможные подходы к созданию электроядерных установок, параметры и безопасность этих устройств.

Другие доклады названного семинара опубликованы (или будут опубликованы) в: New approaches to the fuel cycles and related disposal scheme taking into account the existing excessive quantities of weapon-grade U and Pu and reactor-grade Pu, RFNC-VNIIEF, 1998 и в сборнике ВАНТ. Сер. Теоретическая и прикладная физика, вып. 2, 1999.

Proceedings of the International Workshop "New approaches to the fuel cycles and related disposal scheme taking into account the existing excessive quantities of weapon-grade U and Pu and reactor-grade Pu", carried out in RFNC-VNIIEF (Sarov, Nizhni Novgorod region), June 22-25, 1998, and one article (Postnikov N.S. Chaotic attractors of piecewise-linear systems and their spreading in the non-linear nuclear reactor models.) are published in this collection issue.

The questions on the weapon plutonium use in blankets of accelerator-driven reactors, in plutonium-uranium, high-temperature gas-cooled and fast reactors, the possible approaches to accelerator-driven reactor realization, parameters and safety of this devices are treated in the proceedings.

Other reports of called workshop were published (or will be published) in: New approaches to the fuel cycles and related disposal scheme taking into account the existing excessive quantities of weapon-grade U and Pu and reactor-grade Pu, RFNC-VNIIEF, 1998 and in VANT Collection, Ser. Teoreticheskaja i prikladnaja fizika, vipusk 2, 1999.

© РФЯЦ-ВНИИЭФ, 1998

© Российский научный центр
"Курчатовский институт", 1998

ФИЗИЧЕСКИЕ ОСОБЕННОСТИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ОРУЖЕЙНОГО И РЕАКТОРНОГО ПЛУТОНИЯ В ЛЕГКОВОДНЫХ РЕАКТОРАХ СО СВЕРХДЛИННЫМИ КАМПАНИЯМИ (ТОПЛИВО: $\text{Pu} + {}^{232}\text{Th} + {}^{231}\text{Pa}$)

В. А. Апсэ, Э. Ф. Крючков, Г. Г. Куликов, М. Ю. Терновых, Г. В. Тихомиров,
П. В. Цветков, А. Н. Шмелев

Московский государственный инженерно-физический институт
(технический университет), 115409, Москва

ВВЕДЕНИЕ

Одно из перспективных направлений развития легководных реакторов связано с увеличением глубины выгорания топлива и удлинением срока кампании. Это является эффективным, так как позволяет уменьшать объемы производства по изготовлению свежего топлива, и станет еще эффективнее, когда будет осуществляться химическая переработка и рециклирование топливного материала, содержащего плутоний. Увеличение глубины выгорания позволит сократить не только объем операций по обращению с плутонием (что важно с точки зрения проблемы нераспространения), по изготовлению высокофонового топлива, но и позволит иметь меньшие масштабы радиохимического производства (мощности, которые, по существу, еще предстоит создавать). Это могло бы способствовать также сокращению числа легководных реакторов для утилизации плутония оружейного класса.

Поэтому представляются заслуживающими внимания поисковые исследования топливных композиций для легководных реакторов со стабилизированными (в процессе глубокого выгорания) размножающими свойствами. Как показали предыдущие исследования [1,2], многообещающим является использование ториевого топлива, специально приготовленного в бланкетах термоядерных реакторов. Это топливо содержит ${}^{231}\text{Pa}$, ${}^{232}\text{U}$, ${}^{233}\text{U}$ и характеризуется более богатым нейтронным балансом. Будучи смешанным с плутонием, такое топливо позволит обеспечить его глубокое выжигание за цикл облучения, т.е. сократить объемы переработки и изготовления регенерируемых топливных материалов.

Более богатый нейтронный баланс в легководных зонах на базе рассматриваемых топливных композиций позволит отказаться от использования циркония в качестве материала покрытия твэлов и перейти на более прочную нержавеющую сталь, что является фактором, также способствующим возможности увеличения глубины выгорания. Исключение использова-

ния циркония в качестве конструкционного материала и замена его на нержавеющую сталь будет означать устранение опасности возникновения пароциркониевой реакции в принципе. Это еще один фактор, повышающий безопасность реактора.

Ниже приводятся результаты нейтронно-физических исследований топливных композиций, характеризующихся длительными кампаниями выгорания, оценка масштабов сокращения операций во внешнем цикле и нейтронно-физические особенности облучения тория в бланкетах термоядерных установок и накопления ${}^{231}\text{Pa}$ и сопутствующих нуклидов.

НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЕ ОСОБЕННОСТИ СПЕЦИАЛИЗИРОВАННОГО ТОРИЕВОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА

Торий-урановый топливный цикл в традиционном его понимании предполагает, что имеющийся в природе сырьевой нуклид ${}^{232}\text{Th}$ является стартовым, который под облучением превращается в делящийся ${}^{233}\text{U}$ и его последующие более тяжелые изотопы. На рис. 1 приведена схема нуклидных превращений под облучением для этого цикла. Как можно видеть, для торий-уранового цикла, наряду с традиционной цепочкой (${}^{232}\text{Th}$)-(${}^{233}\text{U}$)-(${}^{234}\text{U}$)- и т.д., можно рассмотреть также нуклидную цепочку (${}^{231}\text{Pa}$)-(${}^{232}\text{U}$)-(${}^{233}\text{U}$)-(${}^{234}\text{U}$) - и т.д. Обе эти цепочки "выходят" на основной делящийся нуклид ${}^{233}\text{U}$, но с различных исходных нуклидов. Топливный цикл, основанный на цепочке, начинающейся с ${}^{231}\text{Pa}$, будем в дальнейшем называть модифицированным или денатурированным циклом. Термин "денатурированный" применяется в том смысле, что при этом ${}^{233}\text{U}$ оказывается в смеси с ${}^{232}\text{U}$. Наличие в данном случае ${}^{232}\text{U}$ в уране рассматривается как фактор, повышающий защищенность топливного цикла с точки зрения проблемы нераспространения расщепляющихся материалов за пределы ядерной энергетической системы [1,2]. Обозначать его будем (Th-Pa-U)-

циклом. В качестве "предельного" здесь можно рассматривать (Pa-U)-топливо (не содержащее Th). Традиционный ториевый цикл при этом будет обозначаться как (Th-U)-цикл.



Рис. 1. Цепочки изотопных переходов для традиционного цикла и для модифицированного цикла

Понятно, что топливо для модифицированных циклов будет содержать нуклиды, которые до сих пор не присутствовали в количествах, существенным образом влияющих на баланс цепной реакции деления. А так как эти нуклиды имеют некоторые отличительные особенности в нейтронно-физических свойствах, то это не может не повлиять на характер нейтронно-физических процессов цепной реакции. Если выявятся какие-либо положительные свойства такого топливного цикла, то это будет служить дополнительным доводом за то, чтобы более внимательно присмотреться к этой кажущейся на первый взгляд весьма "искусственной конструкции". Положительным аргументом здесь является уже упоминавшийся выше фактор повышения защищенности топливного цикла, если содержание ^{232}U в уране будет достаточно заметным. Это будет зависеть от доли ^{231}Pa в топливе. В природе эти нуклиды практически отсутствуют, и поэтому одним из важных вопросов в нашем рассмотрении будет также вопрос о путях наработки этих нуклидов.

Как хорошо известно, количество избыточных нейтронов, генерируемых в облучаемом нейтронами топливе, состоящем из нуклидов одного сорта (в расчете на одно поглощение), может быть оценено по следующей формуле:

$$n_{ex} = [(v_f \sigma_f - \sigma_{cf}) \Phi \rho] / [\sigma_{cf} \Phi \rho],$$

где все обозначения являются общеупотребительными. Несложное преобразование этого выражения позволяет привести его к более наглядному виду:

$$n_{ex} = v_{ef} - 1,$$

где

$$v_{ef} = v_f / (1 + \alpha), \quad \alpha = \sigma_c / \sigma_f.$$

Можно видеть, что вклад нуклида в генерацию избыточных нейтронов цепной реакции может характеризоваться величиной $(v_{ef} - 1)$. Если же нуклид не делится, то $(v_{ef} - 1) = -1$.

Если рассмотреть цепочку нуклидных превращений применительно к традиционному циклу и к рассматриваемому модифицированному, то обнаружится важное различие.

Для традиционного (Th-U)-топливного цикла цепочка нуклидных превращений $(^{232}\text{Th})-(^{233}\text{U})-(^{234}\text{U})-\dots$ в широком диапазоне энергий нейтронов (за исключением, быть может, самых быстрых) характеризуется величинами параметра $(v_{ef} - 1)$, чередующимися по знаку: поглотитель-размножитель-поглотитель (см. рис. 2 с учетом того, что ^{234}U по характеру зависимости параметра $(v_{ef} - 1)$ от энергии сходен с ^{232}Th).

В то же время цепочку нуклидных превращений модифицированного цикла $(^{231}\text{Pa})-(^{232}\text{U})-(^{233}\text{U})-(^{234}\text{U})-\dots$ практически во всем реакторном диапазоне энергий нейтронов можно охарактеризовать как поглотитель-размножитель-размножитель-поглотитель-поглотитель. Таким образом, эта цепочка отличается от традиционной наличием "связки" двух размножающих нейтронов нуклидов $(^{232}\text{U})-(^{233}\text{U})$, причем это свойство будет проявляться не только в быстрой и резонансной области энергий нейтронов, но и в спектре тепловых нейтронов. По существу, появление в топливе ^{232}U позволит достичь двух целей: воспроизвести выгорающий ^{233}U и добиться этого без расхода нейтронов цепной реакции, так как для ^{232}U имеет место $(v_{ef} - 1) > 0$ практически во всем реакторном диапазоне энергий (рис. 2).

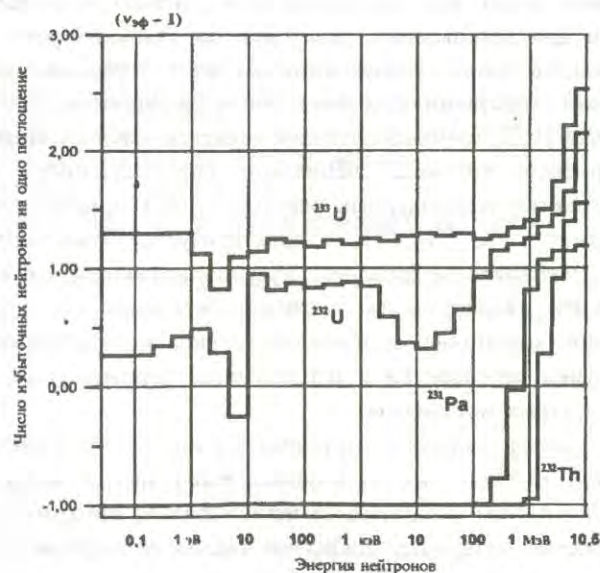


Рис. 2. Зависимость числа избыточных нейтронов в расчете на одно поглощение $(v_{ef} - 1)$

Если рассматривать равновесную цепочку нуклидных превращений в поле тепловых нейтронов как начинающуюся с ^{231}Pa , то количество избыточных нейтронов (в расчете на одно деление в нуклидах цепочки) составит $n_{ex}(^{231}\text{Pa}) = -0,23$. То есть равновесное состояние с подпиткой только протактинием-231 требует внешнего источника нейтронов. Если же цепочка превращений будет начинаться с ^{232}U , то в этой равновесной цепочке появятся избыточные нейтроны и их количество (в расчете на одно деление в нуклидах цепочки) составит $n_{ex}(^{232}\text{U}) = +0,77$, т.е. весьма значимую величину. О том, насколько она значима (да и еще для спектра тепловых нейтронов), говорит хотя бы тот факт, что даже для быстрых реакторов с цепочкой $(^{238}\text{U})-(^{239}\text{Pu})$... количество избыточных нейтронов (в расчете на одно деление в нуклидах цепочки) составляет $n_{ex}(^{238}\text{U}) = +(0,4-0,6)$.

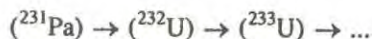
Подобного же эффекта можно достичь, если с ^{231}Pa смешивать плутоний и за счет его сжигания получать избыточные нейтроны, необходимые для запуска модифицированного ториевого цикла, начинающегося с ^{231}Pa . Для сравнения скажем, что в традиционном (Th-U)-цикле в спектре тепловых нейтронов равновесная цепочка, начинающаяся с Th, характеризуется величиной $n_{ex}(^{232}\text{Th}) = +0,1$ в расчете на одно деление в равновесном составе нуклидов цепочки.

Таким образом, введение в топливо нуклида ^{232}U позволило бы сделать цепную реакцию более богатой избыточными нейтронами. Хорошо известно, что такого рода преимущество открывает широкие возможности по увеличению глубины выгорания (избыточные нейтроны расходуются на компенсацию паразитного поглощения в продуктах деления) и по использованию более широкого круга конструкционных материалов (например, в тепловом реакторе заменить традиционно используемый цирконий на нержавеющую сталь, что также способствовало бы повышению глубины выгорания, а также улучшению безопасности).

ИЗМЕНЕНИЕ РАЗМНОЖАЮЩИХ СВОЙСТВ В ПРОЦЕССЕ ОБЛУЧЕНИЯ

Таким образом, можно предположить, что важным положительным качеством модифицированного цикла окажется способность сохранять размножающие свойства сред активных зон не только применительно к спектру нейтронов, характерному для быстрых реакторов, но и в широком диапазоне энергий, включая и тепловые нейтроны. Это может представлять особый интерес, так как открывает путь к созданию реакторов со сверхдлинной кампанией активной зоны, опираясь на разработанную, освоенную и хорошо зарекомендовавшую себя в мировой практике технологию легководных реакторов.

Рассмотрим более внимательно влияние нуклидов, участвующих в цепочке изотопных превращений модифицированного цикла, на размножающие свойства топливных зон в процессе облучения. Итак, рассматривается цепочка изотопных превращений



Прежде всего заметим, что нуклид ^{231}Pa , будучи поглотителем нейтронов практически во всем реакторном диапазоне энергий нейтронов, в этой цепочке играет роль не только своеобразного "сырьевого элемента", но должен проявляться как "выгорающий" поглотитель. Эти надежды связаны с тем, что ^{231}Pa характеризуется повышенным сечением захвата нейтронов (так, например, в тепловой точке сечение захвата нейтронов для ^{231}Pa составляет 201 б, что в 74 раза больше, чем для ^{238}U , и в 27 раз больше, чем для ^{232}Th).

Поэтому рассматриваемая цепочка изотопных превращений может быть охарактеризована следующим образом:

^{231}Pa	^{232}U	^{233}U
Выгорающий поглотитель	Умеренно делящийся нуклид	Хорошо делящийся нуклид

Расчет выгорания применительно к условиям легководного реактора производился на модели ячейки с использованием программного комплекса SCALE [3]. Геометрические параметры ячейки соответствовали ячейке реактора типа PWR:

- диаметр тепловыделяющего элемента - 9,1 мм;
- толщина стального покрытия - 0,4 мм;
- отношение объема воды к объему топлива - 1,6.

Топливом служил моноксид с пористостью 30%. В качестве "стартового" делящегося материала рассматривался реакторный (энергетический) плутоний, извлеченный из облученного топлива урановых легководных реакторов (R-g Pu), а также плутоний оружейного класса (W-g Pu).

В табл. 1 приведены изотопный состав и некоторые радиационные характеристики плутония (оружейного и энергетического [4]), который использовался в расчетах выгорания.

Физические расчеты проводились в два этапа. На первом этапе выполнялся расчет спектров нейтронов в ячейке на начальном составе, усреднялись микроконстанты. На втором - оценивалось изменение концентраций в процессе выгорания на базе полученных микроконстант и соответствующее K_{∞} . При этом влияние накопления продуктов деления учитывалось в рамках модели эффективного осколка. На рис. 3 приведено изменение концентраций нуклидов в топливе с начальным составом (35% ^{231}Pa + 65% R-g Pu) и

$K_{\infty}(0) = 1,217$. На рис. 4 показано, как изменение содержания отдельных нуклидов в процессе выгорания влияет на изменение размножающих свойств, формируя общий характер довольно плавного изменения K_{∞} в процессе глубокого (и сверхглубокого) выгорания.

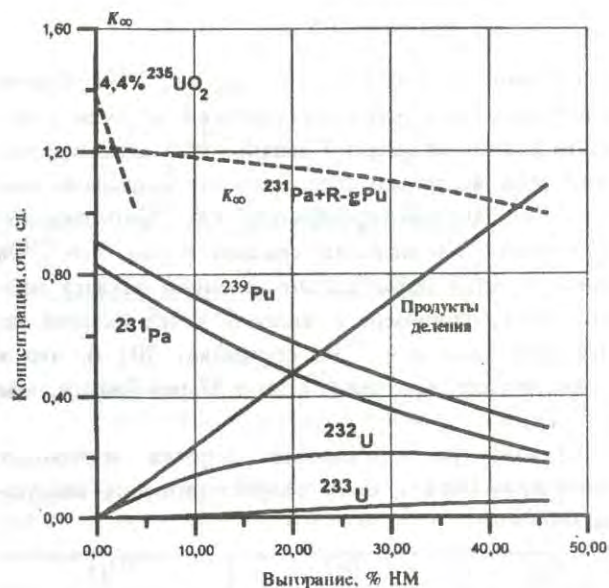


Рис. 3. Изменение концентраций нуклидов топлива в процессе облучения ($K_{\infty}(0) = 1,217$, топливо: 35% Pa + 65% R-g Pu)

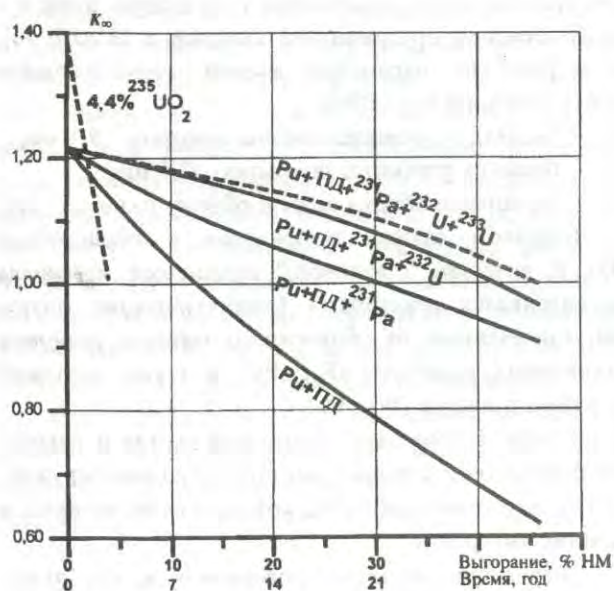


Рис. 4. Влияние на K_{∞} изменения нуклидов в топливе в процессе выгорания ($K_{\infty}(0) = 1,217$, топливо: 35% Pa + 65% R-g Pu)

Хорошо виден стабилизирующий эффект от выгорания "выгорающего" поглотителя ^{231}Pa , а также благотворное влияние появления ^{232}U . Можно видеть, что размножающие свойства поддерживаются на ста-

билизованном уровне до рекордно больших (для легководных реакторов) глубин выгораний (30-40% НМ). Для ячейки с меньшим значением начального $K_{\infty}(0) = 1,10$ и топливом (42,7% ^{231}Pa + 57,3% R-g Pu) эффект стабилизирующих свойств, присущих рассматриваемым топливным композициям, проявляется еще более ярко (рис. 5).

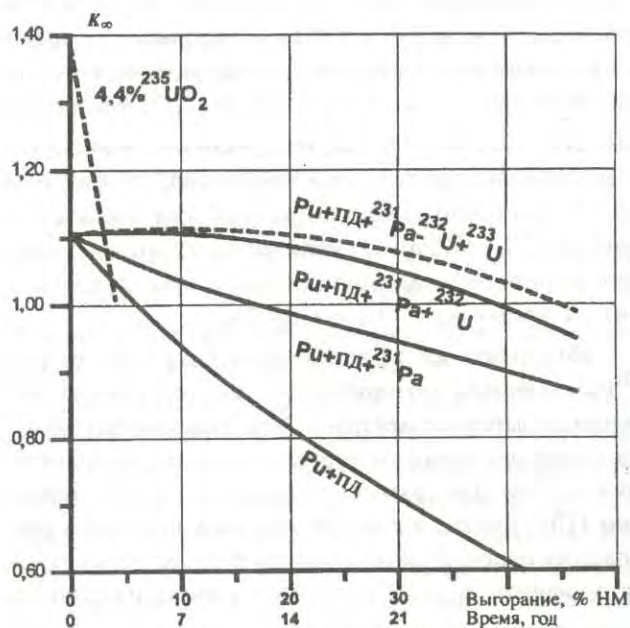


Рис. 5. Влияние на K_{∞} изменения нуклидов в топливе в процессе выгорания ($K_{\infty}(0) = 1,10$, топливо: 42,7% Pa + 57,3% R-g Pu)

Таблица 1

Изотопный состав и радиационные характеристики энергетического и оружейного плутония

Состав Pu, %	Оружейный Pu	Энергетический Pu
^{238}Pu	0,01	1,6
^{239}Pu	93,82	58,0
^{240}Pu	5,80	22,4
^{241}Pu	0,35	12,0
^{242}Pu	0,02	6,0
$^{238}\text{Pu}/\text{Pu-fiss}$, %	0,0106	2,67
Тепловыделение распада, Вт/кг		
Pu-total	2,28	13,1
Тепловыделение распада, Вт/кг		
Pu-fiss	2,42	18,7
Нейтроны спонтанного деления, 10^5 нейтр./с/кг		
Pu-fiss	0,64	5,36

Если в топливо наряду с ^{231}Pa , играющим здесь одновременно роль "сырьевого" и "выгорающего" поглотителя, ввести и традиционный сырьевой нуклид —

^{232}Th , то в таком топливе проявление стабилизирующих размножительных свойств будет менее выражено. Это можно видеть на рис. 6, где наряду с топливной композицией ($^{231}\text{Pa} + \text{R-g Pu}$) рассмотрена и композиция ((50% $^{232}\text{Th} + 50\% ^{231}\text{Pa}$) + R-g Pu) для случая $K_{\infty}(0) = 1,217$, что соответствует 55%-ному содержанию R-g Pu в топливе. Хотя и наблюдается заметное снижение K_{∞} в процессе выгорания, однако достижимые глубины выгорания остаются весьма и весьма значительными.

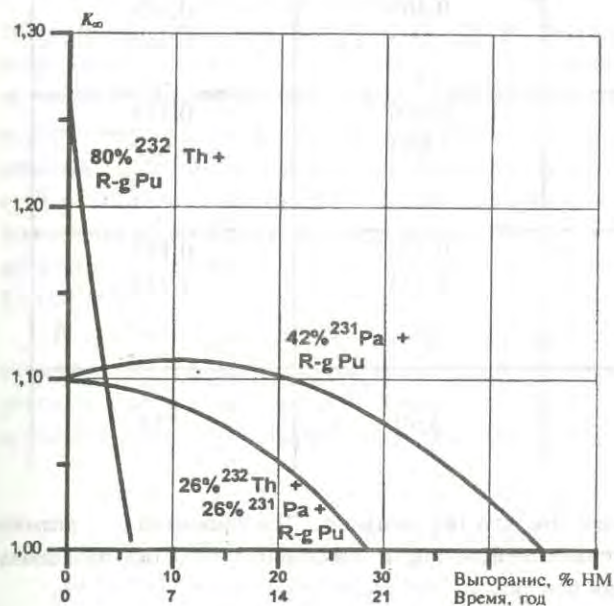


Рис. 6. Влияние присутствия Th в топливе на характер изменения K_{∞} с выгоранием (цифры относятся к составу нуклидов в свежем топливе)

Справедливости ради следует заметить, что продемонстрированные результаты нуждаются в подтверждении из-за использованной модели эффективного осколка.

Тем не менее при использовании в легководных реакторах топлива, которое могло бы обеспечить достижение глубины выгорания на уровне 30% НМ (по сравнению с достигнутыми на настоящее время 3-5%), позволило бы в 6-10 раз увеличить длину кампании топлива и сделать операции перегрузок на АЭС буквально едва ли не единичными событиями. При переходе на замкнутый топливный цикл этот фактор позволил бы в такой же мере уменьшить потребности в перерабатывающих мощностях и мощностях производств по изготовлению топлива. Важную роль в обосновании такой возможности может играть опыт разработки твэлов и тепловыделяющих сборок, накопленный в рамках развития технологии быстрых реакторов. В обоих случаях конструкционный материал — нержавеющая сталь и сходные проблемы, связанные с достижением глубоких выгораний.

ЗАМЕЧАНИЕ О НЕОПРЕДЕЛЕННОСТИ В ДАННЫХ О ВЕЛИЧИНЕ ν_f ДЛЯ ^{232}U

Необходимо отметить, что в различных библиотеках оцененных ядерных данных значение числа вторичных нейтронов (ν_f) при делении ^{232}U тепловыми нейтронами существенно различается. Согласно библиотеке JENDL-3,2 (Япония) эта величина составляет 2,456, а согласно библиотеке ENDF/B-VI (США) — она оценивается в 3,13. Как показали расчеты, переход от JENDL-3,2 к ENDF/B-VI приводит к большему вкладу ^{232}U в критичность, к генерации большего количества избыточных нейтронов и, как следствие, к заметному увеличению глубины выгорания [1,2]. Это позволяет ставить вопрос о необходимости уточнения данных о количестве вторичных нейтронов (ν_f) для ^{232}U . Заметим, что в приведенных выше оценках использовалось нижнее значение этой величины, равное 2,456.

НЕЙТРОНИКА НАКОПЛЕНИЯ НУКЛИДОВ ДЛЯ МОДИФИЦИРОВАННЫХ ТОПЛИВНЫХ ЦИКЛОВ

Основными нуклидами, отличающими модифицированный (Th-Pa-U)-цикл от традиционного (Th-U)-цикла, являются главным образом ^{231}Pa и ^{232}U . Эти нуклиды — радиоактивные, и поэтому в природе их практически нет. Как видно из рис. 1, ^{231}Pa и ^{232}U могут образовываться при облучении ^{232}Th быстрыми нейтронами с иницированием пороговых ($n, 2n$)- и ($n, 3n$)-реакций. Зависимость сечений этих реакций от энергии нейтронов приведена на рис. 7, 8*. Источником нейтронов для этих реакций может быть термоядерный синтез, прежде всего на основе (dt)-реакции (энергия генерируемых нейтронов $E_n = 14,1$ МэВ). На этих рисунках для сравнения показаны также сечение деления и сечение захвата нейтронов ^{232}Th . Здесь уместно отметить, что сечения пороговых ($n, 2n$)- и ($n, 3n$)-реакций для ^{232}Th (см. рис. 7) превышают соответствующие сечения для ^{238}U (см. рис. 8).

Для получения данных о скоростях пороговых ($n, 2n$)- и ($n, 3n$)-реакций, иницируемых термоядерными нейтронами, а также для верификации систем ядерных констант и расчетных методик были выполнены эксперименты по облучению как урана-238, так и тория-232 нейтронами точечного источника, полученными в (dt)-реакции синтеза. Описание этих экспериментов и их расчетное обоснование приведены в Приложении.

Известная концепция гибридного термоядерного реактора-наработчика топлива для реакторов деления, по существу, базируется на использовании термоядерных нейтронов и нейтронов, размноженных в указан-

* Усредненные сечения реакций приведены в табл. 2.

Усредненные сечения реакций на ^{232}Th , ^{231}Pa , ^{232}U и ^{233}U и средняя плотность нейтронного потока (ϕ) в Th-зоне blankets

Усредненные сечения, б		Толщина Th-зоны, см		
		10	20	40
^{232}Th :	σ_c	0,197	0,209	0,221
	σ_f	0,051	0,036	0,025
	$\sigma_{n, 2n}$	0,182	0,127	0,087
	$\sigma_{n, 3n}$	0,055	0,039	0,027
^{231}Pa :	σ_c	1,532	1,628	1,752
	σ_f	0,566	0,463	0,375
	$\sigma_{n, 2n}$	—	—	—
	$\sigma_{n, 3n}$	—	—	—
^{232}U :	σ_c	0,341	0,356	0,378
	σ_f	2,083	2,034	1,972
	$\sigma_{n, 2n}$	—	—	—
	$\sigma_{n, 3n}$	—	—	—
^{233}U :	σ_c	0,160	0,170	0,181
	σ_f	2,246	2,232	2,234
	$\sigma_{n, 2n}$	—	—	—
	$\sigma_{n, 3n}$	—	—	—
$\phi, 10^{14} \text{ л/см}^2 \cdot \text{с}$ (нейтронная нагрузка на первую стенку - 1 МВт/м ²)		3,38	3,40	2,89

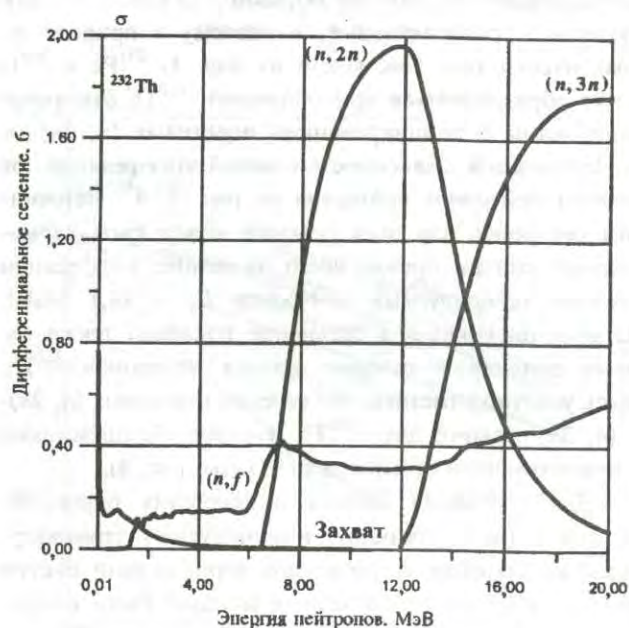


Рис. 7. Зависимость эффективных сечений от энергии для ^{232}Th

ных выше пороговых процессах [5]. Интенсивное размножение нейтронов обеспечивает высокий темп накопления делящегося материала. Применительно к рассматриваемому модифицированному топливному циклу необходимо в первую очередь обеспечить благоприятные условия для протекания пороговых реакций и снизить скорость захвата нейтронов ^{232}Th .

Заметим, что образование ^{231}Pa происходит с размножением нейтронов, а накопление ^{232}U без расхода нейтронов:

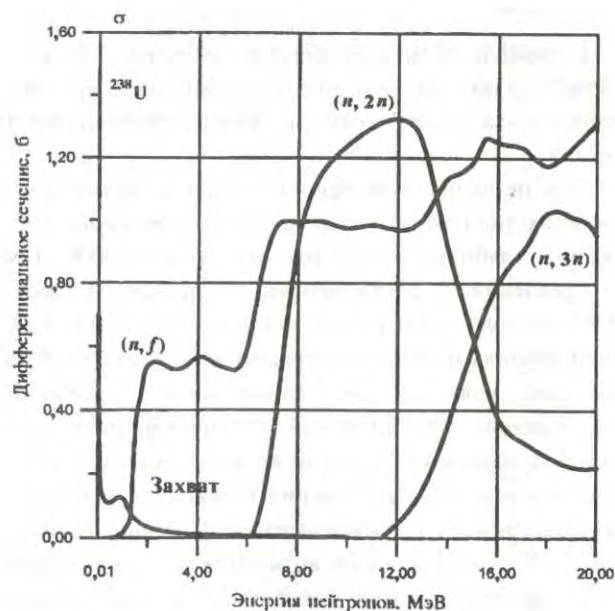
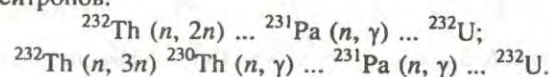


Рис. 8. Зависимость эффективных сечений от энергии для ^{238}U

Иными словами, для накопления этих нуклидов используется энергетический потенциал термоядерных нейтронов без расходования их самих.

Для оценки скорости накопления ^{231}Pa и последующих нуклидов при облучении ^{232}Th была рассмотрена одномерная цилиндрическая модель бланкета термоядерной установки

Плазма	^{232}Th	^6Li	Замедлитель	^6Li
$(d + t)$	(металл)			

За первой стенкой размещалась зона с металлическим торием различной толщины (10, 20, 40 см), теплоноситель - гелий. За ториевой зоной размещалась литиевая зона, замедлитель и вновь литиевая зона для воспроизводства трития. Более подробно эта модель описана в работе [5]. Расчет поля нейтронов и скоростей реакций был выполнен с помощью вычислительной системы AMPX [6] и библиотеки 171-групповых констант VITAMIN-C [7], пополненной из файлов ENDF-B/VI.

В результате расчета одномерной цилиндрической модели бланкета были получены величины скоростей реакций в расчете на одну $(d + t)$ -реакцию синтеза для вариантов ториевой зоны различной толщины (табл. 3).

Таблица 3

Количество ядерных реакций на тории в бланкете
(в расчете на один термоядерный нейтрон)

Реакция	Толщина Th-зоны, см		
	10	20	40
$^{232}\text{Th} (n, \gamma)$	0,218	0,419	0,904
$^{232}\text{Th} (n, f)$	0,057	0,083	0,103
$^{232}\text{Th} (n, 2n)$	0,202	0,291	0,356
$^{232}\text{Th} (n, 3n)$	0,062	0,089	0,110
$^{232}\text{Th} (n, 2n) / ^{232}\text{Th} (n, \gamma)$	0,93	0,69	0,39

Можно видеть, что скорость накопления топлива через пороговые каналы $((n, 2n)$ и $(n, 3n))$ приблизительно такая же, как скорость накопления ^{233}U через (n, γ) -канал для 10 см толщины ториевой зоны и составляет половину для толщины ториевой зоны - 40 см. То есть накапливаемые нуклиды ^{231}Pa , ^{232}U и ^{233}U через пороговые каналы должны будут играть существенную роль при использовании нарабатываемого топлива в легководном реакторе. Распределение скоростей реакций по толщине Th-зоны приведены на рис. 9 и 10. Можно видеть, что накопление нуклидов для модифицированного Th-цикла (^{231}Pa и ^{232}U) сосредоточено в первых 10-20 см Th-зоны.

Конечно, в зависимости от длительности облучения в бланкете из протактиния-231 будет накапливаться в той или иной мере ^{232}U и ^{233}U . Поэтому длительность облучения тория в бланкете термоядерной

установки должна быть выбрана таким образом, чтобы соотношение между накапливаемыми ^{231}Pa , ^{232}U и ^{233}U (которые будут использоваться в легководном реакторе) выбиралось таким, чтобы оно могло соответствовать стабилизированному размножающим свойствам активной зоны LWR при глубоком выгорании.

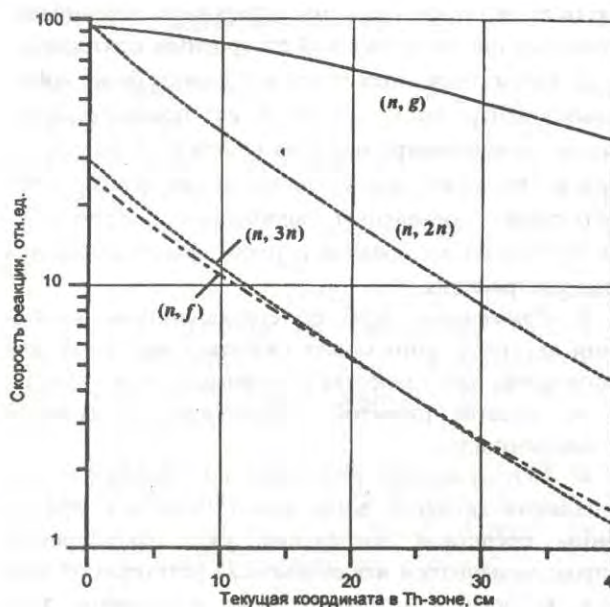


Рис. 9. Распределение скоростей реакций по толщине Th-зоны ($\Delta R_{\text{Th}} = 40$ см)

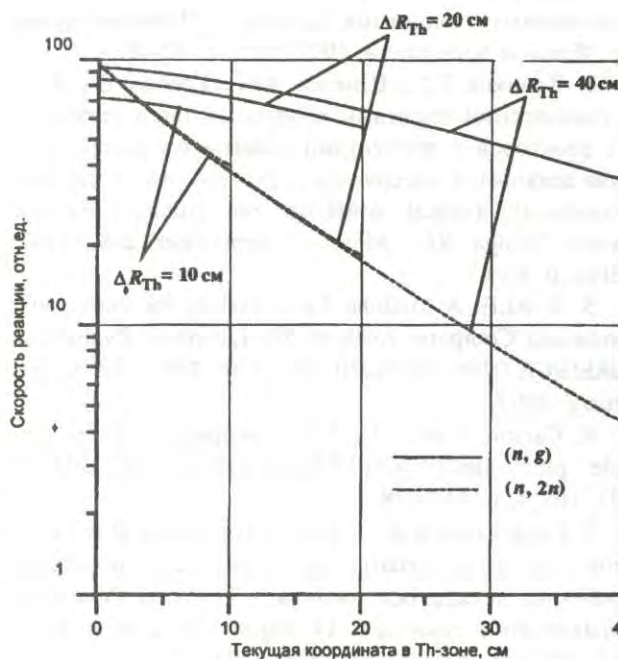


Рис. 10. Распределение скоростей реакций по толщине Th-зоны для различных толщин этой зоны

ПРЕИМУЩЕСТВА ИСПОЛЬЗОВАНИЯ РЕАКТОРОВ СО СВЕРХДИННЫМИ КАМПАНИЯМИ ТОПЛИВА

1. Достигается существенное уменьшение потока облученного топлива, сокращение объема операций по его переработке, изготовлению ТВС с регенерируемым материалом, транспортных операций. Это открывает возможность концентрировать потенциально опасные операции под международным контролем.

2. Рассматриваемый топливный цикл богат избыточными нейтронами, и поэтому нет особой необходимости осуществлять высокую очистку от продуктов деления. Это может рассматриваться как фактор, способствующий повышению защищенности используемых топливных материалов с точки зрения проблемы нераспространения.

3. Применение АЭС со сверхдлинными кампаниями активной зоны может оказаться выгодным для производства электричества в развивающихся странах, где не имеется развитой инфраструктуры атомной промышленности.

4. Использование реакторов со сверхдлинными кампаниями активной зоны может оказаться эффективным средством вовлечения уже накопленного (и продолжающегося накапливаться) реакторного плутония, который в настоящее время в основном хранится в составе облученного топлива легководных реакторов.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Шмелев А.Н., Куликов Г.Г. О нейтронно-физических особенностях модифицированных (денатурированных) топливных циклов. - Известия вузов. Сер. Ядерная энергетика, 1997, № 6, с. 42-48.

2. Куликов Г.Г., Шмелев А.Н., Глебов В., Алсэ А. Равновесный ториевый топливный цикл легководных реакторов с элементами защиты от распространения делящихся материалов. - Proceedings of the 10th International Topical Meetings on Nuclear Reactor Physics "Volga 97", Moscow, September 2-6, 1997, MEPhI, p. 62-67.

3. SCALE: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation. NUREG/CR-0200, ORNL/NUREG/CSD-2/R5, Oak Ridge, January, 1997.

4. Carson Mark. "Explosive properties of reactor-grade plutonium", SCIENCE & GLOBAL SECURITY, 1993, vol. 4, p. 111-128.

5. Горностаев Б.Д., Гурьев В.В., Орлов В.В., Шаталов Г.Е. и др. Опыт-промышленный гибридный наработчик делящегося топлива. - Труды II Советско-американского семинара, 14 марта - 1 апреля 1977, ИАЭ, Москва: Атомиздат, 1978, с. 94-122.

6. Greene, Lucius J.L., Petrie L.M. et al. AMPX: A Modular Code System for Generating Coupled Multigroup Neutron-Gamma Libraries from ENDF/B. - ORNL/TM-3706, March, 1976.

7. Rossin R.W. et al. VITAMIN-C: The CTR processed Multigroup Cross Section Library for Neutronics Studies. ORNL-RSIC-37, Oak Ridge, 1980.

ПРИЛОЖЕНИЕ

Результаты экспериментального исследования расщепления скоростей реакций в уране под действием точечного источника термоядерных нейтронов были опубликованы в работе Weale et al, [1]. Экспериментальная установка представляла собой сборку плотно упакованных твэлов (диаметр - 2,92 см, высота - 106,6 см) из металлического естественного урана, в центре которой находился точечный источник термоядерных нейтронов с энергией 14,1 МэВ. Твэлы располагались параллельно друг другу в гексагональной, плотно упакованной решетке. Расстояние между центрами соседних твэлов составляло 2,98 см. Усредненная плотность урана в сборке составляла 0,87 от плотности металлического урана в твэлах, т.е. 16,3 г/см³. Концевики твэлов разделялись стальными дистанционирующими стержнями, а вся сборка удерживалась алюминиевыми плитами, установленными на стальной платформе. Полный диаметр всей цилиндрической сборки был около 99 см. Нейтроны точечного источника генерировались путем бомбардировки цирконий-третиевой мишени, размещенной в центре сборки, дейтронами с энергией 200 кэВ. Пучок дейтронов вводился в установку на уровне на 55,9 см ниже верхней поверхности сборки. Трубка для ввода пучка размещалась внутри канала (диаметр - 2,2 см, длина - 7 см), проходящего извне сборки внутрь, к ее центру. Полный нейтронный баланс в эксперименте приведен в табл. П-1 вместе с расчетными результатами, полученными с использованием скорректированной версии библиотеки оцененных ядерных данных ENDF/B-IV [2].

Таблица П-1

Нейтронный баланс скоростей процессов в экспериментальной цилиндрической сборке и расчетные скорости реакций для сферической модели, нормированные на один термоядерный нейтрон

Реакция	Эксперимент	Расчет
$^{238}\text{U} (n, f)$	$1,18 \pm 0,06$	1,11
$^{235}\text{U} (n, f)$	$0,281 \pm 0,017$	0,23
$^{238}\text{U} (n, \gamma)$	$4,08 \pm 0,24$	4,11
$^{238}\text{U} (n, 2n)$	$0,277 \pm 0,008$	0,27
$^{238}\text{U} (n, 3n)$	$0,327 \pm 0,052$	0,34
Утечка	$0,41 \pm 0,02$	0,53

Аналогичный эксперимент с облучением тория термоядерными нейтронами с результатами расчетного анализа, в котором использовалась библиотека оцененных ядерных данных ENDF-IV, приведен в работе [2]. Соответствующие экспериментальные и расчетные данные представлены в табл. П-2.

