

И.А. Андриюшин, Ю.А. Юдин

РИСКИ РАСПРОСТРАНЕНИЯ И ПРОБЛЕМА ЭНЕРГЕТИЧЕСКОГО ПЛУТОНИЯ

Саров; Саранск
Типография «Красный Октябрь»
2007

УДК 621.039
ББК 31.4
А 66

И.А. Андрюшин

А-66 Риски распространения и проблема энергетического плутония / И.А. Андрюшин, Ю.А. Юдин. – Саров; Саранск: Тип. «Крас. Окт.», 2007. – 124 с.
ISBN 987-5-7493-1091-7

В книге рассмотрены вопросы, связанные с наработкой «гражданского» плутония в ядерных энергетических реакторах, и проведен анализ его характеристик, влияющих на угрозы ядерного распространения. Проведена независимая «инвентаризация» объемов наработки «гражданского» плутония по его типам, ядерным реакторам и государствам, и представлен новый подход к определению рисков ядерного распространения, связанных с различными типами энергетического плутония.

Книга рассчитана на специалистов, работающих в области нераспространения и безопасности, специалистов в области атомной энергетики и промышленности, а также студентов и преподавателей вузов.

ISBN 987-5-7493-1091-7

**УДК 621.039
ББК 31.4**

© Андрюшин И.А., Юдин Ю.А., 2007

© Аналитический центр по нераспространению, 2007

ПРЕДИСЛОВИЕ

В этой книге рассмотрены вопросы, связанные с наработкой «гражданского» плутония, которая сопровождает работу ядерных энергетических реакторов, используемых для производства электроэнергии. В книге проведен анализ характеристик «гражданского» плутония, влияющих на угрозы ядерного распространения.

Плутоний явился первым «рукотворным» химическим элементом (он имеет порядковый номер 94 в таблице Менделеева), который не встречается в природе, а был произведен человеком в промышленных масштабах. Для решения этой задачи была изобретена уникальная установка – ядерный реактор, первый прототип которого заработал в декабре 1942 года. В США было налажено масштабное производство плутония для ядерного оружия, и в июле 1945 года о создании такого оружия возвестил первый взрыв атомной бомбы на основе плутония в пустыне Аламогордо. После этого в ядерную гонку вступил СССР, а затем Великобритания, Франция и КНР. Ядерные арсеналы всех этих стран основаны на плутонии. Из четырех новых (неофициальных) ядерных государств Индия, Израиль и КНДР связали свой ядерный статус с производством плутония, а Пакистан – с получением высокообогащенного урана-235. Таким образом, плутоний является материальным олицетворением сущности ядерного оружия.

Поскольку работа ядерного реактора сопровождается выделением значительного количества энергии, то уже на ранних стадиях развития ядерных программ (в 1940-е годы) было осознано, что эта энергия может использоваться и для гражданских целей – прежде всего для производства электроэнергии. Ядерный реактор из наработчика ядерно-оружейного материала стал превращаться в энергоблок для производства электричества. Было создано много типов и разновидностей энергетических ядерных реакторов, и со временем гражданская ядерная деятельность достигла масштабов, существенно превосходящих масштабы ядерных оружейных программ.

Во всех ядерных энергетических реакторах нарабатывается плутоний, который в отличие от плутония оружейного качества называют «гражданским» или энергетическим плутонием. Однако если для промышленного реактора наработка плутония является основной задачей, то для энергетического реактора основная задача – это производство энергии, а плутоний является лишь сопутствующим продуктом.

Для содействия развитию международного сотрудничества в области мирной ядерной деятельности и не допущения переключения ядерной энергии с мирного применения на ядерное оружие было создано Международное агентство по атомной энергии (МАГАТЭ). Эта организация уделяет особое внимание вопросам производства и обращения материалов, пригодных для создания ядерных взрывных устройств, в частности, плутония. Соответствующие установки в государствах-участниках Договора о нераспространении ядерного оружия (ДНЯО) ставятся под гарантии МАГАТЭ, подлежат контролю и подвергаются инспекциям.

В течение последних 30 лет ядерное оружие было создано в пяти государствах, не входящих в официальный «ядерный клуб». Кроме Индии, Пакистана, Израиля и КНДР, оно было создано в ЮАР, но впоследствии эта страна отказалась от ядерного оружия и демонтировала свой ядерный оружейный комплекс под контролем МАГАТЭ. Несколько государств интенсивно развивали программы подготовки к созданию ядерного оружия, хотя и не перешли этот рубеж. Некоторые государства достигли такого высокого уровня развития ядерных технологий, что они могут создать ядерное оружие за один-два года, если возникнет такая необходимость и будет принято соответствующее политическое решение. Все это свидетельствует об определенной неустойчивости существующего режима ядерного нераспространения.

Угрозы распространения определяются военно-техническими и политическими стимулами к созданию ядерного оружия и потенциалом распространения.

Потенциал распространения определяется ядерными материалами, ядерными технологиями, специальными технологиями и кадрами, необходимыми для создания ядерного оружия. С середины XX века происходит непрерывный рост всех составляющих этого потенциала. Этот рост в значительной степени связан с развитием ядерной энергетики, и он имеет в основном «сопутствующий» характер, определяемый «двойными» приложениями ядерных технологий. Среди основных компонент этого потенциала отметим рост производства и запасов энергетического плутония, побочного продукта ядерной энергетики.

Чем определяется необходимость данной книги? Прежде всего тем, что нарабатываемый в ядерных реакторах плутоний представляет собой смесь пяти изотопов Pu-239, Pu-240, Pu-241, Pu-242 и Pu-238 (в порядке уменьшения их содержания в большинстве плутониевых материалов), содержание которых существенно влияет на свойства плутония. Существует стереотип, согласно которому плутоний оружейного качества должен содержать не менее 93 % плутония-239 и не более 7 % плутония-240, а все остальное – это другие виды плутония. Как всякий стереотип, относящийся к началу 1960-х годов, он не вполне соответствует ситуации начала XXI века и может приводить к недооценке серьезности угрозы распространения ядерного оружия.

В рамках данной работы была предпринята попытка оценить характеристики изотопных составов всех основных видов энергетического плутония и дать оценки сравнительных рисков распространения, связанных с этими материалами. Одновременно при этом была проведена независимая «инвентаризация» объемов наработки всех подобных плутониевых материалов по их видам, ядерным реакторам и государствам. Хотелось бы, чтобы данная работа способствовала укреплению режима ядерного нераспространения, возможно в рамках обсуждаемого Договора о запрещении производства расщепляющихся материалов.

Авторы выражают благодарность Фонду Джона Д. и Кэтрин Т. МакАртуров (John D. and Catherine T. MacArthur Foundation), который осуществил финансирование подготовки и издания данной книги.

Важно отметить, что все оценки и выводы, изложенные в книге, являются исключительно взглядами авторов. Они никоим образом не отражают позицию Фонда Джона Д. и Кэтрин Т. МакАртуров или каких-либо других организаций.

СОДЕРЖАНИЕ

ПРЕДИСЛОВИЕ.....	3
ВВЕДЕНИЕ.....	8
1. КРИТМАССОВЫЕ СООТНОШЕНИЯ.....	11
2. НАКОПЛЕНИЕ «ПОСТОРОННИХ» АКТИНОИДОВ.....	14
3. РАДИАЦИОННОЕ ВОЗДЕЙСТВИЕ.....	15
4. ТЕПЛОВЫДЕЛЕНИЕ.....	16
5. РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ.....	17
5.1. Гамма-излучение.....	17
5.2. Нейтронное излучение.....	20
6. МЕТОД РАСЧЕТА НАРАБОТКИ ИЗОТОПОВ ПЛУТОНИЯ.....	21
7. ХАРАКТЕРИСТИКИ НАРАБОТКИ ПЛУТОНИЯ В РЕАКТОРАХ PWR.....	25
8. ХАРАКТЕРИСТИКИ НАРАБОТКИ ПЛУТОНИЯ В РЕАКТОРАХ BWR.....	44
9. ХАРАКТЕРИСТИКИ НАРАБОТКИ ПЛУТОНИЯ В РЕАКТОРАХ PHWR.....	52
10. ХАРАКТЕРИСТИКИ НАРАБОТКИ ПЛУТОНИЯ В РЕАКТОРАХ GCR.....	57
11. ОЦЕНКИ НАРАБОТКИ ПЛУТОНИЯ В ЯДЕРНЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ РЕАКТОРАХ.....	61
11.1. Общие подходы к проблеме.....	61
11.2. Подход к оценке наработки изотопов.....	61
11.3. Характеристики наработки изотопов плутония мировой атомной энергетикой.....	63
12. ХАРАКТЕРИСТИКИ ПЛУТОНИЯ РЕАКТОРОВ PWR.....	66
13. ХАРАКТЕРИСТИКИ ПЛУТОНИЯ РЕАКТОРОВ BWR.....	68
14. ХАРАКТЕРИСТИКИ ПЛУТОНИЯ РЕАКТОРОВ PHWR.....	70
15. ХАРАКТЕРИСТИКИ ПЛУТОНИЯ РЕАКТОРОВ GCR.....	72
16. О СРАВНЕНИИ РИСКОВ РАСПРОСТРАНЕНИЯ, СВЯЗАННЫХ С ЭНЕРГЕТИЧЕСКИМ ПЛУТОНИЕМ.....	73
17. СРАВНИТЕЛЬНЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ РАЗЛИЧНЫХ ВИДОВ ЭНЕРГЕТИЧЕСКОГО ПЛУТОНИЯ.....	77
18. ИСПОЛЬЗОВАНИЕ РЕЦИКЛИРОВАННОГО УРАНА.....	83
18.1. Рециклированный уран в ядерном топливе легководных реакторов.....	83

18.2. Рециклированный уран в ядерном топливе тяжеловодных реакторов	86
19. ТРАНСМУТАЦИЯ ПЛУТОНИЯ В МОКС-ТОПЛИВЕ	88
19.1. Трансмутация WGRu в составе МОКС-топлива реакторов PWR	88
19.2. Трансмутация WGRu в составе МОКС-топлива реакторов PHWR.....	90
19.3. Трансмутация плутония PWR в составе МОКС-топлива реакторов PWR.....	91
19.4. Трансмутация плутония PWR в составе МОКС-топлива реакторов PHWR.....	94
20. ВЫДЕЛЕНИЕ ПЛУТОНИЯ GCR	96
20.1. Реакторы GCR Великобритании	97
20.2. Выделение плутония GCR в Великобритании	98
20.3. Выделение плутония GCR во Франции	103
21. НАРАБОТКА ЭНЕРГЕТИЧЕСКОГО ПЛУТОНИЯ ПРИ НИЗКИХ УРОВНЯХ ЭНЕРГОВЫРАБОТКИ ОЯТ	105
21.1. Нарботка плутония PWR	106
21.2. Нарботка плутония BWR.....	109
21.3. Нарботка плутония PHWR	110
21.4. Нарботка плутония GCR.....	111
ЗАКЛЮЧЕНИЕ	112
ПРИЛОЖЕНИЕ 1. ОЦЕНКИ СРЕДНЕГО СОДЕРЖАНИЯ ПЛУТОНИЯ В ЯДЕРНЫХ БОЕПРИПАСАХ США	114
ПРИЛОЖЕНИЕ 2. ХАРАКТЕРИСТИКИ РЕАКТОРОВ GCR ВЕЛИКОБРИТАНИИ	116
ПРИЛОЖЕНИЕ 3. ХАРАКТЕРИСТИКИ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ РЕАКТОРОВ GCR ФРАНЦИИ	118
СПИСОК СОКРАЩЕНИЙ	119
СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ.....	120

ВВЕДЕНИЕ

Одна из основных угроз ядерного распространения связана с большими масштабами наработки плутония различного изотопного состава в ядерных энергетических реакторах АЭС. Такой плутоний принято называть «гражданским» или «энергетическим» плутонием. При определении относительных преимуществ или недостатков возможных путей развития атомной энергетики в контексте угрозы ядерного распространения, связанной с энергетическим плутонием, учитывается целый ряд факторов, таких как объем наработки плутония, его «качество» (изотопный состав), выбор технологий обращения с отработавшим ядерным топливом (ОЯТ), способы учета, контроля и защиты плутония и т.д. Существует значительное количество работ, посвященных различным аспектам проблемы «распространения плутония». К наиболее известным из них, в частности, относятся исследования находящегося в Вашингтоне Института науки и международной безопасности (ISIS). Ежегодно этот институт обновляет свои оценки запасов плутония в мире, включая его наработку, выделение из ОЯТ, хранение, использование в составе МОКС-топлива, распределение по странам. Детальный анализ ситуации как с военным, так и с гражданским плутонием в мире до 1996 года представлен в книге [1]. Широкий круг научно-технических вопросов, связанных со свойствами плутония, был подробно освещен в сборнике [2].

Любой плутоний, производимый в ядерных реакторах, представляет собой смесь пяти изотопов: Pu-239, Pu-240, Pu-241, Pu-242 и Pu-238 (изотопы расположены в порядке убывания их содержания в типовых плутониевых материалах). Эти изотопы обладают различными физическими характеристиками, непосредственно определяющими качество плутониевого материала. В данной книге сформулирован подход, позволяющий сравнивать плутоний различных изотопных составов в контексте угрозы ядерного распространения, и приведены примеры использования этого подхода. Круг рассматриваемых вопросов включает влияние изотопного состава на следующие характеристики плутониевого материала:

- критмассовые характеристики;
- технологические свойства;
- вопросы радиационной безопасности.

Отметим, что мы не делаем абсолютных выводов о качестве того или иного плутониевого материала, а сравниваем относительные характеристики различных типов плутония между собой. Такие сравнительные характеристики плутониевых материалов в отношении тех или иных параметров, как правило, могут быть представлены в количественном выражении.

Существенным обстоятельством является то, что один из основных изотопов плутония Pu-241 имеет достаточно короткое время жизни (период его полураспада $T_{1/2} = 14,4$ лет), превращаясь путем бета-распада в изотоп америция Am-241. При

длительном хранении ОЯТ этот процесс приводит к значительному изменению изотопного состава плутония. До некоторой степени это относится и к изотопу Pu-238 ($T_{1/2} = 87,7$ лет), который посредством альфа-распада переходит в изотоп урана U-234.

Особое значение процессы радиоактивного распада имеют в уже выделенном из ОЯТ плутониевом материале, поскольку они приводят к радиационному воздействию на кристаллическую структуру плутония, к накоплению других актиноидов и изотопа гелия He-4, выделению тепла и т.д. Эти вопросы могут иметь большое значение именно для металлического плутония, с которым обычно связывают угрозу создания ядерных взрывных устройств. В данной работе мы рассматриваем угрозы распространения, связанные с металлическим энергетическим плутонием в δ -фазе.

Для классификации плутония достаточно широко используются следующие категории [1]:

- плутоний оружейного качества (WGPu), определяемый как материал, содержащий не более 7 % изотопа Pu-240;
- «топливный» плутоний (FGPu), определяемый как материал, содержащий от 7 % до 18 % изотопа Pu-240;
- «реакторный» плутоний (RGPu), определяемый как материал, содержащий более 18 % изотопа Pu-240.

В состав любого плутониевого материала входят изотопы Pu-239, Pu-240, Pu-241, Pu-242, нарабатываемые в цепочке последовательных захватов нейтронов и радиоактивных распадов на ядрах изотопа урана U-238, а также изотоп Pu-238, нарабатываемый, в основном, в цепочке последовательных захватов нейтронов и радиоактивных распадов на ядрах изотопа урана U-235 и, отчасти, в цепочке захватов и распадов на ядрах U-238. Изотопный состав производимого плутония в значительной степени зависит от энерговыработки ядерного топлива, изотопного состава урана (то есть уровня начального обогащения топлива по изотопу U-235), а также от типа ядерного реактора, определяющего особенности его нейтронного спектра.

Как видно из приведенной классификации, основным фактором, определяющим в ней «качество» плутониевого материала, является содержание в этом материале изотопа Pu-240. Однако, по существу, это было обусловлено историческими особенностями ядерных оружейных программ некоторых государств, и вряд ли этот параметр может претендовать (в рамках вопросов, связанных с ядерным нераспространением) на такую главенствующую роль. Как показывает проведенный анализ, основным параметром, влияющим на риск ядерного распространения, является содержание в плутонии изотопов Pu-241 и Pu-238.

В данной работе мы рассматриваем вопросы, связанные с изотопным составом плутония, нарабатываемого в реакторах на тепловых нейтронах, которые сегодня составляют практически весь объем мировой атомной энергетики. Мы не рассматриваем вопросы, связанные с возможной наработкой плутония в реакторах на быстрых нейтронах.

К основным типам ядерных энергетических реакторов относятся:

- PWR – легководный ядерный реактор под давлением (работает на низкообогащенном оксидном урановом топливе с типичным содержанием U-235 от 3,2 % до 4,4 %);
- BWR – легководный «кипящий» ядерный реактор (работает на низкообогащенном оксидном урановом топливе с типичным содержанием U-235 от 2,5 % до 3 %);
- PHWR – тяжеловодный реактор под давлением (работает на оксидном топливе из природного урана);
- GCR – газографитовый реактор (работает на металлическом топливе из природного урана);
- LWGR – легководный графитовый реактор (работает на низкообогащенном оксидном урановом топливе с типичным содержанием U-235 от 1,8 % до 2 %);
- AGR – усовершенствованный газографитовый реактор (работает на низкообогащенном оксидном урановом топливе с типичным содержанием U-235 около 2 %).

К концу 2004 года в мире насчитывалось 438 действующих энергетических ядерных реакторов на тепловых нейтронах с общей электрической мощностью $P_{эл}^{\Sigma} = 366$ ГВт и 103 реактора с $P_{эл}^{\Sigma} = 33,4$ ГВт, которые по разным причинам прекратили свою работу (законсервированы, остановлены, демонтированы и т.д.)

Общее количество произведенного в этих реакторах энергетического плутония оценивается приблизительно в 2000 тонн, причем ежегодный прирост его наработки составляет около 106 тонн.

В таблице 1 приведено распределение к концу 2004 года количества (N) и электрической мощности (P) действующих и прекративших работу ядерных реакторов по основным типам.

Таблица 1. Распределение электрической мощности мировой атомной энергетики по типам реакторов

Реакторы		PWR	BWR	PHWR	GCR	LWGR	AGR	Всего
Действующие	N	267	93	40	8	16	14	438
	P , ГВт	240,9	82,7	20,5	2,3	11,4	8,4	366,2
Не действующие	N	27	19	16	33	7	1	103
	P , ГВт	13,8	4,55	4,15	5,9	4,95	0,03	33,38

Из таблицы 1 видно, что основную долю мировой атомной энергетики составляют легководные ядерные реакторы PWR и BWR (88 % действующей мощности), хотя роль тяжеловодных реакторов PHWR также заметна.

Важным обстоятельством в контексте проблемы ядерного распространения является то, что все ОЯТ реакторов GCR подвергалось и подвергается радиохимической

переработке с выделением плутония. Осуществляется также радиохимическая переработка части ОЯТ легководных реакторов.

В рамках данного исследования была разработана приближенная численная модель для определения количества и изотопного состава плутония, нарабатываемого в реакторах различных типов, результаты которой были использованы для анализа рисков распространения, связанных с энергетическим плутонием.

Важным моментом для оценки «потенциала распространения» того или иного вида энергетического плутония является сравнение его характеристик с характеристиками WGPu. Различные авторы приводят изотопный состав WGPu в своих работах. Так, в работе [1] указано, что в состав WGPu входят 93 % Pu-239, 6,5 % Pu-240 и 0,5 % Pu-241, в работе [3] говорится, что в состав WGPu входят 93,5 % Pu-239, 6 % Pu-240 и 0,5 % других изотопов плутония, а в работе [4] приводятся данные, что в состав WGPu входят 93,8 % Pu-239, 5,8 % Pu-240, 0,35 % Pu-241, 0,022 % Pu-242 и 0,012 % Pu-238. Видно, что изотопные составы WGPu, приведенные в этих работах, близки между собой. В данном исследовании мы будем для простоты проведения сравнений использовать изотопный состав WGPu из работы [1].

Поскольку атомная энергетика развивается с 1960-х годов, то в мире уже накоплено значительное количество энергетического плутония, со времени наработки которого прошло несколько десятилетий. Хотя, в основном, этот плутоний находится в составе ОЯТ, некоторое его количество было выделено. За это время основная часть первоначально содержавшегося в нем изотопа Pu-241 распалась (отчасти это относится и к изотопу Pu-238), и качество плутониевого материала улучшилось. Этот существенный в контексте ядерного нераспространения вопрос также рассматривается в данной работе.

1. КРИТМАССОВЫЕ СООТНОШЕНИЯ

Критмассовые параметры являются важнейшей характеристикой материала, определяющей его «качество».

В настоящее время существует множество различных данных по критическим массам делящихся изотопов, а изотопы плутония относятся к наиболее хорошо изученным. Данные различных современных работ по критическим массам изотопов плутония достаточно хорошо согласуются друг с другом. Мы будем опираться на данные работы [5], выполненной американскими специалистами из Окриджской национальной лаборатории (ORNL). Ими в 2000 году были проведены расчеты с использованием библиотеки нейтронных констант ENDF/B-6. Результаты этих расчетов для критических масс «голых» шаров изотопов плутония приведены в таблице 2.

В таблице 2 также приведены значения плотностей материалов, для которых проводились расчеты критических масс. Как известно [3], в ядерном оружии США в основном используется стабилизированная галлием δ -фаза плутония, имеющая плотность

$\rho = 15,8 \text{ г/см}^3$ [3, 6]. В последней строке таблицы 2 приведены значения критических масс изотопов плутония для плотности δ -фазы, пересчитанные по соотношению:

$$M_{кр}(\rho) = \left(\frac{\rho_0}{\rho} \right)^2 M_{кр}^0.$$

Таблица 2. Критические массы изотопов плутония

Изотоп	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242	Pu-238
$M_{кр}^0$, кг	10,1	36,95	13,02	85,35	9,75
ρ_0 , г/см ³	19,851	19,934	19,84	20,101	19,84
$M_{кр}^{\delta\text{-фаза}}$, кг	15,94	58,81	20,53	138,14	15,37

Для оценки критической массы смеси различных изотопов мы будем использовать приближенное соотношение, следующее из элементарных соображений:

$$M_{кр}^{-1/3} = \sum_i \alpha_i (M_{кр}^i)^{-1/3},$$

где α_i – массовая концентрация i -ого изотопа плутония в смеси; $M_{кр}^i$ – критическая масса i -ого изотопа плутония.

Как правило, при достижении номинальных значений энерговыработки ОЯТ ядерных энергетических реакторов изотопный состав энергетического плутония находится в диапазоне, указанном в таблице 3. В этой таблице приведен также типичный изотопный состав плутония, содержащегося в ОЯТ реакторов PWR, полученный с помощью разработанной приближенной численной модели.

Таблица 3. Диапазон изотопного состава энергетического плутония при номинальных значениях энерговыработки ОЯТ ядерных энергетических реакторов

Изотоп	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242	Pu-238
Содержание, %	50-70	20-33	4-18	0,5-6	0,05-2
Pu(PWR), %	55,85	21,9	13,75	6,75	1,75

В соответствии с приведенными соотношениями, величина критической массы плутония с изотопным составом PWR из таблицы 3 составляет 23,62 кг, что в 1,38 раз больше критической массы WGPu $M_{кр}^{WGPu}$.

В таблице 4 для смеси двух изотопов плутония Pu-239 и Pu-240 приведена зависимость величины критической массы от содержания изотопа Pu-240, которое положено в основу приведенной выше классификации типов плутония.

Из таблицы 4 следует, что границы по содержанию изотопа Pu-240 $\alpha = 7\%$ (отделяющая WGPu от FGPu) и $\alpha = 18\%$ (отделяющая FGPu от RGPu) ничем из критмассовых соображений не выделены. Критическая масса плутония с содержанием изотопа Pu-240 $\alpha = 25\text{-}30\%$ довольно слабо отличается от критической массы WGPu.

Таким образом, принятые границы, определяющие FGpu и RGPu, с критмассовой точки зрения не обоснованы.

Таблица 4. Зависимость критической массы плутония от содержания изотопа Pu-240

Pu-240, %	0	7	10	18	25	30	40	50	100
$M_{кр}$, кг	15,94	17,18	17,76	19,42	21,03	22,30	25,17	29,66	58,81
$M_{кр} / M_{кр}^{WGPu}$	0,93	1	1,04	1,14	1,23	1,28	1,47	1,735	3,44

Другой физической характеристикой, определяющей качество делящегося материала, является скорость размножения нейтронов в бесконечной среде χ_0 , определяемая как $\chi_0 = \frac{d \ln n}{dt}$, где n – плотность нейтронов. Значения χ_0 для различных изотопов плутония приведены в таблице 5 ($\rho_0 = 15,8$ г/см³).

Таблица 5. Значения скорости размножения нейтронов в бесконечной среде

Изотоп	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242	Pu-238	Pu(PWR)	WGPu
χ_0 , 1/нс	0,25	0,149	0,201	0,098	0,271	0,211	0,243

Для смеси изотопов справедливо соотношение:

$$\chi_0 = \sum_i \alpha_i \chi_0^i; \quad \chi_0 \sim \rho.$$

В соответствии с этим соотношением в таблице 5 приведены значения χ_0 для изотопного состава плутония реактора PWR (табл. 3) и WGPu. Из таблицы 5 следует, что $\chi_0(\text{Pu(PWR)})/\chi_0(\text{WGPu}) \cong 0,87$.

В таблице 6 приведена зависимость величины χ_0 от содержания изотопа Pu-240 для смеси изотопов Pu-239 и Pu-240. Эти данные также показывают, что границы содержания изотопа Pu-240 $\alpha = 7\%$ и $\alpha = 18\%$ ничем с точки зрения скорости размножения нейтронов не выделены.

Таблица 6. Зависимость скорости размножения нейтронов χ_0 в бесконечной среде от содержания изотопа Pu-240

Pu-240, %	0	7	10	18	25	30	40	50	100
χ_0 , 1/нс	0,25	0,243	0,24	0,232	0,225	0,22	0,21	0,2	0,149
χ_0 / χ_0^{WGPu}	1,029	1	0,988	0,955	0,926	0,905	0,864	0,823	0,613

2. НАКОПЛЕНИЕ «ПОСТОРОННИХ» АКТИНОИДОВ

Изотопы плутония, входящие в состав энергетического плутония, со временем претерпевают радиоактивное превращение путем α и β -распадов, переходя в другие долгоживущие актиноиды, которые постепенно накапливаются в плутониевом материале. Кроме того, в процессе α -распада в кристаллической структуре плутония накапливается изотоп гелия He-4. Эти процессы приводят к определенным возмущениям в микроструктуре материала и его «старению». К основным радиационным процессам, ответственным за эти изменения, относятся:

Pu-239 (α , $T_{1/2} = 2,41 \cdot 10^4$ лет) \rightarrow U-235 ($T_{1/2} = 7,04 \cdot 10^8$ лет)

Pu-240 (α , $T_{1/2} = 6,56 \cdot 10^3$ лет) \rightarrow U-236 ($T_{1/2} = 2,34 \cdot 10^7$ лет)

Pu-241 (β , $T_{1/2} = 14,35$ лет) \rightarrow Am-241 (α , $T_{1/2} = 432$ года) \rightarrow Np-237 ($T_{1/2} = 2,14 \cdot 10^6$ лет)

Pu-242 (α , $T_{1/2} = 3,73 \cdot 10^5$ лет) \rightarrow U-238 ($T_{1/2} = 4,47 \cdot 10^9$ лет)

Pu-238 (α , $T_{1/2} = 87,7$ лет) \rightarrow U-234 ($T_{1/2} = 2,45 \cdot 10^5$ лет)

В соответствии с этими радиоактивными превращениями в плутониевом материале происходит накопление «посторонних» актиноидов: изотоп америция Am-241, изотопы урана U-234, U-235, U-236, U-238 и изотоп нептуния Np-237. Определяющим фактором является накопление изотопа америция Am-241, однако накопление других актиноидов также может быть существенным при небольшом содержании Pu-241 в исходном материале или значительных временах, прошедших после наработки плутония.

Известно, что в США в рамках программы научного сопровождения ядерного арсенала изучается вопрос об использовании в ядерном арсенале плутония WGPu, имеющего возраст несколько десятков лет [7]. В таблице 7 приведено содержание «посторонних» актиноидов в таком материале при времени выдержки 50 лет.

Таблица 7. Содержание накопленных «посторонних» актиноидов в WGPu при времени выдержки 50 лет

Изотоп	U-235	U-236	Am-241	Np-237	Всего
α , промилле	1,33	0,34	4,31	0,24	6,22

Таким образом, содержание «посторонних» актиноидов в WGPu может достигать 0,62 %, причем 73 % их накопления связано с распадом изотопа Pu-241.

Для изотопного состава плутония PWR (табл. 3), количество накопленных посторонних актиноидов уже при времени хранения один год составит 0,66 %, а при времени хранения девять лет оно достигнет приблизительно 5 %.

При этом для WGPu за 50 лет хранения вследствие α -распада образуется 1,9 промилле ядер He-4, а для плутония PWR аналогичное содержание He-4 достигается при времени хранения материала около девяти лет.

3. РАДИАЦИОННОЕ ВОЗДЕЙСТВИЕ

В процессе α -распада изотопов плутония высокоэнергетические α -частицы приводят к возмущениям структуры материала, что также является одним из факторов, определяющих его «старение». Поскольку характерный пробег α -частиц в плутонии составляет $\leq 0,01$ мм, то фактически вся энергия, переносимая α -частицами, выделяется вблизи точки распада. В соответствии с этим интенсивность поглощенной дозы \dot{D} в плутониевом материале вследствие процесса α -распада определяется соотношением:

$$\dot{D}(t) = 0,592 \cdot \sum_i \alpha_i(t) C_{\alpha}^i E_{\alpha}^i \text{ крэд/сек},$$

где α_i – массовая концентрация i -ого изотопа плутония; C_{α}^i – удельная α -активность i -ого изотопа (Ки/г); E_{α}^i – энергия α -частиц i -ого изотопа (МэВ).

В таблице 8 приведены основные характеристики α -распада изотопов плутония, определяющие радиационную нагрузку на материал. Значение \dot{D} характеризует радиационную нагрузку для однородной среды из соответствующего изотопа. Здесь же приведены значения \dot{D} для WGPu и плутония PWR с начальным изотопным составом этого материала (табл. 3).

Таблица 8. Характеристики интенсивности радиационной нагрузки

Изотоп	C_{α} , Ки/г	E_{α} , МэВ	\dot{D} , крэд/сек
Pu-239	$6,2 \cdot 10^{-2}$	5,15	0,189
Pu-240	0,228	5,15	0,695
Pu-241	$2,5 \cdot 10^{-3}$	4,9	$7,25 \cdot 10^{-3}$
Pu-242	$4 \cdot 10^{-3}$	4,9	$1,16 \cdot 10^{-2}$
Pu-238	17,2	5,5	56
Am-241	3,42	5,5	11,1
WGPu	–	–	0,221
Pu(PWR)	–	–	1,24

Характеристикой, определяющей радиационное «старение» материала, является поглощенная доза D , набираемая материалом за определенное время $D = \int \dot{D} dt$. Для WGPu за характерное время хранения $T_{xp} = 50$ лет эта величина составляет $D = 400$ Град. Такое же значение поглощенной дозы для плутония PWR достигается при $T_{xp} = 8,6$ лет.

