

МИНИСТЕРСТВО ОБРАЗОВАНИЯ И НАУКИ РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ

НАЦИОНАЛЬНЫЙ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ  
ЯДЕРНЫЙ УНИВЕРСИТЕТ “МИФИ”

**А.Н. Шмелев, Г.Г. Куликов, Е.Г. Куликов, В.А. Апсэ**

**О ПОТЕНЦИАЛЕ  
ГИБРИДНЫХ (СИНТЕЗ-ДЕЛЕНИЕ) НАРАБОТЧИКОВ  
ТОПЛИВА ДЛЯ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ**

**(СТАБИЛИЗИРОВАННЫЕ РАЗМНОЖАЮЩИЕ СВОЙСТВА,  
ГЛУБОКОЕ ВЫГОРАНИЕ, ЗАЩИЩЕННОЕ ТОПЛИВО)**

**Монография**

Москва 2014

УДК 621.039.1  
ББК 31.4  
О-11

**О потенциале гибридных (синтез-деление) нарабочников топлива для ядерных реакторов (стабилизированные размножающие свойства, глубокое выгорание, защищенное топливо):** Монография / *А.Н. Шмелев, Г.Г. Куликов, Е.Г. Куликов, В.А. Ансэ.* М.: НИЯУ МИФИ, 2014. – 116 с.

Изложены физические особенности накопления топлива в урановом и ториевом бланкетах гибридного термоядерного реактора. Анализируются нейтронно-физические характеристики ядерных реакторов при использовании топлива ( $^{231}\text{Pa} + ^{232,233,\dots}\text{U}$ ), накопленного в Th-бланкете, и топлива ( $^{237}\text{Np} + ^{238,239,\dots}\text{Pu}$ ), накопленного в U-бланкете. Обосновывается эффект стабилизации размножающих свойств при облучении в реакторе, возможность достижения глубокого (сверхглубокого) выгорания и длительных топливных кампаний. Рассматриваются физико-химические процессы разрушения молекул гексафторида урана, обусловленные радиолизом под действием  $\alpha$ -частиц распада радиоактивных изотопов урана ( $^{232,233,234}\text{U}$ ), накопленных в бланкетах гибридных термоядерных реакторов. Анализируется роль этих процессов в повышении защищенности ядерного топлива от неконтролируемого распространения. Обсуждаются концепции построения международного крупномасштабного топливного цикла ядерной энергетики с использованием регенерированного урана богатых урановых месторождений, с использованием тория в бланкетах гибридных реакторов, с быстрыми реакторами на (Pu+Th)-топливе, пережигающими плутоний и накапливающими  $^{233}\text{U}$  для энергетических тепловых реакторов.

Монография предназначена для научных работников, аспирантов, магистрантов, бакалавров, студентов инженерно-физических специальностей.

Подготовлена в рамках Программы создания и развития НИЯУ МИФИ.

Рецензенты: д-р физ.-мат. наук В.А. Курнаев, д-р техн. наук В.М. Мурогов, канд. физ.-мат. наук П.Н. Алексеев.

ISBN 978-5-7262-1822-9

© Национальный исследовательский ядерный университет “МИФИ”, 2014

Редактор Е.К. Коцарева

Подписано в печать 15.11.2013. Формат 60x84 1/16  
Печ.л. 7,5. Уч.-изд.л. 7,5. Тираж 95 экз. Изд.№ 015-2. Заказ № 1.

Национальный исследовательский ядерный университет “МИФИ”.

115409, Москва, Каширское ш., 31.

ООО “Клуб Принт”.

127018, Москва, Марьиной Роши 3-й проезд, д. 40, корп. 1

## СОДЕРЖАНИЕ

Введение.....	6
Список литературы к введению.....	9
<b>Глава 1. ЗАМЫКАНИЕ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА И ТЕНДЕНЦИИ В ФОРМИРОВАНИИ НУКЛИДНОГО СОСТАВА ТОПЛИВА В СИСТЕМЕ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ ДЕЛЕНИЯ. ПОТЕНЦИАЛЬНАЯ РОЛЬ ГИБРИДНЫХ СИНТЕЗ-ДЕЛЕНИЕ РЕАКТОРОВ.....</b>	<b>12</b>
1.1. Накопление ОЯТ в топливном цикле ЯЭ и тенденции в формировании нуклидного состава урана при его рециклировании .....	12
1.2. О потенциале УТС по наработке топлива со стабилизированными размножающими свойствами и с повышенной глубиной выгорания.....	14
Список литературы к главе 1.....	17
<b>Глава 2. НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЕ ОСОБЕННОСТИ НАКОПЛЕНИЯ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА В ТОРИЕВОМ БЛАНКЕТЕ ГТР СИНТЕЗ-ДЕЛЕНИЕ.....</b>	<b>20</b>
2.1. Цепочки нуклидных превращений при облучении тория в бланкете.....	20
2.2. Нуклидный состав топлива, накапливаемого в Th-бланкете гибридного реактора синтез-деление.....	30
Список литературы к главе 2.....	33
<b>Глава 3. ФИЗИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ЛЕГКОВОДНОГО И ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНОГО ГАЗОГРАФИТОВОГО ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ СО СВЕРХДЛИННОЙ КАПАНИЕЙ ТОПЛИВА.....</b>	<b>34</b>
3.1. Нейтронно-физические характеристики топливных решёток долгоживущих активных зон легководного реактора.....	34
3.1.1. Нейтронно-физические предпосылки глубокого выгорания топлива.....	36
3.1.2. Преимущества глубокого выгорания.....	36
3.1.3. Эффекты реактивности в бесконечной решетке твэлов .....	42
3.2. Физико-технические особенности реализации долгоживущих активных зон.....	44

3.2.1. Техническая осуществимость глубокого выгорания топлива.....	44
3.2.2. О регенерации твэлов с использованием технологии типа DUPIC.....	47
3.2.3. Увеличение периода кампании топлива до 50 лет....	48
3.2.4. Выводы.....	49
3.3. Возможность использования $^{231}\text{Pa}$ и стабилизация размножающих свойств в высокотемпературном газографитовом реакторе.....	50
Список литературы к главе 3.....	54
Глава 4. НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЕ ОСОБЕННОСТИ НАКОПЛЕНИЯ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА В УРАНОВОМ БЛАНКЕТЕ ГТР СИНТЕЗ-ДЕЛЕНИЕ.....	56
4.1. Цепочки нуклидных превращений и накопление нуклидов в U-бланкете.....	56
4.2. Сравнение нейтронно-физических свойств нуклидов цепочек, начинающихся с $^{237}\text{Np}$ и $^{231}\text{Pa}$ .....	59
Список литературы к главе 4.....	63
Глава 5. БАЛАНС РАСХОДА НЕЙТРОНОВ В ЦЕПОЧКАХ НУКЛИДНЫХ ПРЕВРАЩЕНИЙ И СТАБИЛИЗАЦИЯ РАЗМНОЖАЮЩИХ СВОЙСТВ ТОПЛИВА В РАЗЛИЧНЫХ СПЕКТРАХ НЕЙТРОНОВ.....	65
5.1. Баланс расхода нейтронов при нуклидных превращениях в цепочках.....	66
5.1.1. Топливные циклы и цепочки нуклидных превращений.....	66
5.1.2. Методика оценки баланса расхода нейтронов цепочек нуклидных превращений.....	67
5.2. Сравнение традиционной и нетрадиционной цепочек в топливной решетке легководного реактора с плотностью теплоносителя 0.72 и 0.1 г/см <sup>3</sup> .....	73
5.3. Сравнение традиционной и нетрадиционной цепочек в резонансном спектре нейтронов.....	80
Список литературы к главе 5.....	82

Глава 6. О ЗАЩИЩЕННОСТИ ДЕЛЯЩИХСЯ МАТЕРИАЛОВ В МНОГОИЗОТОПНОМ УРАНОВОМ ТОПЛИВЕ НА ОСНОВЕ СОВМЕСТНОГО ИСПОЛЬЗОВАНИЯ РЕГЕНЕРИРОВАННОГО УРАНА И НАКОПЛЕННОЙ СМЕСИ ( $^{231}\text{Pa} + ^{232,233,234}\text{U}$ ) В Th-БЛАНКЕТЕ ГИБРИДНОГО РЕАКТОРА СИНТЕЗ-ДЕЛЕНИЕ.....	84
6.1. Физико-химические особенности многоизотопной смеси урана ( $^{232-236,238}\text{U}$ ), важные для осуществления процесса обогащения.....	85
6.2. О применимости метода “несущего газа” для очистки многоизотопного урана $^{232-236,238}\text{U}$ от $\alpha$ -активного изотопа $^{232}\text{U}$ в обогатительном каскаде.....	88
Список литературы к главе 6.....	90
Глава 7. О КОНЦЕПЦИИ МЕЖДУНАРОДНЫХ ЯДЕРНО- ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ ЦЕНТРОВ ПО УТИЛИЗАЦИИ ПЛУТОНИЯ И РОЛИ ГТР СИНТЕЗ-ДЕЛЕНИЕ.....	93
7.1. Концепция международных ядерно-технологических центров по утилизации плутония и по формированию многоизотопного уранового топлива. Глобальное ядерное партнерство GNEP.....	94
7.2. О формировании многоизотопного состава топлива на основе совместного использования регенерата урана и смеси ( $^{231}\text{Pa} + ^{232,233,234}\text{U}$ ), накопленной в гибридном реакторе синтез-деление с Th-бланкетом.....	99
7.3. Схема замкнутого топливного цикла с совместным использованием ТР, БР и ГТР синтез-деление с Th-бланкетом .....	101
7.4. Потенциальная системная роль гибридных синтез-деление (с Th-бланкетом) наработчиков топлива в крупномасштабной ЯЭ.....	102
7.4.1. Базовые принципы системы крупномасштабной ЯЭ.....	103
7.4.2. О выработке стратегии развития системы ЯЭ России.....	107
7.4.3. О некоторых “узких” местах в формировании системы ЯЭ с замкнутым топливным циклом и потенциальная роль гибридных синтез-деление наработчиков топлива в системе ЯЭ.....	109
Список литературы к главе 7.....	112
Послесловие.....	115

## Введение

В последней четверти прошлого века ядерная энерготехнология столкнулась с большими трудностями в своём развитии. Эти трудности неправильно было бы сводить только к аварии на АЭС “Three Miles Island” и к катастрофе на Чернобыльской АЭС. Высветился ряд принципиальных проблем, которые связаны с самими перспективами её долгосрочного развития. Здесь, в первую очередь, имеется в виду общий подход к безопасности, проблема обращения с долгоживущими радиоактивными отходами (РАО) и проблема нераспространения ядерного оружия.

Последнее десятилетие XX века и начало XXI века как раз и охарактеризовались философским осмыслением того, какой может быть структура будущей крупномасштабной ядерной энергетики (рассчитанной на века своего функционирования), в которой бы нашли отражение пути решения проблем, стоящих практически уже на повестке дня.

С пуском в 1972 году в Советском Союзе опытно-промышленного быстрого реактора БН-350 и чуть позже реактора БН-600, а также во Франции быстрых реакторов Phenix (250 МВт (эл.)) и Super-Phenix (1200 МВт (эл.)), работавших в замкнутом топливном цикле, стало практически реальным то положение, что существующая ядерная энергетика на основе тепловых и быстрых реакторов имеет практически неограниченную топливную базу. Это значит, что известный тезис о неисчерпаемых энергетических ресурсах, связывавшийся обычно с управляемым термоядерным синтезом (УТС), уже потерял свою актуальность [В.1-В.7].

В конце прошлого века сформировался новый стимул для развития УТС, а именно разработка термоядерного источника энергии на основе (D-<sup>3</sup>He)-плазмы с низкой радиоактивностью, поскольку эта реакция характеризуется малым выходом нейтронов, а значит и малой сопутствующей наведенной радиоактивностью. Важным достоинством этой концепции является отсутствие проблем, связанных с нераспространением и безопасностью. Однако зажигание интенсивной термоядерной реакции в (D-<sup>3</sup>He)-плазме с параметрами, которые предполагается достичь в ИТЭР (в настоящее время строящимся в г.Кадараш, Франция) невозможно.

Эффективность нового стимула развития УТС снижают два обстоятельства. Во-первых, предполагается, что такой источник энергии будет использовать “лунную” топливную базу с доставкой  ${}^3\text{He}$  с Луны на Землю. При всей своей эффектности, такая топливная база для энергообеспечения нашей планеты пока не выглядит достаточно обоснованной и общедоступной. Второе обстоятельство связано с тем, что, по сути, новый лозунг по-прежнему рассматривает УТС как альтернативу ядерной энергетике (ЯЭ) деления.

Правда, существует направление исследований по созданию гибридных термоядерных реакторов (ГТР) синтез-деление [В.8], основным предназначением которых, наряду с производством энергии, считается наработка делящихся материалов для ядерных реакторов, сжигания младших актинидов (МА). Бланкеты таких реакторов содержат либо сырьевые материалы (уран и торий), либо сжигаемые МА.

Как отмечалось [В.8, В.9], с самого начала исследований концепции ГТР было понято, что вследствие эффективного размножения жестких нейтронов (DT)-реакции синтеза в ядерных реакциях ( $n,2n$ ) и ( $n,3n$ ), а также и ( $n,\gamma$ ) могут образовываться большие количества ядерного топлива ( ${}^{239}\text{Pu}$  и  ${}^{233}\text{U}$ ). Высокая производительность по товарному ядерному топливу (в 6-10 раз большая, чем у быстрого реактора такой же мощности) определяет возможную роль ГТР в будущей ядерной энергетике крупных масштабов. Эта роль состоит в производстве энергии и топлива для обеспечения им ядерных реакторов [В.7, В.8, В.10]\*

Однако оценивая перспективы гибридного реактора синтез-деление, нужно учитывать, что в отечественной (да и в мировой) развивающейся ядерной энергетике в предстоящие десятилетия важная роль отводится разработке и промышленному освоению быстрых реакторов, а также замыканию ядерного топливного цикла.

В нашей стране строится коммерческий быстрый реактор с натриевым теплоносителем БН-800, принято решение о сооружении

---

\* Стоит отметить при этом, что до тщательной проработки конструкции, обеспечивающей надежную выработку электрической энергии на таком реакторе с учетом различных штатных и нештатных режимов, привлекательность энергетического гибридного реактора остается пока недостаточно ясной.

быстрого реактора со свинцово-висмутовым охлаждением СВБР-75/100 для малой энергетики и удаленных районов, в котором будут реализованы уникальные достижения отечественной технологии транспортных реакторных установок для подводных лодок [В.11]. Ведется проектирование и готовится площадка для строительства быстрого реактора БРЕСТ-300 ОД со свинцовым теплоносителем [В.12, В.13].

Эти быстрые реакторы будут, как минимум, обеспечивать себя ядерным топливом, а при необходимости могут осуществлять и расширенное воспроизводство делящегося материала. Так что проблема топливообеспечения уже не будет являться основным препятствием для развития крупномасштабной ЯЭ. Быть может только в том случае, если будет ощущаться нехватка топлива для её развития. И тогда гибридный термоядерный источник нейтронов мог бы стать дополнительным, подстраховывающим наработчиком топлива. К сожалению, такая роль гибридного наработчика, по своей сути, выглядит не более чем роль вспомогательная.

В этих условиях представляется целесообразным в круг основных направлений исследований и разработок гибридного реактора синтез-деление включить работы, ориентированные на решение принципиальных задач ЯЭ и её топливного цикла, с которыми она может столкнуться уже в обозримом будущем в связи с замыканием топливного цикла. Некоторые из них, весьма важные, к настоящему времени уже достаточно ясно обозначились [В.5, В.7], другие “узкие места”, которые возникнут в крупномасштабной ЯЭ с замкнутым топливным циклом, уже предсказываются [В.14].

Существуют, по меньшей мере, три такие проблемы. Первая из них связана с сокращением объема операций во внешней части ядерного топливного цикла (ЯТЦ) за счет существенного увеличения глубины выгорания топлива в энергетических реакторах. Вторая проблема – это повышение защищенности ЯТЦ от неконтролируемого распространения делящихся материалов, что может значительно расширить экспортный потенциал технологии ЯЭ. Третья проблема – это обезвреживание радиоактивных отходов путем превращения (трансмутации) долгоживущих продуктов деления (и, конечно, младших актинидов) в короткоживущие и стабильные нуклиды. В настоящее время эти проблемы оказывают негативное влияние на общественное мнение относительно будущего крупно-

масштабной ядерной энерготехнологии. Две первых проблемы будут предметом дальнейшего рассмотрения.

Авторы этой монографии по характеру своей деятельности не являются специалистами, которых, по образному выражению авторов работы [В.7], можно отнести к “токамачному” сообществу. Все они относят себя к физикам-реакторщикам. Область их интересов – физика тепловых и быстрых реакторов, нейтронно-физические процессы в ядерных реакторах и физико-технические проблемы ядерного топливного цикла. Именно этим объясняется тот угол зрения, под которым будут обсуждаться вопросы влияния нуклидного состава топлива, нарабатываемого в ГТР синтез-деление, на физические характеристики тепловых и быстрых реакторов, а также на формирование топливного цикла.

Что же касается анализа плазменных параметров, определяющих источник нейтронов гибридного термоядерного нарабатчика, то авторы отсылают читателя к публикациям специалистов, участвовавших в разработках гибридных реакторов в 70-80-х годах прошлого века, а также к тем, кто в настоящее время продолжает эти исследования (см., например, [В.7, В.8, В.15-В.18]).

Ключевые вопросы монографии кратко рассмотрены в работе [В.19].

Монография состоит из семи глав, в написании которых участвовали: Апсэ А.В. – глава 1, Куликов Г.Г. – главы 3 и 4, Куликов Е.Г. – главы 4 и 5, Шмелев А.Н. – главы 1, 2, 3, 6 и 7.

## СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ К ВВЕДЕНИЮ

В.1. Александров А.П. Атомная энергетика и научно-технический прогресс. М.: Наука, 1978.

В.2. Fujii-e Y., et al. A Self-Consistent Nuclear Energy Supply System // International Specialist's Meeting “Potential of Small Nuclear Reactors for Future Clean and Safe Energy Sources. Tokyo Institute of Technology, Japan, 1991.

В.3. Fujii-e Y., et al. An Approach to a Self-Consistent Nuclear Energy System // Transactions of American Nuclear Society, Winter Meeting. Chicago, USA, 1992. Vol. 66. P. 342.

В.4. Fujii-e Y., et al. An Evaluation Function for a Self-Consistent Nuclear Energy System // Transactions of American Nuclear Society, Winter Meeting. San Francisco, USA, 1993. Vol. 69. P. 353.

В.5. Шмелев А.Н. О потенциальной роли УТС в решении проблемы обезвреживания РАО и в формировании защищенных топливных циклов с повышенной глубиной выгорания // Известия вузов, сер. Ядерная энергетика. 1997. № 4. С. 53 – 59.

В.6. Шмелев А.Н. Управляемый термоядерный синтез: о новой потенциальной роли в ядерной энергетике // Инженерная физика. 1999. № 1. С. 11 – 15.

В.7. Кутеев Б.В., Хрипунов В.И. Современный взгляд на гибридный термоядерный реактор // ВАНТ, сер. Термоядерный синтез. 2009. № 1. С. 3 – 29.

В.8. Горностаев Б.Д., Гурьев В.В., Орлов В.В., Шаталов Г.Е. и др. Опытнo-промышленный гибридный наработчик делящегося топлива // Труды II Советско-Американского Семинара, 14 марта - 1 апреля 1977. М., ИАЭ, Атомиздат, 1978. С. 94 – 122.

В.9. Марин С.В., Орлов В.В., Шаталов Г.Е. Образование изотопов плутония в урановом топливе гибридного термоядерного реактора // Атомная энергия. Май 1982. Т. 52. № 5. С. 301 – 304.

В.10. Leonard B.R. Jr. A Review of Fusion-Fission (Hybrid) Concepts // Nuclear Technology. December 1973. Vol. 20. P. 161 – 178.

В.11. Зродников А.В., Тошинский Г.И., Степанов В.С. и др. Конверсия свинцово-висмутовой реакторной технологии: от реакторов АПЛ к энергетическим реакторам и пути повышения инвестиционной привлекательности ядерной энергетике на базе быстрых реакторов // Доклад на международной конференции МАГАТЭ “Fifty Years of Nuclear Power - The Next Fifty Years”. Обнинск, 27 июня - 2 июля 2004.

В.12. Орлов В.В., Леонов В.Н., Сила-Новицкий А.Г. и др. Атомная энергетика грядущего столетия и требования к ядерной технологии // Международный семинар «Быстрый реактор и топливный цикл естественной безопасности для крупномасштабной энергетики. Топливный баланс, Экономика, Безопасность, Отходы, Нераспространение». М., 2000.

В.13. Лопаткин А.В., Орлов В.В.. Топливный цикл быстрых реакторов нового поколения на принципах нераспространения ядер-

ного оружия и радиационно-эквивалентного захоронения радиоактивных отходов // Международный семинар «Быстрый реактор и топливный цикл естественной безопасности для крупномасштабной энергетики. Топливный баланс, Экономика, Безопасность, Отходы, Нераспространение». М., 2000.

В.14. Велихов Е.П., Гагаринский А.Ю., Субботин С.А., Цибульский В.Ф.. Россия в мировой энергетике XXI века. М.: ИздАТ, 2006.

В.15. Головин И.Н., Шаталов Г.Е., Колбасов Б.Н. Некоторые вопросы гибридных термоядерных реакторов // Известия Академии Наук СССР. 1975. № 6, С. 26 – 34.

В.16. Golovin I.N., Kolbasov B.N, Orlov V.V., Pistunovich V.I., Shatalov G.E. The nuclear fuel problem and fusion-fission hybrid reactors // IAEA-TC-145/25. Vienna, Austria. 1978.

В.17. Азизов Э.А., Гладуш Г.Г., Докука В.Н., Хайрутдинов Р.Р. Численные исследования параметров плазмы токамака-реактора для трансмутации минорных актинидов отработавшего ядерного топлива // ВАНТ, Сер. Термоядерный синтез. 2007. № 3. С. 3 – 33.

В.18. Stacey W.M. Tokamak D-T fusion neutron source requirements for closing the nuclear fuel cycle // Nuclear Fusion. 2007. Vol. 47. P. 217 – 221.

В.19. Шмелев А.Н., Крючков Э.Ф., Куликов Г.Г., Куликов Е.Г. Потенциальная роль гибридных “СИНТЕЗ-ДЕЛЕНИЕ” наработчиков топлива в замкнутом (U-Pu)-топливном цикле с вовлечением тория. Ядерная физика и инжиниринг (в печати).

# Глава 1. ЗАМЫКАНИЕ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА И ТЕНДЕНЦИИ В ФОРМИРОВАНИИ НУКЛИДНОГО СОСТАВА ТОПЛИВА В СИСТЕМЕ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ ДЕЛЕНИЯ. ПОТЕНЦИАЛЬНАЯ РОЛЬ ГИБРИДНЫХ СИНТЕЗ-ДЕЛЕНИЕ РЕАКТОРОВ

## 1.1. Накопление ОЯТ в топливном цикле ЯЭ и тенденции в формировании нуклидного состава урана при его рециклировании

Как известно, к настоящему времени в ЯЭ планеты уже накоплено свыше 230 000 тонн облученного ядерного топлива (ОЯТ) [1.1]. Бассейны выдержки при АЭС почти заполнены выгруженными тепловыделяющими сборками с ОЯТ. Замыкание ЯТЦ и радиохимическая переработка ОЯТ высвободят (за вычетом продуктов деления) около 220 000 тонн урана (U), плутония (Pu) и младших актинидов (MA). Из них доминирующая часть – регенерируемый уран (регенерат). Этот регенерат рассматривается как сырье, которое появится в нашем распоряжении для последующего использования в крупномасштабной ЯЭ. Причем следует заметить, что этого “сырья” – регенерата урана – хватит (при полном его вовлечении) для заполнения топливного цикла крупномасштабной ЯЭ суммарной мощностью около 1500 ГВт (эл.), т.е. примерно в четыре раза большей мощности, чем мировая ЯЭ сегодняшнего уровня.

Приблизительно пятая часть этого количества регенерата может быть использована в тепловых реакторах в виде низкообогащенного урана (после обогащения). Оставшиеся 4/5 этого количества останутся в виде отвалного урана для заполнения топливного цикла.

Предполагается, что крупномасштабная ЯЭ по структуре будет содержать реакторы на быстрых нейтронах, которые в своем топливном балансе не будут нуждаться в подпитке делящимся материалом, и тепловые реакторы. При этом в качестве топлива тепловых реакторов может использоваться регенерат урана (возможно после обогащения), а также и плутоний. В этом случае изотопный состав регенерата можно будет представить в виде двух компонент: ( $^{232,233,234}\text{U} + ^{235,236,238}\text{U}$ ), первая из которых ( $^{232,233,234}\text{U}$ ) – минорная (малая доля), а вторая ( $^{235,236,238}\text{U}$ ) – основная [1.2]. “Центр тяжести” топливного цикла будет лежать в использовании плутония как делящегося материала.

Для дальнейшего роста мировой ЯЭ, если и потребуется, то относительно небольшая добыча природного урана. Это следует из того, что последующее использование природного урана станет все более и более экономным, поскольку практически весь добываемый уран будет эффективно использоваться, главным образом, через превращение в плутоний с последующим его сжиганием. Для мировой ЯЭ масштаба 10 000 ГВт (эл.), т.е. в 20 с лишним раз больше, чем сейчас, потребуется добывать природного урана 10-15 тыс. тонн в год, т.е. меньше, чем добывается сейчас. Именно в условиях практически полного сжигания и проявится свойство чрезвычайно высокой теплотворной способности ядерного топлива.

Однако невысокая глубина выгорания уранового топлива в тепловых реакторах, на уровне 5-7% т.а. (т.а. – тяжелые атомы), потребует (15-20)-кратного рецикла топлива, т.е. большого масштаба операций с радиоактивным материалом во внешнем топливном цикле (исключением здесь могут быть высокотемпературные газографитовые реакторы в варианте с насыпной активной зоной, чье микротопливо можно будет подвергнуть сверхглубокому выгоранию [1.3]). Этот большой объем технологических операций можно охарактеризовать как одно из “узких мест” глобального ядерного топливного цикла.

Помимо этого, нужно учитывать, что для завоевания позиций в мире крупномасштабная ЯЭ будет распространяться в развивающиеся страны, в регионы, удаленные от индустриально развитых стран, владеющих ядерной технологией. При наличии этих объективных тенденций функционирование ЯЭ в замкнутом топливном цикле столкнется с проблемой доставки свежего топлива разбросанным по миру энергетическим реакторам, транспортировкой ОЯТ в центры переработки и регенерации топлива. Это – еще одно “узкое место” глобального замкнутого топливного цикла. И технологии, которые обеспечат длительные топливные кампании, радикальное снижение топливных потоков в глобальной системе ядерного топливного цикла, можно рассматривать как технологии повышенного экспортного потенциала.

Нельзя также не учитывать, что с ростом масштаба ЯЭ с замкнутым топливном циклом станет все более отчетливо проявляться тревожная пропорция, когда будет осуществляться рециклирование тысяч тонн плутония в составе топлива в глобальном масштабе, в

то время как для создания даже примитивного ядерного взрывного устройства считается достаточным иметь 10-20 кг реакторного плутония [1.4, 1.5]. Проблема защищенности ядерных материалов – это еще одно “узкое место” глобального топливного цикла.

Как показывают исследования [1.2, 1.6, 1.7], введение гибридных термоядерных реакторов синтез-деление (ГТР синтез-деление) в структуру топливного цикла ЯЭ может существенным образом изменить указанные тревожные тенденции. При этом главная функция таких ГТР синтез-деление будет состоять не столько в эффективной генерации энергии или интенсивной наработке  $^{239}\text{Pu}$ , сколько в формировании предпочтительного **нуклидного состава топлива** для ядерных реакторов в топливном цикле, благодаря уникальному потенциалу термоядерных нейтронов (ДТ)-реакции синтеза.

## **1.2. О потенциале УТС по наработке топлива со стабилизированными размножающими свойствами и с повышенной глубиной выгорания**

В концепции гибридных термоядерных реакторов синтез-деление предполагается, что термоядерные нейтроны (ДТ)-реакции синтеза с энергией 14.1 МэВ будут использоваться для облучения урана (или тория).

Максимальное производство плутония (и  $^{233}\text{U}$  в ториевом бланкете) в ГТР будет достигаться при использовании бланкета, содержащего сырьевой материал с минимальным количеством нетопливных компонентов и с жестким спектром нейтронов [1.8, 1.9].\*

В таком спектре в отличие от спектра нейтронов в ядерных реакторах скорость пороговых реакций ( $n,2n$ ) и ( $n,3n$ ) на сырьевом нуклиде оказывается достаточно большой при сопоставлении с сечением ( $n,\gamma$ )-реакции. Это обуславливает значительные отличия в изотопном составе плутония, накапливаемого в урановом бланкете ГТР, по сравнению с его накоплением как в тепловых реакторах, так и в быстрых. Особенно это различие выявилось при сравнении

---

\* Уместно отметить, что впервые в литературе изотопный состав накапливаемого плутония в урановом топливе бланкета ГТР СИНТЕЗ-ДЕЛЕНИЕ и образование легких нуклидов урана и плутония ( $^{236}\text{Pu}$  и  $^{232}\text{U}$ ) рассматривалось в работе [1.10].

накопления плутония (и урана-233) в бланкете быстрого реактора и в бланкете ГТР [1.9-1.15].

Вследствие интенсивных пороговых ( $n,2n$ )- и ( $n,3n$ )-реакций в урановом бланкете ГТР ( $^{238}\text{U}$ ) накапливается относительно много нуклидов с массовыми числами  $A < 239$  (например,  $^{237}\text{Np}$  и  $^{238}\text{Pu}$ ) и мало нуклидов с  $A > 239$  ( $^{240}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Pu}$ ,  $^{242}\text{Pu}$ ).

По мнению авторов настоящей работы, предпочтение следует отдать в первую очередь облучению  $^{232}\text{Th}$  в бланкете, а не  $^{238}\text{U}$  [1.2, 1.6, 1.7]. В Th-бланкете ГТР вследствие интенсивных пороговых ( $n,2n$ )- и ( $n,3n$ )-реакций накапливается относительно много нуклидов с массовыми числами  $A < 233$  (например,  $^{231}\text{Pa}$  и  $^{232}\text{U}$ ) и мало нуклидов с  $A > 233$  ( $^{234}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$ ,  $^{236}\text{U}$ ).

Выбор такого предпочтения связан с тем, что при облучении тория в бланкете ГТР будет накапливаться вторичное топливо, использование которого способно обеспечить длительную работу реакторов с тепловым и резонансным спектром нейтронов без перегрузок. При этом делящийся материал будет защищен от несанкционированных попыток обогащения до оружейного уровня.

К сожалению, «токамачное» сообщество в своих исследованиях как конца прошлого века, так и начала нынешнего – XXI века [1.8-1.10, 1.15], посвященных оценке потенциала ГТР синтез-деление, не обратило должного внимания на важность роли накопления дополнительного топливного материала, которое будет происходить в Th-бланкете через пороговые реакции ( $n,2n$ ) и ( $n,3n$ ). Основное внимание в подавляющем числе публикаций обращалось главным образом на большое количество делящихся нуклидов ( $^{239}\text{Pu}$  или  $^{233}\text{U}$ ), которое можно накапливать в бланкете с сырьевым материалом в расчете на единицу термоядерной энергии.

Хотя, как уже говорилось выше, в некоторых публикациях и обсуждались особенности изотопного состава накапливаемого топлива (см., например, [1.9-1.15]), однако должного анализа роли, которую могли бы сыграть в ядерных реакторах нуклиды, накопленные в выгружаемом топливе через пороговые каналы ( $n,2n$ ) и ( $n,3n$ ), не делалось. И это при том, что, как по расчетным оценкам, так и по экспериментальным данным [1.16-1.19], скорость накопления в бланкете дополнительного топливного материала через эти пороговые каналы может составлять **десятки процентов** по отношению к накоплению основного делящегося нуклида.

Уместным будет напомнить (и это хорошо известно специалистам-реакторщикам), что нередко добавка даже нескольких процентов, например, гадолиния, эрбия в топливо тепловых реакторов может существенным образом влиять на их безопасность и топливоиспользование.

Ниже будет показано, что накопленные в Th-бланкете через пороговые  $(n,2n)$ - и  $(n,3n)$ -каналы нуклиды могут существенным образом повлиять не только на эффективность топливоиспользования в ядерных реакторах, но и на масштаб операций во внешнем топливном цикле, а также на укрепление режима нераспространения.

Это связано с нейтронно-физическими особенностями, которые проявляются в цепочках изотопных превращений этих накопленных нуклидов, когда они в составе топлива помещаются в ядерные реакторы. Такое ядерное топливо приобретает важное качество: качество стабилизации нейтронно-физических размножающих свойств в процессе глубокого выгорания. Это, в свою очередь, открывает возможность обеспечивать длительные кампании топлива.

При использовании тепловыделяющих элементов (твэлов), способных выдерживать глубокие выгорания, за весь срок эксплуатации реактора потребуется всего несколько перегрузок, а может быть реактор вообще будет работать без перегрузок (реактор-батарея, Black Box – черный ящик). К настоящему времени уже накоплен определенный опыт в разработке таких твэлов для быстрых реакторов с глубоким выгоранием – более 32% т.а. в стальной оболочке с оксидным топливом [1.20, 1.21], твэлов с микротопливными частицами для высокотемпературных реакторов [1.22] и твэлов с сердечниками керметного типа [1.23].