Таблица П-2

Скорости процессов, нормированные на один термоядерный нейтрон, в ториевой цилиндрической экспериментальной сборке и в соответствующей сферической модели

Реакция	Эксперимент	Расчет
$^{232}\text{Th}(n, f)$	$0,174 \pm 0,010$	0,193
$^{232}\text{Th}(n, \gamma)$	$1,63 \pm 0,10$	1,58
$^{232}\text{Th}(n, 2n)$	$0,42 \pm 0,04$	0,58
$^{232}\text{Th}(n, 3n)$	$0,30 \pm 0,05$	0,15
Утечка	$0,78 \pm 0,04$	0,762

Можно видеть, что расчетные и экспериментальные данные по скоростям (n, γ) - и (n, f) -реакций неплохо согласуются между собой. Однако заметны расхождения в скоростях $(n, 2n)$ - и $(n, 3n)$ -реакций. По-

казанные результаты могут быть использованы для оценки потенциальной способности термоядерных установок нарабатывать денатурирующие изотопы и топливо для ядерных реакторов со сверхдлинными кампаниями [3].

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Weale, Goodfellow H., McTaggart M.H., Mullender M.L. Measurements of reaction rate distribution produced by a source of 14-MeV neutrons at the center of a Uranium metal pile. - Reactor Science and Technology (Journal of Nuclear Energy, Parts A and B), 1961, vol. 14, p. 91-99.
2. Krumbein A., Lemanska M., Segev M., Wagschal J.J., Yaari A. Reaction rate calculations in Uranium blankets surrounding a central Deuterium-Tritium neutron source. - Nuclear Technology, vol.48, Mid-Apr. 1980, p. 110-116.
3. Shieff et al. "Measurements of the reaction rate distributions produced in a large thorium cylinder by a central source of DT neutrons", AWRE 0 20/77, United Kingdom Atomic Energy Authority (July 1977).

РАСЧЕТНО-ТЕОРЕТИЧЕСКОЕ ОБОСНОВАНИЕ ВОЗМОЖНОСТИ ГЛУБОКОГО ВЫЖИГАНИЯ ПЛУТОНИЯ ОРУЖЕЙНОГО И РЕАКТОРНОГО КАЧЕСТВА В ВТГР

В. И. Савандер, П. В. Цветков

Московский государственный инженерно-физический институт
(технический университет), 115409, Москва

ВВЕДЕНИЕ

Проблема утилизации оружейного плутония с нейтронно-физической точки зрения заключается в поисках путей оптимального его использования в качестве топлива для ядерных реакторов. Очевидно, что по сравнению с объемами реакторного плутония, содержащимися в отработанном топливе реакторов на тепловых нейтронах (ВВЭР и РБМК), запасы оружейного плутония не будут играть существенной роли для масштабной ядерной энергетики. Главное его преимущество заключается в том, что он позволяет использовать технологию изготовления топлива, разработанную для низкообогащенного уранового топлива.

Оружейный плутоний в принципе можно использовать в реакторах различных типов, если стоимость изготовления топлива будет экономически приемлемой. В этом случае главным ограничительным фактором становятся вопросы безопасности и нераспространения ядерных делящихся материалов. Возможны различные пути решения этой задачи. Во-первых, это использование плутония в наиболее освоенных типах реакторов, составляющих основу ядерной энергетики России и США, т.е. реакторах с водой под давлением (ВВЭР, PWR и BWR). В этом случае используется технология изготовления МОХ-топлива, и оружейный плутоний переводится в "стандарт отработанного ядерного топлива", повторное использование которого в качестве ядерных боевых зарядов чрезвычайно затруднительно. Другой подход основан на полном выжигании оружейного плутония при однократном использовании в качестве реакторного топлива. В этом случае плутоний используется в чистом виде без уранового разбавителя, и после облучения выжигается до 80% всего плутония. Остаточное количество плутония не имеет никакой ценности с точки зрения боевых зарядов. Главная проблема при этом - создание высокопрочных покрытий для удержания продуктов деления при сверхглубоких выгораниях топлива.

ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ

Известно, что наличие плутония в топливе приводит к появлению положительного коэффициента реактивности по температуре графита. Это связано с наличием у плутониевых изотопов резонансов в сечениях поглощения и деления в тепловой области энергий (0,3 эВ у ^{239}Pu и ^{241}Pu и 1 эВ у ^{240}Pu). Именно по этой причине использование плутония в высокотемпературных гелиевых реакторах (ВТГР) считается нежелательным, поскольку указанные обстоятельства снижают их уровень безопасности. Однако обратной стороной этого факта является возможность получения естественной подкритичности реактора в другой штатной ситуации - в полностью расхоленном состоянии. Это может быть положительным качеством для ВТГР, если принять во внимание внезонное регулирование этого реактора и, следовательно, ограниченный запас реактивности на органах регулирования. Для достижения отрицательного значения температурного коэффициента реактивности предлагается использовать выгорающие поглотители типа эрбия. Однако если рассматривать топливные композиции на основе плутония с торием, то добиться такого же эффекта можно за счет доплер-эффекта на резонансном поглощении тория, что существенно снижает долю выгорающего поглотителя в активной зоне, а в некоторых случаях полностью исключает его применение. При этом появляется возможность повышения удельной энерговыработки загружаемого топлива за счет частичного сжигания урана-233, что существенно увеличивает энергетический потенциал загружаемого плутония.

Принимая в качестве базовой величину удельной энерговыработки топлива, равную 100 000 МВт-сут/т., что вполне достижимо для микротвального топлива на основе трехслойного покрытия, можно достичь практически полного выжигания плутония-239 и до 90% всего плутония. Изменение графитотопливного отношения можно осуществить, варьируя величину загруз-

ки топлива в шаровой твэл. При этом можно в довольно широком диапазоне влиять на спектр нейтронов в активной зоне и на соотношение скоростей реакций. Ужестчение спектра тепловых нейтронов при наличии большого количества плутониевых нуклидов в активной зоне оказывает сильное воздействие на динамические характеристики реактора, и в первую очередь на коэффициенты и эффекты реактивности.

РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТОВ

Результаты расчетного анализа различных нейтронно-физических характеристик реактора для топлива со 100%-ным содержанием ^{239}Pu в свежей топливной загрузке при изменении графитотопливного отношения в диапазоне 100-500 и при выгорании топлива 100 000 МВт-сут/т. представлены в таблице. Рассматриваются следующие характеристики активной зоны и топливного цикла:

- $\Delta_{\text{Pu}} = \frac{\rho_9(t=0) - \Sigma \rho_i(t=T)}{\rho_9(t=0)}$ - полная доля израсходованного плутония;
- ϵ - энергетическая эффективность утилизации плутония, определяемая как отношение полной энергии, полученной с торий-плутониевого топлива, к энергии деления всего загруженного плутония;
- α_{W} - мощностной коэффициент реактивности (%/МВт);
- α_{C} - изотермический температурный коэффициент реактивности (%/°C);
- α_{T} - температурный коэффициент реактивности по топливу (%/°C);
- ΔK - запас реактивности при полном расхолаживании реактора;
- $\alpha_{\text{H}_2\text{O}}$ - коэффициент реактивности по количеству водяного пара, попадаемого в активную зону (%/кг).

Влияние графитотопливного отношения на эффективность использования плутония и показатели безопасности ВТГР

Величина	Графитотопливное отношение			
	100	200	300	500
$\Delta_{\text{Pu}}, \%$	91,5	95,6	95,3	93,8
$\epsilon, \%$	114	113	115	109
$\alpha_{\text{W}} \cdot 10^3$	-2,47	1,20	7,70	13,0
$\alpha_{\text{C}} \cdot 10^3$	-1,10	1,70	6,60	11,4
$\alpha_{\text{T}} \cdot 10^3$	-4,09	-3,45	-2,76	-1,97
ΔK	1,81	1,72	0,39	-1,70
$\alpha_{\text{H}_2\text{O}} \cdot 10^3$	3,80	8,40	7,00	5,40

ВЫВОДЫ

Из представленных данных необходимо отметить следующие результаты:

- в спектре реактора ВТГР достигается высокая степень утилизации оружейного плутония (до 90% и выше);
- применение в качестве разбавителя тория повышает энергетическую ценность торий-плутониевого топлива на 20-30 % за счет деления ^{233}U урана;
- равновесный мощностной и изотермический температурный коэффициенты реактивности при уменьшении графитотопливного отношения от 500 до 100 меняют знак с положительного на отрицательный, а быстрый мощностной увеличивается по абсолютной величине более чем в два раза;
- запас реактивности при полном расхолаживании реактора при больших значениях графитотопливного отношения, как и должно быть, оказывается величиной отрицательной, обеспечивая естественную подкритичность остановленного реактора, причем это свойство реактора теряется при смещении в область малых разбавлений.

Отмеченные обстоятельства позволяют сделать вывод о предпочтительности области малых графитотопливных отношений, и особенно области значений, близких к $C = 100$. Необходимо отметить, что при ужестчении спектра нейтронов в реакторе существенно уменьшается величина стационарного отравления ксеноном, что способствует снижению оперативного запаса реактивности и повышает уровень безопасности реактора относительно тяжелых реактивных аварий.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Применение торий-плутониевого топлива в ВТГР для глубокого выжигания плутония оружейного качества позволяет существенно повысить энергетический выход с плутония. Разумное сочетание применения выгорающих поглотителей и вариации графитотопливного отношения позволит добиться отрицательных значений температурных коэффициентов реактивности и сохранить высокий потенциал естественной безопасности реакторов ВТГР модульного типа. Высокая прочность многослойных керамических покрытий в микротвэльном топливе в принципе позволяет решить проблему долгосрочного хранения облученного топлива в графитовой матрице с существенно меньшими затратами на строительство хранилищ по сравнению с вариантами перевода оружейного плутония в "стандарт отработанного топлива". Учитывая высокий потенциал безопасности реакторов этого типа, можно ожидать, что затраты на сооружение реакторов сжигателей оружейного плутония окупятся в результате отработки технологии изготовления микротвэльного топлива и высокотемпературного газового контура с последующим широким внедрением реакторов этого типа в коммерческую ядерную энергетику.

КОНЦЕПТУАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ПО ПРОБЛЕМЕ УТИЛИЗАЦИИ ОРУЖЕЙНЫХ ДЕЛЯЩИХСЯ МАТЕРИАЛОВ В РЕАКТОРАХ ВОДО-ВОДЯНОГО ТИПА НА БАЗЕ ТРАДИЦИОННОЙ И МИКРОТВЭЛЬНОЙ ТОПЛИВНОЙ ТЕХНОЛОГИИ

Н. И. Белоусов, В. И. Наумов, В. И. Савандер

Московский государственный инженерно-физический институт
(технический университет), 115409, Москва

ВВЕДЕНИЕ

Включение оружейного плутония в виде МОХ-топлива в топливные загрузки действующих и перспективных легководных реакторов - один из наиболее реалистичных вариантов его полезного использования в ядерной энергетике. Судя по опыту использования МОХ-топлива в европейских легководных реакторах, а также по результатам опубликованных исследований применительно к российским реакторам ВВЭР-1000 [1,2], доля плутония в МОХ-топливе, не превышающая 30% от общего количества делящихся материалов, обеспечивает условия, близкие к условиям работы реактора с обычной урановой загрузкой.

Вместе с тем, учитывая возможную перспективу увеличения доли плутония во вновь создаваемых реакторах или в существующих реакторах после их необходимой модернизации, представляется интересным исследование общих свойств легководных систем, содержащих плутоний, с точки зрения безопасности и требований к системам управления по сравнению с обычным урановым вариантом. В данной работе исследование свойств уран-плутоний-водных систем выполнено на базе стандартных параметров тепловыделяющих сборок (ТВС) российских реакторов ВВЭР-1000.

Если рассматривать вариант использования оружейного плутония в действующих реакторах типа ВВЭР-1000, то главная проблема заключается в обосновании величины загрузки и размещении плутония в активной зоне. В качестве главных ограничивающих факторов в этом случае будут, во-первых, сохранение достигнутого уровня безопасности реактора и, во-вторых, недопустимость значительных отклонений в режиме перегрузки и системе управления и защиты реактора. В соответствии с этим при рассмотрении этой проблемы можно выделить две главные задачи. Первая из них состоит в анализе и выборе вариантов размещения плутония в пределах топливной сборки, а также в поиске оптимальных вариантов перестановки топливных сборок, обеспечивающих надежную работу топливных элементов, и распределения энерговыделе-

ния с заданной степенью неравномерности. Ко второму типу относятся задачи управления и обоснования безопасности эксплуатации реактора со смешанной топливной загрузкой.

ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ

В данной работе приведены результаты сравнительного анализа нейтронно-физических и динамических характеристик активной зоны реактора типа ВВЭР-1000 с урановой и плутониевой загрузкой. Для выяснения физических особенностей использования плутониевого топлива в реакторах рассматриваемого типа расчетные исследования проводились на уровне ячейки и полиячейки, без учета детальной картограммы загрузки активной зоны. Расчеты проводились с помощью программы GETERA [3], разработанной в МИФИ и широко используемой в России для подобных исследований.

В качестве базового варианта рассматривалась топливная кассета ВВЭР-1000 с урановым топливом обогащения 4,4%. Моделирование нейтронно-физических характеристик топливной кассеты осуществлялось на уровне трехзонной элементарной ячейки, стальные дистанционирующие решетки и конструкционные материалы ТВС в которой гомогенно размещены в зоне замедлителя.

Активная зона реактора в соответствии с трехцикловой схемой перегрузок моделировалась полиячейкой, состоящей из трех типов кассет, содержащих твэлы с различной глубиной выгорания топлива. Избыточная реактивность компенсировалась бором, растворенным в замедлителе. Расчеты нейтронно-физических характеристик полиячеек проводились для двух состояний: начало и конец годового цикла перегрузки. В начальный момент времени полиячейка состоит из свежего топлива, одно- и двухгодичной длительности облучения. В конечный момент полиячейка содержит топливо одно-, двух- и трехгодичной длительности облучения. В первом (начальном) состоянии

третья часть активной зоны занята свежим топливом и избыточная реактивность компенсировалась бором, растворенным в воде. Второе состояние отвечает полному исчерпанию запаса реактивности на выгорание.

ОСНОВНЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТНОГО АНАЛИЗА

С нейтронно-физической точки зрения главное отличие Pu от U в реакторах на тепловых нейтронах заключается в следующем:

- абсолютные значения микросечений поглощения и деления (σ_a и σ_f) для плутония в тепловом спектре более чем в 2 раза выше, чем для урана;
- в сечении ^{239}Pu имеется ярко выраженный резонанс при $E = 0,3$ эВ;
- существенно меньше значение доли запаздывающих нейтронов ($\beta_{\text{эф}}$).

При выборе обогащения топлива по оружейному плутонию главное внимание уделялось сохранению параметров внутреннего топливного цикла, характерных для уранового топлива, а именно: удельной энерговыработки $PT = 40000$ МВт·сут/т. и средней длительности цикла облучения $T \approx 300$ эф. сут. Несмотря на более высокое значение ν_f для ^{239}Pu , чем для ^{235}U , величина K_{∞} при одинаковых обогащениях топлива для уран-водных решеток как с чисто урановым, так и с плутониевым топливом оказалась примерно одинаковой, так как отношение σ_f/σ_a для ^{239}Pu

в области термализации существенно выше. В результате стало возможным сохранить удельную энерговыработку плутониевого топлива при том же самом обогащении, как и для уранового топлива (4,4%).

Увеличение относительной доли поглощения в МОХ-топливе снижает эффективность неблокированных поглотителей (борное регулирование, выгорающие и “серые” поглотители, стационарное ксеноновое отравление). Это потребует более высокого содержания борного поглотителя в начальный период кампании топлива (табл. 1). Абсолютное уменьшение эффективности органов регулирования довольно значительное, до 40%, но взятые по отношению к эффективной доли запаздывающих нейтронов эти величины меняются в существенно меньшей степени (менее 10 %).

К числу наиболее важных динамических параметров, определяющих безопасность номинального режима работы реактора, относятся:

$\alpha_f = \frac{\partial \rho}{\partial T_f}$ – коэффициент реактивности по температуре топлива;

$\alpha_m = \frac{\partial \rho}{\partial T_m}$ – коэффициент реактивности по температуре замедлителя при постоянном давлении.

Как известно, этот коэффициент состоит из двух слагаемых: $\alpha_m = \frac{\partial \rho}{\partial T_m} + \frac{\partial \rho}{\partial \gamma_m}$, где $\frac{\partial \rho}{\partial T_m}$ и $\frac{\partial \rho}{\partial \gamma_m}$ – парциальные коэффициенты реактивности, вычисляемые при постоянной плотности и температуре замедлителя соответственно.

Таблица 1

Изменение запасов реактивности в зависимости от доли загружаемого плутония

Величина	Вариант 1 (урановое топливо)	Вариант 2 (1/3 оружейно- го Pu)	Вариант 3 (2/3 оружейно- го Pu)	Вариант 4 (плутониевое топливо)
Начальный запас реактивности	0,093	0,085	0,080	0,078
Начальная концентрация борного поглотителя, %	100	127	145	161
Эффективность органов регулирования (начало цикла, %)	100	70	–	56
Стационарное отравление Xe и Sm (начало цикла, %)	100	86	77	68
Эффективность органов регулирования (конец цикла, %)	114	–	–	76
Стационарное отравление Xe и Sm (конец цикла, %)	175	186	149	140
Эффективная доля запаздывающих нейтронов, %	100	76	62	52

Данные, представленные в табл. 2, демонстрируют тот факт, что снижение роли теплоносителя как плотителя нейтронов в решетке с плутониевым топливом приводит к увеличению плотностного коэффициента реактивности и, как следствие, наличию отрицательного значения полного температурного коэффициента реактивности по температуре теплоносителя в более широком диапазоне различных режимов работы реактора. Однако это будет приводить к более значительному высвобождению реактивности при аварии, связанной с "захолаживанием" теплоносителя. Так, например, для высвобождения избыточной реактивности при охлаждении теплоносителя, равной эффективной доли запаздывающих нейтронов, в чисто плутониевом варианте диапазон снижения температуры примерно в четыре раза ниже, чем для урановой загрузки. Именно это может быть ограничительным фактором при больших объемах вовлечения плутония в топливный цикл существующих реакторов ВВЭР-1000. Смягчающим фактором является то, что высвобождение той же самой реактивности путем нагрева топлива в плутониевой загрузке достигается в два раза меньшим подогревом, чем в урановом варианте.

Таблица 2

Зависимость коэффициентов реактивности от доли загружаемого плутония (начало кампании)

Величина	Вариант			
	1	2	3	4
$\alpha_f \cdot 10^5 \text{ 1/}^\circ\text{C}$	-1,95	-1,93	-1,95	-1,96
$\frac{\partial \rho}{\partial T_{\text{mod}}} \cdot 10^5 \text{ 1/}^\circ\text{C}$	2,52	3,83	3,66	3,13
$\frac{\partial \rho}{\partial T_m} \text{ 1/}^\circ\text{C}$	0,0762	0,108	0,1255	0,140
$\alpha_m \cdot 10^5 \text{ 1/}^\circ\text{C}$	-13,5	-18,8	-22,7	-26,3

Одним из негативных факторов, возникающих при формировании смешанной урановой и плутониевой загрузки активной зоны ВВЭР, является повышение степени неравномерности поля энерговыделения, особенно в области размещения свежих урановых и плутониевых ТВС. Снижению величины возникающей неравномерности будет способствовать размещение свежих топливных сборок в периферийной области активной зоны. Возможно как равномерное размещение плутониевых и урановых ТВС со свежей топливной загрузкой, так и раздельное их размещение. С помощью ячеечной программы GETERA были получены оценки степени неравномерности полей нейтронов и энерговыделения. Для этого были просчитаны пространственно-энергетические распределения нейтронов в полиячейке, состоящей из трех отдельных

ячеек. В первом случае эта полиячейка включала две урановые и одну плутониевую ячейки со свежей топливной загрузкой. Во втором случае полиячейка состояла из двух плутониевых и одной урановой ячейки с теми же начальными составами. Полученные данные показывают определенное преимущество концентрированного размещения плутониевыхборок, так как в этом случае коэффициент неравномерности поля энерговыделения в сформированной полиячейке составляет 1,15 в сравнении с 1,37 для равномерного их размещения.

Изотопные составы "энергетического" плутония при одинаковом выгорании уранового и МОХ-топлива несколько различаются в силу различного начального изотопного состава топлива. При этом состав плутония в облученном МОХ-топливе смещен в область четных изотопов по отношению к составу уранового топлива. Если принять в качестве "стандарта отработанного топлива" вектор изотопного состава плутония в обычном урановом топливе, то появляется объективная возможность повысить пропускную способность реакторов типа ВВЭР за счет снижения выгорания ТВС с МОХ-топливом. Расчетный анализ показывает, что "стандарт отработанного топлива" в плутониевых ТВС достигается примерно за два года облучения. Если применить для этих ТВС двухгодичный цикл облучения и сохранить суммарную долю плутониевых ТВС в активной зоне, то даже с учетом снижения обогащения плутониевого топлива масса выгружаемого плутония может быть повышена не менее чем на 10 %.

При утилизации оружейного плутония в реакторах с водой под давлением путем перевода его в "стандарт отработанного топлива" возникает проблема хранения облученного топлива, масштабы которого в десятки раз больше, чем количество оружейного плутония. Существует альтернативный подход, основанный на глубоком выжигании оружейного плутония без повторного использования облученного топлива. В связи с достижениями в области микротвальной технологии и принципиальной возможности создания на ее базе модернизированного топлива для ВВЭР, рассчитанного на достижение энерговыработки, существенно превышающей проектные значения в современных реакторах, может представлять интерес использование оружейного плутония в таком топливе. Таким образом, имеется принципиальная возможность формирования состава топлива с высоким содержанием делящегося изотопа, позволяющего получать высокую энерговыработку с единицы загрузки.

Недостатком топлива на основе микротвзлов является его дополнительное разбавление за счет оболочки микротвзлов и материала топливной матрицы. Это приводит к существенному уменьшению реальной топливной загрузки при сохранении неизменного об-

37932 1493

шего объема топлива в активной зоне. Расчетные исследования показывают, что реальный выигрыш в энергоснабжении на единицу объема топлива может быть получен при определенных условиях, а именно, если относительная толщина покрытий по отношению к диаметру микротрещин составляет не более 0,1, а содержание плутония не менее 10%. Поскольку температура топлива в микротрещинной компоновке существенно ниже, чем для обычных ТВС, то в этом случае легко решается проблема использования гадолиниевого топлива с повышенным содержанием оружейного плутония.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В данной работе проведен нейтронно-физический анализ утилизации оружейного плутония в реакторах типа ВВЭР. Поскольку оружейный плутоний по отношению к реакторному является низкофоновым, то он может играть большую роль для отработки технологии работы водо-водяных реакторов в режиме повторного использования плутония, а возможно и в замкнутом топливном цикле. Применение микротрещинного топлива позволит добиться увеличения выгорания, сокращения производственных операций и объемов хранения облученного топлива, улучшения

нейтронно-физических характеристик и свойств безопасности реакторов этого типа. Эффект может достигаться за счет увеличения доли плутония в начальной загрузке, увеличения массы делящихся нуклидов в загружаемом топливе, оптимального выбора водо-топливного отношения и использования различных выгорающих поглотителей.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Novikov A.N., and al. (1994). Use of MOX-(Rpu and Wpu) fuel in VVER-1000 (neutron - physical aspects of possibilities). Proceedings of the NATO Advanced Research Workshop on Managing the Plutonium Surplus: Applications and Technical Options, London, 93 - 96.
2. Levina I.K., Saprykin V.V., Morozov A.G. (1994). The safety criteria and VVER core modification for weapon plutonium utilization. Proceedings of the NATO Advanced Research Workshop on Mixed Oxide fuel (MOX) Exploitation and Destruction in Power Reactors, Obninsk, Russia, 83 - 92.
3. Belousov N.I., and al. (1992). The code GETERA for cell and polycell calculations: models and capabilities. Proceedings of the 1992 Topical Meeting on Advances in Reactor Physics, 2, 516.

КОНЦЕПТУАЛЬНОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ВЫСОКООБОГАЩЕННЫХ (ОРУЖЕЙНЫХ) УРАНА И ПЛУТОНИЯ И ЭНЕРГЕТИЧЕСКОГО ПЛУТОНИЯ ПРИ ПЕРЕВОДЕ РЕАКТОРОВ НА ТЕПЛОВЫХ НЕЙТРОНАХ НА ЗАМКНУТЫЙ УРАН-ТОРИЕВЫЙ ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ

В. Е. Маршалкин, В. М. Повышев, Ю. А. Трутнев

РФЯЦ-ВНИИЭФ, 607190, г. Саров Нижегородской обл.

В последнее десятилетие произошла смена приоритетов в дальнейшем развитии ядерной энергетики в пользу обеспечения долговременной экологической безопасности радиоактивных отходов и безопасности работы ядерных энергетических установок. В связи с процессом разоружения появились значимые излишки высокообогащенных (оружейных) урана и плутония, обострилась проблема нераспространения расщепляющихся материалов и ядерных технологий. Вместе с этим заканчивается гарантийный ресурс эксплуатации существующего парка ядерных реакторов и естественно повышается актуальность концептуальной проработки облика реакторов следующего поколения на основе накопленных достижений и опыта эксплуатации, с учетом проблем и приоритетов последнего времени.

Работы, проведенные сотрудниками ВНИИЭФ и их партнерами из других российских институтов по анализу достижений и проблем ядерной энергетики, позволили сделать вывод о том, что проблемы плутония, долгоживущей актиноидной α -активности отработанного топлива, низкий КПД использования природного урана, распространения расщепляющихся материалов и ядерных технологий являются проблемами уран-плутониевого топливного цикла, а не вообще ядерной энергетики. Именно решение целевой задачи-наработки оружейного плутония обусловило становление и развитие этого цикла, а перечисленные выше проблемы ядерной энергетики являются платой за достигнутые успехи оружейного комплекса и естественного их использования в мирной ядерной энергетике. Представляются малоэффективными усилия по решению проблем, рожденных уран-плутониевым топливным циклом, в рамках этого цикла.

В настоящее время создалась ситуация, позволяющая считать, что следующим этапом развития ядерной энергетики является перевод современных реакторов на тепловых нейтронах на замкнутый уран-ториевый топливный цикл. При этом будут эффективно использоваться излишки оружейных урана и плутония, накопленный энергетический плутоний, естест-

венно будут устранены проблемы, порожденные уран-плутониевым топливным циклом, и наиболее полно будут использованы накопленные достижения, опыт эксплуатации и отработанные технологии наиболее разработанных к настоящему времени реакторов на тепловых нейтронах. Концептуальная проработка развития ядерной энергетики в этом направлении, несомненно, полезна для выявления и сравнения преимуществ разных подходов, обоснованного выбора пути дальнейшего развития и концентрации ресурсов при его реализации. Именно на проработку этих задач ориентировано наше предложение по проекту МНТЦ № 723 "Концептуальное исследование использования высокообогащенных (оружейных) урана и плутония и энергетического плутония при переводе реакторов на тепловых нейтронах на замкнутый уран-ториевый топливный цикл". При этом представляются важными достижение взаимопонимания подходов между Западом и Россией и выработка их согласованных подходов к решению проблемы нераспространения расщепляющихся материалов и ядерных технологий, разумного использования излишков оружейных материалов и энергетического плутония, определения роли тория в ядерной энергетике.

Финансовая поддержка проекта соответствует духу и букве положения об МНТЦ: она позволит специалистам ВНИИЭФ, занимающимся расчетами характеристик ядерных боеприпасов, ведущим исследования по безопасности ядерной энергетики на инициативной основе, в течение двух лет совместной работы с российскими и зарубежными специалистами переключиться на решение актуальных задач мирной ядерной энергетики. Работа над проектом специалистов других организаций - участников также представляет возможность их переключения с разработок в области вооружений, производства ядерных материалов оружейной градации на участие в исследованиях по ядерной энергетике без возврата их в область оружейных исследований. Создавшаяся ситуация представляется нам уникальной в связи со следующими обстоятельствами:

– возможной конверсией в мирную энергетику значимого количества оружейных специалистов со свежими идеями, развитыми методами исследований, глубоко осознающих опасность распространения расщепляющихся материалов и ядерных технологий;

– обеспечением расщепляющимися материалами (излишки оружейных урана и плутония, энергетический плутоний) практического перевода современных реакторов на тепловых нейтронах на замкнутый уран-ториевый топливный цикл;

– объединением усилий российских и зарубежных специалистов при реализации проекта глобального международного значения.

Интерес к проекту, его поддержку и согласие быть иностранными коллабораторами выразили в

письмах на имя Исполнительного Директора МНТЦ специалисты зарубежных организаций:

– докт. D.C. Wade из Аргоннской национальной лаборатории США;

– докт. E.D. Arthur из Лос-Аламосской национальной лаборатории США;

– проф. M.J. Hignatsberger из Венского университета из Австрии;

– проф. В.М. Мурогов из МАГАТЭ.

У нас есть уверенность, что работа над проектом будет началом масштабных работ по научно-технической и технико-экономической проработкам всего комплекса вопросов ядерной энергетики на ториевом топливе.

УТИЛИЗАЦИЯ ОРУЖЕЙНЫХ МАТЕРИАЛОВ В РЕАКТОРАХ ВВЭР-1000 С ТОПЛИВОМ НА ОСНОВЕ ТОРИЯ

В. М. Декусар, Е. В. Долгов, В. Г. Илюнин, А. Г. Калашников,
В. А. Пивоваров, В. Н. Шарапов, З. Н. Чижикова

ГНЦ РФ ФЭИ им. академика А. И. Лейпунского, 249020, г. Обнинск Калужской обл.

ВВЕДЕНИЕ

Как хорошо известно, только один делящийся изотоп присутствует в природе — ^{235}U . Поэтому развитие ядерной энергетики началось с использования уранового топлива, что, собственно, привело к развитию уран-плутониевого топливного цикла.

Однако Th и его дочерний продукт ^{233}U были объектом внимания специалистов с самого начала. Причиной этого является то, что ^{233}U имеет наилучшие нейтронно-физические свойства по сравнению с ^{235}U и Pu в области тепловых нейтронов, Th имеет ряд преимуществ перед U.

Усложняющим аспектом внедрения топливного цикла на ^{233}U -Th является то, что торий может быть использован только как сырьевой материал и для накопления начального количества ^{233}U из Th требуются значительные количества обогащенного урана (^{235}U) или плутония. Из-за необходимости иметь начальную загрузку на основе обогащенного урана и связанных с этим дополнительных затрат U-Th топливный цикл в значительной степени теряет свои экономические преимущества.

В настоящее время в связи с большими количествами обогащенного урана и плутония, освобождающимися для гражданских целей в результате ядерного разоружения, и значительными количествами накопленного энергетического плутония можно ставить вопрос о рассмотрении на их основе ториевого топливного цикла в атомной энергетике. В частности, одной из задач, возникающих при исследовании ториевого цикла, является изучение возможности использования смешанного топлива в реакторах типа ВВЭР. Настоящая работа содержит информацию об основных нейтронно-физических характеристиках реактора ВВЭР-1000 на смешанном Pu-Th или U-Th топливе с Pu и U оружейного состава. Так как Th не производит плутоний, в реакторе с Pu-Th топливом достигается большая скорость потребления плутония, чем в реакторе с обычным МОХ-топливом, а отработанное топливо может быть отправлено на захоронение в геологиче-

ских формациях, т.е. реализуется однократный рецикл топлива. Использование керметной композиции на основе диоксида урана и металлического тория помимо решения задачи по утилизации оружейного урана позволяет улучшить ряд характеристик реактора ВВЭР-1000, в том числе важных для безопасности, по сравнению с реактором на традиционном топливе.

Высокая радиотоксичность отработанного топлива, сохраняющаяся в течение длительного времени вследствие наличия ^{232}U , а также ухудшенный изотопный состав делают несанкционированное извлечение оружейных материалов непривлекательным и сложным.

Рассматривался простейший способ вовлечения оружейных материалов в топливный цикл реактора ВВЭР-1000 — полная или частичная замена уранового топлива на смесь $\text{PuO}_2\text{-ThO}_2$ или $\text{UO}_2\text{-Th}$. Оптимизация решетки активной зоны в настоящей работе не рассматривалась.

ВВЭР-1000 С ТОПЛИВОМ НА ОСНОВЕ СМЕСИ ДИОКСИДОВ ТОРИЯ И ПЛУТОНИЯ

Исследовались два варианта реактора ВВЭР-1000: с полной и частичной (1/3 активной зоны) загрузкой $\text{PuO}_2\text{-ThO}_2$ топлива. Вариант с полной загрузкой имеет однородную зону с одним типом тепловыделяющей сборки (ТВС), и, таким образом, необходимость профилирования ТВС отсутствует. Зона с частичной загрузкой ториевого топлива состоит из двух типов ТВС: с топливом на диоксиде урана и профилированной с Pu-Th топливом. Отличие конструкции ТВС обоих типов от используемых в штатном ВВЭР-1000 заключается в замене стали в направляющих трубах и дистанционирующих решетках на цирконий и в небольшом увеличении диаметра поглощающих элементов. Такие ТВС с урановым топливом в настоящее время находятся в опытной эксплуатации. Как и в случае штатного реактора, ТВС 1-го года содержит стержни выгорающего поглотителя (СВП) на основе

бора, которые удаляются при перегрузке. Изменение реактивности при выгорании компенсируется растворенным бором. Изотопный состав оружейного плутония приводится ниже (массовое содержание, %) [1]:

^{238}Pu	^{239}Pu	^{240}Pu	^{241}Pu	^{242}Pu	^{241}Am
0,02	93,94	5,81	0,18	0,03	0,02

В реакторах с $\text{PuO}_2\text{-ThO}_2$ топливом использовалась обычная схема перегрузок "out-in-in". Содержание Pu в топливе определялось из условия обеспечения длительности топливного цикла в рассматриваемых вариантах, приближенно равного длительности топливного цикла штатного реактора.

Некоторые результаты расчетов показаны в табл. 1 в сравнении с аналогичными результатами для штатного реактора и реакторов с МОХ-топливом (U-Pu). Здесь и далее характеристики приведены для равновесного цикла с кратностью перегрузки $n = 3,019$. Как видно из таблицы, вариант реактора с полной загрузкой Pu-Th топливом потребляет ежегодно 1220 кг оружейного плутония, реактор с частичной загрузкой – 355 кг такого плутония. Ежегодные балансы между выгружаемым и загружаемым Pu составляют – 758 и – 87 кг соответственно. Соответствующие значения для МОХ-топлива составляют – 317 и + 62 кг. С этой точки зрения реактор с полной загрузкой Pu-Th топлива является наиболее эффективным выжигателем Pu. Выгруженный Pu из реакторов с Th содержит меньшее количество ^{239}Pu , чем его содержится в отработанном топливе штатного реактора и реакторов с МОХ-топливом.

В табл. 2 показаны некоторые важные для безопасности характеристики. Расчеты выполнялись для номинальной мощности. На начало цикла (ВОС) результаты получены с учетом распада ^{233}Pa и накоплением ^{233}U за 30-суточный интервал между перегрузками. Сравнение производится со штатным реактором для того, чтобы оценить потребность в изменении конструкции реактора с целью сохранения одинакового со штатным реактором уровня безопасности. Можно видеть, что критическая концентрация борной кислоты в реакторе с полной загрузкой Pu-Th топлива приблизительно в 2 раза выше по сравнению со штатным реактором и эффективность растворенного бора соответственно меньше. Это является следствием большего поглощения нейтронов в Pu и Th по сравнению с ^{235}U и ^{238}U . Заслуживает внимания также небольшое увеличение ТКР по температуре топлива.

Требуемая подкритичность (2 %) холодного разогретого реактора в режиме останова при извлеченных стержнях системы управления и защиты

(СУЗ) обеспечивается концентрацией борной кислоты, равной 24,8 г/кг при полной загрузке $\text{PuO}_2\text{-ThO}_2$ топлива и 14,1 г/кг при частичной загрузке. Концентрация борной кислоты в этом режиме в штатном реакторе ВВЭР-1000 составляет 16 г/кг.

Значительное уменьшение $\beta_{\text{эф}}$ в реакторе с полной загрузкой может оказаться нежелательным с точки зрения аварии с выбросом стержня. Следовательно, требуется расчетный анализ такой аварии.

Расчеты эффективности СУЗ проводились для СУЗ, состоящей из 61 стержня, как и в штатном реакторе. Расчеты температуры повторной критичности выполнялись для наиболее неблагоприятного периода – конца цикла, при этом принималось во внимание зависание наиболее тяжелого кластера.

Температура повторной критичности увеличилась со 197 °C в штатном реакторе до 255 °C в реакторе с полной загрузкой и до 235 °C в реакторе с частичной загрузкой. Так как коэффициенты реактивности по температуре воды и топлива близки в этих реакторах, это увеличение объясняется главным образом уменьшением эффективности СУЗ. Для того чтобы уменьшить $T_{\text{пк}}$ в реакторах с Pu-Th топливом и, следовательно, обеспечить уровень безопасности по отношению к авариям с быстрым охлаждением активной зоны не хуже, чем это имеет место в штатном реакторе, необходимо увеличить количество стержней до 109, а обогащение бора в них – до 30-40% по ^{10}B .

Увеличение количества стержней СУЗ связано с изменением конструкции крышки реактора и введением других изменений в проект. Наряду с увеличением обогащения по ^{10}B это значительно ухудшает экономические характеристики. Кроме того, этот способ, по-видимому, сложен при реализации на эксплуатируемых реакторах. Следовательно, альтернативные методы, которые не влекут изменения конструкции действующего реактора, представляют большой интерес. Одним из путей увеличения эффективности стержней СУЗ является переход к компоновке активной зоны с уменьшенной утечкой нейтронов. При такой конфигурации часть свежего топлива загружается в центр зоны, где расположены стержни. В этом случае применение твэлов с выгорающим поглотителем на основе гадолиния является важным фактором. Выгорающий поглотитель может размещаться в ТВС со стержнями. Это приводит к возрастанию нейтронного потока в ТВС, содержащих стержни СУЗ, следовательно, и к возрастанию эффективности на момент времени, когда это наиболее требуется. Можно надеяться, что такие меры окажутся достаточными, чтобы сохранить уровень безопасности, по крайней мере для реактора с частичной загрузкой $\text{PuO}_2\text{-ThO}_2$ топливом.

Таблица 1

Характеристики топливного цикла

Тип реактора Характеристики	Штатный ВВЭР-1000	Реактор с МОХ- топливом		Реактор с Pu-Th топливом			Реактор с ^{235}U -Th топливом
		Частичная (1/3) загрузка	Полная загрузка	Частичная (1/3) загрузка	Полная загрузка	Полная загрузка	
Тип ТВС	UO_2	UO_2	$\text{PuO}_2\text{-UO}_2$	UO_2	$\text{PuO}_2\text{-ThO}_2$	$\text{PuO}_2\text{-ThO}_2$	$\text{UO}_2\text{+Th}$
Масса топлива, т т.а.	65,4	65,5	65,6	65,9	66,9	86,74	
Среднее начальное содержание в топливе, % ^{235}U Pu	4,3 —	4,23 —	0,2 3,7	0,2 4,5	4,23 —	— 4,8	5,8 —
Длительность цикла, эф. сут	294,1	295	295	295	295,3	299	288
Ежегодная загрузка, кг ^{235}U Pu + ^{241}Am	941 —	611,5 —	13,9 268	41,4 978	611,5 —	— 1220	772,8 —
Среднее содержание в выгружаемых ТВС, кг/ т т.а. $^{233}\text{U} + ^{233}\text{Pa}$ ^{235}U Pu	— 11,3 10,6	— 7,5 15,2	— 0,9 30,4	— 0,9 30,4	4,5 7,4 12,3	13,3 0,20 20,8	13,0 5,5 0,5
Ежегодно выгружаемый Pu, кг	234	330	661	268	462	8,9	
Делящиеся изотопы в выгружаемом Pu, %: $^{239}\text{Pu}/^{241}\text{Pu}$, полное	57,2/14,5 71,7	50,9/16,4 67,3	50,5/16,8 67,3	47,2/18,2 65,4	36,3/22,4 58,7	227,8 29,8	
Ежегодный баланс выгрузки-загрузки Pu, кг	+ 234	+ 62	- 317	- 87	- 758	+ 8,9	
Ежегодное производство $^{233}\text{U} + ^{233}\text{Pa}$, кг	—	—	—	100,1	293,7	277	
Ежегодное накопление младших актинидов, кг	15,2	16,6	22,8	15,6*	17,1*	12,4	

* Включая ^{231}Pa

Характеристики, важные для безопасности (ВОС/ЕОС)

Характеристики	Тип реактора					
	Штатный ВВЭФ-1000	МОХ (PuO ₂ -UO ₂)		PuO ₂ -ThO ₂		Реактор с ²³⁵ U-Th топливом
		Частичная загрузка	Полная загрузка	Частичная загрузка	Полная загрузка	
$C_{\text{вк}}, \text{ г/кг,}$	6,5/0	7,1/0	10,8/0	7,5/0	12,6/0	3,71/0
$\Delta\rho_{\text{вк}}, \%$	7,9/0	7,9/0	7,2/0	8,1/0	7,8/0	4,28/0
$\frac{\partial\rho}{\partial t_f}, \frac{10^{-5}}{^\circ\text{C}}$	-2,3/-2,6	-2,4/-2,6	-2,6/-2,7	-2,6/-2,7	-3,0/-3,1	-1,7/-1,7
$\frac{\partial\rho}{\partial t_{\text{H}_2\text{O}}}, \frac{10^{-5}}{^\circ\text{C}}$	-18,8/-52,0	-24,4/-57,6	-33,3/-63,5	-21,6/-52,4	-26,1/-50,9	-27,6/-29,7
$\beta_{\text{эф}}, 10^{-2}$	0,63/0,56	0,53/0,50	0,34/0,38	0,52/0,49	0,28/0,32	0,72/0,64
Полная эффективность СУЗ, %	7,03/6,96	7,07/7,22	5,82/6,41	6,63/6,85	5,48/6,12	—
$T_{\text{пк}}, ^\circ\text{C}$	197	229	250	235	255	—
Коэффициенты неравномерности, K_Q	1,28	1,28	1,29	1,36	1,33	1,39
Эффект распада ²³³ Pa (полный), % ЕОС, $T = 20 ^\circ\text{C}$, $N = 0$	—	—	—	0,8	2,0	—

Расчет коэффициентов неравномерности показателем распределения мощности K_Q на начало цикла был проведен с учетом распада ²³³Pa и накопления ²³³U в кассетах 2-го и 3-го годов в процессе 30-суточного перегрузочного интервала. Расчеты показали, что рассмотренные варианты, по существу, удовлетворяют требованию $K_Q \leq 1,35$.