Интегральная доза может быть связана с такой характеристикой, как число смещений атомов из кристаллической решетки, приходящихся на один атом (дра – смещений на атом). При энергии α -распада $E_{\alpha} = 5,15$ МэВ на смещение ядер расходуется

энергия $E_d = 71,5$ кэВ ($1,4 \% E_\alpha$), и такая энергия приводит к смещению приблизительно $2,55 \cdot 10^3$ атомов в решетке (28 эВ на одно смещение). Для изотопа Pu-239 при удельной α -активности $6,2 \cdot 10^{-2}$ Ки/г радиационное воздействие на материал составляет 5,96 Град/год или 0,073 дра/год. Таким образом, в среднем каждый атом Pu-239 испытывает одно смещение за 13,7 лет при радиационной нагрузке на материал в 81,65 Град. Отметим, что для WGPu это условие реализуется при $T_{xp} = 11$ лет.

Эта величина однозначно (с точностью до энергии α -распада) связана с образованием изотопа гелия He-4, скорость наработки которого для Pu-239 составляет 28,55 ppm/год (ppm – одна часть на миллион), что соответствует за 13,7 лет образованию в нем 0,39 промилле He-4.

Содержание изотопа Pu-240 заметно влияет на радиационную нагрузку. В таблице 9 приведены значения параметра \dot{D} для смеси изотопов Pu-239 и Pu-240 и значение времени T_{xp} , при котором интегральная поглощенная доза в материале составляет 400 Град.

Таблица 9. Характеристики радиационной нагрузки в плутониевом материале, состоящем из смеси изотопов Pu-239 и Pu-240

Pu-240, %	0	7	10	18	25	30	40	50	100
\dot{D} , крад/сек	0,189	0,224	0,24	0,28	0,316	0,34	0,391	0,442	0,695
T_{xp} , лет	67	56,5	52,7	45,2	40	37,2	32,4	28,6	18,2

Радиационная нагрузка в материале в значительной степени определяется содержанием изотопов Pu-238 и Pu-241 (через накопление Am-241 и его радиоактивный распад).

Так, вклад 1 % содержания в материале изотопа Pu-238 в радиационную нагрузку к моменту времени t составляет: $D(1 \% \text{ Pu-238}) = 2,23 \cdot 10^3 (1 - e^{-0,0079 \cdot t})$ Град, и «контрольная» величина $D = 400$ Град набирается к моменту времени $t = 25$ лет.

Содержание в материале 10 % изотопа Pu-241 дает значительный вклад в радиационную нагрузку, и величина $D = 400$ Град набирается для такого материала при времени $t < 27$ лет.

4. ТЕПЛО ВЫДЕЛЕНИЕ

Распад изотопов плутония связан со значительным выделением тепла, которое может приводить к нагреву материала и к изменению его характеристик. В таблице 10 приведены удельные характеристики тепловыделения для отдельных изотопов плутония, а также для WGPu и плутония PWR.

Таблица 10. Характеристики тепловыделения

Изотоп	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242	Pu-238	Am-241	WGPu	Pu(PWR)
P , Вт/кг	1,92	7	3,23	0,117	565	114	2,25	13,3

При этом 76 % тепловыделения плутония PWR связано с распадом изотопа Pu-238. Проблема тепловыделения часто рассматривается как серьезный технологический барьер на пути возможности использования высокоактивных делящихся материалов для создания ядерных устройств. Если принять, что количество необходимых делящихся материалов пропорционально критической массе, то для равных долей критических величин абсолютное тепловыделение при использовании плутония PWR превосходит аналогичную величину для WGPu приблизительно в восемь раз. С другой стороны, абсолютная величина тепловыделения для плутония PWR невелика и составляет около 30 Вт для массы $0,1 \cdot M_{кр}$. Не слишком сложно представить систему, которая могла бы обеспечить эффективный отвод тепла от такого материала.

Поскольку плутоний PWR обладает уровнем тепловыделения, близким к максимальному значению среди различных видов энергетического плутония, то мы будем считать, что хотя проблема тепловыделения важна, она не является абсолютным «запрещающим фактором» в контексте нераспространения.

5. РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ

5.1. Гамма-излучение

Радиационные характеристики плутониевых материалов, с точки зрения безопасности, определяются γ -излучением, сопровождающим α -распад, и нейтронным излучением, сопровождающим процесс спонтанного деления изотопов плутония.

Удельный выход γ -квантов в плутониевом материале определяется соотношением:

$$N_{\gamma} = \sum_i \alpha_i N_{\gamma}^i = \sum_i \alpha_i C_{\alpha}^i n_{\gamma}^i,$$

где α_i – массовая концентрация i -ого изотопа плутония, N_{γ}^i – удельный выход γ -квантов i -го изотопа (на единицу массы), C_{α}^i – удельная α -активность i -ого изотопа (на единицу массы), n_{γ}^i – удельный выход γ -квантов i -ого изотопа (на один распад).

Структура линий γ -излучения ряда изотопов весьма сложна. Поэтому для оценок радиационной безопасности тех или иных материалов можно использовать усредненные значения выхода γ -квантов для определенных энергетических интервалов.

Таблица 11. Характеристики γ -излучения изотопов плутония

Изотоп	C_α	n_γ^1	n_γ^2	$n_\gamma(E)$ для ΔE_K (кэВ)								d_γ^1	d_γ^2	D_γ^1	D_γ^2
				0-100	100-200	200-300	300-400	400-500	500-600	600-700	700-800				
Pu-239	62	$5,86 \cdot 10^{-4}$	$1,58 \cdot 10^{-4}$	$4,28 \cdot 10^{-4}$	$8,77 \cdot 10^{-5}$	$8,1 \cdot 10^{-6}$	$4,3 \cdot 10^{-5}$	$1,83 \cdot 10^{-5}$	$3,6 \cdot 10^{-8}$	$5,9 \cdot 10^{-7}$	$2,4 \cdot 10^{-7}$	0,565	1,08	$3,5 \cdot 10^{-2}$	$1,8 \cdot 10^{-2}$
Pu-240	228	$5,22 \cdot 10^{-4}$	$7,53 \cdot 10^{-5}$	$4,47 \cdot 10^{-4}$	$7,48 \cdot 10^{-5}$	$2,9 \cdot 10^{-7}$	—	—	—	$1,7 \cdot 10^{-7}$	—	0,35	0,9	$1,95 \cdot 10^{-2}$	$7,2 \cdot 10^{-3}$
Pu-241 U-237	2,5	0,775	0,375	0,4	0,141	0,22	$1,45 \cdot 10^{-2}$	—	—	—	—	0,65	0,94	53,2	37,2
Pu-242	4	$4,45 \cdot 10^{-4}$	$8,4 \cdot 10^{-5}$	$3,6 \cdot 10^{-4}$	$8,4 \cdot 10^{-5}$	—	—	—	—	—	—	0,38	0,535	$1,8 \cdot 10^{-2}$	$4,7 \cdot 10^{-3}$
Pu-238	$1,72 \cdot 10^4$	$4,8 \cdot 10^{-4}$	$9,7 \cdot 10^{-6}$	$4,7 \cdot 10^{-4}$	$9,4 \cdot 10^{-6}$	—	—	—	—	—	$3 \cdot 10^{-7}$	0,38	0,555	$1,95 \cdot 10^{-2}$	$5,8 \cdot 10^{-4}$
Am-241	$3,42 \cdot 10^3$	0,39	$2,84 \cdot 10^{-4}$	0,385	$2,54 \cdot 10^{-4}$	$9 \cdot 10^{-6}$	$1,25 \cdot 10^{-5}$	$8 \cdot 10^{-7}$	$2 \cdot 10^{-7}$	$5,2 \cdot 10^{-6}$	$2,4 \cdot 10^{-6}$	0,365	0,615	15	$1,85 \cdot 10^{-2}$

Здесь C_α – удельная α -активность изотопа (Ки/кг), n_γ^1 – количество γ -квантов на один α -распад во всем энергетическом интервале, n_γ^2 – количество γ -квантов на один α -распад в интервале энергий γ -квантов $E_K \geq 100$ кэВ, $n_\gamma(E)$ – распределение γ -квантов по энергетическим интервалам (на один α -распад) из работы [8], d_γ^1 – дозовый коэффициент, усредненный для γ -спектров изотопов плутония во всем энергетическом интервале (в 10^{-12} Зв·см²), d_γ^2 – дозовый коэффициент, усредненный для γ -спектров изотопов в интервале энергий γ -квантов $E_K \geq 100$ кэВ (в 10^{-12} Зв·см²), D_γ^1 – эффективная доза γ -излучения, создаваемая активностью 1 Ки по α -распаду изотопа во всем энергетическом интервале γ -квантов (в мЗв/час на расстоянии $R = 10$ см), D_γ^2 – эффективная доза γ -излучения, создаваемая активностью 1 Ки по α -распаду изотопа в интервале энергий γ -квантов $E_K \geq 100$ кэВ (в мЗв/час на расстоянии $R = 10$ см).

Уровень эффективной дозы D_γ определяется потоком γ -квантов на данном расстоянии от источника, дозовыми коэффициентами $d_\gamma(E)$ и временем облучения t , так что для линейчатого спектра

$$D_\gamma = \frac{t}{4\pi R^2} \sum_K d_\gamma(E_K) N_\gamma(E_K).$$

Для определенности выберем $t = 1$ час, $R = 10$ см. Величины дозовых коэффициентов $d_\gamma(E)$ были взяты из действующих Норм радиационной безопасности (НРБ-99) [9].

Существенно, что для ряда изотопов плутония основная часть γ -квантов имеет относительно небольшие энергии и соответственно может быть экранирована, в том числе самим плутониевым материалом. Поэтому мы определили две категории значений эффективной дозы D_γ : D_γ^1 , в которое входят все γ -кванты, и D_γ^2 , в которое входят γ -кванты с $E_K \geq 100$ кэВ.

В таблице 11 приведены основные характеристики γ -излучения изотопов плутония и изотопа америция Am-241, являющегося дочерним продуктом распада Pu-241. Сам β -распад Pu-241 не сопровождается выходом γ -квантов, но Pu-241 имеет небольшую ветвь α -распада (вероятность $2,45 \cdot 10^{-5}$ от общего числа распадов), сопровождающуюся значительным выходом γ -квантов. При этом выход γ -квантов происходит как при α -распаде самого Pu-241, так и при β -распаде короткоживущего изотопа урана U-237 ($T_{1/2} = 6,5$ суток), находящегося в радиационном равновесии с Pu-241.

В таблице 12 приведены удельные характеристики γ -излучения отдельных изотопов плутония по отношению к единице массы (один килограмм) этих изотопов.

Таблица 12. Удельные характеристики γ -излучения

Изотоп	N_γ^1 , квант/сек	N_γ^2 , квант/сек	D_γ^1 , мЗв/час	D_γ^2 , мЗв/час
Pu-239	$1,34 \cdot 10^9$	$3,6 \cdot 10^8$	0,217	0,112
Pu-240	$4,4 \cdot 10^9$	$6,35 \cdot 10^8$	0,445	0,164
Pu-241 U-237	$7,15 \cdot 10^{10}$	$3,47 \cdot 10^{10}$	13,3	9,3
Pu-242	$6,6 \cdot 10^7$	$1,24 \cdot 10^7$	$7,2 \cdot 10^{-3}$	$1,88 \cdot 10^{-3}$
Pu-238	$3,1 \cdot 10^{11}$	$6,16 \cdot 10^9$	33,5	1
Am-241	$4,93 \cdot 10^{13}$	$3,6 \cdot 10^{10}$	$5,13 \cdot 10^3$	6,3

Здесь N_γ^1 , N_γ^2 – абсолютная интенсивность γ -квантов во всем энергетическом интервале и при энергии γ -квантов $E_K \geq 100$ кэВ, D_γ^1 , D_γ^2 – эффективные дозы на расстоянии 31,6 см от точечного источника с интенсивностью N_γ^1 , N_γ^2 .

Данные таблицы 12 показывают важность экранировки от мягких γ -квантов при обращении с плутониевым материалом, в особенности при накоплении в нем Am-241.

В таблице 13 приведены характеристики γ -излучения для WGPu и плутония PWR (для одинаковой массы в один килограмм). Характеристики даны для свежих материалов, а также для материалов, которые хранились в течение срока, когда основная часть Pu-241 перешла в Am-241.

Таблица 13. Характеристики эффективной дозы γ -излучения

	WGPu		Pu(PWR)	
	$T_{xp} = 0$ лет	$T_{xp} = 50$ лет	$T_{xp} = 0$ лет	$T_{xp} = 20$ лет
N_γ^2 , квант/сек	$5,49 \cdot 10^8$	$5,56 \cdot 10^8$	$7,25 \cdot 10^9$	$7,38 \cdot 10^9$
D_γ^2 , мЗв/час	0,16	0,145	1,68	1,35

Из данных таблицы 13 следует, что при наличии экранировки мягкого γ -излучения, частично осуществляемой самим плутониевым материалом, уровень эффективной дозы для плутония PWR приблизительно в 10 раз больше, чем для WGPu, однако абсолютное значение величины D_γ^2 невелико, чтобы являться значимым радиационным барьером в контексте угрозы распространения.

5.2. Нейтронное излучение

Нейтронное излучение металлических плутониевых материалов определяется процессом спонтанного деления изотопов, характеристики которого приведены в таблице 14.

Таблица 14. Удельные характеристики нейтронного излучения

Изотоп	$T_{1/2}(\text{SF})$, лет [10]	\dot{N}_n , нейтрон/кг·сек
Pu-239	$8 \cdot 10^{15}$	15
Pu-240	$1,14 \cdot 10^{11}$	$1,05 \cdot 10^6$
Pu-241	$6 \cdot 10^{16}$	2
Pu-242	$6,77 \cdot 10^{10}$	$1,75 \cdot 10^6$
Pu-238	$4,75 \cdot 10^{10}$	$2,62 \cdot 10^6$
Am-241	$1,2 \cdot 10^{14}$	$1 \cdot 10^3$
WGPu	—	$6,8 \cdot 10^4$
Pu(PWR)	—	$3,83 \cdot 10^5$

Здесь $T_{1/2}(\text{SF})$ – период полураспада изотопа по отношению к процессу спонтанного деления, \dot{N}_n – удельная интенсивность выхода нейтронов спонтанного деления.

Уровень эффективной дозы, создаваемой нейтронным излучением спонтанного деления на расстоянии $R = 31,6$ см от точечного источника, может быть для массы в один

килограмм оценен в $5,5 \cdot 10^{-3}$ мЗв/час для WGRu и в $3 \cdot 10^{-2}$ мЗв/час для плутония PWR, и это существенно меньше величины эффективной дозы γ -излучения D_γ^2 (табл. 13).

6. МЕТОД РАСЧЕТА НАРАБОТКИ ИЗОТОПОВ ПЛУТОНИЯ

Характеристики наработки изотопов в ядерных реакторах определяются, в частности, величинами сечений деления и захвата нейтронов на изотопах, входящих в состав ядерного топлива и образующихся в нем в процессе облучения в реакторе. При определении эффективных сечений мы использовали модель нейтронного спектра ядерного реактора на тепловых нейтронах. В этой модели тепловая часть нейтронного спектра имеет максвелловское распределение с эффективной температурой T , а надтепловая часть нейтронного спектра распределена по закону $n \sim 1/E^{3/2}$, где E – энергия нейтронов. В этом приближении время нейтронной трансмутации τ_i любого ядра в реакторе определяется соотношением:

$$\frac{1}{\tau_i} = n_0 \bar{v}_M \left[\alpha \sigma_T^i + (1 - \alpha) I_R^i f_i \right],$$

где n_0 – плотность нейтронов, \bar{v}_M – средняя скорость нейтронов в соответствии с максвелловским распределением, σ_T^i – сечение процесса, усредненное по флюенсу с максвелловским распределением плотности нейтронов при температуре T , I_R^i – резонансный интеграл процесса; α – параметр, определяющий соотношение флюенсов нейтронов, находящихся в тепловой и надтепловой частях спектра, и f_i – параметр, определяющий возможность уменьшения резонансного вклада в процесс за счет эффекта «самоэкранировки» ядер, связанного с ослаблением спектра нейтронов в резонансной области по сравнению с соотношением $n \sim 1/E^{3/2}$.

В таблицах 15 и 16 приведены значения сечений деления σ_T^f и захвата нейтронов σ_T^c , усредненные по флюенсу с максвелловским распределением плотности нейтронов для различных значений температуры T , а I_R^f и I_R^c – значения резонансных интегралов для процессов деления и захвата нейтронов.

Наработка изотопов в рассматриваемом приближении определяется системой обычных дифференциальных уравнений:

$$\frac{dn(i)}{dt} = \frac{n(i-1)}{\tau_c(i-1)} - \frac{n(i)}{\tau(i)},$$

где $n(i)$ – концентрация i -ого изотопа в ядерном топливе (например, в кг/т), $\tau_c(i-1)$ – время жизни в реакторе ядра-предшественника на котором нарабатывается i -ый изотоп, по отношению к захвату нейтронов, $\tau(i)$ – время жизни в реакторе i -ого изотопа,

определяемое процессами деления, захвата нейтронов с образованием $(i+1)$ -ого изотопа и естественного радиоактивного распада.

Энерговыработка в топливе определяется соотношением:

$$\frac{dn(f)}{dt} = \sum \frac{n(i)}{\tau_f(i)},$$

где $n(f)$ – полное число делений, $\tau_f(i)$ – время жизни i -го изотопа по отношению к процессу деления.

Энерговыделение в одном процессе деления принято для всех делящихся ядер одинаковым и равным 200 МэВ.

Как правило, для всех типов реакторов существует определенная связь между начальным содержанием изотопа U-235 в свежем топливе, его конечным содержанием в выгруженном ОЯТ, энерговыработкой ОЯТ и временем кампании T_C . В соответствии с этим мы определили полное время жизни ядер U-235 в реакторе, как

$$\tau(\text{U-235}) = \frac{T_C}{\ln \left(\frac{m_0(\text{U-235})}{m_K(\text{U-235})} \right)},$$

где m_0 и m_K – начальное и конечное количество U-235 в ядерном топливе. В этом случае все остальные времена жизни ядер по отношению к процессам деления и захвата в рассматриваемой модели определяются соотношением:

$$\frac{\tau}{\tau(\text{U-235})} = \frac{\sigma_t(\text{U-235})}{\sigma},$$

где $\sigma = \alpha\sigma_T + (1-\alpha)I_R f$.

При этом $\sigma_t(\text{U-235}) = \alpha\sigma_T(\text{U-235}) + (1-\alpha)I_R(\text{U-235})$. Для U-235 $f = 1$.

В рамках данной модели все концентрации нарабатываемых изотопов могут быть представлены как функции энерговыработки ОЯТ W , которую удобно приводить в ГВт-сутки/тТМ (на тонну тяжелого металла).

Различные типы ядерных реакторов в данной модели отличаются начальным содержанием U-235 в ядерном топливе, параметром α , определяющим тип нейтронного спектра, и параметром f , существенным для изотопов U-238 и Pu-240.

Следует отметить, что в рамках данной модели мы пренебрегли реальным временем жизни короткоживущих изотопов U-237 ($T_{1/2} = 6,75$ суток), Np-238 ($T_{1/2} = 2,12$ суток), U-239 ($T_{1/2} = 23,5$ минут), Np-239 ($T_{1/2} = 2,35$ суток), Am-242 ($T_{1/2} = 10,1$ часа) и тем, что может произойти некоторое выгорание этих изотопов при облучении их нейтронами в ядерном реакторе. Это приближение оправдано тем, что время жизни всех этих изотопов по отношению к процессу нейтронной трансмутации в ядерном реакторе много больше их времени жизни по отношению к естественному радиоактивному распаду.

Таблица 15. Усредненные значения сечений деления и резонансных интегралов

T , эВ	0,025	0,0283	0,048	0,05	0,052	0,056	0,07	0,078	0,087	I_R^f , барн (0,5 – 10 ⁷ эВ)	I_R^f , барн (0,2 – 10 ⁷ эВ)
Изотоп	σ_T^f , барн										
Pu-239	698,21	675,51	683,55	694,87	702,17	728,48	820,98	868,24	910,89	328,79	1728
Pu-240	0,058	0,055	0,045	0,044	0,044	0,043	0,041	0,04	0,04	7,68	7,71
Pu-241	943,02	908,9	840,22	840,46	840,84	842,81	847,75	845,05	836,16	605,56	1422
Pu-242	9,25·10 ⁻⁴	8,74·10 ⁻⁴	6,71·10 ⁻⁴	6,56·10 ⁻⁴	6,48·10 ⁻⁴	6,22·10 ⁻⁴	5,56·10 ⁻⁴	5,26·10 ⁻⁴	4,98·10 ⁻⁴	4,24	4,24
Pu-238	14,44	13,42	9,26	8,97	8,8	8,28	6,93	6,33	5,77	29,99	32,02
U-235	507,78	476,38	353,01	344,56	339,77	325,15	287,76	271,31	255,81	314,99	464,11
U-236	0,042	0,04	0,031	0,03	0,03	0,029	0,026	0,024	0,023	6,95	6,96
U-238	4,21·10 ⁻⁵	3,98·10 ⁻⁵	3,06·10 ⁻⁵	2,99·10 ⁻⁵	2,96·10 ⁻⁵	2,84·10 ⁻⁵	2,54·10 ⁻⁵	2,41·10 ⁻⁵	2,28·10 ⁻⁵	1,24	1,24
Np-237	0,016	0,015	0,011	0,011	0,011	0,01	0,00905	0,00869	0,00844	4,95	4,96
Am-241	2,82	2,69	2,69	2,76	2,81	2,98	3,67	4,06	4,46	13,88	22,18
Am-242m	6464	6313	5589	5529	5494	5377	5003	4795	4570	1918	4854
Am-243	0,066	0,063	0,051	0,05	0,049	0,048	0,047	0,048	0,049	6,29	6,36
Cm-242	2,66	2,5	1,88	1,84	1,81	1,73	1,53	1,44	1,35	4,54	5,19
Cm-244	0,529	0,498	0,372	0,363	0,358	0,342	0,3	0,281	0,263	17,54	17,69
Cm-245	1876	1743	1202	1163	1141	1075	902,34	827,12	757,59	900,36	1152

Таблица 16. Усредненные значения сечений захвата нейтронов и резонансных интегралов

T , эВ	0,025	0,0283	0,048	0,05	0,052	0,056	0,07	0,078	0,087	I_R^c , барн (0,5 – 10 ⁷ эВ)	I_R^c , барн (0,2 – 10 ⁷ эВ)
Изотоп	σ_T^c , барн										
Pu-239	274,38	273,32	338,89	351	358,47	384,08	466,77	507,32	543,86	207,48	1133
Pu-240	261,92	249,94	205,06	202,22	200,63	195,94	186,09	184,52	187,82	8763	8899
Pu-241	327,69	311,2	278,51	279,06	279,55	281,76	290,61	294,14	295,73	183,33	525,91
Pu-242	17,16	16,27	12,76	12,52	12,38	11,96	10,86	10,38	9,94	1367	1375
Pu-238	476,21	442,39	305,36	295,58	290,01	272,88	228,3	208,56	190,08	165	231,41
U-235	85,98	80,71	60,57	59,24	58,49	56,21	50,41	47,84	45,37	146,16	175,67
U-236	4,56	4,32	3,33	3,26	3,22	3,09	2,77	2,63	2,5	363,14	364,48
U-238	2,41	2,28	1,75	1,72	1,7	1,63	1,46	1,39	1,31	292,26	293,14
Np-237	159,31	150,11	115,46	113,57	112,59	110,11	110,01	114,69	122,81	736,8	950,3
Am-241	548,87	520,09	486,07	494,48	500,29	523,14	620,59	680,92	744,92	1524	2803
Am-242m	1318	1284	1149	1137	1130	1106	1030	987,25	940,6	292,94	889,49
Am-243	67,49	64,09	51,03	50,18	49,71	48,29	45,09	43,99	43,24	1917	1955
Cm-242	14,85	14	10,54	10,29	10,15	9,71	8,57	8,05	7,56	117,95	121,61
Cm-244	9,19	8,68	6,65	6,50	6,42	6,17	5,5	5,21	4,93	628,53	631,58
Cm-245	287,5	266,37	180,7	174,6	171,14	160,49	132,97	120,89	109,68	116,49	146,82

Характерные значения температур замедлителей, для которых производились усреднения сечений деления и захвата по максвелловскому распределению, составляют 325 °С (0,052 эВ) для реакторов PWR, 285 °С (0,048 эВ) для реакторов BWR, 55 °С (0,028 эВ) для реакторов PHWR, 425 °С (0,06 эВ) для реакторов LWGR и 310 °С (0,05 эВ) для реакторов GCR.

Одним из важных параметров в данном приближении является граничная энергия E_b , отделяющая нейтронный спектр тепловой области от диапазона с $n \sim 1/E^{3/2}$. Очевидно, что по соображениям монотонности спектра должно выполняться соотношение:

$$\alpha \frac{E_b}{T^2} \exp\left(-\frac{E_b}{T}\right) \cong (1-\alpha) \frac{1}{E_b}.$$

Для характерных значений α и T легко получить, что значение $E_b \cong 0,2$ эВ определяет энергетическую область, в которой должны вычисляться резонансные интегралы для реакторов PWR, BWR и PHWR, тогда как для реакторов GCR $E_b \cong 0,35$ эВ, а для реакторов LWGR – $E_b \cong 0,4$ эВ.

Для ряда изотопов существенное влияние на их количество в ОЯТ оказывают процессы радиоактивного распада. Это относится к таким изотопам, как Pu-241 ($T_{1/2} = 14,4$ года), Cm-244 ($T_{1/2} = 18,1$ года), а для такого изотопа, как Cm-242, этот процесс является определяющим ($T_{1/2} = 162,8$ дня).

7. ХАРАКТЕРИСТИКИ НАРАБОТКИ ПЛУТОНИЯ В РЕАКТОРАХ PWR

В рамках разработанной модели наработка актиноидов в ОЯТ в зависимости от его энерговыработки определяется набором из трех параметров: α , $f(\text{U-238})$ и $f(\text{Pu-240})$. Для калибровки модели важно использовать имеющиеся экспериментальные данные по содержанию изотопов в ОЯТ.

В качестве такой калибровки было осуществлено сравнение результатов, полученных с помощью разработанной модели, с экспериментальными данными по изотопным составам ОЯТ японского реактора PWR Takahama-3 тепловой мощностью $P_{\text{менл}} = 2,65$ ГВт из [11]. Для этого реактора при уровне обогащения свежего топлива в 4,11 % по U-235 имеется достаточно обширный набор данных по содержанию актиноидов (в том числе изотопов плутония) при различных уровнях энерговыработки ОЯТ от 14 до 42 ГВт·сутки/тТМ.

Для реакторов PWR в качестве базовых значений параметров модели были выбраны величины $\alpha = 0,8$, $f(\text{U-238}) = 0,13$ и $f(\text{Pu-240}) = 0,6$.

На рис. 1 приведена расчетная зависимость и экспериментальные данные по содержанию базового изотопа U-235 (кг/тТМ) в составе ОЯТ в зависимости от его энерговыработки. На рис. 2-6 приведены расчетные зависимости и экспериментальные данные по содержанию в ОЯТ изотопов плутония (кг/тТМ).