Топливо со стабилизированными размножающими нейтронно-физическими свойствами позволяет обходиться без “тяжелой” системы компенсации избыточной реактивности при длительных топливных кампаниях. Это – существенный фактор повышения безопасности реактора. Если рассматривать работу такого реактора в замкнутом топливном цикле, то он будет характеризоваться меньшими топливными потоками как свежего, так и облученного топлива, а значит и большей автономностью.

Цепочки изотопных превращений нуклидов, накапливаемых в бланкете ГТР синтез-деление через пороговые  $(n,2n)$ - и  $(n,3n)$ -каналы, имеют и еще одну положительную отличительную особен-

ность. Она связана с тем, что в этих цепочках промежуточные нуклиды являются денатурирующими для основных делящихся нуклидов ( $^{239}\text{Pu}$  и  $^{233}\text{U}$ ) [1.4, 1.5]. Поэтому в процессе использования такого топлива в ядерных реакторах будет поддерживаться на высоком уровне защищенность основных делящихся нуклидов от неконтролируемого переключения. Иными словами, в этом случае топливо будет обладать непрерывно воссоздающимся внутренним барьером защищенности, что важно для обеспечения режима нераспространения.

Как известно, выработана рекомендация МАГАТЭ [1.24] относительно технических мер, повышающих защищенность ядерного топлива, суть её состоит в том, что разработка таких технических барьеров не должна приводить к снижению конкурентоспособности ЯЭ. Поэтому можно заключить, что рассматриваемое включение гибридных реакторов синтез-деление в топливный цикл ЯЭ может создать уникальную ситуацию, когда повышение защищенности ядерного топлива будет достигаться одновременно с повышением глубины выгорания, с сокращением объёмов операций во внешнем топливном цикле, что, по своей сути, должно улучшать конкурентоспособность ядерной энерготехнологии и, что не менее важно, повышать её экспортный потенциал.

## СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ К ГЛАВЕ 1

1.1. Адамов Е.О., Джалавян А.В., Лопаткин А.В. и др. Концептуальные положения стратегии развития ядерной энергетики России в перспективе до 2100 года // Атомная энергия. Июнь 2012. Т. 112. № 6. С. 319 – 331.

1.2. Шмелев А.Н., Куликов Г.Г., Куликов Е.Г., Крючков Э.Ф., Апсэ В.А. Управляемый термоядерный синтез: потенциальная роль в объединенном (Th-U-Pu) ядерном топливном цикле // Ядерная физика и инжиниринг. 2011. Т. 2. № 2. С. 101 – 111.

1.3. Филиппов Г.А., Богоявленский Р.Г., Пономарев-Степной Н.Н., Гольцев А.О. Высокотемпературный гелиевый модульный ядерный реактор с шаровыми твэлами для производства электроэнергии и водорода // Атомная энергия. 2004. Т.96. №3. С.175–182.

1.4. Carson M.J. Explosive properties of reactor-grade plutonium // Science & Global Security. 1993. Vol. 4. P. 111 – 128.

1.5. De Volpi A. Denaturing Fissile Materials // Progress in Nuclear Energy. 1982. Vol. 10. № 2. P. 161 – 220.

1.6. Шмелев А.Н. О потенциальной роли УТС в решении проблемы обезвреживания РАО и в формировании защищенных топливных циклов с повышенной глубиной выгорания // Известия ВУЗ'ов, сер. Ядерная энергетика. 1997. № 4. С. 53 – 59.

1.7. Шмелев А.Н.. Управляемый термоядерный синтез: о новой потенциальной роли в ядерной энергетике // Инженерная физика. 1999. № 1, С. 11 – 15.

1.8. Горностаев Б.Д., Гурьев В.В., Орлов В.В., Шаталов Г.Е. и др. Опытно-промышленный гибридный наработчик делящегося топлива // Труды II Советско-Американского Семинара, 14 марта - 1 апреля 1977. М.: ИАЭ, Атомиздат, 1978. С. 94 – 122.

1.9. Марин С.В., Орлов В.В., Шаталов Г.Е. Образование изотопов плутония в урановом топливе гибридного термоядерного реактора // Атомная энергия. Май 1982. Т. 52, № 5. С. 301 – 304.

1.10. Leonard B., Jenquin U. // Report BNWL-SA-5750. Washington, Richland, 1976. P. 12.

1.11. Schultz K.R. A Review of Hybrid Reactor Fuel Cycle Considerations // Труды II Советско-Американского семинара Синтез-деление, 14.03 – 01.04 1977 г. М., Атомиздат, 1978. С. 77 – 93.

1.12. Бобков Ю.Г., Илюнин В.Г., Муругов В.М. и др. Расчетные исследования накопления  $^{232}\text{U}$ ,  $^{236}\text{Pu}$ , и  $^{238}\text{Pu}$  в зонах воспроизводства гибридных и быстрых реакторов // Атомная энергия. Июнь 1980, Т. 48, № 6, С. 395 – 396.

1.13. Марин С.В., Шаталов Г.Е. Изотопный состав топлива в бланкете гибридного термоядерного реактора с ториевым циклом // Атомная энергия. Май 1984. Т. 56. № 5. С. 289 – 291.

1.14. Шаталов Г.Е., Марин С.В. Учет распада  $^{238}\text{Pu}$  при определении изотопного состава уранового топлива гибридного термоядерного реактора // Атомная энергия. Май 1984. Т. 56. № 5, С. 315 – 317.

1.15. Кутеев Б.В., Хрипунов В.И. Современный взгляд на гибридный термоядерный реактор // ВАНТ, сер. Термоядерный синтез. 2009. № 1. С. 3 – 29.

1.16. Weale J.W., 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.

1.17. Haight R.C., Lee J.D., Maniscalco J.A. Reaction Rates in a Uranium Pile Surrounding a 14 MeV Neutron Source: Calculations of the Weale Experiment // *Nuclear Science and Engineering*. 1976. Vol. 61, P. 53 – 59.

1.18. Shief H.E.J. et al. Measurements of the Reaction Rate Distributions Produced in a Large Thorium Cylinder by a Central Source of DT Neutrons. AWRE 20/77, United Kingdom Atomic Energy Authority, July 1977.

1.19. Krumbein A., Lemanska M., Segev M., Wagschal J.J., Yaari A. Reaction rate calculations in Uranium and Thorium blankets surrounding a central Deuterium-Tritium neutron source // *Nuclear Technology*. 1980. Vol. 48. P. 110 – 116.

1.20. Bychkov A.V., Vavilov S.K., Skiba O.V. et al. Pyroelectrochemical Reprocessing of Irradiated FBR MOX Fuel. III. Experiment on High Burn-up Fuel of the BOR-60 Reactor // *The International Conference on Future Nuclear Systems "GLOBAL'97"*. Yokohama, Japan, October 5-10, 1997. P. 912 – 917.

1.21. Ivanov V.B., Mayorshin A.A., Skiba O.V. et al. The utilization of plutonium in nuclear reactors on the basis of technologies developed in SSC RIAR. // *International Conference on Future Nuclear Systems "GLOBAL'97"*. Yokohama, Japan, October 5-10, 1997. P. 1093 – 1098.

1.22. Бедениг Д. Газоохлаждаемые высокотемпературные реакторы. М.: Атомиздат, 1975.

1.23. Черников А.С., Пермяков Л.Н., Федик И.И. и др. Твэлы на основе сферических топливных частиц с защитным покрытием для реакторов повышенной безопасности // *Атомная энергия*. Декабрь 1999. Т. 87. № 6. С. 451 – 462.

1.24. Руководство по оценке инновационных ядерных реакторов и топливных циклов: Отчет по этапу 1А международного проекта по инновационным ядерным реакторам и топливным циклам (INPRO) / IAEA-TECDOC-1362, ISBN 92-0-105503-X, ISSN 1011-4289, Vienna, Austria, 2003.

## Глава 2. НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЕ ОСОБЕННОСТИ НАКОПЛЕНИЯ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА В ТОРИЕВОМ БЛАНКЕТЕ ГТР СИНТЕЗ-ДЕЛЕНИЕ

### 2.1. Цепочки нуклидных превращений при облучении тория в бланкете

Облучение  $^{232}\text{Th}$  в бланкете ГТР сопровождается следующими реакциями (рис. 2.1):

- 1) захват нейтронов торием с накоплением делящегося  $^{233}\text{U}$ ;
- 2) пороговые реакции:
  - $^{232}\text{Th}(n,2n)^{231}\text{Th}(\beta^-)^{231}\text{Pa}$ ;
  - $^{232}\text{Th}(n,3n)^{230}\text{Th}(n,\gamma)\dots^{231}\text{Pa}$ ;
- 3) захват нейтрона протактинием  $^{231}\text{Pa}(n,\gamma)\dots^{232}\text{U}$ .

В результате этих реакций в облучаемом тории, наряду с  $^{233}\text{U}$ , накапливаются  $^{231}\text{Pa}$  и  $^{232}\text{U}$ .

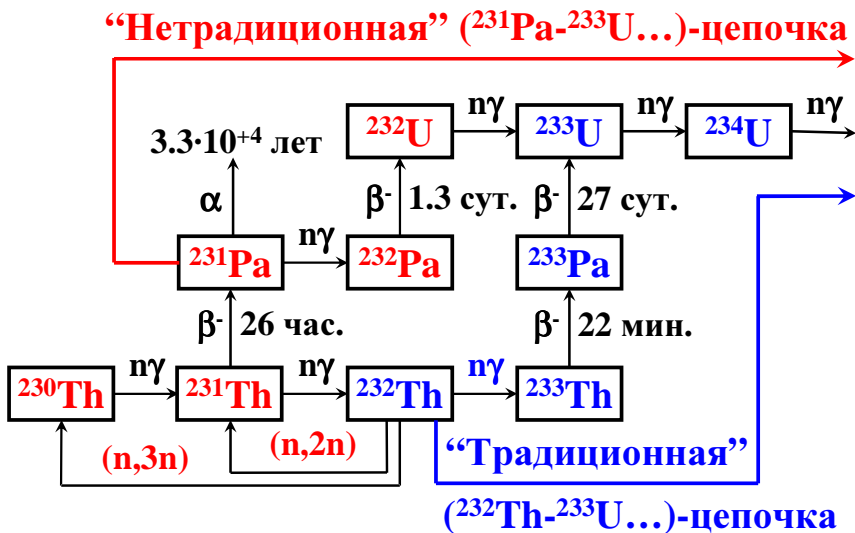
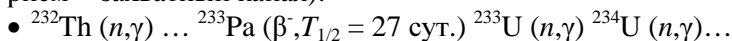


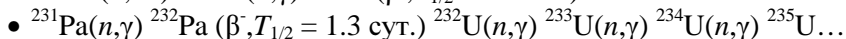
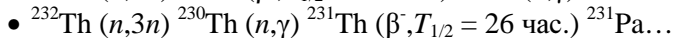
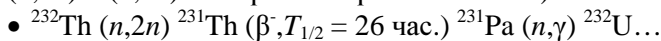
Рис. 2.1. Цепочки нуклидных превращений в торий-урановом топливе

Таким образом, можно сказать, что при облучении тория в бланкете ГТР синтез-деление инициируются цепочки нуклидных превращений, которые можно сгруппировать следующим образом:

1) “традиционная” ветвь: (начинающаяся с захвата нейтрона то-  
рием – захватный канал):



2) “нетрадиционная” ветвь (начинающаяся с пороговых реакций  
( $n,2n$ ) и ( $n,3n$ ) на тории – пороговый канал):



Причем, нужно отметить, что в ториевом бланкете скорость по-  
роговых ( $n,2n$ )- и ( $n,3n$ )-реакций вполне сопоставима со скоростью  
захвата нейтронов торием, что можно видеть из табл. 2.1, где при-  
ведены экспериментальные (а также и расчетные) данные о скоро-  
сти реакций в ториевой сборке с металлическим торием, облучаемой  
источником термоядерных нейтронов [2.1, 2.2]. Эта экспери-  
ментальная сборка цилиндрической формы высотой 106 см и диа-  
метром 98.5 см была набрана из металлических Th-стержней. В  
центре располагалась (Zr-T)-мишень, облучаемая пучком дейтро-  
нов с энергией 200 кэВ.

Таблица 2.1

Скорость реакций (в расчете на один нейтрон источника с энергией 14.1 МэВ)  
в экспериментальной сборке с торием

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 нейтронов	$0.78 \pm 0.04$	0.762

Видно, что пороговые каналы ( $n,2n$ )- и ( $n,3n$ )-реакций по интен-  
сивности составляют более 40% по отношению к каналу захвата  
нейтронов в тории и образованию основного делящегося изотопа –  
 $^{233}\text{U}$ .

Если нуклиды  $^{231}\text{Pa}$ ,  $^{232}\text{U}$  и  $^{233}\text{U}$ , накопленные в ториевом блан-  
кете ГТР, ввести в состав топлива ядерного реактора, то в нем реа-



Таблица 2.2

Сечение захвата нейтронов в тепловой точке и резонансный интеграл

Нуклид	$\sigma_c$ (2200 м/с), барн	Резонансный интеграл захвата нейтронов, барн
$^{157}\text{Gd}$	253 254	784
$^{231}\text{Pa}$	202	540
$^{238}\text{U}$	2.68	275
$^{232}\text{Th}$	7.34	83.8
$^{230}\text{Th}$	23.4	1042
$^{232}\text{U}$	$(\sigma_c / \sigma_f) = 75.4 / 76.5$	$(I_\gamma / I_f) = 172 / 355$

Поэтому  $^{231}\text{Pa}$ , будучи введен в состав свежего топлива даже в количестве нескольких процентов, за счет относительно большого сечения захвата нейтронов (рис. 2.2 и табл. 2.2) уменьшает начальный запас реактивности свежего топлива. А благодаря тому, что его сечение захвата не столь велико, как у  $^{157}\text{Gd}$ , это будет означать, что выгорать он будет медленнее, чем гадолиний. Это можно расценивать как благоприятный фактор, потому что стабилизация размножающих свойств будет поддерживаться до более глубоких выгораний топлива.

Таким образом, можно предполагать, что введение в состав топлива для ядерных реакторов  $^{231}\text{Pa}$  может проявиться в изменении размножающих свойств подобно введению известного выгорающего поглотителя – гадолиния ( $^{157}\text{Gd}$ ), достаточно широко используемого в легководных реакторах. Однако в то же время следует заметить, что  $^{231}\text{Pa}$ , как выгорающий поглотитель, будет выгодно отличаться следующим образом от гадолиния.

Во-первых, его сечение поглощения не так велико, как у гадолиния и поэтому он выгорает существенно медленнее и стабилизирующее влияние на размножающие свойства реактора сказывается существенно дольше, чем при использовании  $^{157}\text{Gd}$ . В то же время сечение поглощения у  $^{231}\text{Pa}$  существенно выше, чем у  $^{232}\text{Th}$ , поэтому не потребуются введения чрезмерно большой доли  $^{231}\text{Pa}$  в топливо, чтобы проявилось его положительное влияние.

Во-вторых, поглощенные в  $^{231}\text{Pa}$  нейтроны будут затем возвращены в цепную реакцию благодаря делению дочерних нуклидов, первый из которых ( $^{232}\text{U}$ ) является умеренно делящимся нуклидом для тепловых и промежуточных нейтронов. То что  $^{232}\text{U}$  – умеренно делящийся нуклид, здесь понимается, во-первых, то, что его сечение деления существенно меньше чем для  $^{235}\text{U}$ , и, во-вторых, сечение деления и сечение радиационного захвата сопоставимы по величине как в области тепловых, так и в области резонансных энергий нейтронов (рис. 2.3).

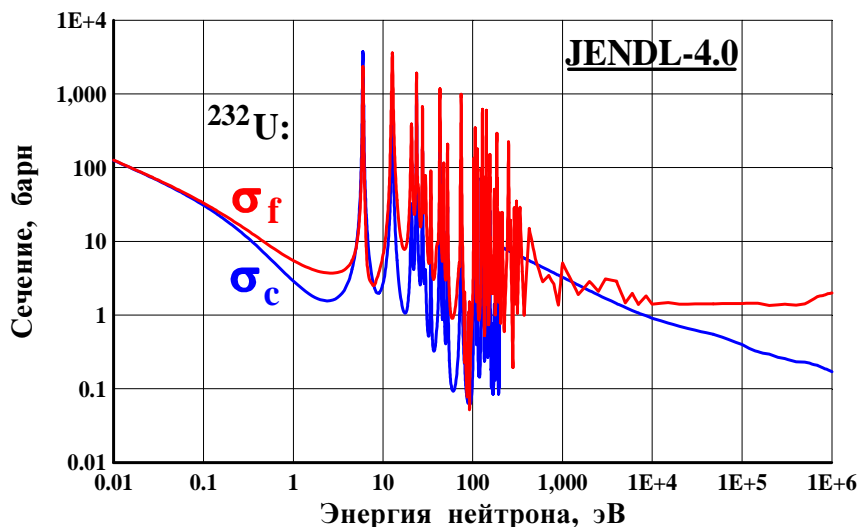


Рис. 2.3. Зависимость сечений деления и радиационного захвата для нуклида  $^{232}\text{U}$  от энергии нейтрона

Эти ядерные свойства  $^{232}\text{U}$  определяют меньшее число избыточных нейтронов, появляющихся в результате поглощения нейтрона ядром  $^{232}\text{U}$ , чем для ядра  $^{235}\text{U}$  (рис. 2.4).

Однако в результате радиационного захвата нейтрона ядро  $^{232}\text{U}$  нельзя считать потерянным, так как оно превращается в нуклид  $^{233}\text{U}$ , который является хорошо известным высокоэффективным делящимся нуклидом.

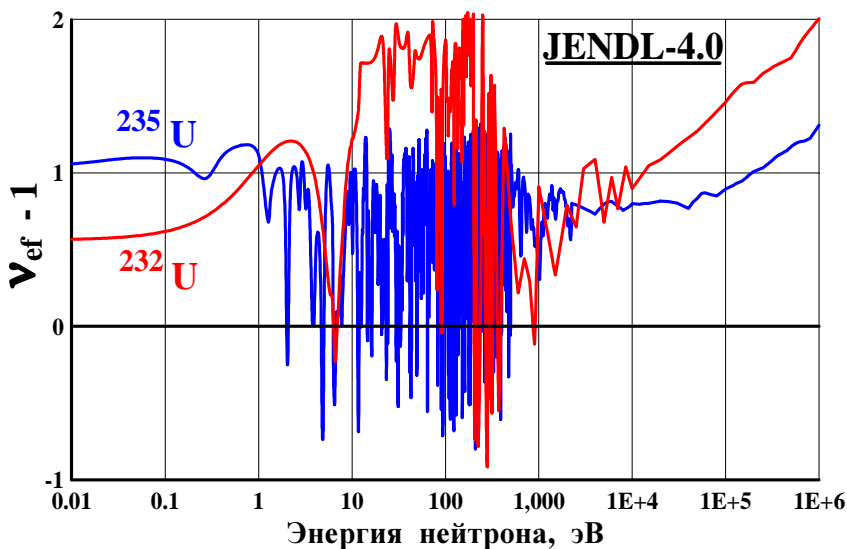


Рис. 2.4. Зависимость числа избыточных нейтронов в расчете на одно поглощение в  $^{232}\text{U}$  (в сравнении с  $^{235}\text{U}$ ) от энергии нейтрона

Таким образом, в результате описанных превращений нуклидов свойства топлива будут последовательно улучшаться, что с учетом накопления продуктов деления в процессе выгорания, будет служить залогом стабилизации размножающих свойств в процессе кампании.

По пороговому каналу ( $n,3n$ )-реакции образуется долгоживущий изотоп тория –  $^{230}\text{Th}$  ( $T_{1/2} = 7.54 \cdot 10^4$  лет). Зависимость сечения захвата нейтронов для  $^{230}\text{Th}$  от энергии показана на рис. 2.5. Для сравнения на этом же рисунке приведены сечения захвата для  $^{232}\text{Th}$  и  $^{231}\text{Pa}$ . Можно видеть, что изотоп  $^{230}\text{Th}$  – более сильный поглотитель тепловых нейтронов, чем  $^{232}\text{Th}$ , но не такой сильный, как  $^{231}\text{Pa}$ . Вместе с тем,  $^{230}\text{Th}$  характеризуется наибольшим резонансным интегралом захвата.

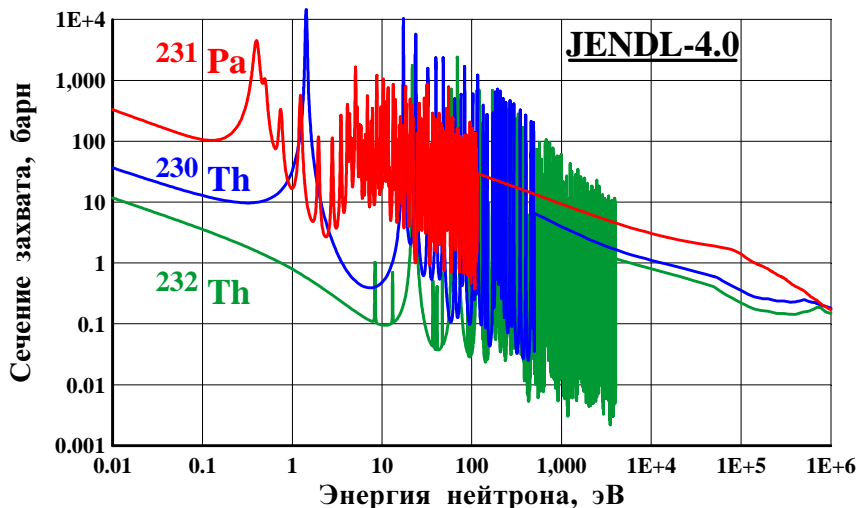


Рис. 2.5. Зависимость сечения захвата нейтронов для  $^{230}\text{Th}$ ,  $^{231}\text{Pa}$  и  $^{232}\text{Th}$  от энергии нейтронов

Заметим, что при химической переработке тория, облученного в бланкете, изотоп  $^{230}\text{Th}$  останется вместе с основным изотопом  $^{232}\text{Th}$  и вновь окажется в бланкете ГТР для повторного облучения, захвата нейтрона и превращения в  $^{231}\text{Pa}$ . Отметим, что  $^{230}\text{Th}$  образуется через  $(n,3n)$ -канал с появлением двух дополнительных нейтронов, а образование  $^{231}\text{Pa}$  через  $(n,2n)$ -канал или в результате захвата  $^{230}\text{Th}$  нейтрона происходит с появлением одного дополнительного нейтрона, т.е. с размножением нейтронов. Захват нейтронов  $^{230}\text{Th}$  целесообразно осуществлять в периферийных слоях бланкета.

Долгоживущий изотоп  $^{230}\text{Th}$  является третьим нуклидом в цепочке радиоактивного распада, начинающейся с  $^{238}\text{U}$ , и поэтому он содержится в составе урановых и уран-ториевых месторождений. Учитывая указанное обстоятельство, целесообразно в ториевый бланкет прежде всего загружать торий, извлеченный из этих месторождений (в равновесной цепочке распада содержание  $^{230}\text{Th}$  составляет около  $2 \cdot 10^{-5}$  по отношению к урану).

Важным для формирования представлений о потенциале  $^{232}\text{Th}$  в бланкете гибридного реактора является сравнение с  $^{238}\text{U}$  сечений пороговых  $(n,2n)$ - и  $(n,3n)$ -каналов, а также сечения деления быстрыми нейтронами (рис. 2.6 и рис. 2.7).

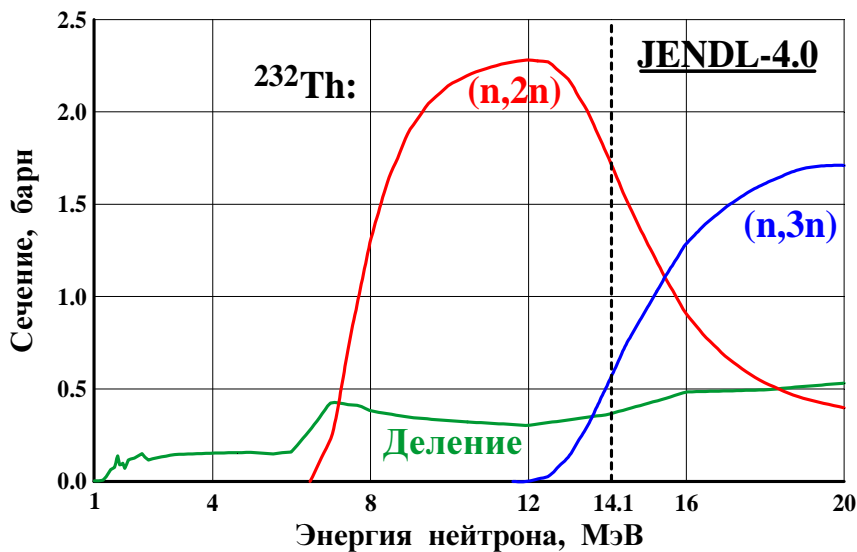


Рис. 2.6. Зависимость сечения деления и пороговых  $(n,2n)$ - и  $(n,3n)$ -реакций для  $^{232}\text{Th}$  от энергии нейтронов

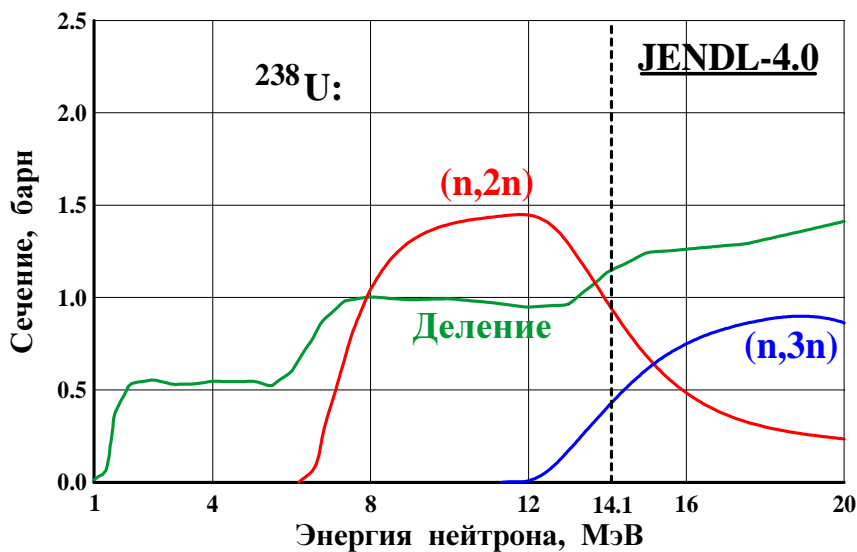


Рис. 2.7. Зависимость сечения деления и пороговых  $(n,2n)$ - и  $(n,3n)$ -реакций для  $^{238}\text{U}$  от энергии нейтронов

Для сравнения в табл. 2.3 приведены экспериментальные данные для скоростей реакций при облучении  $^{232}\text{Th}$  и  $^{238}\text{U}$  термоядерными нейтронами [2.1-2.4].

Таблица 2.3

Скорость реакций (в расчете на один нейтрон источника с энергией 14.1 МэВ) в экспериментальных сборках с торием и с ураном

Реакция	Th-эксперимент	Реакция*	U-эксперимент
$^{232}\text{Th}(n,2n)\dots^{231}\text{Pa}$	$0.42 \pm 0.04$	$^{238}\text{U}(n,2n)\dots^{237}\text{Np}$	$0.277 \pm 0.008$
$^{232}\text{Th}(n,3n), ^{230}\text{Th}$	$0.30 \pm 0.05$	$^{238}\text{U}(n,3n), ^{236}\text{U}$	$0.327 \pm 0.052$
$^{232}\text{Th}(n,f)$	$0.174 \pm 0.01$	$^{238}\text{U}(n,f)$	$1.18 \pm 0.06$
		$^{235}\text{U}(n,f)^*$	$0.281 \pm 0.017$
$^{232}\text{Th}(n,\gamma)\dots^{233}\text{U}$	$1.63 \pm 0.10$	$^{238}\text{U}(n,\gamma)\dots^{239}\text{Pu}$	$4.08 \pm 0.24$
Утечка нейтронов	$0.78 \pm 0.04$	Утечка нейтронов	$0.41 \pm 0.02$

\*) Металлический природный уран использовался в качестве материала в экспериментальной сборке [2.3, 2.4].

Сопоставляя соответствующие зависимости сечений можно заключить следующее:

- сечение деления для  $^{232}\text{Th}$  заметно меньше, чем для  $^{238}\text{U}$ . Поэтому делений в свежем ториевом бланкете будет меньше (в расчете на один термоядерный нейтрон), чем в свежем урановом бланкете;
- сечение пороговой  $(n,2n)$ -реакции для  $^{232}\text{Th}$  в полтора раза больше, чем для  $^{238}\text{U}$ .
- сечение пороговой  $(n,3n)$ -реакции для тория также превышает таковое для урана.

Экспериментальные данные табл. 2.3 можно интерпретировать как скорости реакций для свежих бланкетов и при этом интенсивность порогового  $(n,2n)$ -канала в ториевом бланкете также в полтора раза выше, чем в урановом бланкете в расчете на один термоядерный нейтрон. А экспериментальные данные для интенсивности  $(n,3n)$ -канала в Th-бланкете сопоставимы с таковыми для U-бланкета. Что же касается реакции деления, то её интенсивность в свежем Th-бланкете в  $\sim 8.5$  раз ниже, чем в U-бланкете.

Таким образом, приведенное выше сопоставление свойств материаловblankета позволяет высказать следующий тезис:

- Торий вblankете гибридного синтез-деление наработчика преимущественно размножает термоядерные нейтроны посредством пороговых реакций, а уран – посредством реакции деления. В этом случае, по-видимому, выбор материала дляblankета должен диктоваться не только целевым назначением наработчика, но и выбором более благоприятного режима работы самогоblankета. В частности, не столь очевидно, что выгодно стремиться к высокому энерговыделению вblankете.

**Замечание по поводу величины энерговыделения вblankете.** Иными словами, выход ( $^{231}\text{Pa} + ^{230}\text{Th}$ )-нуклидов в Th-blankете (по существу, в свежемblankете гибридного реактора) будет больше в расчете на одно деление (на пару ядер продуктов деления), чем выход накапливаемых тоже через пороговые каналы ( $^{237}\text{Np} + ^{236}\text{U}$ )-нуклидов в U-blankете. Это значит также, что энерговыделение в Th-blankете в расчете на одну (DT)-реакцию синтеза будет меньше. Плохо это или хорошо? Ответ на этот вопрос, вообще говоря, неоднозначен.

Действительно, так ли уж целесообразно стремиться к большому энерговыделению вblankете? Между прочим, в концепции “чистого” термояда вblankете **вообще** не предусматривается осуществлять энерговыделение посредством реакции деления (в силу отсутствия делящихся материалов) и это рассматривается как вполне допустимое для достижения в будущем экономической конкурентоспособности.

В то же время чрезмерное энерговыделение далеко не всегда можно считать благом. Blankет со слабым энерговыделением может оказаться конструктивно много проще (и в итоге экономичнее), если помнить о необходимости большого расхода теплоносителя для отвода тепла и использования термостойких композиций материалов (для повышения коэффициента полезного действия при преобразовании тепловой энергии в электричество). Нельзя также не учитывать окружающуюblankет магнитную систему для удержания плазмы (с криогенным оборудованием для поддержания её в сверхпроводящем состоянии).

При сопоставлении показателей blankets в расчете на одну (DT)-реакцию синтеза нужно иметь в виду, что,

- во-первых, накапливаемое в Th-blankете топливо с делящимся  $^{233}\text{U}$  является более качественным топливом для энергетических ядерных реакторов на тепловых нейтронах, чем плутониевое топливо из U-blankета [2.5];

- во вторых, в Th-blankете накапливаются  $^{231}\text{Pa}$  и  $^{230}\text{Th}$  (который затем превратится в  $^{231}\text{Pa}$ ). А ведь именно накопление этих нуклидов и может обеспечить стабилизацию размножающих свойств и защищенность от неконтролируемого распространения нарабатываемому в Th-blankете топливу для тепловых реакторов.

Чрезмерно обольщаться большой величиной скорости захвата нейтронов в уране (и накоплении плутония) в U-blankете по сравнению с Th-blankетом (что можно видеть из табл. 2.3) было бы не вполне корректным по простой причине. Как было выяснено, в этих экспериментах утечка нейтронов из blankets оказалась различной (в U-blankете она почти в два раза меньше). В то же время нужно учитывать, что необходимо обеспечить одинаковое воспроизводство трития в обоих случаях, поскольку сравнение происходит в расчете на один термоядерный нейтрон.

Необходимо также иметь в виду, что экспериментальный U-blankет содержал природный уран (т.е. имелось 0.71%  $^{235}\text{U}$ ), а не обедненный уран. Это обусловило повышенное деление в blankете.