ВВЭР-1000 С ТОПЛИВОМ НА ОСНОВЕ МЕТАЛЛИЧЕСКОГО ТОРИЯ И ДИОКСИДА ОРУЖЕЙНОГО УРАНА

В настоящем разделе рассматривается керметная топливная композиция на основе диоксида оружейного урана, равномерно распределенного по матрице из металлического тория.

Предполагалось, что керметное топливо способно обеспечить более глубокое выгорание. Была рассмотрена схема перегрузок ТВС с кратностью $n = 5,43$ (часть ТВС содержит 5 кампаний, часть - 6 кампаний) в отличие от серийного реактора с 3-годовой кампанией ТВС. Использовалась схема перегрузок с уменьшенной боковой утечкой нейтронов.

Для выравнивания радиального поля энерговыделения применяются два типа ТВС, различающихся по обогащению урана: тип "А" - с большим начальным содержанием оружейного урана и тип "В" - с меньшим содержанием урана.

Содержание оружейного урана в ториевой матрице определялось из условия обеспечения в установившемся режиме кампании реактора в 288 суток. В активную зону ежегодно загружается 30 свежих ТВС: 18 - типа "А" и 12 - типа "В".

В отличие от варианта, рассматривавшегося в предыдущем разделе, количество органов СУЗ равно 121, как это принято для перспективных блоков реакторов ВВЭР-1000. В качестве поглотителя в ПЭЛ и СВП используется естественный бор.

В табл. 1 представлены основные характеристики реактора.

Максимальный коэффициент неравномерности мощности ТВС равен $K_Q^{\text{max}} = 1,39$, что несколько больше, чем в действующем ВВЭР-1000, из-за принятой схемы перегрузок ТВС с уменьшенной утечкой нейтронов. Объемные коэффициенты неравномерности энерговыделения K_v в рассмотренном варианте и серийном ВВЭР-1000 достаточно близки.

Критическая концентрация растворенного в теплоносителе бора СВ в начале кампании почти вдвое меньше, чем для действующего реактора. Причина - в сокращении запаса реактивности на кампанию вследствие лучших нейтронно-физических характеристик образующегося ²³³U по сравнению с выгорающим ²³⁵U.

Средняя глубина выгорания выгружаемого топлива составляет 52,8 МВт-сут/кг т.а. В максимально

выгоревшей ТВС средняя глубина выгорания равна 60,4, а максимальная (в точке) - 65,0 МВт сут/кг т.а.

Расчеты показывают, что полный запас реактивности ВВЭР-1000 с уран-ториевым топливом в 1,8 раза меньше, чем в серийном реакторе. Вдвое сокращается запас реактивности на разогрев реактора от 20 до 306 °С и более чем в два раза - запас реактивности на выгорание топлива.

В табл. 2 приведены значения коэффициентов и некоторых эффектов реактивности на начало и конец кампании.

Коэффициенты реактивности по плотности теплоносителя на начало кампании оказываются достаточно близкими. Но в отличие от серийного реактора в ВВЭР-1000 с уран-ториевым топливом значение коэффициента реактивности по плотности воды практически не растет в процессе кампании. Это уменьшает величину мощностного эффекта реактивности, проявляющегося при останове реактора в конце кампании.

Доля запаздывающих нейтронов при делении ^{233}U выше, чем при делении ^{239}Pu , - соответственно 0,0029 и 0,00215. Поэтому значение $\beta_{\text{эф}}$ в реакторе с уран-ториевым топливом оказывается несколько большим, чем в реакторах с традиционной топливной загрузкой.

В начале кампании подкритичность холодного реактора в 2% при извлеченных органах СУЗ обеспечивается при концентрации борной кислоты в теплоносителе 9 г/кг. Вывод реактора на МКУ, когда температурный коэффициент реактивности имеет отрицательный знак, может осуществляться при температуре 235 °С и выше.

Подкритичность холодного разотравленного реактора при отсутствии бора в воде обеспечивается за счет органов СУЗ при температуре 20 °С и выше, даже при условии "застывания" любого одного органа СУЗ. Подчеркнем при этом, что рассматриваемая система СУЗ имеет 121 поглощающий кластер.

Как видно из табл. 1, расход ^{235}U для рассматриваемого уран-ториевого варианта существенно меньше, чем в ВВЭР-1000 со стандартным урановым топливом. Это объясняется более высоким коэффициентом конверсии, присущим ториевому топливному циклу, а также более экономной схемой перегрузок ТВС с кратностью $n = 5,43$ (вместо $n = 3$ для серийного ВВЭР-1000).

Коэффициент конверсии для уран-ториевого топливного цикла (отношение накопленного ^{233}U к сгоревшему ^{235}U) равен 0,43; для уранового топлива (отношение накопленных ^{239}Pu и ^{241}Pu к сгоревшему ^{235}U) - 0,26.

Полная наработка плутония в уран-ториевом ВВЭР-1000 в 26 раз меньше, чем в серийном реакторе. Кроме того, в десятки раз меньше нарабатывается и младших актинидов (Am, Cm).

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Реактор с полной загрузкой $\text{PuO}_2\text{-ThO}_2$ топлива обеспечивает наилучшую скорость потребления Pu: 1220 кг в год, а реактор с частичной загрузкой - 345 кг, в то время как МОХ реактор обеспечивает скорость утилизации 978 кг и 268 кг соответственно. Следует отметить, что Pu-Th реактор с частичной загрузкой, в отличие от реактора с частичной загрузкой МОХ-топливом, уменьшает накопленные запасы Pu, в то время как последний только перерабатывает оружейный Pu в энергетический. Ухудшенный изотопный состав Pu в отработанном топливе (только 36-47% ^{239}Pu) и сохраняющаяся в течение длительного времени высокая радиотоксичность ториевого отработанного топлива благодаря присутствию ^{232}U делает его несанкционированное извлечение непривлекательным и очень трудным.

Реакторы отвечают требованиям по саморегулированию (отрицательные температурные и мощностные коэффициенты реактивности) и по допустимым коэффициентам неравномерности поля энерговыделения.

Чтобы сохранить уровень безопасности по отношению к авариям с быстрым охлаждением активной зоны при переходе от штатного реактора к варианту реактора с полной загрузкой $\text{PuO}_2\text{-ThO}_2$ топлива, необходимо увеличить количество стрежней СУЗ и обогащение бора. В варианте реактора с частичной загрузкой равный уровень безопасности, по-видимому, может быть обеспечен без изменения конструкции при переходе к компоновке активной зоны с пониженной утечкой нейтронов и гадолиниевым выгорающим поглотителем.

Эффективная доля запаздывающих нейтронов в реакторе с полной загрузкой значительно ниже, чем в штатном реакторе. Это уменьшение может оказаться нежелательным при авариях с выбросом стержня СУЗ. Следовательно, требуется расчетный анализ таких аварий. В реакторе с частичной загрузкой значение $\beta_{\text{эф}}$ близко к соответствующему значению штатного реактора.

Основные положительные отличия ВВЭР-1000 с топливом торий + оружейный уран от действующих реакторов ВВЭР-1000 заключаются в следующем:

- меньший расход ^{235}U (отчасти за счет улучшенной схемы перегрузок ТВС);
- сокращается в два раза запас реактивности на выгорание и более чем в два раза - критическая концентрация бора в теплоносителе;
- существенно меньше накапливается младших актинидов - Am, Cm.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1 Criteria for Safe Storage of Plutonium Metals and Oxides, DOE-STG-3013-94, December 1994.

ИССЛЕДОВАНИЯ ПО ТРАНСМУТАЦИИ ОРУЖЕЙНОГО ПЛУТОНИЯ И РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ, ПРОВОДИМЫЕ ВО ВНИИЭФ

Э. Ф. Фомушкин

РФЯЦ-ВНИИЭФ, 607190, г. Саров Нижегородской обл.

Всероссийский научно-исследовательский институт экспериментальной физики в период с 1.11.94 по 31.10.96 гг. в составе группы российских институтов работал над проектом № 17 МНТЦ «Исследование осуществимости основных технологий, использующих ускоритель для конверсии военного плутония и трансмутации долгоживущих радиоактивных отходов».

Работа велась по шести основным направлениям:

I. Анализ радиационной безопасности АВС/АТW системы в обычных и чрезвычайных ситуациях.

II. Анализ противопожарной и взрывчатой безопасности АВС/АТW в обычных и чрезвычайных ситуациях.

III. Анализ гарантий нераспространения и демилитаризации для ядерных материалов и технологий в АВС/АТW.

IV. Эффективные сечения деления изотопов Pa, Pu, Am, Cm; измерения на критических сборках и ускорителях с использованием высокообогащенных образцов.

V. Анализ накопления трансурановых ядер для U-Th цикла и рекомендации для исследования U-Th цикла в АВС проекте.

VI. Первая версия библиотеки оцененных ядерных данных для АВС/АТW исследований.

Подробное изложение методики исследований, полученных результатов представлены в итоговом отчете о работе ВНИИЭФ по проекту № 17 МНТЦ [1].

Основные результаты работы, выполненной по направлениям I, II и частично по направлению III, представлены в докладе С.В. Петрина [2]; в докладе В.Е. Маршалкина, В.М. Повышева и Ю.А. Трутнева [3] содержатся основные результаты, полученные в работе по направлению V.

Данный доклад является обзором главным образом ядерно-физических исследований, выполненных в процессе работы по проекту (направления IV и VI); обсуждаются также некоторые будущие работы, включенные в предложение МНТЦ (проект № 1145).

1. СЕЧЕНИЯ ДЕЛЕНИЯ ИЗОТОПОВ ПЛУТОНИЯ, АМЕРИЦИЯ И КЮРИЯ НЕЙТРОНАМИ БЫСТРОЙ КРИТИЧЕСКОЙ СБОРКИ КС-1 И БЫСТРОГО ИМПУЛЬСНОГО РЕАКТОРА БИР-2М

Данные по интегральным сечениям ядерных реакций используются для нормировки дифференциальных зависимостей, полученных в результате эксперимента или теоретических расчетов, для сравнения и верификации библиотечных файлов и т.д.

Чтобы сыграть роль эталона, экспериментальные данные по интегральным сечениям должны, по нашему мнению, удовлетворять некоторым условиям. Во-первых, систематические погрешности соответствующих измерений должны быть минимизированы; во-вторых, спектр излучения (например, нейтронов), на котором проводятся измерения, должен быть измерен или вычислен с достаточной точностью и, по возможности, не иметь энергетических, пространственных, угловых и других структурных особенностей.

Измерения на сборках, когда исследуемые образцы размещаются в центре устройства, где нет выделенного направления, в значительной степени удовлетворяют этим условиям. Использование образцов с высокой степенью обогащения по основному изотопу минимизирует вводимые поправки, что также повышает надежность получаемых результатов.

В измерениях использовалась критическая сборка КС-1 [4] из металлического урана-235 90%-ного обогащения. Внешний диаметр сборки – 18,726 см, масса – 60109 г, эффективный коэффициент размножения $k_{эф} = 1,000 \pm 0,002$. В центре сборки имеется сферическая полость диаметром 2,8 см, где могут размещаться исследуемые образцы и детекторы. Каждый элемент сборки – полусферический слой толщиной ~ 1,0 - 1,5 см покрыт антикоррозийным покрытием; за счет этого в состав сборки входит небольшое количество инертных добавок – меди, никеля, углерода и др.

Спектр нейтронов в центре сборки КС-1 измерялся методом радиоактивных индикаторов. В качестве

индикаторов использовались 18 изотопов (^{197}Au , ^{235}U , ^{115}In и др.), данные по сечениям реакций (n, f), (n, γ), (n, n'), (n, p), ($n, 2n$), (n, α), как правило, брались из ENDF/B-VI и JENDL-3.

Нейтронный спектр KC-1 аппроксимировался суммой двух рядов Фурье по обобщенным полиномам Чебышева-Лагерра [5]: с параметрами формы $\alpha_1 = 1$ (неупруго рассеянные нейтроны) и $\alpha_2 = 1/2$ (делительная компонента)

$$F(E) = C_{01}(E/T_1) \exp(-E/T_1) \left(1 + \sum_{k=1}^2 C_{k1} L_k((E/T_1); 1)\right) + C_{02}(E/T_2)^{1/2} \exp(-E/T_2) \left(1 + \sum_{k=1}^2 C_{k2} L_k(E/T_2)\right),$$

где T_1, T_2 – масштабные параметры (температура, МэВ) соответствующих компонент; $L_k(x; \alpha)$ – обобщенные многочлены Чебышева-Лагерра.

Параметры аппроксимации для нейтронного спектра сборки KC-1:

$$T_1 = 0,294; T_2 = 1,033; C_{01} = 1,30; C_{11} = 0,04; C_{21} = -0,02; C_{02} = 0,676; C_{12} = -0,253; C_{22} = 0,095.$$

Эффективные (средние) сечения деления ^{235}U и ^{239}Pu для этого спектра равны: $\langle \sigma_f(^{235}\text{U}) \rangle = 1,240$ б; $\langle \sigma_f(^{239}\text{Pu}) \rangle = 1,7115$ б; данные по $\sigma_f(E)$ были взяты из библиотеки JENDL-3. Приведенные значения $\langle \sigma_f \rangle$ использовались как реперные в измерениях сечений деления трансурановых изотопов.

В измерениях использовался также быстрый импульсный реактор БИР-2М [6]. Активная зона реактора состоит из 6 дисков с наружным диаметром 22 см и высотой 3,1 м, диски изготовлены из сплава ^{235}U 85%-ного обогащения и молибдена. Общая масса уран-молибденового сплава в активной зоне 121 кг.

Параметры аппроксимации для нейтронного спектра реактора по обобщенным полиномам Чебышева-Лагерра: $T_1 = 0,22367$; $T_2 = 1,27672$; $C_{01} = 2,00124$; $C_{02} = 0,482$; коэффициенты C_{k1} и C_{k2} ($k > 0$) пренебрежимо малы. Эффективные (средние) сечения деления ^{235}U и ^{239}Pu для этого спектра равны: $\langle \sigma_f(^{235}\text{U}) \rangle = 1,278$ б; $\langle \sigma_f(^{239}\text{Pu}) \rangle = 1,721$ б.

Высокообогащенные образцы изотопов урана, плутония, америция, кюрия были получены на электромагнитном масс-сепараторе СМ-2 [7]. Для большинства образцов обогащение по основному изотопу – не хуже 98% (на дату изготовления слоя); данные приведены в таблице. Содержание изотопов ^{241}Am и ^{243}Am в слое $^{242\text{m}}\text{Am}$ составило 14,22% и 0,53% соответственно; в слое ^{244}Pu содержание примесных изо-

топов оставило: ^{240}Pu – 2,15%, ^{242}Pu – 13,09%; в слое ^{247}Cm : ^{244}Cm – 6,4%, ^{245}Cm – 5,02%, ^{246}Cm – 5,23%, ^{248}Cm – 0,85%.

Для «взвешивания» образцов, т.е. определения количества делящихся ядер в слоях – использовались методы α - и γ -спектрометрии, а также спонтанное деление и деление ядер тепловыми нейтронами.

В измерениях использовался один из типов диэлектрических трековых детекторов – силикатное стекло. Эти детекторы нечувствительны к α -, β -, γ -, n -излучениям и при соответствующих условиях регистрируют осколки деления со 100%-ной эффективностью.

Стекланные пластинки располагались в специальных контейнерах – измерительных камерах – параллельно и соосно слою делящегося изотопа. Специальной диафрагмой диаметром 6 мм на поверхности детектора выделялась область регистрации. Точность всех размеров в измерительных камерах контролировалась с помощью инструментального микроскопа.

Геометрическая эффективность камеры Ω , или вероятность попадания осколка в область регистрации, вычислялась исходя из предположения о равномерном распределении делящегося вещества по слою. Эффективное число делящихся ядер в каждом слое $\langle n \cdot \Omega \rangle$, т.е. полное число ядер, умноженное на эффективность камеры, приведено в таблице.

При каждом измерении в центральный канал критической сборки или импульсного реактора помещались по две измерительные камеры: одна – со слоем исследуемого изотопа, вторая – с реперным слоем ^{235}U или ^{239}Pu . Параметры пяти реперных слоев также приведены в таблице. Время нахождения трекового детектора в измерительной камере строго контролировалось для последующего учета фона от спонтанного деления ядер. Как правило, это время составляло 10–11 мин. В отдельных сериях измерялся фон спонтанного деления ядер, который для четных изотопов кюрия играет существенную роль.

После облучения стекланные детекторы извлекались из камер и подвергались химическому травлению 10%-ной HF при температуре 20 °C в течение 10 мин. Просмотр детекторов и счет количества треков в каждом детекторе осуществлялся с помощью оптического микроскопа. Алгоритм обработки данных по результатам относительных измерений достаточно очевиден. Результаты измерения $\langle \sigma_f \rangle$ приведены в таблице.

Полная погрешность результата обработки обусловлена главным образом статистическими ошибками и погрешностью взвешивания используемых слоев.

Параметры слоев и результаты измерений

Изотоп	Обогащение, %	$\langle N\Omega \rangle$ 10^{15}	Метод взвешивания	$\langle \sigma_f \rangle$, б КС-1	$\langle \sigma_f \rangle$, б БИР-2М
^{235}U	99,992	2,231	$n_{th}f, \gamma$	—	—
^{235}U	99,992	5,560	n_{th}, γ	—	—
^{235}U	99,992	14,121	n_{th}, γ	—	—
^{239}Pu	99,99	3,382	$\alpha, n_{th}f$	—	—
^{239}Pu	99,99	1,406	$\alpha, n_{th}f$	—	—
^{238}Pu	99,21	5,868	α	1,760(60)	1,721(77)
^{240}Pu	99,482	3,958	α	1,150(33)	0,932(42)
^{241}Pu	99,996	1,568	$\alpha, n_{th}f$	1,086(34)	1,209(54)
^{242}Pu	99,98	3,233	α	1,073(34)	0,873(39)
^{244}Pu	86,64	0,798	α, γ	0,898(31)	0,980(44)
^{241}Am	100	3,230	α	1,053(38)	1,012(45)
^{242m}Am	85,25	2,372	$\gamma, n_{th}f$	2,609(82)	2,656(119)
^{243}Am	99,998	6,558	α	0,877(30)	0,776(34)
^{243}Cm	98,15	1,143	α	2,651(90)	2,716(122)
^{244}Cm	98,48	1,569	α	1,232(39)	1,159(52)
^{245}Cm	98,80	2,447	α	1,767(63)	1,816(86)
^{246}Cm	99,550	4,090	α	0,930(31)	0,896(40)
^{247}Cm	82,490	2,320	α, γ	1,687(56)	1,824(83)
^{248}Cm	97,281	2,714	α	1,098(37)	1,020(46)

2. ИЗМЕРЕНИЕ СЕЧЕНИЯ ДЕЛЕНИЯ ^{232}Pa И ^{238}Np НЕЙТРОНАМИ ВБЛИЗИ ТЕПЛОВОЙ ТОЧКИ

Трансмутация нечетно-четных актинидов ^{231}Pa , ^{237}Np и ^{241}Am в полях тепловых нейтронов [8] проходит через стадию образования короткоживущих нечетно-нечетных ядер ^{232}Pa ($T_{1/2} = 31,44$ ч), ^{238}Np ($T_{1/2} = 50,81$ ч) и ^{242g}Am ($T_{1/2} = 16,02$ ч). Экспериментальные исследования ядерно-физических характеристик для таких короткоживущих нечетно-нечетных актинидов крайне немногочисленны, а результаты противоречивы. В частности, величины сечений деления ^{238}Np и ^{232}Pa тепловыми нейтронами, приводимые во всех известных библиотеках оцененных данных [9], основываются практически на единственных измерениях, проведенных в 1968 году (с ^{238}Np) [10] и в 1958 году (с ^{232}Pa) [11]. На Международной конференции по ядерным данным в науке и технике (Геттингбург, Теннесси, США, 1994 г.) был сделан доклад [12] об измерении сечений деления ^{232}Pa и ^{238}Np в диапазоне энергий нейтронов от 0,01 эВ до 50 кэВ по методу времени пролета. В этой работе для энергии нейтронов 0,0253 эВ получены сечения деления ^{232}Pa и ^{238}Np , существенно отличающиеся от данных, приведенных в работах [10,11]. В связи с этим нами проведены измерения интегральных сечений деления ^{238}Np [13] и ^{232}Pa [14] нейтронами с энергиями вблизи тепловой точки.

Генерация исследуемых ядер осуществлялась за счет реакций $^{232}\text{Th}(p,n)^{232}\text{Pa}$ и $^{238}\text{U}(p,n)^{238}\text{Np}$. Торие-

вые или урановые образцы облучались пучком протонов от тандемного ускорителя ЭГП-10 при энергии протонов 12 МэВ. Облученный ториевый или урановый образец извлекали из мишенной камеры для вытравливания наработанных изотопов ^{232}Pa или ^{238}Np . Вытравливание велось свежеприготовленной горячей царской водкой. Очистка выщелатов от осколков деления, атомов тория и урана проводилась хроматографическими методами. Слои-мишени из ^{235}Pa и ^{238}Np изготавливались с помощью электролиза на титановые диски толщиной 50 мкм. Степень извлечения протактиния (нептуния) на мишень составляла 80-95%.

Абсолютное число ядер в рабочих слоях-мишенях определялось по интенсивности γ -линий, испускаемых при β -распаде ^{232}Pa (^{238}Np), и по интенсивности α -линий от распада ^{232}U (^{238}Pu), образовавшихся в слоях в результате β -распада ^{232}Pa (^{238}Np).

В измерениях сечений деления использовались тандемный ускоритель ЭГП-10 и полиэтиленовый блок замедления нейтронов. Для генерации быстрых нейтронов использовалась реакция $^9\text{Be}(d, n)$. Бериллиевая мишень располагалась внутри замедляющего блока. Для регистрации осколков деления использовались диэлектрические трековые детекторы (ДТД) из силикатного стекла и полимерной пленки (поликарбонат). Слои ^{232}Pa (^{238}Np), ^{235}U и трековые детекторы размещались в миниатюрных сборках (трековых камерах), которые устанавливались в канале блока замедлителя. Плотность потока тепловых нейтронов в месте размещения трековых камер $\approx 4 \cdot 10^8$ см $^{-2}$ с $^{-1}$.

Измерение сечений деления проводилось относительным методом. В качестве стандарта использовался аттестованный слой ^{235}U .

Последовательно чередовались циклы облучения с использованием кадмиевого фильтра и без него. Длительность цикла облучения составляла, как правило, 1-3 ч при отсутствии кадмиевого фильтра и 5-10 ч, когда трековые камеры находились в кадмиевом чехле. Флюенс нейтронов на трековую камеру для одного облучения составлял $\sim 10^{12} \text{ см}^{-2}$. При этом камерой со слоем ^{232}Pa (^{238}Np) регистрировалось несколько сот треков ($N_{\text{трек}}$) от осколков деления.

При обработке результатов использовалась величина отношения $Z = N_{\text{трек}}(X)/N_{\text{трек}}(^{235}\text{U})$, т.е., нормированное число треков, зарегистрированных камерой со слоем протактиния или нептуния. Временные зависимости этой величины аппроксимировались экспоненциальными функциями с показателями экспонент, соответствующими периодам распада ^{232}Pa и ^{238}Np .

Значения параметров аппроксимации в первом приближении связаны с измеряемыми величинами, опорными сечениями и параметрами экспериментального устройства достаточно очевидными соотношениями.

По результатам анализа временных зависимостей $Z = N_{\text{трек}}(X)/N_{\text{трек}}(^{235}\text{U})$ и основываясь на значениях $\sigma_f(^{235}\text{U}) = 584,0 \text{ б}$, $I_f(^{235}\text{U}) = 275 \text{ б}$, $\sigma_f(^{232}\text{U}) = 76,66 \text{ б}$, $I_f(^{232}\text{U}) = 364 \text{ б}$ [9], были получены величины $\sigma_f(^{232}\text{Pa}) = (977 \pm 75) \text{ б}$, $I_f(^{232}\text{Pa}) = (915 \pm 320) \text{ б}$ и $\sigma_f(^{238}\text{Np}) = (2110 \pm 75) \text{ б}$.

Исходя из анализа кривой $Z = N_{\text{трек}}(^{232}\text{Pa})/N_{\text{трек}}(^{235}\text{U})$ можно сделать предположение, что часть актов деления в протактиниевой мишени обусловлена короткоживущим ($T_{1/2} \approx 4\text{-}5 \text{ ч}$) нуклидом, возможно, изомером $^{232\text{m}}\text{Pa}$.

Результаты наших измерений $\sigma_f(^{232}\text{Pa})$ и $\sigma_f(^{238}\text{Np})$ лучше согласуются с данными, приводимыми в библиотеках оцененных данных [9], чем с результатами, полученными в Лос-Аламосской национальной лаборатории (LANL) [12]. Причина этого факта, возможно, заключается в следующем. Образцы ^{232}Pa и ^{238}Np нарабатывались в LANL с помощью реакций $^{231}\text{Pa}(d,p)$ и $^{237}\text{Np}(d,p)$. Использовался пучок дейтронов, ускоренных до энергии $E_d \approx 17\text{-}18 \text{ МэВ}$. При таких энергиях бомбардирующих частиц возможно образование высокоспиновых изомеров соответствующих нуклидов, делительные характеристики которых могут значительно отличаться от характеристик изучаемого изотопа. Однако какие-либо дополнительные исследования по этой проблеме в LANL не проводились. Все результаты 50-60-х годов по изотопам ^{232}Pa и ^{238}Np [10, 11] были получены только с использованием мед-

ленных нейтронов. При радиационном захвате медленных нейтронов образование высокоспиновых изомеров маловероятно.

3. ИЗМЕРЕНИЕ СЕЧЕНИЙ ДЕЛЕНИЯ ИЗОТОПОВ КЮРИЯ ^{245}Cm , ^{246}Cm и ^{247}Cm

Энергетическая зависимость сечений деления ^{245}Cm , ^{246}Cm и ^{247}Cm измерялась по методу времени пролета на линейном ускорителе электронов ЛУ-50 [15]. Источником нейтронов служила урановая мишень с водяным охлаждением. Основные параметры работы ускорителя: средняя энергия электронов 50 МэВ, средний ток ускоренных электронов 220 мкА, частота повторения импульсов электронов 240 Гц, длительность импульсов электронов 12 нс. Для регистрации актов деления использовался лавинный детектор с полусферическими электродами. Детектор со слоями исследуемого изотопа и ^{235}U располагался на пролетном расстоянии 11 м от мишени ускорителя. В измерениях регистрировалась только относительная форма кривой $\sigma_f(E_n)$ соответствующего изотопа в энергетическом диапазоне $E_n \leq 10 \text{ МэВ}$.

Для нормировки полученных кривых использовались результаты измерений интегральных сечений деления на спектре нейтронов критической сборки КС-1 (см. разд. 1). В области перекрытия полученные данные по сечениям деления ^{245}Cm , ^{246}Cm и ^{247}Cm согласуются с результатами ранее проведенных измерений, в том числе с результатами измерений на ядерных взрывах.

4. ПЕРВАЯ ВЕРСИЯ БИБЛИОТЕКИ ОЦЕНЕННЫХ ЯДЕРНЫХ ДАННЫХ ДЛЯ ИССЛЕДОВАНИЙ ПО ТРАНСМУТАЦИИ

При прохождении топлива через бланкет электроядерной установки для трансмутации отходов атомной энергетики или пребывании топлива какое-то время в активной зоне реактора его состав претерпевает изменения. Под действием нейтронов и в результате радиоактивных превращений образуются делящиеся ядра, отсутствовавшие в составе топлива на входе в бланкет или при загрузке в активную зону, а также осколки деления.

При моделировании этих изменений рассматривают уравнения кинетики состава топлива. Достоверность результатов, получаемых при численном решении этих уравнений, зависит и от качества используемых в уравнениях характеристик взаимодействия нейтронов с рассматриваемыми делящимися ядрами и осколками деления. Для процессов трансмутации от-

ходов ядерной энергетики практический интерес представляют процессы деления и радиационного захвата тепловыми и резонансными нейтронами.

В процессе деятельности по проекту № 17 МНТЦ была разработана первая версия библиотеки нейтронно-ядерных данных TENDL (Transmutation Evaluated Nuclear Data Library). Эти данные могут быть рекомендованы для подготовки многогрупповых нейтронных сечений с целью их использования в уравнениях кинетики состава топлива.

В первой версии TENDL содержатся данные только для актинидов и осколков деления. Формат представления данных выбран совпадающим с форматом ENDF/B-6.

Кроме итогового отчета по проекту № 17 МНТЦ [1], достаточно подробная информация по TENDL содержится в докладе [16], представленном на конференции в г. Кальмаре (Швеция) в июне 1996 г.

5. ПЕРСПЕКТИВЫ ДАЛЬНЕЙШИХ ИССЛЕДОВАНИЙ

В настоящее время в МНТЦ на стадии рассмотрения находится проект № 1145 «Ядерно-физические исследования, направленные на решение проблемы конверсии оружейного плутония и трансмутации долгоживущих радиоактивных отходов». В работах по проекту планируется участие коллективов из ВНИИЭФ, ИТЭФ, Радиевого института и др.

В рамках проекта № 1145 коллективом сотрудников ВНИИЭФ планируется проведение цикла экспериментальных и расчетно-теоретических исследований:

- исследование кинетических характеристик Pb-Bi эвтектических и солевых (фторидных) смесей, которые могут использоваться в бланкете установки для трансмутации актинидов и радиоактивных отходов;

- измерения делительных характеристик (резонансных интегралов, интегральных сечений для различных источников быстрых и промежуточных нейтронов и др.) большого числа изотопов нептуния, плутония, америция, кюрия;

- измерения сечений деления и радиационного захвата ^{238}Np ($T_{1/2} \approx 2,12$ дн.) и ^{242}gAm ($T_{1/2} \approx 16,01$ ч) нейтронами вблизи тепловой точки;

- дополнение первой версии TENDL данными по конструкционным и технологическим материалам;

- проведение сравнений полученных экспериментальных данных по интегральным сечениям с оцененными данными и др.

Остановимся несколько подробнее на предполагаемых измерениях сечений короткоживущих нечетно-нечетных изотопов ^{238}Np и ^{242}gAm [17]. Имеющиеся данные по сечениям деления ^{232}Pa и ^{238}Np явно недостаточны для обеспечения проблемы трансмута-

ции ^{231}Pa , ^{237}Np , ^{241}Am ядерными константами. Во-первых, отсутствуют экспериментальные данные по сечению деления ^{242}gAm ($T_{1/2} = 16,01$ ч). Во-вторых, отсутствуют надежные данные по сечениям радиационного захвата для всех трех рассматриваемых нечетно-нечетных изотопов. Эта характеристика играет важную роль для процесса трансмутации. Если для какого-либо из рассматриваемых актинидов (^{232}Pa , ^{238}Np , ^{242}gAm) $\sigma_{n\gamma} > \sigma_{nf}$, то вместо «выжигания» данных изотопов будет происходить преимущественно накопление более тяжелых нуклидов; в этом случае использование интенсивного потока тепловых нейтронов для трансмутации ^{231}Pa , ^{237}Np и ^{241}Am в осколки деления полностью теряет смысл.

Измерение сечения радиационного захвата тепловых нейтронов ядром ^{232}Pa возможно на реакторе ИБР-2 (г. Дубна, Россия). Предполагается облучение нескольких образцов массой ≈ 1 мкг тепловыми нейтронами с различными значениями флюенса нейтронов. После облучения из каждого образца выделяется протактиниевая фракция и методами γ -спектроскопии измеряется количество ядер ^{232}Pa и ^{233}Pa . Такой постановке измерений благоприятствует относительно большое время жизни изотопа ^{233}Pa : $T_{1/2} (^{233}\text{Pa}) = 26,967$ дн. $> T_{1/2} (^{232}\text{Pa}) = 1,31$ дн.

Плотность потока нейтронов ($\phi \sim 10^{13} \text{ c}^{-1} \cdot \text{см}^2$), которую можно получить на ИБР-2, недостаточна для измерения величины $\sigma_{n\gamma}$ у ^{238}Np и ^{242}gAm . По различным причинам необходима наработка значительного количества ядер ^{239}Np (^{243}Am) и «выжигание» ядер ^{238}Np (^{242}gAm); эти условия можно выполнить только на высокопоточном реакторе с $\phi \sim 5 \cdot 10^{14} \text{ c}^{-1} \cdot \text{см}^2$. Рассмотрим возможный метод измерения σ_{nf} и $\sigma_{n\gamma}$ для ^{242}gAm с использованием реактора Института Лауэ-Ланжевена (г. Гренобль, Франция) и спектрометра осколков деления LOHENGRIN [18].

Мы предлагаем разделить процесс облучения образца на две стадии - режим накопления и режим распада. На первой стадии образец постоянно находится в поле тепловых нейтронов, и с помощью спектрометра LOHENGRIN измеряется суммарный выход осколков деления. Эта стадия продолжается в течение интервала времени $t_0 \approx T_{1/2} (^{242}\text{gAm}) = 16,02$ ч. Затем образец, в котором накопилось определенное количество ядер ^{242}gAm и ^{242m}Am , убирается из потока. На второй стадии ($t > t_0$), в режиме распада, образец подается в поток с периодом T на короткий интервал времени Δt , достаточный для набора необходимого количества осколков деления с помощью LOHENGRIN.

В результате проведенной серии облучений с помощью LOHENGRIN будет получена совокупность экспериментальных точек, которая в пределах статистических погрешностей соответствует определенной

аналитической функции. Эта функция зависит от ядерных констант изотопов, участвующих в процессе, и условий облучения. В результате анализа кривой выхода осколков при разных режимах облучения будет получена совокупность значений параметров аппроксимации данной кривой. Эти параметры также зависят от условий облучения и ядерных констант изотопов и изомеров америция, участвующих в процессе. Часть констант известна с различной степенью точности, сечения деления и радиационного захвата изомера ^{242}gAm можно будет вычислить.

Итак, суть предлагаемого метода измерения ядерных характеристик короткоживущих нечетно-нечетных ядер заключается в следующем. Измеряется суммарный выход осколков деления при контролируемом изменении условий облучения образца потоком тепловых нейтронов. Изменение формы кривой выхода осколков при контролируемом изменении условий облучения позволяет определить искомые ядерные константы - сечение деления и сечение радиационного захвата соответствующего короткоживущего нечетно-нечетного изотопа.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Фомушкин Э.Ф. и др. Итоговый отчет о работе ВНИИЭФ по проекту № 17 МНТЦ, 1996.
2. Петрин С.В. О подходах к решению проблем безопасности и нераспространения оружейных материалов при трансмутации ядерных отходов. См. настоящий вып., с. 50-51.
3. Маршалкин В.Е., Повышев В.М., Трутнев Ю.А. Концептуальное исследование использования высокообогащенных (оружейных) урана и плутония и энергетического плутония при переводе реакторов на тепловых нейтронах на замкнутый уран-ториевый топливный цикл. См. настоящий вып., с. 18-19.
4. Kuvshinov M.I., Shvetsov A.M., Egorov V.P. et al. - Proc. Int. Conf. on the Physics of Reactors PHYSOR96, September 16-20, 1996, Mito, Ibaraki, Japan, vol. 2, p. E-338-349.
5. Fomushkin E.F. - Proc. Intern. Conf. on Nucl. Data for Science and Technology, Gatlinburg, Tennessee, May 9-13, 1994, p. 563-565.
6. Севастьянов В.Д., Кошелев А.С., Маслов Г.Н. - Атомная энергия, 1994, т. 76, с. 55-61.
7. Abramychiev S.M., Balashov N.V., Lapin V.G. et al. - Nucl. Instr. and Meth., B70, 1992, p. 5-8.
8. Bowman C.D., Arthur E.D. et al. - Nucl. Instr. Meth., A320, 1992, p. 336-367.
9. Shibata K., Nakagawa T., Asamiet T. et al. Japanese Evaluated Nuclear Data Library, Version-3 - JENDL - 3. JAERI 1319, Japan Atomic Energy Research Institute, June 1990.
10. Spencer J. D., Baumann N. P. - Trans. Amer. Nucl. Soc., 1969, vol. 12, p.284.
11. Hughes D.J., Magurno B.A., Brussel M.K.. Neutron Cross Sections. BNL-325, Suppl. 1, 1960.
12. Moore M.S., Kochler P.E., Littleton P.E. et al. - Proc. of Intern. Conf. on Nucl. Data for Science and Technology, May 9-13, 1994, Gatlinburg, Tennessee, 1994, p. 1075-1077.
13. Abramovich S.N., Andreev M.F., Fomushkin E.F. et al. - Proc. of International Conference on Accelerator-Driven Transmutation Technologies and Applications, Las Vegas, NV 1994 July, AIP Press, 1995, p. 842-847.
14. Fomushkin E.F., Abramovich S.N., Andreev M.F. et al. - Proc. of Intern. Conf. on Nucl. Data for Science and Technology, May 19-24, 1997, Trieste, p. 1353-1355.
15. Ivanin I.A., Khokhlov Yu.A., In'kov V.I. et al. - Ibid., p. 664-666.
16. Abramovich S.N., Gorelov V.P., Gorshikhin A.A. et al. - Proc. of the Second Intern. Conf. on Accelerator-Driven Transmutation Technologies and Applications, June 3-7, 1996, Kalmar, Sweden, vol. 2, p. 675-685.
17. Fomushkin E.F., Abramovich S.N., Andreev M.F. Booklet of Abstracts, 2nd Intern. Workshop on Nuclear Fission and Fission-Product Spectroscopy, Chateau de la Baume, Seyssins, France, 22-25 April, 1998.
18. Guide to Neutron Research Facilities at the ILL, April 1994, Editor: Konrad Ibel, Institut Max von Laue - Paul Langevin, Grenoble, France - April 1994, p. 32-33.

ТРИФТОРИД ПЛУТОНИЯ - КАК ТОПЛИВО ДЛЯ ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНЫХ РЕАКТОРОВ

К. Ф. Гребенкин, Ю. Н. Зуев, А. В. Панов, В. Г. Субботин

РФЯЦ-ВНИИТФ, 456770, г. Снежинск Челябинской обл.

В. П. Маширев

ВНИИ химической технологии, г. Москва

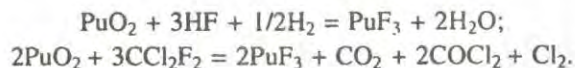
ВВЕДЕНИЕ

В настоящее время концепция длительного хранения плутония сменяется концепцией использования его как топлива. Частично эта проблема решается созданием реакторов на МОХ-топливе. Возможность сжигания изотопов плутония, долгоживущих осколков деления и трансурановых элементов принципиально рассмотрена и обоснована также в концепции жидко-солевых реакторов (ЖСР). Существует еще ряд достоинств реакторов последнего типа: безопасность в эксплуатации, всеядность (использование в качестве топлива U, P, Th).

Для создания расплавно-солевого реактора необходимо решить вопрос синтеза PuF_3 , входящего в состав топливной композиции. Это, в свою очередь, требует создания соответствующей технологии и технологического оборудования, позволяющих получать трифторид плутония из компактного металла. В докладе приведены результаты экспериментов по синтезу трифторида плутония из металла через промежуточные стадии гидрирования и окисления.

СИНТЕЗ ФТОРИДОВ МЕТАЛЛОВ

В литературе описано несколько способов синтеза трифторида плутония. Это могут быть методы "мокрой химии", путем осаждения фторида Pu(III) из растворов добавлением плавиковой кислоты, или более прогрессивный метод - гидрофторирование соединений плутония в потоке газообразного фтористого водорода или фреона:



Безводный метод исключает такие технологические операции, как растворение, осаждение, фильтрование, промывка осадка, сушка, удаление кристаллизационной воды и др., и позволяет получать безвод-

ный трифторид плутония высокой чистоты без образования больших количеств жидких радиоактивных отходов. Поэтому более предпочтительно выглядит пирохимическая схема синтеза PuF_3 , которая обладает простотой аппаратного оформления и возможностью организации процесса в непрерывном режиме.

В данной работе исследовалась безводная схема с использованием фтористого водорода в качестве фторирующего реагента. На основании анализа литературных данных и справочной информации был проведен термодинамический анализ процессов окисления, гидрирования, нитрирования металлического плутония и фторирования этих промежуточных соединений. Были получены количественные уравнения зависимости изменения энергии Гиббса от температуры для этих реакций. Результаты расчетов свидетельствуют, что все реакции, кроме нитрирования металлического плутония, должны легко реализовываться при умеренных температурах ($\Delta G \ll 0$). Это подтверждено данными других исследователей. Поэтому более подробно были исследованы две схемы синтеза PuF_3 : $\text{Pu} \rightarrow \text{PuO}_2 \rightarrow \text{PuF}_3$ и $\text{Pu} \rightarrow \text{PuH}_3 \rightarrow \text{PuF}_3$.

ЛАБОРАТОРНАЯ УСТАНОВКА

При изготовлении установки учитывались условия проведения экспериментов: повышенная температура, окислительная атмосфера (O_2 , HF). Лучшим образом отвечают этим требованиям фторопласт (для изготовления коммуникаций) и никель как материал реактора. Установка (см. рис. 1) позволяет проводить реакции при повышенных температурах в потоке газа-реагента. Установка размещалась в перчаточном боксе. Образец помещался в лодочку, которую устанавливали в центральную часть реактора. Реактор закрывался съемной герметичной крышкой, промывался газом-реагентом и нагревался до заданной температуры с помощью трубчатой печи. Температура контролировалась хромель-алюмелевой термопарой, установленной в центральной части реактора. Расход газа контролировался с

помощью барботера. При фторировании избыток HF на выходе поглощался раствором NaOH.