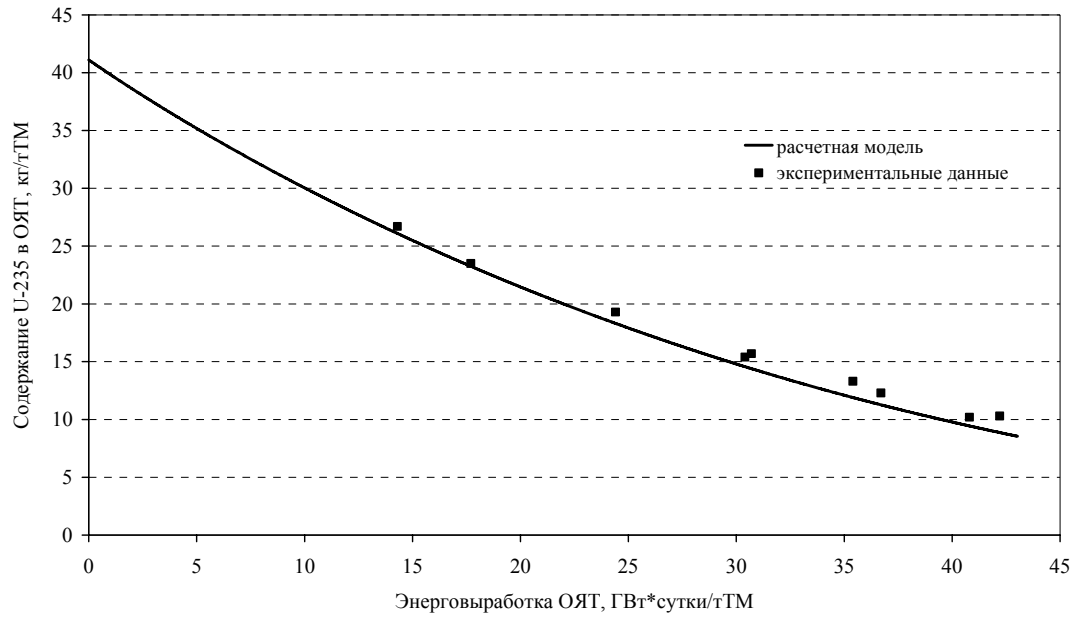


Рис. 1. Содержание $U-235$ в ОЯТ реактора PWR Takahama-3

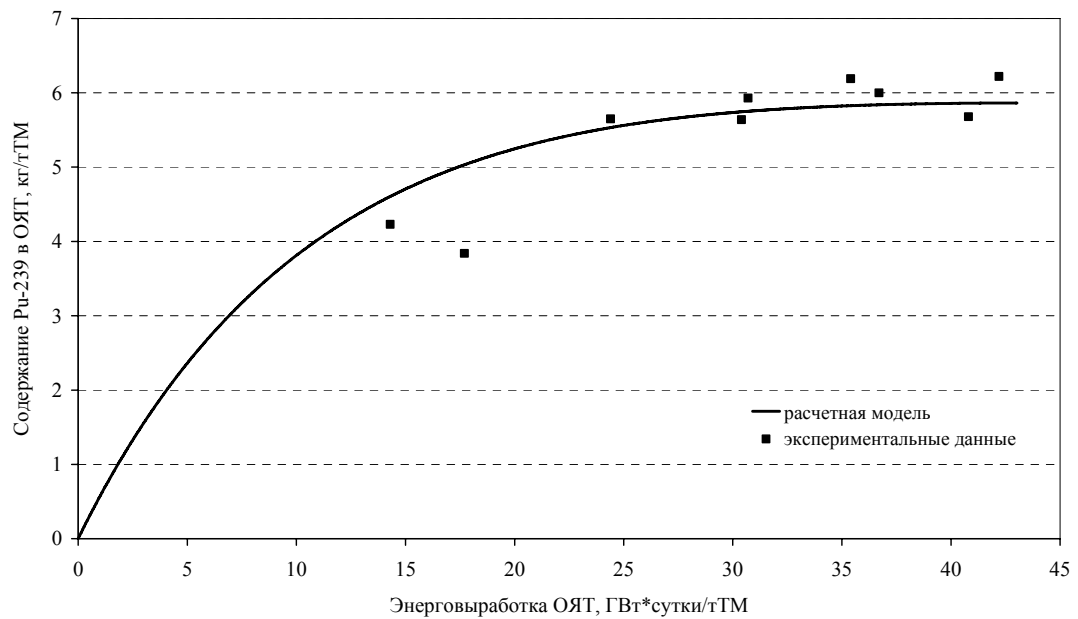


Рис. 2. Содержание $Pu-239$ в ОЯТ реактора PWR Takahama-3

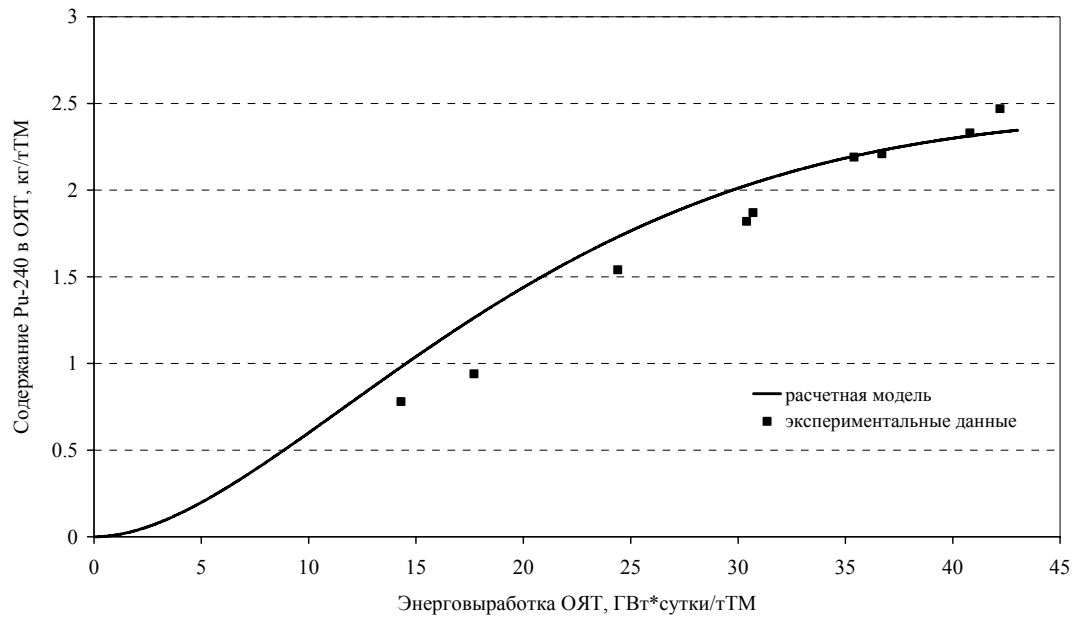


Рис. 3. Содержание Pu-240 в ОЯТ реактора PWR Takahama-3

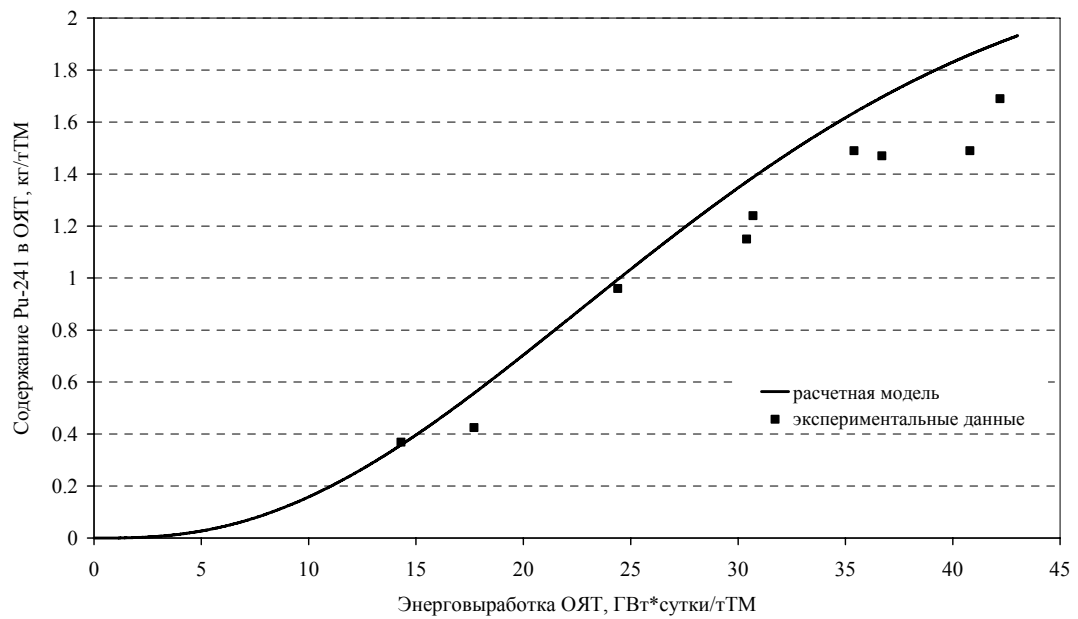


Рис. 4. Содержание Pu-241 в ОЯТ реактора PWR Takahama-3

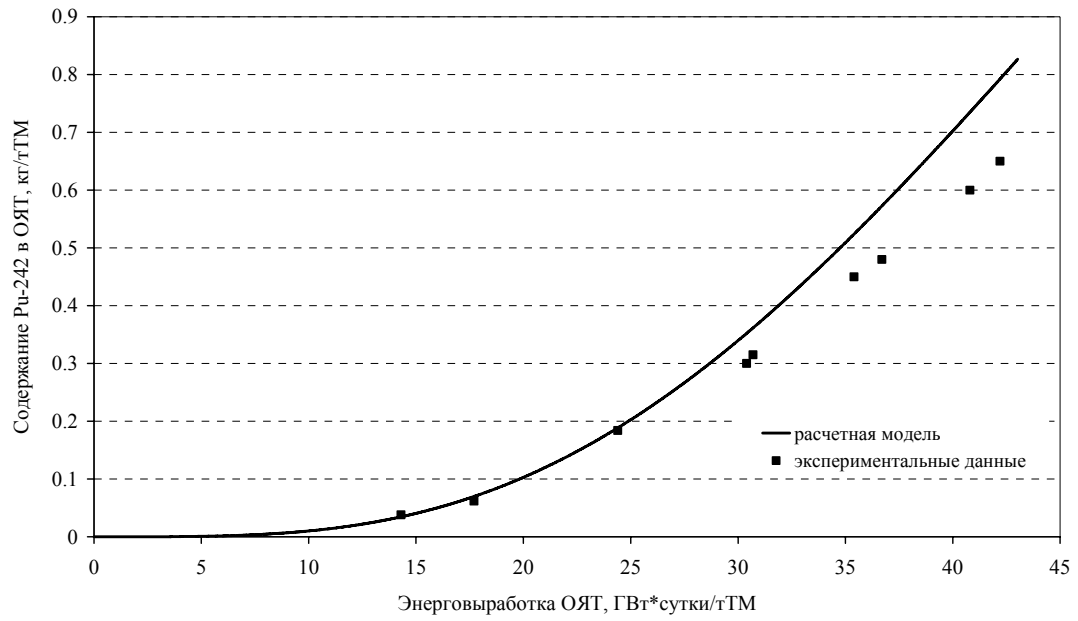


Рис. 5. Содержание Pu-242 в ОЯТ реактора PWR Takahama-3

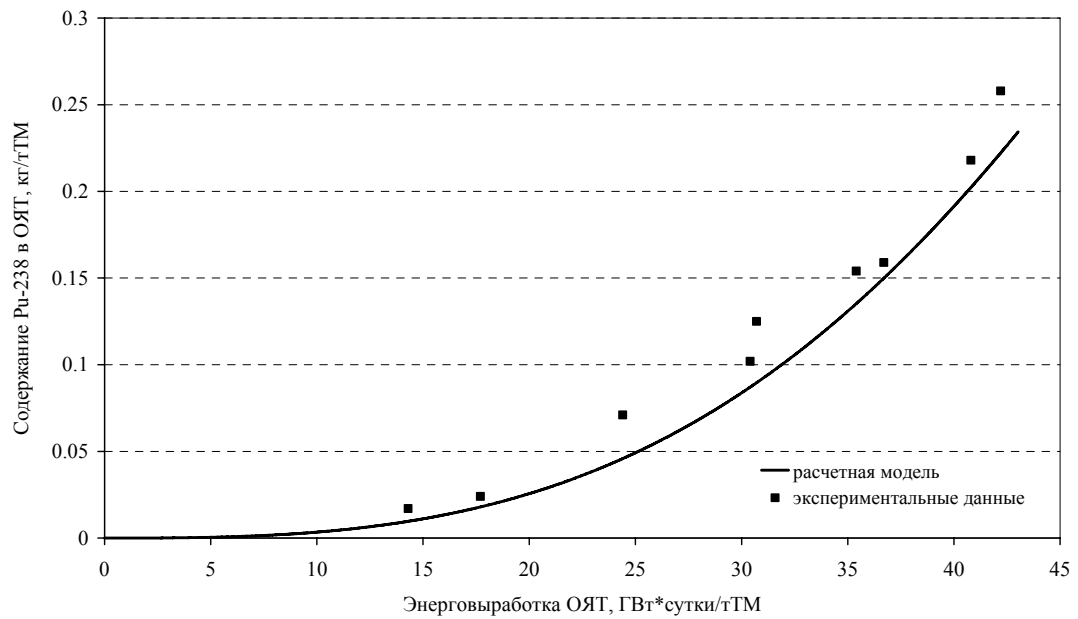


Рис. 6. Содержание Pu-238 в ОЯТ реактора PWR Takahama-3

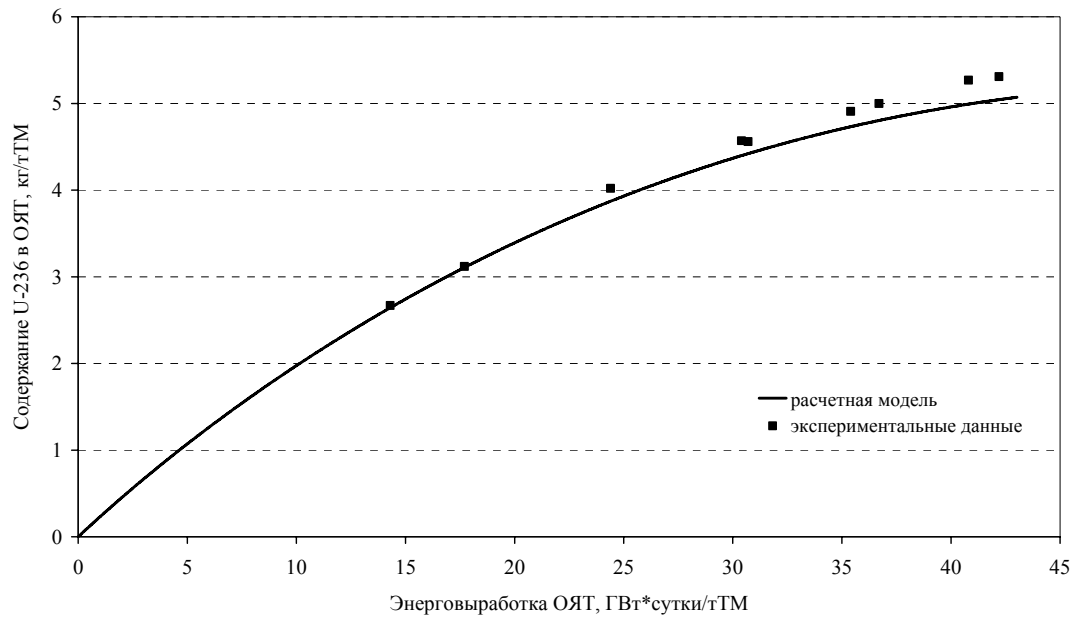


Рис. 7. Содержание U-236 в ОЯТ реактора PWR Takahama-3

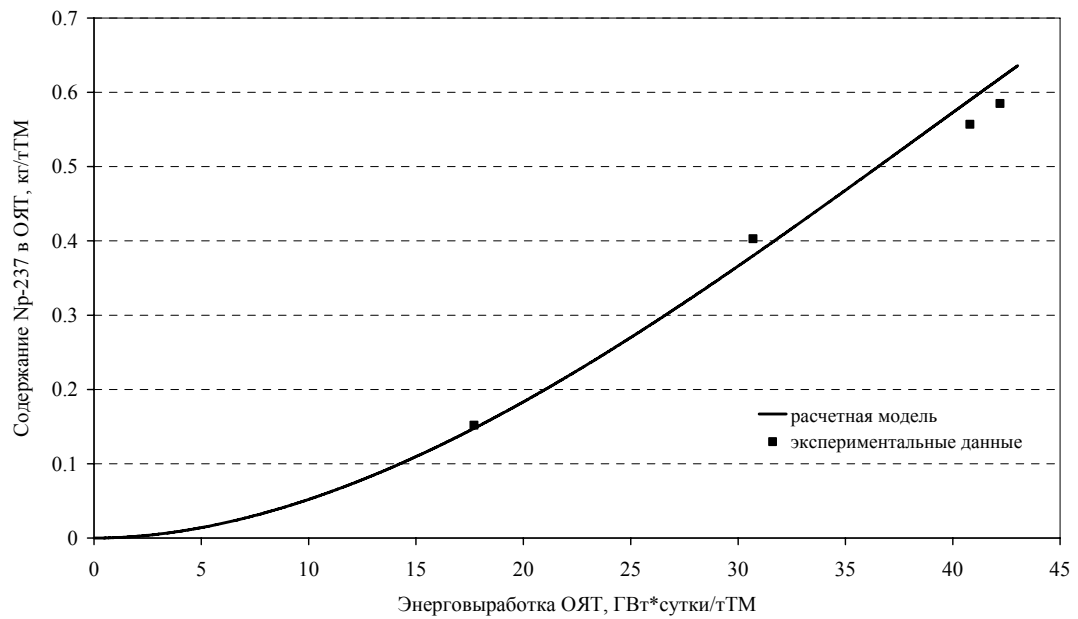


Рис. 8. Содержание Np-237 в ОЯТ реактора PWR Takahama-3

Из данных рис. 1-6 видно в целом удовлетворительное согласие расчетных зависимостей наработки изотопов плутония, полученных с помощью разработанной одногрупповой модели, с экспериментальными данными.

На рис. 7-9 приведено сравнение расчетных зависимостей и экспериментальных данных для наработки изотопов урана U-236 и непутия Np-237, а также такого актиноида, находящегося на «вершине» цепи нейтронных захватов на U-238, как изотоп кюрия Cm-244.

С этими же значениями параметров модели были проведены расчеты наработки актиноидов для японского реактора PWR Mihama-3 тепловой мощностью $P_{\text{тепл}} = 2,44$ ГВт, по которому в [11] также имеется достаточный набор экспериментальных данных в диапазоне значений энерговыработки ОЯТ от 7 до 34 ГВт-сутки/тТМ. Для этого реактора обогащение свежего топлива составляло 3,2 % по U-235.

На рис. 10 приведено сравнение расчетных и экспериментальных данных для содержания в ОЯТ реактора Mihama-3 базового изотопа U-235, на рис. 11-15 – для содержания изотопов плутония, на рис. 16-18 – для содержания изотопов U-236, Np-237 и Cm-244. Можно отметить в целом хорошее согласие расчетных зависимостей и экспериментальных данных для всех изотопов при наличии заметных различий, около 25-30 %, для изотопов плутония Pu-241 и Pu-238 в области энерговыработки ОЯТ более 25 ГВт-сутки/тТМ.

Другой подход к определению нейтронных констант для разработанной одногрупповой модели наработки изотопов связан с вычислением относительных вероятностей процессов деления и радиационного захвата нейтронов ядрами актиноидов в нейтронном поле, имеющим характеристики, соответствующие данному типу ядерных реакторов. Простейшим примером такого подхода является расчет нейтронного поля и процессов деления и радиационного захвата нейтронов для элементарной ячейки, соответствующей структуре реактора. При этом для реакторов PWR определяющими параметрами является соотношение между количеством и составом ядерного топлива и замедлителя (вода), а также температура среды.

В таблице 17 приведены количества делений P_f и захватов P_c нейтронов на одно ядро актиноида в элементарной ячейке реактора PWR в относительных величинах, где за единицу принято суммарное число делений и захватов нейтронов одним ядром изотопа урана U-235. В соответствии с этим, если время жизни ядра U-235 в реакторе равно $\tau(\text{U-235})$, то все остальные времена нейтронно-ядерных процессов, входящих в одногрупповую модель наработки изотопов, определяется соотношением:

$$\tau_{f,c}(A) = \frac{\tau(\text{U-235})}{P_{f,c}}.$$

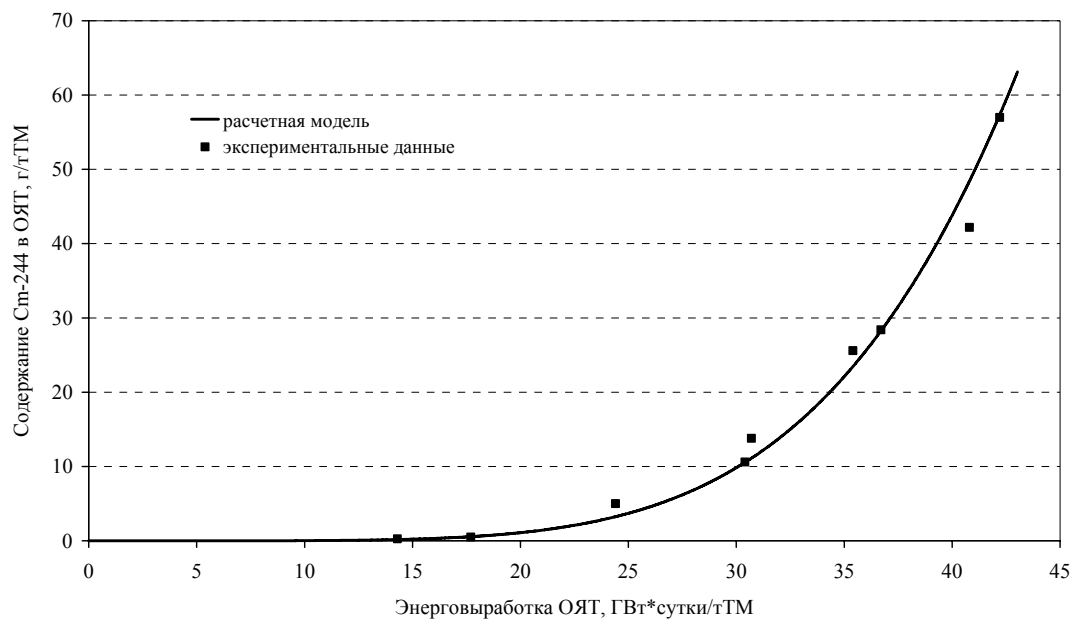


Рис. 9. Содержание Cm-244 в ОЯТ реактора PWR Takahama-3

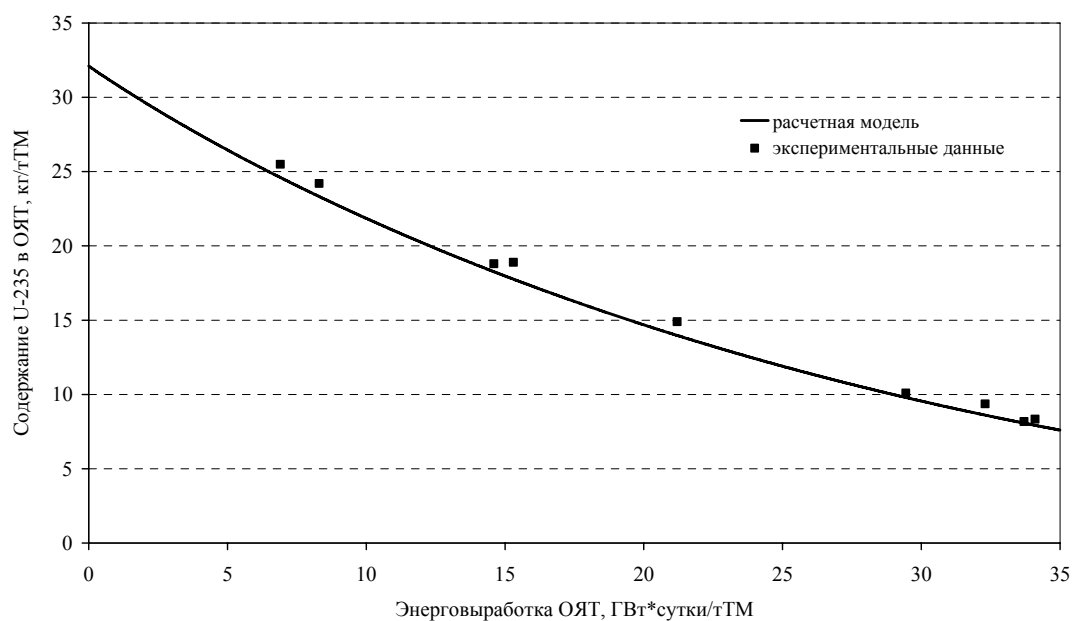


Рис. 10. Содержание U-235 в ОЯТ реактора PWR Mihama-3

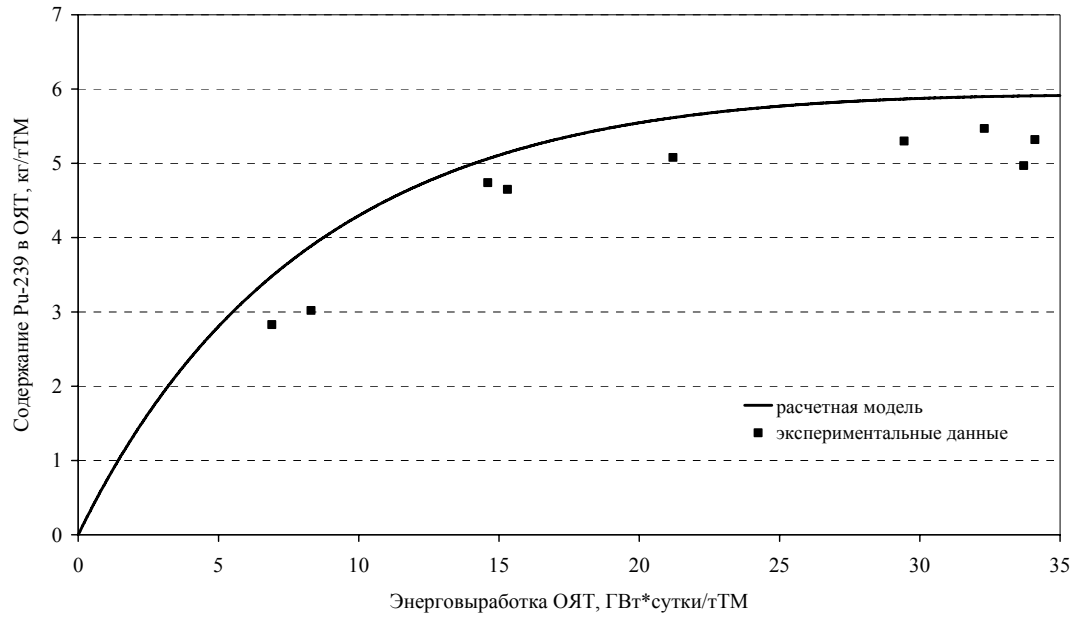


Рис. 11. Содержание Pu-239 в ОЯТ реактора PWR Mihama-3

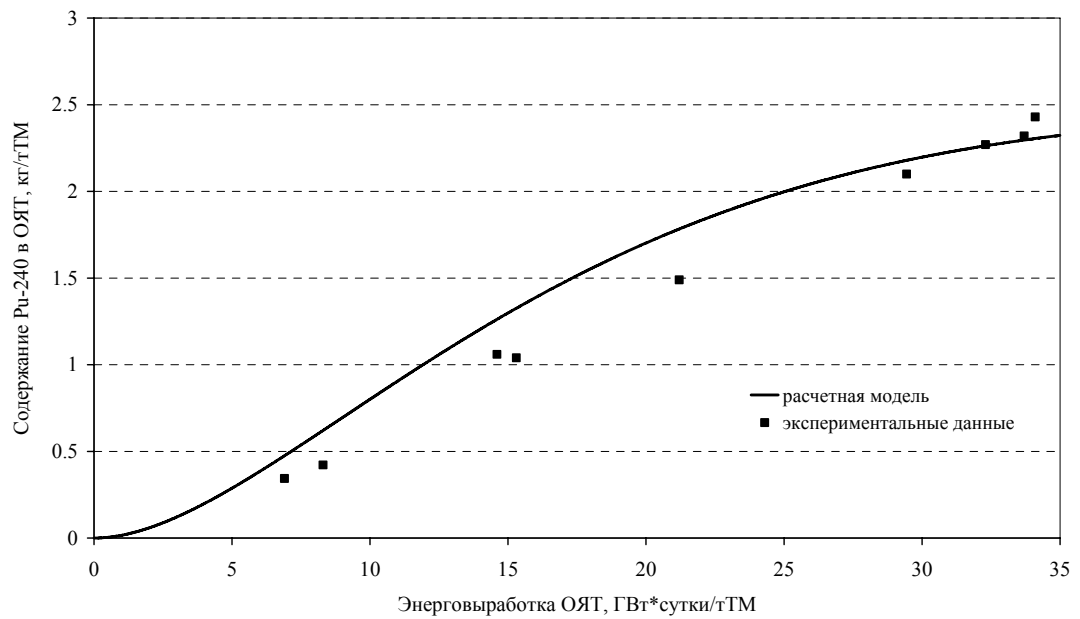


Рис. 12. Содержание Pu-240 в ОЯТ реактора PWR Mihama-3

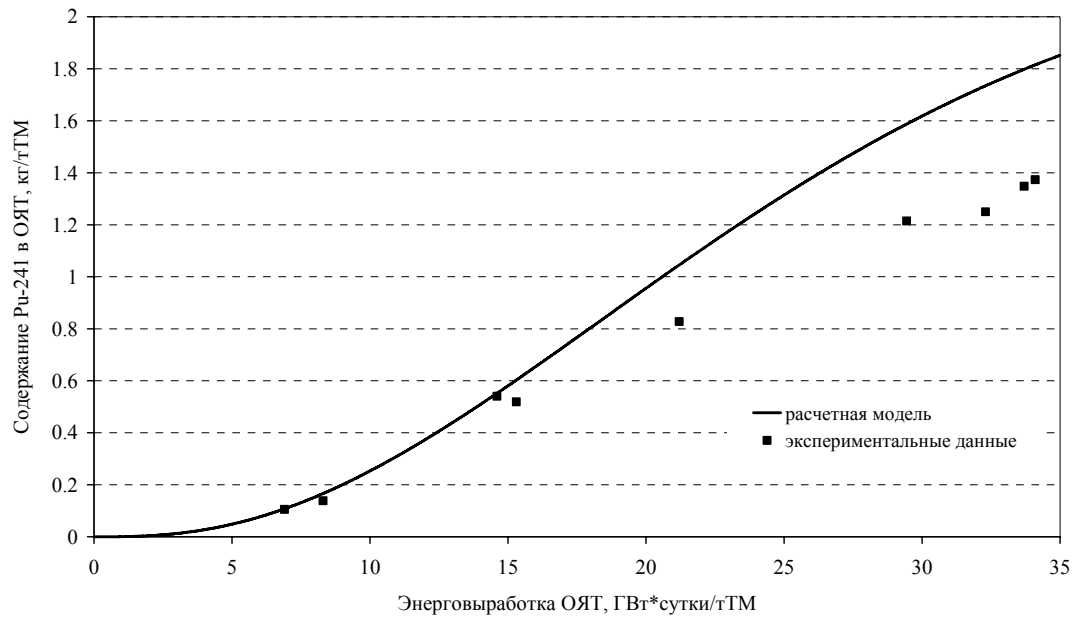


Рис. 13. Содержание Pu-241 в ОЯТ реактора PWR Mihama-3

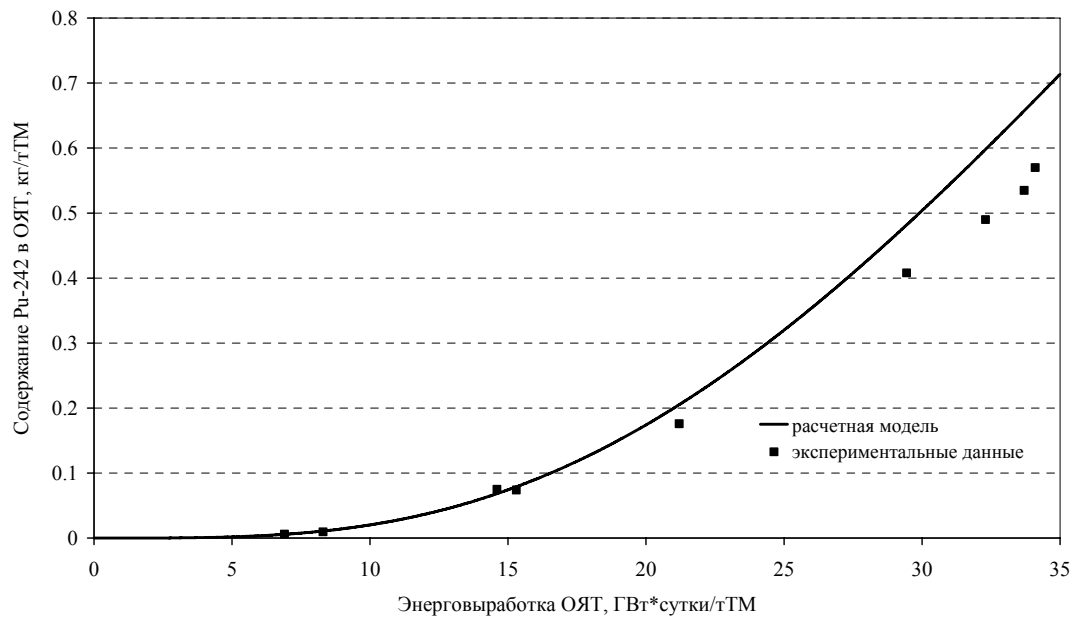


Рис. 14. Содержание Pu-242 в ОЯТ реактора PWR Mihama-3

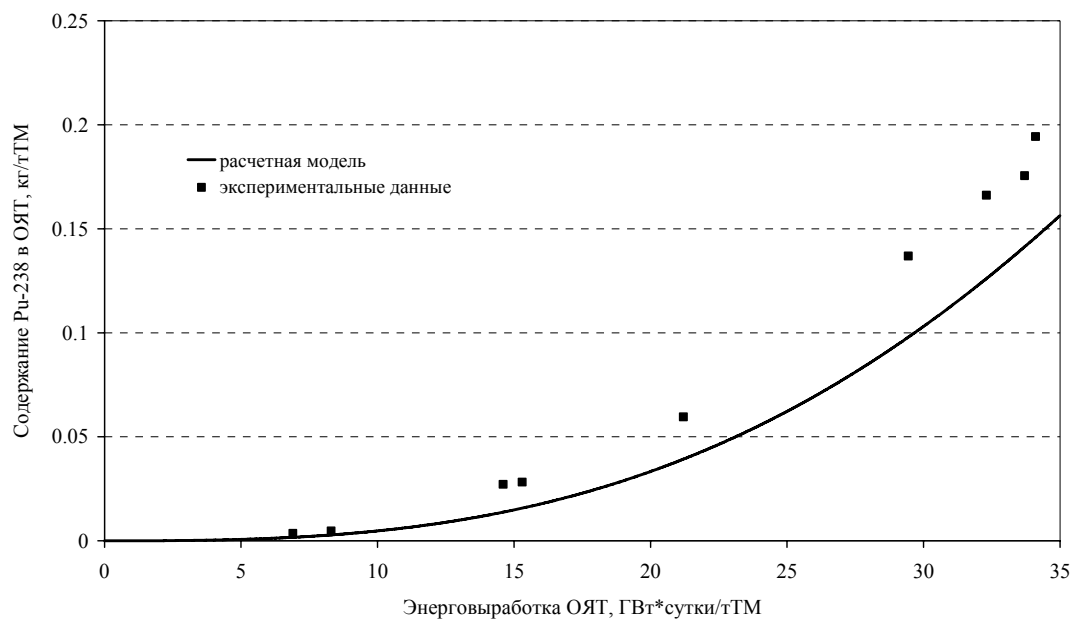


Рис. 15. Содержание Pu-238 в ОЯТ реактора PWR Mihama-3

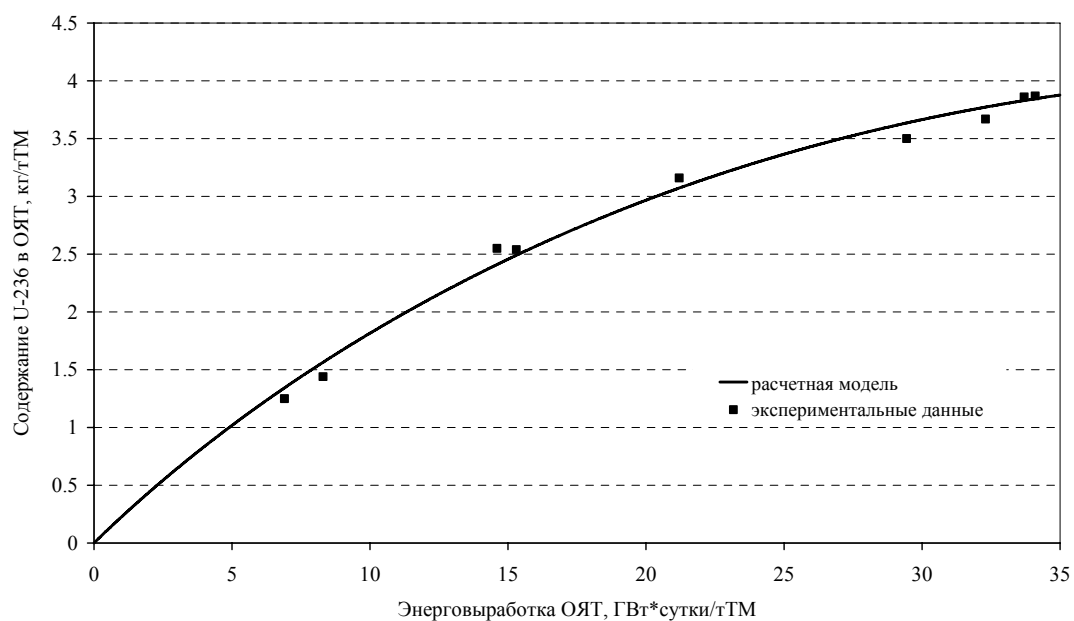


Рис. 16. Содержание U-236 в ОЯТ реактора PWR Mihama-3

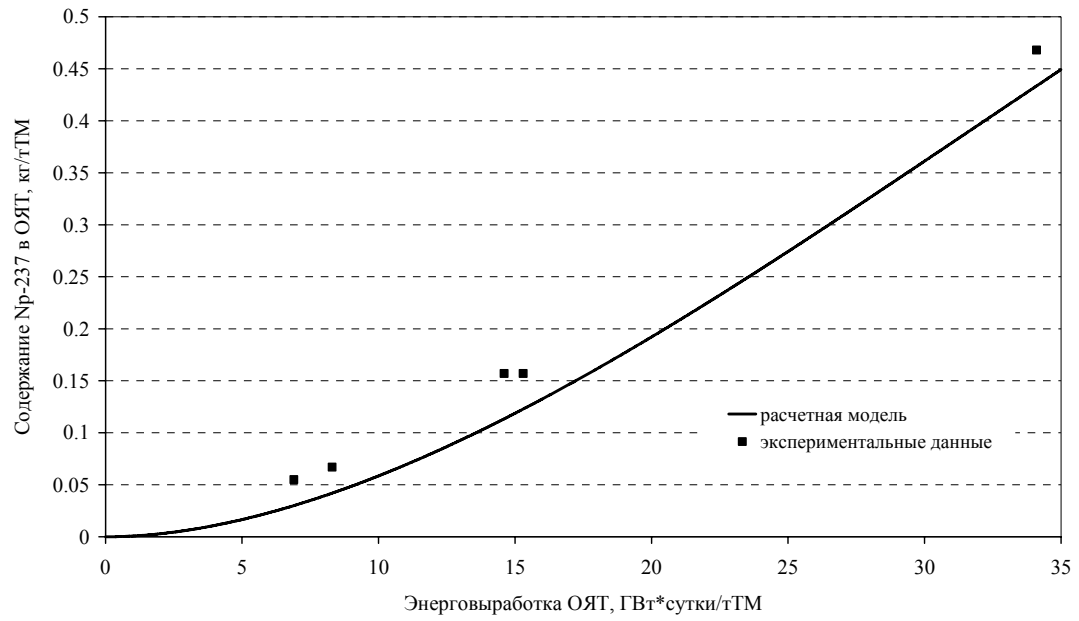


Рис. 17. Содержание Np-237 в ОЯТ реактора PWR Mihama-3

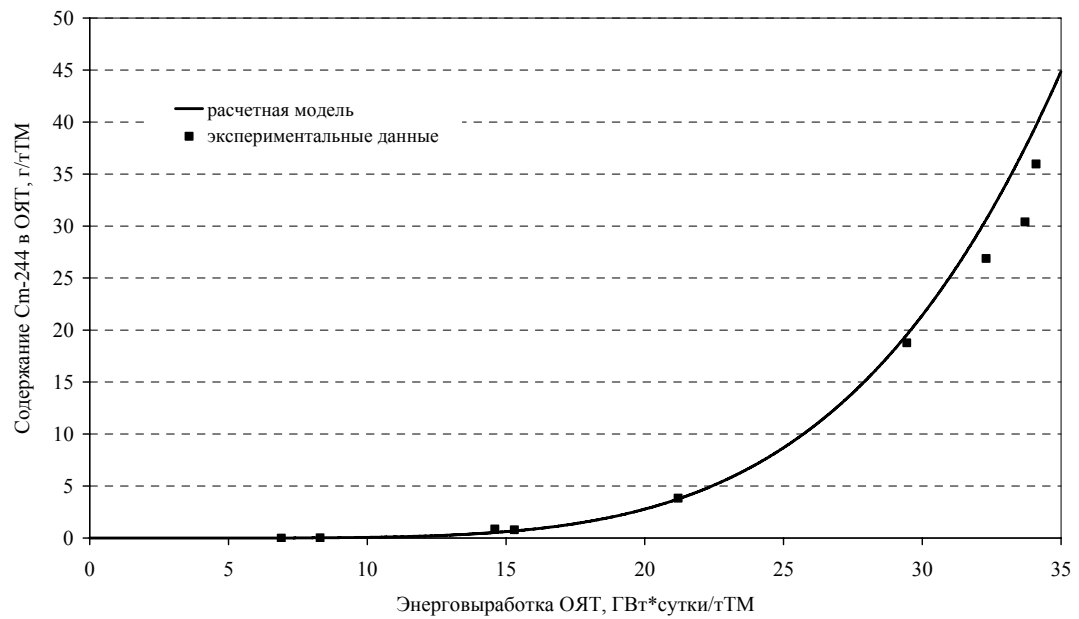


Рис. 18. Содержание Cm-244 в ОЯТ реактора PWR Mihama-3

Таблица 17. Характеристики элементарных нейтронно-ядерных процессов в реакторе PWR

Изотоп	P_f	P_c	P_Σ
U-235	0,821	0,179	1
U-236	$4,5 \cdot 10^{-3}$	0,174	0,178
U-238	$2,5 \cdot 10^{-3}$	$2 \cdot 10^{-2}$	$2,25 \cdot 10^{-2}$
Pu-239	2,2	1,27	3,47
Pu-240	$1,4 \cdot 10^{-2}$	2,36	2,374
Pu-241	2,24	0,89	3,13
Pu-242	0,022	0,45	0,472
Pu-238	0,044	0,6	0,644
Np-237	0,015	0,491	0,506
Am-241	0,023	2	2,023
Am-243	0,01	0,74	0,75
Cm-242	0,011	0,063	0,074
Cm-244	0,017	0,208	0,225
Cm-245	2,53	0,36	2,89

На рис. 19-24 приведено сравнение расчетных зависимостей (на основе данных таблицы 17) и экспериментальных данных по содержанию U-235 и изотопов плутония в ОЯТ реактора Takahama-3, а на рис. 25-30 – аналогичное сравнение для реактора Mihama-3. Можно отметить достаточно хорошее согласие расчетных зависимостей и экспериментальных данных.

Следует отметить, что самосогласованный нейтронный спектр, устанавливающийся в элементарной ячейке реактора PWR, достаточно похож на сочетание теплового спектра с максвелловским распределением и «надтеплового» спектра (зависимость для флюенса $n\nu \sim 1/E$).

В таблице 18 приведено распределение флюенса нейтронов по интервалам энергии: $\Delta E = 0-0,2$ эВ (тепловая часть), $\Delta E = 0,2-10^5$ эВ (термализованная часть с распределением, близким к $1/E$), $\Delta E = 10^5-10^7$ эВ (практически нетермализованные нейтроны). Из этих данных видно, что более 50 % флюенса нейтронов относится к области быстрых нетермализованных нейтронов ($E_n > 0,1$ МэВ).

Таблица 18. Распределение флюенса нейтронов в реакторе PWR

ΔE , эВ	0-0,2	$0,2-10^5$	10^5-10^7
$n\nu$, %	11,4	34,65	53,95

Представляет интерес рассмотреть структуру спектра нейтронного флюенса в термализованной части. Распределение флюенса нейтронов в тепловой части определяется соотношением:

$$nv \sim \left(\frac{E}{T}\right) \exp\left(-\frac{E}{T}\right).$$

В таблице 19 приведены доли нейтронного флюенса в соответствующих энергетических интервалах, отвечающих распределению Максвелла и фактическим расчетным значениям в элементарной ячейке PWR (нормированы на единицу в диапазоне энергий 0-0,2 эВ).

Таблица 19. Спектральное распределение флюенса нейтронов в тепловой области

E/T	0-0,35	0,35-0,7	0,7-1,05	1,05-1,4	1,4-1,75	1,75-2,63	2,63-3,5
$(nv)_M$	0,056	0,124	0,147	0,145	0,132	0,333	0,063
расчет	0,043	0,106	0,134	0,14	0,133	0,268	0,176

В целом, в области энергий нейтронов $\leq 2,5 \cdot T$ фактическое расчетное распределение нейтронного флюенса близко к распределению Максвелла.

В таблице 20 приведено распределение флюенса нейтронов в области энергий нейтронов от 0,2 эВ до 0,1 МэВ в соответствии с законом $nv \sim 1/E$ и расчетные данные для элементарной ячейки PWR (нормированы на единицу в диапазоне энергии от 0,2 эВ до 0,1 МэВ).

Таблица 20. Спектральное распределение флюенса нейтронов в «надтепловой» области

ΔE , эВ	0,02-1	1-10	10-10 ²	10 ² -10 ³	10 ³ -10 ⁴	10 ⁴ -10 ⁵
расчет	0,142	0,133	0,148	0,167	0,18	0,23
$nv \sim 1/E$	0,125	0,175	0,175	0,175	0,175	0,175

Эти данные показывают, что в «надтепловой» области фактическое распределение флюенса нейтронов достаточно близко к зависимости $1/E$.

Отметим, что отношению между флюенсами нейтронов в тепловой ($E_n < 0,2$ эВ) области и надтепловой ($0,2 < E_n < 10^5$ эВ) области 11,4 % и 34,65 % (табл. 18) соответствует величина параметра $\alpha = 0,81$ в соотношениях между результатами усреднения сечений, использованных в предыдущем подходе.