## **2.2. Нуклидный состав топлива, накапливаемого в Th-blankете гибридного реактора синтез-деление**

Как уже упоминалось выше, при облучении тория в blankете ГТР под воздействием жестких термоядерных нейтронов (DT)-реакции синтеза будут интенсивно протекать реакция деления на  $^{232}\text{Th}$  и накапливаемом  $^{233}\text{U}$ , а также пороговые  $(n,2n)$ - и  $(n,3n)$ -реакции, чьи пороги заметно ниже, чем энергия термоядерных нейтронов 14.1 МэВ (рис. 2.6). Поэтому количество нейтронов в реакторной области энергий будет меняться по мере накопления урана. В табл. 2.4 приведены скорости реакций (в расчете на один термоядерный нейтрон) для начала облучения и по истечении 1000 эф. сут. [2.6]. Можно видеть, что в конце облучения скорость пороговых  $(n,2n)$ - и  $(n,3n)$ -реакций на тории почти не изменилась, вдвое

увеличилась скорость делений на тории, а скорость захвата нейтронов на тории и образования  $^{233}\text{U}$  увеличилась на 16%.

Таблица 2.4

Скорости реакций взаимодействия нейтронов с торием в Th-бланкете  
(в расчете на один термоядерный нейтрон)

Реакция	$^{232}\text{Th}(n,\gamma)$	$^{232}\text{Th}(n,f)$	$^{232}\text{Th}(n,2n)$	$^{232}\text{Th}(n,3n)$
Начало облучения, $T = 0$ сут.	0.79	0.17	0.28	0.11
Конец облучения, $T = 1000$ сут.	0.92	0.34	0.27	0.10

Это, во-первых, обуславливает образование нуклидов  $^{230}\text{Th}$  и  $^{231}\text{Pa}$  (с последующим накоплением  $^{232}\text{U}$  в результате захвата нейтрона), и, во-вторых, накопление основного делящегося нуклида  $^{233}\text{U}$ , а затем и  $^{234}\text{U}$  при захвате торием нейтронов, потерявших свою энергию в результате неупругого и упругого рассеяния (табл. 2.5 [2.6]).

Таблица 2.5

Состав накапливаемого топлива в Th-бланкете, кг/тонну тория

Нуклид	Время облучения, сут.*				
	200	400	600	800	1000
$^{230}\text{Th}$	0.29	0.58	0.87	1.15	1.43
$^{232}\text{Th}$	997	993	989	986	982
$^{231}\text{Pa}$	0.68	1.30	1.85	2.33	2.75
$^{233}\text{Pa}$ **	0.45	0.46	0.46	0.47	0.47
$^{232}\text{U}$	0.03	0.13	0.29	0.51	0.78
$^{233}\text{U}$	1.77	3.94	6.09	8.23	10.3
$^{234}\text{U}$	$3.4 \cdot 10^{-3}$	$1.4 \cdot 10^{-2}$	$3.3 \cdot 10^{-2}$	$5.8 \cdot 10^{-2}$	$9.0 \cdot 10^{-2}$
$(^{232}\text{U} + ^{233}\text{U} + ^{233}\text{Pa})$	2.26	4.54	6.87	9.27	11.6
$(^{231}\text{Pa} + ^{232}\text{U}) / (^{233}\text{U} + ^{233}\text{Pa})$	0.322	0.324	0.326	0.326	0.327
$(^{230}\text{Th} + ^{231}\text{Pa} + ^{232}\text{U}) / (^{233}\text{U} + ^{233}\text{Pa})$	0.451	0.457	0.458	0.459	0.461
Продукты деления	0.51	4.54	6.87	9.27	11.64

\*) Нейтронная нагрузка на первую стенку – 1 МВт/м<sup>2</sup>.

\*\*\*) Нуклид  $^{233}\text{Pa}$  в результате  $\beta$ -распада с  $T_{1/2} = 27$  суток переходит в  $^{233}\text{U}$ .

С увеличением длительности облучения тория содержание нуклидов  $^{230}\text{Th}$  и  $^{231}\text{Pa}$  в тории возрастает и, если протактиний может быть выделен из тория химическими методами, то нуклид  $^{230}\text{Th}$  останется в общей массе тория, что указывает на целесообразность многократного рециклирования этого тория через бланкет ГТР для последующего накопления  $^{231}\text{Pa}$ .

Можно видеть, что доля нуклидов, накапливаемых через пороговые каналы (и выгружаемых из бланкета) по отношению к накоплению основного делящегося нуклида  $^{233}\text{U}$  (с учетом  $^{233}\text{Pa}$ ) превышает 30%. Если же учесть ещё и образование  $^{230}\text{Th}$ , который при последующем облучении превратится в  $^{231}\text{Pa}$  и  $^{232}\text{U}$ , то эта доля возрастет до величины более 45%.

Также можно видеть, что содержание изотопа  $^{232}\text{U}$  в накапливаемом уране достигает значительной величины. А всю урановую фракцию (табл. 2.6) можно назвать уникальным «высокообогащенным» ураном, поскольку, во-первых, в своем составе он содержит более 90% делящегося изотопа  $^{233}\text{U}$  и, во-вторых, в его составе присутствует беспрецедентно высокое содержание другого изотопа –  $^{232}\text{U}$  (на уровне нескольких процентов!).

Таблица 2.6

Изотопный состав накапливаемого урана в Th-бланкете ГТР, %

Изотоп	Длительность облучения, сут.				
	200	400	600	800	1000
$^{232}\text{U}$	1.5	2.86	4.22	5.50	6.70
$^{233}\text{U}$	98.2	96.9	95.3	93.9	92.5
$^{234}\text{U}$	$1.5 \cdot 10^{-3}$	$3.1 \cdot 10^{-3}$	$4.8 \cdot 10^{-3}$	$6.3 \cdot 10^{-3}$	$7.7 \cdot 10^{-3}$
$^{235}\text{U}$	$0.2 \cdot 10^{-5}$	$0.9 \cdot 10^{-5}$	$2.0 \cdot 10^{-5}$	$3.6 \cdot 10^{-5}$	$5.6 \cdot 10^{-5}$

Добавление такого урана к регенерированному урану, полученному после радиохимической переработки облученного уранового топлива тепловых реакторов позволило бы достигнуть, по крайней мере, двух целей:

- восстановить размножающие свойства этого регенерата для следующего цикла облучения в реакторах и сделать это **без применения технологии изотопного разделения**;
  - повысить уровень самозащитенности от распространения.
- Тема главы рассмотрена также в публикации [2.7].

## СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ К ГЛАВЕ 2

2.1. Shief H.E.J. et al. Measurements of the Reaction Rate Distributions Produced in a Large Thorium Cylinder by a Central Source of DT Neutrons. AWRE 20/77, United Kingdom Atomic Energy Authority, July 1977.

2.2. Krumbein A., Lemanska M., Segev M., Wagschal J.J., Yaari A. Reaction rate calculations in Uranium and Thorium blankets surrounding a central Deuterium-Tritium neutron source // Nuclear Technology. 1980. Vol. 48. P. 110 – 116.

2.3. Weale J.W., 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.

2.4. Haight R.C., Lee J.D., Maniscalco J.A. Reaction Rates in a Uranium Pile Surrounding a 14 MeV Neutron Source: Calculations of the Weale Experiment // Nuclear Science and Engineering. 1976. Vol. 61, P. 53 – 59.

2.5. Schultz K.R. A Review of Hybrid Reactor Fuel Cycle Considerations // Труды II Советско-Американского семинара СИНТЕЗ-ДЕЛЕНИЕ, 14 марта - 1 апреля 1977 г. М., Атомиздат, 1978. С. 77 – 93.

2.6. Марин С.В., Шаталов Г.Е. Изотопный состав топлива в blankets гибридного термоядерного реактора с ториевым циклом // Атомная энергия. Май 1984. Т. 56. № 5. С. 289 – 291.

2.7. Шмелев А.Н., Крючков Э.Ф., Куликов Г.Г., Куликов Е.Г. Потенциальная роль гибридных “СИНТЕЗ-ДЕЛЕНИЕ” наработчиков топлива в замкнутом (U-Pu)-топливном цикле с вовлечением тория // Ядерная физика и инжиниринг. Декабрь 2013. Т. 4. № 12. С. 1–12.

### Глава 3. ФИЗИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ЛЕГКОВОДНОГО И ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНОГО ГАЗОГРАФИТОВОГО ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ СО СВЕРХДЛИННОЙ КАМПАНИЕЙ ТОПЛИВА

#### 3.1. Нейтронно-физические характеристики топливных решёток долгоживущих активных зон легководного реактора

Как известно, весьма привлекательной является идея разработать такой энергетический реактор, который требовал бы всего одну-две перегрузки (или даже вообще без перегрузок) топлива в течение срока службы (реактор типа “черный ящик”). Однако на этом пути имеется немало трудностей.

Вообще говоря, длительность кампании реактора можно увеличить, снижая энергонапряженность топлива (действительно, ведь самой длинной кампанией может характеризоваться неработающий реактор). Снижение энергонапряженности является также фактором, улучшающим безопасность реактора. Однако это может сопровождаться ростом капиталовложений. Тем не менее, многие современные проекты корпусных легководных реакторов отличаются пониженной плотностью энерговыделения, оставаясь в то же время конкурентоспособными. Так, например, проект реактора повышенной безопасности ВПБЭР-600 характеризуется средней теплонапряженностью активной зоны  $69.4 \text{ МВт/м}^3$  [3.1], в то время как для реактора ВВЭР-1000 эта величина составляет  $\sim 110 \text{ МВт/м}^3$ .

Практически “беспригрышным” фактором, ведущим к удлинению кампании, является повышение энерговыработки топлива, т.е. его более глубокое выгорание. Как известно, выгорание топлива ограничивается либо исчерпанием запаса реактивности, либо нарушением целостности твэлов. В современных легководных реакторах выгорание топлива ограничивается, главным образом, запасом реактивности и составляет 4-6% т.а. В быстрых реакторах, за счет хороших показателей воспроизводства топлива, достигнутое выгорание составляет 10-15% т.а., а в опытных твэлах с оксидным топливом реактора БОР-60 оно достигло  $\sim 32\%$  т.а. [3.2] без нарушения целостности оболочки. Следовательно, имеются веские

предпосылки к тому, что использование в легководных реакторах твэлов, аналогичных применяемым в быстрых реакторах, позволило бы удлинить кампанию топлива в несколько раз. В этом случае главной задачей становится формирование нуклидного состава топлива, при котором размножающие свойства сохранялись бы на высоком уровне при глубоких и сверхглубоких выгораниях.

Ниже рассматривается топливо на основе смеси нуклидов  $^{232}\text{Th}$ - $^{231}\text{Pa}$ - $^{232}\text{U}$ - $^{233}\text{U}$ , и демонстрируется возможность стабилизации размножающих свойств легководных решеток с таким топливом при глубоких выгораниях. Для случаев, когда стабилизация размножающих свойств сохраняется при выгораниях, близких к экспериментально достигнутому в твэлах быстрых реакторов (20-30% т.а. [3.2]), обсуждается применимость термомеханической технологии DUPIC (Direct Use of Spent PWR Fuel in CANDU, более подробно об этой технологии будет сказано в следующих разделах этой главы) для регенерации облученных твэлов, выгруженных из легководного реактора PWR, и затем продолжения облучения в тяжеловодном реакторе CANDU.

Для получения расчетных оценок использовался программный комплекс SCALE-4.3 [3.3], предназначенный для лицензионных расчетов легководных реакторов. С помощью управляющего модуля SAS2H этого комплекса рассчитывалась одномерная бесконечная решетка твэлов и состав топлива в процессе облучения. Транспортный расчет ячейки выполнялся в  $S_8$ -приближении с числом внутренних итераций, обеспечивающих оценку  $K_\infty$  с точностью 0.00001. Пересчет состава топлива осуществлялся через 0.3-2.7 лет (0.6-4.7% т.а.), в зависимости от достигнутой глубины выгорания, что позволило оценивать  $K_\infty$  с точностью 0.0001. При выгорании учитывались 81 продукт деления, влияние которых на реактивность было наибольшим. Расчеты проводились в 44-групповом приближении. Для этого использовался файл ядерных данных ENDF/B-IV с программой подготовки констант AMPX [3.4], причем сечения радиационного поглощения  $^{231}\text{Pa}$  и  $^{232}\text{U}$ , а также сечения деления и число вторичных нейтронов, образующихся при делении  $^{232}\text{U}$ , были взяты из JENDL-3.0. Отметим, что число вторичных нейтронов  $^{232}\text{U}$ , рекомендованных в работе [3.5], соответствует данным JENDL-3.0.

### **3.1.1. Нейтронно-физические предпосылки глубокого выгорания топлива**

В свежем топливе действующих в настоящее время энергетических реакторов всегда содержится делящийся нуклид и сырьевой. В дальнейшем при выгорании нуклиды с ярко выраженными размножающими (например,  $^{233}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Pu}$ ) и с преимущественно поглощающими ( $^{234}\text{U}$ ,  $^{236}\text{U}$ ,  $^{240}\text{Pu}$ ,  $^{242}\text{Pu}$ ) свойствами чередуются. Это значит, что если хорошо делящийся нуклид не претерпит деление, то в результате радиационного захвата нейтрона он превратится в преимущественно поглощающий нуклид. Последнее приводит к ухудшению нейтронного баланса, снижению реактивности реактора и, как следствие, к уменьшению выгорания топлива.

Для радикального изменения этой ситуации необходимо, чтобы делящийся нуклид в случае радиационного захвата нейтрона превращался снова в делящийся нуклид. Как было показано в предыдущей главе, такой связкой двух достаточно хорошо делящихся нуклидов является, например,  $^{232}\text{U}$ - $^{233}\text{U}$ . Для использования этих нуклидов топливо должно содержать в достаточных количествах либо сам  $^{232}\text{U}$ , либо его предшественника  $^{231}\text{Pa}$ . В этом случае образуется цепочка изотопных переходов  $^{231}\text{Pa}$ - $^{232}\text{U}$ - $^{233}\text{U}$ , в которой первый нуклид играет роль эффективного выгорающего поглотителя, второй нуклид характеризуется умеренными размножающими свойствами, а третий – хорошими размножающими свойствами. Поэтому при последовательном превращении нуклидов размножающие свойства топлива только улучшаются, компенсируя нарастающие потери нейтронов в накапливаемых продуктах деления.

### **3.1.2. Преимущества глубокого выгорания**

На рис. 3.1 показано изменение коэффициента размножения нейтронов решетки легководного реактора типа ВВЭР по мере его работы на оксидном топливе различного состава. Видно, что при использовании стандартного оксидного уранового топлива с 4.4%  $^{235}\text{U}$  коэффициент размножения монотонно уменьшается с

$K_{\infty} = 1.38$  до  $\sim 1$  при достижении топливом выгорания 4.2% т.а. (кривая 1). Практически такой же результат получается на  $^{232}\text{Th}$ - $^{233}\text{U}$  топливе с 4%  $^{233}\text{U}$  (кривая 2). Ситуация радикально меняется как только в топливо вводится  $^{231}\text{Pa}$ , который является исходным нуклидом для связанной пары делящихся нуклидов  $^{232}\text{U}$ - $^{233}\text{U}$ . Рассмотрено три нуклидных состава оксидного топлива с различным содержанием  $^{231}\text{Pa}$  и  $^{233}\text{U}$  (оставшуюся часть топлива занимает  $^{232}\text{Th}$ ).

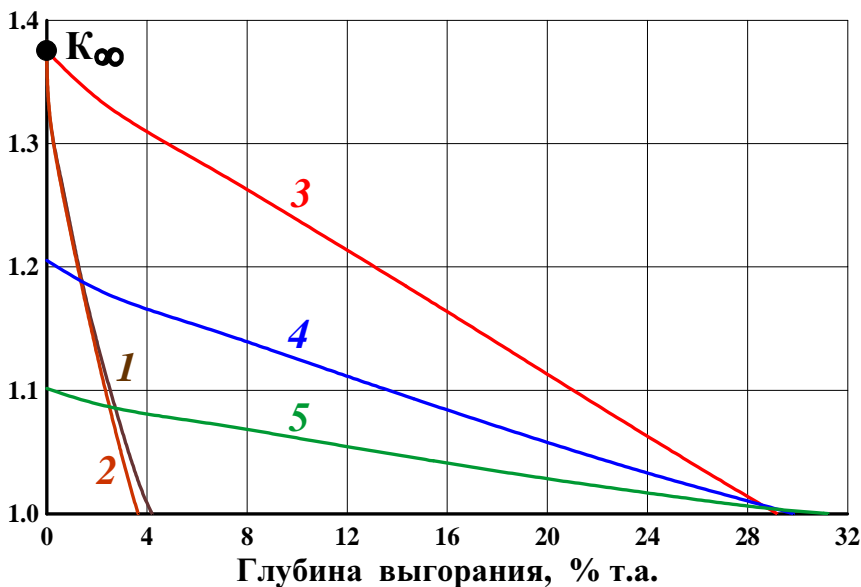


Рис. 3.1. Зависимость коэффициента размножения нейтронов от глубины выгорания оксидного топлива различного состава:

- 1 – (4.4%  $^{235}\text{U}$ +95.6%  $^{238}\text{U}$ ) $\text{O}_2$ ;      2 – (4%  $^{233}\text{U}$ +96%  $^{232}\text{Th}$ ) $\text{O}_2$ ;  
 3 – (15%  $^{231}\text{Pa}$ +22%  $^{233}\text{U}$ +63%  $^{232}\text{Th}$ ) $\text{O}_2$ ;      4 – (23%  $^{231}\text{Pa}$ +20%  $^{233}\text{U}$ +57%  $^{232}\text{Th}$ ) $\text{O}_2$ ;  
 5 – (30%  $^{231}\text{Pa}$ +19%  $^{233}\text{U}$ +51%  $^{232}\text{Th}$ ) $\text{O}_2$

Видно, что при введении в топливо 15%  $^{231}\text{Pa}$  и 22%  $^{233}\text{U}$  (кривая 3) начальный коэффициент размножения  $K_{\infty} = 1.38$  практически

совпадает с таковым для стандартного уранового оксидного топлива. Если же в топливе доли  $^{233}\text{U}$  и  $^{231}\text{Pa}$  будут примерно равны (23 и 20% соответственно) (кривая 4), то начальный коэффициент размножения составит существенно меньшую величину  $K_{\infty} = 1.2$ , а при вводе в топливо 30%  $^{231}\text{Pa}$  и 19%  $^{233}\text{U}$  – умеренную величину  $K_{\infty} = 1.1$ , необходимую для компенсации утечки нейтронов и управления реактором во время работы. Отметим, что в процессе выгорания размножающие свойства такого топлива равномерно уменьшаются до  $K_{\infty} = 1.0$ , пока топливо выгорает до ~30% т.а. Такой состав топлива выгодно отличается от предыдущих составов плавным изменением реактивности с выгоранием. Эти варианты демонстрируют стабилизацию размножающих свойств в процессе выгорания благодаря возрастанию роли цепочки изотопных переходов  $^{231}\text{Pa}$ - $^{232}\text{U}$ - $^{233}\text{U}$ .

На рис. 3.2 приведены в качестве реперных те же два варианта (кривые 1-2), что и на рис. 3.1, а также варианты (кривые 3-5), которые, видимо, соответствует предельно достижимой глубине выгорания в принятых предположениях о типе реактора и виде топлива [3.6]. Это варианты, в которых доля  $^{231}\text{Pa}$  в топливе максимальна при условии, что начальный коэффициент размножения составляет 1.4, 1.2 и 1.1 соответственно, а торий в топливе отсутствует. Поскольку  $^{231}\text{Pa}$  играет роль выгорающего поглотителя и предшественника связки двух делящихся нуклидов  $^{232}\text{U}$ - $^{233}\text{U}$ , то удается достичь наибольшего из рассмотренных выгораний (60-65% т.а.), прежде чем коэффициент размножения уменьшится до  $K_{\infty} = 1.0$ . Интересен вариант (кривая б) с малой добавкой в топливо  $^{232}\text{U}$ . Как видно из рисунка, при этом коэффициент размножения меняется чрезвычайно плавно (у свежего топлива  $K_{\infty} = 1.01$ ), достигая максимума ( $K_{\infty} = 1.02$ ) при глубине выгорания 18% т.а. и уменьшаясь к  $K_{\infty} = 1.0$  при 64% т.а. Столь малое изменение коэффициента размножения (в пределах 0.01) объясняется прежде всего значительным содержанием в топливе выгорающего поглотителя  $^{231}\text{Pa}$ , а наличие в топливе  $^{232}\text{U}$  позволяет получить надкритический коэффициент размножения в течение столь глубокого выгорания топлива. Согласно табл. 2.6 уран с таким содержанием  $^{232}\text{U}$  (4%) может быть наработан в Th-бланкете ГТР примерно за 600 суток.

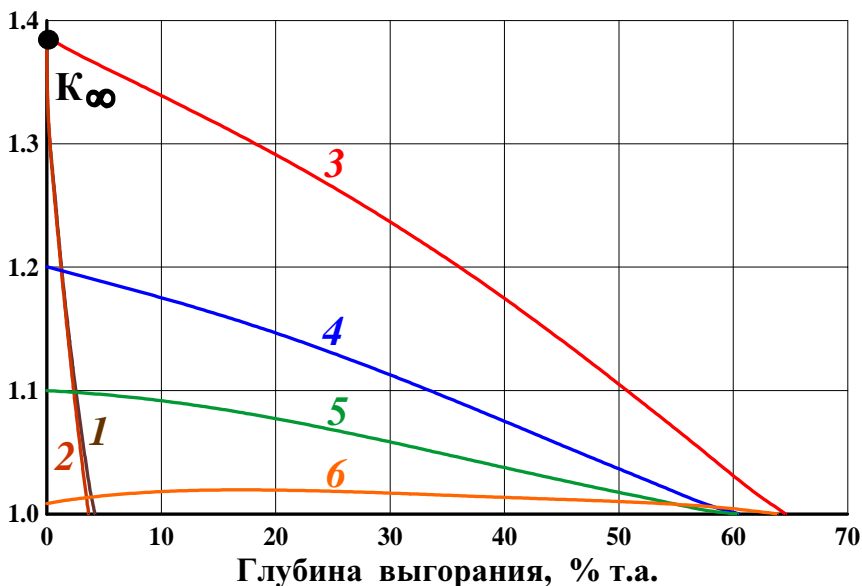


Рис. 3.2. Зависимость коэффициента размножения нейтронов от глубины выгорания оксидного топлива различного состава:

- |   |  |
|---|--|
| 1 – (4.4% $^{235}\text{U}$ +95.6% $^{238}\text{U}$ ) $\text{O}_2$ ; | 2 – (4% $^{233}\text{U}$ +96% $^{232}\text{Th}$ ) $\text{O}_2$ ;                     |
| 3 – (56% $^{231}\text{Pa}$ +44% $^{233}\text{U}$ ) $\text{O}_2$ ;   | 4 – (66% $^{231}\text{Pa}$ +34% $^{233}\text{U}$ ) $\text{O}_2$ ;                    |
| 5 – (71% $^{231}\text{Pa}$ +29% $^{233}\text{U}$ ) $\text{O}_2$ ;   | 6 – (75% $^{231}\text{Pa}$ +1% $^{232}\text{U}$ +24% $^{233}\text{U}$ ) $\text{O}_2$ |

Отметим, что стандартное оксидное урановое топливо с 4.4%  $^{235}\text{U}$  рассматривалось в циркониевой оболочке твэла с толщиной стенки 0.65 мм, а остальные составы топлива – с оболочкой из нержавеющей стали с толщиной 0.4 мм [3.2]. Как видно из рис. 3.1 и 3.2,  $^{231}\text{Pa}$ - $^{232}\text{U}$ - $^{233}\text{U}$ -цепочка столь богата нейтронами, что даже ухудшение нейтронного баланса при переходе с циркониевой на стальную оболочку твэлов позволяет добиться больших глубин выгорания.

Поскольку на рис. 3.1 рассмотрены составы топлива с преимущественным содержанием тория, а в литературе не удалось найти величину плотности оксида и диоксида протактиния (поскольку это довольно редкий материал), то плотность рассмотренных видов топлива принята равной плотности диоксида тория – 9.6 г/см<sup>3</sup>.

Отметим преимущества, которые можно получить от использования топлива со стабилизированными размножающими свойствами до глубоких выгораний. Прежде всего, это радикальное сокращение технологических операций, связанных с изготовлением топлива, его транспортировкой, а также с перегрузками топлива. Так, например, при переходе от традиционного топлива легководных реакторов с выгоранием 4-6% т.а. к топливу с выгоранием ~30% т.а., количество вышеперечисленных операций сократится примерно в 5-7 раз.

Кроме экономических выгод, сокращение числа перегрузок означает существенное сокращение операций, при которых возможно переключение делящихся нуклидов на неэнергетические цели. Это повышает защищенность топливного цикла от неконтролируемого распространения. Если же снизить энергонапряженность активной зоны в 2-3 раза, то реактор на топливе со стабилизированными размножающими свойствами мог бы проработать весь срок службы (30-50 лет) без перегрузок, если не нарушится целостность твэлов.

Реакторы такого типа можно поставлять в страны третьего мира как “черные ящики” с минимальной опасностью неконтролируемого распространения, поскольку операции с топливом могут быть сосредоточены только на заводах-изготовителях. К тому же такие реакторы проще в изготовлении и использовании, поскольку они не будут иметь оборудования для перегрузок топлива и его хранения на АЭС.

Отметим еще один фактор защиты топлива – накопление в нем  $^{232}\text{U}$ , который в существенной степени препятствует переключению топлива на военные цели. Это объясняется повышенным и долговременным тепловыделением  $^{232}\text{U}$  вследствие его  $\alpha$ -распада (830 Вт/кг,  $T_{1/2} = 68.9$  лет), а также жестким  $\gamma$ -излучением дочерних продуктов его распада. Из табл. 3.1 видно, что в облученном топливе с начальным составом 30%  $^{231}\text{Pa}$  + 19%  $^{233}\text{U}$  + 51%  $^{232}\text{Th}$ , характеризующемся наиболее благоприятным изменением реактивности (кривая 5 на рис. 3.1), к концу кампании накапливается 61%  $^{232}\text{U}$  в уране. Это означает, что удельное тепловыделение урана, в котором находится привлекательный для переключения делящийся нуклид  $^{233}\text{U}$ , составит 508 Вт/кг, т.е. примерно в 48 раз больше, чем у реакторного плутония (10.5 Вт/кг), и в 220 раз больше, чем у

оружейного плутония (2.3 Вт/кг) [3.7]. Такое высокое тепловыделение урана существенно осложнит его несанкционированное использование. Конечно, в начале облучения топлива указанная характеристика ниже, а в свежем топливе тепловыделение незначительно. Для повышения его защищенности можно предусмотреть введение в свежее топливо некоторого количества  $^{232}\text{U}$ , которое обеспечит необходимый уровень защиты. При рецикле топлива это будет осуществляться естественным образом.

Таблица 3.1

Состав свежего и облученного топлива легководного реактора типа ВВЭР

Вид топлива		Диоксид ( $^{231}\text{Pa}+^{233}\text{U}+^{232}\text{Th}$ )			Диоксид урана
Состав свежего топлива, %	$^{231}\text{Pa}$	0	30	71	4.4% $^{235}\text{U}$
	$^{233}\text{U}$	4	19	29	95.6% $^{238}\text{U}$
	$^{232}\text{Th}$	96	51	0	
Выгорание, % т.а.		3.6	31	60	4.2
Состав облученного топлива, % т.а.	$^{232}\text{Th}$	93.45	45.07	0.08	1.29% $^{235}\text{U}$
	$^{231}\text{Pa}$	0.0075	6.28	11.47	0.53% $^{236}\text{U}$
	$^{232}\text{U}$	0.0045	11.30	22.16	92.87% $^{238}\text{U}$
	$^{233}\text{U}$	2.47	5.01	3.50	0.66% $^{239}\text{Pu}$
	$^{234}\text{U}$	0.39	1.74	1.95	0.23% $^{240}\text{Pu}$
	$^{235}\text{U}$	0.068	0.49	0.65	0.16% $^{241}\text{Pu}$
	$^{236}\text{U}$	0.006	0.10	0.19	0.05% $^{242}\text{Pu}$

При замыкании топливного цикла использование топлива с глубоким выгоранием приведет также к существенному уменьшению объема химической переработки. Так, например, при глубине выгорания топлива легководных реакторов 5% т.а. на химическую переработку отправляется 95% несгоревшего топлива, т.е. требуется 20-кратный рецикл для сжигания загрузки. Если же глубина выгорания топлива составит 33% т.а., то потребуется всего 3-кратный цикл, т.е. потребность в химической переработке сокращается приблизительно в шесть раз.

Отметим еще один положительный момент глубокого выгорания топлива. В процессе облучения в топливе происходит не толь-

ко накопление продуктов деления, но и их частичная трансмутация, благодаря радиационному поглощению нейтронов и радиоактивному распаду. Разумеется, чем больше выгорание, тем больше в топливе продуктов деления. Однако целесообразно сравнивать количество продуктов деления, накапливаемое в расчете на единицу выработанной энергии. Оценки, приведенные в табл. 3.2, показывают, что удельное накопление наиболее опасных долгоживущих продуктов деления в топливе с выгоранием 31% т.а. ( $m_{31\%}$ ) на 10-30% ниже, чем это накопление в том же топливе с выгоранием 4.2% т.а. ( $m_{4.2\%}$ )

Таблица 3.2

Отношение накопления отдельных продуктов деления  
(на единицу выработанной энергии) при выгораниях 31% т.а. и 4.2% т.а.,  
топливо: (30%  $^{231}\text{Pa}$ +19%  $^{233}\text{U}$ +51%  $^{232}\text{Th}$ ) $\text{O}_2$

Нуклид	$^{90}\text{Sr}$	$^{135}\text{Cs}$	$^{137}\text{Cs}$	$^{129}\text{I}$	$^{99}\text{Tc}$	$^{107}\text{Pd}$	$^{126}\text{Sn}$	$^{79}\text{Se}$	$^{93}\text{Zr}$
$m_{31\%}/m_{4.1\%}$	0.73	0.72	0.74	0.79	0.67	0.80	0.87	0.87	0.83

### 3.1.3. Эффекты реактивности в бесконечной решетке твэлов

Рассмотрено изменение коэффициента размножения при изменении температуры и плотности топлива и теплоносителя в бесконечной решетке твэлов применительно к легководному реактору типа ВВЭР на оксидном топливе (табл. 3.3).

Видно, что если топливо состоит в основном из сырьевых нуклидов  $^{238}\text{U}$  или  $^{232}\text{Th}$ , то все приведенные характеристики отрицательны, т.е. благоприятны для безопасности реактора. При введении в топливо 30% т.а. протактиния плотностной температурный коэффициент реактивности по теплоносителю  $dK_{\infty}/dt_{\text{тн}}$  становится положительным, т.е. неблагоприятным для безопасности реактора, как у свежего, так и облученного топлива, а в конце топливной кампании при выводе реактора на мощность после перегрузки, когда температуры теплоносителя и топлива повышаются от холодного состояния (50°C) до горячего (300°C), соответствующий эф-

эффект реактивности положителен, хотя и мал по величине. При дальнейшем увеличении доли протактиния в топливе до 71% т.а. доплеровский коэффициент реактивности  $dK_{\infty}/dt_{\text{топ}}$  хотя и остается отрицательным, но уменьшается по абсолютной величине. Кроме того, плотностной температурный коэффициент реактивности по теплоносителю и эффект при повышении температуры теплоносителя и топлива от холодного до горячего состояния как для свежего, так и облученного топлива становятся положительными.

Таблица 3.3

Нейтронно-физические характеристики топливной решетки, определяющие безопасность легководного реактора типа ВВЭР

Вид топлива		Диоксид ( $^{231}\text{Pa}+^{233}\text{U}+^{232}\text{Th}$ )			Диоксид урана
Состав свежего топлива, %	$^{231}\text{Pa}$	0	30	71	4.4% $^{235}\text{U}$ 95.6% $^{238}\text{U}$
	$^{233}\text{U}$	4	19	29	
	$^{232}\text{Th}$	96	51	0	
Выгорание, % т.а.		3.6	31	60	4.2
Начало топливной кампании (0)					
$\frac{dK_{\infty}(0)}{dt_{\text{топ}}} \cdot 10^{-5}$ , 1/град		-3.3	-2.9	-2.4	-2.9
$\frac{dK_{\infty}(0)}{dt_{\text{т/н}}} \cdot 10^{-4}$ , 1/град		-2.7	+0.61	+1.8	-7.2
$\Delta K_{\infty}^{\text{раб-300}^{\circ}\text{C}}(0)$		-0.0300	-0.0260	-0.0176	-0.0270
$\Delta K_{\infty}^{300^{\circ}\text{C-50}^{\circ}\text{C}}(0)$		-0.0187	-0.0159	+0.0059	-0.0601
Конец топливной кампании (Т)					
$\frac{dK_{\infty}(T)}{dt_{\text{топ}}} \cdot 10^{-5}$ , 1/град		-2.5	-2.0	-0.74	-2.7
$\frac{dK_{\infty}(T)}{dt_{\text{т/н}}} \cdot 10^{-4}$ , 1/град		-2.1	+2.4	+6.9	-7.0
$\Delta K_{\infty}^{\text{раб-300}^{\circ}\text{C}}(T)$		-0.0230	-0.0165	-0.0032	-0.0251
$\Delta K_{\infty}^{300^{\circ}\text{C-50}^{\circ}\text{C}}(T)$		-0.0146	+0.0084	+0.0487	-0.0524

В целом, введение в топливо протактиния приводит к уменьшению по абсолютной величине отрицательных (благоприятных) характеристик безопасности решетки реактора типа ВВЭР и даже к появлению положительных (неблагоприятных) характеристик безопасности. Однако следует учесть, что здесь рассматривается бесконечная решетка твэлов, т.е. не учитывается утечка нейтронов из активной зоны реактора. Учет конечных размеров реактора сдвинет все характеристики его безопасности в сторону отрицательных (благоприятных) значений. Уместно напомнить, что транспортабельные и транспортные реакторы, как правило, имеют существенно меньшие размеры по сравнению с большими энергетическими реакторами типа ВВЭР.