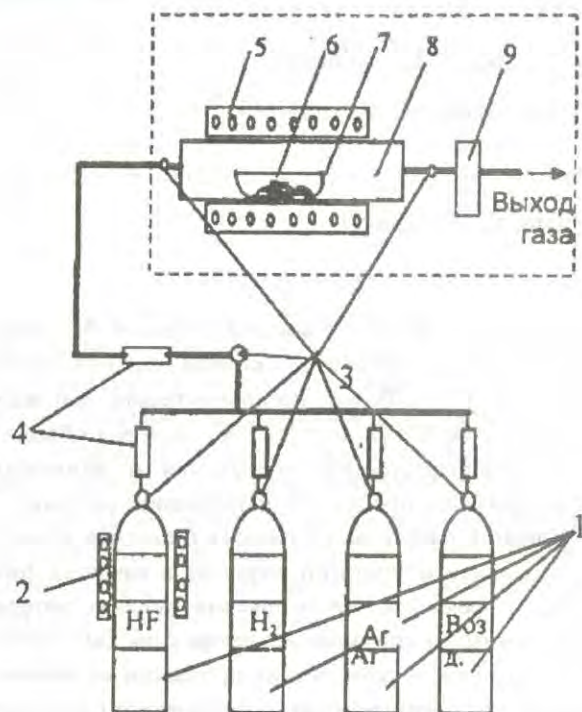


Рис. 1. Схема установки: 1 – баллоны с газом; 2 – нагреватель; 3 – регулирующие вентили; 4 – расходомеры газа; 5 – трубчатая печь; 6 – продукт; 7 – лодочка; 8 – реактор; 9 – барботер

ОКИСЛЕНИЕ МЕТАЛЛИЧЕСКОГО ПЛУТОНИЯ

Наиболее сильное влияние на коррозию плутония в воздухе оказывает содержание влаги. Однако скорость окисления плутония даже при влажности 95% и температуре до 100 °С составляет десятки мг/(см² · ч), что явно недостаточно для перевода крупных образцов из компактного металла в диоксид. С увеличением температуры скорость окисления возрастает, однако всеми исследователями отмечается аномальное снижение скорости реакции в интервале температур 300–400 °С. При температуре 510–520 °С в атмосфере воздуха происходит возгорание металлического плутония, сопровождающееся выделением большого количества тепла. Так как гидрофторирование образцов диоксида, прокаленных при температуре выше 600 °С, проходит очень медленно, то основная задача эксперимента заключалась в переводе образца из компактного металлического плутония в диоксид с соблюдением следующих условий: исключить возгорание плутония, верхняя температурная граница которого в ат-

мосфере сухого воздуха 510–520 °С, и достичь максимальной скорости окисления.

Окислению в статических условиях подвергался образец из нелегированного плутония массой ~ 39 г. Через регулирующий вентиль и барботер с водой в реактор со скоростью 0,4 л/мин подавался атмосферный воздух с относительной влажностью ~ 60%. Заданный температурный режим выдерживался в течение определенного времени, после чего печь охлаждалась и лодочка с продуктом взвешивалась. Затем цикл повторялся при более высокой температуре. По изменению массы образца рассчитывалась степень завершенности процесса окисления

$$\alpha = \frac{M_{\text{тек}} - M_{\text{Pu}}}{M_{\text{кон}} - M_{\text{Pu}}},$$

где $M_{\text{тек}}$ – текущая масса образца; M_{Pu} – исходная масса образца; $M_{\text{кон}}$ – конечная масса образца.

Из рис. 2 видно, что в интервале температур 300–340 °С наблюдается уменьшение скорости окисления по сравнению с температурой 260 °С. Скорость окисления при температуре до 400 °С недостаточна для получения значительных количеств диоксида плутония из компактного металла. Максимальная скорость окисления, которая рассчитывалась по формуле:

$$V = m/S_{\text{пов}} \cdot \tau,$$

где m – масса прореагировавшего плутония; $S_{\text{пов}}$ – площадь поверхности образца; τ – время, была достигнута при температуре 480–500 °С и составила 1,7 г/(см² · ч). Полученный диоксид плутония представлял собой мелкий сыпучий порошок оливково-зеленого цвета с размером частиц от 0,5 до 10 мкм. Результаты анализов показали, что образовавшееся соединение соответствует составу PuO_{2,024}. Полученный диоксид плутония в дальнейшем использовался для проведения экспериментов по синтезу трифторида плутония.

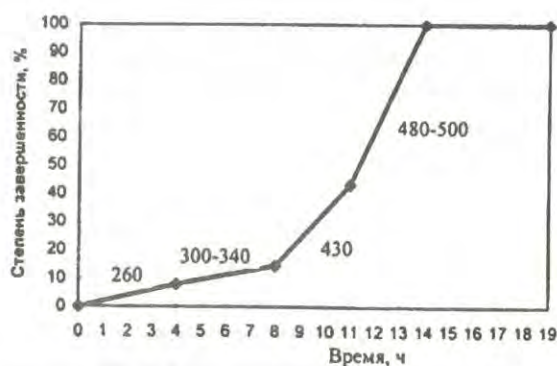


Рис. 2. График зависимости степени завершенности процесса от времени экспозиции

Фторировали навеску диоксида плутония массой 45 г. Фтористый водород и водород подавались в реактор (рис. 3) в объемном соотношении 3:1. Скорость подачи газовой смеси в реактор составляла 10 см³/мин.

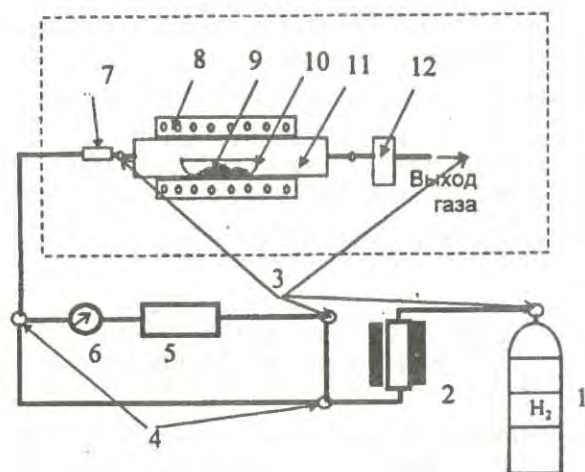


Рис. 3. Схема установки для синтеза гидрида плутония: 1 - баллон с газом; 2 - установка очистки газа; 3 - регулирующие вентили; 4 - трехходовые краны; 5 - ресивер; 6 - мановакуумметр; 7 - фильтр; 8 - нагреватель; 9 - гидрид плутония; 10 - лодочка; 11 - реактор; 12 - фильтр

Процесс проводился при температуре 500-530 °С. Диоксид плутония полностью был переведен в трифторид плутония за 4 ч. Масса трифторида плутония составила 49,15 г. Полученный трифторид плутония представлял собой мелкий сыпучий порошок сиреневого цвета с размером частиц от 10 до 200 мкм.

Из навески трифторида плутония массой 0,10440 г в протоке смеси газов HF и воздуха при температуре 600 °С был синтезирован тетрафторид плутония, что подтверждается результатом гравиметрического анализа и изменением цвета продукта из сиреневого в характерный для PuF₄ золотисто-желтый.

Затем тетрафторид плутония был восстановлен в атмосфере водорода при температуре 500 °С до PuF₃. По завершении этого процесса наблюдалось изменение окраски продукта в сиреневый цвет и возвращение массы к исходному значению.

Был проведен рентгенофазовый анализ полученного продукта, который позволил сделать следующие выводы: исследуемое вещество содержит фазу, структурную PuF₃; содержание другой фазы - PuO₂ определялось методом добавок и составило: 0,8% (по массе) < x < 3,8% (по массе).

Гидрированию были подвергнуты два образца из металлического плутония массой 2,21 и 1,31 г.

Реактор промывали 10-кратным объемом водорода, который предварительно подвергался очистке от следов влаги и кислорода пропусканием над нагретой до 800 °С циркониевой стружкой. После чего реактор герметизировался и соединялся с ресивером, заполненным очищенным водородом. Общий объем системы реактор - ресивер составлял 1,382 л. После установления равновесия давления в системе включали нагрев печи. За моментом начала реакции и за ее ходом следили по изменению давления в системе. После окончания эксперимента нагрев печи отключали и реактор охлаждали до комнатной температуры.

Образец № 1 был нагрет до температуры 200 °С. Давление в системе оставалось неизменным в течение 2 ч. После этого температура была поднята до 280 °С. Через 5 мин выдержки при температуре 280 °С началось быстрое падение давления водорода в системе, которое практически полностью прекратилось через 5 мин. Падение давления в системе составило 0,2 атм. Затем в реактор небольшими порциями был напущен воздух, после чего реактор был вскрыт и лодочка с продуктом извлечена из реактора.

Образец № 2 массой 1,31 г предварительно выдерживался в атмосфере водорода в течение 60 ч при комнатной температуре, при этом изменения давления в системе не отмечалось. При нагреве до температуры 280 °С началось падение давления в системе, что свидетельствовало о протекании реакции гидрирования. Процесс полностью прекратился через 5 мин. Образцы из металлического плутония полностью рассыпались на кристаллы металлоподобного продукта серовато-черного цвета. Гранулометрический состав продукта весьма неоднороден: от мелкой фракции 10-20 мкм до частиц размером несколько мм. Образовавшийся продукт не пирофорен на воздухе. Некоторые данные процесса гидрирования приведены на рис. 4.

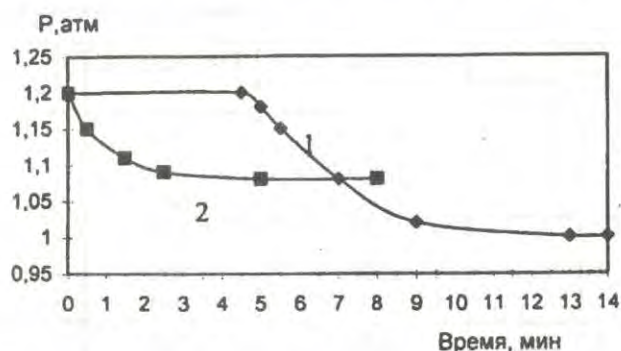


Рис. 4. Зависимость давления в системе от времени экспозиции образцов в атмосфере водорода при температуре 280 °С: 1 - образец № 1; 2 - образец № 2

Из рис. 4 видно, что для образца № 1 наблюдался довольно продолжительный инкубационный период, в то время как образец № 2 начал гидрироваться практически сразу по достижении температуры 280 °С. Для обоих образцов характерно то, что реакция, начавшись, идет до конца. Весь процесс завершается в течение нескольких минут. Дальнейшее изменение температурного режима и увеличение времени экспозиции не приводит к изменению состояния системы. По объему поглощенного во время реакции водорода рассчитано, что синтезированный гидрид имеет состав $\text{PuH}_{2,68}$. Однако взвешивание продукта показало, что увеличение массы превышает расчетную величину. Часть продукта была подвергнута рентгенофазовому анализу, который показал, что основной фазой в исследуемом веществе является PuH_3 , имеющий гексагональную решетку с параметрами $a = 0,37$ нм и $c = 0,676$ нм. Ей принадлежит шесть дифракционных максимумов. Остальные линии имеют искаженную форму (рис. 5) и с равной вероятностью могут принадлежать как PuH_2 , так и PuO_2 . Дополнительные исследования подтвердили присутствие дигидрида плутония (ГЦК, $a = 0,534$ нм) и диоксида плутония (ГЦК, $a = 0,5386$ нм).

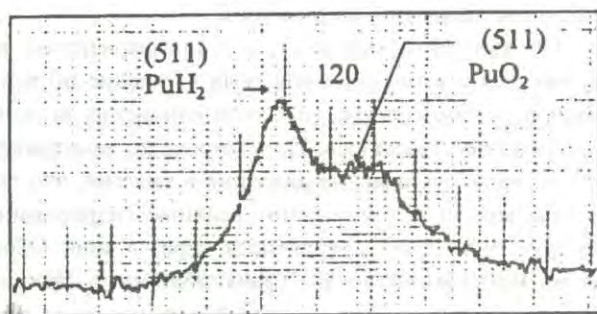


Рис. 5. Участок дифрактограммы гидрида плутония

По-видимому, при взаимодействии плутония с водородом произошло образование двух гидридов:

PuH_{2+x} с кубической решеткой (x лежит в интервале $[0;0,7]$) и PuH_3 с гексагональной решеткой. Поскольку интервал существования гидрида с кубической решеткой достаточно широк, то трудно однозначно утверждать, в каком соотношении находятся гидриды в синтезированном продукте. При хранении на воздухе в течение двух часов при комнатной температуре и влажности 40% произошло окисление части гидрида, что привело к избыточному увеличению массы продукта по сравнению с теоретическим и появлению на дифрактограмме линий диоксида плутония. Расчеты, проведенные по результатам взвешивания, показывают, что окислилось порядка 15% от общей массы гидрида. Вероятно, устойчивость на воздухе продукта зависит от размера частиц гидрида.

СИНТЕЗ ТРИФТОРИДА ПЛУТОНИЯ ИЗ ГИДРИДА ПЛУТОНИЯ

Фторированию были подвергнуты три образца. Два из них - навески гидридов плутония, полученные по различным режимам гидрирования (см. выше). Третий образец -металлический плутоний - был сначала подвергнут гидрированию в потоке водорода при температуре 280 °С в течение 30 мин, затем подача водорода была заменена на подачу фтористого водорода и повышена температура. Весь процесс по синтезу трифторида плутония из металла был проведен непрерывно, без извлечения промежуточного продукта из реактора.

Реактор выдерживался при заданной температуре определенное время. Затем нагрев отключался, и реактор охлаждался. После этого продукт извлекался из реактора и производилось взвешивание. По изменению массы судили о степени завершенности процесса. Проводился рентгенофазовый анализ синтезированного продукта (см. рис. 6 и таблицу).

Режимы фторирования и изменение массы продукта

№	Образец	Начальная масса, г	Температура, °С	Время экспозиции, ч	Масса продукта, г	Степень завершенности, %
1	PuH_x	0,4986	380	1	0,5863	86,6
			500	3,5	0,5958	95,9
			600	1,5	0,5998	99,9
2	PuH_x	0,8429	380	1	0,9135	40,5
			500	3,5	1,0112	96,2 ^{1*}
			600	1,5	1,0172	99,9
3	$\text{Pu}_{\text{мет}}$	2,3967	500	3,5	2,9517	97,8 ^{2*}
			600	1,5	2,9643	100 ^{3*}

* Проведен рентгенофазовый анализ продукта.

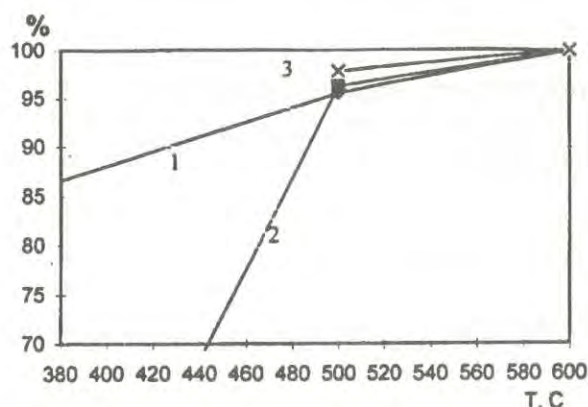


Рис. 6. Зависимость степени фторирования от температуры и времени термообработки: 1 - образец № 1 ($\tau_{\Sigma} = 6$ ч); 2 - образец № 2 ($\tau_{\Sigma} = 6$ ч); 3- образец № 3 ($\tau_{\Sigma} = 5$ ч)

Сравнение полученного набора межплоскостных расстояний и относительных интенсивностей с данными для PuF_3 (гексагональная решетка $a = 0,4087$ нм, $c = 0,7240$ нм) из картотеки JCPDS для пробы 3* позволяет сделать вывод о том, что все зарегистрированные линии в интервале углов $25^\circ < 2\theta < 110^\circ$, ($d > 1,1$ А) принадлежат трифториду плутония. Результаты индексирования совпадают с результатами, полученными для трифторида плутония, синтезированного фторированием диоксида.

Более сложная картина наблюдалась при анализе проб 1* и 2*, где помимо линий трифторида плутония видны посторонние линии. Обе пробы содержат, кроме трифторида, еще одну фазу. При этом проба № 1 имеет большее содержание этой фазы. Параметры дополнительных линий (межплоскостные расстояния и относительные интенсивности) удовлетворительно совпадают с данными для PuO_2 .

Результаты рентгенофазового анализа свидетельствуют о том, что: все три вещества содержат трифто-

рид плутония (гексагональная решетка $a = 0,4087$ нм, $c = 0,7240$ нм); содержание других фаз в пробе № 3 ниже предела чувствительности; пробы № 1 и № 2 содержат, кроме трифторида, фазу с ГЦК решеткой и параметром $a = 0,535$ нм. Вероятнее всего, это PuO_2 . Содержание второй фазы (PuO_2) в пробе № 1 больше, чем в пробе № 2.

Таким образом, при температуре 600°C происходит полное фторирование образцов в течение полутора часов. При более низких температурах (500°C) наибольшая степень завершения процесса достигается при последовательном гидрировании и фторировании образца без контакта промежуточного продукта с воздухом.

ВЫВОДЫ

1. Во ВНИИТФ на лабораторной установке синтезирован безводным способом трифторид плутония из диоксида взаимодействием со смесью фтористого водорода и водорода при температуре $500\text{--}530^\circ\text{C}$ и из гидрида взаимодействием со фтористым водородом при температуре $200\text{--}600^\circ\text{C}$. Степень фторирования диоксида составила 96–99%. Степень фторирования гидрида 99–100%.

2. Оксид плутония был получен из металлического плутония окислением в атмосфере влажного воздуха. Скорость окисления при температуре $480\text{--}500^\circ\text{C}$ составила $1,7 \text{ г/см}^2 \cdot \text{ч}$. Диоксид плутония представляет собой порошок с крупностью зерен $0,5\text{--}10$ мкм.

3. Гидрид плутония получен из компактного плутония при температуре 280°C . Процесс проходит полностью за 5 мин. Основная фаза - PuH_3 . Гранулометрический состав продукта весьма неоднороден: от мелкой фракции $10\text{--}20$ мкм до частиц размером несколько мм.

ВОЗМОЖНЫЕ ПОДХОДЫ К СОЗДАНИЮ ЭЛЕКТРОЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК ДЛЯ ТРАНСМУТАЦИИ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ И ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ОРУЖЕЙНОГО ПЛУТОНИЯ

А. С. Герасимов, Г. В. Киселев, О. В. Шведов

ГНЦ РФ ИТЭФ, 117259, Москва

ВВЕДЕНИЕ

Исследования, проведенные российскими и зарубежными специалистами в последнее время, свидетельствуют о целесообразности внедрения в атомную энергетику 21 века электроядерных установок (ЭЛЯУ) или в зарубежной транскрипции Accelerator Driven System (ADS). Выполнен большой объем расчетных и экспериментальных работ по ЭЛЯУ, выпущено значительное число отчетов и статей, проводятся международные конференции и семинары. К ЭЛЯУ проявили интерес, кроме научных ядерных центров, такие международные организации, как ЦЕРН, МАГАТЭ и Агентство по атомной энергии стран ОЕСД, которые включили в программу своей деятельности различные научные и организационные мероприятия. В качестве одного из конкретных результатов можно указать на выпуск МАГАТЭ большого обзора, подготовленного при участии специалистов различных стран [1]. Международное научное сообщество сочло необходимым осуществить финансирование через Международный научно-технический центр (МНТЦ) в Москве концептуальных исследований использования ЭЛЯУ (проект № 17).

Ввиду значимости ЭЛЯУ как перспективной ядерно-энергетической установки с принципиально новыми техническими возможностями и эксплуатационными характеристиками по сравнению с существующими АЭС возникает закономерный вопрос: какая должна быть программа действий российских ядерных специалистов по внедрению ЭЛЯУ в атомную энергетику. В настоящем докладе приводятся соображения ГНЦ РФ ИТЭФ о научной программе по созданию ЭЛЯУ, а также по возможным критериям и требованиям к ЭЛЯУ. В качестве первого шага ГНЦ РФ ИТЭФ считает, что необходимо ставить задачу по разработке проекта демонстрационной ЭЛЯУ для проверки основных принципов ее работы в производственных условиях. Целесообразно обсудить указанные соображения и представить в Минатом и Миннауки

обоснованную программу в качестве национальной программы и как часть федеральной программы по созданию экологически чистой атомной энергетики.

При этом следует иметь в виду, что некоторые научно-технические проблемы по созданию ЭЛЯУ являются достаточно сложными, требующими объединения усилий специалистов различных стран. Поэтому целесообразно обсудить возможности расширения научно-технического сотрудничества с зарубежными организациями и специалистами, в частности МНТЦ, МАГАТЭ и Агентством по атомной энергии стран ОЕСД.

СОВРЕМЕННОЕ СОСТОЯНИЕ РАБОТ ПО ЭЛЯУ В РОССИИ

В настоящее время работы по ЭЛЯУ проводятся во многих российских научных центрах без поддержки Минатомом, в большинстве своем на основе грантов МНТЦ. В определенной степени этому способствовало выделение российским организациям двухлетнего гранта МНТЦ (проект № 17), который позволил провести основополагающие концептуальные исследования и выполнить некоторые экспериментальные работы. Особенностью проведенных концептуальных исследований ЭЛЯУ является наличие значительного числа вариантов комплекса мишень-бланкет [2] (табл. 1, 2).

После окончания работ по проекту № 17 в ГНЦ РФ ИТЭФ был рассмотрен вариант двухсекционного быстротеплового бланкета [3]. Таким образом, имеется 9 вариантов бланкета ЭЛЯУ. С одной стороны, наличие большого числа вариантов на стадии концептуального изучения является положительным явлением, так как позволяет выбрать наилучший. С другой стороны, это ведет к острой конкурентной борьбе между различными научными группами и распылению весьма небольших средств, которые могут выделить Минатом и Миннауки.

Таблица 1

Основные характеристики бланкетов ЭЛЯУ с жидким топливом

Параметр	Вариант бланкета ЭЛЯУ			
	ИТЭФ	ИТЭФ	ВНИИТФ	Курчатовский институт
Теплоноситель	D ₂ O	D ₂ O	67% Li – 38% BeF ₂	53% NaF, 41% ZrF ₄ , 6% XF ₄ ; 69% Li, 28% BeF ₂ , 3% XF ₃
Замедлитель	D ₂ O	D ₂ O	–	–
Топливо и мишень	МА раствор, взвесь	МА раствор, взвесь	МА во фторидной соли	МА во фторидной соли
Выгорание, %	~ 100	~ 100	~ 100	~ 100
Спектр нейтронов	тепловой	тепловой	промежуточный	промежуточный
Плотность потока нейтронов, 10 ¹⁴ см ⁻² · с ⁻¹	3,0	20	–	–
Коэффициент размножения	0,95	0,881-0,913	–	0,98-0,99
Энергия протонов, МэВ	1000	1000	–	100*
Ток протонов, мА	0,1	0,11-0,17	–	1,0*
Скорость уничтожения МА, кг/год	–	870-980 от 44-49 ВВЭР	–	–

*Используется электронный ускоритель с превращением электронов в гамма-кванты.

МА – младшие актиниды

Таблица 2

Основные характеристики бланкетов ЭЛЯУ с твердым топливом

Параметр	Вариант бланкета ЭЛЯУ			
	ИТЭФ-ОКБМ	ИТЭФ - активная зона CANDU	Курчатовский институт	МИФИ
Теплоноситель	D ₂ O	D ₂ O	He	Pb, Pb-Bi
Замедлитель	D ₂ O	D ₂ O	C	–
Топливо	PuO ₂ , Pu в инертной матрице	PuO ₂ , Pu в инертной матрице	обогащенный U	PuO ₂
ТВЭЛ	стержни	стержни	микросферы	стержни
Оболочка	Zr	Zr	C	сталь
Выгорание, %	> 50	> 50	~ 100	> 50
Спектр нейтронов	тепловой	тепловой	промежуточный	быстрый
Плотность потока нейтронов, 10 ¹⁴ см ⁻² · с ⁻¹	2,0	2,0	–	–
Коэффициент размножения	0,95	0,95/0,98	0,79-0,93	0,95
Энергия протонов, МэВ	800	800	1000	800-1000
Ток протонов, мА	30	30	–	–
Скорость уничтожения МА, кг/год	280-300	280-300	–	–

На сегодняшний день можно сказать, что определились некоторые "естественные монополисты" по разработке отдельных узлов ЭЛЯУ и проведению экспериментальных работ:

– ГНЦ РФ ИТЭФ и МРТИ по разработке и экспериментальному обоснованию линейного ускорителя;

– ГНЦ РФ ФЭИ по экспериментальному обоснованию жидкометаллической мишени на основе свинец-висмут;

– ВНИПИЭТ по выполнению технико-экономических исследований и проекта комплекса;

– ВНИИНМ по разработке технологии радиохимической переработки;

– РФЯЦ ВНИИЭФ, ГНЦ РФ ФЭИ и НПО Радиевый институт по созданию библиотеки ядерных данных;

– ГНЦ РФ ИТЭФ, ОИЯИ и ИФВЭ по изучению физических процессов в мишенях при взаимодействии с протонами.

Целесообразно включить указанные научные центры, наряду с конструкторскими организациями, в программу создания демонстрационной ЭЛЯУ.

Рассматривая конструктивную схему ЭЛЯУ с учетом выполненных концептуальных исследований, следует поставить в первую очередь задачу оптимизации конструкции мишени и blanketа как основных узлов ЭЛЯУ, определяющих главным образом целевое назначение и характеристики безопасности установки. Однако оптимизационные исследования требуют формулировки конкретных критериев и технических требований, учитывающих основные положения нормативных документов по разработке объектов атомной энергетики. В следующем разделе приводятся соображения по этому вопросу.

ВОЗМОЖНЫЕ КРИТЕРИИ И ТРЕБОВАНИЯ К ЭЛЯУ

ЭЛЯУ является ядерно-энергетической установкой с внешним источником нейтронов в виде линейного ускорителя протонов и нейтронопроизводящей мишени с подкритическим blanketом. Это означает, что существующие в атомной энергетике критерии и требования, определенные нормативными документами, и имеющийся опыт эксплуатации АЭС должны быть использованы при разработке проекта ЭЛЯУ. В то же время отмеченные особенности ЭЛЯУ (внешний источник нейтронов, подкритический blanket и др.) вносят некоторые коррективы в критерии и требования при создании ЭЛЯУ.

По нашему мнению, основными критериями для выбора вариантов и разработки проекта ЭЛЯУ являются:

- безопасность (ядерная, техническая, радиационная);
- экономичность;
- экологическая приемлемость;
- целевое назначение.

Важное значение имеет освещенность предлагаемых технологий, что оказывает существенное влияние как на безопасность, так и на экономические показатели ЭЛЯУ. Использование проверенных в атомной энергетике технических решений, например, принципов пассивной безопасности, в частности, естественной циркуляции, принципа эшелонированной защиты в глубину, защитного контейнмента и т.д., несомненно, повысит уровень надежности и безопасности ЭЛЯУ. Перечисленные проверенные подходы должны учитываться при выборе вариантов ЭЛЯУ. В то же время не следует пренебрегать новаторскими решениями, тщательно взвесив их возможные последствия, предусмотрев соответствующую экспериментальную проверку.

Рассмотрим кратко указанные выше критерии. Основным параметром, характеризующим уровень безопасности, является эффективный коэффициент

размножения $K_{эф}$ подкритического blanketа. Можно сформулировать очевидное требование о том, чтобы значение $K_{эф}$ было выбрано, гарантированно не превышающим единицы во всех режимах эксплуатации ЭЛЯУ, включая различные нестационарные процессы. Приведем следующий пример, относящийся к ториевому циклу ЭЛЯУ. Согласно расчетам [4], в высокопоточном blanketе с топливом на базе ^{232}Th при установке ЭЛЯУ коэффициент размножения существенно повышается за счет распада ^{233}Pa в ^{233}U , что требует принятия специальных мер, таких как введение поглотителя.

Без тщательного анализа изменения величины $K_{эф}$ в зависимости от различных факторов и состояний подкритического blanketа невозможно произвести выбор варианта.

Относительно критерия экономичности хотелось бы сделать лишь одно замечание. Как правило, противники ЭЛЯУ говорят о том, что ЭЛЯУ дороже, чем аналогичная по мощности АЭС, и по этой причине возражают против их внедрения в атомную энергетику. Однако сравнение стоимостей единичных установок является неправомерным, дающим искаженный результат. Необходимо проводить системные исследования для получения представительных результатов. Простой пример свидетельствует о справедливости системного подхода. Сравним экономическую эффективность уничтожения младших актинидов (МА) в быстрых реакторах и ЭЛЯУ в относительных единицах. Примем следующие исходные данные: один БН-800 может уничтожить МА от 3 реакторов ВВЭР-1000, одна ЭЛЯУ - от 21 ВВЭР-1000; относительные стоимости установок составляют: АЭС с ВВЭР-1000 - 1; АЭС БН-800 - 1,5; ЭЛЯУ - 2,0. Это означает, что необходимо построить 7 БН-800 для уничтожения МА от 21 АЭС ВВЭР-1000, т.е. затраты на их сооружение равны 7 единицам. Для сооружения одной ЭЛЯУ для уничтожения МА от 21 АЭС ВВЭР-1000 необходимо затратить 2 единицы, т.е. внедрение ЭЛЯУ дает прибыль 5 единиц. Однако в процессе эксплуатации 3 БН-800 вырабатывают электроэнергию мощностью 2,4 ГВт. Для получения такой же мощности, если БН-800 не будут построены, необходимо ввести 3 АЭС с ВВЭР-1000 (включая электроснабжение одной ЭЛЯУ, если ЭЛЯУ не будут поставлять энергию в сеть), т.е. затраты на их сооружение равны 3 единицам. Таким образом, суммарный положительный эффект составляет 2 единицы. Конечно, необходимо учесть разницу в эксплуатационных расходах, затратах на НИОКР и т.д. Эти рассуждения приведены здесь лишь для того, чтобы показать необходимость проведения системного анализа эффективности ЭЛЯУ, а не сравнивать стоимости одиночных установок.

Относительно экологической приемлемости ЭЛЯУ предлагается использовать такой показатель, как величина радиотоксичности, которая может характеризоваться двумя разновидностями - по воде и по воздуху. ЭЛЯУ может считаться экологически приемлемой, если радиотоксичность топлива или мишеней после выгрузки из blankets будет меньше, чем перед загрузкой.

При выборе вариантов необходимо учитывать целевое назначение ЭЛЯУ, что будет оказывать прямое влияние на конструктивные решения и топливный цикл ЭЛЯУ. Учитывая возможность осуществления разнообразных топливных циклов, целесообразно осуществить обоснованную их ранжировку и установить соответствующие приоритеты, что требует проведения соответствующего исследования.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Настоящие соображения имеют своей целью обратить внимание на необходимость проведения серьезных исследований по разработке критериев и технических требований к разработке проекта ЭЛЯУ с целью внесения соответствующих дополнений и изме-

нений в нормативную техническую документацию, а также оптимизационных исследований по выбору варианта мишени-blanketa.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Accelerator Driven Systems: Energy Generation and Transmutation of Nuclear Waste. Status report. IAEA-TECDOC-985. IAEA, November 1997.
2. Kiselev G.V. Comparison of HLW Transmutation Process in Different Blanket Versions of ADS Being Designed in Russia. Proceedings of the Second International Conference on Accelerator-Driven Transmutation Technologies and Applications, Kalmar, Sweden, June 3-7, 1996, vol. 2, p. 790.
3. Shvedov O.V., Murin B.P., Kochurov B.P., et al. D. 4.1. Weapon Plutonium in Accelerator Driven Power System. See [1], p. 313.
4. Gerasimov A.S., Zaritskaya T.S., Kiselev G.V. Pa-233 Influence on Nuclear Safety of the U-233 Production Modes in Accelerator-Driven Systems.- Proceedings of the Second International Conference on Accelerator-Driven Transmutation Technologies and Applications, Kalmar, Sweden, June 3-7, 1996, vol. 1, p. 367.

ОСНОВНЫЕ ПАРАМЕТРЫ ДЕМОНСТРАЦИОННОЙ ЭЛЕКТРОЯДЕРНОЙ УСТАНОВКИ

Б. П. Кочуров, О. В. Шведов, В. Н. Конев, А. Ю. Кварацхели

ГНЦ РФ ИТЭФ, 117259, Москва

ВВЕДЕНИЕ

Назначение электроядерной установки состоит в обработке отработавшего топлива или оружейного плутония, сжигании высших актинидов или отдельных продуктов деления, что дает возможность снизить количество отходов, которые должны быть захоронены в геологических хранилищах. Высшие актиниды – нептуний (вносит наибольший вклад в неопределенность долговременных характеристик хранилищ), америций и кюрий, все изотопы плутония и некоторые долгоживущие продукты деления, кратко, это то, что извлекается из отходов критических реакторов.

Уран-ториевый топливный цикл, прежде не реализованный в критических реакторах, может быть использован в электроядерных установках.

Таким образом, основными целями электроядерной установки являются:

- использование оружейного плутония для выработки электроэнергии;
- сжигание компоненты отработавшего топлива, состоящей из изотопов плутония, нептуния и транс-плутониевых элементов;
- сжигание основных долгоживущих продуктов деления (^{99}Tc , ^{129}I);
- изучение возможности конверсии плутония в ^{233}U путем использования ^{232}Th как воспроизводящего материала;
- изучение ^{233}U -ториевого цикла как перспективного топливного цикла с пониженным производством трансурановых элементов.

Радиотоксичность долгоживущих нуклидов в хранящихся отходах, как ожидается, будет снижена на 2 порядка, что может значительно уменьшить проблемы временных хранилищ.

Электроядерная установка – усовершенствованная новая реакторная технология. Подкритичность позволяет ей работать с любыми композициями топлива (или отходов) и значительно ослабить требования к фактору сепарации на различных этапах обращения с отходами. Это дает возможность в принципе уничтожать любые нуклиды (актиниды или продукты деления или их смесь) с низким влиянием

на ее нейтронные характеристики по сравнению с критическим реактором.

Ядерные отходы АЭС суммарной электрической мощностью 20 ГВт в течение 30 лет эксплуатации могут быть оценены в следующих количествах плутония, других актинидов и долгоживущих продуктов деления (тонн) (см. табл. 1).

Таблица 1

^{238}Pu	2,4	^{237}Np	7,0
^{239}Pu	73,0	^{241}Am	2,2
^{240}Pu	30,0	^{243}Am	1,4
^{241}Pu	12,0	^{244}Cm	0,35
^{242}Pu	5,0	^{245}Cm	0,03
Всего Pu	122,0	Tc	13,5
^{234}U	1,7	J	3,6
^{236}U	63,0	WG Pu	100,0

В докладе обсуждаются параметры демонстрационной электроядерной установки. Данная установка может быть использована для исследования вышеупомянутых проблем.

ПОЛНОМАСШТАБНАЯ ЭЛЕКТРОЯДЕРНАЯ УСТАНОВКА

В России разработана общая концепция электроядерной установки с двумя бланкетными зонами [1]: внутренняя зона – бланкет со спектром быстрых нейтронов, внешняя зона – бланкет со спектром тепловых нейтронов. Электроядерный выжигатель основывается на технологии жидкой свинцово-висмутовой эвтектики.

Электроядерная установка использует исключительные свойства жидкой свинцово-висмутовой эвтектики как ядерного теплоносителя, так и источника нейтронов срыва.

Жидкая свинцово-висмутовая эвтектика с естественной циркуляцией используется как мишенный материал и теплоноситель в быстром бланкете. Подкритический внутренний бланкет работает в области спектра быстрых нейтронов, что гарантирует высокую эффективность уничтожения актинидов.

Внешний тепловой blanket - корпус с тяжело-водным замедлителем и трубами давления типа CANDU. Топливные прутки изготавливаются из смеси коммерческого или оружейного плутония с актинидами и оксидом тория. Оболочка твэла - нержавеющая сталь для топливных прутков быстрого blanketа и сплав циркония для топливных прутков теплового blanketа. Тепловая мощность - 300-600 МВт и 2000 МВт для быстрого и теплового blanketов соответственно.

Электроядерная система основана на следующих принципах:

- применение традиционной реакторной технологии (топливные сборки в трубах давления типа CANDU и в тепловом blanketе, жидкая свинцово-висмутовая эвтектика в качестве теплоносителя и мишенного материала в быстром blanketе);
- низкий уровень протонного пучка ускорителя, который обеспечивается комбинацией односторонне связанных быстрого и теплового blanketов. Условия безопасности соответствуют глубокой подкритичности теплового blanketа ($K_{эф} = 0,95$) при низком уровне подкритичности всей системы ($K_{эф} = 0,99$);
- глубокое выгорание и высокий коэффициент уничтожения оружейного плутония в расширенном топливном цикле обеспечивается утилизацией тория как воспроизводящего материала в смеси с плутонием;
- глубокое выгорание образованных актинидов, которые дожигаются в быстром blanketе;
- возможность использования самоподдерживающегося ^{233}U -Th топливного цикла с коэффициентом конверсии, близким к 1. В этом случае будет использоваться накопленный в установке во время работы на первой стадии ^{233}U .

Система может быть эффективно использована для утилизации коммерческого или оружейного плутония с одновременным производством электроэнергии и накоплением ^{233}U - нового делящегося материала, который может быть использован на следующей стадии в ^{233}U -Th топливном цикле с коэффициентом конверсии, близким к 1, и низким уровнем образования актинидов.

Стальная стенка быстрого blanketа и внутренняя стенка теплового blanketа служат отражателем быстрых нейтронов для быстрого blanketа и структурной компонентой (вместе с внутренним тяжело-водным отражателем), создающей свойства односторонней нейтронной связи. Благодаря последнему полная система может работать при низкой степени подкритичности (коэффициент умножения нейтронов K около 0,99), что позволяет использовать низкие значения тока протонного пучка (10 мА для прото-

нов энергией 1 ГэВ) при условиях безопасности, соответствующих значительно более глубокой подкритичности основной - тепловой части blanketа (K около 0,95).*

Быстрый blanket может быть также использован для повторного и глубокого сжигания актинидов, накопленных в обеих зонах. На установке могут быть достигнуты глубокие выгорания топлива - около 70 ГВт сут/т в быстром blanketе и 35 ГВт сут/т в тепловом blanketе, что соответствует работе установки на номинальной мощности в течение 6 лет без перегрузки. В течение 6-летнего топливного цикла около 90% загруженного в тепловой blanket ^{239}Pu конвертируется в продукты деления или высшие изотопы. В течение 30-летнего периода эксплуатации на номинальной мощности около 25 т коммерческого или оружейного плутония может быть конвертируемо в энергетический плутоний или другие тяжелые нуклиды и осколки деления. Около 10 т тория вовлекается в топливный цикл с накоплением 6 т ^{233}U , 4 т которого сгорает в установке для производства энергии.

Если использовать в тепловом blanketе в качестве материала для регулирования реактивности ^{99}Tc или Am, можно трансмутировать около 3 т данных материалов.

Количество полномасштабных электроядерных установок для решения проблем отходов может быть оценено на основе сведений о производительности установки, представленных в табл. 1, 2.

Таблица 2

Параметр	Быстрый blanket	Тепловой blanket
Полная тепловая мощность/блок, МВт	300 (600)	2000
Тип установки	Бассейн	Трубы давления в корпусе с тяжело-водным теплоносителем
Теплоноситель	Жидкий Pb-Bi	Тяжелая вода

*На целесообразность использования в электроядерных устройствах двухсекционных blanketов с односторонней нейтронной связью секций впервые указано в работах ВНИИЭФ: 1. Колесов В.Ф., Гужовский Б.Я. О возможности повышения эффективности электроядерного трансмутационного устройства на базе перехода к многосекционной структуре blanketа. - Препринт ВНИИЭФ - 27-93, г. Арзамас-16, 1993. 2. Колесов В.Ф., Гужовский Б.Я. Повышение эффективности электроядерного трансмутационного устройства за счет многосекционной структуры blanketа. - Атомная энергия, 1994, т. 76, вып. 1, с. 71-77. 3. Колесов В.Ф., Штарев С.К., Хоружий В.Х., Житник А.К. Эффективность электроядерного устройства с blanketом на расплавленных солях и нептуниевой размножающей мишенью. - Атомная энергия, 1995, т. 79, вып. 1, с. 40-45. Там же предложен способ достижения глубоко односторонней нейтронной связи за счет использования в одной из секций ^{237}Np -порогового делящегося вещества и рассмотрены свойства этого рода систем. (Примечание ред.)

ПИЛОТНАЯ ЭЛЕКТРОЯДЕРНАЯ УСТАНОВКА ДЛЯ ДЕМОНСТРАЦИОННЫХ ЦЕЛЕЙ

В результате сравнения полномасштабной электроядерной установки с демонстрационной мощностью 100 МВт получены следующие сниженные параметры (рассчитанные по компьютерной программе, описанной в [2,3]):

- мощность уменьшается в 23 раза;
- высота ниже в 2 раза;
- объем быстрого blankets уменьшается в 60 раз;
- объем теплового blankets уменьшается в 20 раз;
- загрузка тяжелыми нуклидами снижается в 20 раз;
- ток ускорителя снижается в 4-20 раз;
- Уровень подкритичности 1-5%.

Основные оцененные параметры демонстрационной электроядерной установки представлены в табл.3-5.

Таблица 3

Высота	300 см
	Радиус, см
Мишень (Pb-Bi)	12,30
Быстрый blanket (Pb-Bi)+Pu+Th (6 топливных сборок)	32,50
Стенка (нержавеющая сталь)	33,30
Участок Pb-Bi	38,30
Стенка (нержавеющая сталь)	41,30
Отражатель (D ₂ O)	61,30
Тепловой blanket (D ₂ O) +Pu+Th (60 топливных сборок)	124,30
Отражатель (D ₂ O)	154,30

Таблица 4

Вариант 1

Ток пучка протонов, мА	0,6	–	–
$K_{эф}$	0,99	–	–
	Суммарно	Быстрый blanket	Тепловой blanket
Мощность, МВт	100	5	95
Загрузка, кг:			
²³² Th	4770-5132	170-530	4600
²³⁹ Pu	163-355	96-288	67,2
²⁴⁰ Pu	10,3-22,9	6-18,5	4,3
²⁴¹ Pu	0,9-1,9	0,5-1,5	0,36
⁹⁹ Tc (растворенный в D ₂ O)	60	–	60

Таблица 5

Вариант 2*

Ток пучка протонов, мА	2,6	–	–
$K_{эф}$	0,95	–	–
	Суммарно	Быстрый blanket	Тепловой blanket
Мощность, МВт	100	13	87
Загрузка, кг:			
²³² Th	5132	170-530	4600
²³⁹ Pu	150-340	96-288	52,8
²⁴⁰ Pu	10-22	6-18,5	3,4
²⁴¹ Pu	0,8-1,8	0,5-1,5	0,3
⁹⁹ Tc (растворенный в D ₂ O)	54	–	54,0

*Первоначально можно использовать ²³⁵U-²³⁸U. Быстрый blanket может быть загружен ²³⁷Np (4-7 т могут быть переработаны на АЭС к 2000 г.).