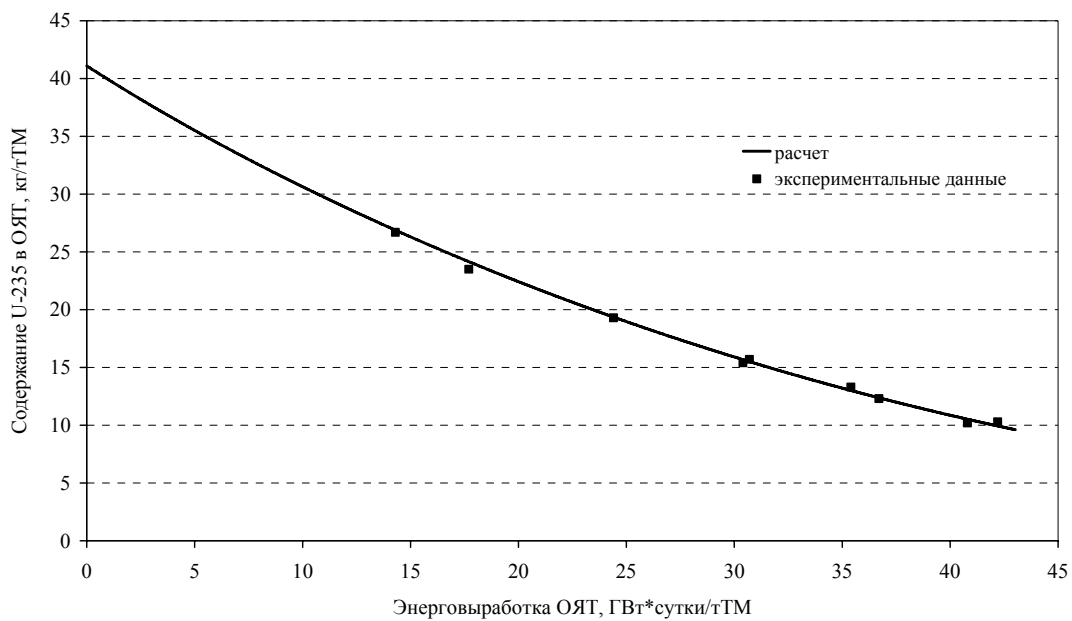


Рис. 19. Содержание U-235 в ОЯТ реактора PWR Takahama-3

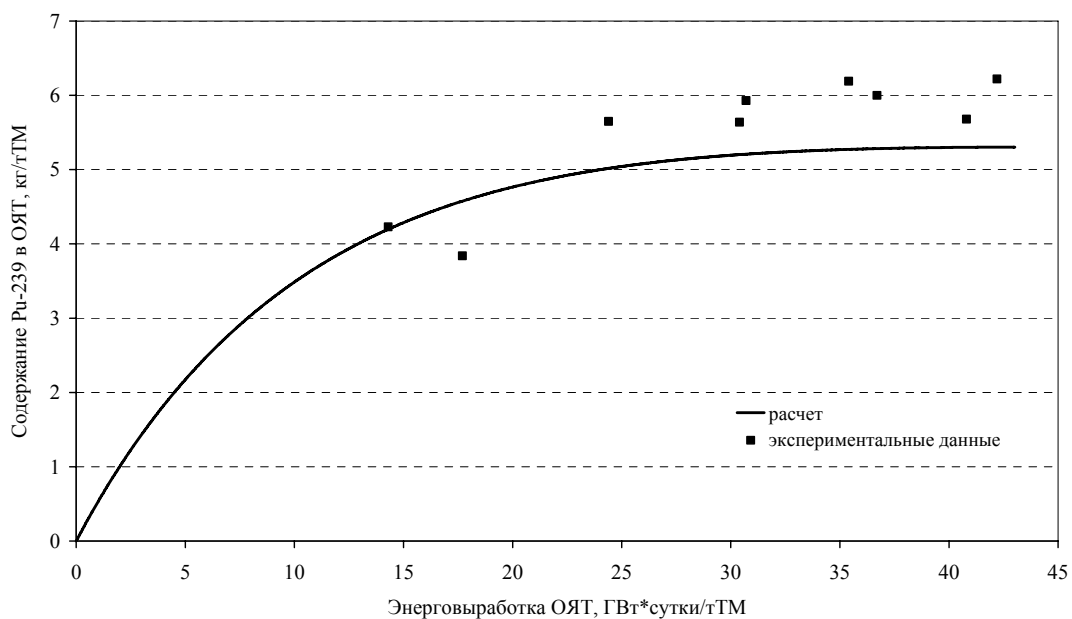


Рис. 20. Содержание Pu-239 в ОЯТ реактора PWR Takahama-3

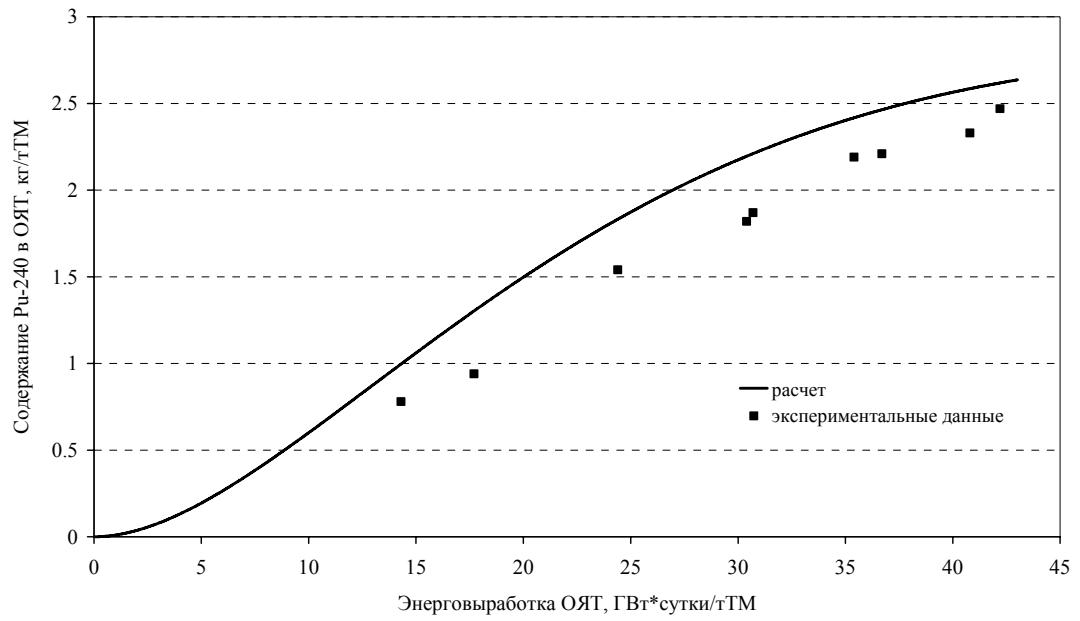


Рис. 21. Содержание Pu-240 в ОЯТ реактора PWR Takahama-3

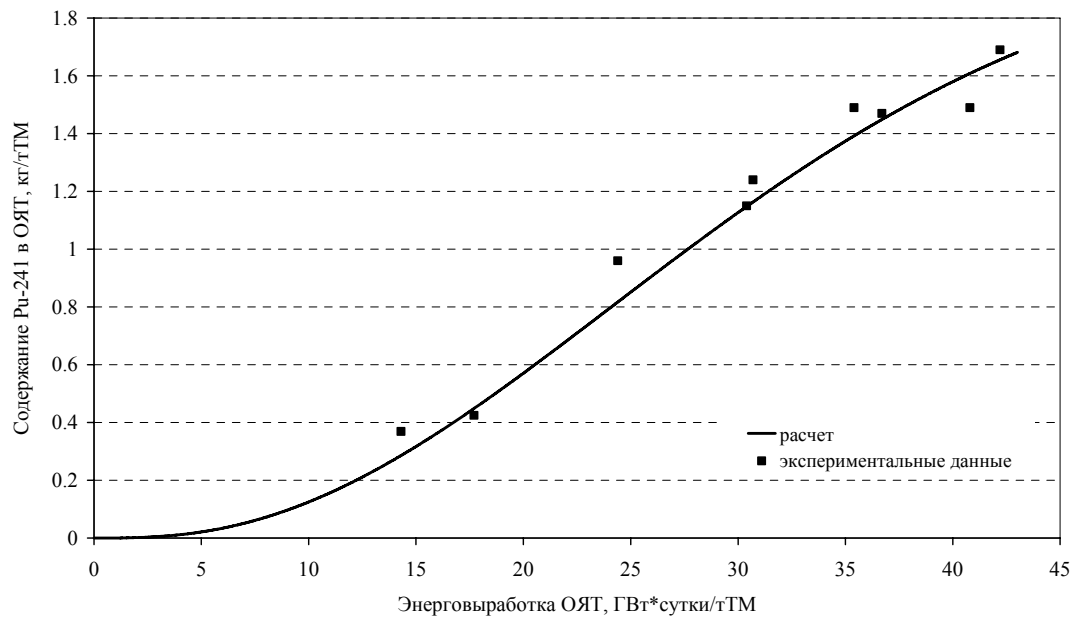


Рис. 22. Содержание Pu-241 в ОЯТ реактора PWR Takahama-3

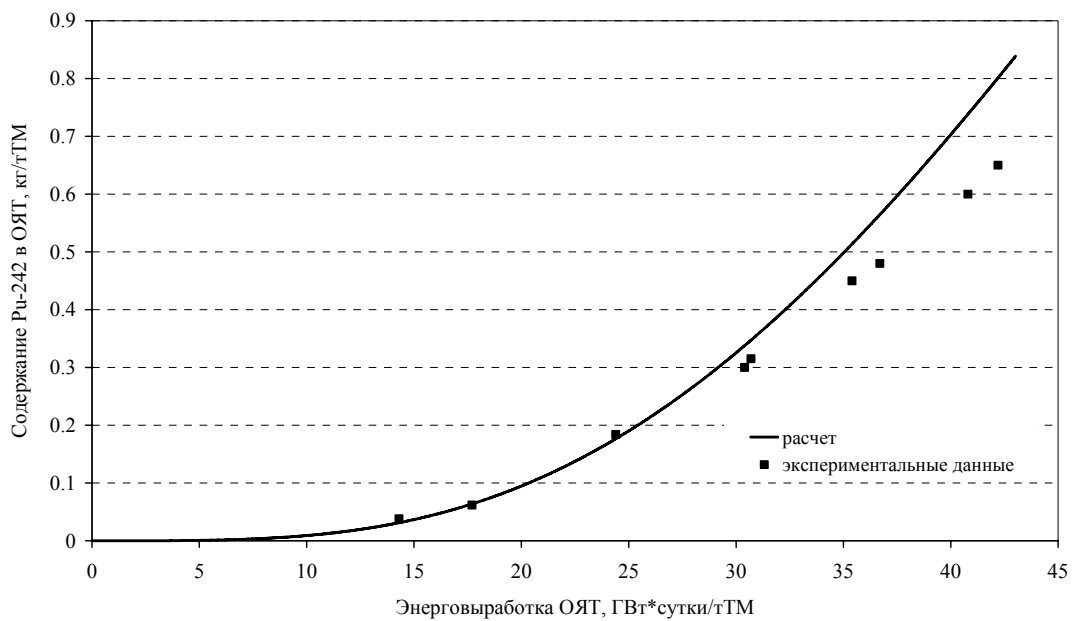


Рис. 23. Содержание Pu-242 в ОЯТ реактора PWR Takahama-3

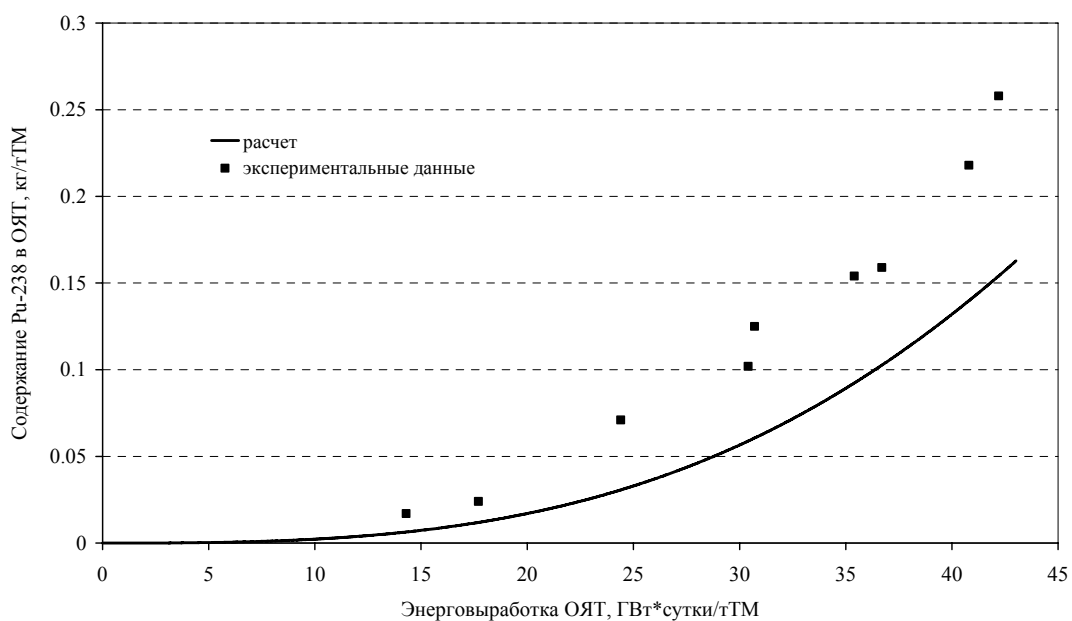


Рис. 24. Содержание Pu-238 в ОЯТ реактора PWR Takahama-3

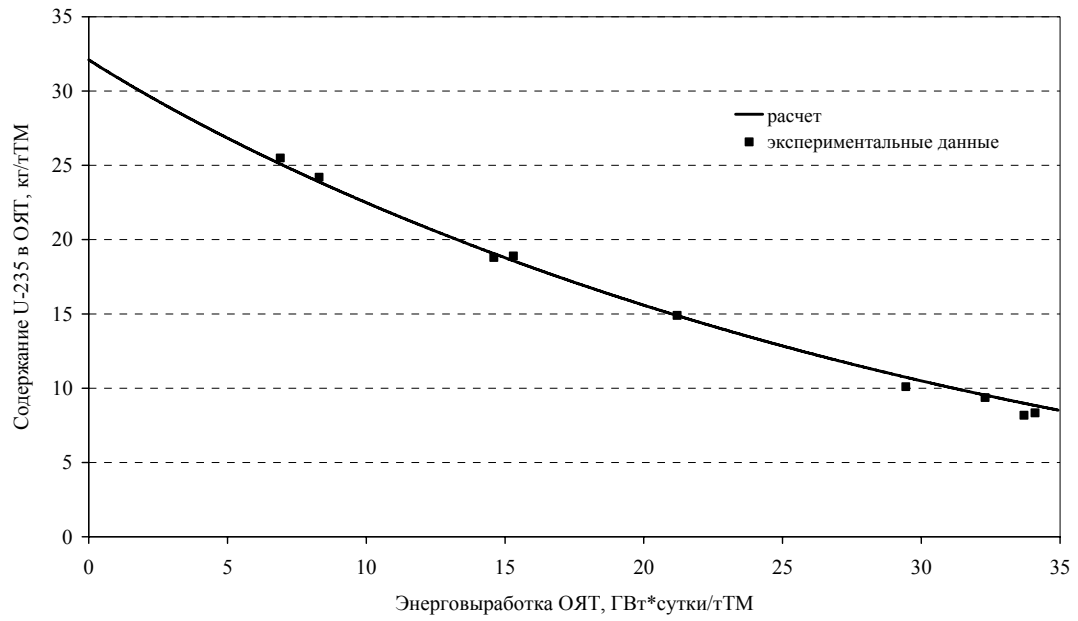


Рис. 25. Содержание U-235 в ОЯТ реактора PWR Mihama-3

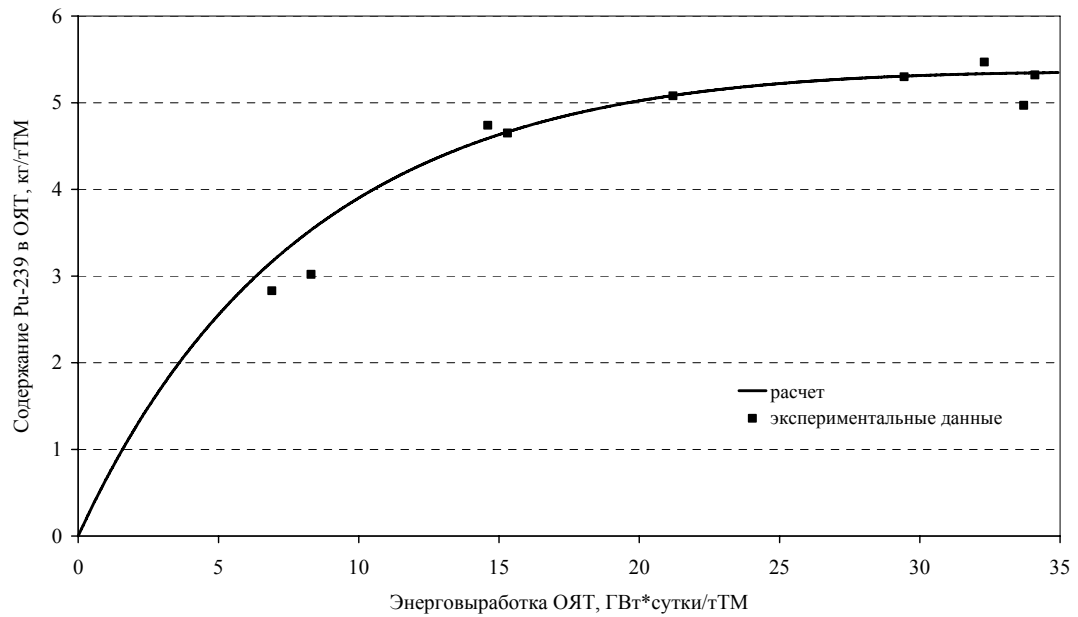


Рис. 26. Содержание Pu-239 в ОЯТ реактора PWR Mihama-3

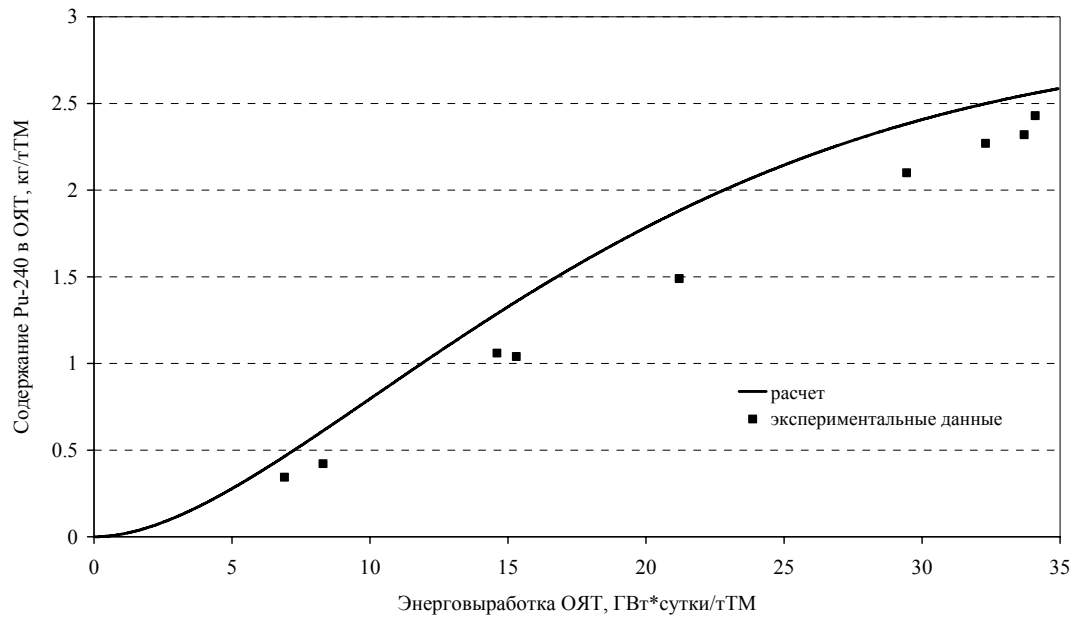


Рис. 27. Содержание Pu-240 в ОЯТ реактора PWR Mihama-3

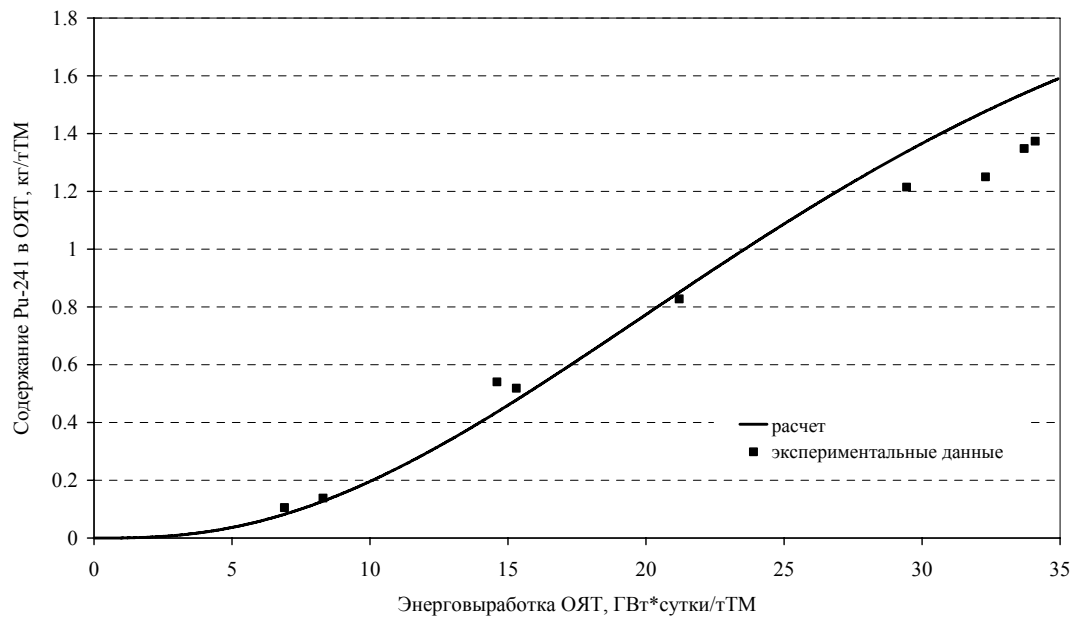


Рис. 28. Содержание Pu-241 в ОЯТ реактора PWR Mihama-3

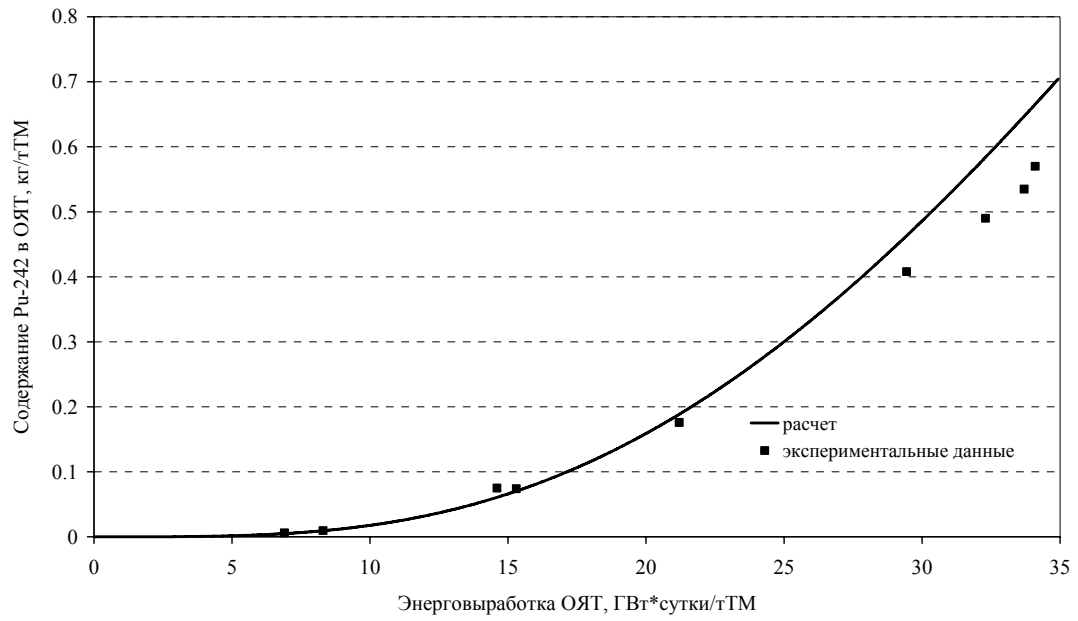


Рис. 29. Содержание Pu-242 в ОЯТ реактора PWR Mihama-3

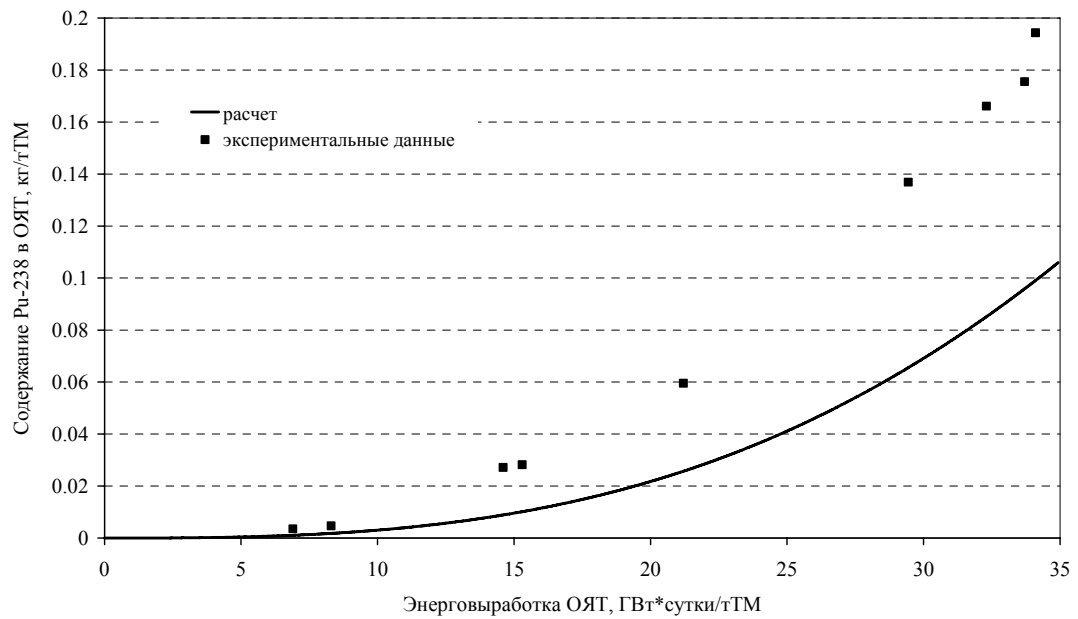


Рис. 30. Содержание Pu-238 в ОЯТ реактора PWR Mihama-3

8. ХАРАКТЕРИСТИКИ НАРАБОТКИ ПЛУТОНИЯ В РЕАКТОРАХ BWR

Однотипная модель наработки актиноидов была применена для получения расчетных зависимостей содержания изотопов плутония в ОЯТ реакторов BWR. Для калибровки использовались экспериментальные данные по изотопному составу ОЯТ японского реактора BWR Fukushima-Daini-2 тепловой мощностью $P_{\text{тепл}} = 3,29$ ГВт. Уровень начального обогащения топлива для этого реактора составлял 3,41 % U-235. Для этого реактора в [11] существует достаточный набор экспериментальных данных по составу ОЯТ для различных значений энерговыработки в диапазоне от 17 до 37 ГВт-сутки/тТМ.

Для реакторов BWR в качестве базовых значений параметров разработанной модели были выбраны величины $\alpha = 0,85$, $f(\text{U-238}) = 0,13$ и $f(\text{Pu-240}) = 0,6$.

На рис. 31 приведены расчетные зависимости и экспериментальные данные по содержанию базового изотопа U-235 в составе ОЯТ реактора Fukushima-Daini-2 в зависимости от его выгорания.

На рис. 32-36 приведены расчетные и экспериментальные данные по содержанию в ОЯТ изотопов плутония. Можно отметить в целом удовлетворительное согласие расчетных и экспериментальных значений наработки плутония, исключая наработку изотопа Pu-241 в области большой энерговыработки ОЯТ, где расчетные значения превышают некоторые экспериментальные данные приблизительно в 1,35-1,5 раза.

Так же как для реакторов PWR, для реакторов BWR были вычислены сравнительные количества нейтронно-ядерных реакций в элементарной ячейке реактора. В таблице 21 приведены нормированные количества делений и захватов нейтронов ядрами актиноидов в такой ячейке (в расчете на одно ядро), где за единицу принято суммарное число делений и захватов нейтронов одним ядром U-235.

На рис. 37-42 приведено сравнение расчетных зависимостей содержания U-235 и изотопов плутония в ОЯТ реактора BWR, полученные на основе приведенных в таблице 21 параметров нейтронно-ядерных процессов, с экспериментальными данными для японского реактора BWR Fukushima-Daini-2 из [11]. Можно отметить удовлетворительное согласие расчетных зависимостей и данных эксперимента.

Характеристики нейтронного спектра в элементарной ячейке реактора BWR достаточно близки к параметрам реактора PWR (табл. 18). В таблице 22 приведено распределение флюенса нейтронов по основным энергетическим интервалам для реактора BWR. Отметим, что соотношению флюенсов нейтронов в тепловой ($E_n < 0,2$ эВ) области и в надтепловой ($0,2 < E_n < 10^5$ эВ) области 11,7 % и 35,88 % (табл. 22) соответствует значение параметра $\alpha = 0,8$.

Таблица 21. Характеристики элементарных нейтронно-ядерных процессов в реакторе BWR

Изотоп	P_f	P_c	P_Σ
U-235	0,821	0,179	1
U-236	$6,2 \cdot 10^{-3}$	0,204	0,21
U-238	$2,4 \cdot 10^{-3}$	$1,55 \cdot 10^{-2}$	$1,574 \cdot 10^{-2}$
Pu-238	$4,4 \cdot 10^{-2}$	0,619	0,663
Pu-239	1,89	1,05	2,94
Pu-240	$1,3 \cdot 10^{-2}$	2,18	2,19
Pu-241	2,03	0,8	2,83
Pu-242	$2 \cdot 10^{-2}$	0,44	0,46
Np-237	$1,07 \cdot 10^{-2}$	0,486	0,497
Am-241	$2,2 \cdot 10^{-2}$	1,78	1,8
Am-243	$9 \cdot 10^{-3}$	0,737	0,746
Cm-242	$1,1 \cdot 10^{-2}$	0,064	0,075
Cm-244	$1,7 \cdot 10^{-2}$	0,215	0,232
Cm-245	2,61	0,38	2,99