### **3.2. Физико-технические особенности реализации долгоживущих активных зон**

#### ***3.2.1. Техническая осуществимость глубокого выгорания топлива***

Возникает вопрос: насколько технически осуществимо глубокое выгорание топлива? Как отмечалось ранее, известны твэлы, в которых глубина выгорания виброуплотненного оксидного топлива достигает 32% т.а. [3.2]. В расчетной модели было предположено, что используется оксидное топливо плотностью 9.6 г/см<sup>3</sup>.

В качестве конструкционного материала предусматривается использовать не цирконий (что типично для твэлов тепловых реакторов), а нержавеющую сталь, которая применялась и применяется в качестве оболочки твэлов быстрых реакторов [3.2]. Такая замена конструкционного материала оказалась возможной благодаря лучшему балансу нейтронов нового топлива.

В рассматриваемом топливе в существенном количестве присутствует <sup>231</sup>Pa. При работе реактора часть его превращается в <sup>232</sup>U, который является стартовым нуклидом для цепочки радиоактивных распадов, заканчивающейся стабильным <sup>208</sup>Pb. Эта цепочка включает шесть  $\alpha$ -распадов, в результате которых в топливе накапливается гелий. Если гелий составит значительную добавку к газооб-

разным продуктам деления, то это усложнит проблему сохранения целостности оболочки твэла вследствие роста давления. В оценках предполагалось, что большую часть газообразных продуктов деления составляют изотопы инертных газов (ксенон, криптон), а также гелий и тритий, образующийся при тройном делении.

Расчеты по программе SCALE-4.3 [3.3] дали следующее содержание гелия, образовавшегося в результате  $\alpha$ -распадов, в отношении к суммарному количеству газообразных продуктов деления: для варианта, когда свежее топливо содержит 30%  $^{231}\text{Pa}$ , “гелиевая” добавка составляет 96% при выгорании 31% т.а., а при начальном содержании  $^{231}\text{Pa}$  в 71% она составляет 242% при выгорании 60% т.а. Видно, что для сохранения целостности оболочки твэла при глубоком и сверхглубоком выгорании топлива, эта проблема может оказаться существенной. Поэтому, для достижения таких выгораний можно периодически применять технологию типа DUPIC [3.9] с тем, чтобы удалять из топлива газообразные вещества и продолжать работу реактора.

При работе реактора конструкционный материал подвергается воздействию нейтронного поля, которое способно нарушать структуру его кристаллической решетки. Это приводит к ухудшению прочностных свойств конструкционного материала и, как следствие, к его разрушению. Величина повреждающей дозы, или число смещений каждого атома (СНА) конструкционного материала за время облучения –  $\text{СНА}(T)$ , оценивалось по формуле:

$$\text{СНА}(T) \approx [ \sigma_{\text{см}}^{\text{cp}}(0) \cdot \Phi(0) + \sigma_{\text{см}}^{\text{cp}}(T) \cdot \Phi(T) ] \cdot (T/2),$$

где  $\sigma_{\text{см}}^{\text{cp}}$  – микросечение смещения, определяющее накопление повреждающей дозы, усредненное по энергетическому спектру нейтронов;  $\Phi$  – интегральная по энергии плотность потока нейтронов;  $T$  – период кампании топлива.

Анализ показал, что для вариантов с глубоким выгоранием усредненное по спектру нейтронов сечение накопления повреждающей дозы и величина плотности нейтронного потока изменяются таким образом, что скорость набора СНА в процессе облучения

остается достаточно стабильной. Это является основанием применения приближенной формулы для оценки величины  $СНА(T)$ .

В настоящее время существует точка зрения, что максимально допустимое число смещений атомов для некоторых марок сталей, используемых в качестве конструкционного материала, до потери ими прочностных свойств может составить  $\sim 180$  [3.10]. Если исходить из этого предположения, то топливо с глубиной выгорания до 31% т.а. может быть использовано без обновления оболочек твэлов (табл. 3.4). Согласно работе [3.11], стальные твэлы способны выдерживать флюенс нейтронов с энергией больше 0.1 МэВ до величины  $4 \cdot 10^{23}$  н/см<sup>2</sup>. Оценки показали, что в рассматриваемых вариантах флюенс высокоэнергетичных нейтронов даже при максимальной глубине выгорания топлива (60% т.а.) составляет меньшую величину (табл. 3.4). Однако при необходимости можно воспользоваться термомеханической технологией типа DUPIC для обновления оболочки твэла и продолжения облучения.

Таблица 3.4

Нейтронно-физические характеристики,  
определяющие накопление повреждающей дозы в нержавеющей стали

Вид топлива		Диоксид ( <sup>231</sup> Pa, <sup>233</sup> U, <sup>232</sup> Th)			Диоксид урана
Состав свежего топлива, %	<sup>231</sup> Pa	0	30	71	4.4% <sup>235</sup> U 95.6% <sup>238</sup> U
	<sup>233</sup> U	4	19	29	
	<sup>232</sup> Th	96	51	0	
Выгорание, % т.а.		3.6	31	60	4.2
Плотность потока нейтронов, $10^{14}$ н/см <sup>2</sup> ·с	$t=0$	2.90	2.89	2.49	2.65
	$t=T$	3.94	3.32	6.01	4.16
СНА(T)		6.5	66	128	7.9
Флюенс нейтронов, $10^{23}$ н/см <sup>2</sup> , $E_n > 0.1$ МэВ		0.12	1.14	3.01	0.13

### *3.2.2. О регенерации твэлов с использованием технологии типа DUPIC*

Если высокие размножающие свойства топлива сохраняются до выгораний, превышающих пределы работоспособности твэлов, то отпадает необходимость регенерировать топливо, достаточно обновить оболочку твэла. Иначе говоря, нужно то же топливо поместить в новую оболочку и затем продолжить облучение. Как уже упоминалось ранее, такого рода термомеханическая DUPIC-технология уже разработана и испытывается [3.9] применительно к облученному оксидному топливу легководных реакторов типа PWR для последующего дожигания в тяжеловодных реакторах типа CANDU.

Технология DUPIC включает только термомеханические операции, в процессе которых происходит снятие оболочек твэлов и превращение топливных таблеток в тонкодисперсный порошок диоксида урана. Циклическое применение окислительных и восстановительных реакций приводит к разрыхлению оксидного топлива и удалению из него газообразных продуктов деления. Полученный топливный порошок затем используется для рефабрикации топлива, изготовления твэлов и тепловыделяющих сборок с целью продолжения их облучения в тяжеловодном реакторе.

Такого рода технология, будучи применена (может быть, несколько раз) в рассматриваемом случае, позволила бы продолжить облучение топлива в том же реакторе и обеспечить достижение сверхглубокого выгорания. Все операции DUPIC-технологии могут выполняться на компактных установках, расположенных непосредственно на площадках АЭС. Тем самым исключаются дальние перевозки топлива, а также сокращается потребность в радиохимической переработке. Этот фактор, а также то обстоятельство, что в рамках DUPIC-технологии используется только термомеханическое оборудование, с помощью которого невозможно полностью отделить продукты деления от актинидов и актиниды друг от друга, повышают защищенность такого топливного цикла.

В заключение следует заметить, что к настоящему времени эта технология разработана только для оксидного топлива и пока еще нет сведений о ее применимости для других видов керамического топлива (карбиды, нитриды). Вместе с тем хорошо известно, что

карботермический процесс получения карбидного и нитридного топлива включает операции по преобразованию оксида в эти виды топлива (а также в карбонитрид, или даже в оксикарбонитрид) [3.12].

### 3.2.3. Увеличение периода кампании топлива до 50 лет

Проведенные исследования позволяют оценить некоторые параметры легководных реакторов, которые можно условно отнести к типу BLACK BOX (“черный ящик”). Будем так называть реакторы с кампанией топлива, равной сроку службы реактора ~50 лет (табл. 3.5). В этой таблице для сравнения приведены также соответствующие характеристики стандартного реактора типа ВВЭР с 4.4%  $^{235}\text{UO}_2$ -топливом.

Таблица 3.5

Некоторые характеристики реактора типа ВВЭР и реактора типа “черный ящик”

Характеристика	ВВЭР, $\text{UO}_2$	“Черный ящик”, оксидное топливо			
		30% $^{231}\text{Pa}$ , 19% $^{233}\text{U}$ , 51% $^{232}\text{Th}$	71% $^{231}\text{Pa}$ , 29% $^{233}\text{U}$		
Состав свежего топлива	4.4% $^{235}\text{U}$				
Плотность топлива, г/см <sup>3</sup>	10.3	9.6	9.6	9.6	9.6
Выгорание, % т.а.	4.2	31	31	60	60
Энергонапряженность, МВт/м <sup>3</sup>	113	78	39	113	75
Период кампании, годы*	2.33	25	50	33	50
СНА (нержавеющая сталь)	–	66	66	128	128

\*) без учета времени перегрузки топлива.

Видно, что период кампании топлива в 50 лет может достигаться при выгорании 31% т.а. и выше, правда, за счет определенного снижения теплонапряженности активной зоны (для выгорания 31% т.а. требуется снижение энергонапряженности в 2.9 раза, а для выгорания 60% т.а. – в 1.5 раза). Необходимо отметить, что сниже-

ние теплонапряженности в настоящее время используется в разработке реакторов с повышенной безопасностью [3.1, 3.11]. Расчеты, выполненные на пониженном уровне теплонапряженности, показали, что изменение реактивности топлива лишь “растягивается” по времени по сравнению с расчетом на стандартном уровне энергонапряженности. Как уже указывалось, величина повреждающей дозы стального покрытия твэлов (128 СНА), хотя и велика, но считается достижимой в будущем.

Ранее уже отмечалось, что длительные кампании топлива, содержащего  $^{231}\text{Pa}$ , приводят к значительному увеличению количества газообразных продуктов в топливе из-за образования гелия в  $\alpha$ -распадах  $^{232}\text{U}$  и его дочерних нуклидов. Оценки показали, что для 50-летней кампании количество газообразных продуктов увеличится на 266 и 340% для вариантов с 30% и 71%  $^{231}\text{Pa}$  в свежем топливе соответственно. Эта особенность может оказаться серьезной проблемой, с которой в дальнейшем придется считаться. Видимо, эту проблему можно было бы решить с помощью DUPIC-технологии, периодически удаляя газообразные продукты из топлива и продолжая облучение. Не исключается и выпуск газообразных продуктов из твэлов в теплоноситель первого контура.

### ***3.2.4. Выводы***

Таким образом, показано, что в условиях легководного реактора принципиально возможно достижение глубокого (31% т.а.) и сверхглубокого (60% т.а.) выгорания топлива как с точки зрения поддержания реактивности топлива, так и с точки зрения обеспечения целостности оболочки твэлов. Достижение сверхглубокого выгорания предполагает применение уже разработанной DUPIC-технологии.

Анализ изменения размножающих свойств топливной решетки реактора показал, что он носит плавный характер в процессе глубокого выгорания топлива. Однако эффекты, определяющие безопасность эксплуатации такого реактора, требуют дальнейшей проработки. Некоторое снижение энергонапряженности активной зо-

ны может обеспечить сверхдлительную 50-летнюю кампанию топлива при выгорании 31 и 60% т.а.

Авторы, конечно, отдают себе отчёт в том, что проиллюстрирована только принципиальная возможность достижения сверхдлинной кампании легководного реактора при использовании топлива на основе  $^{231}\text{Pa}$ - $^{232}\text{U}$ - $^{233}\text{U}$ -Th, что является недостаточным для оценки перспективности такого топлива. Для этого необходимо исследовать вопросы обоснования работоспособности твэлов при экстремальных выгораниях и общую экономическую эффективность таких реакторов.

В заключение нельзя не отметить, что целесообразно было бы провести ревизию констант нуклида  $^{232}\text{U}$  и малоизученного нуклида  $^{231}\text{Pa}$ , поскольку в американской библиотеке ENDF/B-VI они существенно отличаются от соответствующих данных японской библиотеки JENDL-4.0.

### **3.3. Возможность использования $^{231}\text{Pa}$ и стабилизация размножающих свойств в высокотемпературном графитовом реакторе**

В работе [3.13] рассмотрен высокотемпературный реактор (ВТГР), загруженный ториевым топливом, в состав которого введен  $^{231}\text{Pa}$  для обеспечения продолжительной кампании топлива. Технология ВТГР с использованием инертного гелиевого теплоносителя и керамического высокотемпературного микро топлива с графитовым и керамическим покрытием, быть может как никакое другое, подходит для использования для долгоживущих активных зон.

Рассмотрена загрузка реактора с твэлами шарового типа и графитовой матрицы (рис. 3.3). Внутренняя зона шарового твэла содержит микро частицы монокарбидного топлива с покрытием из пироуглерода (PyC) и карбида кремния (SiC), диспергированные в графитовой матрице, служащей также замедлителем.

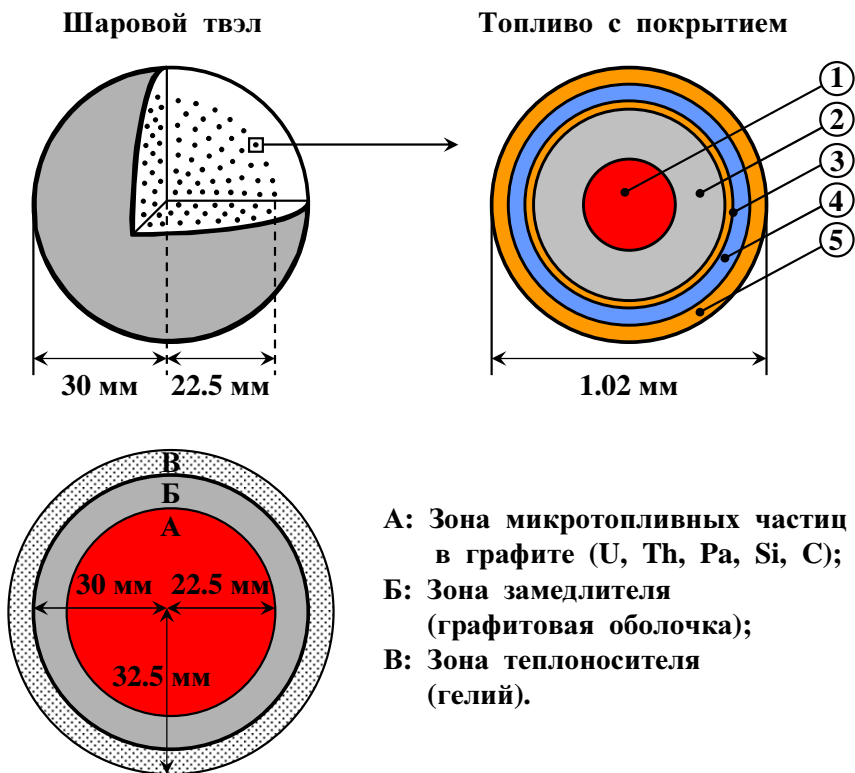


Рис. 3.3. Схема шарового твэла и расчетной ячейки (цифры в кружках – см. данные табл. 3.6)

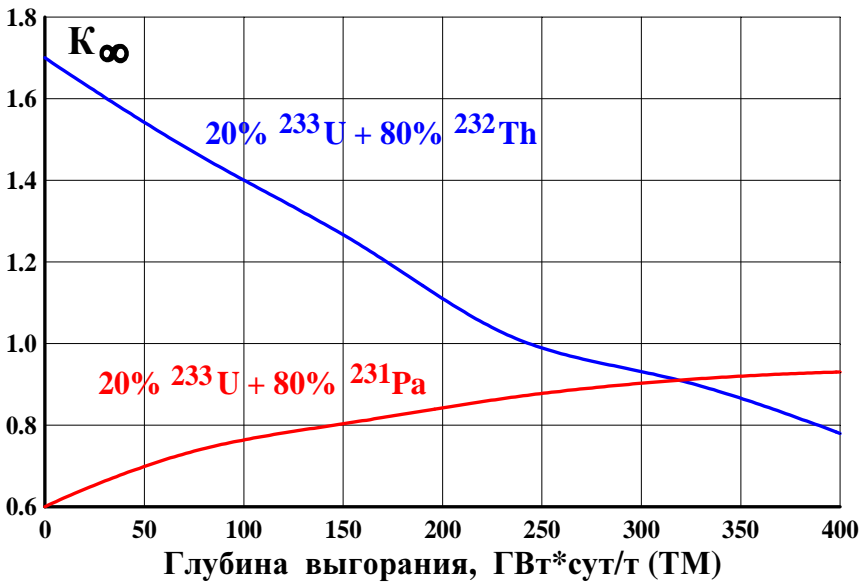
Монокарбидное уран-ториевое топливо было выбрано вследствие более высоких (по сравнению с оксидным) температуры плавления, плотности и теплопроводности (табл. 3.6).

Плотность энерговыделения в активной зоне принималась равной  $3 \text{ МВт/м}^3$ , т.е. аналогично реактору AVR в Германии [3.14].

Различие в изменении эффективного коэффициента размножения с выгоранием для топлива, содержащего  $^{231}\text{Pa}$  и  $^{232}\text{Th}$ , показано на рис. 3.4. Можно видеть, что если для топлива с торием коэффициент размножения с выгоранием падает, то для топлива с протактинием-231 он с выгоранием возрастает. Здесь проявляется свойство выгорающего поглотителя для топлива с  $^{231}\text{Pa}$ .

Характеристики шарового твэла (ТМ – тяжелый металл)

Топливо с покрытием	Радиус, мм	Плотность, г/см <sup>3</sup>
1. ( <sup>233</sup> U- <sup>231</sup> Pa- <sup>232</sup> Th)C	0.25	13.6
2. PyC пористый	0.37	1.16
3. PyC плотный	0.40	1.85
4. SiC	0.45	3.20
5. PyC плотный	0.51	1.85
Концентрации $N_{TM} : N_C : N_{Si}$		1.0 : 16 : 2.5
Твэл	Радиус, мм	Плотность, г/см <sup>3</sup>
Графитовая матрица	22.5	1.69
Графитовая оболочка	30.0	1.69
Гелиевый теплоноситель	32.5	$2.66 \cdot 10^{-3}$
Соотношение атомных концентраций и объёмов углерода в твэле		
Соотношение концентраций ( $N_C : N_{TM}$ )		200
Соотношение объёмов ( $V_C : V_{TM}$ )		800

Рис. 3.4. Влияние <sup>231</sup>Pa на  $K_{\infty}$  при выгорании

Для оптимизации соотношения топлива и замедлителя при высоком выгорании оценивалась зависимость коэффициента размножения от относительного содержания замедлителя и топлива ( $M/F$ ) (рис. 3.5).

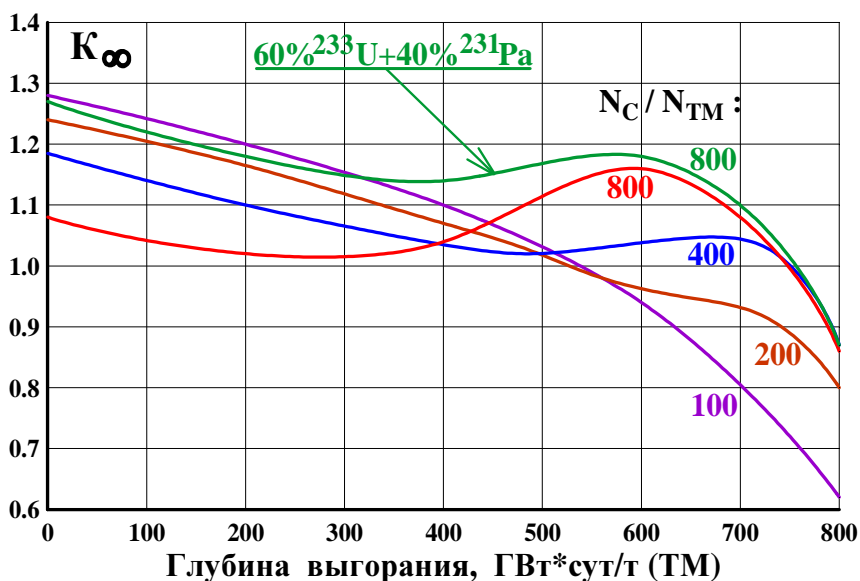


Рис. 3.5. Влияние отношения концентраций атомов замедлителя к топливу на  $K_{\infty}$  при различных выгораниях ( $50\%^{233}\text{U} + 50\%^{231}\text{Pa}$ )

При этом изменялась степень заполнения шаровых твэлов частицами топлива с покрытием. При увеличении отношения  $M/F$  содержание тяжелого металла в матрице  $N_{TM}$  уменьшается, а содержание углерода  $N_C$  остаётся почти неизменным, так как углерод находится в покрытии частиц топлива. Оказалось, что по мере роста отношения  $M/F$  (смягчение спектра нейтронов) влияние  $^{231}\text{Pa}$  на снижение начальной реактивности становится сильнее, а глубина выгорания больше (см. рис. 3.5). При этом глубина выгорания дос-

тигает весьма больших значений (500-700 ГВт сут/тонна т.а.) и длительность облучения 10-15 лет и более.

В заключение нужно отметить, что в работе [3.13] рассмотрение ограничено анализом концепции активной зоны с шаровыми твэлами. Однако было бы более логичным рассмотреть другую концепцию, в которой активная зона собрана из призматических графитовых блоков с топливными компактами [3.14]. Ведь при использовании топлива со стабилизированными размножающими свойствами до очень глубоких выгораний нет необходимости обеспечивать рециклирование твэлов через активную зону.

Вопросы, связанные со сверхдлинной кампанией топлива легководного реактора типа ВВЭР, но на нитридном топливе, рассмотрены в работе [3.15].

### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ К ГЛАВЕ 3

3.1. Белая книга ядерной энергетики / Под ред. Е.О. Адамова. М.: ГУП НИКИЭТ, 1998.

3.2. Ivanov V.B., Mayorshin A.A., Skiba O.V., et al. The Utilization of Plutonium in Nuclear Reactors on the Basis of Technologies Developed in SSC RIAR // Proceedings of the International Conference on Future Nuclear Systems "GLOBAL-97", October 5-10. Yokohama, Japan, 1997. Vol. 2. P. 1093 – 1098.

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

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

3.5. Шмелев А.Н., Куликов Г.Г. О нейтронно-физических особенностях модифицированных (денатурированных) топливных циклов // Известия вузов, сер. Ядерная энергетика. 1997. № 6. С. 42 – 48.

3.6. Shmelev A., Saito M., Artisyuk V. Multi-Component Self-Consistent Nuclear Energy System: On Proliferation Resistant Aspect // Proceedings of the Second Annual JNC International Forum on the

Peaceful Use of Nuclear Energy. Tokyo, Japan, February 21-22, 2000. P. 87 – 95.

3.7. Mark J.C. Explosive Properties of Reactor-Grade Plutonium // Science & Global Security. 1993. Vol. 4, P.111 – 128.

3.8. Скоров Д.М., Бычков Ю.Ф., Дашковский А.И. Реакторное материаловедение. М.: Атомиздат, 1979.

3.9. Yang M.S., Kim B.O., Song K.W., et al. Characteristics of DUPIC fuel fabrication technology // Proceedings of the International Conference on Future Nuclear Systems “GLOBAL-97”. Yokohama, Japan, October 5-10, 1997, P. 535 – 537.

3.10. Pillon S., Tommasi J., D’Alletto T., et al. Current Status of the CAPRA Programme // Proceedings of the ENC’98. Nice, France, October 25-28, 1998. Vol. 3, P. 645 – 652.

3.11. Carelli M.D., Paramonov D.V., Lombardy C.V., et al. IRIS, International New Generation Reactor // Proceedings of the Eighth International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-8). Baltimore, MD, USA, April 2-6, 2000. ICONE-8447.

3.12. Котельников Р.Б., Башлыков С.Н., Каштанов А.И., Меньшикова Т.С. Высокотемпературное топливо. М.: Атомиздат, 1978.

3.13. Имамура Т., Сайто М., Иосида Т., Артисюк В. Возможность использования  $^{231}\text{Pa}$  в высокотемпературном газовом реакторе с ториевым топливом // Атомная техника за рубежом. 2002. № 11, С. 21 – 25.

3.14. Гребенник В.Н., Кухаркин Н.Е., Пономарев-Степной Н.Н. Высокотемпературные газоохлаждаемые реакторы - инновационное направление развития атомной энергетики. М.: Энергоатомиздат, 2008.

3.15. Шмелев А.Н., Крючков Э.Ф., Куликов Г.Г., Куликов Е.Г. Потенциальная роль гибридных “СИНТЕЗ-ДЕЛЕНИЕ” наработчиков топлива в замкнутом (U-Pu)-топливном цикле с вовлечением тория // Ядерная физика и инжиниринг. Декабрь 2013. Т. 4. № 12. С. 1–12.

## Глава 4. НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЕ ОСОБЕННОСТИ НАКОПЛЕНИЯ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА В УРАНОВОМ БЛАНКЕТЕ ГТР СИНТЕЗ-ДЕЛЕНИЕ

### 4.1. Цепочки нуклидных превращений и накопление нуклидов в U-бланкете

Выше уже обсуждались физические предпосылки для стабилизации размножающих свойств и повышения глубины выгорания топлива при введении в него изотопа  $^{231}\text{Pa}$ . Однако нужно заметить, что накопление этого нуклида в значимых количествах можно будет ожидать только после ввода гибридных термоядерных реакторов синтез-деление с Th-бланкетом. Вместе с тем оказывается, что подобным преимуществом (правда, проявляющимся слабее и выглядящим менее привлекательно) характеризуется и цепочка изотопных превращений, начинающаяся с нуклида  $^{237}\text{Np}$  [4.1], который можно будет накапливать в гибридных реакторах с U-бланкетом. Уместно напомнить, что  $^{237}\text{Np}$  ( $T_{1/2} = 2.14 \cdot 10^6$  лет) уже давно накапливается в ядерных реакторах и является доминирующей частью так называемых МА (младших актинидов) в составе облученного топлива.

Облучение  $^{238}\text{U}$  в бланкете ГТР сопровождается следующими реакциями (рис. 4.1):

- захват нейтрона ураном  $^{238}\text{U} (n, \gamma) ^{239}\text{U} (\beta^-) ^{239}\text{Np} (\beta^-) ^{239}\text{Pu}$ ;
- пороговая реакция:  $^{238}\text{U} (n, 2n) ^{237}\text{U} (\beta^-) ^{237}\text{Np}$ ;
- пороговая реакция  $^{238}\text{U} (n, 3n) ^{236}\text{U} (n, \gamma) \dots ^{237}\text{Np}$ ;
- захват нейтрона нептунием  $^{237}\text{Np} (n, \gamma) \dots ^{238}\text{Pu}$ .

В результате этих реакций в облучаемом уране, наряду с  $^{239}\text{Pu}$ , накапливаются  $^{237}\text{Np}$  и  $^{238}\text{Pu}$ .

Зависимость сечений пороговых ( $n, 2n$ )- и ( $n, 3n$ )-реакций для  $^{238}\text{U}$  и  $^{232}\text{Th}$  (для сравнения) от энергии нейтрона приведены на рис. 2.5 и рис. 2.6. Можно видеть, что сечения пороговой ( $n, 2n$ )-реакции на  $^{238}\text{U}$  меньше, чем таковой для  $^{232}\text{Th}$ , а для пороговой ( $n, 3n$ )-реакции они сопоставимы. На рис. 4.2 приведены графики сечений деления этих нуклидов и можно видеть, что сечение деления у  $^{232}\text{Th}$  меньше (в 2-3 раза), чем деление на  $^{238}\text{U}$ .

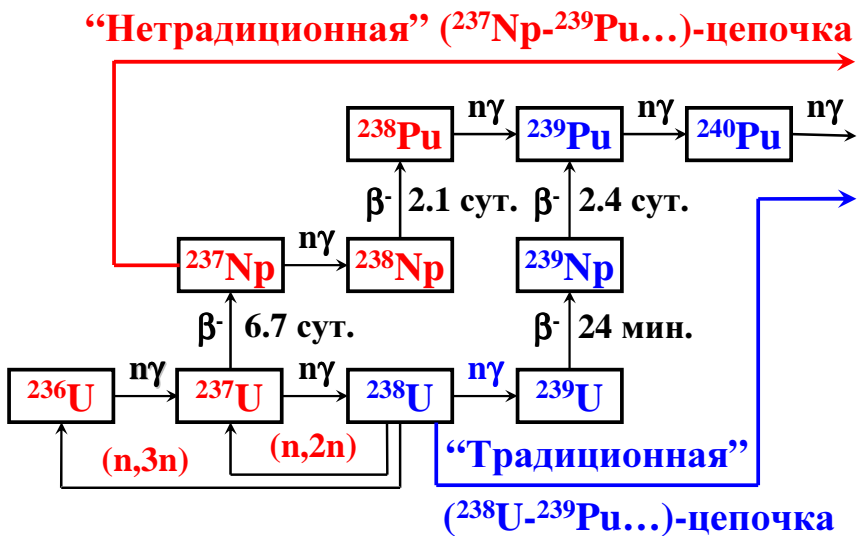


Рис. 4.1. Схема нуклидных превращений в урановом бланкете

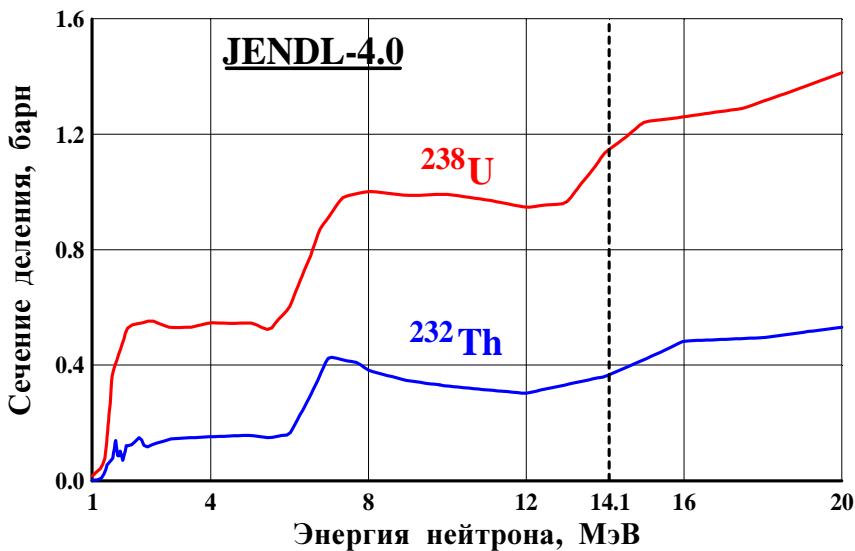


Рис. 4.2. Зависимость сечения деления  $^{238}\text{U}$  и  $^{232}\text{Th}$  от энергии нейтронов

Это подтверждается экспериментальными данными по облучению урановой и ториевой сборки источником термоядерных нейтронов (табл. 4.1).

Таблица 4.1

Скорость реакций (в расчете на один нейтрон источника с энергией 14.1 МэВ) в экспериментальных сборках с ураном и с торием (для сравнения) [4.2-4.5]

Реакция	Th-эксперимент	Реакция*	U-эксперимент
$^{232}\text{Th}(n,2n)\dots^{231}\text{Pa}$	$0.42 \pm 0.04$	$^{238}\text{U}(n,2n)\dots^{237}\text{Np}$	$0.277 \pm 0.008$
$^{232}\text{Th}(n,3n), ^{230}\text{Th}$	$0.30 \pm 0.05$	$^{238}\text{U}(n,3n), ^{236}\text{U}$	$0.327 \pm 0.052$
$^{232}\text{Th}(n,f)$	$0.174 \pm 0.01$	$^{238}\text{U}(n,f)$	$1.18 \pm 0.06$
		$^{235}\text{U}(n,f)^*$	$0.281 \pm 0.017$
$^{232}\text{Th}(n,\gamma)\dots^{233}\text{U}$	$1.63 \pm 0.10$	$^{238}\text{U}(n,\gamma)\dots^{239}\text{Pu}$	$4.08 \pm 0.24$
Утечка нейтронов	$0.78 \pm 0.04$	Утечка нейтронов	$0.41 \pm 0.02$

\*<sup>1</sup> Природный металлический уран использовался в качестве материала в экспериментальной сборке [4.2].

Можно видеть, что в расчете на один термоядерный нейтрон скорость  $(n,2n)$ -реакции на  $^{238}\text{U}$  меньше в 1.5 раза, чем на  $^{232}\text{Th}$ . Но при этом нужно обратить внимание на то, что скорость захвата нейтронов на  $^{238}\text{U}$  больше приблизительно в три раза (в расчете на один термоядерный нейтрон), чем на  $^{232}\text{Th}$ . Поэтому можно заключить, что на 1 кг накапливаемого Pu будет образовываться сопутствующего  $^{237}\text{Np}$  в 4.5 раза меньше, чем образовываться  $^{231}\text{Pa}$  в Th-бланкете. Поэтому в U-бланкете доля накапливаемого  $^{237}\text{Np}$  по отношению к накоплению плутония составит 10-15%. Такая уменьшенная доля является следствием эффективного деления сырьевого нуклида –  $^{238}\text{U}$ , увеличения выхода нейтронов реакторных энергий и соответственного увеличения накопления плутония.