Расчетные и экспериментальные исследования физических свойств демонстрационной установки могут обеспечить данными, которые подтвердят осуществимость создания односторонней связи быстрого и теплового blankets с повышенными свойствами безопасности и низким током ускорителя по сравнению с blanket без односторонней связи.

На современной стадии общие цели исследований могут включать:

- развитие библиотек ядерных данных для нейтронов энергии до 100 МэВ;

- разработку компьютерных программ для расчета стационарных состояний в подкритических системах с внешним источником для различных геометрий и изотопных композиций;

- разработку программ для моделирования процессов выгорания и трансмутации в электроядерных системах;

- проведение тестирования и лицензирования программ посредством сравнения с другими программами (Монте-Карло) и экспериментальными данными;

- использование экспериментальных данных для параметров умножения и пространственно-энергетических распределений в быстрой и тепловой частях blanket для проверки программ и библиотек и оценки точности расчетов.

Исследования на основе демонстрационной электроядерной установки могут обеспечить набор фундаментальных данных и инструментов, которые под-

твердят осуществимость предложения использования для решения вышеоцененных задач системы с повышенными свойствами безопасности и значительно меньшим током пучка протонов и, следовательно, сниженными требованиями к ускорителю.

Предварительные шаги по нейтронным исследованиям мишень-blanketных систем могут также быть предприняты на основе установок МАКЕТ и НЕЙТРОННЫЙ ГЕНЕРАТОР ГНЦ РФ ИТЭФ.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Kochurov B.P., Shvedov O.V., Konev V.N., Kwaratzheli A.Yu. Accelerator Based Conversion Subcritical System with Fast and Thermal One-Directionally Coupled Blanket Regions for WG Pu Utilization. – Proceedings of the Second International Conference on Accelerator-Driven Transmutation Technologies, 3-7 June, 1996, Kalmar, Sweden, vol. 2, p. 783-789, Stockholm, 1997.

2. Kochurov B.P., Kwaratzheli A.Yu., Michailov V.M. Computer code TRIFON, Manual, Preprint ITEP 10-95, Institute of Theoretical and Experimental Physics, Moscow, 1995.

3. Кочуров Б.П., Кварацхели А.Ю. Метод расчета пространственно-временных процессов в подкритических системах с внешним источником в 1-мерной цилиндрической геометрии. – Препринт ИТЭФ 28-95, Москва, 1995.

О КОНЦЕПЦИИ ДЕМОСТРАЦИОННОЙ ТРАНСМУТАЦИОННОЙ УСТАНОВКИ И ВОЗМОЖНОЙ РОЛИ МНТЦ В ЕЕ РЕАЛИЗАЦИИ

К. Ф. Гребенкин

РФЯЦ-ВНИИТФ, 456770, г. Снежинск Челябинской обл.

ВВЕДЕНИЕ

Проект № 017, посвященный исследованию возможности ускорительной трансмутации и конверсии оружейного плутония был одним из первых проектов, поддержанных МНТЦ. К настоящему времени, когда этот проект, как и другие проекты "первой волны", завершен, можно подвести итоги работ и сделать некоторые обобщения.

Результаты работ по завершенным проектам МНТЦ можно оценить как "удовлетворительные". Эта оценка не может быть отрицательной, поскольку технические планы работ по проектам были выполнены и решено множество технических задач из самых различных областей науки и техники. Однако эта оценка не может быть и "отличной", поскольку не была выполнена одна из основных задач, записанных в Уставе МНТЦ, касающаяся интеграции участников проектов МНТЦ в международное научное сообщество.

К сожалению, завершенные проекты МНТЦ не привели к возникновению долгосрочных проектов, которые обеспечили бы работой ученых и инженеров, высвобождающихся в процессе сокращения разработок по оборонной тематике. Этот вопрос стоял тогда, когда начиналась работа по первым проектам, и сейчас по-прежнему он остается открытым.

С этой точки зрения понятна нынешняя ориентация МНТЦ на проекты, имеющие перспективу коммерциализации и существования в самоокупаемом режиме после прекращения поддержки МНТЦ. Однако, как показала практика, таких проектов очень немного, и это вполне понятно. Во всех областях науки и техники существует жесткая конкуренция за финансирование. Новички, которые пришли из другой области, имеют минимальные шансы на успех в этой конкуренции. Что касается проектов, ориентированных на решение глобальных проблем, то они вообще не могут быть самоокупаемыми и не имеют перспективы коммерциализации. Тем не менее проекты по глобальным проблемам необходимы и переориентация на решение этих проблем ресурсов, высвобождаемых в процессе сокращения оборонных разработок, могла бы дать большой положительный эффект.

Необходимы новые подходы к проектам МНТЦ, направленным на решение глобальных проблем. Наиболее естественным сценарием развития работ по таким проектам, начатым при поддержке МНТЦ, могло

быть перерастание проекта МНТЦ в международный долгосрочный проект, имеющий своей целью решение крупной и актуальной проблемы, представляющий большой практический интерес для международного сообщества.

Создание демонстрационной установки для трансмутации радиоактивных отходов могло бы стать одним из таких проектов. Основными этапами работ по созданию и промышленному внедрению технологии трансмутации являются:

1. Подготовительный этап (освоение новой области деятельности, установление контактов с потенциальными российскими и зарубежными партнерами, разработка концепции и предварительное обоснование работоспособности трансмутационной установки) - выполнен в рамках проекта № 17 МНТЦ.

2. Проектирование демонстрационной установки, включая обоснование проекта на интегральной универсальной экспериментальной установке (планируется в рамках проекта № 698 МНТЦ, который находится в стадии рассмотрения).

3. Создание демонстрационной установки, что могло бы быть осуществлено путем организации международного проекта под эгидой МНТЦ.

4. Создание прототипной промышленной установки.

Ниже представлены предложения по концепции демонстрационной трансмутационной установки, которая могла бы быть размещена в РФЯЦ-ВНИИТФ. Выбор концепции и формирование международной кооперации организаций, заинтересованных в проведении совместных работ по ее созданию, является одной из основных задач, которые решаются в настоящее время в рамках гранта, выделенного МНТЦ на развитие проекта № 698.

ДЕЙСТВУЮЩИЕ ПРОЕКТЫ ПО УСКОРИТЕЛЬНОЙ ТРАНСМУТАЦИИ

В последние годы наблюдался явный рост интереса к ускорительной трансмутации и были начаты работы по нескольким национальным и международным исследовательским программам, некоторые из которых представлены в табл. 1. Следует отметить, что в таблице отражены не все проекты, а лишь те из них, которые наиболее полно изложены в недавнем обзорном отчете МАГАТЭ [1].

Таблица 1

Физические схемы трансмутационной установки, рассматриваемые в некоторых проектах

Проект	Ускоритель	Мишень	Бланкет	Концепция химпереработки
1. Усилитель энергии (ЦЕРН) [2]	Циклотрон, 12,5 МА/1,5 ГэВ	Pb или Pb/Bi	Быстрый, твердотопливный: МОХ-топливо; металлическое топливо	Водная технология (Thorex). Сухая технология
2. ABC/ATW (ЛАНЛ, США) [3]	Linac, 100 МА/1,3ГэВ	Pb или Pb/Bi	Расплавосолевой (фториды). Расплав тяжелых металлов (Pb, Bi, актиниды)	Сухая технология
3. Проект INCA (Франция) [4]	Linac, 50 МА/1ГэВ	Pb или Pb/Bi	Быстрый, металлическое или МОХ-топливо, теплоноситель - Na или Pb или Pb/Bi. Быстрый, расплавосолевое топливо (хлориды). Тепловой, расплавосолевое топливо (фториды)	Сухая технология
4. Проект OMEGA (Япония) [5]	Linac, (25-39)МА/1,5ГэВ	W с Na- теплоносителем. Расплавосолевая (хлориды)	Твердотопливный, металлическое топливо с Na - охлаждением. Расплавосолевой (хлориды)	Водная технология Сухая технология

Очевидно, что работы по линии МНТЦ должны координироваться с другими международными или национальными проектами по ускорительной трансмутации и вносить уникальный и весомый вклад в международную научную кооперацию. Для выявления возможного места предлагаемого проекта необходимо понять, какая работа могла бы существенно дополнить уже ведущиеся проекты, дать наибольший вклад в развитие этого направления.

Анализ табл. 1 показывает, что единой общепризнанной концепции построения трансмутационной установки не существует, и даже в рамках одной программы обычно рассматриваются несколько возможных вариантов реализации системы. Тем не менее по некоторым элементам трансмутационной установки постепенно формируется консенсус и выявляется основной вариант, наиболее подходящий для практической реализации. В первую очередь это касается мишени, где все большее внимание привлекает тяжелометаллическая мишень (Pb или Pb/Bi), по которой накоплен большой научный и технологический опыт [6].

Наибольшая неопределенность существует в вопросе о выборе физической схемы blankets и тесно связанной с ним концепции химпереработки. Несомненно, что традиционная технология, основанная на применении твердого топлива, наиболее близка к практической реализации. Основные элементы этой технологии уже готовы к применению, и их адаптация к специфическим особенностям трансмутационной установки не вызовет принципиальных затруднений. Однако практическая реализация многократного рециклирования твэлов, содержащих актиниды и осколки деления, влечет за собой ряд проблем, таких как:

- обеспечение безопасности при значительной загрузке актинидов и осколков деления в активной зоне;
- минимизация потерь и вторичных отходов переработки;
- обеспечение нераспространения делящихся материалов;
- трудности изготовления сборок из облученного топлива и обращения с ними.

В связи с этим в последнее время повысился интерес к жидкому циркулирующему ядерному топливу

на основе расплавов солей – фторидов или хлоридов. Концепции blankets на расплавносолевом топливе рассматриваются во многих проектах (см. табл. 1), однако проведение экспериментальных исследований в интересах этих концепций не планируется и работы ограничиваются в основном расчетным анализом с привлечением имеющегося опыта работ с расплавносолевым топливом.

ПРОГРАММА ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ РАСПЛАВНОСОЛЕВОГО ТОПЛИВА

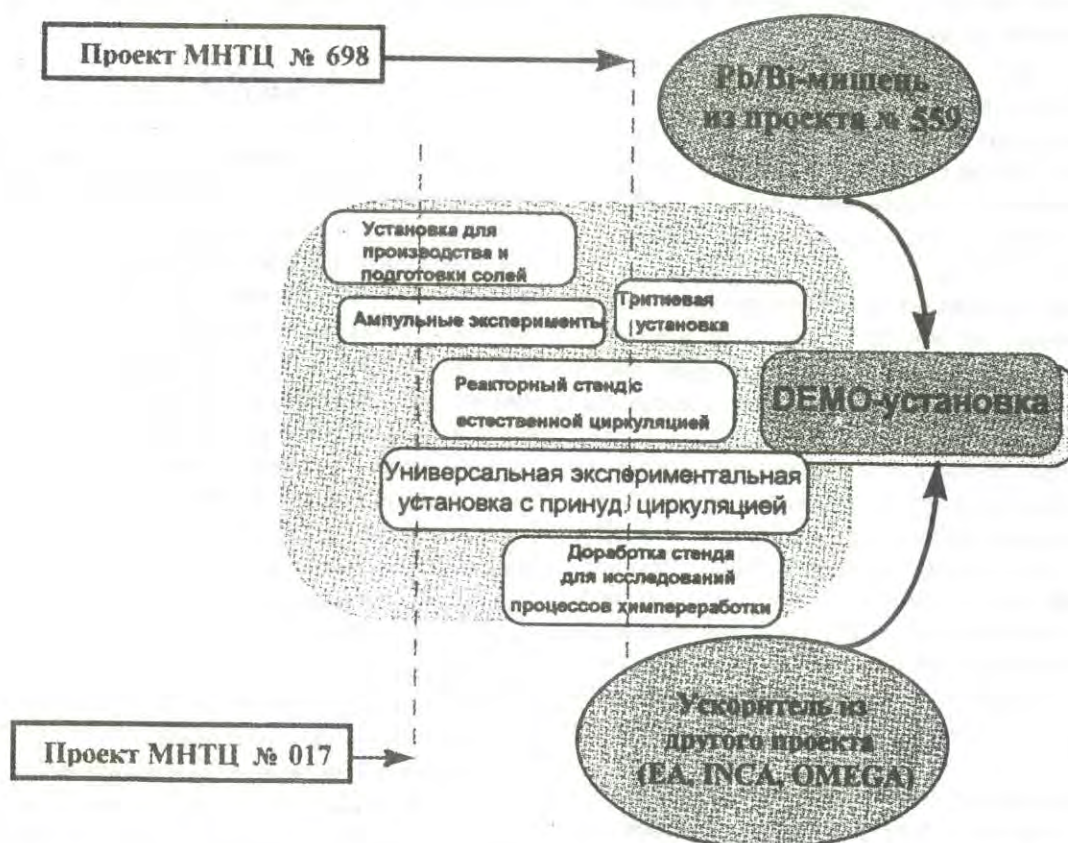
Экспериментальные исследования комплекса вопросов, связанных с применением расплавносолевого топлива в трансмутационных установках, явились бы существенным дополнением к проводящимся исследованиям в области технологии трансмутации. Работы в этом направлении были начаты в рамках проекта № 017 МНТЦ. Представляется целесообразным продолжить эти работы, нацелив их на создание расплавносолевого blankets демонстрационной установки. При этом предполагается, что ускоритель и мишень будут созданы в результате проведения работ по другим проектам (см. табл. 1) и расплавносолевой blankets будет полностью совместим с ними. Тем самым будет полностью исключено дублирование работ, достигнуто их синергизм.

Логика проведения экспериментальных исследований в интересах создания расплавносолевого blankets демонстрационной установки показана на рисунке.

Часть работ, представленных на рисунке, уже выполнена в рамках проекта № 017 МНТЦ. Результаты работ по этому проекту и перспектива их продолжения показаны в табл. 2. Наиболее актуальной проблемой сейчас является создание универсальной расплавносолевой экспериментальной установки, позволяющей проверить принципиальные элементы конструкции и основы технологии, обеспечить экспериментальное обоснование проекта blankets демонстрационной трансмутационной системы. РФЯЦ-ВНИИТФ совместно с РНЦ-КИ, ВНИИХТ и ИВТЭХ УрО РАН представил в МНТЦ проект № 698, целью которого является создание такой установки.

Программа работ по созданию расплавносолевого (РС) бланкета демонстрационной установки

Этап работы	Задачи	Масса соли, кг	Комментарий
1. Освоение во ВНИИТФ опыта РС технологии.	Поиск партнеров: – в России; – зарубежные коллабораторы.	0	Выполнено по проекту № 017 МНТЦ.
2. Ампульные коррозионные эксперименты (Pu).	Подготовка РС. Синтез PuF_3 Освоение техники экспериментов.	0,1	Выполнено по проекту № 017 МНТЦ.
3. РС стенд с естественной циркуляцией.	Технология фторирования. Технология подготовки РС. Испытания материалов.	3	Разработана конструкция (проект № 017 МНТЦ).
4. Универсальная РС экспериментальная установка с принудительной циркуляцией.	Изготовление и обработка конструктивных материалов. Разработка и макетные испытания узлов. Поддерживание химического режима.	100	Цель проекта № 698.
5. Полномасштабный макет бланкета демонстрационной установки.	Производство конструктивных материалов, разработка стандартов. Полномасштабные испытания компонентов. Разработка и проверка дистанционной технологии. Реконструкция экспериментальных помещений.	3000	Предложения по продолжению работ после выполнения проекта № 698. Может выполняться в рамках международного проекта демонстрационной установки.



КОНЦЕПЦИЯ ДЕМОНСТРАЦИОННОЙ УСТАНОВКИ

Концепция демонстрационной установки с расплавносолевым бланкетом была предложена в ЛАНЛ [7]. Создание такой установки является принципиальным шагом на пути разработки технологии ускорительной трансмутации и позволило бы продемонстрировать работоспособность всех систем, входящих в состав трансмутационной установки. Необходимость создания демонстрационной установки не вызывает сомнений, и за последние годы появилось несколько таких предложений.

Совершенно очевидно, что построить несколько демонстрационных установок не удастся, и реальный прогресс в этом направлении будет возможен лишь при объединении и координации всех усилий, когда каждый участник будет делать вклад в объединенный проект. Вкладом проекта № 698 МНТЦ могло бы быть проектирование и экспериментальное обоснование конструкции расплавносолевого бланкета. Предполагается, что ускоритель и мишень будут разрабатываться по другим проектам.

В качестве мишени демонстрационной установки можно было бы использовать Pb/Bi-мишень мощностью 1 МВт, которая будет создана по проекту № 559 МНТЦ и затем, вероятно, испытана в реальных условиях облучения пучком протонов в ЛАНЛ.

Существует несколько проектов ускорителя для демонстрационной установки:

- ускоритель, разрабатываемый по проекту HADRON (Франция) – 1,7 МА/1 ГэВ [8];
- ускоритель для демонстрационного эксперимента по программе OMEGA (Япония) – 1,5 МА/1,5 ГэВ [9];
- промежуточная ступень циклотрона, разрабатываемого по проекту усилителя энергии (ЦЕРН) – 10 МА/120-200 МэВ [2].

Возможность создания таких ускорителей не вызывает сомнений, их мощность близка к мощности существующего ускорителя ЛАНЛ, который также может быть использован для проведения демонстрационного эксперимента.

Следующим этапом в создании расплавносолевого бланкета демонстрационной установки должно быть его детальное проектирование, в том числе – экспериментальное обоснование принципиальных технических решений, используемых в конструкции бланкета и системы химпереработки. Эту работу планируется выполнить по проекту № 698 МНТЦ. Основной задачей проекта является создание универсальной расплавносолевой установки, на которой можно было бы провести [10]:

- испытания конструкционных материалов и графита с учетом влияния плутония и других добавок;
- исследование распространения трития и проверку технологии его улавливания;

– отработку основных элементов системы подготовки и химпереработки соли;

– проверку принципиальных технических решений, заложенных в конструкцию основных узлов бланкета.

Конечным результатом проекта № 698 будет предложение об организации международного проекта с целью строительства на базе РФЯЦ-ВНИИТФ демонстрационной трансмутационной установки. Предпосылками для такого предложения являются:

- перспектива создания новых рабочих мест для специалистов, высвобождающихся в процессе конверсии ВНИИТФ;
- наличие условий для проведения экспериментальных работ с расплавносолевым топливом;
- уникальная промышленная база уральского региона – возможность изготовления конструкционных материалов, графита, солей и других материалов;
- актуальность проблемы радиоактивных отходов для региона.

Предложение о международном проекте демонстрационной установки можно было бы направить на рассмотрение в страны, образовавшие МНТЦ. Организация работ по созданию установки через МНТЦ позволила бы использовать преимущества, предоставляемые Соглашением об учреждении МНТЦ, а также применить технологию управления проектами, отработанную при проведении работ по проектам МНТЦ.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Большинство завершенных проектов МНТЦ не привели к созданию новых рабочих мест для ученых и инженеров, высвобождающихся в процессе сокращения разработок по оборонной тематике. Проект демонстрационной установки для трансмутации радиоактивных отходов, начатый при поддержке МНТЦ, мог бы перерасти в долгосрочный международный проект, его реализация представляла бы большой вклад в международную научную кооперацию и решила бы задачу трудоустройства части специалистов, ранее занятых разработкой ядерного оружия.

Существует реальная перспектива размещения предлагаемой демонстрационной установки на производственной базе РФЯЦ-ВНИИТФ. Актуальность проблемы радиоактивных отходов для региона является предпосылкой для достижения общественной приемлемости проекта и обеспечения поддержки со стороны региональной администрации.

МНТЦ мог бы внести решающий вклад в организацию международного проекта демонстрационной трансмутационной установки путем поддержки проекта № 698, который представляет собой первый этап

работ в этом направлении. МНТЦ мог бы также сыграть важную роль в организации и выполнении международного проекта после окончания проекта № 698. Выбор концепции и формирование международной кооперации организаций, заинтересованных в создании демонстрационной установки, является одной из основных задач, которые решаются в настоящее время в рамках гранта, выделенного МНТЦ на развитие проекта № 698.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Accelerator driven systems: Energy generation and transmutation of nuclear waste.- Status report. IAEA-TECDOC-985, 1997.
2. Rubbia C. et al. CERN-group conceptual design of a fast neutron operated high power energy amplifier.- In [1], p. 187.
3. Los Alamos National Laboratory ADS projects.- In. [1], p. 135.
4. Salvatores M., Spiro M. The INCA project: radwaste incineration using accelerators. - Nucl. Europe Worldscan, 1997, vol. 7-8, p. 116.
5. Takizuka T. JAERI accelerator driven system project. - In. [1], p. 87.
6. Громов Б. Ф. и др. Применение расплавов эвтектики свинец-висмут и свинца в качестве теплоносителя ЯЭУ. - Атомная энергия, 1992, т. 73, вып. 1, с.19.
7. Wender S.A., Vennery F., Bowman C. et al. A small scale accelerator driven subcritical assembly development and demonstration experiment at LAMPF. - In [1], p. 179.
8. Salvatores M. Studies at CEA on the role of accelerator-driven systems in waste incineration scenarios. - Proc. IAEA experts meeting. Madrid, 17-19 September, 1997.
9. Takizuka T., Sasa T., Tsujimoto K. Hybrid system concept for nuclear waste transmutation. - Proc. IAEA experts meeting, Madrid, 17-19 September, 1997.
10. Ignatiev V., Grebenkin K., Konakov S., Zakirov R. Molten salt reactor technology for transmutation and separation.-Proc. IAEA experts meeting. Madrid, 17-19 September, 1997.

О ПОДХОДАХ К РЕШЕНИЮ ПРОБЛЕМ БЕЗОПАСНОСТИ И НЕРАСПРОСТРАНЕНИЯ ОРУЖЕЙНЫХ МАТЕРИАЛОВ ПРИ ТРАНСМУТАЦИИ ЯДЕРНЫХ ОТХОДОВ

С. В. Петрин

РФЯЦ-ВНИИЭФ, 607190, г. Саров Нижегородской обл.

В последнее время во многих странах проводятся поисковые исследования, направленные на создание установок для трансмутации отходов ядерной энергетики (с одновременной утилизацией оружейных делящихся материалов – плутония и обогащенного урана). В качестве одного из возможных решений проблемы рассматривается создание гибридных установок из подкритических бланкетов и ускорителей протонов. Высокий уровень мощности в бланкете и требуемые для трансмутации долгоживущих радионуклидов плотности потоков нейтронов получают за счет внешнего нейтронного источника – мишени ускорителя протонов (обычно из свинца, вольфрама или природного урана), расположенной в корпусе бланкета и охлаждаемой потоком теплоносителя. Считается, что такие гибридные установки имеют большую перспективу и найдут свое место в ядерной энергетике следующего века благодаря повышенной их безопасности, так как в подкритическом бланкете исключается возможность развития самоподдерживающейся цепной реакции, а отключение ускорителя позволяет за короткое время снижать мощность бланкета. Такого мнения придерживаются разработчики реакторных установок, для которых привычным стало при анализе безопасности реакторов исследовать последствия аварий, связанных с заранее заданными исходными событиями. Однако такой способ анализа является порочным [1], поскольку список исходных событий для новых установок и технологий может быть далеко неполным и не учитывать специфических особенностей новых потенциально высокоопасных технологий.

В связи с этим целесообразно отметить следующие особенности установок для трансмутации отходов ядерной энергетики:

- переработка долгоживущих нуклидов в короткоживущие увеличивает (не менее чем на порядок – по оценкам для конкретных установок) радиотоксичность содержимого отдельного бланкета при той же тепловой мощности, что и обычные ядерные реакторы;
- в бланкет отходы загружаются в виде растворов, суспензий или расплавов солей, т.е. сред, не имеющих матрицы, удерживающей газообразные и летучие радионуклиды при аварии. Нередко эти среды циркули-

руют в топливном контуре, связанном с корпусом бланкета и с технологической установкой для переработки отходов, дозагрузки нового топлива. Таким образом, количество барьеров безопасности у трансмутаторов отходов меньше, чем у обычных реакторов;

- топливная среда, циркулирующая в бланкете, требует постоянной корректировки. Изменение ее состава (в том числе в аварийных ситуациях) в некоторых случаях может доводить бланкет до критического состояния. Следовательно, отказ от органов управления и контроля реактивности бланкета, аварийного заглушения цепной реакции нецелесообразен, ибо уменьшение мощности бланкета при отключении ускорителя может быть скомпенсировано разгоном мощности в ходе цепной реакции;

- включение ускорителя протонов способно почти мгновенно выводить бланкет на номинальную мощность, если мишень ускорителя постоянно находится в бланкете. При этом, если циркуляция теплоносителя (топлива) через контур охлаждения оказывается недостаточной и активная система управления гибридной установкой откажет, в бланкете за короткое время может выделяться энергия, способная привести к разрушению установки. Подобные ситуации могут иметь место и при обслуживании одним ускорителем нескольких бланкетов, когда активная система управления направляет пучок протонов последовательно на мишени нескольких бланкетов. Отказ системы управления и направление пучка протонов на одну мишень приводит к скачку мощности соответствующего бланкета, в несколько раз превышающему номинальную мощность. Активные системы управления таких установок должны быть исключительно надежными, так как в отличие от современных ядерных реакторов гибридная установка не имеет свойства внутренней защищенности от развития аварий. Исключение может составить, например, такой вариант устройства бланкета, в котором при снижении интенсивности теплоотвода мишень автоматически выводится из бланкета. Пример такого технического решения был предложен в докладе [2].

Для конкретных гибридных установок перечень их специфических особенностей может быть продол-

жен. Но уже и из сказанного следует, что создание установок для трансмутации ядерных отходов на базе подкритических бланкетов с мишенью ускорителя протонов в качестве источника нейтронов требует применения новых подходов к решению проблем безопасности. Наличие специфических качественных свойств этих установок исключает возможность при анализе их безопасности опираться на существующий для АЭС перечень исходных событий аварий, так как при этом упускаются из вида некоторые модели тяжелых аварий. Выявление моделей возможных аварий для конкретных установок трансмутации отходов ядерной энергетики может быть выполнено методами, нашедшими применение в химической промышленности в США [1]. Опыт применения этих методов оказался весьма продуктивным в ходе выполнения исследований по проекту № 17 МНТЦ [3].

Обратим внимание и на специфику в решении проблемы нераспространения плутония и обогащенного урана на установках трансмутации отходов АЭС. Обычно предполагается сжигание оружейных материалов производить одновременно с переработкой отходов ядерной энергетики. Считается, что ввод оружейных материалов в топливную композицию бланкета делает практически невозможным извлечение несгоревшего плутония и обогащенного урана для их несанкционированного распространения. Контроль использования оружейных материалов предполагается на основе балансового метода: теплотворная способность загружаемых в бланкет оружейных материалов и отходов, идущих на трансмутацию, равна нарабатываемой энергии, что и является подтверждением правильности использования (гарантией нераспространения) оружейных материалов. Однако такой подход не учитывает, по крайней мере, нескольких возможных сценариев несанкционированного использования оружейных материалов.

Одним из возможных является следующий сценарий. Из-за большой неопределенности состава отходов ядерной энергетики и погрешности определения их теплотворной способности обычно назначают средние (с запасами, на основании опыта эксплуатации установок) коммерческие коэффициенты для величины теплотворной способности. Они несколько занижают теплотворную способность отходов во избежание работы с убытками. Поэтому в процессе работы бланкета постепенно образуется излишек нарабатываемой энергии. При наличии сговора лиц, занимающихся учетом оружейных материалов, возможно изъятие плутония и обогащенного урана из производства (при поступлении на переработку со склада сырья, т.е. еще до ввода в состав топливной композиции) в количествах, эквивалентных этому излишку энергии, и продажа его заинтересованной стороне. При этом изъятый

плутоний и уран списываются на производство энергии, избыток которой на самом деле обусловлен большим количеством источников энергии в отходах. Этот сценарий является общим для любой технологии трансмутации, когда одновременно с отходами, где количество источников энергии определяется с большой погрешностью, перерабатываются оружейные материалы, учет которых осуществляется с высокой точностью. Вероятно, для исключения указанного сценария несанкционированного использования оружейных материалов следует запрещать одновременную переработку их и отработавшего ядерного топлива на установках для трансмутации отходов. Оружейные материалы предварительно следует использовать для приготовления твэлов для обычных реакторов. Эти операции должны выполняться на отдельных (не связанных с установками трансмутации отходов) заводах, где представительный контроль за материалами может быть организован. После использования твэлов в обычных реакторах, когда оружейные материалы уже не могут быть несанкционированно изъятые, твэлы в качестве отходов необходимо направлять на трансмутацию.

Другой возможный сценарий несанкционированного использования оружейных материалов на рассматриваемых установках связан с неопределенностью в значении нейтронной мощности мишени. Избыток получаемых в мишени и бланкете нейтронов позволяет использовать их для несанкционированного облучения природного урана, вводимого в бланкет с целью наработки плутония и получения дополнительного источника энергии. При этом также появляется возможность хищения соответствующего количества сырья в виде оружейных материалов. Меры противодействия такому развитию событий те же, что рассмотрены выше. Таким образом, решение проблемы нераспространения оружейных материалов при их сжигании на установках для трансмутации ядерных отходов требует учета специфических особенностей данной технологии.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Guidelines for hazard evaluation procedures (2-nd ed.). CCPS. American institute of chemical engineers. New York. 1992.
2. Mladov V.P., Okhlopkov M.L., Batyaev V.F. Prospects of designing a proton target with fluidised lead particle bed in heavy water. Proceedings of the Second International Conference on Accelerator-Driven Transmutation Technologies and Applications. Kalmar. Sweden, June 3-7. 1996, vol. 2, p. 885-890.
3. Petrin S.V., Yuferev V.I., Zlobin A.M., Sazhnov V.V. Preliminary risk estimates for facility complex based on subcritical heavy-water blanket. Ibid., vol. 1, p. 385-391.

МЕТОДИКА РАСЧЕТА НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК ЯЧЕЙКИ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА

В. Е. Маршалкин, Т. М. Горбатенко, В. М. Повышев, А. К. Житник

РФЯЦ-ВНИИЭФ, 607190, г. Саров Нижегородской обл.

Работа реактора во время кампании характеризуется мало меняющимся отношением замедлителя и топлива. В связи с этим основные характеристики энергетического распределения плотности нейтронного потока в системе будут достаточно устойчивыми на протяжении всей кампании. В то же время происходит существенное изменение изотопного состава в топливе. Это приводит к соответствующим изменениям в энергетическом распределении нейтронов в топливе, в частности к перераспределению плотности нейтронного потока по группам и некоторому изменению энергетического распределения нейтронов внутри групп.

В соответствии с этими обстоятельствами следует ожидать, что групповые нейтронные константы, используемые в расчетах изотопной кинетики в топливе, в основном определяются отношением количеств замедлителя и топлива и являются весьма стабильными. Однако изменение изотопного состава топлива через изменение нейтронных констант (при замене одного изотопа другим) сопровождается соответствующим изменением спектра нейтронов в топливе и, таким образом, приводит к некоторому изменению групповых нейтронных констант фиксированного изотопа в процессе кампании.

Согласно такому представлению протекания физических процессов в топливе представляется эффективной методика расчетов нейтронно-физических характеристик ячейки реактора на тепловых нейтронах, созданная на основе трех программ:

- изотопной кинетики [1];
- С-ЭЛЬ (метод Монте-Карло) [2];
- баланса нейтронов и реакций.

Программа изотопной кинетики позволяет в соответствии с мощностью энерговыделения и введенных в нее энергетического распределения нейтронов в топливе и групповых нейтронных констант для изотопов топлива рассчитывать концентрацию всех изотопов, включая продукты деления, на любой момент времени облучения. Расчет осуществляется сравнительно быстро.

Недостатком программы является отсутствие возможности учета меняющегося спектра нейтронов в топливе и изменения скоростей нейтронных реакций в связи с изменением изотопного состава топлива и изменения спектра нейтронов.

Программа С-ЭЛЬ по заданной геометрии ячейки и концентрациям изотопов с использованием библиотек элементарных нейтронных констант насчитывает:

- распределение плотностей потока нейтронов по i -энергетическим группам и j -зонам Φ'_{ij} ;
- скорости нейтронных реакций по всем группам, зонам и изотопам;
- коэффициент эффективного размножения нейтронов.

Недостатком использования этой программы является большое время счета при наборе удовлетворительной статистики. Поэтому она может быть использована для ограниченного числа расчетов в процессе кампании.

Программа баланса нейтронов и реакций по заданным концентрациям, групповым нейтронным константам, распределению потока нейтронов в начальный момент времени, в предположении двухзонной цилиндрической ячейки рассчитывает групповые значения плотности нейтронного потока в топливе и вероятности первых столкновений. Предусмотрена возможность уточнения вероятности первых столкновений путем интерполяции плотности нейтронного потока между результатами двух соседних расчетов по программе С-ЭЛЬ. Кроме того, в этой программе рассчитываются макроскопические сечения всех нейтронных реакций и коэффициент эффективного размножения нейтронов в бесконечной среде K_{∞} .

На рисунке представлена схема предлагаемой методики расчета нейтронно-физических параметров и изотопного состава ячейки активной зоны реактора на тепловых нейтронах.

Стратегия проведения расчетов следующая. Задается геометрия ячейки и начальная концентрация изотопов. Проводится расчет по программе С-ЭЛЬ.

В результате получаются начальные значения плотности потока нейтронов по группам и зонам и групповые сечения для стартовых изотопов в начальный момент времени. Проводится расчет по программе изотопной кинетики и баланса нейтронов и реакций с этими данными. Групповые сечения для стартовых изотопов считаются постоянными, сечения нарабатываемых изотопов берутся из какой-либо библиотеки. Расчет проводится для всей кампании работы реактора, при этом плотность нейтронного потока подправляется на изменение изотопного состава с помощью программы баланса нейтронов. Из данного расчета выбираются несколько точек, которые в дальнейшем будут называться опорными.

В опорных точках с концентрациями изотопов, полученных по программе изотопной кинетики, проводятся расчеты по программе С-ЭЛЬ. Полученные групповые микроскопические нейтронные константы для всех участвующих в расчете изотопов $\bar{\sigma}_i^k$ в опорных точках подаются в программу изотопной кинетики, работающую совместно с программой баланса нейтронов. Сечения между опорными точками интерполируются (в настоящее время линейно). С новыми

концентрациями в опорных точках снова проводятся расчеты по программе С-ЭЛЬ. Таким образом организуются итерации до совпадения с достаточной точностью физических характеристик ячейки:

- концентраций;
- коэффициента эффективного размножения нейтронов;
- распределения плотностей потока нейтронов;
- скоростей нейтронных реакций.

Если имеют место значительные расхождения, то может понадобиться увеличение числа опорных точек, рассчитываемых по программе С-ЭЛЬ.

При МАГАТЭ создана координационная исследовательская программа по изучению возможности ториевого топливного цикла для сдерживания наработки плутония и уменьшения токсичности долгоживущих отходов ядерной энергетики. По ее инициативе было предложено ведущим лабораториям мира выполнить нейтронно-физические расчеты строго определенной ячейки реактора PWR с плутоний-ториевым топливом. Сравнение результатов наших расчетов этой же ячейки с результатами расчетов ведущих зарубежных лабораторий [3] представляет интерес.

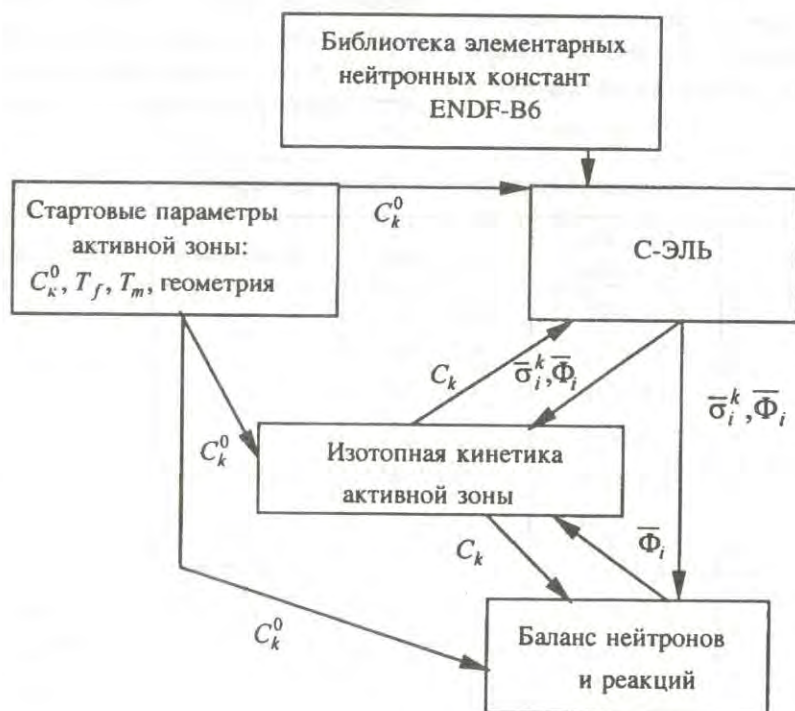


Схема методики расчета нейтронно-физических параметров и изотопного состава ячейки активной зоны реактора на тепловых нейтронах

Геометрия ячейки характеризуется следующими параметрами: внешний радиус топлива $R_{\text{т}} = 0,47$ см; внешний радиус оболочки топлива $R_{\text{о}} = 0,54$ см; внешний радиус воды $R_{\text{в}} = 0,85$ см. Топливо представляет смесь двуокиси тория и двуокиси плутония. Значения парциальной плотности изотопов и элементов в ячейке (в единицах атом/см³) для зон топлива оболочки и замедлителя приведены в табл.1. Средняя температура топлива $T_{\text{т}} = 1023$ К, средняя температура воды $T_{\text{в}} = 583$ К. Удельная мощность в ячейке $P = 211$ Вт/см.

Задача состояла в том, чтобы рассчитать при значениях энерговыработки 0, 30, 40, 60 МВт-сут/кг следующие параметры:

- коэффициент размножения нейтронов K_{∞} ;
- полную плотность нейтронного потока Φ ;
- средние (однотиповые) микроскопические сечения процессов поглощения, деления, $(n, 2n)$ - реакции при значениях энерговыработки 0 и 60 МВт-сут/кг;
- среднюю энергию на акт деления;
- изотопное содержание тяжелых элементов от Th до Cm.

В табл. 2-8 приведены результаты расчетов, выполненных по описанной раньше схеме, в зависимости от порядка итерации. В последних колонках таблиц для сравнения представлены диапазоны значений аналогичных характеристик ячейки, рассчитанные в зарубежных лабораториях. Вычисляемыми характеристиками являются:

- коэффициент размножения нейтронов в бесконечной среде;
- полная плотность нейтронного потока;
- среднее значение энергии деления ядер;
- отношение содержания плутония к стартовому содержанию;
- отношение содержания изотопов плутония ^{239}Pu , ^{241}Pu к полному содержанию плутония;
- отношение наработанных минорных актиноидов к исходному плутонию;
- отношение наработанных ядер ^{233}U и ^{233}Pa к исходному количеству изотопов плутония ^{239}Pu и ^{241}Pu ;
- однотиповые сечения для ряда изотопов при нулевой энерговыработке и при энерговыработке, равной 60 МВт-сут/кг.

Приведенные в табл. 2-8 значения всех характеристик при нулевой энерговыработке полностью определяются стартовым составом и первой итерацией. Если в рамках первой итерации (расчет по программе С-ЭЛЬ выполнен только при нулевой энерговыработке) выполнить расчеты при всех значениях энерговыработки, то рассчитанные значения искажаются с ростом энерговыработки вследствие разбалансировки спектров нейтронов, групповых сечений (особенно на нарабатываемых изотопах) и содержания изотопов. Значения, полученные при второй итерации, являются вполне приемлемыми. Таким образом, видно, что расчеты следует проводить, используя 2-3 итерации.

Таблица 1

Исходная плотность изотопов (атом/см³)

Изотоп	Средняя по ячейке	Топливо	Оболочка	Замедлитель
^{232}Th	6,45+21*	2,11+22	–	–
^{238}Pu	2,97+18	9,72+18	–	–
^{239}Pu	1,83+20	5,99+20	–	–
^{240}Pu	7,10+19	2,32+20	–	–
^{241}Pu	2,35+19	7,69+19	–	–
^{242}Pu	1,46+19	4,78+19	–	–
Cr	1,99+20	–	8,14+19	3,20+20
Mn	1,26+19	–	–	2,11+19
Fe	5,20+20	–	1,60+20	8,46+20
Ni	2,24+20	–	–	3,76+20
Zr	4,27+21	–	4,37+22	–
C	1,60+18	–	–	2,68+18
H	2,86+22	–	–	4,80+22
O	2,78+22	4,41+22	–	2,40+22

* $a + e$ следует читать $a \cdot 10^e$.