Таблица 22. Распределение флюенса нейтронов в реакторе BWR

ΔE , эВ	0-0,2	$0,2 \cdot 10^5$	$10^5 \cdot 10^7$
$n\nu$, %	11,7	35,88	52,95

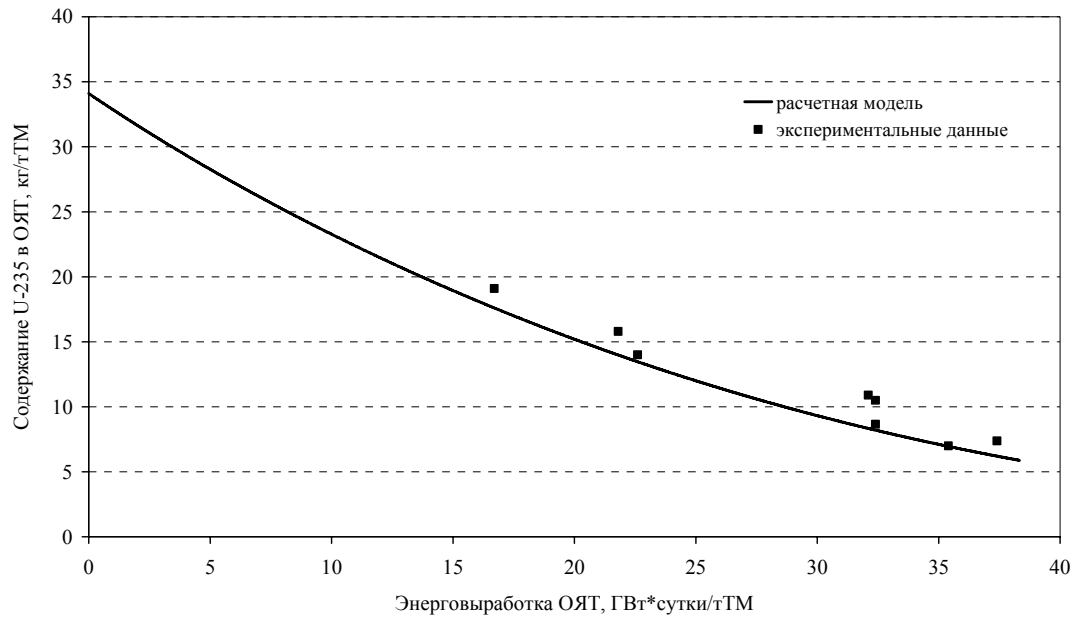


Рис. 31. Содержание U-235 в ОЯТ реактора BWR Fukushima-Daini-2

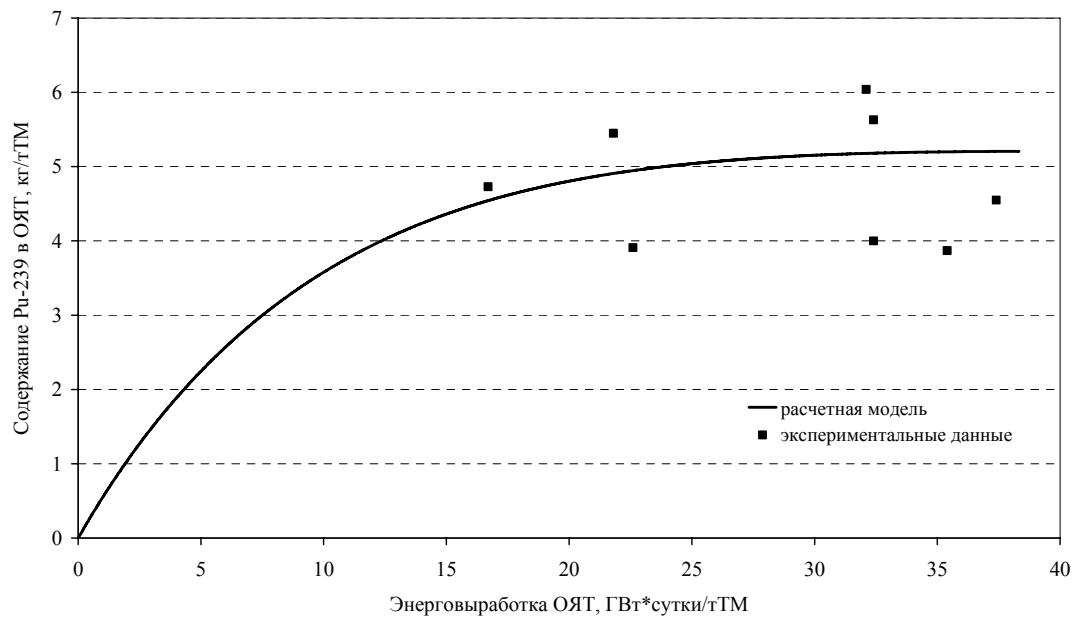


Рис. 32. Содержание Pu-239 в ОЯТ реактора BWR Fukushima-Daini-2

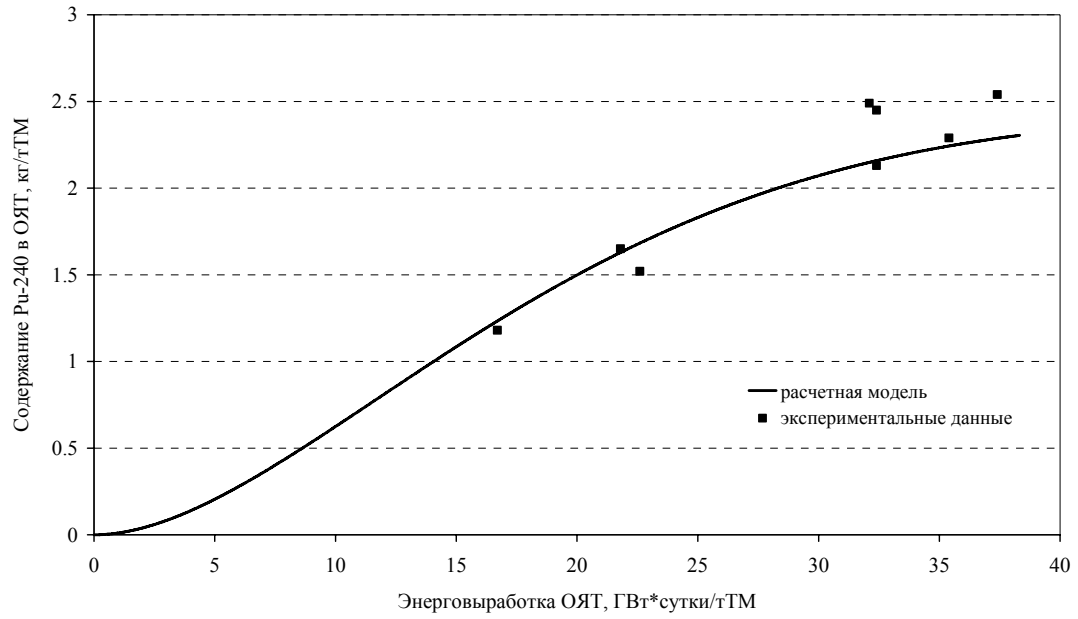


Рис. 33. Содержание Pu-240 в ОЯТ реактора BWR Fukushima-Daini-2

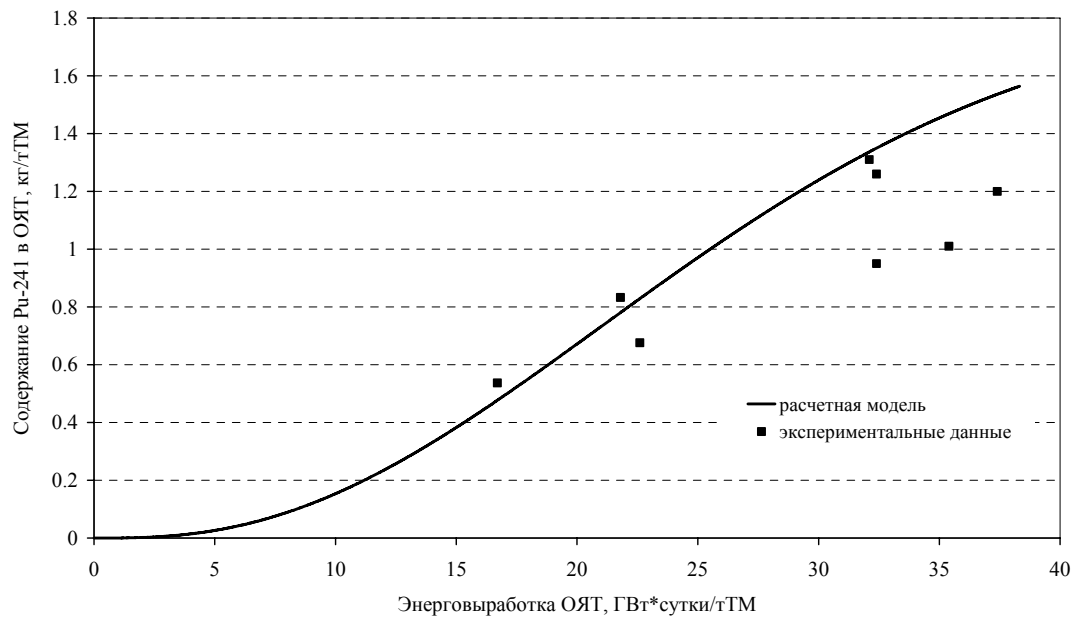


Рис. 34. Содержание Pu-241 в ОЯТ реактора BWR Fukushima-Daini-2

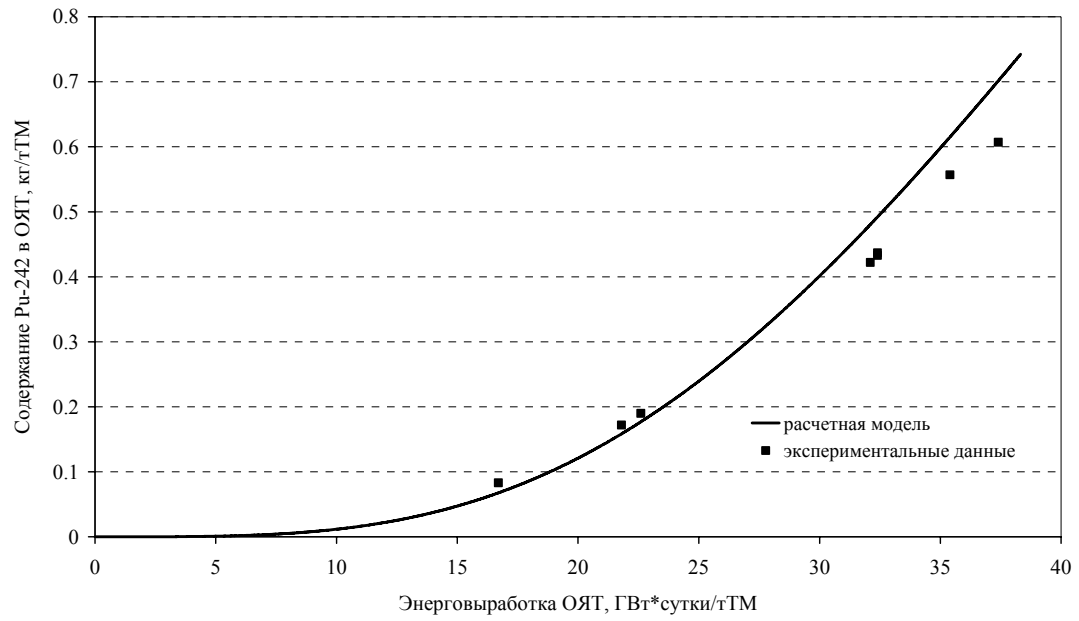


Рис. 35. Содержание Pu-242 в ОЯТ реактора BWR Fukushima-Daini-2

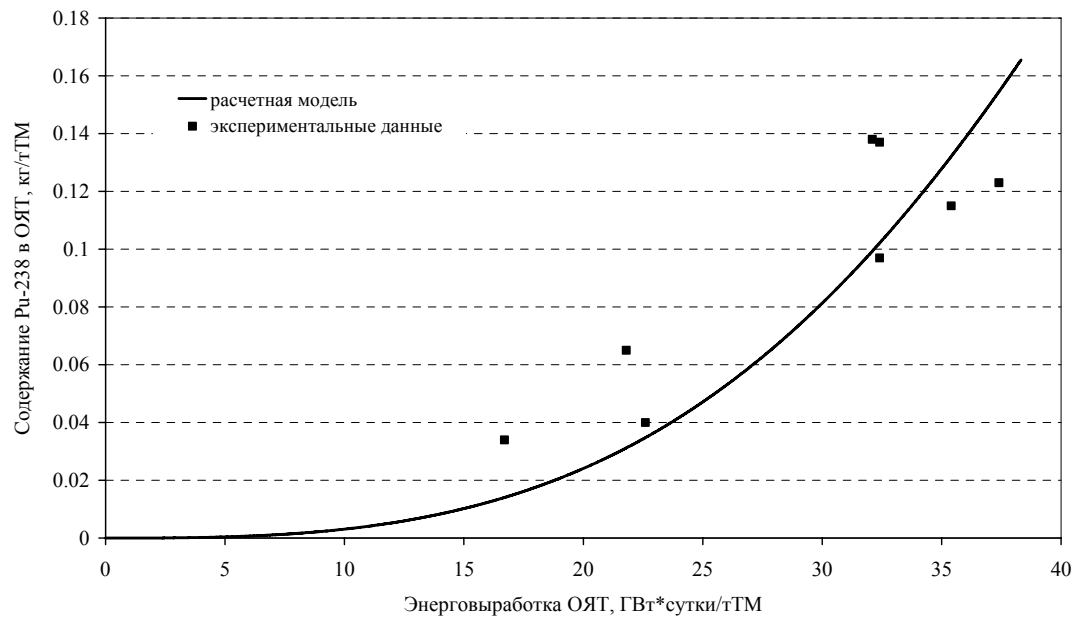


Рис. 36. Содержание Pu-238 в ОЯТ реактора BWR Fukushima-Daini-2

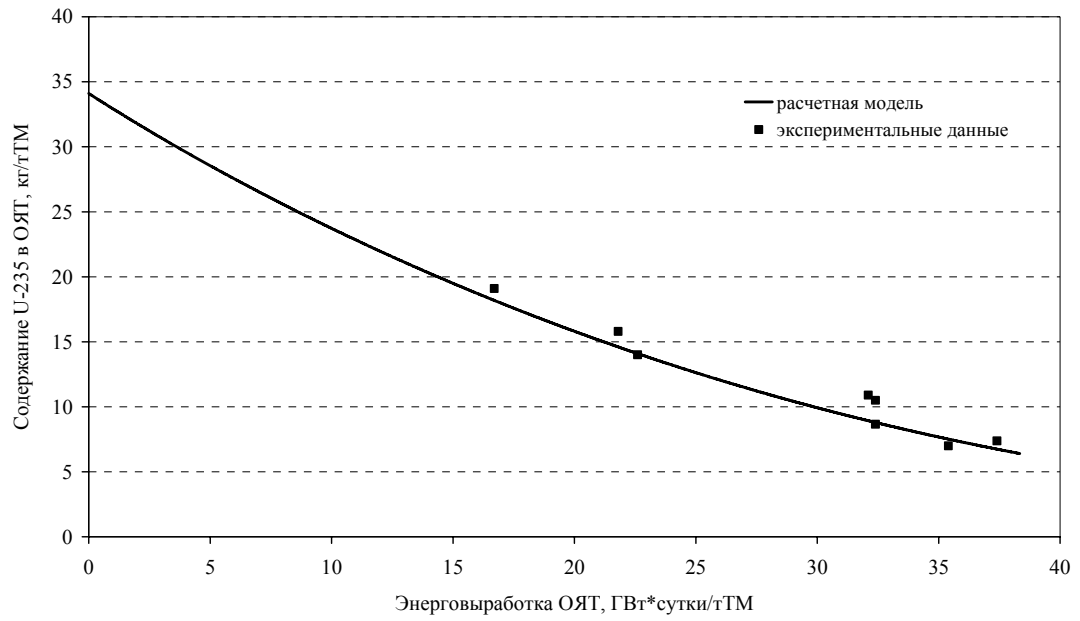


Рис. 37. Содержание U-235 в ОЯТ реактора BWR Fukushima-Daini-2

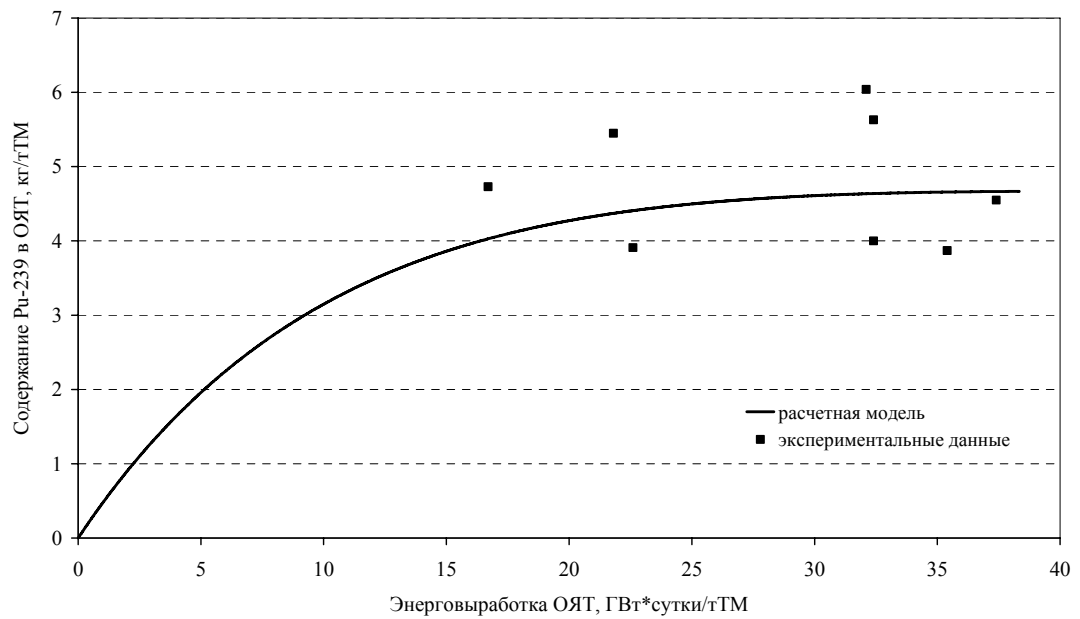


Рис. 38. Содержание Pu-239 в ОЯТ реактора BWR Fukushima-Daini-2

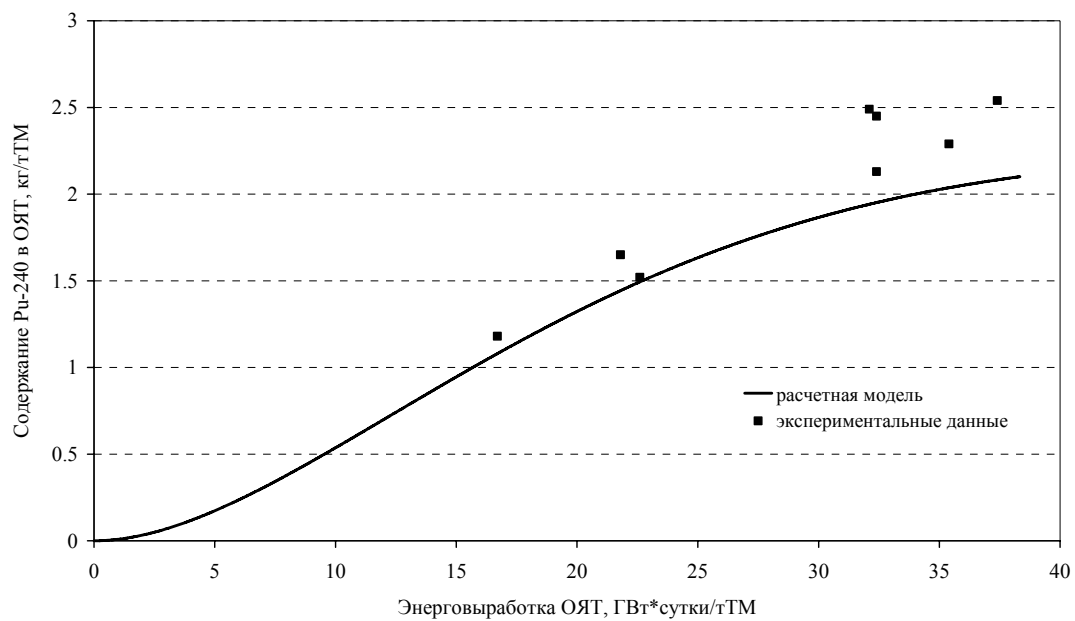


Рис. 39. Содержание Pu-240 в ОЯТ реактора BWR Fukushima-Daini-2

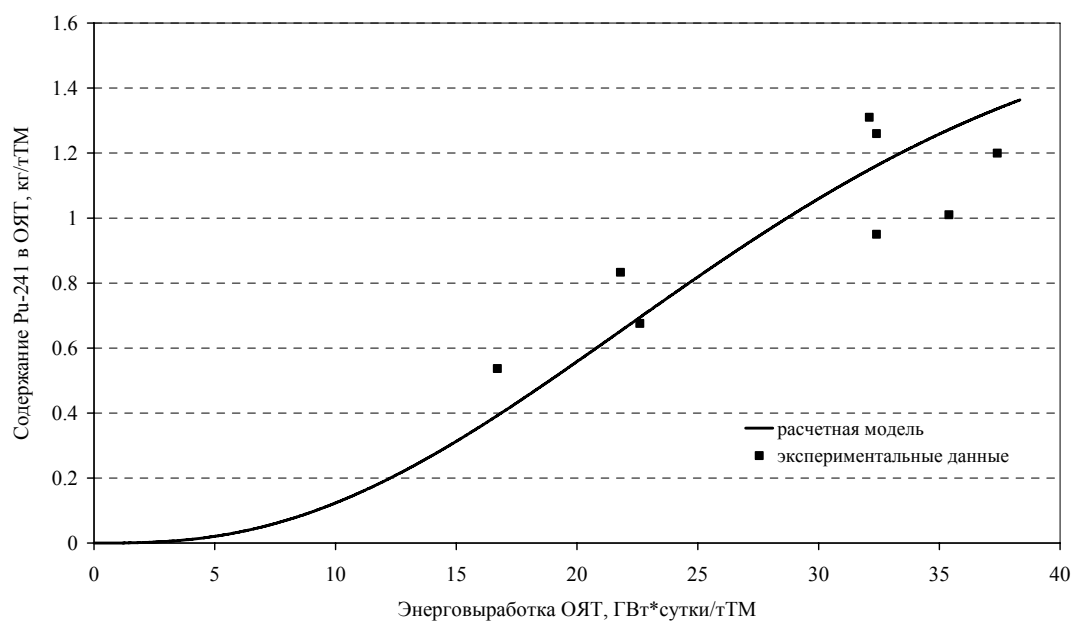


Рис. 40. Содержание Pu-241 в ОЯТ реактора BWR Fukushima-Daini-2

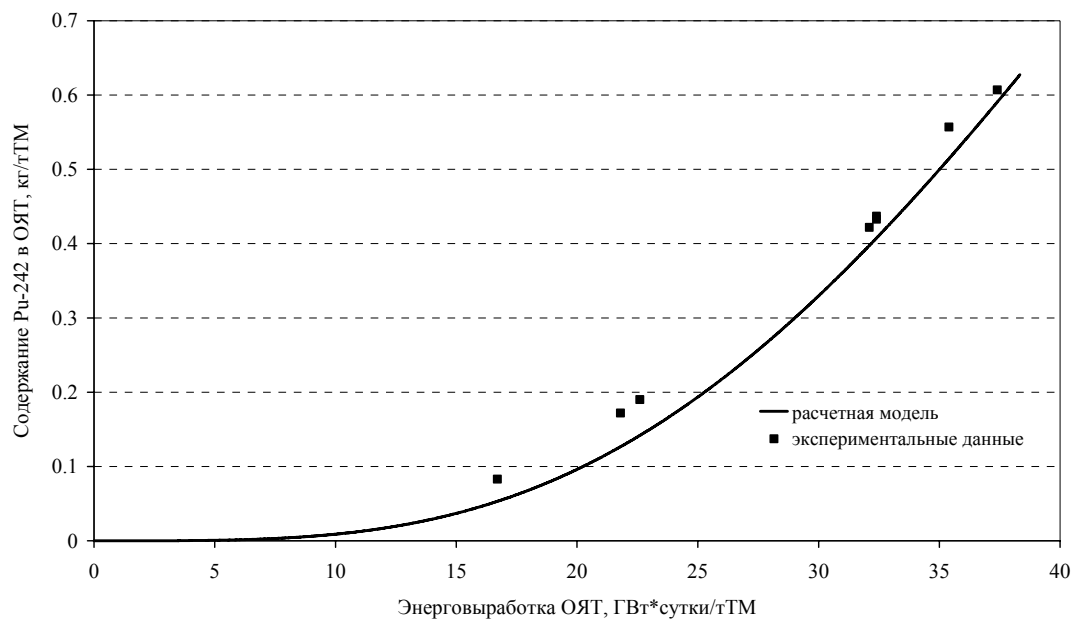


Рис. 41. Содержание Pu-242 в ОЯТ реактора BWR Fukushima-Daini-2

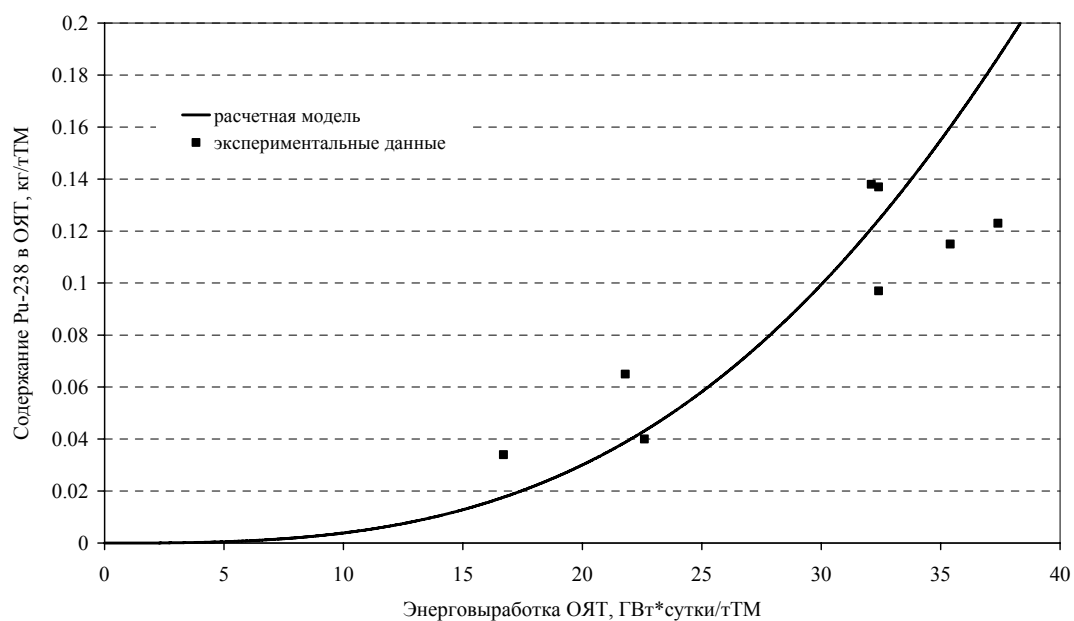


Рис. 42. Содержание Pu-238 в ОЯТ реактора BWR Fukushima-Daini-2

9. ХАРАКТЕРИСТИКИ НАРАБОТКИ ПЛУТОНИЯ В РЕАКТОРАХ PHWR

Тяжеловодные реакторы PHWR являются важной составляющей мировой атомной энергетики. Использование природного урана в качестве ядерного топлива и относительно невысокий уровень энерговыработки ОЯТ определяют достаточно высокое качество нарабатываемого в этих реакторах плутония в отношении содержания изотопов Pu-238 и Pu-241. Реакторы PHWR используют оксидное топливо из природного урана, содержащего 0,71 % изотопа U-235. Для оценок наработки в этих реакторах энергетического плутония использовалась разработанная модель наработки актиноидов.

Для реакторов PHWR в качестве базовых значений параметров разработанной модели были выбраны величины $\alpha = 0,92$, $f(\text{U-238}) = 0,06$ и $f(\text{Pu-240}) = 0,3$.

Полученные с помощью одnogрупповой модели результаты сравнивались с расчетными данными по содержанию актиноидов в ОЯТ тяжеловодных реакторов, представленными в работе [12].

На рис. 43 приведено сравнение зависимости содержания U-235 от энерговыработки ОЯТ реакторов PHWR, полученной по разработанной модели, с зависимостью, представленной в [12]. На рис. 44-48 приведены зависимости содержания в ОЯТ реакторов PHWR изотопов плутония. Видно хорошее согласие данных модели и данных [12] за исключением изотопа Pu-238, для которого данные [12] приблизительно в 1,5 раза превышают данные, полученные с помощью разработанной одnogрупповой модели. При этом следует отметить, что в [12] отсутствует информация о том, каким образом и с использованием каких нейтронных констант проводились расчеты наработки актиноидов.

На рис. 49-51 приведены данные по содержанию в ОЯТ реакторов PHWR изотопов U-236, Np-237 и Am-243. Можно отметить хорошее согласие данных одnogрупповой модели и данных [12] для этих актиноидов.

Характеристики нейтронного спектра в элементарной ячейке реактора PHWR представлены в таблице 23. Отметим, что соотношению флюенсов нейтронов в тепловой ($E_n < 0,2$ эВ) области и в надтепловой ($0,2 < E_n < 10^5$ эВ) области 28,28 % и 49,58 % (табл. 23) соответствует значение параметра $\alpha = 0,88$.

Таблица 23. Распределение флюенса нейтронов в реакторе PHWR

ΔE , эВ	0-0,2	0,2-10 ⁵	10 ⁵ -10 ⁷
$n\nu$, %	28,28	49,58	22,14

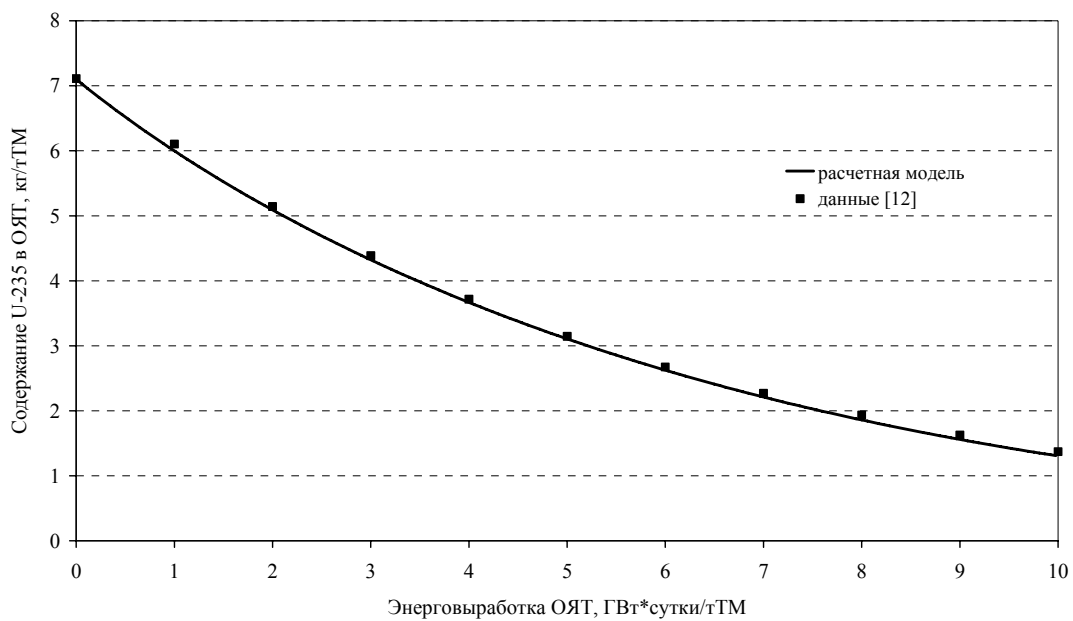


Рис. 43. Содержание U-235 в ОЯТ реактора PHWR

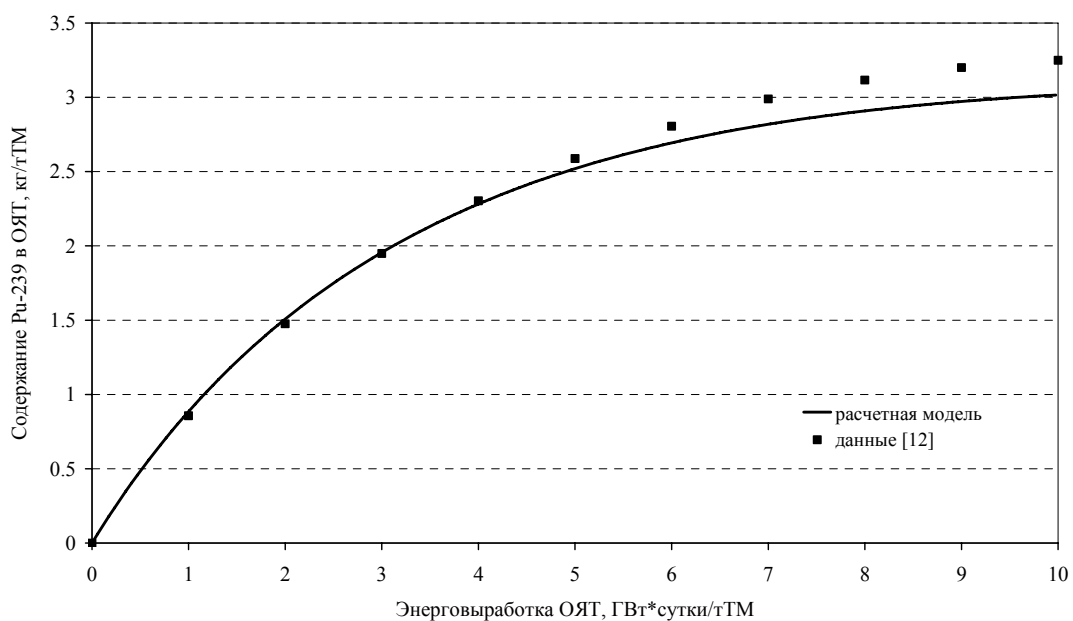


Рис. 44. Содержание Pu-239 в ОЯТ реактора PHWR

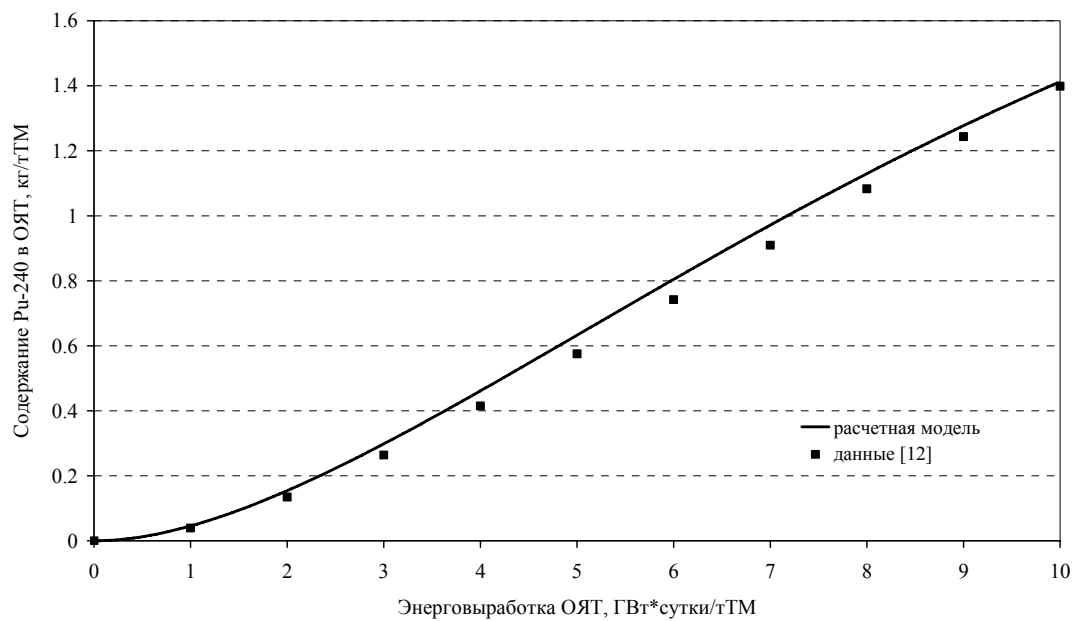


Рис. 45. Содержание Pu-240 в ОЯТ реактора PHWR

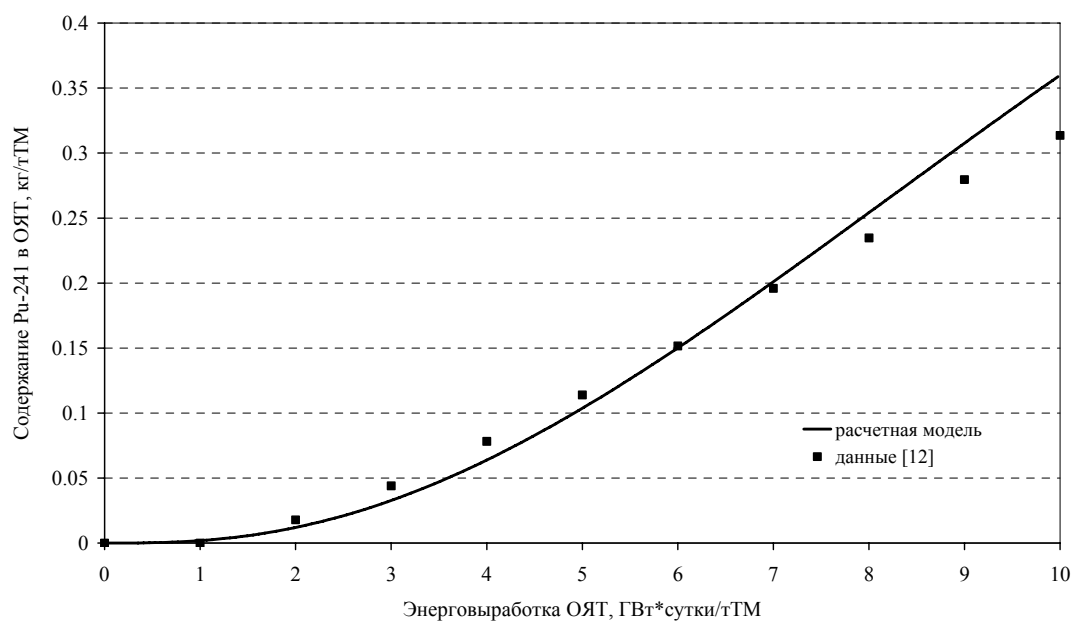


Рис. 46. Содержание Pu-241 в ОЯТ реактора PHWR

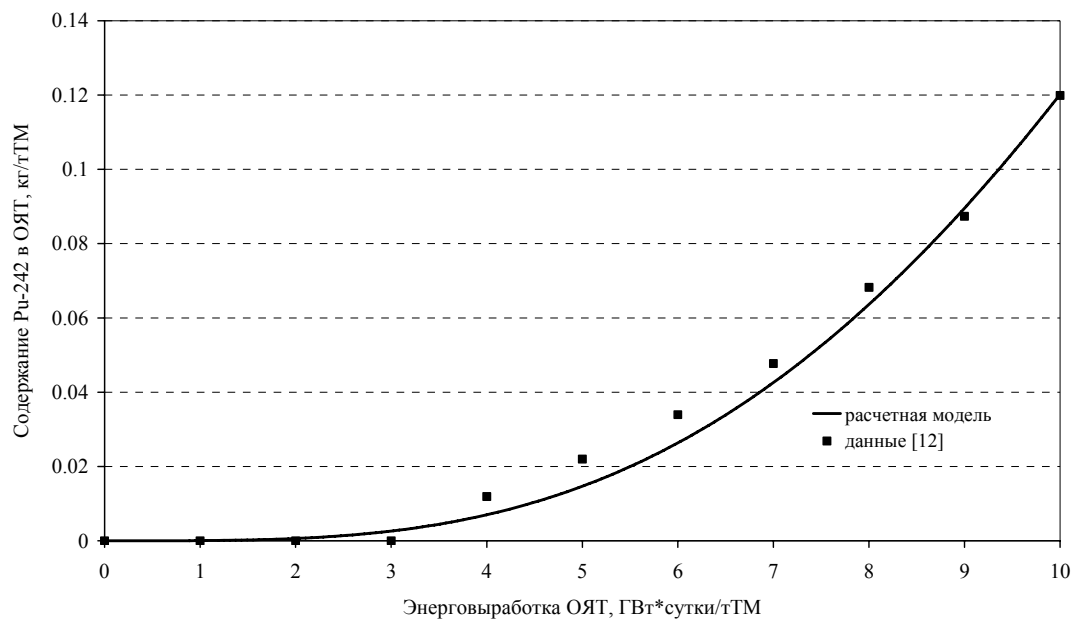


Рис. 47. Содержание Pu-242 в ОЯТ реактора PHWR

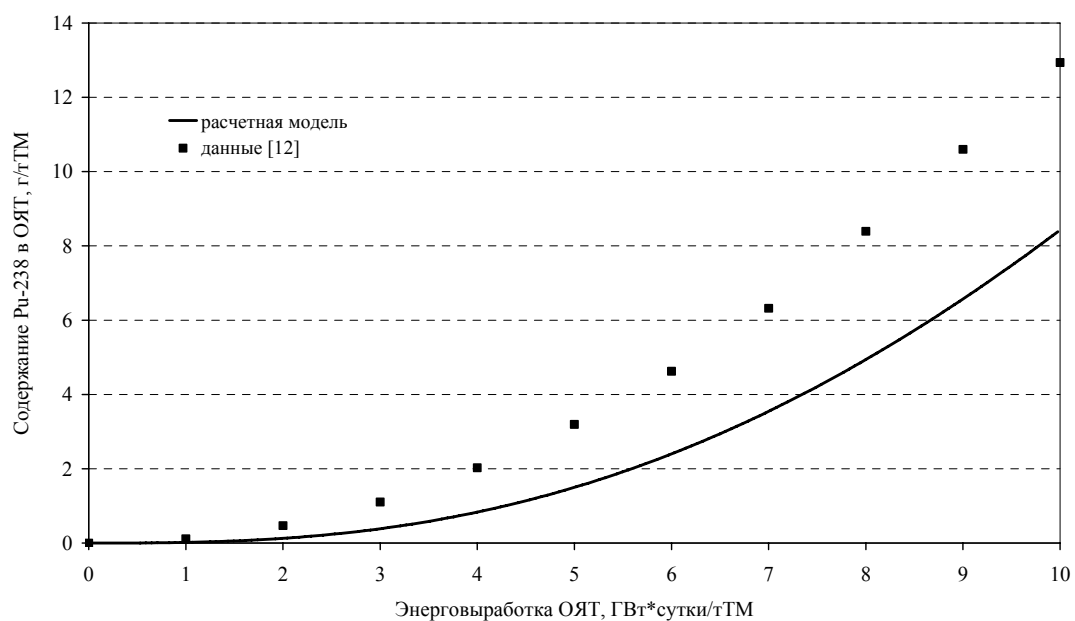


Рис. 48. Содержание Pu-238 в ОЯТ реактора PHWR

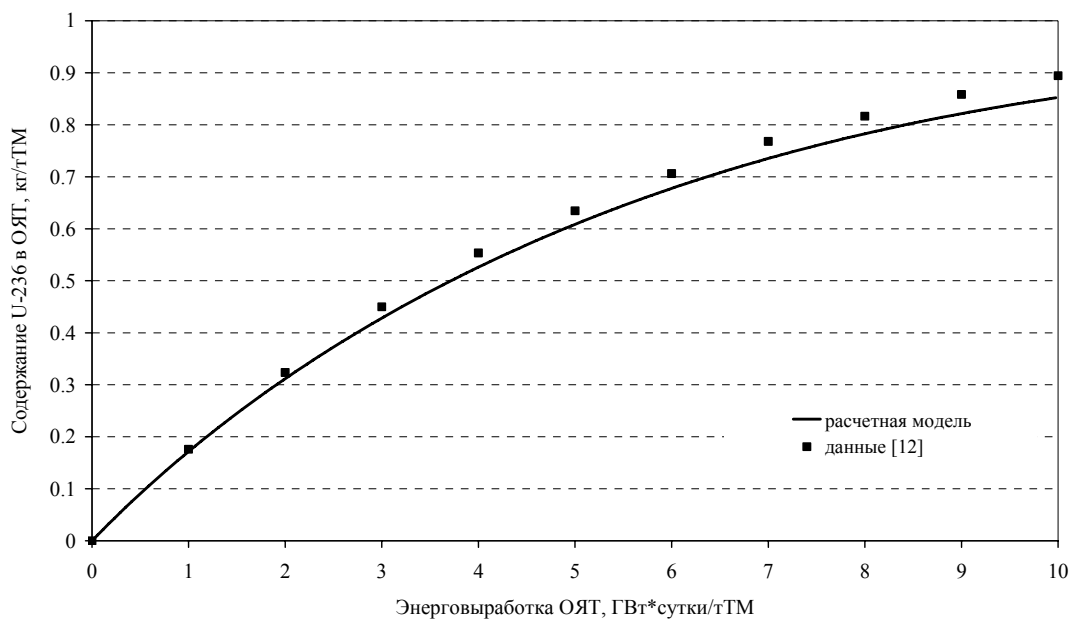


Рис. 49. Содержание U-236 в ОЯТ реактора PHWR

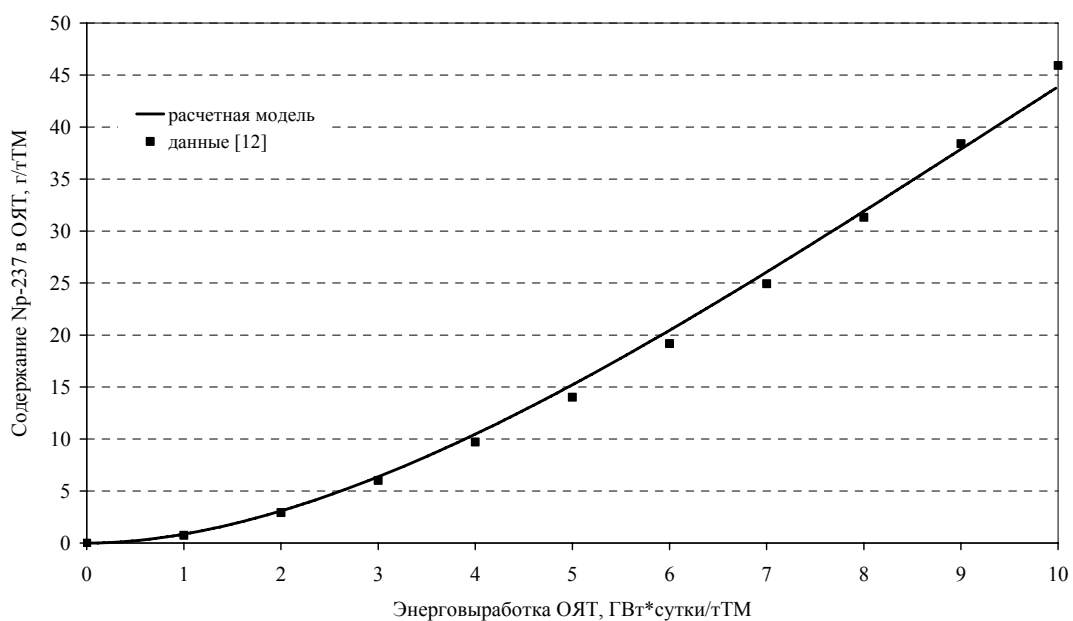


Рис. 50. Содержание Np-237 в ОЯТ реактора PHWR

10. ХАРАКТЕРИСТИКИ НАРАБОТКИ ПЛУТОНИЯ В РЕАКТОРАХ GCR

На ранней стадии развития атомной энергетики газографитовые реакторы GCR имели достаточно широкое распространение, однако к настоящему времени они сохранились только на АЭС Великобритании. Вместе с тем, вопрос о качестве плутония, нарабатываемого в реакторах GCR, имеет особый интерес, поскольку вследствие невысоких типичных уровней энерговыработки ОЯТ этих реакторов, нарабатываемый в них плутоний содержит небольшое количество изотопов Pu-241 и Pu-238. Реакторы GCR используют металлическое топливо из природного урана, содержащего 0,71 % изотопа U-235. Для оценок наработки в этих реакторах энергетического плутония использовалась одnogрупповая модель наработки актиноидов.