Правда, следует заметить, что к этим оценкам нужно относиться с осторожностью, так как они сделаны на основании скоростей реакций в экспериментальных сборках, т.е., по существу, на свежем (“необлученном”) материале.

Результаты расчетных исследований по накоплению изотопов урана,  $^{237}\text{Np}$  и изотопный состав плутония в U-бланкете проекта ГТР синтез-деление приведены в табл. 4.2 и 4.3 [4.6].

Таблица 4.2

Содержание накопленных нуклидов в U-топливе, кг/тонна топлива. Длительность облучения соответствует накоплению плутония 8.4 кг/тонна топлива\*

$^{232}\text{U}$	$^{236}\text{U}$	$^{237}\text{Np}$	$\Sigma\text{Pu}$
$3.7 \cdot 10^{-5}$	0.56	1.01	8.4

\*<sup>1)</sup> Расчеты выполнены при нейтронной нагрузке 1.1 МВт/м<sup>2</sup>.

Из табл. 4.2 можно видеть, что доля накопления  $^{237}\text{Np}$  по отношению к плутонию составляет 12% , что в 2.6 раза меньше, чем доля ( $^{231}\text{Pa} + ^{232}\text{U}$ ) по отношению к накапливаемому  $^{233}\text{U}$  при облучении Th-бланкета (см. табл. 2.5).

Таблица 4.3

Изотопный состав накопленного плутония (%). Длительность облучения соответствует накоплению плутония 8.4 кг/тонна топлива\*

$^{236}\text{Pu}$	$^{238}\text{Pu}$	$^{239}\text{Pu}$	$^{240}\text{Pu}$	$^{241}\text{Pu}$	$^{242}\text{Pu}$
$2.0 \cdot 10^{-3}$	0.37	97.6	1.6	0.38	0.02

\*<sup>1)</sup> Расчеты выполнены при нейтронной нагрузке 1.1 МВт/м<sup>2</sup>.

Из табл. 4.3 можно видеть, что накапливаемый в U-бланкете плутоний содержит изотоп  $^{239}\text{Pu}$  в качестве доминирующей компоненты (97.6%) и пониженную долю четных изотопов ( $^{240}\text{Pu} + ^{242}\text{Pu}$ ).

## 4.2. Сравнение нейтронно-физических свойств нуклидов цепочек, начинающихся с $^{237}\text{Np}$ и $^{231}\text{Pa}$

Для обоснования проявления стабилизирующих свойств цепочки, начинающейся с  $^{237}\text{Np}$ , сравним три цепочки нуклидных превращений: “традиционную”, начинающуюся с  $^{238}\text{U}$  ( $^{238}\text{U} \rightarrow ^{239}\text{Pu} \rightarrow$

$^{240}\text{Pu} \rightarrow \dots$ ), и в некотором смысле “нетрадиционные”, в которых стартовыми нуклидами являются  $^{237}\text{Np}$  ( $^{237}\text{Np} \rightarrow ^{238}\text{Pu} \rightarrow ^{239}\text{Pu} \rightarrow \dots$ ) и  $^{231}\text{Pa}$  ( $^{231}\text{Pa} \rightarrow ^{232}\text{U} \rightarrow ^{233}\text{U} \rightarrow \dots$ ) (рис. 4.3). Величины сечений радиационного захвата ( $\sigma_c$ ) и деления ( $\sigma_f$ ) представлены для условий активной зоны легководного реактора с плотностью теплоносителя  $\gamma_{\text{т/н}} = 0.72 \text{ г/см}^3$  (спектр нейтронов легководного реактора типа ВВЭР-1000). Реакция  $\beta$ -распада на рисунке опущена.

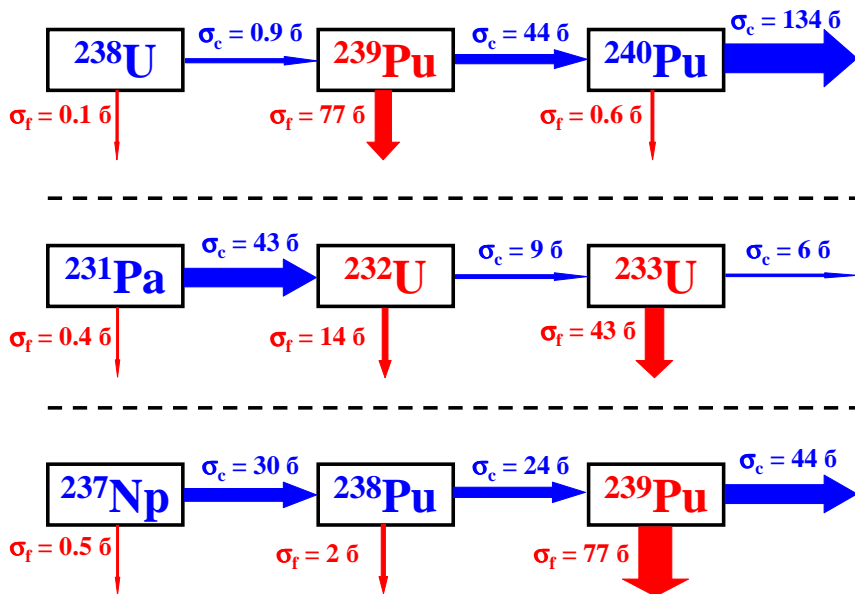


Рис. 4.3. Цепочки нуклидных превращений: ( $^{238}\text{U} \rightarrow ^{239}\text{Pu} \rightarrow ^{240}\text{Pu} \rightarrow \dots$ ), ( $^{231}\text{Pa} \rightarrow ^{232}\text{U} \rightarrow ^{233}\text{U} \rightarrow \dots$ ) и ( $^{237}\text{Np} \rightarrow ^{238}\text{Pu} \rightarrow ^{239}\text{Pu} \rightarrow \dots$ ).

Топливная решетка реактора типа ВВЭР, плотность теплоносителя  $\gamma_{\text{т/н}} = 0.72 \text{ г/см}^3$

Зависимость сечения радиационного захвата от энергии нейтрона для  $^{237}\text{Np}$  и  $^{231}\text{Pa}$  (в сравнении с  $^{238}\text{U}$ ) приведены на рис. 4.4.

Можно также видеть (рис. 4.3), что в “нетрадиционной” цепочке превращений, начинающейся с протактиния  $^{231}\text{Pa}$ , размножающие свойства нуклидов улучшаются: стартовый нуклид ( $^{231}\text{Pa}$ ) является поглотителем нейтронов, у второго нуклида ( $^{232}\text{U}$ ) деление уже преобладает над захватом, а третий нуклид ( $^{233}\text{U}$ ) – хорошо делит-

ся. В этой “нетрадиционной” цепочке наблюдается комбинация двух следующих друг за другом делящихся нуклидов ( $^{232}\text{U}$  и  $^{233}\text{U}$ ). В то же время, в “традиционной” цепочке, начинающейся с  $^{238}\text{U}$ , третий нуклид ( $^{240}\text{Pu}$ ) уже является поглотителем нейтронов.

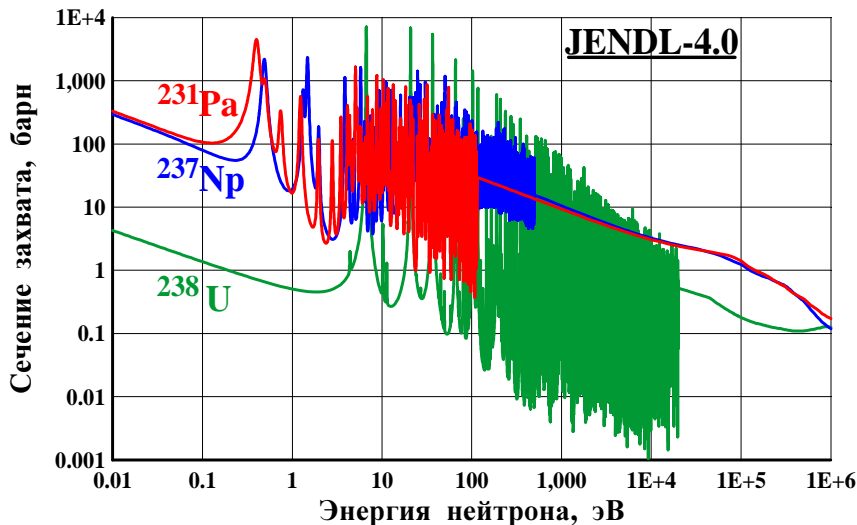


Рис. 4.4. Зависимость сечения радиационного захвата от энергии нейтрона для  $^{237}\text{Np}$  и  $^{231}\text{Pa}$  (в сравнении с  $^{238}\text{U}$ )

В отличие от цепочки нуклидных превращений ( $^{231}\text{Pa} \rightarrow ^{232}\text{U} \rightarrow ^{233}\text{U} \rightarrow \dots$ ) цепочка ( $^{237}\text{Np} \rightarrow ^{238}\text{Pu} \rightarrow ^{239}\text{Pu} \rightarrow \dots$ ) выглядит не так привлекательно, поскольку второй нуклид ( $^{238}\text{Pu}$ ) является поглотителем в тепловом спектре нейтронов реактора типа ВВЭР-1000 ( $\gamma_{т/н} = 0.72 \text{ г/см}^3$ ). В то же время второй нуклид ( $^{232}\text{U}$ ) в цепочке, начинающейся с  $^{231}\text{Pa}$ , является размножителем нейтронов. Это обстоятельство иллюстрируется рис. 4.5, где приведены графики сечения деления для  $^{238}\text{Pu}$  в сравнении с  $^{232}\text{U}$  и  $^{235}\text{U}$ , а также на рис. 4.6, где приведены зависимости числа избыточных нейтронов в расчете на одно поглощение от энергии нейтронов для ядер этих нуклидов.

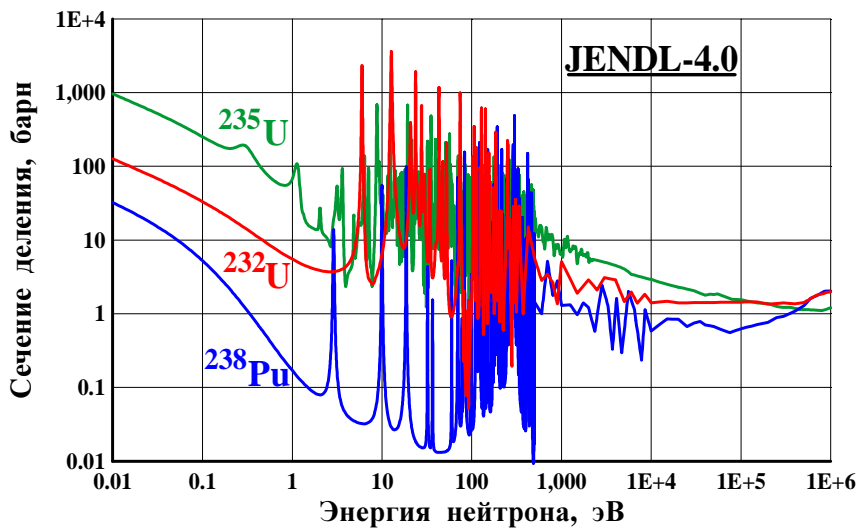


Рис. 4.5. Зависимость сечения деления  $^{235}\text{U}$ ,  $^{232}\text{U}$  и  $^{238}\text{Pu}$  от энергии нейтрона

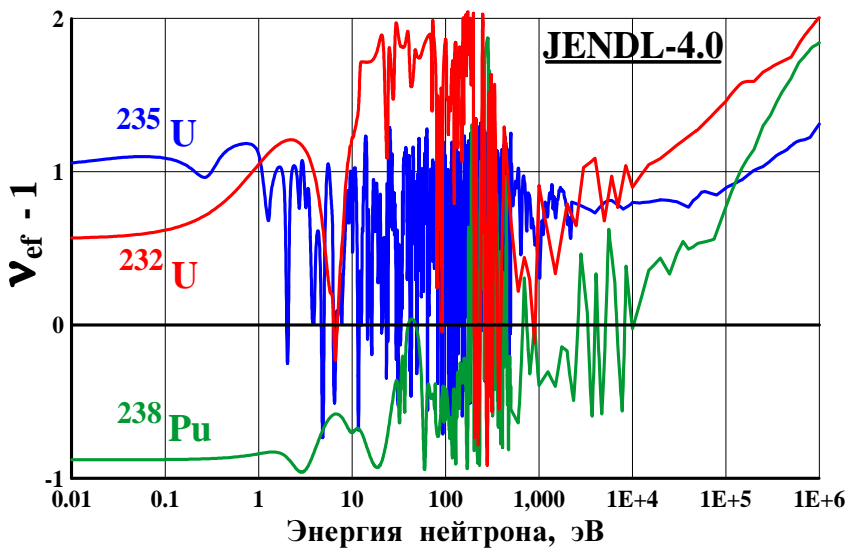


Рис. 4.6. Зависимость числа избыточных нейтронов в расчете на одно поглощение в  $^{238}\text{Pu}$  и  $^{232}\text{U}$  (в сравнении с  $^{235}\text{U}$ ) от энергии нейтрона

Можно видеть, что при энергиях нейтронов ниже нескольких кэВ изотоп  $^{238}\text{Pu}$  является поглотителем нейтронов. Вместе с тем, размножающие свойства  $^{238}\text{Pu}$  заметно улучшаются с дальнейшим ростом энергии нейтронов и становятся лучше, чем таковые даже для  $^{235}\text{U}$ .

Таким образом, как в тепловом, так и резонансном спектрах нейтронов цепочка нуклидных превращений, начинающаяся с протактиния, является более предпочтительной с точки зрения размножающих свойств составляющих ее нуклидов по сравнению с цепочкой нуклидных превращений, начинающейся с нептуния.

Важно отметить, что при введении  $^{231}\text{Pa}$  или  $^{237}\text{Np}$  в состав топливной композиции коэффициент размножения нейтронов на начало кампании существенно снижается, т.к. сечение захвата нейтронов для  $^{231}\text{Pa}$  и для  $^{237}\text{Np}$  более чем на порядок превосходит сечение захвата  $^{238}\text{U}$  (рис. 4.4).

Поэтому наличие  $^{231}\text{Pa}$  или  $^{237}\text{Np}$  в составе топливной композиции позволяет иметь повышенное обогащение по делящемуся нуклиду при невысоком начальном запасе реактивности. Данное обстоятельство в значительной мере может способствовать достижению повышенной глубины выгорания топлива.

Конечно, введение выгорающего поглотителя нейтронов (например,  $^{157}\text{Gd}$ ) тоже способствует такому же эффекту, однако, использование поглотителей  $^{231}\text{Pa}$  или  $^{237}\text{Np}$  имеет преимущество. Оно связано с тем, что последующие нуклиды цепочки становятся размножающими нейтроны и, благодаря делению, восполняют потери нейтронов цепной реакции. Чего не происходит, когда используются выгорающие поглотители.

## СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ К ГЛАВЕ 4

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

4.2. Weale J.W., 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.

4.3. Haight R.C., Lee J.D., Maniscalco J.A. Reaction Rates in a Uranium Pile Surrounding a 14 MeV Neutron Source: Calculations of the Weale Experiment // Nuclear Science and Engineering. 1976. Vol. 61, P. 53 – 59.

4.4. Shief H.E.J. et al. Measurements of the Reaction Rate Distributions Produced in a Large Thorium Cylinder by a Central Source of DT Neutrons. AWRE 20/77, United Kingdom Atomic Energy Authority, July 1977.

4.5. Krumbein A., Lemanska M., Segev M., Wagschal J.J., Yaari A. Reaction rate calculations in Uranium and Thorium blankets surrounding a central Deuterium-Tritium neutron source // Nuclear Technology. 1980. Vol. 48. P. 110 – 116.

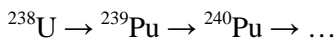
4.6. Марин С.В., Орлов В.В., Шаталов Г.Е. Образование изотопов плутония в урановом топливе гибридного термоядерного реактора // Атомная энергия. Май 1982. Т. 52. № 5. С. 301 – 304.

## Глава 5. БАЛАНС РАСХОДА НЕЙТРОНОВ В ЦЕПОЧКАХ НУКЛИДНЫХ ПРЕВРАЩЕНИЙ И СТАБИЛИЗАЦИЯ РАЗМНОЖАЮЩИХ СВОЙСТВ ТОПЛИВА В РАЗЛИЧНЫХ СПЕКТРАХ НЕЙТРОНОВ

Как уже отмечалось раньше, важным при анализе эффективности нуклидных превращений в цепочках и влиянии их на физические характеристики реактора является баланс между расходом и генерацией нейтронов при полной реализации цепочек превращений нуклидов до продуктов деления.

Цепочки нуклидных превращений играют важную роль в жизненном цикле ядерных энергетических установок.

Если обратиться к нашему не очень давнему прошлому, то уместно было бы напомнить, что атомная бомба “Толстяк”, по образному выражению И.В. Курчатова, была создана (испытана и применена (Япония, г. Нагасаки, 1945 г.)) из «неземного» вещества – плутония. Этот делящийся материал, практически отсутствующий на нашей планете Земля, был накоплен в специальных “промышленных” ядерных реакторах. При этом реализовалась цепочка нуклидных превращений:



Нуклидные превращения происходят под действием нейтронов во всех материалах, используемых в ЯЭУ. В топливе происходит выгорание исходного делящегося материала и накопление нового, что в существенной мере влияет на длительность рабочего цикла и на безопасность установки. Нуклидные превращения в конструкционных материалах и в материалах органов управления определяют ресурс работы соответствующих установок. Цепочки нуклидных превращений, используемые для накопления специальных радиоактивных изотопов, которые применяются в промышленности, медицине, сельском хозяйстве, далеко не полный перечень полезного применения этого уникального свойства ядерных технологий.

В настоящем рассмотрении наше внимание будет ограничено анализом возможностей «нетрадиционных» цепочек превращений нуклидов ядерного топлива. Это будет касаться как нуклидов ( $^{238}\text{U}$ -Pu)-, так и ( $^{233}\text{U}$ -Th)-топливного циклов.

## 5.1. Баланс расхода нейтронов при нуклидных превращениях в цепочках

### 5.1.1. Топливные циклы и цепочки нуклидных превращений

Уран-плутониевый и торий-урановый топливные циклы в традиционном их понимании предполагают, что имеющиеся в природе сырьевые нуклиды  $^{238}\text{U}$  и  $^{232}\text{Th}$  являются стартовыми, которые под облучением превращаются в делящиеся  $^{239}\text{Pu}$  и  $^{233}\text{U}$ , соответственно, и в их последующие более тяжелые изотопы. Присутствующий в природном уране  $^{235}\text{U}$  (0.71%) играет важную роль при реализации открытого топливного цикла, как это имеет место в настоящее время, а при переходе на замкнутый цикл его роль в общем балансе станет уже незначительной.

Как известно, “жизнеспособность” того или иного цикла определяется балансом нейтронов при реализации цепочек нуклидных превращений этого цикла. Для ( $^{238}\text{U}$ -Pu)-топливного цикла, начинающегося с захвата нейтрона ураном-238, превращения его в  $^{239}\text{Pu}$ , затем требуется израсходовать еще в среднем один нейтрон, чтобы при делении этого плутония высвободилось  $\nu_{ef}$  нейтронов. В спектре тепловых нейтронов, если учесть паразитное поглощение нейтронов и их утечку, баланс между размножением и расходом нейтронов, оказывается отрицательным. Нужен источник нейтронов, чтобы поддерживать цепную реакцию. В спектре быстрых нейтронов баланс оказывается положительным, поэтому цепная реакция может не только быть обеспеченной восполнением нейтронов, но и часть их можно использовать на дополнительное образование плутония. Это – расширенное воспроизводство (бридинг) делящегося материала.

Справедливость требует напомнить, что впервые подход, связанный с оценкой баланса расхода нейтронов при реализации превращений в цепочках, и его важности для оценки эффективности цепочек был предложен в докладе советских физиков С.М. Фейнберга и Е.П. Кунегина на второй Женевской конференции в 1958 г. (из дискуссии по докладам № 419 и 1848) [5.1].

### 5.1.2. Методика оценки баланса расхода нейтронов цепочек нуклидных превращений

Примем некоторый нуклид в качестве начального для цепочки нуклидных превращений путем поглощения нейтронов, испускания заряженных частиц и деления до полного исчерпания звеньев цепочки и перехода в продукты деления. В качестве примера рассмотрим ситуацию, когда стартовым нуклидом является  $^{238}\text{U}$ . Соответствующая начальная часть цепочки нуклидных превращений представлена на рис. 5.1. Здесь величины сечений деления ( $\sigma_f$ ) и радиационного захвата ( $\sigma_c$ ), а также число нейтронов на акт деления ( $\nu_f$ ) приведены для спектра легководного реактора типа ВВЭР-1000.

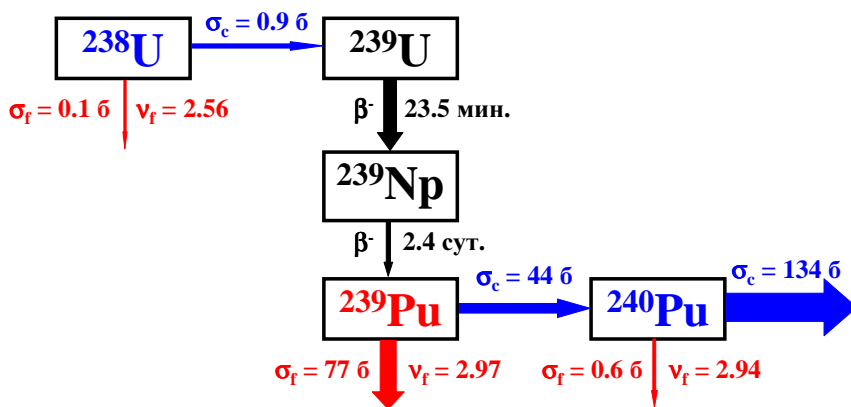


Рис. 5.1. Цепочка нуклидных превращений  $^{238}\text{U}$   
(приведены сечения, усредненные по спектру легководного реактора типа ВВЭР, средняя плотность теплоносителя  $\gamma_{\text{т/н}} = 0.72$  г/см<sup>3</sup>)

При облучении  $^{238}\text{U}$  нейтронами лишь с небольшой вероятностью наблюдается реакция деления (при этом испускается 2.56 нейтрона на один акт деления), а со значительно большей вероятностью происходит реакция радиационного захвата. В результате реакции радиационного захвата на  $^{238}\text{U}$  образуется короткоживущий

щий изотоп  $^{239}\text{U}$ , который с периодом полураспада 23.5 минуты претерпевает  $\beta^-$ -распад в  $^{239}\text{Np}$ , который с периодом полураспада 2.36 сут.  $\beta^-$ -распадается в  $^{239}\text{Pu}$  [5.2]. Этот переход в нашем рассмотрении можно считать практически мгновенным. Реакция  $\beta^-$ -распада протекает без образования и без расходования нейтронов.

У следующего нуклида в цепочке превращений  $^{239}\text{Pu}$  деление преобладает над захватом ( $\sigma_f > \sigma_c$ ). Опять же, в результате реакции деления испускаются нейтроны (для  $^{239}\text{Pu}$  – 2.97 нейтрона на один акт деления), а на радиационный захват расходуется нейтрон и при этом образуется  $^{240}\text{Pu}$ . Таким образом, вследствие реакции деления и образования продуктов деления цепочка начинает постепенно иссякать пока полностью не будет исчерпана.

В процессе этих превращений нейтроны как расходуются, так и рождаются. Естественен вопрос о том, будет ли общий баланс нейтронов положительным или отрицательным. Иными словами говоря, потребует ли реализация цепочки нуклидных превращений расхода нейтронов цепной реакции или эта реализация принесет дополнительные нейтроны в неё. Предпочтительными цепочками могут считаться такие, которые при своей реализации характеризуются положительным балансом нейтронов.

Определим баланс расхода нейтронов цепочки, начинающейся с некоторого рассматриваемого нуклида, как количество нейтронов, генерируемых (или расходуемых) при сжигании одного ядра данного нуклида с учетом всех его последующих нуклидных превращений. Фактически, баланс нейтронов – это вся прибыль нейтронов (в результате реакции деления) за вычетом всего расхода нейтронов (в результате их поглощения) при сжигании одного ядра исходного нуклида. Вклад в баланс нейтронов вносят все нуклиды цепочки вплоть до ее исчерпания, т.е. до превращения в продукты деления.

Обсуждаемые ниже цепочки нуклидных превращений характерны тем, что в них можно пренебречь разветвлениями, а также  $\beta^-$ - и  $\beta^+$ -переходы с малой погрешностью можно считать мгновенными и поэтому не учитывать в настоящем рассмотрении. В этих предположениях баланс нейтронов ( $D$ ) при полной реализации цепочки можно оценить следующим образом:

$$D = \left[ \frac{\nu_f^1}{1 + \alpha_1} - 1 \right] + \sum_{i=2}^N \left( \prod_{j=1}^{i-1} \frac{1}{1 + 1/\alpha_j} \right) \cdot \left[ \frac{\nu_f^i}{1 + \alpha_i} - 1 \right] \quad (5.1)$$

где  $\nu_f^i$  – число нейтронов на акт деления  $i$ -го нуклида;  $\alpha_i$  – отношение усредненных по энергии сечений радиационного захвата и деления  $i$ -го нуклида ( $\alpha = \sigma_c / \sigma_f$ );  $i = 1$  – данное значение индекса соответствует стартовому нуклиду цепочки превращений, для которого рассчитывается баланс нейтронов;  $N$  – данный индекс соответствует последнему нуклиду в цепочке превращений, вклад которого учитывается.

Вклад в баланс нейтронов каждого последующего нуклида цепочки превращений уменьшается, т.к. существует вероятность процесса деления, в результате которого цепочка обрывается. Поэтому представляется целесообразным обрывать рассматриваемую цепочку нуклидных превращений примерно на пятом-седьмом нуклиде. Как показывают расчеты, вклад в баланс нейтронов всех последующих нуклидов составляет менее 1%. Формула для оценки баланса нейтронов в общем случае, когда цепочка имеет разветвления и учитывает конечную скорость также  $\beta^-$  и  $\beta^+$ -переходов, приведена в работе [5.3].

Схема нуклидных превращений, которая использована при определении баланса нейтронов, представлена на рис. 5.2 (величины периода полураспада приняты в соответствии с [5.2]).

Будем предполагать, что рассматриваются цепочки нуклидных превращений в следующих спектрах нейтронов:

- современного легководного реактора (плотность теплоносителя –  $0.72 \text{ г/см}^3$ );
- перспективного легководного реактора со сверхкритическими параметрами теплоносителя ВВЭР СКД (при плотности теплоносителя –  $0.1 \text{ г/см}^3$ ) [5.4];
- быстрого реактора типа Super-Phenix [5.5].

Три спектра нейтронов выбраны из тех соображений, что первый – спектр нейтронов типичного легководного реактора, второй – близкий к резонансному спектр перспективного реактора сле-

дующего поколения, а третий – спектр реактора на быстрых нейтронах.

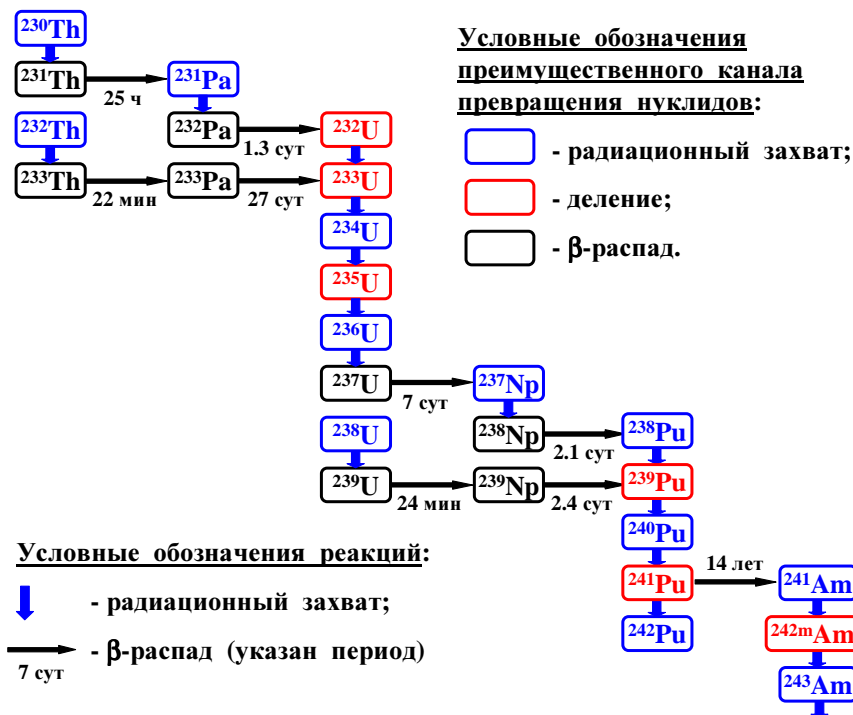


Рис. 5.2. Схема нуклидных превращений

При определении баланса нейтронов были сделаны следующие допущения:

1) средние сечения реакций радиационного захвата ( $\sigma_c$ ) и деления ( $\sigma_f$ ), количество нейтронов на акт деления ( $\nu_f$ ), а также поток нейтронов ( $\phi$ ) определены с помощью расчетного комплекса SCALE 4.3 [5.6] на середину кампании топлива;

2) реакции  $(n,2n)$ ,  $(n,3n)$ , а также реакция  $\alpha$ -распада не принимались во внимание, поскольку вероятность протекания данных реакций пренебрежимо мала по сравнению с вероятностью реакций радиационного захвата, деления и  $\beta$ -распада;

3) за исключением  $^{241}\text{Pu}$ , все представленные на рис. 5.2 нуклиды, претерпевающие  $\beta$ -распад, имеют достаточно короткий период полураспада, а, поэтому вероятность реакции радиационного захвата или деления на данных нуклидах пренебрежимо мала по сравнению с вероятностью реакции  $\beta$ -распада при рассматриваемых потоках нейтронов.

Полученные с учетом вышеупомянутых допущений величины баланса нейтронов  $D$  приведены в табл. 5.1.

Таблица. 5.1

Баланс нейтронов  $D$  при реализации цепочек превращений, начинающихся с указанных нуклидов

Нуклид	$\gamma_{\text{T/H}} = 0.72 \text{ г/см}^3$ (ВВЭР-1000)	$\gamma_{\text{T/H}} = 0.1 \text{ г/см}^3$ (ВВЭР СКД)	Super-Phenix
$^{232}\text{Th}$	- 0.01	- 0.04	+ 0.09
$^{230}\text{Th}$	- 1.23	- 1.01	- 0.69
$^{231}\text{Pa}$	- 0.23	- 0.03	+ 0.20
$^{232}\text{U}$	+ 0.75	+ 0.90	+ 1.08
$^{233}\text{U}$	+ 0.99	+ 0.95	+ 1.08
$^{234}\text{U}$	- 0.53	- 0.57	+ 0.02
$^{235}\text{U}$	+ 0.42	+ 0.22	+ 0.55
$^{236}\text{U}$	- 2.03	- 1.17	- 0.55
$^{238}\text{U}$	- 0.22	- 0.14	+ 0.21
$^{237}\text{Np}$	- 1.17	- 0.40	+ 0.21
$^{238}\text{Pu}$	- 0.22	+ 0.45	+ 0.99
$^{239}\text{Pu}$	+ 0.60	+ 0.60	+ 1.08
$^{240}\text{Pu}$	- 0.34	- 0.31	+ 0.39
$^{241}\text{Pu}$	+ 0.66	+ 0.61	+ 0.81

В соответствии с определением, если баланс нейтронов цепочки  $D$  отрицателен (например, для цепочки, начинающейся с  $^{238}\text{U}$ , в спектре легководного реактора типа ВВЭР-1000 величина  $D = -0.22$ ), то это свидетельствует о том, что для полного сжигания цепочки, начинающейся с данного нуклида, потребуются дополнительные нейтроны от какого-то источника.

Если же баланс нейтронов положителен (например, для цепочки, начинающейся с  $^{235}\text{U}$ , в спектре легководного реактора типа ВВЭР-1000 он равен +0.42), то при сжигании данного нуклида генерируется нейтронов больше, чем расходуется, а избыточные нейтроны можно использовать для превращений в других цепочках или для наработки дополнительного делящегося материала. В этом случае величину  $D$  можно интерпретировать подобно избыточному коэффициенту воспроизводства (или как избыточный коэффициент конверсии).

В самом деле, баланс нейтронов – это вся прибыль нейтронов (в результате реакции деления) за вычетом всего расхода нейтронов (в результате их поглощения) при сжигании одного ядра исходного нуклида. Если эти нейтроны реализуются путем взаимодействия с нуклидами цепочки (и не теряются путем поглощения в материалах конструкции и в продуктах деления), то  $D$  – это избыток нейтронов от реализации всей цепочки.

Данные табл. 5.1 иллюстрируют некоторые известные положения. В частности, можно сравнить эффективность использования уран-ториевого ( $^{233}\text{U} + ^{232}\text{Th}$ ) и уран-плутониевого ( $^{238}\text{U} + ^{239}\text{Pu}$ ) топливных циклов в различных спектрах нейтронов. Как известно, в спектре тепловых нейтронов предпочтительнее использовать уран-ториевый топливный цикл: баланс нейтронов воспроизводящего нуклида  $^{232}\text{Th}$  составляет  $-0.01$  против  $-0.22$  у  $^{238}\text{U}$ .