Таблица 2

Значения K_{∞} в зависимости от порядка итерации и значений энерговыработки

В	Итерация 1		Итерация 2		Итерация 3		Итерация 4		Диапазон результатов тестовых расчетов
	С-ЭЛЬ	Баланс	С-ЭЛЬ	Баланс	С-ЭЛЬ	Баланс	С-ЭЛЬ	Баланс	
0	1,126	1,126	1,126	1,126	1,126	1,126	1,126	1,126	1,110-1,133
30	–	0,921	0,927	0,931	0,926	0,919	0,935	0,922	0,889-0,975
40	–	0,866	–	0,904	0,884	0,906	0,904	0,902	0,796-0,941
60	–	0,812	–	0,883	0,863	0,900	0,899	0,882	0,724-0,91

Таблица 3

Значения $\Phi \cdot 10^{14}$ нейтр./($\text{см}^2 \cdot \text{с}$) в зависимости от порядка итерации и значений энерговыработки

В	Итерация 1	Итерация 2	Итерация 3	Итерация 4	Диапазон результатов тестовых расчетов
0	2,83	2,83	2,83	2,83	2,86-2,99
30	3,49	3,44	3,50	3,48	3,49-3,87
40	3,66	3,61	3,61	3,62	3,63-4,02
60	3,89	3,93	3,86	3,89	3,79-4,45

Таблица 4

Значения Q_f (МэВ) в зависимости от порядка итерации и значений энерговыработки

В	Итерация 1	Итерация 2	Итерация 3	Итерация 4	Диапазон результатов тестовых расчетов
0	210,4	210,4	210,4	210,4	205-211
30	206,1	206,2	206,2	206,2	200-207,7
40	204,1	204,6	204,7	204,6	199-205,6
60	202,3	202,2	202,4	202,4	198-202,8

Таблица 5

Значения отношения текущего содержания плутония к исходному $\frac{\sum Pu_{tot}}{\sum Pu_{is}}$ в зависимости от порядка итерации и значений энерговыработки

В	Итерация 1	Итерация 2	Итерация 3	Итерация 4	Диапазон результатов тестовых расчетов
0	1	1	1	1	1
30	0,42	0,418	0,409	0,419	0,40-0,43
40	0,278	0,298	0,298	0,300	0,28-0,31
60	0,110	0,158	0,154	0,153	0,12-0,16

Таблица 6

Значения отношения содержания активных изотопов плутония ко всему плутонию $\frac{\sum Pu_f}{\sum Pu_{tot}}$
в зависимости от порядка итерации и значений энерговыработки

В	Итерация 1	Итерация 2	Итерация 3	Итерация 4	Диапазон результатов тестовых расчетов
0	0,7	0,7	0,7	0,7	0,7
30	0,402	0,411	0,409	0,391	0,38-0,42
40	0,286	0,32	0,323	0,311	0,29-0,34
60	0,139	0,17	0,188	0,202	0,12-0,23

Таблица 7

Значения отношения наработанных минорных актиноидов к исходному плутонию $\frac{\sum (Am+Cm)}{\sum Pu_{is}}$
в зависимости от порядка итерации и значений энерговыработки

В	Итерация 1	Итерация 2	Итерация 3	Итерация 4	Диапазон результатов тестовых расчетов
0	0	0	0	0	0
30	0,036	0,0369	0,0367	0,036	0,0315-0,046
40	0,055	0,05	0,0489	0,0485	0,0428-0,0612
60	0,06	0,076	0,088	0,074	0,06-0,087

Таблица 8

Значения отношения наработанных изотопов ^{233}U и ^{233}Pa к содержанию активных изотопов плутония
в исходном плутонии $\frac{^{233}U + ^{233}Pa}{\sum Pu_{is-f}}$ в зависимости от порядка итерации и значений энерговыработки

В	Итерация 1	Итерация 2	Итерация 3	Итерация 4	Диапазон результатов тестовых расчетов
0	0	0	0	0	0
30	0,40	0,42	0,41	0,412	0,32-0,4
40	0,479	0,49	0,488	0,485	0,37-0,48
60	0,71	0,56	0,536	0,546	0,42-0,54

Сравнивая полученные результаты с результатами зарубежных лабораторий можно сказать следующее:

- полученные значения находятся внутри диапазона значений зарубежных лабораторий;
- весь численный материал соответствует водородным реакторам под давлением.

Таким образом, можно сделать вывод о том, что развитый способ расчета нейтронно-физических параметров ячейки обеспечивает получение надежных и достаточно точных результатов.

В порядке краткого описания возможностей использования этой методики для численных исследова-

ний нейтронно-физических параметров реакторных систем отметим следующее.

Приведенные в таблицах значения коэффициента размножения нейтронов K_{∞} для Pu-U-Th-топлива иллюстрируют:

- быстрое падение K_{∞} от 1,13 при стартовой загрузке до 0,92 при энерговыработке 30 МВт·сут/кг;

– практическое постоянство K_{∞} при дальнейшем изменении энерговыработки от 30 до 60 МВт·сут/кг. Это означает, что вторую половину реактор мог бы работать в режиме самовоспроизводства, активных

изотопов ^{233}U и ^{235}U . Действительно, коэффициент воспроизводства K_B принимает следующие значения:

$$K_B = \begin{cases} 0,46 & \text{при } 0 \text{ МВт} \cdot \text{сут/кг}; \\ 0,92 & \text{при } 30 \text{ МВт} \cdot \text{сут/кг}; \\ 1,06 & \text{при } 40 \text{ МВт} \cdot \text{сут/кг}; \\ 1,04 & \text{при } 60 \text{ МВт} \cdot \text{сут/кг}. \end{cases}$$

Отсюда, естественно, возникает задача выработки рациональной стратегии использования энергетического плутония.

Приведенные в табл. 3 результаты зависимости плотности нейтронного потока Φ нейтр./ $(\text{см}^2 \cdot \text{с})$ от энерговыработки также иллюстрируют ее быстрое возрастание с ростом энерговыработки до 30 МВт·сут/кг и медленный рост при дальнейшем увеличении энерговыработки. Это означает, что реактор на U-Th топливе будет характеризоваться стабильностью плотности нейтронного потока.

Данные табл. 4 иллюстрируют уменьшение энергии деления при переходе от изотопов плутония к изотопу урана ^{233}U . Однако падение энерговыделения на акт деления при переходе от изотопов плутония ^{239}Pu и ^{241}Pu к изотопу урана ^{233}U на ~ 3% не представляется большой потерей.

В табл. 5 приведено отношение текущего содержания плутония к исходному количеству стартового плутония. Из данных таблицы видно, что наработка изотопа ^{233}U на тории позволяет увеличить глубину выгорания плутония. В начале плутоний выгорает на собственных нейтронах деления, а затем на нейтронах деления ^{233}U .

Из данных табл. 6 следует, что при значении энерговыработки 60 МВт·сут/кг и выше смесь изотопов плутония становится непригодной для изготовления взрывных устройств.

В табл. 7 приведено отношение содержания наработанных минорных актиноидов к количеству стартового плутония. Из данных таблицы видно, что наработка изотопов америция и кюрия стремится к ~ 10% от количества стартового плутония.

Наконец, таблица 8 иллюстрирует отношение наработанных изотопов ^{233}U и ^{233}Pa к содержанию активных изотопов плутония в исходном плутонии. Видно, что при обычной стратегии сжигания плутония конверсия активных изотопов плутония ^{239}Pu и ^{241}Pu в изотоп урана ^{233}U достигает только 50%-ного уровня. Отсюда возникает задача повышения этого уровня.

Таким образом, развитая методика обладает высоким уровнем точности и надежности расчетов нейтронно-физических характеристик и изотопной кинетики в топливе водо-водяного реактора.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Маршалкин В.Е., Повышев В.М., Трутнев Ю.А. Изотопная кинетика рециклированного уранового топлива в замкнутом уран-ториевом топливном цикле. – ВАНТ. Сер. Теоретическая и прикладная физика, 1995, вып.3/1, с. 87-94.
2. Донской Е.Н., Ельцов В.А., Житник А.К. и др. Метод Монте-Карло во ВНИИЭФ. – ВАНТ. Сер. Математическое моделирование физических процессов, 1993, вып.2, с. 61-64.
3. Calculation of the isotopic composition, cross-sections and fluxes a typical PWR-cell loadid with (Pu-Th)O₂ -fuel, as function of the fuel burnup. Report of IAEA, 1996.

ИССЛЕДОВАНИЯ ЯДЕРНО-ФИЗИЧЕСКИХ СВОЙСТВ АКТИНИДОВ В ОБЕСПЕЧЕНИЕ РАЗРАБОТКИ НОВЫХ ВАРИАНТОВ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА

Н. С. Работнов

ГНЦ РФ ФЭИ им. академика А. И. Лейпунского, 249020, г. Обнинск Калужской обл.

Как показала последняя Конференция по ядерным данным (ЯД) [1], они "до сих пор являются сердцем реакторной физики, несмотря на впечатляющее развитие численных методов и суперкомпьютеров" [2]. Представители и науки [2,6], и промышленности [3,4,5] подчеркнули необходимость улучшения знания основных ядерных характеристик как существующих, так и, особенно, перспективных вариантов ядерного топливного цикла от начальных до конечных этапов. Важнейшие точки приложения можно сформулировать следующим образом.

1. Изготовление высокообогащенного топлива (большинство действующих установок пролицированы на обогащения до 5%).

2. Поведение активной зоны: зависимость реактивности от времени, распределение энерговыделения, коэффициенты реактивности, работа органов системы управления и защиты, остаточное энерговыделение, материалы под облучением. Действующие реакторы проектировались с большим запасом. Новые данные и вычислительные возможности могут значительно улучшить их экономику. В настоящее время именно погрешности ядерных данных, а не вычислений задают итоговую неопределенность.

3. Увеличение выгорания, рециклирование U, Pu, и особенно младших актинидов (МА), приводят к более жестким требованиям на ЯД. Накопление МА является многоступенчатым процессом, требующим ковариационных данных для надежной оценки.

4. Один из наиболее срочных случаев - учет выгорания при хранении отработанного ядерного топлива (ОЯТ). По действующим правилам ОЯТ рассматривается как необлученное, с максимальной реактивностью. Учет отравления продуктами деления и МА приведет к уменьшению концентрации гадолиния в растворителях, к снижению физического объема отходов и значительной экономии.

5. Конструкция и стоимость геологического хранилища сильно зависит от концентрации и состава МА, этому вопросу следует уделить специальное внимание.

Поэтому необходима работа, чтобы сделать ЯД для МА такими же детальными и точными, как для U

и Pu. Ниже кратко изложены результаты проекта МНТЦ № 304 по измерению и оценке ЯД для МА, завершено в прошлом году в ГНЦ РФ ФЭИ им. А. И. Лейпунского при финансовой поддержке JAERI (Япония). Наиболее важные результаты были представлены на конференции в Триесте и в публикациях [7-14]. В настоящем докладе обсуждаются также планы будущей работы.

Электростатические ускорители ЭГ-1 и КГ-2,5 были базовыми установками для получения квазимонохроматических нейтронных пучков. Мишени имели высокую изотопную чистоту с массой от микрограммов (^{248}Cm) до сотен граммов (образец из окиси ^{237}Np для изучения неупругого рассеяния). Получены следующие основные результаты.

ИЗМЕРЕНИЕ СЕЧЕНИЙ ДЕЛЕНИЯ МЛАДШИХ АКТИНИДОВ

Главной задачей были измерения сечений деления быстрыми нейтронами ^{238}Pu , $^{242\text{m}}\text{Am}$, $^{243,244,245,246,247,248}\text{Cm}$. Самая сложная ситуация с изотопами. Большинство из них имеет короткие периоды альфа-распада и/или спонтанного деления, и поэтому задача измерения их сечений деления очень сложна. Целью было повышение точности этих данных в энергетическом интервале первого плато (0,1-7 МэВ). Изготовление образцов являлось ключевым моментом. Все материалы были получены методом двойного электромагнитного разделения. В качестве детектора осколков деления использовалась двойная ионизационная камера малой массы с делящимися слоями, размещенными на обеих сторонах общего электрода. Две пары делящихся образцов размещались внутри контейнера, и два отношения сечений деления могли быть измерены в одном эксперименте. Приведем основные результаты (детальные ссылки в [7-8]).

^{238}Pu . Энергетическая зависимость подобна данным Будца-Йоргенсена, Боумана и Фомушкина, но абсолютная величина систематически ниже (на 10-15%).

^{242m}Am. Энергетическая зависимость согласуется с данными Брауна, Даббса. Данные Боумана и Фомушкина идут ниже и имеют другую форму. По абсолютной величине результаты настоящей работы ближе данным Брауна, но имеют на 5-7% более высокие значения.

²⁴³Cm. Расхождения с существующими экспериментальными данными очень велики. Результаты настоящей работы должны быть положены в основу новой оценки.

²⁴⁴Cm. Данные согласуются по форме с данными Мура и Фомушкина, но идут выше (на 10-20%). В области порога все три набора сдвинуты друг относительно друга на ~ 100 кэВ. Наши данные для ²⁴⁴Cm были получены в одном эксперименте с ²⁴⁶Cm, где проблема энергетической сдвижки в области порога также существует (три набора данных тех же авторов), но новые результаты Иванова поддерживают наши результаты ("левый" сдвиг).

²⁴⁵Cm. Результаты настоящей работы находятся в хорошем согласии с данными Уайта и Фомушкина. Данные Мура имеют более высокие значения.

²⁴⁶Cm. Результаты настоящей работы согласуются с данными Мура и Фомушкина, исключая различия в форме энергетической зависимости в диапазоне 1,5-3,5 МэВ. Энергетическая сдвижка на пороге аналогична случаю ²⁴⁴Cm.

²⁴⁷Cm. Результаты согласуются с данными Фомушкина и Иванова в большей части диапазона. Расхождение в абсолютной величине достигает 10%, что в пределах ошибок.

²⁴⁸Cm. Энергетическая зависимость подобна данным Мура и Фомушкина, но абсолютная величина ниже на 25-30% во всем энергетическом диапазоне.

Новые оценки сечений деления были выполнены для изотопов кюрия.

ИЗМЕРЕНИЕ ВЫХОДОВ ПРОДУКТОВ ДЕЛЕНИЯ ²³⁷Np БЫСТРЫМИ НЕЙТРОНАМИ

Одним из важнейших МА является нептуний с большим периодом полураспада и практически неизвестными свойствами продуктов деления. Гамма-активность Np ограничивает экспериментальные возможности. Была использована двойная импульсная ионизационная камера с сетками Фриша. Она позволяет измерять энергию, массу и заряд, но необходима тонкая спектроскопическая мишень. Кроме того, камера позволила повысить точность брегговских кривых в 4 раза. Энергетическое разрешение составило 1,5-2 МэВ; разрешение по массе 1,5 - 2 а.е.м.; разрешение по углу 0,06 величины косинуса и разрешение по заряду лучше 1,5 единицы.

Изучены энергии падающих нейтронов 1 и 5 МэВ. Получены массовые спектры первичных осколков, распределения цепочных выходов (для 86 ядерных масс от 70 до 155) и некоторые независимые выходы легких осколков. Ядра от Ge до Mo были идентифицированы как легкие осколки, а тяжелые осколки соответственно от Pm до Sm. Независимые выходы - относительные количества нуклидов с определенной массой m и зарядом z перед испарением нейтронов - были определены для 70 изотопов, упомянутых выше элементов от Ge до Mo.

НЕУПРУГОЕ РАССЕЯНИЕ НЕЙТРОНОВ И СПЕКТРЫ НЕЙТРОНОВ ДЕЛЕНИЯ ²³⁷Np

. До настоящего времени экспериментальных данных по сечению неупругого рассеяния и спектрам рассеяния на ²³⁷Np не было. Первые измерения сделаны в рамках настоящего проекта.

Спектры вторичных нейтронов (упругого, неупругого рассеяния и деления) для ²³⁷Np в интервале энергий падающих нейтронов 1-2 МэВ были измерены на спектрометре по времени пролета ФЭИ. Источник нейтронов - твердая тритиевая мишень. Рассеивающий образец - NpO₂ (189 г) в контейнере из нержавеющей стали. Спектры нейтронов деления были измерены, оценены и вычтены из полных спектров для оценки спектров неупругого рассеяния и сечений. Кроме того, полное сечение ²³⁷Np было измерено методом времени пролета в интервале 0,5-9 МэВ. В этом эксперименте в качестве нейтронного источника использовался ²⁵²Cf.

Параметры спектрометра: ширина импульса 2 нс, частота 2 МГц, пролетная база 2 м, ток на мишени 4-6 мкА. Нейтронный источник в интервале 1-2,5 МэВ - реакция T(p, n) на твердой тритиевой мишени, а при энергии 0,5 МэВ - реакция Li (p, n). Измерены следующие данные:

- спектр нейтронов деления для ²³⁷Np при энергии падающих нейтронов 0,52 МэВ;
- эмиссионные спектры для начальных энергий 0,99; 1,0; 1,46; 1,49; 1,77; 1,99 и 2,47 МэВ;
- спектры неупругого рассеяния и сечения для тех же начальных энергий;
- полные сечения для ²³⁷Np в области энергий 0,5-9 МэВ.

Анализ результатов показал, что данные ENDF/B-VI не описывают спектры нейтронов деления с требуемой точностью. В связи с этим была сделана новая оценка СМНД для ²³⁷Np. Данные по сечению неупругого рассеяния подтверждают оценки из библиотек BROND-3 и JENDL-3.2. Однако полные сечения лучше согласуются с оценкой ENDF/B-VI.

АНАЛИЗ РАСХОЖДЕНИЙ ОЦЕНЕННЫХ ДАННЫХ ДЛЯ МА И РАЗРАБОТКА УЛУЧШЕННЫХ ОЦЕНОК

Созданы новые версии полных файлов для важнейших МА ^{237}Np , $^{241,243}\text{Am}$, $^{242,243,244}\text{Cm}$. Эти файлы были включены в библиотеку БРОНД-3.

Для ^{237}Np область разрешенных резонансов была расширена до 600 эВ. Новые данные по сечениям деления были включены в анализ. Полученный набор резонансных параметров хорошо воспроизводит промежуточную структуру сечений деления. Соответствующие групповые сечения деления (75 групп) на 30-50% ниже оценок JENDL-3.2, но примерно вдвое выше оценок ENDF/B-VI. Скорректированные делительные ширины 100 эВ также дают значения сечений деления ниже оценок JENDL-3.2.

Для оценки сечения $^{237}\text{Np}(n, f)$ от 6 кэВ до 20 МэВ аппроксимирующие кривые были получены с помощью статанализа экспериментальных данных на основе Паде-приближения. Ковариационные матрицы групповых сечений были построены и включены в секцию MT = 33 полного файла. Тем же методом были получены сечения захвата от 0,6 кэВ до 2,5 МэВ. Выше 2,5 МэВ экспериментальных данных нет. Оценки в этой области базируются на статистических расчетах и эмпирических систематиках сечений захвата выше 10 МэВ.

Оценки полного сечения и сечения неупругого рассеяния в области неразрешенных резонансов основаны на расчетах по оптической модели с параметрами, выбранными на основе экспериментальных данных для соседних ядер. Новые данные по полному сечению, измеренные в рамках проекта, подтверждают высокую точность выполненных оценок.

Для числа мгновенных нейтронов деления ν_p были выбраны значения, полученные группой Кузьмина в 1985 г. Они на 2% ниже значений, принятых в ENDF/B-VI при энергиях ниже 4 МэВ, однако расхождение в оценках снижается с ростом энергии. Выше 14 МэВ обе оценки согласуются. Для числа запаздывающих нейтронов ν_d была выполнена новая оценка на основе экспериментальных данных, полученных в настоящем проекте.

Для ^{241}Am и ^{243}Am выполнен заново анализ имеющихся экспериментальных данных и подготовлены скорректированные файлы рекомендованных нейтронных сечений. Для обоих изотопов америция были получены погрешности и ковариационные матрицы, включенные в секцию MT = 33 полных файлов. Сечения реакций $(n, 2n)$ и $(n, 3n)$ были взяты из оптико-статистических расчетов, согласующихся с оцененными сечениями деления и поглощения.

Интегральные данные, полученные на быстрых критсборках JAERI и ФЭИ, были использованы для

тестировки оцененных сечений деления и захвата ^{237}Np и ^{241}Am . Было показано, что скорости деления, рассчитанные с константами библиотеки БРОНД-3, хорошо согласуются с интегральными данными. Для коэффициентов реактивности расхождения не носят систематического характера и укладываются в пределы погрешностей порядка 5-10%.

Для изотопов юрия экспериментальных данных меньше, чем для америция. Поэтому все оценки основаны на измеренных значениях сечений деления и на результатах расчетов остальных сечений по статистической модели. Для $^{245,246}\text{Cm}$ новые данные по сечениям деления, полученные в рамках проекта, хорошо согласуются с имеющимися данными и с новыми оценками минской группы, выполненными в 1996 году. Для ^{243}Cm расхождения измеренных значений с оценками минской группы значительны при всех энергиях. Для ^{244}Cm измеренные данные указывают на необходимость пересмотра предшествующих оценок. Для новой оценки файлов юрия был использован тот же подход, что и для америция. Рекомендованные сечения деления вместе с погрешностями были получены статистическим анализом экспериментальных данных. Для ^{244}Cm имеется существенное расхождение между микроскопическими и интегральными данными. В настоящее время нет объяснений этому противоречию, и проблема проверки сечения деления ниже 1 МэВ остается. Для оценок сечений неупругого рассеяния и реакций (n, xn) использованы результаты расчетов, согласующихся с оценками сечения деления. Эти результаты сильно расходятся с другими оценками. Для высоких энергий нейтронов это вызвано различиями не только в сечениях деления, но и в сечениях поглощения. Наблюдаемые сечения деления легких изотопов юрия при энергии нейтронов 14 МэВ подтверждают наши оценки и расходятся с предыдущими.

ИЗМЕРЕНИЕ ПОЛНЫХ ВЫХОДОВ И ГРУППОВЫХ КОНСТАНТ ЗАПАЗДЫВАЮЩИХ НЕЙТРОНОВ ПРИ ДЕЛЕНИИ ^{237}Np БЫСТРЫМИ НЕЙТРОНАМИ

Было проведено два типа экспериментов. Первый включает измерения с различными временами облучения делящегося образца и счета запаздывающих нейтронов с целью получения большей статистики для определенных групп. Во втором типе опытов время облучения намного больше самого длинного периода предшественников. Счет делений в образце набирается с помощью двух камер деления. Минимальное время доставки образца в детектор нейтронов составило 150 мс. Образцы ^{237}Np были изготовлены из порошка двуокиси в форме цилиндров диаметром 0,56 см и высотой 0,35 см. Прессование позволило увеличить плотность до 7 г/см^3 .

При анализе результатов использовались шесть групп. Были получены: величины абсолютного полного выхода при энергиях 1,2 и 4 МэВ; относительные полные выходы; относительные выходы и периоды отдельных групп (для нейтронов под 0°) при энергиях 1,2; 3,5; 4; 4,5; 5 МэВ.

Вторая часть работы была посвящена оценке выходов запаздывающих нейтронов при делении ^{237}Np быстрыми нейтронами на основе микроскопического подхода и вычислению их энергетического спектра в шестигрупповом приближении. Особое внимание было обращено на возможное существование энергетической зависимости выхода в диапазоне до 20 МэВ. Эти результаты, а также ограниченный набор данных других работ были использованы для получения оценки энергетической зависимости выхода запаздывающих нейтронов ^{237}Np .

Новые возможности, полученные Отделением ядерной физики ФЭИ в рамках проекта, планируется использовать для измерения и оценки ЯД из списка потребностей высшего приоритета АЯЭ ОЭСР (OECD NEA), прежде всего в двух основных направлениях.

1. Данные для ториевого цикла: измерения неупругого рассеяния нейтронов на отдельных уровнях ^{232}Th для энергий 0,2-0,6 МэВ с точностью 5%; измерения относительных выходов, периодов и абсолютных полных выходов запаздывающих нейтронов ^{232}Th и ^{233}U нейтронами с энергией 1,2-5 МэВ и 15 МэВ; измерения полных сечений ^{232}Th и ^{233}U в диапазоне энергий от 0,3 до 7 МэВ с точностью 3-4%; точные измерения спектров нейтронов утечки из толстой ториевой сферы с источником ^{252}Cf ; оценка нейтронных данных на основе новых экспериментальных данных и теоретических моделей, тестировка новых оценок для ^{232}Th , ^{233}U и $^{231,233}\text{Pa}$ по имеющимся интегральным данным.

2. Данные по МА, дополнительные к полученным в рамках проекта № 304, которые позволили бы как ликвидировать пробелы, так и существенно повысить точность имеющихся данных: измерения сечений деления изотопов $^{241,242\text{m},243}\text{Am}$ и $^{243-248}\text{Cm}$ в области энергий разрешенных и неразрешенных резонансов от 2 эВ до 30 кэВ на спектрометре нейтронов по времени замедления в свинце на основе нейтронного источника протонного пучка Московской мезонной фабрики; то же самое в области энергий нейтронов 10-30 МэВ на тандем-генераторе ЭПГ-15М ФЭИ; разработка систематики сечений деления на новом материале в области первого-четвертого плато (до 20 МэВ), смыкание с промежуточными энергиями до 200 МэВ.

Для перехода к более высоким энергиям нейтронов есть веские основания. В последнее время большое внимание привлекают возможности электроядер-

ных установок - подкритических бланкетов, размножающих нейтроны, порождаемые в массивных мишенях мощными пучками протонов с энергией 1-1,5 ГэВ. Спектры этих "первичных" нейтронов покрывают интервал в сотни МэВ, максимум приходится на энергии в десятки МэВ.

Почти все протоны пучка тормозятся и останавливаются в мишени, но нейтроны промежуточных энергий проникают в бланкет и взаимодействуют с ядрами топлива и конструкционных материалов. Поэтому одной из важных задач в обеспечении ЯД расчетов электроядерных систем являются измерения и оценка надежных нейтронных данных в интервале 0-200 МэВ, который в десять раз шире традиционного реакторного.

При использовании электроядерных систем для трансмутации МА - нептуния, америция, кюрия - большие количества, сотни килограммов этих изотопов нужно будет помещать в бланкет в виде либо однородно распределенных примесей к основному топливу в сравнительно низких концентрациях 1-2%, либо гетерогенно, в специальных мишенных сборках с концентрациями на порядок выше. Последний случай, по мнению большинства специалистов, предпочтительнее с точки зрения нейтронной физики. При этом также в 10-15 раз уменьшается число сборок с высокоактивным свежим топливом, требующим для своего производства дистанционных методов управления.

Для обеспечения эффективности трансмутации эти сборки должны размещаться близко к источнику первичных нейтронов, поскольку распределение плотности потока отличается от реакторного случая. Чем глубже подкритичность, тем выше относительный нейтронный поток у источника. Поэтому высокоэнергетический "хвост" необходимо учитывать при расчетах интенсивности различных ядерных реакций на МА. Важнейшей из них является, несомненно, деление. Этот процесс обеспечивает достижение конечной цели трансмутации - превращения долгоживущих, высокорadioтоксичных альфа-излучателей в относительно быстро распадающиеся осколки с умеренным энерговыделением.

Есть и еще один стимул для предлагаемых измерений в интервале 5-30 МэВ. Результаты таких измерений необходимы для развития и усовершенствования теоретических моделей ядра и ядерных реакций в пограничной области между низкими и промежуточными энергиями. Влияние оболочечной структуры и компаунд-процессов здесь уменьшается, уступая место статистическим и термодинамическим законам ядерной плотности, предравновесным и прямым механизмам ядерных реакций. Новые данные в этой области позволяют сомкнуть альтернативные описания.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Italian Physical Society. Conference Proceedings. Vol. 59.-International Conference on Nuclear Data for Science and Technology. Edited by G.Reffo, A.Ventura and C.Grandi. Triest, 19-24 May 1997.
2. Salvatores M. Experimental facilities, training and expertise in the nuclear data field: needs and gaps for reactor physics applications. - [1], Part I, p. 3.
3. Ion S. Nuclear data and the nuclear fuel cycle.- [1], Part I, p. 18.
4. Caseau P. and Bioux P. The future of nuclear energy generation: stakes associated with nuclear data.- [1], Part I, p. 23.
5. Mills R.W. and Zimmerman C.H. Nuclear Data Use in British Nuclear Fuels. - [1], Part II, p. 1092.
6. Fink P.J. A Summary of sessions 5 and 7 - [1], Part II, p. 1773.
7. Badikov S.A., Fursov B.I., Shorin V.S. Evaluation of Fast Neutron Induced Fission Cross Sections of $^{244-247}\text{Cm}$. - [1], Part II, p. 1344.
8. Fursov B.I. et al. Fast Neutron Induced Fission Cross Sections of Some Minor Actinides. - [1], Part I, p. 488.
9. Goverdovski A.A. et al. Measurements of Fission Products Yields for Fast Neutron Induced Fission of Np-237. - [1], Part I, p. 676.
10. Kornilov N.V. et al., Inelastic Neutron Scattering and Fission Neutron Spectra for ^{237}Np . - [1], Part I, p. 577.
11. Piksaikin V.M. et al. Measurements of Periods, Relative Abundances and Absolute Total Yields of Delayed Neutrons from Fast Neutron Induced Fission of ^{235}U and ^{237}Np . - [1], Part I, p. 485.
12. Piksaikin V.M. et al. Absolute Calibration of Neutron Detector with Cf-252 Neutron Source by Monte-Carlo calculations and Activation Technique. - [1], Part I, p. 646.
13. Золотарев К.И. и др. Оценки сечений захвата быстрых нейтронов для Am-241 в области энергий 1 кэВ - 20 МэВ. - ВАНТ. Сер. Ядерные константы, 1997, вып. 3-4, с. 79.
14. Игнатюк А.В. Анализ различий в оцененных данных для Np-237 и развитие усовершенствованной оценки. Там же, с. 59.

КОНЦЕПЦИЯ БЫСТРОГО РЕАКТОРА С ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКИМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ С ТОПЛИВНЫМ САМООБЕСПЕЧЕНИЕМ

Г. И. Тошинский

ГНЦ РФ ФЭИ им. академика А. И. Лейпунского, 249020, г. Обнинск Калужской обл.

ВВЕДЕНИЕ

Развитие энергетики вообще, а ядерной энергетики (ЯЭ) в особенности отличается большой инерционностью. Поэтому уже сегодня во многих странах, развивающих ЯЭ, рассматриваются условия, в которых ЯЭ может существовать и развиваться в середине будущего века.

Применительно к условиям России этот период времени будет характеризоваться тем, что имеющиеся запасы природного и обогащенного урана, позволяющие развивать ЯЭ и обеспечивать экспортные поставки без больших затрат на добычу и обогащение урана, будут исчерпаны. Это приведет к необходимости поиска, разработки и освоения новых месторождений урана в труднодоступных районах или к ориентации на масштабный импорт урана, что вызовет увеличение топливной составляющей себестоимости электроэнергии, вырабатываемой АЭС с реакторами на тепловых нейтронах.

Проблема топливообеспечения ЯЭ может быть решена быстрыми реакторами (БР), работающими в замкнутом ядерном топливном цикле (ЯТЦ), позволяющими эффективно вовлечь в производство энергии уран-238.

Однако развитие ядерного топливно-энергетического комплекса на этой основе неизбежно приводит к увеличению удельных капитальных затрат и продолжительности инвестиционного цикла по сравнению с современными и перспективными ТЭС, работающими на органическом топливе. В условиях рыночной экономики, когда строительство должно осуществляться на основе возвратных кредитов, это ухудшает конкурентоспособность ЯЭ при свободном доступе потребителей к оптовому рынку электроэнергии и мощности. Такая ситуация складывается в настоящее время в США, где построенные АЭС с легководными реакторами (ЛВР) не вводятся в эксплуатацию из-за низкой рентабельности, даже в условиях отсутствия затрат на переработку топлива и рефабрикацию твэлов. Положение не улучшится и в случае, если в ЯТЦ будет вовлечен оружейный плутоний с неполным замыканием топливного цикла (отсутствие затрат на переработку, минимальные радиационные характеристики при изготовлении).

При развитии ЯЭ в будущем веке на основе эволюционного совершенствования реакторов традиционных типов положение будет усугубляться, поскольку для сохранения величины риска тяжелой аварии на существующем сегодня социально приемлемом уровне вероятность такой аварии должна быть снижена обратно пропорционально количеству реакторо-лет, выработанных блоками АЭС [1]. Это неизбежно приведет к увеличению капитальных затрат для повышения безопасности АЭС.

Ситуация для ЯЭ может измениться к лучшему в более отдаленном будущем, когда будут исчерпаны запасы дешевого природного газа, составляющего доминирующую долю в производстве электроэнергии, введены квоты на выброс парниковых газов и ощутимые начисления на себестоимость электроэнергии, вырабатываемой ТЭС, на природоохранные мероприятия.

Вполне вероятно, что между моментом времени, когда ЯЭ после исчерпания запасов и ресурсов дешевого урана может потерять свою конкурентоспособность, и моментом времени, когда ЯЭ с замкнутым ЯТЦ станет гарантированно конкурентоспособной с энергетикой на органическом топливе, будет существовать продолжительный временной интервал (50-100 лет), когда ЯЭ будет экономически менее эффективной по сравнению с энергетикой на органическом топливе (так называемая "газовая пауза").

Рассмотренные обстоятельства делают актуальным поиск концепции развития ЯЭ в период "газовой паузы", позволяющей преодолеть возникающие трудности. Одна из возможных концепций такого рода разработана ГНЦ РФ ФЭИ. Основная цель концепции - резкое повышение эффективности использования энергетического потенциала природного урана (ПУ) без радиохимической переработки топлива и замыкания топливного цикла для закрытия "газовой паузы".

РАБОТА БР В ОТКРЫТОМ ЯТЦ (ФИЗИЧЕСКАЯ КОНЦЕПЦИЯ)

Обычно БР рассматриваются в замкнутом ЯТЦ, когда они работают в режиме бридера. При этом плутоний в основном накапливается в зонах воспроизвод-

ства из обедненного урана. В активной же зоне коэффициент воспроизводства КВА < 1 . Подпитка активной зоны при частичных перегрузках производится топливом практически с таким же содержанием делящегося материала, что и в топливе стартовой загрузки. Для обеспечения подпитки активной зоны реактора наработанным плутонием требуется замыкание ЯТЦ с переработкой топлива и рефабрикацией твэлов с использованием выделенного плутония.

Однако БР позволяет организовать его работу в нетрадиционном режиме, реализация которого должна позволить закрыть "газовую паузу". Это БР с так называемым "безхимическим" топливным циклом, идея которого была впервые высказана в 1958 г. С.М. Фейнбергом и Е.П. Кунегиним в нашей стране в "Курчатовском институте" [2], а позднее, в 1961 г., К. Фуксом и Г. Хесселем в Германии [3].

Работа быстрого реактора в таком режиме не соответствует существующим взглядам на роль БР в ЯЭ, так как в этом случае нарабатываемый плутоний не извлекается и повторно не используется, а в значительной степени утилизируется непосредственно внутри реактора. Отсюда вытекает необходимость пересмотра традиционной идеологии БР.

В рассматриваемом реакторе стартовая загрузка активной зоны из тепловыделяющих сборок (ТВС) со сравнительно высокообогащенным (10-12%) урановым топливом набирается только один раз. (Конечно, может быть использовано и уран-плутониевое топливо, содержащее оружейный плутоний, если задача по его утилизации еще будет актуальна, или выделенный энергетический плутоний.) В процессе работы реактора ТВС стартовой загрузки при частичных перегрузках постепенно замещаются ранее загруженными ТВС подпитки, в которых уже наработан плутоний, а их место занимают свежие ТВС подпитки из обедненного или слабообогащенного урана. Отдельные зоны воспроизводства в таком реакторе отсутствуют.

Основным условием обеспечения возможности работы реактора в таком режиме является $KBA > 1$. Это позволяет поддерживать критичность за счет нарабатываемого плутония. При этом, с одной стороны, необходимо, чтобы средняя концентрация плутония в активной зоне была выше критической концентрации. С другой стороны, эта концентрация не должна превышать равновесное значение, которое определяется равенством скорости образования плутония из урана-238 скорости его выгорания. Параметры реактора и режим частичных перегрузок должны быть подобраны так, чтобы потеря реактивности после частичной перегрузки компенсировалась увеличением реактивности в период работы между перегрузками. Это увеличение реактивности компенсируется введением в активную зону поглощающих стержней. После

частичной перегрузки реактор должен быть в критическом состоянии при извлеченных поглощающих стержнях.

Выполнение этих условий предъявляет ряд требований к реактору. Размеры активной зоны должны быть большими. Объемная доля топлива и его плотность по урану должны быть по возможности высокими. Доля ТВС, перегружаемых за один цикл частичных перегрузок, должна быть небольшой (высокая кратность перегрузок).

Выбранная схема частичных перегрузок и перестановок ТВС должна также обеспечить выравнивание распределения энерговыделения в активной зоне. Сложность проблемы определяется тем, что в активной зоне одновременно содержатся как ТВС с большим, близким к равновесному содержанием плутония, так и свежие ТВС подпитки без плутония с очень низким энерговыделением. Поэтому зоны с высоким и низким содержанием плутония должны чередоваться.

После выгрузки из активной зоны последней ТВС стартовой загрузки реактор переходит в самоподдерживающийся режим работы. При этом критичность поддерживается в основном за счет собственного плутония с потреблением реактором только низкообогащенного урана (НОУ) или отвалного урана (ОУ). В таком случае эффективность использования энергетического потенциала природного урана по сравнению с ЛВР увеличивается в несколько раз (см. ниже).

ЭФФЕКТИВНОСТЬ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ЭНЕРГЕТИЧЕСКОГО ПОТЕНЦИАЛА ПРИРОДНОГО УРАНА

Эффективность использования энергетического потенциала природного урана (ЭИУ) определяется как отношение количества энергии, выработанной реактором за определенный период времени (масса осколков деления), к массе ПУ, израсходованного за этот же период времени для обеспечения работы реактора.

Для ЛВР эта величина составляет около 0,5 %, что соответствует расходу ПУ ~ 200 тонн на тонну осколков деления (или на 1 ГВт(э)-год).

Для БР рассматриваемого типа ЭИУ будет возрастать с увеличением количества кампаний топлива, выработанных в реакторе. Это связано с тем, что вклад стартовой загрузки, для изготовления которой требуется большое количество ПУ, в суммарную энерговыработку реактора будет уменьшаться с увеличением количества кампаний топлива, выработанных в реакторе.

Если в качестве топлива подпитки обеспечивается использование ОУ, то ЭИУ будет максимальной, достигая в пределе при большом числе кампаний величины, равной глубине выгорания топлива (в % по тяже-

лему металлу). Это соответствует увеличению ЭИУ в 10-20 раз по сравнению с ЛВР и объясняется тем, что для изготовления топлива подпитки ПУ не требуется. Для обеспечения возможности такого повышения ЭИУ к твэлам предъявляются наиболее жесткие требования по продолжительности кампании, глубине выгорания топлива и величине повреждающей дозы быстрых нейтронов.

При увеличении обогащения урана в топливе подпитки требования к условиям работы твэлов снижаются. Однако ЭИУ в этом случае уменьшается, оставаясь, тем не менее, в несколько раз выше, чем для реактора ВВЭР-1000. Если принять обогащение топлива подпитки на уровне 4,4%, характерном для реактора ВВЭР-1000, то ЭИУ для реактора СВБР-600 уже на четвертой кампании в три раза превысит ЭИУ для реактора ВВЭР-1000. При этом в три раза уменьшится расход ПУ, т.е. в три раза увеличится возможный срок существования открытого ЯТЦ.

С учетом этих результатов целесообразно использовать гибкий режим эксплуатации реактора. В первой кампании обогащение урана в топливе подпитки выбирается таким, чтобы условия работы твэлов не выходили за рамки проверенных значений. При этом ЭИУ не будет наилучшей. В последующих кампаниях по мере накопления опыта эксплуатации обогащение урана в топливе подпитки будет снижаться, что приведет к увеличению ЭИУ.

Для достижения максимально возможной величины ЭИУ должна быть предусмотрена возможность после истечения срока службы РУ использовать ее топливную загрузку, в которой наработан плутоний в количестве, обеспечивающем критичность реактора, в качестве стартовой для новой РУ.

Значительное увеличение ЭИУ по сравнению с ЛВР обеспечивает возможность долговременного существования открытого ЯТЦ при фиксированных запасах ПУ. Это позволяет отложить на продолжительный срок (50-100 лет) необходимость внедрения в ЯЭ крупномасштабной переработки отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) с экономией больших затрат и исключением на этот период риска ядерных, радиационных и экологических аварий, возможных при функционировании соответствующих производств.

Тем не менее, поскольку в долгосрочной перспективе переработка ОЯТ и осуществление рецикла плутония являются необходимыми, поиск и отработка наиболее экономически приемлемых, безопасных и экологически чистых процессов переработки ОЯТ должны вестись в требуемых для этих целей масштабах.

ОБРАЩЕНИЕ С ОЯТ

При продолжительном функционировании ЯЭ в открытом ЯТЦ возрастает нагрузка на хранилища отработавших ТВС, которые должны иметь соответст-

вующие емкости и обеспечивать длительное, безопасное контролируемое хранение отработавших ТВС. Высокая безопасность хранения отработавших ТВС может быть надежно обеспечена, поскольку для выхода радиоактивных продуктов из ТВС в окружающую среду сохраняются существующие в реакторе барьеры (топливная матрица, оболочка твэла) и могут быть созданы дополнительные (например, заполнение капсулы с отработавшей ТВС жидким свинцом с последующим его "замораживанием"). При хранении в "сухих" хранилищах отработавшее топливо не подвергается никаким воздействиям, приводящим к разрушению защитных барьеров. Сравнительно небольшой объем отработавших ТВС в расчете на 1 ГВт(э)-год по сравнению с ВВЭР-1000, обусловленный в 3-4 раза более глубоким выгоранием топлива, облегчает создание надежной физической защиты хранилища от внешних воздействий и уменьшает его стоимость.

Кроме того, работа реакторов в открытом ЯТЦ практически исключает возможность несанкционированного распространения и использования наработанного плутония в военных целях, поскольку он находится в отработавшем топливе вместе с высокорadioактивными продуктами деления ("стандарт отработавшего топлива"). Это будет способствовать повышению политической стабильности в мире и возможности достижения договоренности с США. Следует также отметить, что риск несанкционированного распространения плутония из хранилищ ОЯТ после накопления порогового количества плутония, обеспечивающего изготовление нескольких сотен ядерных зарядов, не увеличивается пропорционально общему количеству плутония в хранилище. Дальнейшему уменьшению риска хищения плутония будет способствовать передача хранилищ отработавшего ядерного топлива (ХОЯТ) под международные гарантии.

ВЫБОР СПЛАВА СВИНЕЦ-ВИСМУТ В КАЧЕСТВЕ ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКОГО ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ

Жидкометаллический теплоноситель (ЖМТ), используемый для охлаждения БР, в значительной степени определяет конструктивную и тепловую схему РУ, технико-экономические показатели АЭС.

Среди применяемых ЖМТ наибольшее распространение получил натрий. Выбор этого теплоносителя для реакторов на быстрых нейтронах был обусловлен создаваемой им, благодаря хорошим теплофизическим свойствам, возможностью интенсивного теплоотвода и, следовательно, получения малых времен удвоения плутония, что было неременным требованием на ранних этапах разработки и создания таких реакторов в шестидесятых-семидесятых годах. Именно по

этой причине академик А.И. Лейпунский, рассматривая в пятидесятых годах различные ЖМТ для охлаждения БР; также отдал предпочтение натрию, хотя первоначально для этих целей рассматривался эвтектический сплав свинец-висмут [4].