Для реакторов GCR в качестве базовых значений параметров разработанной модели были выбраны величины $\alpha = 0,96$, $f(\text{U-238}) = 0,12$ и $f(\text{Pu-240}) = 0,75$.

Полученные с помощью одnogрупповой модели результаты сравнивались с расчетными данными по содержанию актиноидов в ОЯТ реакторов GCR, представленными в работе [12].

На рис. 52 приведено сравнение зависимости содержания изотопа U-235 от энерговыработки ОЯТ реакторов GCR, полученной по разработанной модели, с зависимостью, представленной в [12]. На рис. 53-57 приведены зависимости содержания в ОЯТ реакторов GCR изотопов плутония.

Видно в целом неплохое согласие результатов расчетов, полученных с помощью модели, и данных работы [12]. При этом для изотопа Pu-241 данные [12] приблизительно в 1,3 раза превышают данные, полученные с помощью разработанной одnogрупповой модели при энерговыработке ОЯТ в 4 ГВт·сутки/тТМ. Для изотопа Pu-242 данные [12] почти в два раза превосходят данные, полученные с помощью разработанной модели при энерговыработке ОЯТ в 4 ГВт·сутки/тТМ.

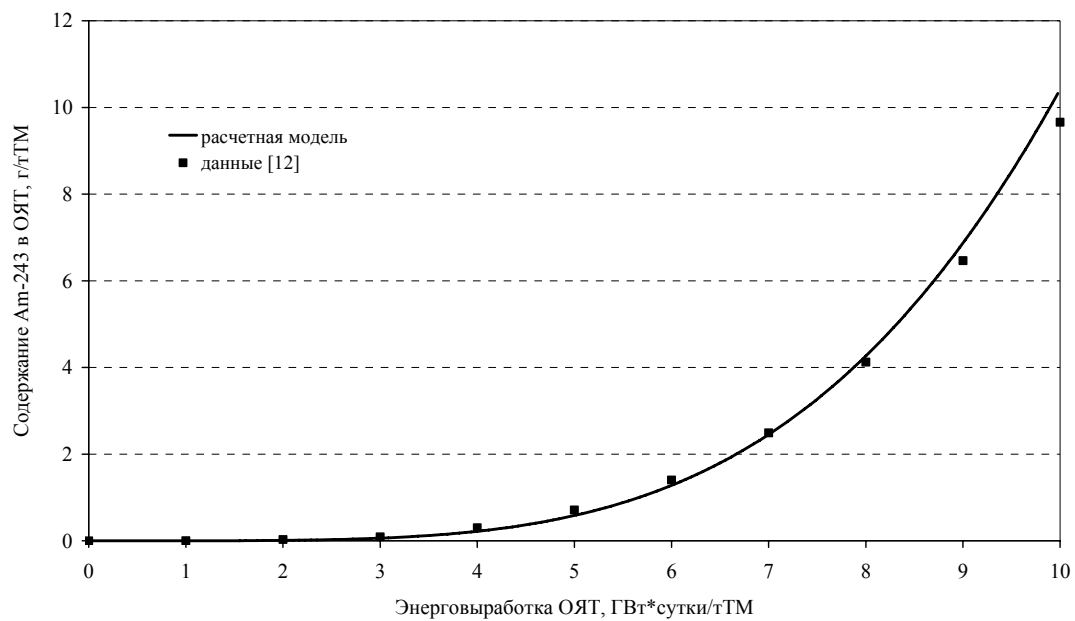


Рис. 51. Содержание Am-243 в ОЯТ реактора PHWR

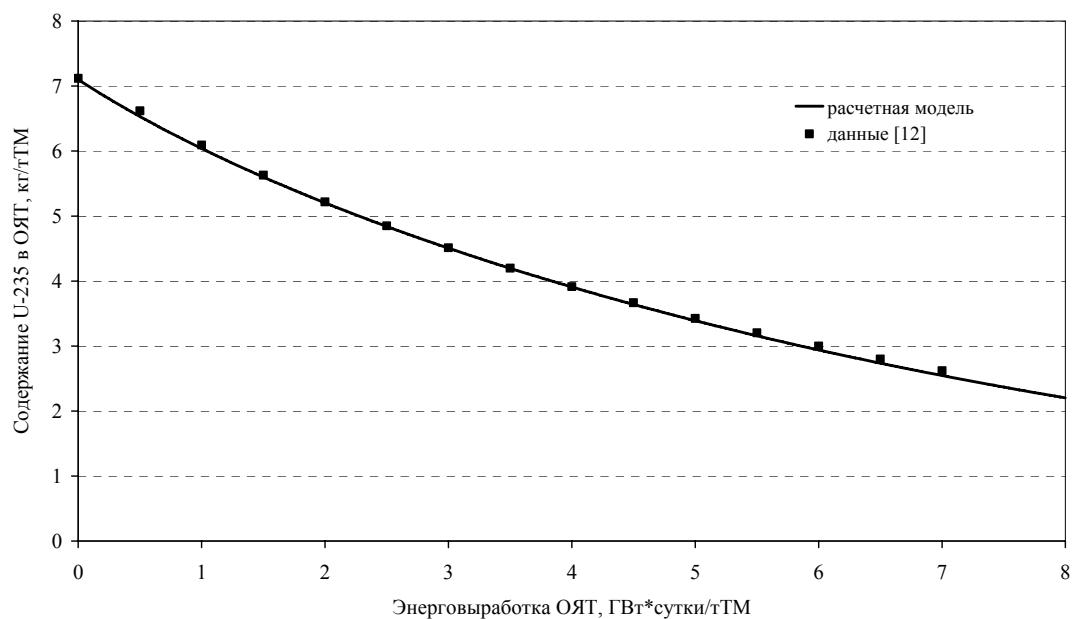


Рис. 52. Содержание U-235 в ОЯТ реактора GCR

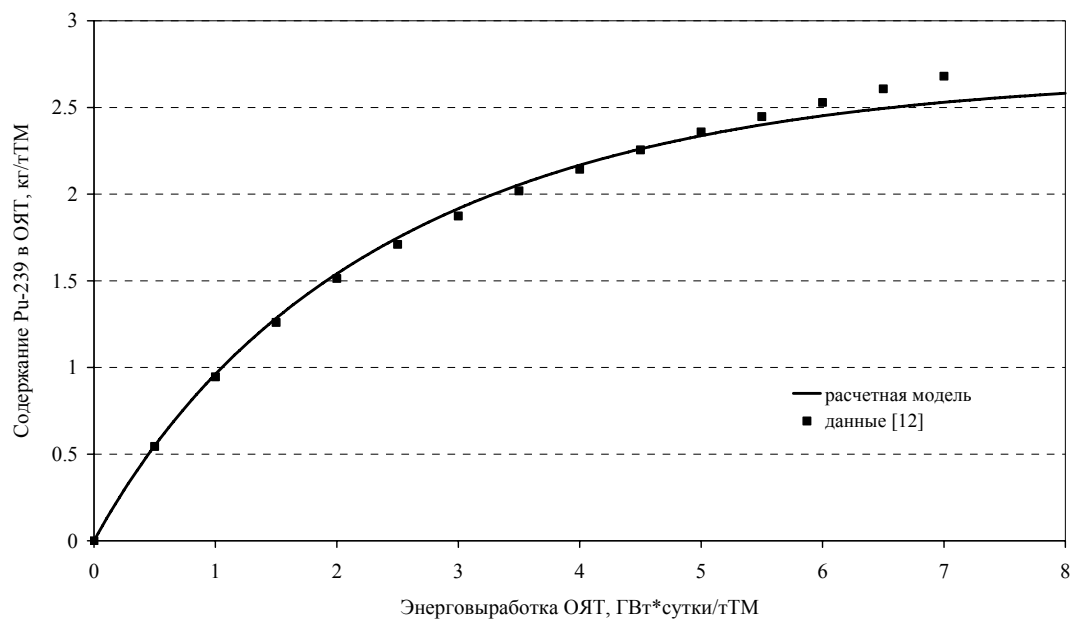


Рис. 53. Содержание Pu-239 в ОЯТ реактора GCR

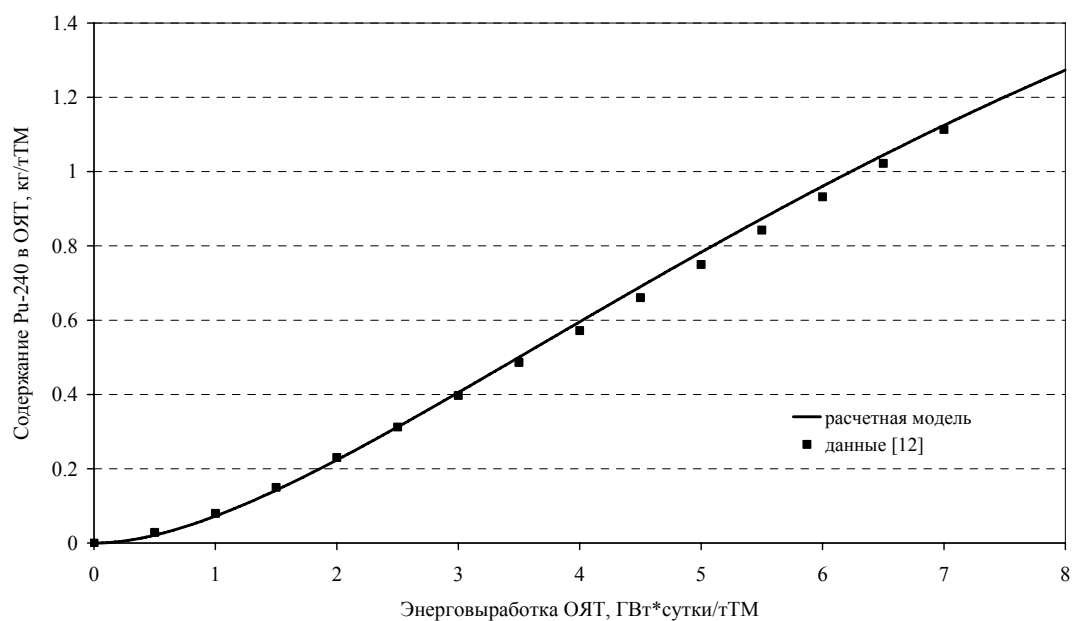


Рис. 54. Содержание Pu-240 в ОЯТ реактора GCR

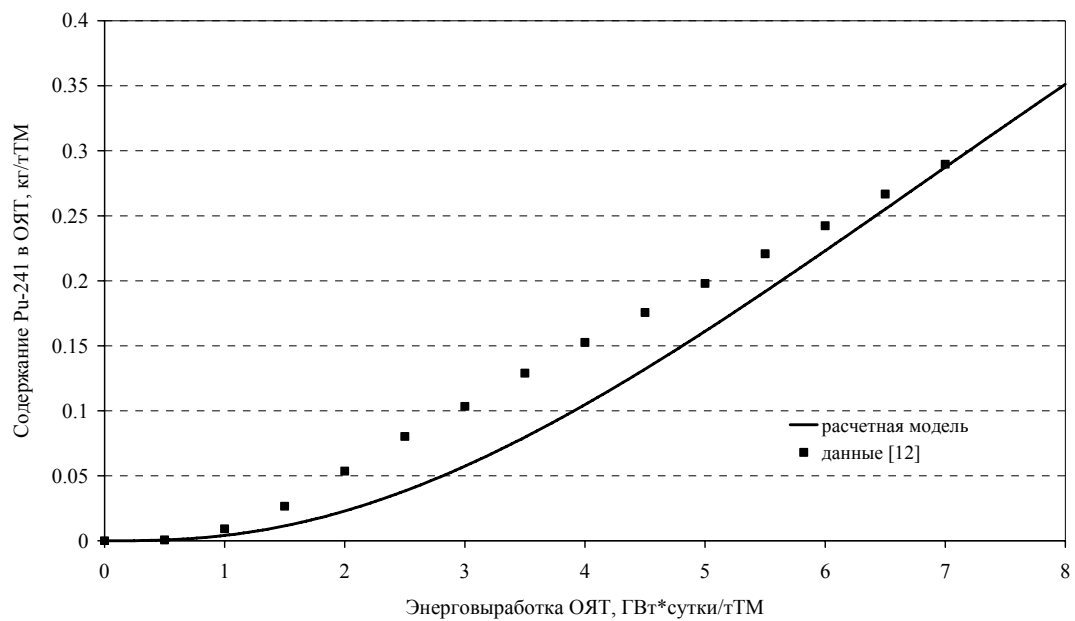


Рис. 55. Содержание Pu-241 в ОЯТ реактора GCR

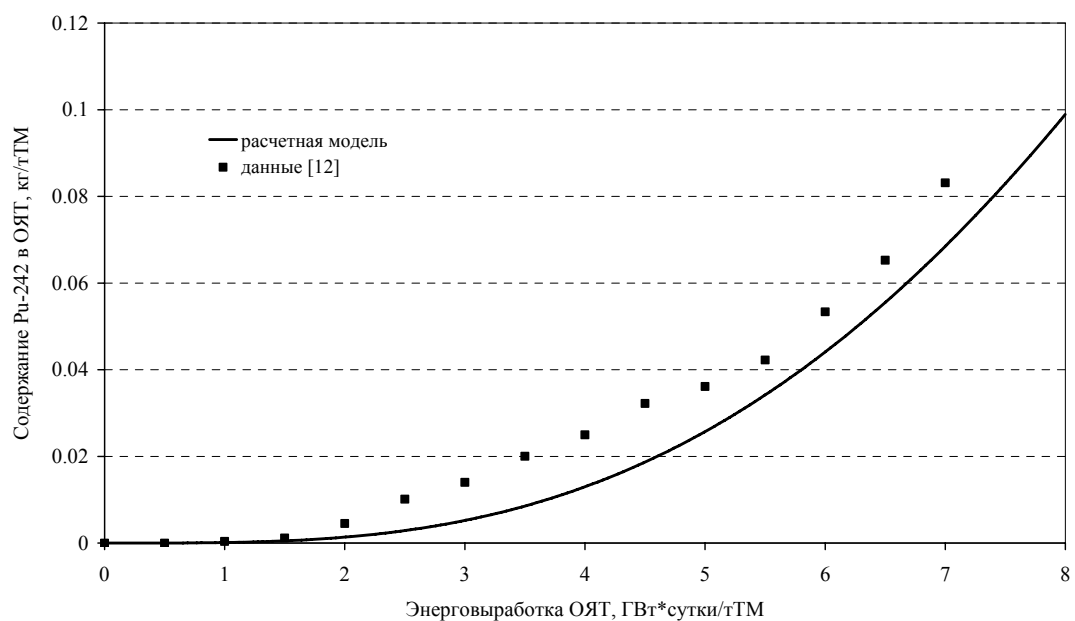


Рис. 56. Содержание Pu-242 в ОЯТ реактора GCR

11. ОЦЕНКИ НАРАБОТКИ ПЛУТОНИЯ В ЯДЕРНЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ РЕАКТОРАХ

11.1. Общие подходы к проблеме

В этом разделе будут приведены результаты оценок наработки плутония действующими и остановленными ядерными энергетическими реакторами различных государств мира за весь период развития атомной энергетики по 2004 год включительно. В качестве исходных данных использовались показатели энерговыработки для 541 ядерного реактора на тепловых нейтронах из базы данных МАГАТЭ [13], а также удельные характеристики наработки изотопов при типичных значениях энерговыработки ОЯТ для различных типов ядерных реакторов, полученные на основе разработанной одnogрупповой модели (разделы 6-10).

Некоторым ограничением проведенных оценок является то, что при их проведении мы предполагали, что во всех ядерных реакторах использовалось уран-урановое ядерное топливо ($^{235}\text{U}_\alpha$, $^{238}\text{U}_{1-\alpha}$), полученное путем непосредственного использования или обогащения природного урана. Это ограничение имеет два аспекта.

Во-первых, мы не учитывали использование в реакторах на тепловых нейтронах так называемого МОКС-топлива, то есть смешанного оксидного уран-плутониевого топлива. Это обусловлено относительно небольшим вкладом этого вида ядерного топлива в общий объем использования ядерного топлива в атомной энергетике (не более 2,5 %). Вместе с тем, после облучения в реакторе это топливо содержит существенно бóльшие удельные количества (на единицу энерговыработки) изотопов плутония, в особенности высших изотопов, чем отработанное уран-урановое ядерное топливо. Поэтому вопрос о роли использования МОКС-топлива в легководных ядерных реакторах должен быть рассмотрен отдельно.

Во-вторых, мы не учитывали использование в уран-урановом топливе рециклированного урана, получаемого при переработке ОЯТ. Такой уран содержит изотоп U-236, которого нет в природном уране. Наличие этого изотопа в свежем ядерном топливе повышает наработку изотопа плутония Pu-238 по сравнению с ядерным топливом на основе природного урана при равной энерговыработке и равном уровне начального обогащения по изотопу U-235. При этом следует отметить, что использование рециклированного урана в производстве ядерного топлива невелико.

11.2. Подход к оценке наработки изотопов

Для каждого из рассматриваемых 541 ядерных реакторов определялось количество наработанного ОЯТ исходя из величины их электрической энерговыработки $Q_{эл}$ по следующему соотношению:

$$M(\text{ОЯТ}) = \frac{Q_{эл}(\text{ГВт} \cdot \text{сутки})}{n \cdot B(\text{ГВт} \cdot \text{сутки/тТМ})} \text{ тТМ},$$

где B – номинальное значение энерговыработки ОЯТ, n – показатель, связывающий тепловую и электрическую мощность реактора.

После этого количество рассматриваемого изотопа M_i , наработанного за все время эксплуатации реактора, определялось из соотношения:

$$M_i = m_i M(\text{ОЯТ}),$$

где величины удельных наработок изотопов m_i для реакторов различных типов были получены на основании данных разработанной одnogрупповой модели.

В таблице 24 приведены использованные в данной работе значения параметров B и m_i для различных типов ядерных реакторов.

Таблица 24. Базовые параметры для оценки наработки плутония

Тип реактора	B , ГВт·сутки/тТМ	m_i , кг/тТМ				
		Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-240	Pu-238
PWR	38	5,87	2,3	1,81	0,675	0,173
BWR	30	5,19	2,14	1,33	0,469	0,089
PHWR	7	2,82	0,97	0,2	0,043	$3,6 \cdot 10^{-3}$
GCR	4	2,17	0,6	0,106	0,013	$4,4 \cdot 10^{-4}$
LWGR	20	2,49	1,75	0,58	0,28	0,03
AGR	20	2,49	1,75	0,58	0,28	0,03

Отметим, что рассматриваемый подход к определению массы нарабатываемых изотопов является оценочным. Помимо приближенного характера используемой модели, погрешности в оценке связаны с предположением постоянства энерговыработки ОЯТ как для всех реакторов данной категории, так и для каждого реактора в течение срока его эксплуатации. Как известно, энерговыработка ОЯТ для каждой категории реакторов со временем, как правило, растет, а внутри категории она может заметно варьировать в зависимости от конкретного реактора и особенностей его эксплуатации.

Отметим также, что полученные таким образом значения наработки изотопов включают не только выгруженное ОЯТ, но и ОЯТ, находившееся в ядерных реакторах на конец 2004 года.

Кроме того, для изотопов Pu-241 и Pu-238 необходимо учесть уменьшение их количества со временем вследствие радиоактивного распада. Для каждого реактора мы определили время его работы t_{op} , как интервал между его подключением к электросети и концом 2004 года или моментом, когда реактор прекратил свою работу. Предполагая, что ОЯТ в течение времени t_{op} выгружалось с постоянной скоростью, получим, что динамика накопления Pu-241 и Pu-238 в ОЯТ данного реактора определяется соотношением:

$$\frac{dM}{dt} = \frac{m_i M(\text{ОЯТ})}{t_{op}} - \frac{M}{\tau_0},$$

где $M(\text{ОЯТ})$ – общая масса наработки ОЯТ за время t_{op} , τ_0 – время жизни изотопов Pu-241 и Pu-238 ($T_{1/2}/0,693$).

Соответственно для действующего ядерного реактора динамика накопления Pu-241 и Pu-238 в ОЯТ определяется соотношением:

$$M = m_i M(\text{ОЯТ}) \frac{\tau_0}{t_{op}} \left(1 - \exp\left(-\frac{t_{op}}{\tau_0}\right) \right).$$

Для остановленного ядерного реактора, интервал времени между прекращением работы которого и концом 2004 года составляет t_s , соотношение будет выглядеть следующим образом:

$$M = m_i M(\text{ОЯТ}) \frac{\tau_0}{t_{op}} \left(1 - \exp\left(-\frac{t_{op}}{\tau_0}\right) \right) \exp\left(-\frac{t_s}{\tau_0}\right).$$

При таком определении массы изотопов Pu-241 и Pu-238 возникают две погрешности. Первая (основная) погрешность связана с предположением постоянства во времени наработки изотопов Pu-241 и Pu-238 в составе ОЯТ. Это предполагает как постоянство энерговыработки реактора в течение срока его эксплуатации, что сильно идеализирует реальную ситуацию.

Вторая погрешность в рамках рассматриваемого подхода связана с отождествлением момента подключения реактора в электросеть и момента начала выгрузки ОЯТ. Однако следует отметить, что частичная компенсация этой погрешности обусловлена наличием заметного периода работы реактора от момента его физического пуска до момента подключения в электросеть, в течение которого происходит, как правило, достаточно значительная энерговыработка.

11.3. Характеристики наработки изотопов плутония мировой атомной энергетикой

В соответствии с выработанным подходом для каждого ядерного энергетического реактора были определены значения наработки каждого из пяти изотопов плутония, а также эти значения к концу 2004 года с учетом распада изотопов Pu-241 и Pu-238.

В таблице 25 приведены общие характеристики наработки плутония мировой атомной энергетикой к концу 2004 года. Для изотопов Pu-241 и Pu-238 приведены два значения: первое соответствует начальному содержанию этих изотопов в выгруженном ОЯТ, а второе учитывает их радиоактивный распад после выгрузки ОЯТ.

Из таблицы 25, в частности, следует, что около 89,5 % от общей массы энергетического плутония было произведено в действующих реакторах. Общее уменьшение массы энергетического плутония вследствие распада изотопов Pu-241 и Pu-238 составило 5,6 %. При этом радиоактивный распад привел к уменьшению массы Pu-241 на 39,6 %, а массы Pu-238 – на 8,3 % по сравнению с их исходным содержанием в выгруженном топливе.

Таблица 25. Общие характеристики наработки плутония мировой атомной энергетикой

Реакторы	Кол-во	Масса, т							
		$M_{\text{Pu-239}}$	$M_{\text{Pu-240}}$	$M_{\text{Pu-241}}^0$	$M_{\text{Pu-241}}$	$M_{\text{Pu-242}}$	$M_{\text{Pu-238}}^0$	$M_{\text{Pu-238}}$	Всего
Действующие	438	1051,2	419,3	270,9	167,5	99,1	22,9	21,0	1758,3
Закрытые	103	142,8	49,1	18,4	7,2	5,8	1,1	1,0	206,0
Всего	541	1194,0	468,4	289,2	174,8	105,0	24,0	22,0	1964,3

В таблице 26 приведены общие характеристики наработки плутония для шести основных типов ядерных энергетических реакторов. Из таблицы 26 следует, что основная масса наработанного энергетического плутония была произведена в легководных реакторах PWR (55,2 %) и BWR (22,6 %). Вместе с тем, в тяжеловодных реакторах PHWR было произведено 10,5 %, а в газографитовых реакторах GCR – 6,6 % от общего объема наработки энергетического плутония.

Таблица 26. Нарботка энергетического плутония по типам ядерных реакторов

Тип	Масса, т							
	$M_{\text{Pu-239}}$	$M_{\text{Pu-240}}$	$M_{\text{Pu-241}}^0$	$M_{\text{Pu-241}}$	$M_{\text{Pu-242}}$	$M_{\text{Pu-238}}^0$	$M_{\text{Pu-238}}$	Всего
PWR	633,5	247,3	195,1	120,1	72,9	18,7	17,1	1090,9
BWR	267,2	110,3	68,3	40,4	24,1	4,6	4,2	446,6
PHWR	146,9	50,8	10,4	6,4	2,2	0,19	0,17	206,7
GCR	100,9	27,9	4,9	1,6	0,6	0,021	0,017	131
LWGR	33,2	23,4	7,7	4,4	3,7	0,4	0,36	65,0
AGR	12,5	8,8	2,9	1,8	1,4	0,15	0,14	24,7
Всего	1194,0	468,4	289,2	174,8	105,0	24,01	21,96	1964,3

В таблице 27 приведены оценки ежегодной наработки энергетического плутония мировой атомной энергетикой на конец 2004 года.

Таблица 27. Текущая ежегодная наработка энергетического плутония

Тип	$P_{\text{эл}}$, ГВт·эл.	Масса, т					
		$M_{\text{Pu-239}}$	$M_{\text{Pu-240}}$	$M_{\text{Pu-241}}$	$M_{\text{Pu-242}}$	$M_{\text{Pu-238}}$	Всего
PWR	240,9	35,1	13,7	10,8	4,0	1,03	64,6
BWR	82,7	12,5	5,1	3,2	1,1	0,21	22,1
PHWR	20,5	10,3	3,6	0,7	0,2	0,01	14,8
LWGR	11,4	1,5	1,1	0,4	0,1	0,02	3,1
AGR	8,4	0,7	0,5	0,2	0,1	0,01	1,5
Всего	363,9	60,1	24,0	15,3	5,5	1,3	106,2

Таблица 28. Характеристики наработки энергетического плутония в различных странах

Страна	N	$Q_{эл}$, ГВт·лет	Масса, т							
			M_{Pu-239}	M_{Pu-240}	M_{Pu-241}^0	M_{Pu-241}	M_{Pu-242}	M_{Pu-238}^0	M_{Pu-238}	Всего
Аргентина	2	17,7	8,9	3,1	0,6	0,4	0,14	0,01	0,01	12,6
Армения	2	7,4	1,3	0,5	0,4	0,2	0,15	0,04	0,03	2,2
Бельгия	8	110,4	19,5	7,6	6,0	3,6	2,24	0,57	0,52	33,4
Болгария	6	41,4	7,3	2,8	2,2	1,4	0,84	0,21	0,20	12,6
Бразилия	2	9,5	1,7	0,7	0,5	0,4	0,19	0,05	0,05	3,0
Великобритания	43	225,3	88,5	30,0	7,0	3,4	2,04	0,21	0,2	124,2
Венгрия	4	28,5	5,0	2,0	1,5	1,0	0,58	0,15	0,14	8,7
Германия	35	406,7	75,2	29,8	21,7	12,8	7,99	1,90	1,73	127,6
Индия	15	24,0	9,9	3,5	1,0	0,6	0,26	0,04	0,03	14,3
Испания	10	131,3	27,1	10,2	6,9	4,3	2,51	0,60	0,56	44,7
Италия	4	10,2	3,5	1,1	0,5	0,2	0,15	0,03	0,03	4,9
Канада	25	220,7	111,6	38,6	7,9	4,7	1,70	0,14	0,13	156,7
КНР	9	24,5	5,0	1,9	1,3	1,1	0,47	0,12	0,11	8,5
Литва	2	26,8	3,9	2,7	0,9	0,6	0,44	0,05	0,04	7,7
Мексика	2	12,2	2,5	1,0	0,6	0,5	0,22	0,04	0,04	4,2
Нидерланды	2	12,8	2,3	0,9	0,7	0,3	0,26	0,06	0,06	3,8
Пакистан	2	1,9	0,7	0,3	0,1	0,1	0,03	0,00	0,00	1,1
Республика Корея	20	159,3	35,9	13,5	8,2	5,8	2,93	0,72	0,67	58,8
Россия	34	306,7	48,8	26,8	13,1	7,8	5,54	1,01	0,92	89,9
Румыния	1	4,7	2,4	0,8	0,2	0,1	0,04	0,003	0,003	3,3
Словакия	7	31,1	5,5	2,1	1,7	1,1	0,63	0,16	0,15	9,5
Словения	1	11,4	2,0	0,8	0,6	0,4	0,23	0,06	0,05	3,5
США	125	1767,8	326,5	129,9	94,5	54,6	34,70	8,21	7,43	553,2
Украина	19	167,8	28,6	12,6	8,4	5,4	3,27	0,76	0,71	50,6
Финляндия	4	54,1	10,4	4,2	2,8	1,7	1,03	0,22	0,20	17,5
Франция	68	860,5	165,0	62,4	46,2	29,5	17,04	4,34	4,02	277,9
Чехия	6	28,5	5,0	2,0	1,5	1,1	0,58	0,15	0,14	8,8
Швейцария	5	68,8	12,8	5,1	3,7	2,0	1,34	0,31	0,28	21,6
Швеция	13	176,9	34,6	14,1	9,3	5,4	3,32	0,69	0,63	58,0
ЮАР	2	24,6	4,3	1,7	1,3	0,9	0,50	0,13	0,12	7,5
Япония	57	631,0	122,1	48,9	33,3	21,0	12,03	2,66	2,45	206,4
Тайвань	6	84,0	16,3	6,6	4,4	2,7	1,59	0,34	0,31	27,5
Всего	541	5688,7	1194,0	468,4	289,2	174,8	105,0	24,0	22,0	1964,3

Мы не смогли представить в таблице 27 данные по текущей наработке плутония газографитовыми реакторами GCR, поскольку в базе данных МАГАТЭ [13] отсутствуют данные по энерговыработке этих реакторов после 1995 года.

В соответствии с данными таблицы 27, ежегодный прирост энергетического плутония составляет около 5,4 % от общего объема его наработки. При этом на долю реакторов PWR приходится 60,5 %, а на долю реакторов BWR – 20,7 % ежегодной текущей наработки энергетического плутония.

В рамках изложенного подхода были проведены оценки наработки плутония в ядерных энергетических реакторах для различных государств и Тайваня. Результаты этих оценок приведены в таблице 28. Данные о наработке плутония включают в себя общую наработку как в действующих, так и в закрытых реакторах. В таблице 28 N – количество действующих и закрытых реакторов, $Q_{эл}$ – общий объем производства электроэнергии ядерными реакторами.