Что касается рассматриваемых «нетрадиционных» цепочек, то цепочка, начинающаяся с  $^{231}\text{Pa}$ , имеет преимущество в спектре легководного реактора типа ВВЭР и ВВЭР СКД (величина  $D$  равна  $-0.23$  и  $-0.03$  соответственно) против цепочки, начинающейся с  $^{237}\text{Np}$ , чьи величины равны  $-1.17$  и  $-0.40$  соответственно. В спектре быстрого реактора, вследствие эффективного деления  $^{238}\text{Pu}$  и  $^{239}\text{Pu}$ , эффективность цепочек становится близкой.

Стоит обратить внимание на цепочку, начинающуюся с изотопа  $^{232}\text{U}$ . Этот нуклид накапливается в Th-бланкете гибридного реактора в результате захвата нейтрона в  $^{231}\text{Pa}$ . В этой цепочке  $^{232}\text{U}$  и  $^{233}\text{U}$  представляют собой связку двух делящихся нуклидов во всех рассматриваемых спектрах нейтронов. Эта цепочка характеризуется большой положительной величиной баланса  $D$ . В то же время величина баланса  $D$  для цепочки, начинающейся с  $^{238}\text{Pu}$ , очень чувст-

вительна к спектру нейтронов, так как в тепловом спектре нейтронов  $^{238}\text{Pu}$  – поглотитель нейтронов, а в быстром – он уже эффективный делящийся нуклид.

## 5.2. Сравнение традиционной и нетрадиционной цепочек в топливной решетке легководного реактора с плотностью теплоносителя 0.72 и 0.1 г/см<sup>3</sup>

Прежде всего обратим внимание на то, что вследствие большого поглощения в  $^{231}\text{Pa}$  и  $^{237}\text{Np}$  (см. сечение захвата нейтронов на рис. 4.4) их введение в топливо приводит к существенному изменению (ужестчению) спектра нейтронов (рис. 5.3), что улучшает размножающие свойства вторых нуклидов цепочек  $^{232}\text{U}$  и  $^{238}\text{Pu}$  и это, соответственно, скажется на улучшении нейтронного баланса при реализации этих цепочек. Далее в нашем рассмотрении топливные решетки характеризуются не типом спектра нейтронов, а величиной плотности легководного теплоносителя.

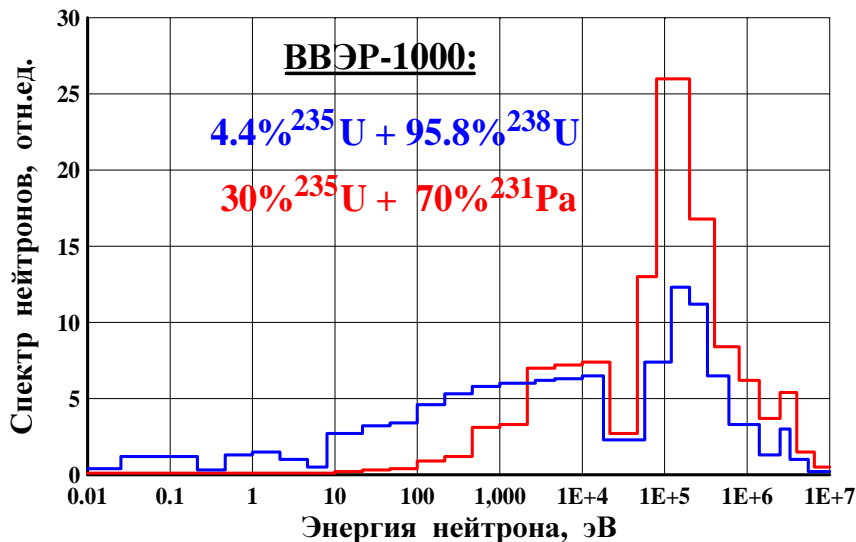


Рис. 5.3. Влияние протактиния на спектр нейтронов

На рис. 5.3 показаны гистограммы спектров при полной замене в топливе  $^{238}\text{U}$  на  $^{231}\text{Pa}$  (сходное изменение наблюдается и при замене на  $^{237}\text{Np}$ ). Замена осуществлена с увеличением содержания делящегося материала  $^{235}\text{U}$  для сохранения критичности, что совместно приводит к значительному изменению спектра нейтронов. Можно видеть также, что в то время как спектр нейтронов реактора типа ВВЭР-1000 с типичной урановой загрузкой характеризуется важной долей тепловых и эпитепловых нейтронов, при введении в топливо существенной доли  $^{231}\text{Pa}$  (или  $^{237}\text{Np}$ ) тепловая и эпитепловая (до 1 кэВ) части спектра становятся незначительными. Поэтому в данном случае для достижения глубокого выгорания в качестве конструкционного материала можно использовать сталь. Действительно, при уменьшении доли тепловых и эпитепловых нейтронов поглощение в элементах, входящих в состав стали, снижается. Вместе с тем, использование стальной оболочки способствует сохранению работоспособности твэла при более глубоком выгорании по сравнению с оболочкой, выполненной из циркония и сплавов на его основе.

Сравним следующие топливные композиции: топливную композицию на основе  $^{232}\text{Th}$  и  $^{233}\text{U}$  и топливную композицию, в которой присутствует  $^{231}\text{Pa}$ , что “задействует” нетрадиционную цепочку нуклидных превращений ( $^{231}\text{Pa} \rightarrow ^{232}\text{U} \rightarrow ^{233}\text{U}$ ), и, как ожидается, позволит продлить кампанию топлива и повысить выгорание.

Применительно к спектру нейтронов, соответствующего плотности теплоносителя теплового реактора типа ВВЭР ( $\gamma_{\text{T/Н}} = 0.72 \text{ г/см}^3$ ), изменение эффективного коэффициента размножения топливной решетки  $K_{\infty}$  в процессе выгорания топлива представлено на рис. 5.4. Модельные расчеты выполнены для оксидного топлива ( $10\% ^{233}\text{U} + ^{231}\text{Pa} + ^{232}\text{Th}$ ) $\text{O}_2$ , причем доля  $^{233}\text{U}$  в топливе осталась неизменной.

Можно видеть, что при замещении  $^{232}\text{Th}$  на  $^{231}\text{Pa}$  эффективный коэффициент размножения нейтронов на начало кампании существенно уменьшается, т.е. уменьшается первоначальный запас реактивности, который требуется компенсировать. Это обусловлено тем, что среднее сечение захвата  $^{231}\text{Pa}$  (43 барн) более чем на порядок превосходит сечение захвата  $^{232}\text{Th}$  (3 барн). Вместе с тем, именно благодаря такому значительному сечению захвата протактиния наблюдается эффективная наработка двух следующих друг

за другим делящимся изотопом ( $^{232}\text{U}$  и  $^{233}\text{U}$ ). Это последнее обстоятельство обуславливает более плавное изменение эффективного коэффициента размножения нейтронов в процессе выгорания и, как следствие, увеличение глубины выгорания.

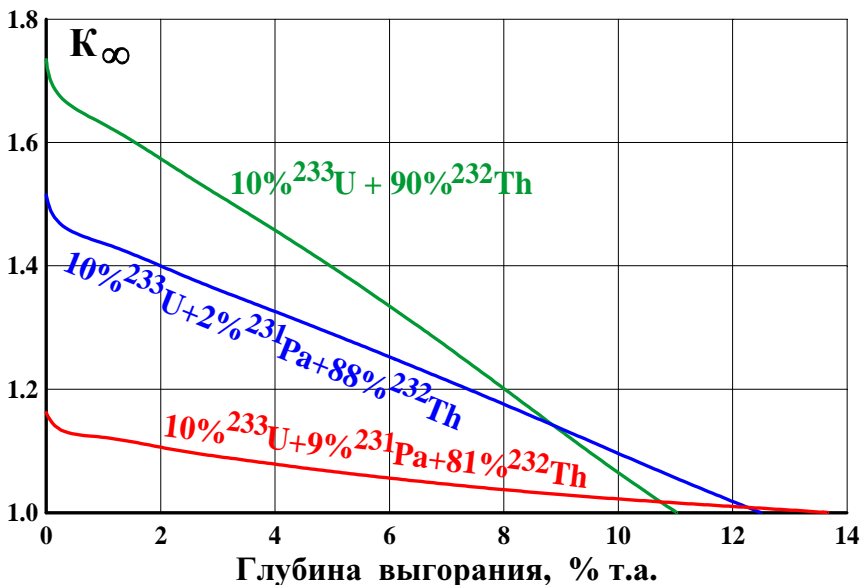


Рис. 5.4. Влияние введения  $^{231}\text{Pa}$  на выгорание топлива ( $\gamma_{\text{тн}} = 0.72 \text{ г/см}^3$ )

Допустимая доля протактиния, которая может быть введена в топливо, ограничена коэффициентом размножения нейтронов на начало кампании: он должен быть не менее единицы. Поэтому эффект от введения протактиния можно наблюдать только для тех топливных композиций, доля делящегося нуклида в которых достаточно существенна.

Если увеличить долю делящегося нуклида (в рассматриваемом примере –  $^{233}\text{U}$ ) до такой степени, чтобы даже при полном замещении  $^{232}\text{Th}$  на  $^{231}\text{Pa}$  эффективный коэффициент размножения нейтронов на начало кампании составлял величину около единицы, то содержание делящегося  $^{233}\text{U}$  в топливе составит 25%. При этом изменение эффективного коэффициента размножения нейтронов в бесконечной среде в процессе выгорания при переходе от традицион-

ной (на основе  $^{232}\text{Th}$ ) к нетрадиционной (на основе  $^{231}\text{Pa}$ ) топливной композиции представлено на рис. 5.5.

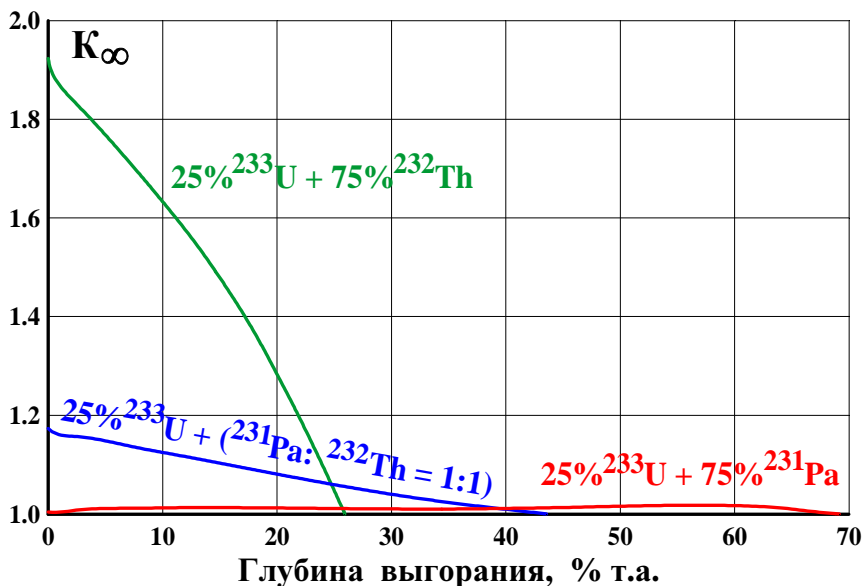


Рис. 5.5. Зависимость коэффициента размножения нейтронов ( $K_{\infty}$ ) от глубины выгорания при использовании топлива на основе  $^{232}\text{Th}$  и  $^{231}\text{Pa}$  (спектр легководного реактора типа ВВЭР,  $\gamma_{\text{тн}} = 0.72 \text{ г/см}^3$ )

Как видно из рис. 5.5, при использовании топлива на основе тория (25%  $^{233}\text{U}$ +75%  $^{232}\text{Th}$ ) начальный запас реактивности весьма существенен:  $K_{\infty}(0) \approx 1.9$ ; при этом достижимое выгорание составляет 26% т.а. Введение в топливо протактиния приводит к уменьшению начального запаса реактивности, и в то же время к увеличению выгорания топлива. При полной замене тория на протактиний (25%  $^{233}\text{U}$ +75%  $^{231}\text{Pa}$ ) эффективный коэффициент размножения нейтронов остается практически неизменным и близким к единице на протяжении всей кампании, что свидетельствует о том, что накопление продуктов деления и выгорание делящихся нуклидов с хорошей степенью точности скомпенсировано воспроизводством делящихся нуклидов ( $^{232}\text{U}$  и  $^{233}\text{U}$ ) из протактиния.

В данном случае существенная часть протактиния переходит в делящиеся нуклиды, которые выгорают и, таким образом, достигается сверхглубокое выгорание, близкое к 70% т.а. (рис. 5.5). Легководный реактор типа ВВЭР-1000 мог бы иметь длительность кампании по топливу около 40 лет.

Важно отметить, что поддержание размножающих свойств такого топлива определяется, главным образом, присутствием в нем нуклида  $^{231}\text{Pa}$ . Так что, если вместо делящегося нуклида  $^{233}\text{U}$  в свежее топливо поместить делящийся нуклид  $^{235}\text{U}$ , то это уникальное свойство топлива (поддерживать размножающие свойства до сверхглубокого выгорания) сохраняется (рис. 5.6). Однако так как делящийся нуклид  $^{235}\text{U}$  является менее эффективным, чем нуклид  $^{233}\text{U}$ , то его содержание в топливной композиции, обеспечивающее критичность, больше и составляет около 42% (против 25%  $^{233}\text{U}$ ). Можно предположить, что введение плутония в качестве делящегося материала также сохранит подобные размножающие свойства такой топливной композиции.

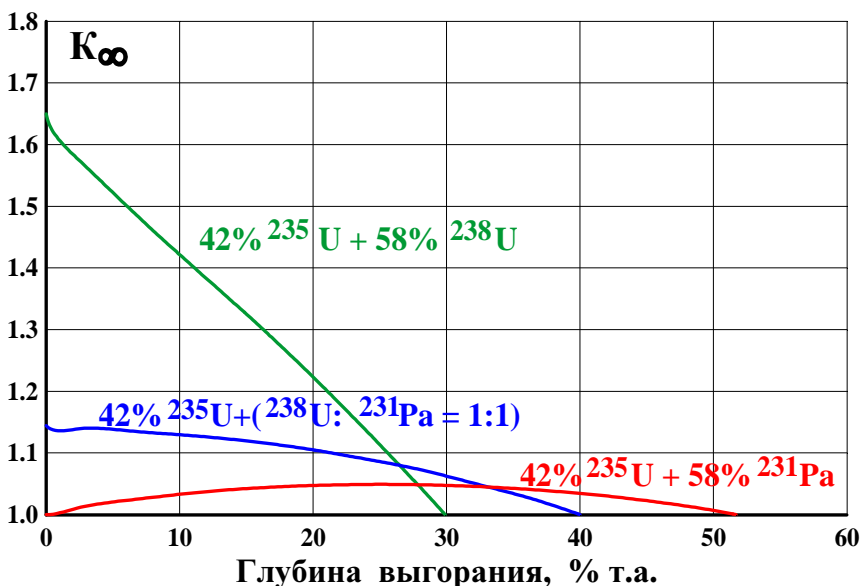


Рис. 5.6. Зависимость коэффициента размножения нейтронов ( $K_{\infty}$ ) от глубины выгорания при использовании топлива на основе  $^{238}\text{U}$  и  $^{231}\text{Pa}$  (легководный реактор типа ВВЭР,  $\gamma_{\pi/\text{н}} = 0.72 \text{ г/см}^3$ )

Подобное топливо могло бы найти применение на плавучих атомных станциях и в космических аппаратах.

Продemonстрируем преимущество, которым обладает цепочка ( $^{231}\text{Pa} \rightarrow ^{232}\text{U} \rightarrow ^{233}\text{U} \rightarrow \dots$ ) перед цепочкой ( $^{237}\text{Np} \rightarrow ^{238}\text{Pu} \rightarrow ^{239}\text{Pu} \rightarrow \dots$ ) в спектре легководного реактора типа ВВЭР-1000 ( $\gamma_{\text{т/н}} = 0.72 \text{ г/см}^3$ ). Для этого в состав топливной композиции ( $10\% ^{233}\text{U} + ^{232}\text{Th}$ ) введем нуклид  $^{237}\text{Np}$ , а содержание делящегося нуклида  $^{233}\text{U}$  оставим неизменным, как в случае использования тория.

Результаты расчетов приведены на рис. 5.7.

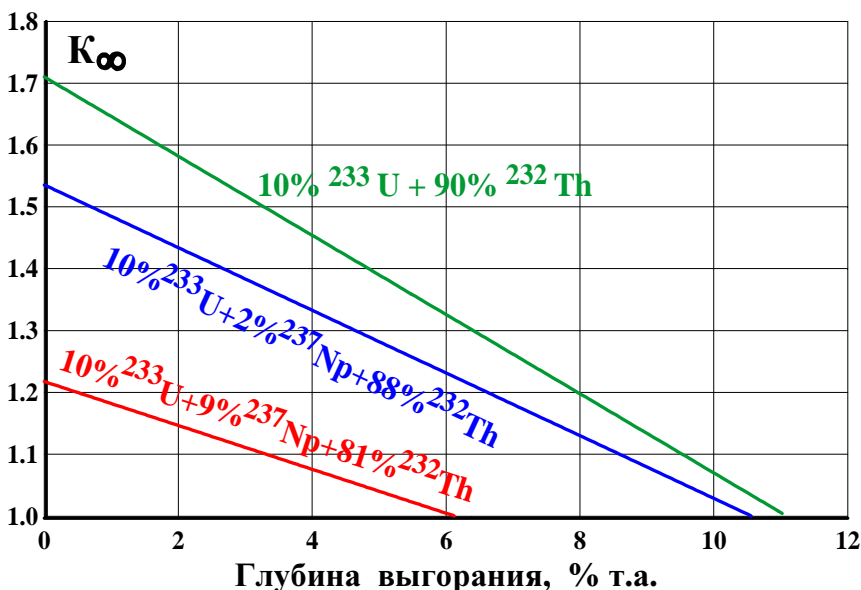


Рис. 5.7. Влияние введения  $^{237}\text{Np}$  на выгорание топлива ( $\gamma_{\text{т/н}} = 0.72 \text{ г/см}^3$ )

При сравнении рис. 5.4 и 5.7 можно заключить, что в тепловом спектре нейтронов введение нептуния, в отличие от введения протактиния, приводит к ухудшению размножающих свойств не только свежего топлива, но и в течение всего времени выгорания. При-

чем с введением нуклида  $^{237}\text{Np}$  в топливо глубина выгорания сокращается, правда, можно заметить, что изменение эффективного коэффициента размножения становится более пологим.

Это обусловлено, главным образом, существенным отличием размножающих свойств  $^{232}\text{U}$  и  $^{238}\text{Pu}$  в тепловой области энергий: в то время как  $^{232}\text{U}$  хорошо делится, генерируя избыточные нейтроны (у данного нуклида величина  $v_{eff} - 1$  положительна, где  $v_{eff}$  – число вторичных нейтронов на один захваченный нейтрон),  $^{238}\text{Pu}$  в тепловой области энергий является поглотителем нейтронов (он характеризуется отрицательной величиной  $v_{eff} - 1$ ) (рис. 5.8).

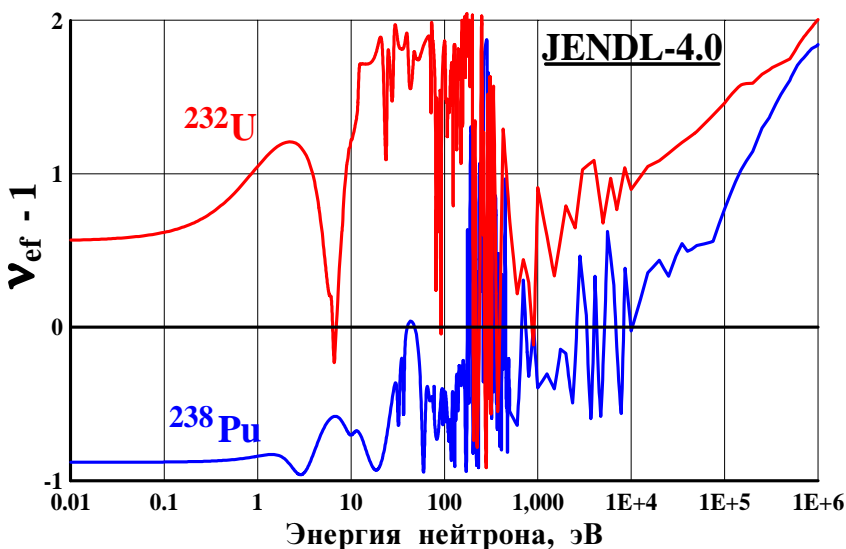


Рис. 5.8. Зависимость величины  $(v_{eff} - 1)$  от энергии нейтронов для  $^{232}\text{U}$  и  $^{238}\text{Pu}$  (где  $v_{eff}$  – число вторичных нейтронов на один поглощенный нейтрон)

Таким образом, можно заключить, что размножающие свойства цепочки ( $^{237}\text{Np} \rightarrow ^{238}\text{Pu} \rightarrow ^{239}\text{Pu} \rightarrow \dots$ ) в спектре легководного реактора типа ВВЭР-1000 оказываются, действительно, слабее, чем для цепочки ( $^{231}\text{Pa} \rightarrow ^{232}\text{U} \rightarrow ^{233}\text{U} \rightarrow \dots$ ).

### 5.3. Сравнение традиционной и нетрадиционной цепочек в резонансном спектре нейтронов

Наконец, рассмотрим эффективность использования нетрадиционной цепочки ( $^{231}\text{Pa} \rightarrow ^{232}\text{U} \rightarrow ^{233}\text{U}$ ) в топливной решетке с низкой плотностью легководного теплоносителя, характерной для реактора ВВЭР СКД ( $0.1 \text{ г/см}^3$ ), когда устанавливается еще более жесткий спектр нейтронов. Влияние доли  $^{231}\text{Pa}$  в топливной композиции на выгорание топлива представлено на рис. 5.9.

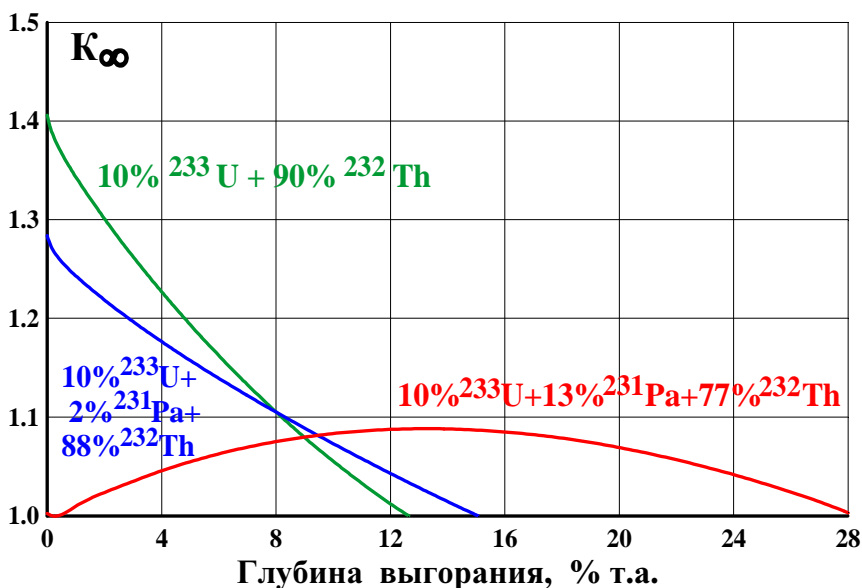


Рис. 5.9. Влияние введения  $^{231}\text{Pa}$  на выгорание топлива ( $\gamma_{\text{т/н}} = 0.1 \text{ г/см}^3$ )

Можно видеть, что при существенной доле  $^{231}\text{Pa}$  в топливной композиции (например 13%) коэффициент размножения нейтронов в течение первой половины кампании возрастает, т.е. размножающие свойства топлива улучшаются. Более жесткий спектр нейтронов в ВВЭР СКД, способствующий улучшению размножающих

свойств нуклидов, приводит к тому, что при заданной топливной композиции достижимое выгорание превосходит соответствующую величину, характерную для топливной решетки с плотностью теплоносителя реактора ВВЭР –  $\gamma_{т/н} = 0.72 \text{ г/см}^3$  (рис. 5.4).

Увеличим долю делящегося нуклида до такого уровня, что даже при полном замещении  $^{232}\text{Th}$  на  $^{231}\text{Pa}$  коэффициент размножения нейтронов на начало кампании составил бы величину не менее единицы (рис. 5.10). Кроме того, рассмотрим возможность использования в качестве делящегося нуклида  $^{235}\text{U}$  вместо  $^{233}\text{U}$  для достижения сверхглубокого выгорания (рис. 5.11).

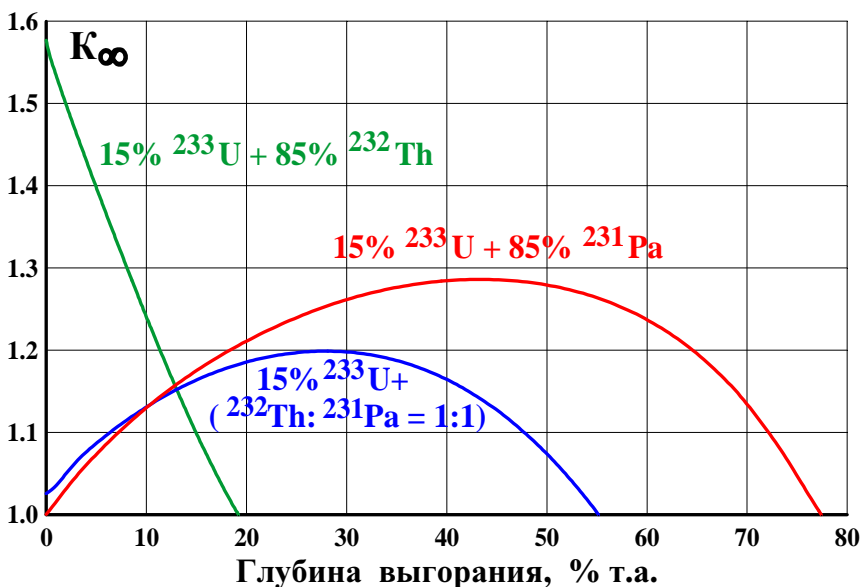


Рис. 5.10. Достижение сверхглубокого выгорания при использовании топлива на основе  $^{233}\text{U}$  и  $^{231}\text{Pa}$  ( $\gamma_{т/н} = 0.1 \text{ г/см}^3$ )

При сравнении рис. 5.10 и 5.11 (плотность теплоносителя  $\gamma_{т/н} = 0.1 \text{ г/см}^3$ ) с аналогичными зависимостями, представленными на рис. 5.4, 5.5 и 5.6 (для  $\gamma_{т/н} = 0.72 \text{ г/см}^3$ ) обратим внимание на следующее. Улучшение размножающих свойств нуклидов в более же-

стком спектре нейтронов приводит к существенному выбегу коэффициента размножения нейтронов в середине кампании (примерно до величины 1.3), что, в принципе, является нежелательным моментом, поскольку данный избыток реактивности необходимо компенсировать.

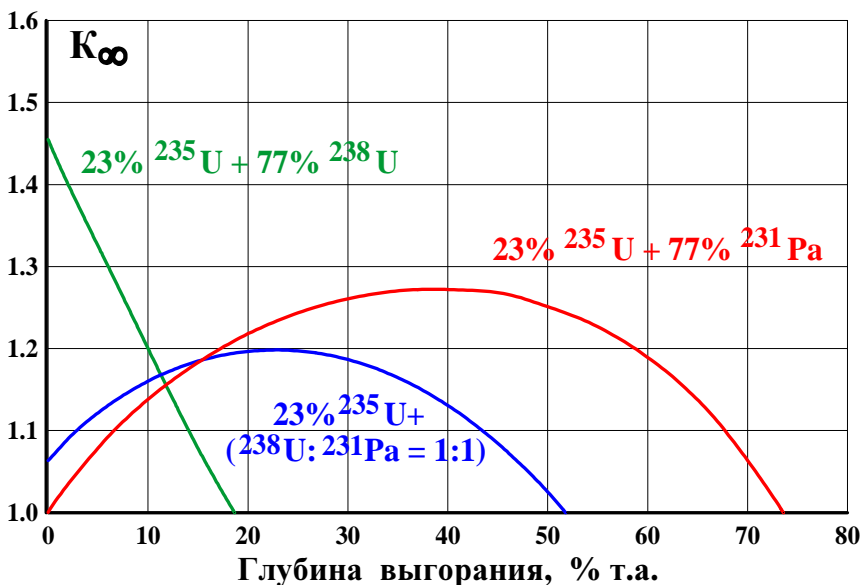


Рис. 5.11. Достижение сверхглубокого выгорания при использовании топлива на основе  $^{235}\text{U}$  и  $^{231}\text{Pa}$  ( $\gamma_{\text{т/л}} = 0.1 \text{ г/см}^3$ )

## СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ К ГЛАВЕ 5

5.1. Савелий Моисеевич Фейнберг. Выдающиеся ученые Курчатовского института / Под ред. В.А. Сидоренко. М.: РНЦ КИ. 2011.

5.2. Физические величины. Справочник / Под ред. И.С. Григорьева и Е.З. Мейлихова. М.: Энергоатомиздат, 1991.

5.3. Salvatores M., Slessarev I. and Uematsu M. A Global Physics Approach to Transmutation of Radioactive Nuclei // Nuclear Science and Engineering. 1994. Vol. 116. P. 1 – 18.

5.4. Hove W., Beauwens R., Gorgemans J., Giot M. and Donnet G. Supercritical Light Water Reactor (SCLWR) with Intermediate Heat Exchanger (IHX) // Proceedings of 12<sup>th</sup> International Conference on Emerging Nuclear Energy Systems (ICENES'2005). Brussels, Belgium, 2005. On CD-ROM.

5.5. Уолтер А., Рейнольдс А. Реакторы-размножители на быстрых нейтронах. М.: Энергоатомиздат, 1986.

5.6. US NRC, SCALE 4.3: A Modular Code for Performing Standardized Computer Analysis for Lisenzing Evaluation.

## **Глава 6. О ЗАЩИЩЕННОСТИ ДЕЛЯЩИХСЯ МАТЕРИАЛОВ В МНОГОИЗОТОПНОМ УРАНОВОМ ТОПЛИВЕ НА ОСНОВЕ СОВМЕСТНОГО ИСПОЛЬЗОВАНИЯ РЕГЕНЕРИРОВАННОГО УРАНА И НАКОПЛЕННОЙ СМЕСИ ( $^{231}\text{Pa} + ^{232,233,234}\text{U}$ ) В Th-БЛАНКЕТЕ ГИБРИДНОГО РЕАКТОРА СИНТЕЗ-ДЕЛЕНИЕ**

Здесь термин “защищенность” понимается с точки зрения проблемы нераспространения делящихся материалов и защиты их от неконтролируемого переключения на неэнергетические цели.

Если не касаться мер по физической защите, учету и контролю ядерных материалов, то защищенность существующего ЯТЦ, т.е. в основном открытого цикла с использованием уранового топлива в легководных реакторах, определяют следующие два фактора:

- сравнительно низкое обогащение урана, что не позволяет напрямую (без операции изотопного обогащения) применять этот уран в качестве оружейного материала;
- облученное топливо, содержащее плутоний, защищено высоким уровнем радиоактивности продуктов деления и младших актинидов до тех пор, пока они не удалены в результате химической переработки.

В реакторном ториевом топливном цикле, когда торий является сырьевым материалом, а  $^{233}\text{U}$  – делящимся нуклидом, топливо, по существу, представляет собой смесь урана и тория.

Химическое разделение этих различных элементов позволяет сразу получить урановую фракцию, которая содержит делящийся изотоп  $^{233}\text{U}$  в качестве доминирующей доли. По размножающим свойствам этот уран подобен высокообогащенному урану и поэтому выделение урана-233 из ториевого топлива сделает уязвимым такой реакторный топливный цикл с точки зрения нераспространения ядерного оружия.

Известно предложение разбавлять этот уран изотопом  $^{238}\text{U}$ , т.е. превращать его, по существу, в низкообогащенный по делящемуся изотопу. Но в этом случае в процессе облучения в реакторе будет накапливаться плутоний, который будет защищен так же, как сейчас накопленный плутоний в составе ОЯТ.

Наряду с этим существует возможность повысить защищенность  $^{233}\text{U}$  в уран-ториевом ЯТЦ и без  $^{238}\text{U}$ . Денатурирующим изо-

топом в уран-ториевом ЯТЦ может служить  $^{232}\text{U}$  [6.1]. Этот изотоп является интенсивным источником тепловыделения  $\alpha$ -распада ( $T_{1/2} = 68.9$  года, удельное тепловыделение – 830 Вт/кг) и источником нейтронов спонтанного деления. Кроме того, продукты распада  $^{232}\text{U}$  являются интенсивными источниками жесткого  $\gamma$ -излучения. Ядерный заряд, изготовленный из урана с заметной долей  $^{232}\text{U}$ , потребует интенсивного теплоотвода и специальной дистанционной технологии обращения. Важно заметить также, что интенсивный  $\alpha$ -распад  $^{232}\text{U}$  может затруднить применение существующей технологии изотопного разделения для отделения изотопа  $^{232}\text{U}$ .