В настоящее время и в перспективе таких коротких времен удвоения плутония, которые могут обеспечить БР с натриевым охлаждением, не требуется. Это позволяет вернуться к исследованию применения для охлаждения БР свинцово-висмутowego теплоносителя, многолетний опыт использования которого накоплен в нашей стране применительно к реакторам атомных подводных лодок (АПЛ), разрабатывавшихся под научным руководством ФЭИ [5].

Следует отметить, что опыт применения натриевого теплоносителя получен в условиях промышленной эксплуатации энергетических реакторов АЭС и может быть использован непосредственно, в то время как опыт применения свинцово-висмутowego теплоносителя получен при эксплуатации РУ АПЛ, значительно отличающихся по масштабному фактору и условиям, работы от РУ АЭС, и требует соответствующей адаптации к новым условиям. Однако эти обстоятельства не могут быть доводом против исследования и обоснования возможности и целесообразности использования свинцово-висмутowego теплоносителя в ЯЭ крупного масштаба, если к этому имеются достаточные основания и если речь идет о реакторах, которые должны сооружаться в середине будущего века.

Таковыми основаниями являются:

- более жесткий спектр нейтронов, формирующийся в активной зоне реактора, охлаждаемого сплавом свинец-висмут, из-за более слабого замедления нейтронов тяжелыми ядрами. Это обеспечивает более высокое значение КВА, играющего ключевую роль в достижении наибольшей величины ЭИУ. Как показали расчеты, для натриевого теплоносителя трудно обеспечить критичность реактора при подпитке обедненным ураном;

- повышение безопасности реактора, проявляющееся в исключении вскипания теплоносителя (температура кипения сплава $\sim 1700^\circ\text{C}$, против $\sim 870^\circ\text{C}$ для натрия) в наиболее напряженных ТВС, даже в самых тяжелых авариях. Это делает невозможным реализацию положительного пустотного эффекта реактивности теплоносителя. Кроме того, использование химически инертного свинцово-висмутowego теплоносителя исключает возникновение взрывов и пожаров при контакте теплоносителя с водой и воздухом, возможном в условиях аварии;

- улучшение технико-экономических показателей за счет использования двухконтурной схемы отвода тепла, исключения некоторых систем безопасности, систем локализации аварий, упрощения технологии обращения с ОЯТ;

- решение ряда принципиальных проблем, определяющих надежность и безопасность уже реализованных РУ: обеспечение необходимого качества теплоносителя, поддерживаемого в ходе эксплуатации, обеспечение радиационной безопасности, связанной с образованием альфа-активного радионуклида полония-210, и других, отработанных для РУ АПЛ.

ВОПРОСЫ УВЕЛИЧЕНИЯ ОБЪЕМА ПРОИЗВОДСТВА ВИСМУТА И ИСПОЛЬЗОВАНИЯ СВИНЦОВОГО ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ

Фактором, ограничивающим применение свинцово-висмутowego теплоносителя в крупномасштабной ЯЭ будущего, является недостаточный уровень существующего сегодня производства висмута, обусловленный требующимся масштабом его потребления в стране.

Если ориентироваться на производство висмута на территории России, то его годовой объем будет ограничивать темп ввода мощностей. Для исключения зависимости от импортных поставок и рыночной конъюнктуры необходима своевременная организация попутного извлечения и производства металлического висмута на предприятиях отрасли, входящих в АО "Атомредметзолото". По данным ВНИПИ промтехнологии на базе уже разведанных запасов комплексных золото-висмутовых руд на юго-востоке Читинской области может быть организовано производство 2500-3000 тонн в год висмута, попутно вместе с золотом и другими металлами. Такой объем производства висмута обеспечит ежегодный ввод 2,5-30 ГВт(э) для АЭС на базе РУ СВБР-75 и 1 ГВт(э) для АЭС на базе РУ СВБР-600 (при увеличении агрегатной мощности РУ удельное потребление висмута возрастает). Необходимы также целенаправленные геологоразведочные работы, разработка существующих и новых месторождений, внедрение технологии глубокого извлечения висмута. Целесообразно также изучить возможность поставок висмута по импорту.

Стоимость висмута, превышающая в 10 раз стоимость свинца, составляет очень небольшую долю капитальных затрат на сооружение АЭС. Следует также учитывать, что теплоноситель не расходуется и может быть использован повторно в других РУ.

В качестве альтернативы сплаву свинец-висмут может рассматриваться, как предлагает НИКИЭТ, свинцовый теплоноситель [6], поскольку масштабы производства свинца не накладывают ограничений на темпы развития крупномасштабной ЯЭ.

Однако применение свинцового теплоносителя создает ряд технических проблем. Из-за более высокой температуры плавления свинца (327°C по сравнению со 125°C для эвтектического сплава) температура

свинцового теплоносителя должна быть значительно повышена. Это затрудняет решение проблемы технологии теплоносителя, коррозии конструкционных материалов и массопереноса, потребовавшей применительно к свинцово-висмутному теплоносителю для своего решения около пятнадцати лет. Кроме того, существенно усложняется эксплуатация РУ из-за большей вероятности образования "козлов" в первом контуре при переходных режимах, авариях, ремонтах, перегрузке топлива. В настоящее время работы по освоению свинцового теплоносителя находятся в начальной стадии.

С учетом сказанного переход на свинцовый теплоноситель будет оправдан только при очень высоком темпе наращивания мощностей АЭС с РУ рассматриваемого типа, когда затраты на увеличение годового производства висмута и его цена возрастут настолько, что приведут к экономически неоправданному повышению удельных капитальных затрат на строительство АЭС.

Следует также отметить, что между сплавом свинец-висмут эвтектического состава и чистым свинцом нет резкой границы. При дефиците висмута может быть рассмотрен сплав не эвтектического состава с уменьшенным до 10% (против 56% в эвтектическом сплаве) содержанием висмута. По сравнению со свинцовым теплоносителем его температура плавления снижается на 77 °С (до 250 °С), что облегчит эксплуатацию РУ и уменьшит максимальные температуры оболочек твэлов до уровня, проверенного в условиях длительных испытаний на эвтектическом сплаве.

Освоение сплава с 10%-ным содержанием висмута позволит в дальнейшем, при необходимости, постепенно перейти к использованию свинцового теплоносителя.

ОСНОВНЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ ВЫПОЛНЕННЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ

Результаты выполненных исследований подтвердили возможность работы БР с подпиткой при частичных перегрузках слабообогащенным или обедненным ураном. При этом наиболее высокое значение ЭИУ реализуется при больших размерах активной зоны $D \times H \cong 4,0 \times 1,4$ м, объемной доле топлива не ниже 60%, использовании топлива высокой плотности ~ 11 г/см³ по урану, формировании в активной зоне возможно более жесткого спектра нейтронов (отсутствия легких ядер).

В случае применения металлического легированного (10% Zr) уранового топлива с эффективной плотностью 75% от теоретической реактор при подпитке может потреблять отвалный уран. При этом обеспечивается наибольшее значение ЭИУ (около

20%). В этом случае глубина выгорания должна достигать $\sim 20\%$ т.а. (подтверждено на экспериментальных сборках реактора ЕВР-2), повреждающая доза быстрых нейтронов на материал оболочки твэла ~ 430 сна (в два раза превышает величину, достигнутую в экспериментах для сталей ферритомартенситного класса), продолжительность полной кампании ТВС ~ 40 лет (в четыре раза превышает достигнутую при эксплуатации РУ АПЛ).

Как упоминалось ранее, повышение обогащения топлива подпитки значительно снижает эти требования. Следует также отметить, что принятые в расчетах на этапе предварительной проработки концепции комплекта активной зоны, схема и регламент частичных перегрузок не являются оптимальными. Необходимо дальнейшая их многокритериальная оптимизация с использованием вычислительных алгоритмов, адекватно отражающих геометрию реактора. Это позволит снизить требования к условиям работы твэла.

На основе полученных результатов ОКБ "Гидропресс" была выполнена конструкторская проработка РУ СВБР-600 электрической мощностью 625 МВт, а ВО ВНИПИЭТ - проектная проработка АЭС с такими РУ с целью выбора принципиальных конструкторских и проектных решений и предварительной оценки технико-экономических показателей.

Результаты расчета технико-экономических показателей двухблочной АЭС с РУ СВБР-600 в сопоставлении с аналогичными показателями двухблочной АЭС с РУ ВВЭР-640, имеющей наивысшие показатели безопасности для РУ данного типа, показали следующее.

Капитальные затраты в строительство АЭС совместно с ХОЯТ с учетом стоимости начальной загрузки топлива и теплоносителя в расчете на 1 кВт установленной электрической мощности оказались практически равными, а себестоимость электроэнергии - на 21% ниже по сравнению с ВВЭР-640.

Равенство удельных капитальных затрат, несмотря на более высокие затраты на стартовую загрузку топлива в БР и теплоноситель, характерные для РУ СВБР-600, объясняется значительно более простой схемой этой РУ и уменьшением строительных объемов, что обусловлено полным отсутствием трубопроводов и арматуры первого контура, значительно меньшим количеством вспомогательных систем и систем, обеспечивающих безопасность, существенно (в ~ 4 раза) меньшим при одинаковой энергосвязке объемом ХОЯТ, практическим отсутствием ЖРО (по опыту эксплуатации РУ с теплоносителем свинец-висмут на АПЛ) и значительным сокращением в связи с этим систем спецхимводоочисток, что компенсирует отмеченные выше факторы. Более низкая себестоимость электроэнергии для СВБР-600 объясняется значительно большей глубиной выгорания топлива в рассматриваемом БР.

Сделанные на основе выполненных проработок выводы об экономической предпочтительности АЭС с РУ СВБР-600 по сравнению с РУ ВВЭР-640, конечно, имеют предварительный характер, поскольку уровень проработки РУ СВБР-600, соответствующий стадии технического предложения, определяет значительно большую величину погрешности расчета технико-экономических показателей, чем для ВВЭР-640. Однако они указывают на целесообразность дальнейшего исследования предложенной концепции с разработкой концептуального проекта АЭС. При этом за базу сравнения следует принять проект АЭС с РУ ВВЭР-1000 (В-392), имеющий лучшие технико-экономические показатели.

ПРЕДЛОЖЕНИЯ ПО ПРОГРАММЕ ВНЕДРЕНИЯ

Предлагаемая концепция РУ опирается, с одной стороны, на мировой опыт разработки и эксплуатации БР с натриевым теплоносителем, а с другой - на отечественный опыт разработки и эксплуатации ЯЭУ атомных подводных лодок с реакторами, охлаждаемыми свинцово-висмутовым теплоносителем. Тем не менее она представляет собой новую ядерную технологию, нуждающуюся в достаточно продолжительной поэтапной отработке. Прежде всего это связано с условиями работы ТВЗЛОВ и ТВС активной зоны, характеризующимися очень большой продолжительностью кампании, высокой глубиной выгорания топлива, большой величиной повреждающей дозы быстрых нейтронов (если ставится задача значительного увеличения ЭИУ), а также с существенным изменением масштабного фактора при переходе от ЯЭУ АПЛ к РУ АЭС и необходимостью освоения технологии частичных перегрузок ТВС, неиспользовавшейся в ЯЭУ АПЛ с ЖМТ. Эти вопросы требуют отработки в опытно-промышленных условиях.

Первым шагом в этом направлении, который позволит продемонстрировать в гражданской ЯЭ возможность и эффективность применения свинцово-висмутовых БР и накопить опыт эксплуатации, будет создание экспериментального модуля СВБР-75 на промплощадке ГНЦ РФ ФЭИ и осуществление реновации 2-го блока НВАЭС с использованием таких модулей (2006-2010 гг.).

Вторым этапом должно быть создание демонстрационной АЭС с РУ СВБР-250, в проекте которой должны быть использованы типоразмеры элементов оборудования, параметры, материалы и принципиаль-

ные технические решения, определенные при разработке концептуального проекта РУ СВБР-600, основное отличие которой связано с уменьшением мощности и размеров реактора.

Уменьшенный диаметр активной зоны РУ СВБР-250 не позволяет обеспечить высокий коэффициент воспроизводства и работу реактора с подпиткой слабообогащенным и тем более обедненным ураном. Но в остальном эта РУ может рассматриваться как прототип РУ СВБР-600. Основная цель создания такой РУ - накопление промышленного опыта работы основных узлов и элементов оборудования РУ СВБР-600 в штатных условиях эксплуатации. РУ СВБР-250 может иметь и самостоятельное значение, в частности, при использовании ее для реновации блоков ВВЭР-1000. Демонстрационную РУ СВБР-250 предлагается построить в НИТИ (г. Сосновый Бор), обладающим опытом эксплуатации РУ с теплоносителем свинец-висмут.

С учетом последовательности поэтапного освоения РУ, по мере роста их мощности ввод в эксплуатацию первой РУ СВБР-250 при принятии программы и обеспечении ее финансирования предположительно может быть осуществлен в 2015 г., а РУ СВБР-600 - в 2030 г.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Ядерные реакторы повышенной безопасности. Анализ концептуальных разработок. - М.: Энергоатомиздат, 1993.
2. Feynberg S.M. and Kunegin E.P. Proceedings of the Second United Nations International Conference on the Peaceful Uses of Atomic Energy. Vol. 9. - Nuclear Power Plants, Part 2, Discussion, p. 447- 448, United Nations, Geneva (1958).
3. Fuchs K., und Hessel H. Über die Möglichkeiten des Betriebs eines Natururanbrutreaktors ohne Brennstoffaufbereitung. - Kernenergie, 4, Jahrgang, Heft 8, s. 619-623 (1961).
4. Лейпунский А.И. Избранные труды. Воспоминания. - Киев, Наук. думка, 1990.
5. Громов Б.Ф., Субботин В.И., Тошинский Г.И. Применение расплавов эвтектики свинец-висмут и свинца в качестве теплоносителя ЯЭУ. - Атомная энергия, 1992, т. 73, вып.1, с. 19.
6. Adamov E.O., Orlov V.V. Requirements to a New Nuclear Technology for the Large-Scale Power Industry. - Proceedings of ARS'94 International Topical Meeting on Advanced Reactors Safety. Hyatt Regency Pittsburgh, PA USA April 17-21, vol. 2, p. 636, 1994.

ВЫЖИГАНИЕ ОРУЖЕЙНОГО ПЛУТОНИЯ В ГАЗОТУРБИННОМ МОДУЛЬНОМ ГЕЛИЕВОМ РЕАКТОРЕ

А. И. Кирюшин¹, Н. Г. Кодочигов¹, Ю. П. Сухарев¹, Е. С. Глушков², Н. Е. Кухаркин², А. Г. Чудин³

Опытное конструкторское бюро машиностроения, 603603, Нижний Новгород-74, Нижегородская обл.¹,
Российский научный центр "Курчатовский институт", 123182, Москва², Минатом³

ВВЕДЕНИЕ

В настоящее время в мире накоплено большое количество оружейного плутония (WGPu). Эти запасы потенциально опасны из-за возможности их несанкционированного распространения и использования для изготовления оружия. С этой точки зрения проблема утилизации плутония становится злободневной.

С другой стороны, плутоний является ценнейшим энергетическим продуктом и должен быть эффективно использован. Концепция сжигания WGPu в энергетических реакторах для производства электроэнергии является официальной позицией России и рассматривается как долгосрочная проблема, связанная как с модификацией существующих реакторов, так и с разработкой новых реакторных технологий.

Действующие в настоящее время ВВЭР-1000 и БН-600 являются основными кандидатами для вовлечения WGPu в их топливный цикл, однако преимущества высокотемпературных гелиевых реакторов (ВТГР), например ГТ-МГР, позволяют рассматривать этот тип реакторов в качестве потребителя WGPu в ближайшем будущем (к 2010 г.).

Газотурбинный модульный гелиевый реактор (ГТ-МГР) [1] 600 МВт(т) является перспективным ВТГР, разрабатываемым в рамках международной программы, вовлекающей Минатом и зарубежные фирмы: "Дженерал атомикс" (США), Фраматом (Франция), "Фуджи электрик" (Япония). Цель совместной программы - разработка реакторной установки ГТ-МГР для диспозиции запасов оружейного плутония в Российской Федерации, затем использование того же реактора с урановой загрузкой на международном рынке производства электроэнергии.

КОНЦЕПЦИЯ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ WGPu В РЕАКТОРЕ

Концепция утилизации WGPu в ГТ-МГР основана на глубоком выжигании первоначально загруженного плутония при однократном его облучении в реакторе

и последующем захоронении отработанного топлива без дополнительной его переработки в многоцелевых канистрах внутри геологических формаций. Общая схема утилизации WGPu представлена на рис. 1.

Плутониевое топливо в реакторе используется в виде частиц с многослойным покрытием. Окись плутония в виде кернов диаметром 200 мкм покрывается сначала пористым буферным слоем пироуглерода, затем карбидом кремния и пирокарбидом (аналогично покрытиям TRISO). Наружный диаметр частиц ~ 620 мкм. Частицы перемешиваются с графитовой матрицей и формируются в цилиндрические топливные компакты в виде стержней. Они, в свою очередь, загружаются в гексагональные графитовые топливные блоки высотой 0,8 м и размером под ключ 0,36 м. Конструкция топливных блоков идентична применявшейся в реакторе FSV в США. В стандартном топливном блоке содержится около 20 млн. топливных частиц, на 115 кг массы топливного блока приходится ~ 0,7 кг плутония.

Топливные блоки активной зоны (АЗ) содержат стержни выгорающего поглотителя (15 стерженьков на канал) на основе окиси эрбия (Er_2O_3) с естественным содержанием изотопов. Поглотитель служит для компенсации запаса реактивности и обеспечения отрицательного температурного коэффициента реактивности. Эрбий содержит ~ 23 % изотопа ^{167}Er , который имеет ярко выраженный резонанс ($> 10^3$ б) при энергии ~ 0,5 эВ, блокирующий захват нейтронов ^{239}Pu при снижении температуры. Блок выгорающего поглотителя и топливные компакты имеют одну и ту же конструкцию и размеры.

АЗ реактора (рис. 2) кольцевого типа содержит гексагональные топливные блоки, собранные в 102 топливные колонны по 10 блоков в каждой. Каждый топливный блок имеет 202 канала для топливных компактов, 108 каналов для прохода теплоносителя и 14 каналов для стержней выгорающего поглотителя, расположенных по треугольной решетке с шагом 19 мм. В 12 топливных колоннах первого внутреннего ряда активной зоны расположены каналы для стержней аварийной защиты диаметром 130 мм. В 18 топ-



Рис. 1. Схема утилизации оружейного плутония

ливных колоннах второго и третьего ряда расположены каналы под резервную систему останова, содержащие маленькие поглощающие шарики на основе карбида бора. Кольцевая кладка АЗ окружена внутренним, наружным, нижним и верхним заменяемыми отражателями. Сменный отрагатель содержит 163 колонны с 13 блоками в каждой, из которых 102 колонны приходятся на внешний и 61 - на внутренний отрагатель. Блоки в 36 колоннах внешнего отрагателя имеют каналы под стержни компенсации реактивности. Основные характеристики АЗ представлены в табл. 1.

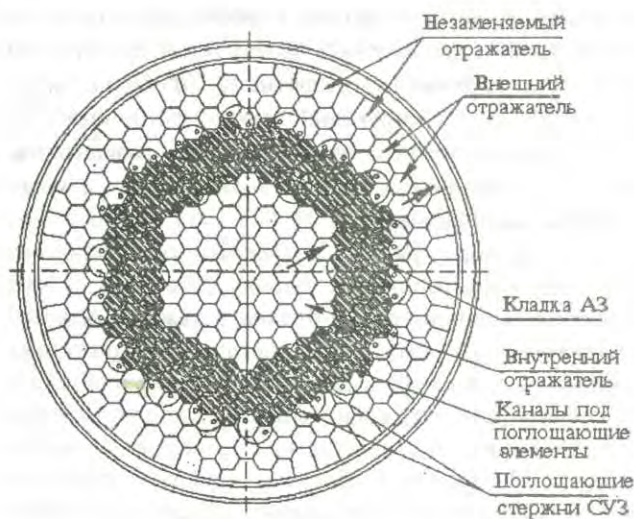


Рис. 2. Активная зона реактора

Таблица 1

Основные характеристики

Характеристика	Значение
Количество топливных колонн	102
Средняя энергонапряженность, МВт/м ³	6,5
Кампания топлива в реакторе, сут	~ 840
Кратность перегрузки	3
Средняя глубина выгорания топлива, МВт сут/кг Pu	640
Степень выжигания первоначально загруженного ²³⁹ Pu, %	88,6
Загрузка топлива начальная/ при перегрузке, кг	701/233
Максимальные коэффициенты неравномерности энерговыделения:	
- аксиальный	≤ 1,5
- топливных компактов	≤ 1,6
Максимальная температура топлива, °С	1350
Максимальный запас реактивности холодного разотравленного реактора (начало цикла/конец), % Δk/k	11,3/9,4
Изотермический температурный коэффициент реактивности в рабочей точке (начало цикла/конец), 10 ⁵ 1/°С	-7,5/-5,3
Эффективность органов компенсации реактивности (начало цикла/конец), % k/k:	
- 36 стержней в боковом отрагтеле	7,9/8,1
- 12 стержней в активной зоне	6,8/7,3
- резервная система	11,6/12,0

ОСОБЕННОСТИ ВЫЖИГАНИЯ ПЛУТОНИЯ В РЕАКТОРЕ

В отличие от известных вариантов использования плутония в ВТГР, представленных, например, в работах [2,3], в реакторе ГТ-МГР отсутствуют воспроизводящие материалы: ^{238}U , ^{232}Th .

Коэффициент размножения в реакторе с плутониевым топливом слабо зависит от параметров топливных частиц. Топливная композиция в ГТ-МГР является слабогетерогенной по сравнению, например, с ВТГР на низкообогащенном урановом топливе, где изменение диаметра топливного зерна от 200 до 500 мкм приводит к изменению коэффициента размножения более чем на 3 %.

Изменение коэффициента размножения во времени представлено на рис. 3. Спад значения K_{∞} по мере выгорания носит плавный характер (кривая 1), что обусловлено накоплением делящегося изотопа ^{241}Pu . Отличие $K_{\text{эф}}$ в реакторе с выгорающим поглотителем и без него (кривые 3 и 2) показывает недовыгорание изотопов эрбия по сравнению с изотопами Рн. Этим определяется резкий спад коэффициента размножения в конце цикла выгорания. Недовыгорание эрбия приводит к потере ~ 150 суток в кампании топлива.

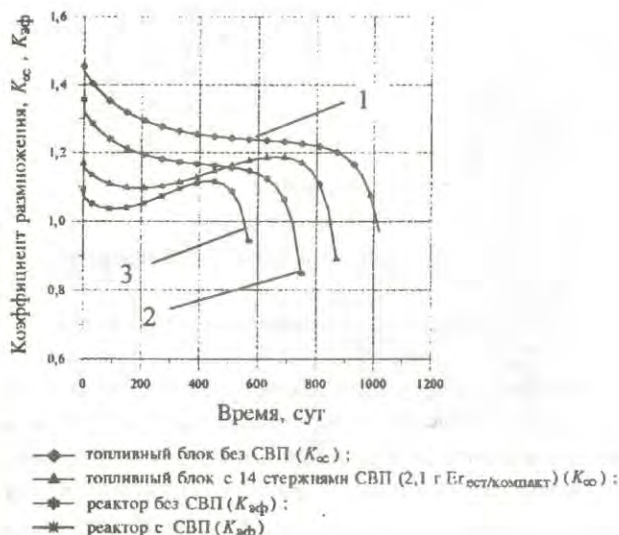


Рис. 3. Изменение коэффициента размножения с выгоранием

Последний факт неблагоприятен с точки зрения экономики топливного цикла, но является необходимым для реактора с чистым плутониевым топливом для обеспечения отрицательного температурного коэффициента реактивности.

В АЗ кольцевого типа с Рн топливом имеется существенная неравномерность энергораспределения, особенно вблизи границы АЗ и отражателя. Это обу-

словлено достаточно жестким спектром нейтронов в АЗ и относительно небольшой ее толщиной. На рис. 4 представлены энергораспределения в выбранном (см. рис. 2) радиальном направлении, полученные при расчете реактора в приближении, когда на сечение каждого шестигранного блока приходится 24 расчетные точки.

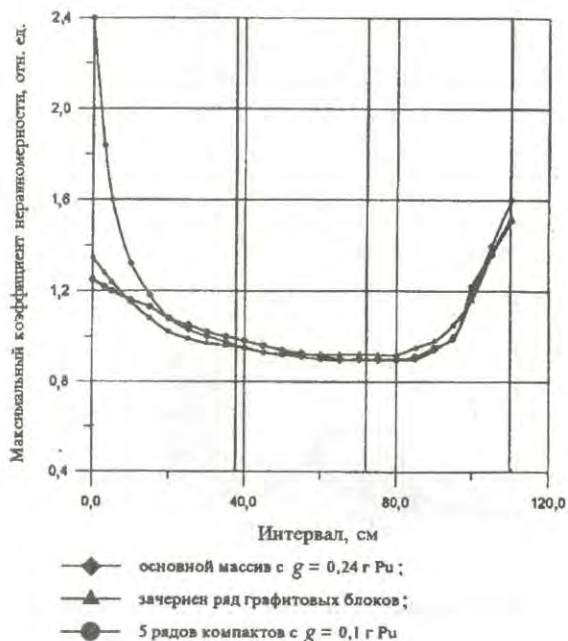


Рис. 4. Радиальное энергораспределение

Максимальное значение коэффициента неравномерности достигает ~ 2,4 в непрофилированной АЗ на границе с внутренним отражателем.

При снижении загрузки Рн в 5 рядах топливных компактов на границе с внутренним отражателем до 0,1 г Рн на компакт (вместо 0,24 г/компакт в основном массиве) коэффициент неравномерности может быть снижен до 1,25. Практически тот же результат может быть получен при "зачернении" ближнего к АЗ ряда внутреннего графитового отражателя. Коэффициент неравномерности энергораспределения при этом становится равным 1,35. Конструктивно это достигается размещением в периферийных блоках внутреннего отражателя стержней поглотителя равномерно по плоскости графитового блока. Коэффициент неравномерности на границе с внутренним отражателем достигает 1,6 при реальном размещении боковых органов компенсации реактивности и может быть дополнительно снижен при профилировании загрузки Рн и Ег по кольцам АЗ.

Следует заметить, что для активной зоны той же конструкции, но с загрузкой из низкообогащенного (14 % по ^{235}U) уранового топлива коэффициент неравномерности в радиальном направлении не превышает 1,15.

Температурный коэффициент реактивности. На рис. 5 представлена зависимость от энергии сечений основных изотопов в АЗ реактора. Максимум плотности потока тепловых нейтронов приходится на энергию 0,1 эВ.

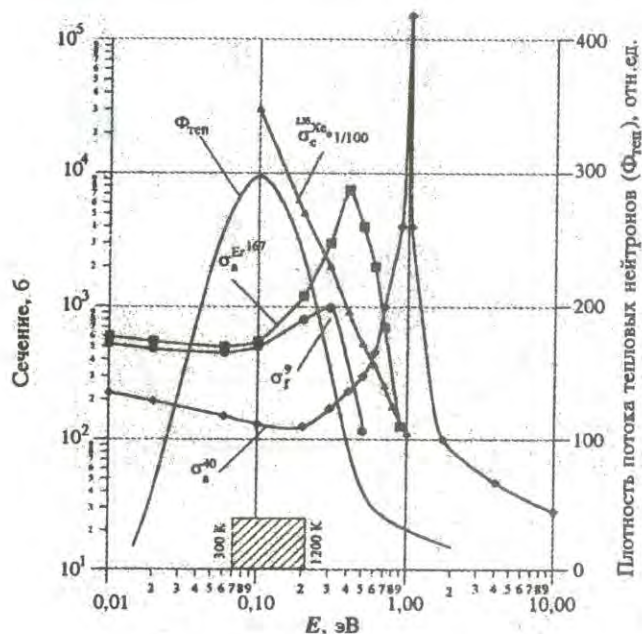


Рис. 5. Поведение сечений основных изотопов

Как следует из рисунка, при увеличении температуры сечение деления ^{239}Pu возрастает с 450 б при $T = 300 \text{ K}$ до 800 б при $T = 1200 \text{ K}$. Это обуславливает положительность температурного коэффициента реактивности в АЗ с чистым плутониевым топливом. Влияние резонанса ^{240}Pu , блокирующего захваты нейтронов ^{239}Pu , имеет место при повышенных значениях температур (свыше 1000 K). В отравленном реакторе (с ^{135}Xe) эффект увеличения коэффициента размножения с ростом температуры усугубляется за счет уменьшения сечения поглощения ^{135}Xe .

Для нейтрализации этих эффектов в АЗ реактора с оружейным плутонием необходимо размещение поглотителя, у которого сечение поглощения возрастало бы в области энергий $> 0,08 \text{ эВ}$. В качестве такого поглотителя в реакторе используется эрбий, содержащий 23 % изотопа ^{167}Er , который обладает отмеченной особенностью. Наличие Er в необходимом количестве приводит к ужесточению спектра нейтронов в реакторе, дополнительному паразитному захвату нейтронов и, как следствие, к увеличению потребления исходного делящегося изотопа при одинаковой энерговыработке. Потребление плутония в реакторе ГТ-МГР достигает 1,45 г/(МВт · сут), что существенно выше потребления делящегося изотопа в ВТГР с низкообогащенным ураном ($\sim 1,1 \text{ г/(МВт · сут)}$). Зависи-

мость температурного коэффициента реактивности (суммарного по топливу и замедлителю) от температуры для состояний отравленного реактора после и перед перегрузкой топлива приведена на рис. 6. Здесь приведены результаты усредненных значений температурного коэффициента реактивности, рассчитанные по различным методикам. Показана область неопределенности. Температурный коэффициент для состояния реактора после перегрузки (в начале топливного цикла) заведомо отрицательный, что же касается состояния перед перегрузкой, существует область температур ниже $400 \text{ }^\circ\text{C}$, где температурный коэффициент реактивности может менять знак. В разотравленном реакторе (без Xe) температурный коэффициент реактивности отрицателен во всей области температур.

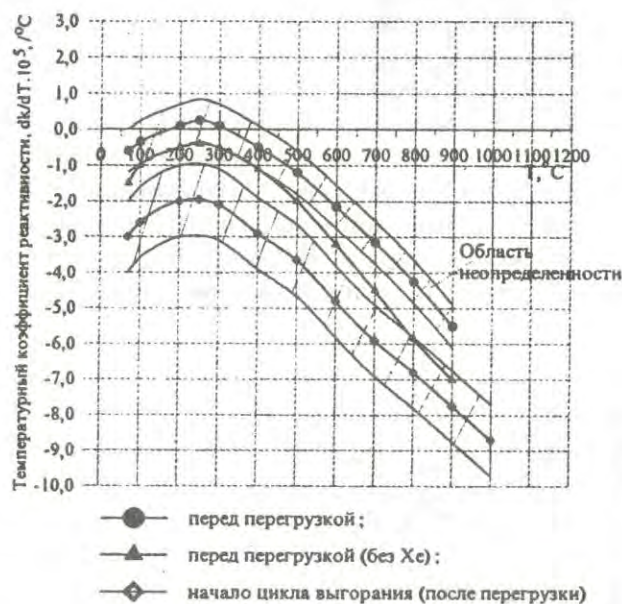


Рис. 6. Температурный коэффициент реактивности

Эффективность выжигания плутония. Благодаря глубокому выгоранию и отсутствию наработки новых делящихся изотопов в реакторе сжигается $\sim 90\%$ первоначально загруженного ^{239}Pu или $\sim 250 \text{ кг}$ ОП на одном реакторном модуле в год. Одна установка ГТ-МГР, включающая в себя четыре реактора за время ее эксплуатации, способна сжечь $\sim 50 \text{ т}$ ОП с одновременной выработкой $\sim 46 \text{ ГВт(э) · год}$ электроэнергии. Рис. 7 иллюстрирует преимущества ГТ-МГР по сравнению с другими типами реакторов.

Плутоний выгружаемого топлива после однократного облучения в АЗ содержит менее 30% исходного ^{239}Pu и $\sim 30\%$ ^{240}Pu , что делает выгружаемое топливо абсолютно бесперспективным для дальнейшего использования или изготовления оружия, снижает риск распространения и обуславливает отказ от последующей переработки, в том числе при захоронении. Изотопный состав выгружаемого топлива представлен на рис. 8.

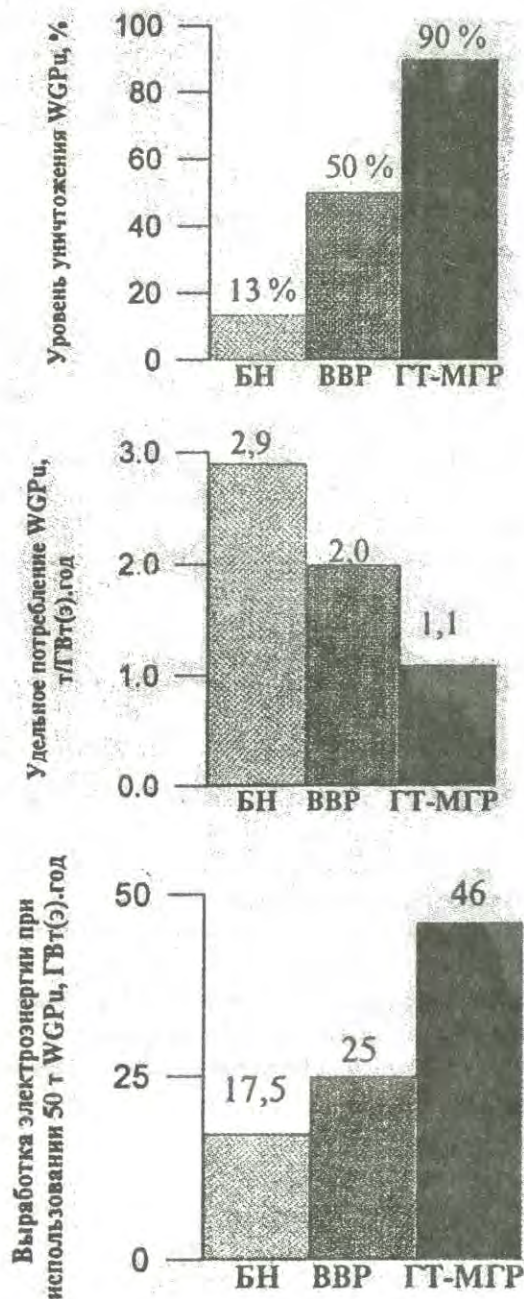


Рис. 7. Сравнение вариантов утилизации плутония

Размещение для хранения полномасштабных выгоревших топливных элементов ГТ-МГР было рекомендовано как предпочтительный вариант, поскольку этот вариант просто реализуем, снижает риск распространения, обеспечивает выполнение требований безопасности и низкую стоимость. Это соответствует результатам исследований, проведенных ORNL [4] и в Германии [5], которые показали, что полномасштабные топливные элементы выгоревшего топлива ВТГР, содержащие урановые и ториевые частицы с покрытиями, лучше удовлетворяют условиям захоронения, чем непереработанное выгоревшее топливо ЛВР.

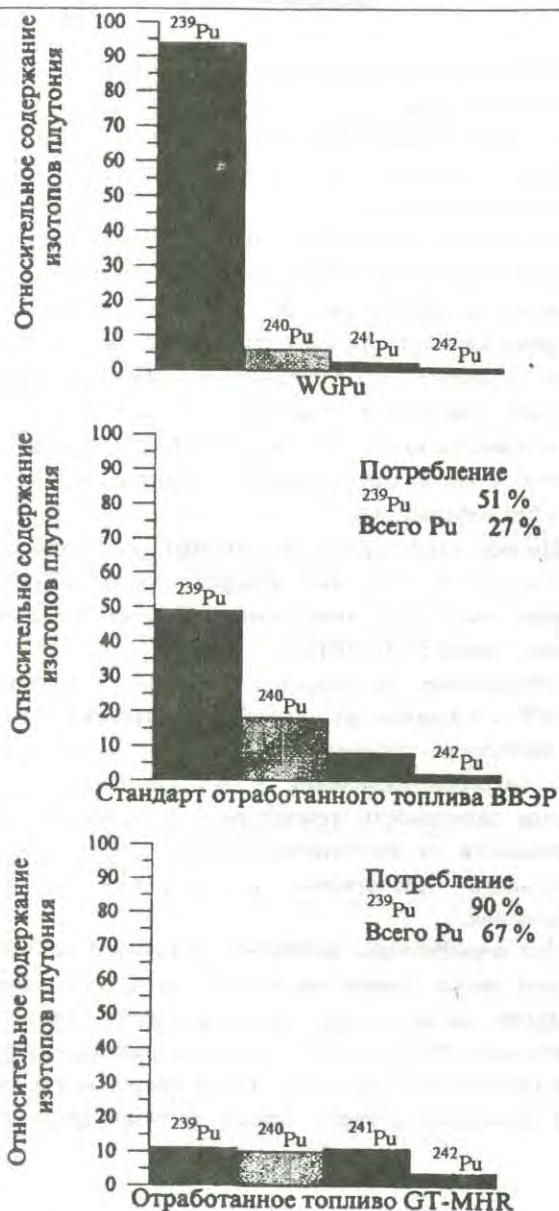


Рис. 8. Изотопный состав выгружаемого топлива

Топливные частицы являются идеальной формой контеймента, удерживающего продукты деления в условиях постоянного хранения в геологических формациях в течение длительного времени (до 10^6 лет). Кроме того, концепция захоронения полномасштабных топливных блоков ГТ-МГР полностью аналогична варианту захоронения, разработанному для выгоревшего топлива коммерческих ЛВР - концепции полномасштабных ТВС.

Детальные оценки условий хранения полномасштабных топливных элементов выполнены в соответствии с техническими критериями, включающими использование многоцелевых контейнеров, которые удовлетворяют условиям сухого временного хранения в хранилище вне АЭС, транспортировки к месту постоянного хранения и окончательного захоронения в геологических формациях [6].

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Основой концепции утилизации ОП в ВТГР типа ГТ-МГР являются:

1) эффективное сжигание ОП за один цикл прохождения топлива через АЗ и сопутствующая работа электроэнергии;

2) использование ОП в виде топливных частиц с керамическими покрытиями, позволяющими достигать глубокого выгорания, до 700 ГВт · сут/т, и исключение переработки выгружаемого топлива, поставляемого для последующего захоронения в виде полномасштабных графитовых топливных блоков. Это более эффективный способ утилизации ОП, чем остекловывание или любой другой вариант утилизации в реакторах без переработки.

Проведенные оценки показывают, что стоимость электроэнергии на первых четырех модулях ГТ-МГР, которые могут быть построены в России (Северск), составит менее \$900 /кВт(э).

Отмеченные физические особенности реактора ГТ-МГР с топливом из оружейного плутония (глубокое выгорание топлива, существенная неравномерность энергораспределений в АЗ кольцевого типа, сложная зависимость температурного коэффициента реактивности от изотопного состава в АЗ) требуют тщательного расчетного и экспериментального обоснования.

Для верификации выбранных в проекте решений предполагается проведение экспериментального моделирования кольцевой АЗ с целью изучения энергораспределений, эффективности компенсирующих стержней в отражателе. Частично на этот вопрос могут дать ответ benchmark расчеты первой загрузки японского

исследовательского реактора НТТК. Для верификации методики расчета выгорания Pu в реакторе необходимо проведение benchmark расчетов и экспериментов, связанных с глубоким выжиганием РМ топливных компактов в условиях, адекватных условиям реактора ГТ-МГР.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Kiryushin A. et al. The Project of the GT-MHR High-Temperature Helium Reactor with Gas Turbine.- Nuclear Engineering and Design, 1997, 173 p. 119-129.

2. Yamashita K. et al. Weapons-Grade Plutonium Burning with High-Temperature Gas-Cooled Reactors Using Plutonium Burner Balls and Thorium Breeder Balls. - Nuclear Science and Engineering, 1997, 126, p. 94-100.

3. Khorochev M. et al. Burning of Plutonium in Advanced Modular Pebble Bed HTRs, Most Effective and Safe.-Institute for Safety Research and Reactor Technology, ISR KFA-Juelich.

4. Lotts A. et al. Options for Treating High-Temperature Gas-Cooled Reactor Fuel for Repository Disposal. ORNL/TM-12027, February, 1992.

5. Brucher H., et al. Disposal of Spent HTR Fuel Elements. - Proceeding of the Second Annual International Conference on High Level Radioactive Waste Management, Las Vegas, NL, 1991.

6. Кирюшин А. и др. Хранение выгоревшего топлива ГТ-МГР без дополнительной переработки. - Доклад на Техническом Комитете МАГАТЭ "Вывод из эксплуатации газоохлаждаемых реакторов, хранение топлива и размещение отходов", Юлих, Германия, 8-10 сентября 1997.

ХАОТИЧЕСКИЕ АТТРАКТОРЫ КУСОЧНО-ЛИНЕЙНЫХ СИСТЕМ И ИХ РАСПРОСТРАНЕНИЕ В НЕЛИНЕЙНЫХ МОДЕЛЯХ ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА*

Н. С. Постников

НИИ механики при Нижегородском госуниверситете им. Н.И. Лобачевского, 603600, г. Н. Новгород

Трехмерные кусочно-линейные системы являются простейшим классом нелинейных систем, в которых может возникать динамический хаос [1-7]. Важность исследования таких систем определяется тем, что они поддаются детальному аналитическому исследованию, а полученные результаты распространяются и на более сложные нелинейные системы, в том числе и на нелинейные модели реактора [6-11].

В настоящей работе дается краткое описание хорошо известных [1-5] и новых хаотических аттракторов трехмерных кусочно-линейных систем. Показывается, что все типы рассмотренных аттракторов встречаются в самых разнообразных моделях реактора с линейными и нелинейными обратными связями по реактивности.