При радиохимической переработке ОЯТ накопленный плутоний может изыматься из топливного цикла мировой ЯЭ для утилизации в специальных установках, как это предусматривается в концепции GNEP, предложенной президентом США в начале XXI века [6.2].\*

Урановая фракция, состоящая из смеси практически всех значимых изотопов урана  $^{232-236,238}\text{U}$ , представляет собой уран невысокого обогащения по основным делящимся изотопам  $^{233,235}\text{U}$ . При несанкционированных попытках обогатить его до высокого уровня и получить материал, пригодный для создания ядерного взрывного устройства, возникнут большие трудности.

### **6.1. Физико-химические особенности многоизотопной смеси урана ( $^{232-236,238}\text{U}$ ), важные для осуществления процесса обогащения**

Как известно, для создания даже примитивного ядерного взрывного устройства необходимо иметь высокообогащенный уран (согласно документам МАГАТЭ [6.3] для этих целей не подходит уран с обогащением ниже 20% по  $^{235}\text{U}$ ). Поэтому рассматриваемый здесь многоизотопный уран для переключения необходимо будет подвергнуть процессу обогащения. Если иметь в виду применение для обогащения наиболее распространенной в наше время центрифуж-

---

\* В связи с этим заметим, что для эффективной утилизации накопленного плутония, по нашему мнению, лучше всего подошли бы быстрые реакторы с (Pu-Th)-топливом, в которых при сжигании плутония мог бы нарабатываться  $^{233}\text{U}$  для подпитки тепловых энергетических реакторов.

ной технологии, то задача обогащения такого урана будет представлять большую сложность по нескольким причинам.

Во-первых, как уже отмечалось ранее, основные делящиеся изотопы  $^{233,235}\text{U}$  “окружены” по атомному весу с обеих сторон изотопами урана – поглотителями нейтронов и  $^{232}\text{U}$ . Для их выделения потребовалась бы сложная схема одного разделительного каскада или использование нескольких каскадов, работающих в единой схеме [6.4]. Эффективность работы разделительных каскадов будет невысока по простой причине: разница в молекулярных массах разделяемых изотопов гексафторида урана  $^{232-236,238}\text{UF}_6$  составляет  $\Delta M = 1$ , в то время как для разделения изотопов природного урана  $\Delta M = 3$ . А, как известно, масса циркулирующего газа и, следовательно, количество центрифуг в каскаде и величина работы разделения обратно пропорциональны квадрату коэффициента обогащения, который в свою очередь уменьшается с уменьшением  $\Delta M$  [6.5].

Во-вторых, присутствие высоко  $\alpha$ -активного изотопа  $^{232}\text{U}$  (даже в количестве долей процента), а также  $\alpha$ -активных изотопов  $^{233}\text{U}$  и  $^{234}\text{U}$  (строго говоря, все изотопы урана являются источниками  $\alpha$ -излучения) в составе обогащаемого урана обусловит инициирование в гексафториде урана сложных физико-химических процессов, способных нарушить соответствие между порядком в массах обогащаемых изотопов урана и порядком в массах молекул гексафторида. Причем эти нарушения будут практически непрерывно продолжаться пока смесь будет проходить по обогатительному каскаду (включая и подготовительный период).

В рассматриваемой смеси главная роль источника  $\alpha$ -излучения будет принадлежать изотопу  $^{232}\text{U}$ , который претерпевает  $\alpha$ -распад с периодом полураспада  $T_{1/2} = 68.9$  года, при этом испускаются  $\alpha$ -частицы со средней энергией  $E_\alpha = 5.3$  МэВ. При торможении такой  $\alpha$ -частицы в гексафториде урана радиационно-химический выход [6.6, 6.7] составляет в среднем 0.9 разрушенных молекул на потерю частицей энергии 100 эВ. Это означает, что при полном торможении в гексафториде урана одна  $\alpha$ -частица способна разрушить около 48 000 молекул  $\text{UF}_6$ . Вследствие этого в гексафториде появятся первичные продукты разрушения – низшие фториды ( $\text{UF}_3$ ,  $\text{UF}_4$ ,  $\text{UF}_5$ ) и свободный фтор. Эти первичные продукты будут сталкиваться, в основном, с молекулами гексафторида урана ( $\text{UF}_6$ ). По-

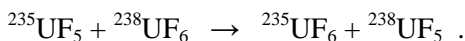
сколькo энергия отрыва атома фтора от молекулы  $UF_6$  невелика и составляет 1.97 эВ, а энергия присоединения атома фтора к первичным продуктам разрушения – низшим фторидам – много больше (табл. 6.1), то низшие фториды  $UF_3$  и  $UF_4$  быстро превратятся в пентафторид урана  $UF_5$  [6.8, 6.9].

Таблица. 6.1

Энергия отрыва атома фтора от молекулы фторидов урана [6.8]

Молекула фторида	$UF_4 \rightarrow UF_3 + F$	$UF_5 \rightarrow UF_4 + F$	$UF_6 \rightarrow UF_5 + F$
Энергия отрыва, эВ	6.56	5.38	1.97

Молекулы пентафторида также будут сталкиваться с молекулами гексафторида. При этих столкновениях будут протекать обменные реакции (с обменом фтором), например:



Можно видеть, что если до соударения молекула  $^{235}UF_5$  была существенно легче, чем молекула  $^{238}UF_6$ , то после соударения уже молекула  $^{238}UF_5$  станет существенно легче, а, значит, будет смещаться к оси ротора центрифуги как более легкая фракция. Это будет нарушать порядок в ряду масс изотопов урана по отношению к ряду масс фторидов урана.

Молекулы пентафторида урана (с различными изотопами урана), сталкиваясь между собой в средней области центрифуги, будут коагулировать во все более тяжелые образования и при этом смещаться к периферии ротора центрифуги, где станут выпадать на внутреннюю поверхность вращающегося ротора, а также и на внутренние поверхности коммуникаций каскада. Именно такого рода процесс и происходит при лазерном разделении изотопов урана методом MLIS (разделение изотопов урана при лазерном облучении гексафторида урана [6.10-6.15]). При этом важно отметить, что в этом методе разделения последующие обменные реакции между  $UF_6$  из газовой фазы с твердым пентафторидом  $UF_5$  (с обменом фтором между ними) приводят к заметному снижению эффективности метода MLIS. Аналогичный процесс будет иметь место и в рассматриваемом нами случае. Следует также отметить, что в ус-

ловиях ионизации, порожденной движущимися  $\alpha$ -частицами, скорость обменных реакций заметно возрастает [6.13].

## **6.2. О применимости метода “несущего газа” для очистки многоизотопного урана $^{232-236,238}\text{U}$ от $\alpha$ -активного изотопа $^{232}\text{U}$ в обогатительном каскаде**

В последнее десятилетие в РНЦ “Курчатовский институт” разработан метод ослабления влияния радиолиза гексафторида урана под действием  $\alpha$ -частиц распада на процесс обогащения [6.16-6.19]. Этот метод заключается в том, что к гексафториду урана добавляется “несущий” инертный газ – фреон, который позволяет в процессе обогащения выводить эту  $\alpha$ -активную компоненту. Как обратили внимание сами разработчики метода, “применение “несущего” газа может быть полезным в случаях обогащения радиоактивных газообразных смесей для уменьшения степени радиолиза за счёт разбавления инертной средой” [6.17].

Поскольку источником  $\alpha$ -частиц, вызывающих радиолиз гексафторида, является лёгкая компонента смеси (главным образом  $^{232}\text{UF}_6$ ), то молекулярный вес разбавителя – “несущего” газа – фреона выбирают так, чтобы он совпадал с молекулярным весом этой лёгкой компоненты (например,  $\text{C}_8\text{H}_3\text{F}_{13}$ ) [6.17]. Таким образом, эта радиоактивная компонента  $^{232}\text{UF}_6$  в процессе обогащения будет как бы погружена в массу “несущего” газа.

Пределы разбавления гексафторида урана “несущим” инертным газом могут быть определены из следующего простого обстоятельства. Любое добавление “несущего” газа увеличивает работу разделения для получения продукта (обогащенного урана). Поэтому при большом разбавлении размеры каскада и работа разделения могут настолько возрасти, что станет просто бессмысленно ее осуществлять, так как для этих целей проще и дешевле будет обогатить природный уран.

Помимо этого ограничения, следует учитывать еще один процесс, который может приводить к разрушению молекул “несущего” газа (а также и гексафторида урана) и вызывать дезорганизацию процесса обогащения. В работе [6.20] было обращено внимание на сильное сродство электронов к молекулам фреонов, которое выражается в большой вероятности прилипания электрона к молекуле фреона при столкновении. Причем это сродство оказалось настоль-

ко сильным, что величина энергии сродства электрона превосходит энергию диссоциации молекулы фреона, и прилипание даже медленного электрона приводит к взрыву молекулы фреона. Отмечается, что эти сечения прилипания столь велики, что соизмеримы с газокинетическими сечениями [6.21,6.22]. В работе [6.20] указывается, «что возможны различные способы создания электронов, отрицательных ионов в различных видах разрядов, ... в лазерных разрядах, ... **от сильноионизирующих излучений**, ...[6.23]». В нашем случае это  $\alpha$ -излучение изотопов урана.

В некоторых случаях электрон может быть «выдран» молекулой фреона из отрицательного иона и энергии все равно хватит на диссоциацию из-за малой энергии связи большинства отрицательных ионов. Именно поэтому можно предположить, что создание большого количества электронов и отрицательных ионов может приводить к разрушению молекул фреона.

Что касается разрушения молекул гексафторида урана, то объяснение этому процессу представляется весьма простым. Дело в том, что энергия сродства молекул  $UF_6$  к электрону (прилипание электрона к молекуле) составляет 5 эВ [6.24]. При прилипании электрона эта энергия реализуется в виде возбуждения молекулы гексафторида. А энергия, необходимая для отрыва атома F от молекулы, составляет всего 1.97 эВ, т.е. существенно меньшую величину (табл. 6.1). Поэтому механизм разрушения молекул гексафторида урана через электронную компоненту может реализовываться с заметной вероятностью.

Как уже отмечалось, в нашем случае источником  $\alpha$ -излучения в гексафториде урана являются изотопы  $^{232,233,234}U$  и  $\alpha$ -активные нуклиды цепочек их распада. Доминирующая роль при этом будет принадлежать изотопу  $^{232}U$  и его цепочке распада. Частицы  $\alpha$ -распада будут ионизировать обогащаемую смесь гексафторида в центрифуге, т.е. будут служить непрерывным источником появления свободных электронов в газовой смеси. Еще в 1958 году в докладе учёных США на II Женевской конференции по мирному использованию атомной энергии в мирных целях [6.6] были представлены экспериментальные данные по воздействию  $\alpha$ -излучения на гексафторид урана, находящийся в газовой фазе. Однако экспериментальных данных о разрушении возбужденных молекул гексафторида урана, которые образовывались в результате рекомби-

нации электронов с ионами  $UF_6^+$ , не было целенаправленно получено.

Конечно, реальная картина радиолиза газовой смеси будет более сложной, так как будут протекать ионно-молекулярные реакции, будут появляться осколки молекул фреона с разорванными углеродными связями, а также рекомбинированные фрагменты молекул низших фторидов с осколками молекул и с фреоном.

Поскольку в настоящее время, по сведениям авторов, количественных оценок этих процессов в условиях работающей центрифуги не имеется, то, можно полагать, что это будет предметом дальнейших исследований.

В заключение нельзя не отметить, что даже само присутствие  $^{232}U$  и продуктов его радиоактивного распада в каскаде приведет к повышенной  $\gamma$ -активности всего оборудования.

Проблема защищенности делящихся материалов рассмотрена также в публикации [6.25].

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ К ГЛАВЕ 6

6.1. Kang J., Von Hippel F.N. U-232 and Proliferation Resistance of U-233 in Spent Fuel // Science and Global Security. 2001. Vol. 9. P. 1 – 32.

6.2. Соколова И.Д. Программа «Глобальное ядерно-энергетическое партнерство» (GNEP) // Атомная техника за рубежом. 2008. № 3. С. 3 – 13.

6.3. De Volpi A. Denaturing Fissile Materials // Progress in Nuclear Energy. 1982. Vol. 10. № 2. P. 161 – 220.

6.4. Sosnin L.Yu., Chel'tsov A.N., Prusakov V.N., Utrobin D.V. Influence of an extraneous component on the process of U<sub>232</sub> centrifugal extraction from spent fuel // IX All-Russia (International) Scientific Conference “Physical and Chemical Processes on Selection of Atoms and Molecules”. Zvenigorod, Russia, October 4–8, 2004. P. 78.

6.5. Сулаберидзе Г.А., Палкин В.А., Борисевич В.Д. и др. Теория разделения изотопов в каскадах. Учебное пособие. М.: Изд-во МИФИ, 2007.

6.6. Bernhardt H.A., Davis Jr. W., Shiflett C.H. Radiation Effects of Alpha Particles on Uranium Hexafluoride // International Conference on Peaceful Uses of Atomic Energy. Geneva, Switzerland, 1958. Report P/522.

6.7. Кикоин И.К., Дмитриевский В.А., Григорьев И.С. и др. Стеновый реактор с газообразным делящимся веществом  $UF_6$  // Вторая Международная конференция по мирному использованию атомной энергии. Женева, Швейцария, 1958. Доклады советских ученых “Ядерные реакторы и ядерная энергетика”. Изд-во гл. упр. по использованию атомной энергии при СМ СССР, М.: 1959, С. 232 – 242.

6.8. Кондратьев Н. Энергии разрыва связей. Потенциалы ионизации и сродство к электрону. М.: Наука, 1974.

6.9. Зуев В.А., Орехов В.Т. Гексафториды актиноидов. М.: Энергоатомиздат, 1991.

6.10. Onoe J., Kuga Y., Isomura S., Takeuchi K. Isotope Exchange Reaction between U-235 Enriched Uranium Pentafluoride Particles and Natural Uranium Hexafluoride Gas // Journal of Nuclear Science and Technology. 1991. Vol. 28. № 8. P. 777 – 779.

6.11. Yato Y., Suto O., Funasaka H. Uranium Isotope Exchange between Uranium Hexafluoride and Uranium Pentafluoride // Journal of Nuclear Science and Technology. 1995. Vol. 32. № 5. P. 430 – 438.

6.12. Yato Y. Uranium Isotope Exchange between Gaseous  $UF_6$  and Solid  $UF_5$  // Journal of Nuclear Science and Technology. 1996. Vol. 33. № 10. P. 758 – 766.

6.13. Kuga Y., Isomura S., Takeuchi K., Okuyama K. Growth enhancement of  $UF_5$  nano-particles assisted by  $\alpha$ -ray ionization // Applied Physics. 1996. Vol. 62. P. 373 – 379.

6.14. Takeuchi K., Kuga Y., Seto T., Okuyama K.  $UF_5$  nanoparticle growth following laser-photolysis of gaseous  $UF_6$  // Journal of Aerosol Science. 1997. Vol. 28. Supplement 1. P. S343 – S344.

6.15. Hojo M., Kanazava N., Kawashima H., Katayama Y., Kimura Y., Urushigava Y., Yato Y. Determination of Nonlinear Parameters Included in Rate Equations by Taylor’s Differential Correction Method Intermolecular Transfer of a Fluorine Atom from  $UF_6$  to  $UF_5$  // Journal of Nuclear Science and Technology. 2005. Vol. 42. № 3. P. 328 – 332.

6.16. Suvorov I.A., Tcheltsov A.N., Sosnin L.Yu., Sazikin A.A., Rudnev A.I. Centrifugal extraction of highly enriched tin isotopes and increase of specific activity of the radionuclide  $^{119m}Sn$  on the gas centrifuge cascade // Nuclear Instruments and Methods in Physics Research. 2002. № A480. P. 22 – 37.

6.17. Соснин Л.Ю., Чельцов А.Н., Прусаков В.Н., Утробин Д.В. Влияние постороннего компонента на процесс центрифужного выделения  $^{232}\text{U}$  при переработке отработанного ядерного топлива // IX Всероссийская (Международная) научная конференция “Физико-химические процессы при селекции атомов и молекул”. Звенигород, Россия, 4-8 октября, 2004. С. 86 – 91.

6.18. Утробин Д.В., Прусаков В.Н., Соснин Л.Ю., Чельцов А.Н. Поиск соединения с молярной массой 346 для процесса изотопной коррекции регенерированного урана // IX Всероссийская (Международная) научная конференция “Физико-химические процессы при селекции атомов и молекул”. Звенигород, Россия, 4-8 октября, 2004. С. 92 – 95.

6.19. Прусаков В.Н., Сазыкин А.А., Соснин Л.Ю. и др. Коррекция изотопного состава регенерированного урана по  $^{232}\text{U}$  центробежным методом с введением газа-носителя // Атомная энергия. Сентябрь 2008, Т. 105, № 3, С. 150 – 156.

6.20. Аскарьян Г.А., Батанов Г.М., Бархударов А.Э. и др. Прилипание электронов взрывает молекулы фреона. Новые возможности очистки атмосферы от фреонов // Письма в ЖЭТФ. 1992. Т. 55, № 9. С. 500 – 504.

6.21. McCorke D.L., Cristodolides A.A., Chhstophorou L.G., Szamreay J. Electron A-attachment to chlorofluoromethanes using electron-swarm method // Journal of Chemical Physics. 1980. Vol. 72. № 7. P. 40 – 49.

6.22. Chhstophorou L.G. (Ed). Electron-Molecule Interaction and Their Applications. Orlando: Academic Press, 1984. Vols. 1 and 2.

6.23. Аскарьян Г.А., Рабинович М.С., Савченко М.М., Степанов В.К.. Быстрое перекрытие СВЧ излучения ореолом ионизации световой искры в луче лазера // Письма в ЖЭТФ. 1966. Т. 3. № 12. С. 465 – 468.

6.24. Физические величины. Справочник . Под ред. И.С. Григорьева и Е.З. Мейлихова. М.: Энергоатомиздат, 1991.

6.25. Шмелев А.Н., Крючков Э.Ф., Куликов Г.Г., Куликов Е.Г. Потенциальная роль гибридных “СИНТЕЗ-ДЕЛЕНИЕ” наработчиков топлива в замкнутом (U-Pu)-топливном цикле с вовлечением тория // Ядерная физика и инжиниринг. Декабрь 2013. Т. 4. № 12. С. 1–12.

## **Глава 7. О КОНЦЕПЦИИ МЕЖДУНАРОДНЫХ ЯДЕРНО-ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ ЦЕНТРОВ ПО УТИЛИЗАЦИИ ПЛУТОНИЯ И РОЛИ ГТР СИНТЕЗ-ДЕЛЕНИЕ**

Как уже отмечалось ранее, мировая ядерная энергетика к настоящему времени уже накопила (и продолжает накапливать) большое количество облученного топлива, в котором содержится довольно много плутония (его накоплено уже более тысячи тонн). Этот плутоний, его дальнейшая судьба вызывают беспокойство по разным причинам, среди которых важное место занимает проблема нераспространения. Для того чтобы уменьшить опасность неконтролируемого распространения плутония, предложена концепция его сжигания под международным контролем [7.1, 7.2]. По существу, при этом речь идет об интернационализации топливного цикла для глобальной ядерной энергетической системы.

В настоящей главе обсуждаются сильные и слабые стороны концепции международных ядерно-технологических центров, в которых предполагается под международным контролем осуществлять переработку облученного топлива и сжигание избыточного плутония в быстрых реакторах.

Рассматриваются варианты этой концепции, обеспечивающие развитие ядерной энергетики при переходе от топливного цикла с подпиткой природным ураном к полностью замкнутому циклу на основе искусственных делящихся материалов. Предлагается наделять эти центры двумя новыми функциями:

- 1) наработка высококачественного ядерного топлива;
- 2) формирование состава топлива с защитными свойствами от неконтролируемого распространения с сохранением экспортного потенциала за ядерной энерготехнологией. Для этого в центрах предлагается использовать гибридные реакторы синтез-деление.

## **7.1. Концепция международных ядерно-технологических центров по утилизации плутония и по формированию многоизотопного уранового топлива. Глобальное ядерное партнерство GNEP**

Насколько известно авторам, эта концепция была разработана в Лос-Аламосской Лаборатории США [7.1, 7.2], выдвинута Президентом США и имеет аббревиатуру GNEP – Global Nuclear Energy Partnership (Глобальное ядерно-энергетическое партнёрство). В рамках этого подхода предполагается организация на планете нескольких крупных ядерно-технологических центров под международным контролем, куда будет доставляться облученное урановое топливо, выгруженное с атомных электростанций. В этих центрах облученное топливо должно перерабатываться и из него будет выделяться плутоний. Ключевым элементом этой концепции (наряду с переработкой и выделением плутония под международным контролем) является то, что выделенный плутоний будет сжигаться на площадках этих же центров и не будет распространяться по планете. Не исключается однократное рециклирование плутония при условии его неразделения от урана и обеспечения защищенности на уровне не ниже “Spent Fuel Standard” [7.3], например, при использовании термо-механической технологии DUPIC-процесса регенерации облученного топлива [7.4].

Атомные электростанции по всему миру в основном будут использовать только добываемый природный уран, а также регенерированный уран, извлеченный из облученного топлива в этих центрах. Предполагается, что так будет продолжаться до начала исчерпания запасов дешевого урана (в последней четверти XXI-го века или несколько позже), после чего потребуются переход на бридеры, используя сохраненное минимально необходимое количество плутония при обеспечении режима нераспространения. По какому сценарию будет происходить переход к замкнутому топливному циклу, не было детализировано, возможно, по простой причине – неразумно детализировать такую отдаленную перспективу.

Нельзя не упомянуть также, что на Саммите Тысячелетия Генеральной Ассамблеи ООН в 2000 году Президентом России были предложены базовые принципы, на которых может быть развита

крупномасштабная ядерная энергетика нашей планеты и её топливный цикл с сохранением режима нераспространения.

Таким образом, в рамках инициативы GNEP топливный цикл (в интернационализированном виде) можно охарактеризовать как замкнутый топливный цикл с подпиткой природным ураном: АЭС, разбросанные по всему миру, питаются ураном, а избыточный плутоний практически полностью сжигается (возможно, в многоцикловом режиме) в специальных сжигателях, размещенных на территории международных центров, что и позволит обеспечить режим нераспространения\*. В самых общих чертах идеология концепции GNEP представлена на рис. 7.1.

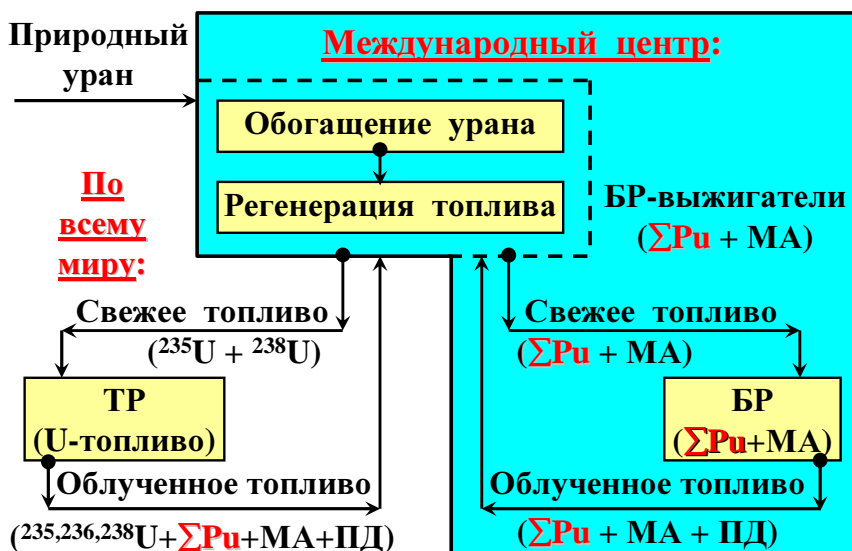


Рис. 7.1. Схема концепции глобального ядерного энергетического партнерства (GNEP, США)

\* Заметим, что не исключается также использование плутония в реакторах-батарейках, в которых не предусмотрено оборудование для операций с перегрузкой топлива.

Можно заметить, что эта концепция интернационализации топливного цикла глобальной ядерной энергетической системы имеет три неблагоприятных особенности.

**Первая особенность** связана с тем, что, как и всякая концепция топливного цикла, эта концепция, будучи ориентирована на использование дешевых урановых ресурсов, должна содержать в себе возможность трансформации в новую концепцию топливного цикла, когда дешевый уран будет исчерпан. То есть она должна обеспечить возможность перехода всей ядерной энергетической системы на искусственное топливо (на базе того же плутония, как это подразумевается в этой концепции).

Таким образом, международные центры, будучи задуманы для обращения с облученным топливом и сжигания только избыточного плутония (централизованно и под международным контролем), должны будут вобрать в себя либо весь плутониевый топливный цикл и все АЭС со сжигаемым плутонием, либо придется использовать такую технологию обращения с плутонием, которая обеспечила бы приемлемый уровень его защищенности от неконтролируемого распространения и позволила бы использовать его за пределами международных центров. Тогда вполне правомерным представляется вопрос о том, почему бы не ориентироваться на это с самого начала? В этом состоит “внутренняя” противоречивость предложенной концепции.

**Вторая, “внешняя” особенность** связана с возможным массивным воздействием предлагаемых международных ядерно-технологических центров на экологическую обстановку регионов, в которых эти центры могут быть расположены. Отметим здесь только одно воздействие – а именно тепловое загрязнение, связанное со сжиганием плутония на территории этих центров. Ведь, как известно, на одну тонну урана, сожженного в урановых легководных реакторах, накапливается около трети тонны плутония. Его сжигание, по существу, будет означать, что около 30% атомных мощностей придется сосредоточить в таких центрах, либо несколько меньше, если допускается однократное использование MOX топлива в рамках DUPIC-процесса промежуточной регенерации топлива [7.4]. Это будет беспрецедентная концентрация энергетических мощностей даже для существующего масштаба ядерной энергетики [7.5].

**Третья особенность** связана с тем, что уже в настоящее время и на ближайшие десятилетия XXI-го века в условиях использования центрифужной технологии для обогащения природного урана (и её расплозания по миру, что уже является непреложным фактом) слабообогащенный уран для подпитки АЭС уже стал чуть ли не самым привлекательным материалом для превращения его в высокообогащенный (оружейный) уран. Этот вопрос был проанализирован в исследовании НИЦ “Курчатовский институт” [7.6, 7.7]. Поэтому слабообогащенный уран в составе свежего топлива для АЭС должен быть надежно защищен.

Отмечая, что эти особенности носят едва ли не принципиальный характер, и признавая важным фактор интернационализации топливного цикла будущей ядерной энергетики, целесообразно рассмотреть иные варианты концепции интернационализации топливного цикла, в которых были бы исключены указанные неблагоприятные особенности.

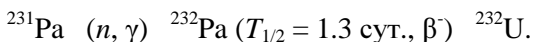
Поэтому является важной инициатива России на Саммите Тысячелетия, касающаяся основных принципов построения международного ядерного топливного цикла. Ядерный топливный цикл должен быть построен так, чтобы было исключено использование материалов оружейного класса. Должны быть исключены операции и оборудование, обеспечивающие разделение урана и плутония при переработке облученного топлива. Использование технологии обогащения урана должно быть централизовано и осуществляться под международным контролем.

Уместно заметить, что первый шаг в этом направлении уже сделан. Россия предложила для этой цели использовать Ангарский электролизно-химический комбинат в качестве базового предприятия такого международного центра для предоставления услуг по обогащению урана и создания международного банка ядерного топлива. Однако низкообогащенный уран, будучи привлекательным материалом, сам нуждается в придании ему свойства самозащищённости от несанкционированных попыток его дообогащения до оружейного уровня.

Такая возможность (придание низкообогащённому урану свойство самозащищённости от дообогащения), хотя и кажется на первый взгляд трудновыполнимой, но может обрести реальную возможность, если использовать потенциал технологии ГТР синтез-

деление. Ведь как было показано ранее, в Th-бланкете ГТР синтез-деление будет происходить наработка, главным образом, ( $^{231}\text{Pa}$ - $^{232}\text{U}$ - $^{233}\text{U}$ )-топлива, т.е. по существу, уранового топлива.

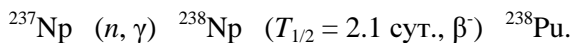
Теперь рассмотрим физические предпосылки повышения защищенности топлива при введении в него  $^{231}\text{Pa}$  и  $^{237}\text{Np}$ . Наличие в составе топливной композиции  $^{231}\text{Pa}$  способствует интенсивной наработке  $^{232}\text{U}$  при облучении топлива в реакторе:



Как известно [7.8], нуклид  $^{232}\text{U}$  рассматривается как денатурирующий для уранового топлива. Данный изотоп урана является мощным источником нейтронов спонтанного деления (1300 н/с·кг [7.8, 7.9]); кроме того, испускаемые им  $\alpha$ -частицы способны генерировать нейтроны в ( $\alpha, n$ )-реакциях на ядрах легких элементов, которые всегда присутствуют в делящемся материале в виде примесей. Как известно [7.10], энергетический выход ядерного взрывного устройства (ЯВУ) с таким материалом может быть существенно понижен в силу преждевременного запуска цепной реакции деления (режим предетонации). Кроме того, изотоп  $^{232}\text{U}$  является мощным источником тепла  $\alpha$ -распада (830 Вт/кг [7.11] с последующим ростом в процессе выдержки, что может привести к перегреву компонент ЯВУ.

Что же касается вопроса о том, представляет ли сам нуклид  $^{231}\text{Pa}$  опасность с точки зрения его потенциального использования в ЯВУ, то можно отметить следующее. Критическая масса  $^{231}\text{Pa}$  составляет 750 кг [7.12], что примерно соответствует критической массе урана, обогащенного до 20% по  $^{235}\text{U}$  (который согласно рекомендациям МАГАТЭ является материалом непрямого использования [7.13]), т.е. с точки зрения неконтролируемого распространения протактиний не представляет серьезной опасности.

Введение в состав топливной композиции  $^{237}\text{Np}$  способствует интенсивной наработке  $^{238}\text{Pu}$  при облучении топлива в реакторе:



Нуклид  $^{238}\text{Pu}$  рассматривается в качестве денатурирующего для плутония [7.9, 7.14]. Аналогично  $^{232}\text{U}$ , изотоп  $^{238}\text{Pu}$  является мощ-

ным источником тепла  $\alpha$ -распада (570 Вт/кг), что может привести к перегреву компонент ЯВУ. Ниже будет показано, что введение даже небольшого количества  $^{237}\text{Np}$  в состав топливной композиции (на уровне нескольких процентов) позволяет существенно повысить защищенность плутония, доля  $^{238}\text{Pu}$  в котором может составить 40÷80%.

Важно отметить, что критическая масса металлического  $^{237}\text{Np}$  составляет около 57 кг [7.11, 7.12], что приблизительно соответствует критической массе высокообогащенного урана. Он также характеризуется рекордно низкой интенсивностью генерации нейтронов спонтанного деления. Поэтому наличие в топливе нептуния, который может быть выделен с помощью химических методов, в принципе нежелательно. Однако его невысокое содержание представляется приемлемым, так как его введение позволяет обеспечить защищенность плутониевой фракции.

## **7.2. О формировании многоизотопного состава топлива на основе совместного использования регенерата урана и смеси ( $^{231}\text{Pa} + ^{232,233,234}\text{U}$ ), накопленной в гибридном реакторе синтез-деление с Th-бланкетом**

Как уже отмечалось в главе 1, при замыкании топливного цикла в топливо будет поступать регенерированный уран. Если накапливаемый в Th-бланкете ГТР уран, содержащий смесь изотопов  $^{232,233,234}\text{U}$ , добавлять к регенерату урана, состоящему из двух компонентов: ( $^{232,233,234}\text{U} + ^{235,236,238}\text{U}$ ), первый из которых минорный (малая доля), а второй – основной, то будет пополняться минорный компонент регенерата. Это пополнение сделает его не только сопоставимым по делящимся нуклидам со вторым компонентом –  $^{235,236,238}\text{U}$ , но он может стать даже доминирующим и тогда «центр тяжести» топливного цикла сместится к делящемуся  $^{233}\text{U}$ .

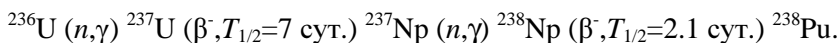
Поскольку при таком добавлении в составе регенерата будет восполняться главным образом делящийся изотоп  $^{233}\text{U}$ , то отпадает необходимость в использовании обогатительной технологии для обогащения регенерированного урана. Это можно рассматривать как один из важных факторов, характеризующих защищенность рассматриваемого топливного цикла с вовлечением тория.

Таким образом, урановая фракция топлива будет представлять собой смесь всех практически значимых изотопов урана –  $^{232}\text{U}$ ,  $^{233}\text{U}$ ,  $^{234}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$ ,  $^{236}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$ . При этом, как уже упоминалось, важно учитывать следующие обстоятельства.

Во-первых, в этой смеси изотопов хорошо делящиеся изотопы  $^{233}\text{U}$  и  $^{235}\text{U}$  оказываются по атомному весу «в окружении» с обеих сторон изотопами урана – поглотителями нейтронов и  $^{232}\text{U}$ .

Во-вторых, если при изготовлении топлива к этой смеси изотопов урана добавлять  $^{231}\text{Pa}$ , то накопление плутония будет понижаться.

В-третьих, благодаря присутствию в составе урана изотопа  $^{236}\text{U}$ , будет протекать цепочка реакций с накоплением изотопа  $^{238}\text{Pu}$ , который рассматривается в качестве “денатурирующего” для  $^{239}\text{Pu}$  [7.9]:



Поэтому накапливающийся плутоний, помимо изотопа  $^{240}\text{Pu}$ , который обычно сопутствует накоплению  $^{239}\text{Pu}$  в энергетических реакторах, будет дополнительно содержать изотоп  $^{238}\text{Pu}$ .

Таким образом, рассматриваемый замкнутый топливный цикл с совместным использованием всего потенциала регенерированного урана и тория:

- будет иметь, практически, неисчерпаемую ториевую топливную базу;
- не будет связан с необходимостью использовать технологию разделения изотопов при изготовлении ядерного топлива;
- накопленный в ториевых бланкетах ГТР синтез-деление уран для подпитки топлива реакторов деления, хотя и будет содержать  $^{233}\text{U}$  в качестве главной компоненты (в некотором смысле, используя известную аналогию, его можно рассматривать как высокообогащенный уран), однако накопленный в ториевых бланкетах ГТР уран будет иметь беспрецедентно высокую долю “денатурирующего” изотопа  $^{232}\text{U}$  (на уровне долей процента или даже нескольких процентов!), что обуславливает существование защитного барьера от попыток несанкционированного дообогащения до оружейного уровня [7.8, 7.9].

### 7.3. Схема замкнутого топливного цикла с совместным использованием ТР, БР и ГТР синтез-деление с Th-бланкетом

Схема циркуляции топливных потоков в замкнутом цикле с подпиткой регенерированным ураном и торием, с подключением ГТР синтез-деление с Th-бланкетом приведена на рис. 7.2.

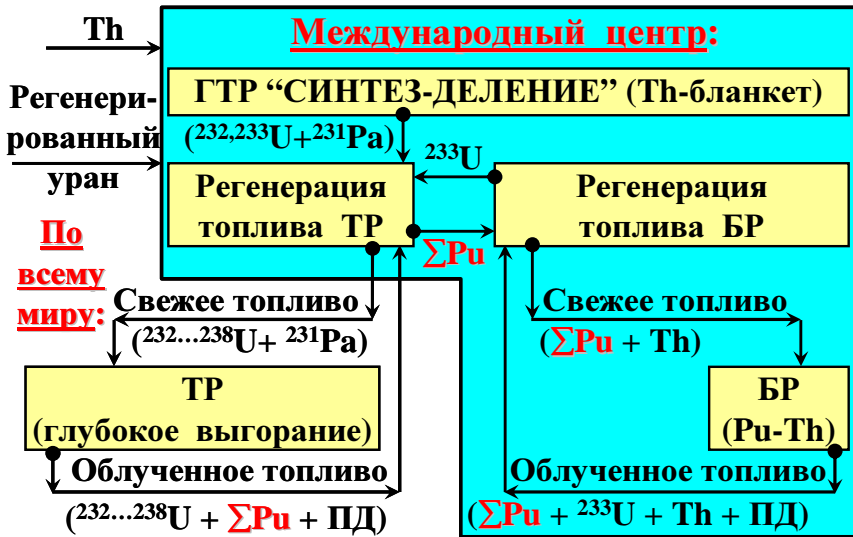


Рис. 7.2. Схема замкнутого топливного цикла с совместным использованием регенерированного урана и тория

Эта схема в основе своей содержит базовые положения, заложенные в концепцию GNEP в том отношении, что функция быстрых реакторов – сжигать плутоний в международных центрах, а в тепловых реакторах используется урановое топливо.

В рассматриваемой нами схеме (назовем её как усовершенствованный вариант концепции GNEP) быстрые реакторы – это сжига-

тели плутония в международных центрах, которые будут использовать (Pu-Th)-топливо. По существу, в этой схеме БР – это конвертеры, которые, сжигая плутоний, будут его конвертировать в уран-233. При этом естественным стремлением при конструировании их будет стремление добиваться слабого изменения реактивности в процессе выгорания в активной зоне БР, чтобы обеспечивать глубокое выгорание (Pu-Th)-топлива и повышенную безопасность.

Для тепловых реакторов, разбросанных по регионам мира, урановое топливо может формироваться в международных центрах из уранового компонента ( $^{232,233,234}\text{U}$ ), накапливаемого в Th-бланкетах ГТР синтез-деление, ( $^{233,234}\text{U}$ ) – из облученного топлива активных зон БР (и, возможно, из Th-экранов БР), а также ( $^{232,233,234,235,236,238}\text{U}$ ) – из уранового компонента переработанного ОЯТ самих ТР.

Таким образом, урановая подпитка ТР будет содержать полный ряд изотопов урана. Поскольку при формировании этой урановой смеси изотопов, компоненты из Th-бланкетов ГТР синтез-деление и из БР (размещенных в международных центрах) будут, по существу, представлять собой уран с высокой долей делящегося  $^{233}\text{U}$ , то всегда можно будет подобрать пропорции так, чтобы это урановое топливо имело достаточные начальные размножающие свойства для обеспечения глубокого выгорания в ТР. А для придания этому топливу стабилизированных размножающих свойств можно добавлять в него некоторое количество  $^{231}\text{Pa}$ , также накопленное в Th-бланкетах ГТР синтез-деление.

В заключение стоит отметить, что в ТР, разбросанных по всему миру, можно предусмотреть накопление некоторого количества трития для питания ГТР.

#### **7.4. Потенциальная системная роль гибридных синтез-деление (с Th-бланкетом) наработчиков топлива в крупномасштабной ЯЭ**

Если суммировать все, что было ранее сказано, и сделать это с “системной” точки зрения, т.е. с точки зрения, отвечающей на вопрос, какую роль могут сыграть гибридные синтез-деление наработчики ядерного топлива в системе ЯЭ, то нельзя не коснуться совокупности базовых принципов (требований), которым должна удовлетворять крупномасштабная ЯЭ [7.15-7.23]. При этом умест-

но заметить, что если речь идёт о базовых принципах, то они должны быть простыми и ясными по своей сути и одновременно должны ограничить круг рассматриваемых систем.

#### *7.4.1. Базовые принципы системы крупномасштабной ЯЭ*

К такого рода принципам можно отнести следующие:

- производство полезной энергии разнообразных видов;
- наличие долгосрочной (практически неограниченной) топливной базы или бридинг искусственного горючего;
- безопасное обращение с долгоживущими радиоактивными отходами;
- системная безопасность, в том числе меры по нераспространению ядерного оружия;
- доминирующая роль процесса деления тяжелых ядер при выработке энергии.

Приведенные принципы, удовлетворить всей совокупности которых одновременно, как оказалось, не так-то просто, требуют некоторых пояснений.

Во-первых, может показаться странным, что среди них не упоминается экономическая конкурентоспособность. Важность этого требования не подвергается сомнению, однако в долгосрочной перспективе оно не играет решающей роли. Более того, оно может сослужить плохую службу, если из рассмотрения будут исключены зарождающиеся перспективные технологии, которые могут войти в перечень, характеризующий потенциал всей ядерной энерготехнологии на долгосрочную перспективу (в первую очередь это относится к разрабатываемой технологии управляемого термоядерного синтеза и её возможным применениям, чему и посвящена настоящая монография).

**Производство полезной энергии.** На первый взгляд, это – тривиальное требование, которое кажется излишним. Однако нужно учитывать, что для функционирования инфраструктуры ядерной системы неизбежно потребуется расход энергии на собственные нужды. К ним можно отнести, например, трансмутацию долгоживущих радиоактивных отходов, изотопное разделение, генерацию избыточных нейтронов, поддержание термоядерной реакции син-

теза (если не будет реализован режим зажигания реакции синтеза), питание ускорителя в электроядерных установках. Такого рода расходы энергии не должны низвести на нет производство полезной энергии для потребителя.

**Наличие долгосрочной (практически неограниченной) топливной базы или бридинг искусственного ядерного горючего.** Ядерная энергетика, базирующаяся в основном на тепловых реакторах (с  $KB < 1$ ), может использовать только уран из богатых месторождений, которые, как предполагается, могут быть исчерпаны в пределах XXI века. Уже по одной этой причине такая энергетика не может рассматриваться в качестве долгосрочной крупномасштабной энерготехнологии (дешёвое масштабное извлечение урана из морской воды пока не представляется реальным).

Правда, ещё А. Вайнберг (известный американский физик, первым обративший внимание на необходимость разработки реакторов с внутренне присущей безопасностью, опирающуюся на природные свойства материалов и внутренние обратные связи), рассуждая о второй ядерной эре, обращал внимание на то, что при успешной разработке технологии извлечения урана из морской воды система с тепловыми реакторами могла бы обрести долгосрочную перспективу даже без бридинга искусственного ядерного горючего.

Однако замыкание топливного цикла и должного уровня бридинг искусственного горючего в промышленном масштабе уже продемонстрирован с использованием технологии быстрых реакторов. Это обстоятельство позволяет говорить о практически неограниченной топливной базе для крупномасштабной ядерной энерготехнологии на века, даже если при этом использовать только уран из богатых месторождений. Заметная часть этого урана уже добыта и находится как на складах в виде отвалного урана, так и в составе облученного топлива. А ведь ещё практически нетронутыми на нашей планете остаются запасы тория.

**Обезвреживание долгоживущих радиоактивных отходов.** Отличительной особенностью ядерной энерготехнологии, основанной на процессе деления тяжелых ядер, является сопутствующее образование радиоактивных продуктов в нейтронных реакциях и особенно долгоживущих радионуклидов. Большая и долговременная опасность радиоактивных отходов требует их надежной изоля-

ции от окружающей среды в течение сроков, которые выходят за рамки нескольких тысячелетий.

Любой технологический эксперимент, демонстрирующий осуществимость надежного захоронения, потребовал бы немислимо длительного времени и поэтому не представляется реальным. В настоящее время главным направлением является разработка технологии захоронения долгоживущих РАО в могильниках. Выбор площадок для их размещения – весьма непростое дело, сопряженное с противодействием психологического характера. К сожалению, у людей сформировалось твёрдое убеждение, что ядерной энерготехнологии обязательно сопутствуют могильники долгоживущих РАО.

Данный тезис можно принять только в том случае, если будут сформулированы принципиальные физические запреты на возможность обезвреживания РАО, особенно в долгосрочном плане. Если таких принципиальных физических запретов не существует, а вопрос “упирается” в разработку той или иной технологии, то вывод очевиден: “ядерные стратеги” недооценивают потенциал крупномасштабной ядерной энергетики.

В настоящее время специалисты-ядерщики, чтобы успокоить общественное мнение, занимаются тщательными расчётами величины радиотоксичности облученного топлива и радиоактивных отходов, а также выяснением того, в какой мере она сбалансирована с радиоактивностью извлечённого из недр урана [7.21]. Эта попытка сбалансировать радиоактивность, к сожалению, по меньшей мере выглядит неубедительной, несмотря на интенсивную пропагандистскую кампанию этой идеи [7.24, 7.25].

Поскольку обеспокоенность общественности носит во многом психологический характер, а временной масштаб для подтверждения надёжности захоронения РАО характеризуется сотнями тысяч и даже более лет, то любой количественный подход к доказательству надёжности могильников обречен на недоверие *a priori*.

Целесообразно рассмотреть другое решение этой проблемы – **отказ** от могильников высокоактивных долгоживущих радиоактивных отходов за счёт их глубокой трансмутации в короткоживущие или стабильные. Ключевой элемент в таком подходе – выяснение **принципиальной возможности и демонстрация** трансму-

тации основных долгоживущих радионуклидов, а не попытки доказать надёжность могильников.

**Системная безопасность, включая меры по нераспространению ядерного оружия.** Безопасность всех звеньев будущей ядерной энергетики, и в первую очередь, атомных энергоисточников должна быть приоритетной. Достигаться она должна главным образом за счёт внутренних свойств реактора, выбора материалов, использования благоприятных физических закономерностей и пассивных средств. Замкнутый топливный цикл крупномасштабной ядерной энергетики должен быть устойчив к различного рода попыткам переключения циркулирующих ядерных материалов на неэнергетические цели за пределами ядерной системы.

Принцип многоэшелонированной защиты от выхода радиоактивности в окружающую среду должен включать как организационные меры, так и иерархию мер защиты технического характера. Под организационными мерами понимается система международного контроля и гарантий (МАГАТЭ), физическая защита материалов и предприятий ядерного топливного цикла. Под иерархией мер защиты технического характера имеются в виду система используемых технологий обращения с ядерными материалами, затрудняющая возможное переключение, нуклидный состав материалов, обуславливающий создание различного рода радиационных барьеров, а также барьер изотопного денатурирования используемых делящихся материалов.

Одним из важных аспектов системной безопасности является принцип построения топливного цикла, который в крайних своих вариантах сводится к следующей альтернативе размещения предприятий по радиохимической переработке: централизованная переработка облучённого топлива под международным контролем в крупных региональных центрах или пристанционный цикл переработки облучённого топлива на площадке АЭС.

Каждый из этих вариантов имеет свои преимущества и недостатки, однако при определённых условиях вариант с централизованной переработкой облучённого топлива в крупных региональных центрах под международным контролем может оказаться предпочтительным.

Отдельные принципы и требования к структуре и построению будущей ЯЭ и её топливному циклу уже были предметом рассмотрения в прошлом веке [7.26].

Насколько известно авторам, впервые в концентрированном виде указанная совокупность базовых принципов была сформулирована в 1990–1991 гг. и обсуждена на ежегодных конференциях Американского ядерного общества в 1992 и 1993 гг. [7.15– 7.18]. Тогда роль крупномасштабной ядерной энергетической системы, удовлетворяющей всей совокупности указанных базовых принципов, отводилась системе на основе быстрых бридеров. Обсуждению структуры такой ядерной энергетической системы и набора возможных технологий для замкнутого топливного цикла были посвящены две международные конференции в Японии [7.18, 7.19].

#### ***7.4.2. О выработке стратегии развития системы ЯЭ России***

В конце 1990-х годов упомянутые принципы использовались при разработке варианта стратегии развития ядерной энергетики России на базе быстрых реакторов с тяжелым теплоносителем [7.20, 7.21] и были предложены для международного сотрудничества в рамках инициативы Президента РФ на Саммите Тысячелетия (сентябрь 2000 г.). Тем самым был дан новый импульс к объединению усилий международного сообщества в разработке крупномасштабной ядерной энерготехнологии нового этапа, отвечающей требованиям устойчивого развития человечества в XXI в. и на дальнейшую перспективу.

Рассматривается и “трёхкомпонентная” ядерная система, которая также может отвечать основным базовым принципам и которая включает быстрые реакторы с расширенным воспроизводством искусственного топлива, реакторы на тепловых нейтронах и реакторы-выжигатели (“мусорщики”) для управления и коррекции нуклидного состава топлива и продуктов деления в топливном цикле [7.22, 7.27].

Кроме того, уделяется внимание и многокомпонентным моделям ядерной энергетической системы с термоядерным источником нейтронов [7.23].

Ожидается, что суммарная электрическая мощность будущей мировой крупномасштабной ЯЭ может составить 3000-5000 ГВт-

эл., т.е. приблизительно на порядок больше, чем мировая ЯЭ конца XX в. Базируясь на замкнутом топливном цикле и бридинге искусственного топлива, она будет потреблять  $(5-8) \cdot 10^3$  т урана и/или тория ежегодно. Учитывая, что только дешёвого урана богатых месторождений насчитывается около  $10^7$  т, такая крупномасштабная ядерная энергетика будет обеспечена этим ураном на тысячелетия. Количество урана, который уже добыт и размещается на складах (в том числе в виде отвалного урана), а также урана в составе облученного топлива хватит на несколько столетий даже для крупномасштабной ядерной энергетике.

Таким образом, замыкание топливного цикла обуславливает беспрецедентное расширение топливной базы, но требует включения в технологическую цепочку обращения с топливными материалами операций, связанных с переработкой облученного топлива и повторным использованием недожженных и накопившихся нуклидов.

В России с середины 1970-х годов уже реализован в некотором смысле полузамкнутый топливный цикл. Это стало возможным после ввода в 1976 г. первого радиохимического завода по переработке облученного топлива РТ-1 на ПО МАЯК. Реализована следующая схема: облученное топливо из легководных реакторов ВВЭР-440 и облученное топливо транспортных реакторов перерабатывается на РТ-1, затем регенерированный уран в требуемой пропорции смешивается и готовится топливо для канальных уран-графитовых реакторов РБМК, где оно и используется. После этого облученное топливо, выгруженное из РБМК, отправляется на временное хранение (в пристанционные бассейны выдержки, а затем на Красноярский горно-химический комбинат). Предполагается, что с развитием технологии химической переработки, ее удешевлением станет экономически выгодно перерабатывать и это топливо, отделяя ценные компоненты и захоранивая компактные РАО.

Обсуждаются основные стадии технологии радиохимической переработки завода РТ-1, объявленная производительность которого составляет 400 т ОЯТ/год, что покрывает практически все потребности в переработке транспортных реакторов России и реакторов ВВЭР-440 (в последние два десятилетия завод использовался не на полную мощность). В настоящее время идет модернизация

этого завода для переработки облученных сборок, выгруженных из реакторов ВВЭР-1000.

Извлеченный плутоний и младшие актиниды отправляются на временное хранение до того момента, когда они будут использоваться в реакторах на быстрых нейтронах.

Наша страна располагает самыми большими в мире мощностями по обогащению урана, которые основываются на передовой технологии разделения центрифужным методом. Ангарский электрохимический комбинат объявлен Международным центром по предоставлению всем государствам гарантированных услуг по обогащению урана под контролем МАГАТЭ. Это – первый шаг к построению международной структуры ядерной энергетики, доступной для использования всеми государствами с соблюдением режима нераспространения ядерного оружия.

В России развита в полупромышленном масштабе технология “сухой” (неводной) пироэлектрохимической переработки облученного топлива высокой удельной активности, которая уже практически используется в ГНЦ НИИАР (г. Димитровград) для переработки облученного топлива с короткой выдержкой и ориентированной на переработку топлива быстрых реакторов. В настоящее время на Красноярском горно-химическом комбинате возводится «сухое» хранилище для длительного хранения облученного топлива (в том числе зарубежного).

#### ***7.4.3. О некоторых “узких” местах в формировании системы ЯЭ с замкнутым топливным циклом и потенциальная роль гибридных синтез-деление наработчиков топлива в системе ЯЭ***

Во многом переход на замкнутый топливный цикл связан с ограниченностью экономически доступной топливной базы и низкой эффективностью использования природного урана (тепловые реакторы с коэффициентом конверсии существенно меньшим единицы и малой глубиной выгорания в открытом топливном цикле). Это несоответствие второму базовому принципу и является одним из “узких” мест, препятствующих дальнейшему развитию ядерной энергетики большого масштаба.

Однако даже с переводом ЯЭ на замкнутый топливный цикл могут возникнуть другие “узкие” места, способные затормозить наращивание мощностей ЯЭ. Одно из них будет связано с нарастанием потоков свежего и облученного топлива, циркулирующих в глобальном ядерном топливном цикле. Особенно это проявится при распространении этой технологии производства энергии для стран третьего мира, остро нуждающихся в энергии для своего развития [7.22].

Здесь “узким” местом может оказаться малая глубина выгорания топлива прежде всего в тепловых реакторах, разбросанных по всему миру. Как хорошо известно, масштаб потоков свежего и облученного топлива напрямую зависит от глубины выгорания. Поэтому перевод тепловых реакторов на топливо со стабилизированными размножающими свойствами и глубоким (а, может быть и сверхглубоким) выгоранием станет одним из важнейших факторов повышения эффективности глобального топливного цикла. Как показало предыдущее обсуждение, роль гибридных синтез-деление наработчиков топлива с ториевым бланкетом может оказаться ключевой.

Другим “узким” местом может стать сама структура мощностей крупномасштабной ЯЭ с замкнутым топливным циклом. Это может произойти, если она будет в основе своей двухкомпонентной (ТР + БР) и на быстрых реакторах будет полностью лежать необходимость обеспечения тепловых реакторов топливом.

Это “узкое” место будет заключаться в том, что мощности БР должны будут доминировать в такой системе, что приведет к потере гибкости в производстве различных видов энергии (электричество, высокотемпературное тепло, низкотемпературное тепло, производство водорода, большая химия, транспорт, опреснение и др.). А кроме этого, при доминирующей доле быстрых реакторов окажется менее гибкой способность системы реагировать на переменный график нагрузки потребителя. С помощью относительно небольшой доли мощностей ГТР синтез-деление этот перекося можно было бы не только поправить, но и гибко подстроить под текущие задачи народного хозяйства и развития новых технологий.

Третьим “узким” местом может стать неспособность быстрых реакторов обеспечить тепловые реакторы урановым топливом при доминирующей доле тепловых реакторов в системе ЯЭ. В настоя-

щее время тепловые реакторы в основном используют урановое топливо низкого обогащения, что является важным элементом в проблеме нераспространения ядерного оружия. Подключение ГТР синтез-деление с ториевым бланкетом может не только сохранить это важное свойство системы ЯЭ на длительную перспективу, но и укрепить его при использовании многоизотопного уранового топлива в тепловых реакторах, разбросанных по всему миру.

Поэтому есть основания думать, что именно в перечисленном может оказаться главное преимущество введения гибридных наработчиков, а не в производстве энергии за счет интенсивного деления сырьевого и накапливаемых делящихся материалов в бланкете этих гибридных установок.

Что касается быстрых реакторов, то в рассматриваемой системе ЯЭ на основе совместного вовлечения регенерированного урана и тория в топливный цикл, им может быть отведена роль переработчиков плутония в уран-233 (а также сжигателей младших актинидов) для его последующего использования в тепловых реакторах с многоизотопным урановым топливом. Для этого в быстрых реакторах должно использоваться топливо на основе (Pu-Th)-смеси. Важно при этом заметить, что даже при небольшой доле ГТР синтез-деление в системе ЯЭ (~10-20%), требования к БР по темпу наработки урана-233 могут быть смягчены, а их доля в системе может соответствовать базовой части графика нагрузки.

Сейчас для улучшения воспроизводства в самой распространенной реакторной технологии – технологии легководных реакторов предложена и исследуется, по существу, её экстремальная концепция – реакторы с закритическими параметрами легководного теплоносителя. И это – ради повышения внутреннего воспроизводства (и одновременно, конечно, ради повышения КПД). В то же время, подключение ГТР синтез-деление открывает возможность, наряду с освоением уже накопленных запасов ОЯТ, после его переработки и выделения регенерированного урана, с включением  $^{231}\text{Pa}$  перейти на более жесткий спектр нейтронов. А это, в свою очередь, позволит перейти на стальные оболочки и глубокое выгорание топлива, и все это даже без настоящей необходимости форсированного перехода на экстремальные закритические параметры водного теплоносителя в реакторе (такое улучшенное топливо даст ГТР синтез-деление с Th-бланкетом).

Поэтому можно заключить, что подключение ГТР синтез-деление в систему ЯЭ открывает возможность улучшить нейтронно-физические параметры легководных реакторов путем изменения нуклидного состава топлива даже без форсирования теплофизических параметров теплоносителя (хотя такое форсирование в определенной мере может и не исключаться).

Отметим, что данная концепция международных ядерно-технологических центров по утилизации плутония обсуждается в работе [7.28].

## СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ К ГЛАВЕ 7

7.1. Krakowski R.A., Davidson J.W., Bathke C.G., Arthur E.D., Wagner R.L., JR. Nuclear Energy and Materials in the 21st Century // IAEA International Symposium on Nuclear Fuel Cycle and Reactor Strategies: Adjusting to New Realities. Vienna, June 1997, IAEA-SM-346/101.

7.2. Cunningham P.T., Arthur E.D., Wagner R.L., Jr., Hanson E.M. Strategies and Technologies for Nuclear Materials Stewardship // Proceedings of the International Conference on Future Nuclear Systems "GLOBAL'97". Yokohama, Japan, October 5-10, 1997. Vol. 1, P. 720 – 725.

7.3. Management and Disposition of Excess Weapons Plutonium / Committee on International Security and Arms Control National Academy of Sciences. Washington, D.C.: National Academy Press, 1994. P. 151.

7.4. Yang M.S., Kim B.O., Song K.W., et al. Characteristics of DUPIC fuel fabrication technology // Proceedings of the International Conference on Future Nuclear Systems "GLOBAL-97". Yokohama, Japan, October 5-10, 1997. P. 535 – 537.

7.5. Шмелев А.Н., Тихомиров Г.В., Куликов Г.Г. и др. О концепции международных ядерно-технологических центров по утилизации плутония // Известия вузов. 1998. № 4, С. 81 – 92.

7.6. Смирнов А.Ю., Апсэ В.А., Борисевич В.Д. и др. Введение регенерированного урана в состав топлива легководных реакторов как способ защиты от распространения // Известия вузов, Сер. Ядерная энергетика. 2011. № 4. С. 3 – 13.

7.7. Алексеев П.Н., Иванов Е.А., Невиница В.А., Пономарев-Степной Н.Н., Румянцев А.Н., Шмелев В.М. Повышение защищенности экспортных поставок топлива легководных реакторов при использовании регенерированного урана // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2007. № 3. вып. 2, С. 3 – 9.

7.8. Kang J., Von Hippel F.N. U-232 and Proliferation Resistance of U-233 in Spent Fuel // Science and Global Security. 2001. Vol. 9, P. 1 – 32.

7.9. De Volpi A. Denaturing Fissile Materials // Progress in Nuclear Energy. 1982. Vol. 10. № 2. P. 161 – 220.

7.10. Mark J.C. Explosive Properties of Reactor-Grade Plutonium // Science & Global Security. 1993. Vol. 4. P. 111 – 128.

7.11. Райли Д., Энслин Н., Смит Х. и Крайнер С. Пассивный неразрушающий анализ ядерных материалов М.: Бином, 2000.

7.12. Критическая масса: [Wikipedia, the free encyclopedia]. URL: [http://ru.wikipedia.org/wiki/Критическая\\_масса](http://ru.wikipedia.org/wiki/Критическая_масса).

7.13. The Structure and content of agreements between the Agency and States required in connection with the Treaty on the non-proliferation of nuclear weapons / INFCIRC/153 (Corrected). Vienna: IAEA, 2007.

7.14. Kessler G. Plutonium Denaturing by  $^{238}\text{Pu}$  // Nuclear Science and Engineering. 2007. Vol. 155, P. 53 – 73.

7.15. Fujii-e, Y., et al. A Self-Consistent Nuclear Energy Supply System // International Specialist's Meeting "Potential of Small Nuclear Reactors for Future Clean and Safe Energy Sources". Tokyo Institute of Technology, Japan, 1991.

7.16. Fujii-e Y., et al. An Approach to a Self-Consistent Nuclear Energy System // Transactions of American Nuclear Society, Winter Meeting. Chicago, USA, 1992. Vol. 66.

7.17. Fujii-e Y., et al. An Evaluation Function for a Self-Consistent Nuclear Energy System // Transactions of American Nuclear Society, Winter Meeting. San Francisco, USA, 1993. Vol. 69, P. 353.

7.18. Arie K., et al. A Core Concept for the Self-Consistent Nuclear Energy System based on the Promising Future Technology // International Symposium "Global Environment and Nuclear Energy System GENES-1". Susono, Japan, 1994.

7.19. Arie K., Suzuki M., Kawashima M. et al. Long-lived FPs burning based on the actinide recycle metal fuel core // Proceedings of the

Second International Symposium GENES-2. Tsuruga, Japan, Oct.29 – Nov.1, 1996. P. 665 – 672.

7.20. Орлов В.В., Леонов В.Н., Сила-Новицкий А.Г. и др. Атомная энергетика грядущего столетия и требования к ядерной технологии // Международный семинар «Быстрый реактор и топливный цикл естественной безопасности для крупномасштабной энергетики. Топливный баланс, Экономика, Безопасность, Отходы, Нераспространение». М., 2000.

7.21. Лопаткин А.В., Орлов В.В.. Топливный цикл быстрых реакторов нового поколения на принципах нераспространения ядерного оружия и радиационно-эквивалентного захоронения радиоактивных отходов. // Международный семинар «Быстрый реактор и топливный цикл естественной безопасности для крупномасштабной энергетики. Топливный баланс, Экономика, Безопасность, Отходы, Нераспространение». М., 2000.

7.22. Велихов Е.П., Гагаринский А.Ю., Субботин С.А., Цибульский В.Ф. Россия в мировой энергетике XXI века. М.: ИздАТ, 2006.

7.23. Shmelev A., Artisyuk V., Suzuki M., Saito M. and Fujii-e Y. Multi-component nuclear energy system: how to meet requirement of self-consistency // Proceedinds of the Second International Symposium GENES-2. Tsuruga, Japan, Oct.29 - Nov.1, 1996, P. 659 – 664.

7.24. Шмелев А.Н. О значимости принципа радиационной эквивалентности между добываемым ураном и захораниваемыми РАО // Известия вузов, Сер. Ядерная энергетика. 2000. № 3. С. 82 – 87.

7.25. Шмелев А.Н., Апсэ В.А. Значимость принципа радиационной эквивалентности // Атомная энергия. 2004. Т. 96. Вып. 1. С. 77–78.

7.26. Александров А.П. Атомная энергетика и научно-технический прогресс. М.: Наука, 1978.

7.27. Велихов Е.П., Гагаринский А.Ю., Субботин С.А., Цибульский В.Ф.. Эволюция энергетики в XXI веке. М.: ИздАТ, 2008.

7.28. Шмелев А.Н., Крючков Э.Ф., Куликов Г.Г., Куликов Е.Г. Потенциальная роль гибридных “СИНТЕЗ-ДЕЛЕНИЕ” наработчиков топлива в замкнутом (U-Pu)-топливном цикле с вовлечением тория // Ядерная физика и инжиниринг. Декабрь 2013. Т. 4. № 12. С. 1–12.

## ПОСЛЕСЛОВИЕ

По мнению авторов этой монографии “токамачное” сообщество только в последние годы обретает понимание того, что главное потенциальное достоинство ГТР состоит не только в больших килограммах нарабатываемого делящегося материала (хотя и это само по себе немаловажно). Быть может более важным является осознание того, что подключение технологии синтез-деление к топливному циклу ЯЭ принципиально может сделать структуру ядерной энергетической системы:

- более сбалансированной со структурой потребления энергии;
- легче адаптирующейся к возможным изменениям требований со стороны потребителя (народного хозяйства);
- более щадящей в отношении требований по топливоиспользованию энергетических реакторов;
- в большей мере ориентированной на изменение ситуации на международном рынке (повышение экспортного потенциала).

Обретение этих “системных” преимуществ оказывается возможным, главным образом, благодаря существенно меньшей “энергетической цене” генерации избыточного нейтрона\* в технологии термоядерного синтеза по сравнению с электроядерной технологией и даже по сравнению с технологией быстрых реакторов. Под “энергетической ценой” при этом понимается количество энергии, сопутствующей производству нейтронов за вычетом их расхода на собственные нужды (например, для (DT)-синтеза – это расходы на восполнение выгорающего трития).

---

\* Более подробно смотри, например:

1. Shmelev A., Artisyuk V., Suzuki M., Saito M., Fujii-e Y. A Possible Contribution of Various Neutron Sources (Fission, Spallation, Fusion) in Excess Neutron Generation for SCNES // Proceedings of the Eighth International Conference ICENES'96. Obninsk, Russia, 24-28 June 1996. P. 110 – 120.

2. Saito M., Shmelev A., Artisyuk V., Suzuki M., Korovin Yu., Fujii-e Y. Contribution of external neutron sources in excess neutron generation in SCNES // Proceedings of the Second International Symposium GENES-2. Tsuruga, Japan, 29 October - 1 November 1996. P. 697 – 706.

3. Artisyuk V., Shmelev A., Suzuki M., Saito M., Fujii-e Y. Potential of neutron excess generation by DD-fusion in SCNES. // Proceedings of the Second International Symposium GENES-2. Tsuruga, Japan, 29 October - 1 November 1996. P. 721 – 728.

Теперь коснемся вопроса о вовлечении тория в топливный цикл ЯЭ уже в обозримый период времени, когда еще предстоит вовлечь в топливный цикл большие запасы уранового топлива, которые скопились в составе облученного топлива.

Обычно против такого совмещения по освоению двух разных технологий топливных циклов выдвигается довод, связанный с большими затратами. Но в таком рассуждении не учитывается принципиальная возможность существенного увеличения глубины выгорания топлива энергетических реакторов на тепловых нейтронах (что было проиллюстрировано в настоящей монографии). А это практически напрямую позволило бы снизить масштабы топливных потоков между центрами регенерации топлива и энергетическими реакторами, разбросанными по всему миру. Сократилось бы и количество самих международных центров.

Как было показано выше, в этом случае естественным образом на длительную перспективу (даже при исчерпании запасов дешевого природного урана) топливом энергетических реакторов на тепловых нейтронах стал бы, по существу, “низкообогащенный” (по делющимся изотопам) уран, в котором основную роль делящегося изотопа играл бы уран-233.

Такой уран, содержащий практически весь ряд значимых урановых изотопов и использующийся как топливо, имел бы практически неограниченную топливную базу. Эта топливная база определяется ресурсом имеющегося на складах обедненного урана, урана в облученном топливе, урана богатых месторождений и пополняется наработкой урана-233 (с соседними изотопами), протактиния-231 в Th-бланкетах ГТР синтез-деление. Помимо этого нужно иметь в виду, что такое урановое топливо отличалось бы повышенным уровнем защищенности от попыток неконтролируемого распространения.

Нам представляется, что в отношении осознания этих потенциальных преимуществ, мы находимся еще в самом начале.