Рассмотрим систему третьего порядка

$$dx/dt = \lambda_0 x - (a + \lambda_0)f(x) + b_1 y - b_2 z; \quad (1)$$

$$\left. \begin{aligned} dy/dt &= \alpha y + \beta z - \alpha f(x); \\ dz/dt &= -\beta y + \alpha z + \beta f(x). \end{aligned} \right\} \quad (2)$$

Здесь $(x(t), y(t), z(t)) \in R^3$; t - время; $\lambda_0, a, b_1, b_2, \alpha, \beta = \text{const}$; $f(x)$ - кусочно-линейная функция с двумя зонами линейности

$$f(x) = \begin{cases} x & \text{при } x > -1 \\ -1 & \text{при } x \leq -1 \end{cases} \quad (3)$$

или с тремя областями линейности (используются две формы записи)

$$f(x) = \begin{cases} x & \text{при } x > -1 \\ -1 & \text{при } -1 + 2(b_1 - a)/\lambda_0 < x \leq -1 \\ x - 2(b_1 - a)/\lambda_0 & \text{при } x \leq -1 + 2(b_1 - a)/\lambda_0; \end{cases} \quad (4)$$

$$f(x) = \begin{cases} 1 & \text{при } x > 1 \\ x & \text{при } |x| \leq 1 \\ -1 & \text{при } x < -1. \end{cases} \quad (5)$$

При $f = x$, $f = -1$, $f = x - 2(b_1 - a)/\lambda_0$, $f = 1$ система (1)-(2) имеет стационарные точки M_0 , M_{-1} , M_{-0} , M_1

$$M_0 : (x, y, z) = (0, 0, 0);$$

$$M_{-1} : (x, y, z) = (-1 + (b_1 - a)/\lambda_0, -1, 0); \quad (6)$$

$$M_{-0} : (x, y, z) = (-2 + 2(b_1 - a)/\lambda_0, -2, 0);$$

$$M_1 : (x, y, z) = (1 - (b_1 - a)/\lambda_0, 1, 0). \quad (7)$$

Точки M_0, M_{-1} соответствуют системе (1)-(3); точки $M_{\pm 0}, M_{-1}$ - системе (1), (2), (4) и точки $M_0, M_{\pm 1}$ - системе (1), (2), (5). Точки $M_{\pm 0}$ при любых параметрах являются состояниями равновесия соответствующих систем (1)-(5), а точки $M_{\pm 1}$ - только при $(b_1 - a)/\lambda_0 < 0$. При $f = \pm 1$ матрица правых частей системы (1), (2) имеет собственные значения

$$M_{\pm 1} : s = \lambda_0; s = \alpha \pm i\beta. \quad (8)$$

При $f = x$ и $f = x - 2(b_1 - a)/\lambda_0$ у матрицы правых частей системы (1), (2) возможны два набора собственных чисел

$$M_{\pm 0} : s = s_0; s = \alpha_0 \pm i\beta_0; \quad (9)$$

$$M_{\pm 0} : s = s_0; s = s_1; s = s_2, \quad (10)$$

* Работа поддержана грантом (№ 87 Гр-98) по фундаментальным исследованиям в области энергетики и электротехники (Минобразование, МЭИ) "Хаотическая динамика ядерных реакторов" и грантом по фундаментальным исследованиям в области автоматики и телемеханики, вычислительной техники, информатики, кибернетики, метрологии, связи (Минобразование, СПбГЭТУ) "Хаотическая динамика нелинейных систем регулирования".

которые являются корнями характеристического уравнения точек $M_{\pm 0}$

$$s^3 + (a - 2\alpha)s^2 + (\alpha^2 + \beta^2 - 2\alpha a + \alpha b_1 + \beta b_2)s + (\alpha^2 + \beta^2)(a - b_1) = 0. \quad (11)$$

Записывая коэффициенты в уравнении (11) через корни (9) или (10) и приравнявая соответствующие коэффициенты, получим соотношения, связывающие a, b_1, b_2 с s_0, α_0, β_0 или s_0, s_1, s_2 :

$$\left. \begin{aligned} a &= 2\alpha - 2\alpha_0 - s_0; \quad b_1 = a + s_0(\alpha_0^2 + \beta_0^2)/(\alpha^2 + \beta^2); \\ b_2 &= [\alpha_0^2 + \beta_0^2 + 2s_0\alpha_0 - \alpha^2 - \beta^2 + \alpha(2a - b_1)]/\beta; \end{aligned} \right\} \quad (12)$$

$$\left. \begin{aligned} a &= 2\alpha - s_0 - s_1 - s_2; \quad b_1 = a + s_0s_1s_2/(\alpha^2 + \beta^2); \\ b_2 &= [s_0s_1 + s_0s_2 + s_1s_2 - \alpha^2 - \beta^2 + \alpha(2a - b_1)]/\beta. \end{aligned} \right\} \quad (13)$$

С учетом (12), (13) вместо параметров a, b_1, b_2 можно задавать корни (9) или (10), и в качестве независимых параметров систем (1)-(5) вместо $a, b_1, b_2, \lambda_0, \alpha, \beta$ использовать полный набор собственных чисел (8), (9) или (8), (10), которые однозначно определяют динамику трехмерных кусочно-линейных систем, причем независимо от формы их записи.

В системах (1)-(5) существуют различные хаотические аттракторы.

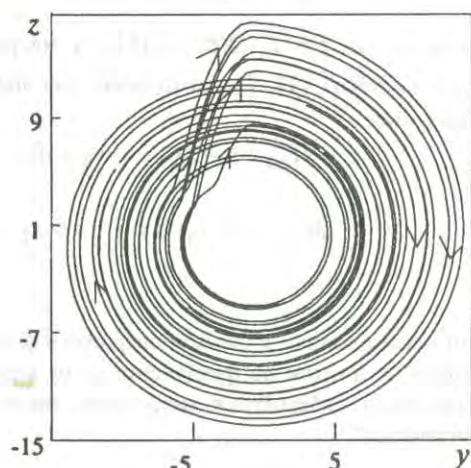
Винтовой аттрактор. В системе (1)-(3) возможен следующий механизм хаоса [6, 7]. В области $x < -1$ траектория $y(t), z(t)$ системы (2) ($f = -1$), представляющая собой при $\alpha < 0$ скручивающуюся к точке $(-1, 0)$ спираль, приближается к этой точке до тех пор, пока $x(t)$ не достигнет значения -1 . В области $x > -1$ происходит быстрый рост, а затем быстрое убывание

$x(t)$ до значения $x = -1$ (кратковременный импульс) и вызванное этим удаление траектории $y(t), z(t)$ от точки $(-1, 0)$. При $x < -1$ начинается новый цикл скручивания спирали к точке $(-1, 0)$, очередное достижение траекторией плоскости $x = -1$, очередной ее выход в область $x > -1$, возвращение в область $x < -1$ и т. д. При этом случайным оказывается число витков скручивающейся спирали и время пребывания траектории в области $x < -1$. Соответствующие движения такого типа хаотические аттракторы называются винтовыми [12]. Винтовой аттрактор реализуется в системе (1)-(3), если точке M_{-1} отвечают корни (8) с достаточно малой величиной $0 < -\alpha/\beta < 0,25$ ($\alpha < 0; \beta > 0$) и разными знаками λ_0 ($\alpha < \lambda_0 < -2\alpha$), а точке M_0 соответствуют корни (9) при $s_0/\beta < -1, \beta_0/\beta > 2$ и некотором $\alpha_0/\beta > 0$, или корни (9) при $s_0/\beta < -1$, любом $\beta_0/\beta > 0$ и некотором $\alpha_0/\beta < 0$, или корни (10) при $s_0 < 0, s_1 < 0, s_2 < 0$ ($-100 < s_i/\beta < -5$) [6]. При таких корнях система (1)-(3) имеет либо два состояния равновесия M_0, M_{-1} либо только одно M_0 , которое может быть как седловым, так и устойчивым [6]. Винтовой аттрактор реализуется, например, в случае $a = 2,2; b_1 = -60,17; b_2 = 20,28$

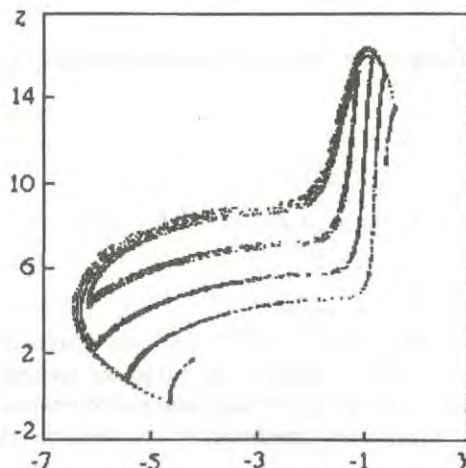
$$M_0 : s_0 = -2,5; \quad \alpha_0 \pm i\beta_0 = 0,1 \pm 5i;$$

$$M_{-1} : \lambda_0 = 0,05; \quad \alpha \pm i\beta = -0,05 \pm i. \quad (14)$$

Хаотические движения системы (1)-(3), (14) в проекции на плоскость (z, y) и последовательные точки пересечения траекторией плоскости $x = -1$ (сечение Пуанкаре плоскости $x = -1$) показаны на рис. 1, а, б.



а



б

Рис. 1. Пример винтового аттрактора

Двухсторонний винтовой аттрактор. Если в системе (1)-(3) имеется винтовой аттрактор, то в системе (1), (2), (4) при тех же параметрах существуют два симметричных относительно точки M_{-1} винтовых аттрактора. При увеличении параметра λ_0 эти аттракторы сближаются, и при некотором значении $\lambda_0 > \lambda_0^* > 0$ они сливаются, образуя один аттрактор. Хаотические движения, как и прежде, состоят в последовательных скручиваниях спирали $y(t), z(t)$ к точке $(-1, 0)$. Однако при этом траектории системы (1), (2), (4) располагаются не по одну, а по обе стороны от устойчивого многообразия точки M_{-1} так, что переменная $x(t)$ достигает значений $x = -1$ или

к точке $(-1, 0)$, либо к точке $(1, 0)$ до тех пор, пока $x(t)$ не достигнет значения либо $x = -1$, либо $x = 1$ и траектория не войдет в область $|x| < 1$. Дальнейшие движения в области $|x| < 1$ определяют, в какую из двух областей $x < -1$ или $x > 1$ выйдет траектория и какая из двух скручивающихся спиралей реализуется в очередной раз. Случайным оказывается число витков каждой спирали и время пребывания траектории в областях $x < -1$ и $x > 1$. Аттрактор, соответствующий таким движениям, можно назвать двойным винтовым. Он реализуется в системе (1), (2), (5), когда точкам $M_{\pm 1}$ вида (6), (7) отвечают корни (8) при $\lambda_0 > 0$ и малом значении $0 < -\alpha/\beta < 0,25$, а точке M_0

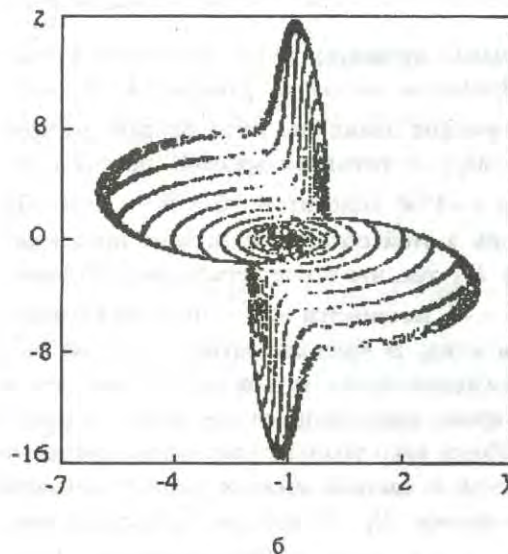
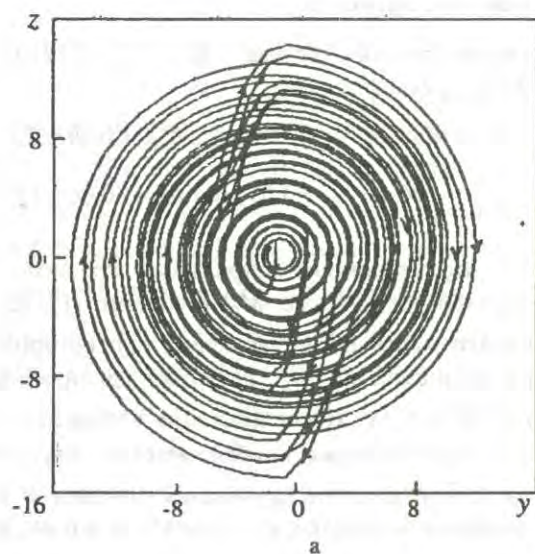


Рис. 2. Пример двухстороннего винтового аттрактора

$x = -1 + 2(b_1 - a)/\lambda_0$, выходит в области $x > -1$ или $x < -1 + 2(b_1 - a)/\lambda_0$ и возвращается затем в область $-1 + 2(b_1 - a)/\lambda_0 < x < -1$. Аттрактор, соответствующий таким движениям, можно назвать двухсторонним винтовым. В случае (14) такой аттрактор возникает при $\lambda_0 > 0,063$. На рис. 2, а, б показаны хаотические движения и сечение Пуанкаре плоскостей $x = -1$ и $x = -1 + 2(b_1 - a)/\lambda_0$ для системы (1), (2), (4), в случае $a = 2,2$; $b_1 = -60,17$; $b_2 = 20,28$

$$\begin{aligned} M_{\pm 0} : s_0 &= -2,5; \quad \alpha_0 \pm i\beta_0 = 0,1 \pm 5i; \\ M_{-1} : \lambda_0 &= 0,065; \quad \alpha \pm i\beta = -0,05 \pm i. \end{aligned}$$

Двойной винтовой аттрактор. В системе (1), (2), (5) возможны хаотические движения, состоящие в том, что поочередно, в одной из двух областей $x < -1$ или $x > 1$ траектория $y(t), z(t)$ системы (2) при $f = -1$ или $f = 1$ приближается по спирали либо

соответствуют либо корни (9) при $s_0 < 0$, $\beta_0/\beta < 1$ и некотором $\alpha_0 > 0$ ($\alpha_0/\beta_0 > 0,5$), либо корни (10) при $s_0 < 0$; $s_1 > 0$; $s_2 > 0$. Двойной винтовой аттрактор возникает в системе (1), (2), (5) в случаях

$$\left. \begin{aligned} M_0 : s_0 &= -1; s_1 = 0,2; s_2 = 0,5; \\ M_{\pm 1} : \lambda_0 &= 0,06; \alpha \pm i\beta = -0,05 \pm i; \\ a &= 0,2; b_1 = 0,1; b_2 = -1,617; \end{aligned} \right\} \quad (15)$$

$$\left. \begin{aligned} M_0 : s_0 &= -10; \alpha_0 \pm i\beta_0 = 0,7 \pm 0,55i; \\ M_{\pm 1} : \lambda_0 &= 0,2; \alpha \pm i\beta = -0,05 \pm i; \\ a &= 8,5; b_1 = 0,595; b_2 = -15,03. \end{aligned} \right\}$$

Хаотическая траектория системы (1), (2), (5) в случае (15) и сечение Пуанкаре плоскостей $x = \pm 1$ показаны на рис. 3, а, б. Число кривых в сечении Пуанкаре, окружающих точки $(\pm 1, 0)$, определяет максимальное число витков скручивающихся спиралей.

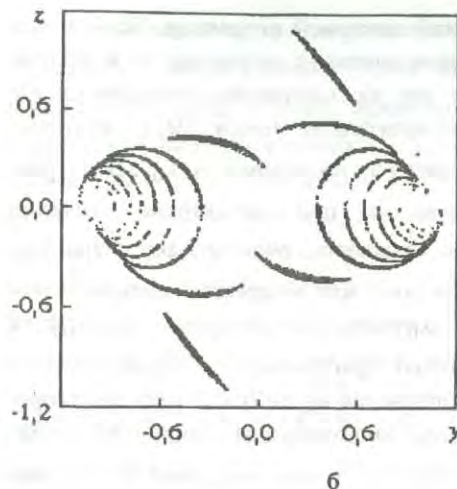
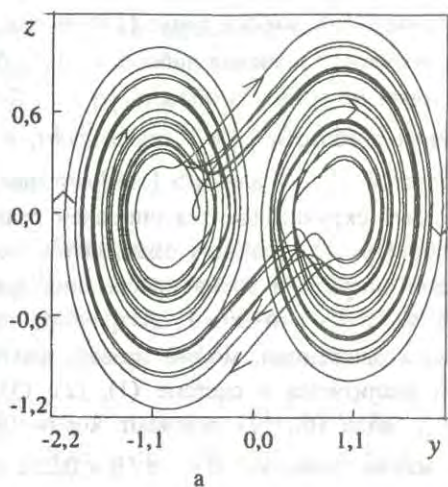


Рис. 3. Пример двойного винтового аттрактора

Спиральный аттрактор [3,12]. В системе (1)-(3) при седло-фокусном состоянии равновесия M_0 возможны хаотические движения, когда спираль раскручиваясь из M_0 , с течением времени попадает на плоскость $x = -1$ и выходит в область $x < -1$. За счет движений в этой области траектория приближается к точке M_0 так, что после попадания траектории в область $x > -1$ начинается новый цикл раскручивания спирали и т.д. В процессе таких движений случайным оказывается число витков раскручивающейся спирали и время пребывания траектории в области $x > -1$. Наиболее ярко такой механизм хаоса выражен в случае, когда в системе имеется гомоклиническая петля седло-фокуса M_0 . Спиральный аттрактор реализуется в случае, когда точке M_0 отвечают корни (9) при $s_0 < 0$, $\alpha_0 > 0$, малом $0 < \alpha_0/\beta_0 < 0,25$ и $0,3 < \beta_0/\beta < 2$. При этом значения λ_0, α , отвечающие корням (8) точки M_{-1} , могут иметь различные знаки. На рис. 4,а изображена траектория спирального

аттрактора в случае [5] $a = 1,22$; $b_1 = -1,86$; $b_2 = -1,55$.

$$M_0 : s_0 = -2,76; \alpha_0 \pm i\beta_0 = 0,09 \pm 2,13i;$$

$$M_{-1} : \lambda_0 = 1,55; \alpha \pm i\beta = -0,68 \pm 1,9i. \quad (16)$$

Двухсторонний спиральный аттрактор [1]. При седлофокусной точке M_0 в системе (1), (2), (5) возникают хаотические движения, при которых спираль, раскручиваясь из M_0 , достигает одной из двух плоскостей $x = \pm 1$. После движения в областях $x > 1$ или $x < -1$ траектория приближается к M_0 , начинается очередной цикл раскручивания спирали и т.д. Такие движения возникают в случае [5] $a = 0,44$; $b_1 = 0,29$; $b_2 = -2,72$;

$$M_0 : s_0 = -1,3; \alpha_0 \pm i\beta_0 = 0,068 \pm i;$$

$$M_{\pm 1} : \lambda_0 = 0,8; \alpha \pm i\beta = -0,358 \pm 2,89i,$$

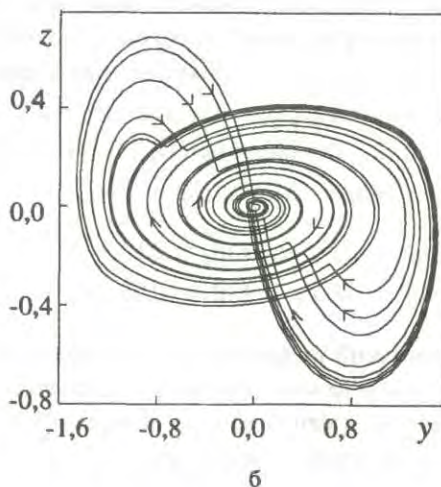
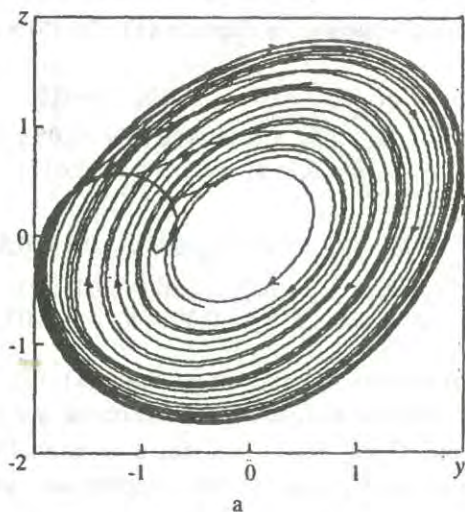


Рис. 4. Пример спирального аттрактора (а) и двухстороннего спирального аттрактора (б)

а также в случае $a = 5,4; b_1 = 4,91; b_2 = 0,036$

$$M_0 : s_0 = -5; \alpha_0 \pm i\beta_0 = 0,048 \pm 0,32i;$$

$$M_{\pm 1} : \lambda_0 = 0,125; \alpha \pm i\beta = 0,25 \pm i. \quad (17)$$

Траектории системы (1), (2), (5), (17) показаны на рис. 4,б.

Двойной спиральный аттрактор [4]. Если в системе (1)-(3) имеется спиральный аттрактор, то в системе (1), (2), (4) при тех же параметрах имеется два таких аттрактора. При увеличении λ_0 или α_0 они сближаются, и при некотором $\lambda_0 > \lambda_0^*$ ($\alpha_0 > \alpha_0^*$) они сливаются в один двойной спиральный аттрактор [4]. Хаотические движения состоят в том, что траектория, удаляясь по спирали от точки M_0 или M_{-0} , через некоторый случайный промежуток времени либо вернется в окрестность той же точки M_0 или M_{-0} , либо перескочит в окрестность другой точки M_{-0} или M_0 . После этого начинается новый цикл раскручивания спирали из M_0 или M_{-0} и т.д. В случае (16) двойная спираль образуется при $\lambda_0 > 1,69$ ($\alpha_0 > 0,12$) [5]. Хаотическая траектория системы (1), (2), (4) в случае (16) и $\lambda_0 = 1,72$ показана на рис. 5,а.

Аттрактор Лоренца [13]. В случае, когда точкам $M_{\pm 1}$ вида (6), (7) отвечают собственные числа (8) при $\lambda_0 < 0$, $\alpha > 0$, $\beta > 0$, а точке M_0 соответствуют корни (10) при $s_0 < s_1 < \lambda_0 < 0$, $s_2 > 0$, в системе (1), (2), (5) может возникать аттрактор Лоренца. Механизм хаоса состоит в том, что траектория, раскручиваясь по спирали из точки M_1 или M_{-1} после случайного числа витков перескакивает к противоположной точке M_{-1} или M_1 , продолжает раскручиваться

от новой точки и т.д. Аттрактор Лоренца возникает, например, в случае [5] $a = 5,31; b_1 = 7,92; b_2 = -3,91$

$$M_0 : s_0 = -5,42; s_1 = -0,8; s_2 = 1,37;$$

$$M_{\pm 1} : \lambda_0 = -0,53; \alpha \pm i\beta = 0,23 \pm 1,49i. \quad (18)$$

Хаотическая траектория системы (1), (2), (5), (18) показана на рис. 5,б.

Все приведенные типы хаотических аттракторов кусочно-линейных систем распространены в разнообразных нелинейных моделях реактора.

Простейшей моделью реактора со стохастическим поведением является точечная модель без запаздывающих нейтронов с линейной обратной связью второго порядка [6]

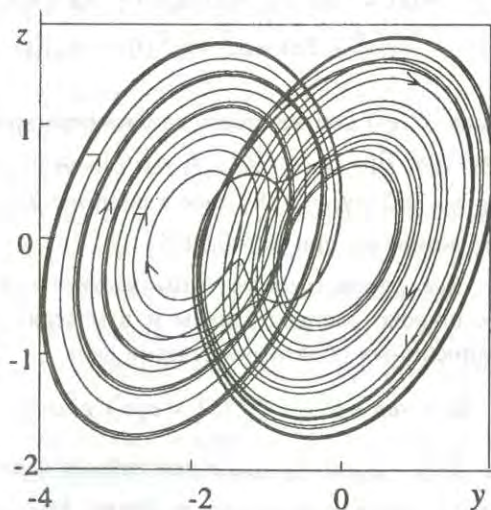
$$dn/dt = (1+n)\delta k; \quad \delta k = -an + b_1 y - b_2 z; \quad (19)$$

$$dy/dt = \alpha y + \beta z - \alpha n; \quad dz/dt = -\beta y + \alpha z + \beta n, \quad (20)$$

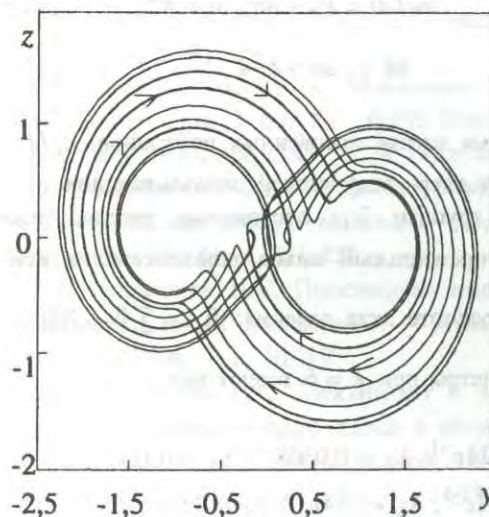
где $n = (N - N_0)/N_0$ - относительное отклонение плотности нейтронов N от стационарного значения N_0 ; $n, y, z \in R^1$; $a, b_1, b_2, \alpha, \beta = \text{const}$; $\alpha < 0$; δk - реактивность. Заменой переменных

$$f(x) = \exp(x) - 1 = n; \quad x = \ln(1+n) \quad (21)$$

система (19), (20) приводится к виду (1), (2) при $\lambda_0 = 0$ и $f(x) = \exp(x) - 1$. Функции (21) и (3) подобны. Поэтому механизмы и условия возникновения хаоса в системах (19), (20) и (1)-(3) оказываются одинаковыми. При $\lambda_0 = 0$ и достаточно большом $|s_0|$ в (9)-(13) динамика систем (1)-(3) и (19), (20) полностью идентична [6], и хаотические аттракторы, возникающие в системе (1)-(3) при $\lambda_0 = 0$, имеются и в моделях (19), (20), причем при одних и тех же параметрах.



а



б

Рис. 5. Пример двойного спирального аттрактора (а) и аттрактора Лоренца (б)

Хаос возникает и в моделях с произвольными обратными связями

$$dn/dt = (1+n)\delta k; \quad \delta k = -an + b^T u; \quad du/dt = Pu + dn, \quad (22)$$

где $b, d, u \in R^m$; P - гурвицева матрица $m \times m$. В случае, когда переходная и импульсная функции $h(t) = b^T [\exp(Pt) - I]P^{-1}d$ и $\omega(t) = b^T \exp(Pt)d$ являются немонотонными и $h(t) < 0$ при $t > 0$, а значение $|\omega(0)|$ достаточно велико, в моделях (22) реализуется обобщенный винтовой аттрактор. Механизм хаоса состоит в том, что траектория $u(t)$ системы (22) при $n \cong -1$ немонотонно приближается к точке $P^{-1}d$. В некоторый (случайный) момент времени происходит импульсное возрастание $n(t)$ (вспышка реактора), влекущее резкий уход траектории $u(t)$ от точки $P^{-1}d$. После этого начинается новый этап затухания колебаний при $n \cong -1$, очередной импульс $n(t)$ и скачок $u(t)$, очередное приближение $u(t)$ к $P^{-1}d$ и т. д. Случайными являются время очередного цикла затухания колебаний и степень приближения траекторий к точке $P^{-1}d$, а также величина импульса $n(t)$. Обоснование такого механизма хаоса и примеры обратных связей, при которых он реализуется, приведены в работе [7].

Хаос возникает и в моделях реактора с запаздывающими нейтронами

$$l dn/dt = (1+n)\delta k + \sum_{i=1}^k \lambda_i c_i - \beta_\Sigma n; \quad (23)$$

$$dc_i/dt = -\lambda_i c_i + \beta_i n; \quad i = 1, \dots, k; k \in [1; 6]; \quad (24)$$

$$du/dt = Pu + dn; \quad u \in R^m; \quad (25)$$

$$\delta k = -an + b^T u. \quad (26)$$

Здесь l - время жизни мгновенных нейтронов; c_i/l - концентрация ядер-излучателей запаздывающих нейтронов i -й группы; λ_i - постоянные распада этих ядер; β_i - относительный выход запаздывающих нейтронов в результате акта деления; $\beta_\Sigma = \sum_{i=1}^k \beta_i$. Характерные параметры при $k = 6$ имеют вид

$$\left. \begin{aligned} \lambda_1 &= 0,0124c^{-1}; \lambda_2 = 0,0305^{-1}; \lambda_3 = 0,111c^{-1}; \\ \lambda_4 &= 0,301c^{-1}; \lambda_5 = 1,14c^{-1}; \lambda_6 = 3,01c^{-1}; \\ \beta_\Sigma &= 0,0065; \beta_1/\beta_\Sigma = 0,033; \beta_2/\beta_\Sigma = 0,219; \\ \beta_3/\beta_\Sigma &= 0,196; \beta_4/\beta_\Sigma = 0,395; \\ \beta_5/\beta_\Sigma &= 0,115; \beta_6/\beta_\Sigma = 0,042. \end{aligned} \right\} \quad (27)$$

В моделях (23)-(26) наиболее распространены аттракторы спирального типа и механизм хаоса, связанный с наличием гомоклинической петли седло-фокуса $M_0 = 0$. Такой механизм реализуется при различной структуре передаточной функции $W(s)$ от мощности к реактивности

$$\delta k(s) = W(s)n(s); \quad W(s) = -a + b^T (sI - P)^{-1}d. \quad (28)$$

Примером $W(s)$, приводящей к хаосу в системе (23), (24), является

$$W(s) = -\psi / [(s - s_0)(s^2 - 2\alpha s + \alpha^2 + \omega^2)]. \quad (29)$$

Если корни знаменателя в (29) удовлетворяют условиям $\alpha < s_0 < 0$; $|s_0| > 0,01$; $0,1 < |\alpha/\omega| < 2$, то в системе (23), (24), (28), (29) реализуется сценарий Фейгенбаума. При увеличении коэффициента $\psi > 0$ сначала колебательно-неустойчивой становится точка $M_0 = 0$ и около нее рождается устойчивый предельный цикл, а затем после серии бифуркаций удвоения периода возникает хаос. При $s_0 = -0,25$, $\alpha = -1,12$, $\omega = 2,35$ и $s_0 = -1,2$, $\alpha = -10$, $\omega = 30$ хаос в системе (23), (24), (27)-(29) наступает, соответственно, при $\psi > 0,135$ и $\psi > 223$. Передаточные функции (29) реализуются в простейших моделях кипящих реакторов [14] и реакторов с газообразной активной зоной [15]. В реакторах этих типов [14, 15], а также в иных реакторах, линейные обратные связи которых определяются передаточной функцией (29), могут реализовываться стохастические режимы.

Простейшей функцией $W(s)$, приводящей к хаосу, является

$$\begin{aligned} W(s) &= -\psi [1 + \gamma_0 / (s - s_0) + \gamma_1 / (s - s_1)] = \\ &= -\psi [s^2 - 2\alpha s + \alpha^2 + \omega^2] / [(s - s_0)(s - s_1)]. \end{aligned}$$

Такая $W(s)$ соответствует двухтемпературной модели реактора. При $s_0 = -0,3$; $s_1 = -0,1$; $\alpha = 0,5$; $\omega = 0,1$; ($\gamma_0 = -3,25$; $\gamma_1 = 1,85$) хаос в системе (23), (24), (27), (28) возникает при $\psi > 0,0015$.

Все рассмотренные типы хаотических аттракторов широко распространены и в моделях реактора с нелинейными обратными связями вида

$$\delta k = -an + b^T u + f(\xi); \quad \xi = a_1 n + g^T u; \quad g \in R^m, \quad (30)$$

где $f(\xi)$ - разнообразные нелинейные функции - степенные, кусочно-линейные и другие. Многочисленные примеры возникновения хаоса в системе (23)-(25), (30) приведены в работе [8]. Аттрактор Лоренца выявлен в случае $\delta k = a_0 n + r f(y)$; $dy/dt = -ky + kn$ с кусочно-линейной функцией f . Спиральный и двух-

спиральный аттракторы возникают при $\delta k = f(\xi)$; $d^2\xi/dt^2 + \varepsilon\gamma d\xi/dt + \varepsilon^2\xi = \varepsilon^2n$; $\varepsilon, \gamma > 0$ с кубической нелинейностью $f(\xi) = h\xi[1 - (\xi/n^*)^2]$. Винтовой аттрактор обнаружен в случае $\delta k = f(\xi)$; $\xi = n(t - \tau)$, $\tau > 0$ при квадратичной и кубической нелинейности f .

Если $f(\xi)$ в (30) кусочно-линейная функция, а в уравнении (23) пренебрегается величиной $l(l=0)$ и нелинейностью $(1+n)\delta k \approx \delta k$, то модели реактора (23)-(25), (30) принадлежат классу кусочно-линейных систем. Эти модели имеют третий порядок в трех случаях: когда обратная связь (25) имеет третий порядок ($u \in R^3$), а запаздывающие нейтроны не учитываются ($k=0$); в случае $u \in R^2$ и учете одной группы запаздывающих нейтронов ($k=1$), и в случае $u \in R^1$ и $k=2$. В этих случаях любой из хаотических аттракторов кусочно-линейных систем (1)-(5) можно синтезировать в моделях реактора. Для этого за счет выбора тех или иных параметров следует сделать так, чтобы состояниям равновесия в модели реактора соответствовали те же собственные числа (8), (9) или (8), (10), которые отвечают заданному хаотическому аттрактору кусочно-линейной системы.

Рассмотрим пример синтеза аттрактора (15) (см. рис. 3) в модели

$$\left. \begin{aligned} \delta k + \lambda c - \beta_{\Sigma} n &= 0; \delta k = a_0 n + b f(\theta/b); \\ \theta &= \kappa_1 c + \kappa_2 \xi + \kappa_3 d\xi/dt; dc/dt = -\lambda c + \beta_{\Sigma} n; \lambda = 0,1; \\ \beta_{\Sigma} &= 0,0065; d^2\xi/dt^2 + \varepsilon\gamma d\xi/dt + \varepsilon^2\xi = \varepsilon^2 n, \end{aligned} \right\} \quad (31)$$

где $f(x), x = \theta/b$ - функция (5). Выбирая $a_0 = 0,00244$; $\varepsilon = 2$; $\gamma = 0,05$, обеспечим точкам $M_{\pm 1} = (n, c, \xi, d\xi/dt) = (\pm b/a_0, \pm \beta_{\Sigma} b/\lambda a_0, \pm b/a_0, 0)$ те же собственные числа, что и точкам $M_{\pm 1}$ в (15). Записывая характеристическое уравнение точки $M_0 = (0,0,0,0)$ и определяя величины κ_i из системы линейных уравнений, получим значения $\kappa_1 = -0,1253$; $\kappa_2 = 0,00469$; $\kappa_3 = -0,00006$, при которых точке M_0 системы (31) соответствуют те же корни s_1, s_2, s_3 , что и точке M_0 в (15). При выбранных параметрах система (31) имеет двойной винтовой аттрактор, показанный на рис. 3. Значение b в (31) определяет амплитуду колебаний.

Динамический хаос возникает и в разнообразных моделях регулируемого реактора, например в моделях (23)-(25), (30) с релейной системой ($f(\xi) = \text{sign}(\xi)$), или в моделях (23)-(25) при

$$\delta k = -an + b^T u + \sigma; d\sigma/dt = F(\varepsilon\sigma + g^T u); g \in R^m, (32)$$

где σ - положение регулирующего органа в реакторе; F - релейная характеристика с зоной нечувствительности и неоднозначности типа гистерезиса. В двухмерных и трехмерных релейных системах с гистерезисом распространены все рассмотренные аттракторы спирального типа. Любой такой аттрактор с помощью процедуры синтеза [11] может быть реализован в различных многомерных моделях реактора (23)-(25), (32). Такая процедура имеет практическое значение, т.к. в стохастических режимах качество управления может быть выше, чем в иных режимах [10].

В заключение отметим, что рассмотренные аттракторы возникают и в распределенных моделях реактора, если с течением времени пространственная форма распределения плотности нейтронов слабо меняется [16]. Однако, в распределенных моделях возможна и более сложная хаотическая динамика и хаотические аттракторы, не сводящиеся к рассмотренным типам аттракторов. Наряду с временным, в распределенных моделях может возникать пространственный хаос, когда случайной оказывается и форма распределения нейтронного поля.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Sparrow C. Chaos in three-dimensional single loop feedback system with a piecewise linear feedback function. - J. For Math. Analysis and Its Applications, 1981, vol. 83, p. 275-291.
2. Brockett R. On condition leading to chaos in feedback systems. - Proceedings of the 21-st IEEE Conference on Decision and Control, Orlando, Florida, 1982, vol. 2, p. 932-936.
3. Uehleke B., Rossler O. Analytical results on a chaotic piecewise-linear O.D.E.-Z. Naturforsch, 1984, B. 39a, № 4, S. 342-348.
4. Chua L., Komuro M., Matsumoto T. The double scroll family. Parts 1 and 2. - IEEE Trans. on Circuits and System, 1986, vol. CAS-33, № 11, p. 1072-1118.
5. Komuro M. Normal forms of piecewise linear vector fields and strange attractors. - Japan J. Appli Math, 1986, vol. 21, p. 221-232.
6. Постников Н.С. Простейшая модель реактора со стохастическим поведением. - Атомная энергия, 1997, т. 82, вып. 1, с. 10-18.
7. Постников Н.С. Механизмы и критерии возникновения динамического хаоса в нелинейных моделях ядерного реактора и кусочно-линейных системах. - Там же, 1998, т. 85, вып. 3, с. 193-201.
8. Постников Н.С. Динамический хаос в реакторе с нелинейными обратными связями. - Там же, 1993, т. 74, вып. 4, с. 328-334.

9. Постников Н.С. Стохастические автоколебания в реакторе с линейной обратной связью. - Атомная энергия, 1992, т. 72, вып. 3, с. 232-237.

10. Постников Н.С. Стохастические колебания в ядерном реакторе с релейной системой регулирования. - Там же, 1994, т. 76, вып. 1, с. 3-11.

11. Постников Н.С. Синтез релейных систем регулирования ядерного реактора. - Там же, 1996, т. 80, вып. 6, с. 421-428.

12. Rossler O. Continuous chaos - Four prototype equations.- Ann. N.Y. Acad. Sci, 1979, vol. 316, p. 376-394.

13. Lorenz E. Deterministic nonperiodic flow.- J. Atmos. Sci., 1963, vol. 20, № 2, p. 130-141.

14. March-Leuba J. Nonlinear dynamics and chaos in boiling water reactors.- In: Noise and Nonlinear Phenom. Nucl. Syst. Proc. NATO. Adv. Res. Workshop, Valencia, May, 23-27, 1988 - New York; London, 1989, p. 371-385.

15. Постников Н.С. Стохастичность акустических автоколебаний в ядерных реакторах с газообразным циркулирующим топливом. - Атомная энергия, 1997, т. 83, вып. 1, с. 60-65.

16. Постников Н.С. К исследованию автоколебаний в нелинейных моделях динамики ядерного реактора. - Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов, 1994, вып. 1, с. 32-40.

СОДЕРЖАНИЕ

Апсэ В.А., Крючков Э.Ф., Куликов Г.Г., Терновых М.Ю., Тихомиров Г.В., Цветков П.В., Шмелев А.Н. Физические особенности использования оружейного и реакторного плутония в легководных реакторах со сверхдлинными кампаниями (топливо: Pu + ^{232}Th + ^{231}Pa)	3	Герасимов А.С., Киселев Г.В., Шведов О.В. Возможные подходы к созданию электроядерных установок для трансмутации радиоактивных отходов и использования оружейного плутония . . .	36
Савандер В.И., Цветков П.В. Расчетно-теоретическое обоснование возможности глубокого выжигания плутония оружейного и реакторного качества в ВТГР	12	Кочуров Б.П., Шведов О.В., Конев В.Н., Кварацхели А.Ю. Основные параметры демонстрационной электроядерной установки	40
Белюсов Н.И., Наумов В.И., Савандер В.И. Концептуальные исследования по проблеме утилизации оружейных делящихся материалов в реакторах водо-водяного типа на базе традиционной и микротвальной топливной технологии	14	Гребенкин К.Ф. О концепции демонстрационной трансмутационной установки и возможной роли МНТЦ в ее реализации	44
Маршалкин В.Е., Повышев В.М., Трутнев Ю.А. Концептуальное исследование использования высокообогащенных (оружейных) урана и плутония и энергетического плутония при переводе реакторов на тепловых нейтронах на замкнутый уран-ториевый топливный цикл	18	Петрин С.В. О подходах к решению проблем безопасности и нераспространения оружейных материалов при трансмутации ядерных отходов . .	50
Декусар В.М., Долгов Е.В., Илюнин В.Г., Калашников А.Г., Пивоваров В.А., Шарапов В.Н., Чижикова З.Н. Утилизация оружейных материалов в реакторах ВВЭР-1000 с топливом на основе тория	20	Маршалкин В.Е., Горбатенко Т.М., Повышев В.М., Житник А.К. Методика расчета нейтронно-физических характеристик ячейки активной зоны реактора	52
Фомушкин Э.Ф. Исследования по трансмутации оружейного плутония и радиоактивных отходов, проводимые во ВНИИЭФ	25	Работнов Н.С. Исследования ядерно-физических свойств актинидов в обеспечение разработки новых вариантов ядерного топливного цикла . .	58
Гребенкин К.Ф., Зуев Ю.Н., Панов А.В., Субботин В.Г., Маширев В.П. Трифторид плутония — как топливо для высокотемпературных реакторов	31	Тошинский Г.И. Концепция быстрого реактора с жидкометаллическим теплоносителем с топливным самообеспечением	63
		Киришин А.И., Кодочигов Н.Г., Сухарев Ю.П., Глушков Е.С., Кухаркин Н.Е., Чудин А.Г. Выжигание оружейного плутония в газотурбинном модульном гелиевом реакторе	69
		Постников Н.С. Хаотические аттракторы кусочно-линейных систем и их распространение в нелинейных моделях ядерного реактора	75

Ответственный за выпуск В.Ф. Колесов

Редактор В.М. Тагирова

Корректор М.В. Кривова

Подписано в печать 19.07.99

Формат 60х84/8

Офсетн. печ. Усл. печ. л. 9,5

Уч.-изд. л. 10,4

Тираж 150 Зак. тип. 813-99 Индекс 3646 16 статей

Отпечатано в ИПК ВНИИЭФ

607190, г. Саров Нижегородской обл.

ЛР № 020651 от 23.10.97

4-00

Индекс 3646

ISSN 0205-4671. Вопросы атомной науки и техники
Сер. Физика ядерных реакторов, 1998, вып. 3, 1-83