12. ХАРАКТЕРИСТИКИ ПЛУТОНИЯ РЕАКТОРОВ PWR

Легководный ядерный реактор PWR является наиболее распространенным типом ядерных энергетических реакторов (267 действующих и 27 закрытых ядерных реакторов в 25 странах мира). В этих реакторах была произведена основная часть ядерной электроэнергии (63,2 %) и было наработано больше всего энергетического плутония (55,2 %). В реакторах этого типа использовалось ядерное топливо с различным начальным обогащением по изотопу U-235 (характерный диапазон содержания U-235 $\alpha = 3-4,5$ %) и были реализованы различные уровни энерговыработки топлива (характерный диапазон $W = 30-45$ ГВт·сутки/тТМ). Уровень обогащения α и энерговыработка топлива W согласованы таким образом, чтобы к моменту выгрузки ОЯТ имело бы близкие характеристики критичности. В таблице 29 приведены значения наработки плутония и его изотопный состав для выгружаемого ОЯТ с различным начальным уровнем обогащения и различной конечной энерговыработкой, полученные с помощью разработанной приближенной численной модели.

Таблица 29. Характеристики удельной наработки плутония PWR

U-235, %	W , ГВт·сутки/тТМ	M_{Pu} , кг/тТМ	M_{Pu}^W , кг/ГВт·сутки	Изотопный состав плутония, %				
				Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242	Pu-238
3,1	30	10,39	0,346	56,65	21,35	15,9	5,1	1
4,1	40	10,89	0,272	53,8	21,1	16,85	6,5	1,75
5,1	50	11,25	0,225	51,6	20,7	17,3	7,7	2,7

Значения удельной наработки плутония в реакторах PWR приведены как в килограммах на тонну тяжелого металла, так и в килограммах на единицу энерговыработки

ОЯТ. Отметим, что уровень выгорания ОЯТ в 50 ГВт·сутки/тТМ относится к ближайшей перспективе развития атомной энергетики.

Из таблицы 29 видно, что в типовых условиях изотопный состав плутония PWR слабо зависит от согласованного изменения уровня обогащения свежего топлива α и энерговыработки ОЯТ W , за исключением наработки изотопа Pu-238, образующегося, в основном, в цепочке последовательных нейтронных захватов и радиоактивных распадов на изотопе U-235.

С ростом энерговыработки ОЯТ количество плутония на единицу энерговыработки уменьшается ($M_{Pu}^W \sim W^{-0,85}$), что является положительным фактором с точки зрения ядерного нераспространения. Наблюдающийся при этом рост содержания в энергетическом плутонии изотопа Pu-238 также важен, так как приводит к увеличению тепловыделения материала.

Плутоний PWR нарабатывается во многих странах уже в течение целого ряда десятилетий и хранится, в основном, в составе ОЯТ. При этом его изотопный состав претерпевает существенные изменения.

Первый энергетический реактор PWR Shippingport был введен в эксплуатацию в США в декабре 1957 года, то есть почти 50 лет тому назад (электрическая мощность этого реактора составляла $P_{эл} \cong 60$ МВт).

В таблице 30 приведены характеристики изотопного состава плутония PWR в зависимости от времени хранения ОЯТ $T_{хр}$.

Таблица 30. Изменение изотопного состава плутония PWR в процессе хранения ОЯТ

$T_{хр}$, лет	Изотопный состав плутония, %					M_{Pu} , кг/тТМ	M_{Pu}^W , кг/ГВт·сутки	$M_{кр}$, кг
	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242	Pu-238			
0	53,8	21,1	16,85	6,5	1,75	10,89	0,272	23,5
5	55,85	21,9	13,75	6,75	1,75	10,49	0,262	23,6
30	62,01	24,32	4,59	7,49	1,59	9,45	0,236	24
50	63,97	25,09	1,81	7,73	1,4	9,16	0,229	24,2

В таблице 30 приведены также значения удельной массы плутония с учетом распада изотопов Pu-241 и Pu-238. Хранение ОЯТ реакторов PWR в течение времени от 30 до 50 лет приводит к следующим результатам:

- масса плутония уменьшается в 1,15-1,19 раза;
- содержание изотопа Pu-241 уменьшается в 3,65-9,3 раз;
- содержание изотопа Pu-238 уменьшается в 1,1-1,25 раза.

В настоящее время в целом ряде стран имеется ОЯТ реакторов PWR, срок хранения которого насчитывает более 30 лет. Кроме трех официальных ядерных государств США, России и Франции, к этим странам относятся Германия, Индия, Япония, Бельгия, Нидерланды, Швеция и Швейцария, а также Италия. Вблизи этого временного порога

находится Республика Корея. Через 20 лет в эти государства будут располагать плутонием PWR со сроком хранения 50 и более лет.

В качестве примера подобного ядерного реактора рассмотрим швейцарский реактор PWR Beznau-1 с электрической мощностью $P_{эл} = 350$ МВт, который был введен в эксплуатацию 17 июля 1969 года. В период с 1970 по 1975 год выработка электроэнергии на этом реакторе составила около 480 ГВт·суток. Учитывая, что отношение электрической и тепловой мощности такого реактора составляет $P_{эл}/P_{тепл} \cong 0,32$, легко получить, что отношение удельной наработки плутония на единицу электрической и тепловой энерговыработки составляет 3,125, и что за данный период времени в этом реакторе было наработано 519 кг плутония, время выдержки которого в настоящее время составляет от 30 до 35 лет. Отметим, что мы выбрали этот реактор исключительно в качестве иллюстрации. Мы не располагаем информацией, хранится ли часть ОЯТ этого реактора до сих пор, поскольку оно подвергалось радиохимической переработке, и выделенный плутоний мог быть использован для производства МОКС-топлива.

Оценки изотопного состава наработанного в период с 1970 по 1975 год в реакторе Beznau-1 плутония к настоящему времени, с учетом уменьшения его массы вследствие радиоактивного распада изотопов Pu-241 и Pu-238, приведены в таблице 31.

Таблица 31. Нынешний изотопный состав плутония, наработанного в реакторе PWR Beznau-1 в период с 1970 по 1975 год

M_{Pu} , кг	Изотопный состав плутония, %				
	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242	Pu-238
454	65	24,45	3,82	5,85	0,88

Другим примером может служить итальянский реактор PWR Enrico Fermi электрической мощностью $P_{эл} = 260$ МВт, в котором в период с 1970 по 1975 год было выработано 405 ГВт·суток электроэнергии и наработано около 438 кг плутония. К настоящему времени этот плутоний мог превратиться в 383 кг плутония с изотопным составом из таблицы 31.

13. ХАРАКТЕРИСТИКИ ПЛУТОНИЯ РЕАКТОРОВ BWR

Легководный ядерный реактор BWR является вторым по распространенности типом ядерных энергетических реакторов (93 действующих и 19 закрытых ядерных реакторов в 12 странах). В этих реакторах было произведено 23,2 % всей электроэнергии в атомной энергетике и наработано 22,6 % от общего объема наработки энергетического плутония. В реакторах этого типа использовалось ядерное топливо с различным начальным обогащением по изотопу U-235 (характерный диапазон $\alpha = 2,2-3,2$ %) и были реализованы различные уровни энерговыработки топлива (характерный диапазон

$W = 22-32$ ГВт·сутки/тТМ). Уровень обогащения α и энергосвязка топлива W согласованы таким образом, чтобы к моменту выгрузки ОЯТ имело бы близкие характеристики критичности. В таблице 32 приведены значения наработки плутония и его изотопный состав для выгруженного ОЯТ с различным начальным уровнем обогащения и различной конечной энергосвязкой, полученные с помощью разработанной приближенной численной модели.

Таблица 32. Характеристики удельной наработки плутония BWR

U-235, %	W , ГВт·сутки/тТМ	M_{Pu} , кг/тТМ	M_{Pu}^W , кг/ГВт·сутки	Изотопный состав плутония, %				
				Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242	Pu-238
2,2	22	8,81	0,4	58,95	23,1	13,4	4	0,55
2,7	27	9,15	0,339	56,9	23,25	14,2	4,85	0,8
3,2	32	9,41	0,294	55,25	23,25	14,8	5,6	1,1

Из данных таблицы 32 видно, что изотопный состав плутония BWR слабо зависит от согласованного изменения уровня начального обогащения топлива и энергосвязки W , кроме наработки изотопа Pu-238 и, отчасти, изотопа Pu-242. С ростом энергосвязки ОЯТ количество плутония на единицу энергосвязки уменьшается ($M_{Pu}^W \sim W^{-0,82}$). Рост содержания изотопа Pu-238 в материале пропорционален $\sim W^{1,85}$ в рассматриваемом диапазоне начального обогащения топлива и энергосвязки. В среднем содержание изотопа Pu-238 в плутонии BWR в два раза ниже, чем в плутонии PWR.

Первый энергетический реактор BWR Dresden-1 был введен в эксплуатацию в США 4 июля 1960 года и имел электрическую мощность $P_{эл} = 200$ МВт.

В таблице 33 приведены характеристики изотопного состава плутония BWR в зависимости от времени хранения ОЯТ $T_{хр}$.

Таблица 33. Изменение изотопного состава плутония BWR в процессе хранения ОЯТ

$T_{хр}$, лет	Изотопный состав плутония, %					M_{Pu} , кг/тТМ	M_{Pu}^W , кг/ГВт·сутки	$M_{кр}$, кг
	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242	Pu-238			
0	56,9	23,25	14,2	4,85	0,8	9,15	0,339	23,3
5	58,7	24	11,51	5	0,79	8,87	0,328	23,4
30	63,95	26,15	3,75	5,45	0,70	8,14	0,302	23,6
50	65,55	26,75	1,48	5,6	0,62	7,94	0,294	23,7

Так же, как и для плутония PWR, хранение ОЯТ приводит к радикальному уменьшению содержания изотопа Pu-241 и некоторому уменьшению количества изотопа Pu-238. В настоящее время существует значительное количество ОЯТ реакторов BWR, со времени производства которого прошло уже более 30 лет. Кроме США, к странам, в

которых имеется такое ОЯТ, относятся Германия, Италия, Япония, Нидерланды, Индия, Испания, Швеция и Швейцария.

В качестве примера таких реакторов мы рассмотрим два индийских реактора BWR Tarapur-1 и Tarapur-2, которые были введены в эксплуатацию в апреле-мае 1969 года. Электрическая мощность этих реакторов составляет $P_{эл} = 210$ МВт, и в период с 1970 по 1975 год они произвели 420 ГВт·суток электроэнергии. Можно оценить, что в этот период времени в них было наработано 525 кг плутония, время хранения которого в настоящее время составляет от 30 до 35 лет. Оценки изотопного состава этого плутония к настоящему времени, с учетом уменьшения его массы вследствие радиоактивного распада изотопов Pu-241 и Pu-238, приведены в таблице 34.

Таблица 34. Нынешний изотопный состав плутония, наработанного в реакторах BWR Tarapur-1 и Tarapur-2 в период с 1970 по 1975 год

M_{Pu} , кг	Изотопный состав плутония, %				
	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242	Pu-238
479	66	25,9	3,13	4,5	0,47

Другим примером может служить итальянский реактор BWR Garigliano с электрической мощностью $P_{эл} = 150$ МВт, в котором в период с 1971 по 1975 год было выработано 157 ГВт·суток электроэнергии и наработано 196 кг плутония. К настоящему времени этот плутоний мог превратиться в 175 кг плутония с изотопным составом, соответствующим данным таблицы 34.

14. ХАРАКТЕРИСТИКИ ПЛУТОНИЯ РЕАКТОРОВ PHWR

Мировая атомная энергетика насчитывает 40 действующих и 16 закрытых тяжеловодных энергетических реакторов в 14 странах мира, при этом основная часть реакторов PHWR (37 единиц) находится в двух странах: Канаде и Индии. В этих реакторах было произведено 5,1 % от общего объема электроэнергии, выработанной на АЭС, и 10,5 % от общей массы наработанного энергетического плутония. Эти реакторы используют оксидное топливо на основе природного урана (0,71 % U-235) и характеризуются типичным уровнем энерговыработки ОЯТ $W = 7$ ГВт·сутки/тТМ. В таблице 35 приведены характеристики удельной наработки плутония PHWR.

Таблица 35. Характеристики удельной наработки плутония PHWR

U-235, %	W , ГВт·сутки/тТМ	M_{Pu} , кг/тТМ	M_{Pu}^W , кг/ГВт·сутки	Изотопный состав плутония, %				
				Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242	Pu-238
0,71	7	4,05	0,578	69,75	24,1	5	1,06	0,9

Наработка плутония в реакторах PHWR на единицу энергоснабжения более чем в два раза превышает наработку плутония в реакторах PWR (табл. 29 и 35), причем в плутонии PHWR содержание изотопа Pu-241 в три раза ниже, а содержание изотопа Pu-238 почти в 20 раз ниже, чем в плутонии PWR.

В таблице 36 приведено изменение изотопного состава плутония PHWR в зависимости от времени хранения ОЯТ.

Таблица 36. Изменение изотопного состава плутония PHWR в процессе хранения ОЯТ

T_{xp} , лет	Изотопный состав плутония, %					M_{Pu} , кг/тГМ	M_{Pu}^W , кг/ГВт·сутки	$M_{кр}$, кг
	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242	Pu-238			
0	69,75	24,1	5	1,06	0,09	4,05	0,578	21,5
5	70,51	24,37	3,97	1,07	0,088	4,0	0,571	21,5
30	72,54	25,06	1,23	1,1	0,074	3,89	0,556	21,5
50	73,1	25,26	0,47	1,11	0,064	3,86	0,52	21,5

Первый тяжеловодный энергетический реактор NPD был введен в эксплуатацию в Канаде в октябре 1962 года и имел электрическую мощность $P_{эл} = 22$ МВт.

В мире имеется целый ряд реакторов PHWR, на которых было наработано ОЯТ, время выдержки которого к настоящему времени составляет более 30 лет. Примерами таких реакторов в Канаде являются реактор Douglas Point с электрической мощностью $P_{эл} = 206$ МВт и реактор Pickering-1 с электрической мощностью $P_{эл} = 515$ МВт. На первом из них в период с 1970 по 1975 год было выработано 240 ГВт·суток, а на втором в период с 1971 по 1975 год – 650 ГВт·суток электроэнергии. В соответствии с этим можно оценить, что в течение этого периода на первом реакторе было наработано около 416 кг, а на втором – 1130 кг плутония с изотопным составом, приблизительно соответствующим составу из таблицы 36 при времени хранения $T_{xp} = 30$ лет (значения массы наработанного плутония приведены с учетом распада изотопов Pu-241 и Pu-238 к настоящему времени).

Другим примером является индийский тяжеловодный реактор Rajasthan-1 с электрической мощностью $P_{эл} = 200$ МВт, на котором в период с 1973 по 1977 год было выработано 115 ГВт·суток электроэнергии и наработано около 200 кг плутония близкого изотопного состава.

Еще одним примером является аргентинский реактор PHWR Atucha-1 с электрической мощностью $P_{эл} = 335$ МВт, на котором в период с 1974 по 1977 год было выработано 300 ГВт·суток электроэнергии и наработано 520 кг плутония приблизительно такого же качества.

15. ХАРАКТЕРИСТИКИ ПЛУТОНИЯ РЕАКТОРОВ GCR

Газографитовые ядерные реакторы GCR появились в самом начале развития атомной энергетики и первоначально представляли собой реакторы двойного назначения, так как предназначались и для производства электроэнергии, и для наработки оружейного плутония. В отличие от других типов ядерных реакторов, реакторы GCR используют в качестве топлива металлический природный уран и характеризуются небольшим уровнем энерговыработки ОЯТ (характерный уровень энерговыработки $W = 4$ ГВт·сутки/тТМ). При этом для производства плутония оружейного качества уровень энерговыработки должен быть существенно ниже (до $W \sim 0,5$ ГВт·сутки/тТМ).

Реакторы GCR являлись основным элементом ядерной программы Великобритании и первоначально – ядерной программы Франции. Первый энергетический газографитовый реактор GCR Calder Hall A с электрической мощностью $P_{эл} = 50$ МВт произвел электроэнергию в Великобритании в октябре 1956 года и работал до марта 2003 года. Всего на конец 2004 года мировая атомная энергетика насчитывала восемь действующих и 33 закрытых реактора GCR в семи странах. На них было произведено 2,5 % от общего объема электроэнергии, выработанной на АЭС, и наработано 6,6 % мирового энергетического плутония. Поскольку длительное хранение отработавших тепловыделяющих элементов реакторов GCR невозможно по технологическим причинам, то практически все ОЯТ реакторов GCR было переработано, и плутоний из него был выделен. В таблице 37 приведены характеристики удельной наработки плутония GCR.

Таблица 37. Характеристики удельной наработки плутония GCR

U-235, %	W , ГВт·сутки/тТМ	M_{Pu} , кг/тТМ	M_{Pu}^W , кг/ГВт·сутки	Изотопный состав плутония, %				
				Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242	Pu-238
0,71	4	2,88	0,72	75,1	20,75	3,68	0,455	0,015

Изотопный состав энергетического плутония реакторов GCR близок к составу энергетического плутония тяжеловодных реакторов PHWR, при этом в нем содержится еще меньше изотопов Pu-241 и Pu-238.

Хотя весь плутоний GCR был выделен, основная его часть находится на хранении, в процессе которого происходит радиоактивный распад изотопов Pu-241 и Pu-238. Хранящийся выделенный плутоний GCR может быть очищен от продуктов радиоактивного распада путем химико-металлургической переработки.

В таблице 38 представлены оценки изменения изотопного состава плутония GCR в процессе его хранения.

Примером реактора GCR, в котором был произведен плутоний, имеющий к настоящему времени значительное время выдержки, может быть итальянский реактор Latina с электрической мощностью $P_{эл} = 153$ МВт, в котором в период с 1970 по 1975 год было выработано 240 ГВт·суток электроэнергии. Этому количеству электроэнергии

соответствует наработка 524 кг плутония с изотопным составом, приблизительно соответствующим составу из таблицы 38 при $T_{xp} = 30$ лет (значение массы наработанного плутония приведено с учетом распада изотопов Pu-241 и Pu-238 к настоящему времени).

Таблица 38. Изменение изотопного состава плутония GCR в процессе хранения

T_{xp} , лет	Изотопный состав плутония, %					M_{Pu} , кг/тГМ	M_{Pu}^W , кг/ГВт·сутки	$M_{кр}$, кг
	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242	Pu-238			
0	75,1	20,75	3,68	0,455	0,015	2,88	0,72	20,4
30	77,5	21,42	0,593	0,475	0,012	2,79	0,698	20,4

Другим примером может быть испанский реактор Vandellós-1 с электрической мощностью $P_{эл} = 480$ МВт, в котором в период с 1972 по 1977 год было выработано 740 ГВт·суток электроэнергии и наработано около 1600 кг плутония с близким изотопным составом.

16. О СРАВНЕНИИ РИСКОВ РАСПРОСТРАНЕНИЯ, СВЯЗАННЫХ С ЭНЕРГЕТИЧЕСКИМ ПЛУТОНИЕМ

Прежде чем провести сравнительное рассмотрение характеристик различных типов энергетического плутония, сделаем ряд общих замечаний.

1. Одним из основных вопросов при оценке рисков распространения является вопрос о величине «значимого количества» плутония, под которой понимают количество материала, достаточное для создания ядерного взрывного устройства. Согласно правилам МАГАТЭ, для плутония любого изотопного состава, содержащего менее 80 % изотопа Pu-238, в качестве значимого количества принята величина в 8 кг [14], приблизительно равная половине критической массы $M_{кр}$ для WGPu (табл. 4). Следует отметить, что величина «значимого количества» плутония была выбрана такой не только исходя из минимальной необходимой критической массы, но и учитывая другие соображения, например, неизбежные технологические потери в процессе производства взрывного устройства. При этом очевидно, что критмассовые соображения в любом случае играли главную роль при выборе величин «значимых количеств» делящихся материалов. Этот выбор был сделан в начале 1960-х годов и отражал понимание ситуации в то время. В целом ряде публикаций (например, в [15]) характерное количество плутония в американском ядерном заряде было определено на уровне 4 кг (приблизительно четверть $M_{кр}$). Принятые МАГАТЭ значения «значимых количеств» делящихся материалов неоднократно подвергались критике (например, в [16]), и то, что они сохранились до настоящего времени, объясняется финансовыми и техническими проблемами МАГАТЭ при осуществлении контроля значительных потоков делящихся материалов. В Приложении 1 на основе имеющейся открытой информации показано, что в течение

длительного времени характерные затраты плутония на один ядерный заряд США могли составлять около 1,5-2 кг, что составляет приблизительно $0,1 \cdot M_{кр}$. Поскольку это средняя величина, то резонно предположить, что в ряде ядерных зарядов эти затраты были больше, но в ряде ядерных зарядов они могли быть и меньше. Поэтому в данном анализе в качестве значимой величины массы плутония для сравнительного анализа мы приняли величину в $0,1 \cdot M_{кр}$.

Значения критических масс различных типов энергетического плутония, производимого в атомной энергетике из уран-уранового топлива, находятся в достаточно узком диапазоне в 20,4-24,5 кг, превышая уровень WGPu в 1,19-1,43 раза. Мы будем считать, что равные доли критических масс различных видов энергетического плутония имеют одинаковый уровень «критмассового» риска распространения, а существующее между ними различие в абсолютной массе может быть компенсировано (в силу подобия газодинамики) изменением степени имплозии, что в контексте проблемы распространения несущественно.

Кроме того, параметр скорости размножения нейтронов χ_0 для различных видов энергетического плутония изменяется от 0,228 до 0,21 1/нсек (соответственно изменению критической массы), что в 1,065-1,155 раза меньше значения χ_0 для WGPu. Поскольку $\chi_0 \sim \rho$, то различия в исходном значении χ_0 могут быть скомпенсированы дополнительным изменением степени имплозии, и мы в рамках нашего анализа можем считать эти различия также несущественными.

В соответствии с этим мы будем считать, что «критмассовый» риск $\Delta_{кр}$ массы M энергетического плутония определяется следующим выражением

$$\Delta_{кр} = \frac{M}{0,1 \cdot M_{кр}},$$

считая все дополнительные различия, о которых сказано выше, несущественными для обсуждаемой проблемы.

2. Следующий вопрос относится к накоплению в материале актиноидов вследствие радиоактивного распада изотопов плутония и к связанным с этим процессом нарушениям структуры материала. Этот вопрос вряд ли имеет значение для таких материалов, как двуокись плутония, но для металлов содержание примесей, как правило, может оказывать влияние на их механические свойства.

Поэтому мы выбрали в качестве критериального значения этого параметра величину $\alpha_0(\text{Act}) = 6,2$ промилле, соответствующую условиям WGPu при сроке хранения 50 лет. Разумеется, этот критерий имеет условный характер, но мы можем считать, что пока $\alpha(\text{Act}) < \alpha_0$, то относительный риск распространения по этому параметру (по отношению к WGPu) равен единице.

Конечно, вклад в накопление неплутониевых актиноидов дают все изотопы плутония, но определяющее значение здесь имеет Pu-241. Рассматривая только изотоп Pu-241, из условия $\alpha(\text{Act}) < \alpha_0$ легко получить, что время t_K , при котором реализуется это условие:

$$t_K \leq -\tau_0(\text{Pu-241}) \ln \left(1 - \frac{\alpha_0}{\alpha(\text{Pu-241})} \right) \approx \tau_0(\text{Pu-241}) \frac{\alpha_0}{\alpha(\text{Pu-241})},$$

где $\alpha(\text{Pu-241})$ – начальная концентрация изотопа Pu-241 в материале, $\tau_0(\text{Pu-241}) = T_{1/2}(\text{Pu-241}) / \ln 2 = 20,78$ лет.

Очевидно, что для «осуществимости распространения» время t_K должно быть достаточно велико и должно составлять хотя бы несколько лет. В том случае, когда это условие выполняется, можно считать, что относительный риск распространения по отношению к WGPu по данному параметру равен единице.

Полагая, что $t_K \cong 3-5$ лет, получим, что при $\alpha_0 = 6,2$ промилле содержание Pu-241 в материале должно быть от 2,55 % до 4,3 %. При увеличении α_0 , например до 10 промилле (1 %), граничное значение начальной концентрации Pu-241 изменяется до 4,15-6,9 %.

Поскольку данное ограничение является ограничением технологического, а не физического, типа, то оно не должно быть жестким, так что при его нарушении риск распространения обращается в ноль. Для описания такой ситуации может быть введена беспороговая функция риска, так что при $\alpha \leq \alpha_0$ $\varphi(\alpha) = 1$, а при $\alpha > \alpha_0$ $\varphi(\alpha) \rightarrow 0$. Таких функций, разумеется, может быть много, и их выбор для реальных оценок должен быть осуществлен путем соглашения между экспертами в этой области. Для иллюстрации метода мы будем использовать две зависимости:

$$\varphi_1(\alpha) = \begin{cases} 1 & \text{при } \alpha \leq \alpha_0 \\ \frac{\alpha_0}{\alpha} & \text{при } \alpha > \alpha_0 \end{cases} \quad \varphi_2(\alpha) = \begin{cases} 1 & \text{при } \alpha \leq \alpha_0 \\ \left(\frac{\alpha_0}{\alpha} \right)^2 & \text{при } \alpha > \alpha_0 \end{cases}.$$

Следует отметить, что с практической точки зрения риск распространения определяется ресурсом имеющегося времени. Поэтому для практических оценок удобнее использовать зависимости вида:

$$\varphi'_1(\alpha) = \begin{cases} 1 & \text{при } t_0 \leq t_K \\ \frac{t_K}{t_0} & \text{при } t_0 > t_K \end{cases} \quad \varphi'_2(\alpha) = \begin{cases} 1 & \text{при } t_0 \leq t_K \\ \left(\frac{t_K}{t_0} \right)^2 & \text{при } t_0 > t_K \end{cases},$$

где время t_K соответствует набору концентрации α_0 неплутониевых актиноидов, а время t_0 соответствует критериальной границе, отделяющей область безусловного риска распространения, с точки зрения достаточности ресурсов времени, от области, где временной фактор является дефицитным.

3. Нарботка изотопа гелия He-4 определяется α -активностью материала, в который основной вклад вносят изотопы плутония Pu-238, Pu-240 и Pu-239, а также изотоп америция Am-241, образующийся в материале в процессе β -распада Pu-241. В качестве критериального значения наработки He-4 мы примем его наработку в WGPu, которая составляет при времени хранения 50 лет $\alpha(\text{He-4}) = 1,9$ промилле.

Нарботка He-4 в плутониевом материале к моменту времени t определяется соотношением:

$$\alpha(\text{He-4}) = \sum \alpha_i \frac{t}{\tau_i} + \frac{\alpha(\text{Pu-241})}{2} \frac{t^2}{\tau(\text{Pu-241})\tau(\text{Am-241})},$$

где α_i и τ_i – концентрации и времена α -распада изотопов плутония.

В этом соотношении мы учли, что $t \ll \tau(\text{Pu-241})$, что справедливо для большинства видов энергетического плутония, учитывая условие ограничения накопления в нем неплутониевых актиноидов.

Характерное содержание изотопов Pu-239 и Pu-240 в энергетическом плутонии находится в пределах от 55 % до 75 % и от 20 % до 25 % соответственно. Тогда, пренебрегая вкладом Am-241, получаем ограничение на содержание изотопа Pu-238 и на время t :

$$(0,037-0,048) \cdot t + 0,079 \cdot \alpha(\text{Pu-238}) \cdot t < 1,9,$$

где $\alpha(\text{Pu-238})$ – содержание Pu-238 в процентах. При $t = 10$ лет величина $\alpha(\text{Pu-238}) < 1,8-1,94$ %, а при $t = 5$ лет – $\alpha(\text{Pu-238}) < 4,2-4,34$ %.

Для реальных составов энергетического плутония положение таково, что в течение времени, ограниченного накоплением неплутониевых актиноидов, наработка He-4 не превышает 1,9 промилле и даже, как правило, существенно меньше этой величины.

4. Как отмечалось выше, радиационное воздействие на материал однозначно связано с образованием He-4 (с точностью до незначительных вариаций в энергии α -распада различных изотопов). Поэтому подобно тому, как в реальных составах энергетического плутония при сформулированном ограничении на накопление неплутониевых актиноидов не достигается критериальный уровень наработки He-4, так же не достигается и критериальный уровень интегральной поглощенной дозы в 400 Град (или в 4,9 дpa), характерный для WGPu при времени хранения 50 лет.

5. Следующим важным фактором является тепловыделение. В отличие от предыдущих факторов, тепловыделение не является интегральным параметром и определяется, по существу, активностью материала в данное время. Определяющее значение при этом имеет содержание изотопа Pu-238 и накопление в материале к концу «срока эксплуатации» некоторого количества изотопа Am-241. При этом существенную роль играет величина абсолютной массы материала, которую в соответствии с изложенными выше соображениями мы приняли равной $0,1 \cdot M_{кр}$. В соответствии с этим легко получить следующие ограничения на содержание в материале Pu-238:

$$(7,55-9,35) + 13,55 \cdot \alpha(\text{Pu-238}) \leq W_m \cong 30 \text{ Вт},$$

где $\alpha(\text{Pu-238})$ – концентрация Pu-238 в процентах. Мы приняли, что содержание Am-241 в материале достигает 6,2 промилле, а содержание изотопов Pu-239 и Pu-238 находятся в пределах от 55 % до 75 % и от 20 % до 25 % соответственно. Из этого ограничения следует, что $\alpha(\text{Pu-238}) \leq 1,5-1,65$ %.

Легко видеть, что если бы мы в качестве границы значимого количества делящегося материала приняли величину в $0,2 \cdot M_{кр}$ и сохранили бы величину допустимого тепловыделения $W_m = 30$ Вт, то предельное содержание Pu-238 уменьшилось бы до

0,4-0,55 % и многие важные типы энергетического плутония перестали бы удовлетворять критериальному условию по тепловыделению.

Следует подчеркнуть, что ограничение по тепловыделению также имеет технологический, а не физический характер, и поэтому при сравнении рисков, связанных с энергетическим плутоном, в этом вопросе также следует избегать порогового подхода.

В этом случае в качестве функций, определяющих сравнительный риск распространения, связанных с различными видами энергетического плутония, также следует использовать зависимости вида $\varphi(W) = 1$ при $W \leq W_m$, $\varphi(W) \rightarrow 0$ при $W > W_m$. Выбор этих функций также является предметом соглашения между экспертами, а мы в качестве иллюстрации будем использовать следующие зависимости:

$$\varphi_1^W = \begin{cases} 1 & \text{при } W \leq W_m \\ \frac{W_m}{W} & \text{при } W > W_m \end{cases} \quad \varphi_2^t(\alpha) = \begin{cases} 1 & \text{при } W \leq W_m \\ \left(\frac{W_m}{W}\right)^2 & \text{при } W > W_m \end{cases}.$$

6. В соответствии с приведенными выше значениями, уровни радиационного воздействия при обращении с энергетическим плутоном существенно превосходят аналогичные уровни при обращении с WGPu, однако их абсолютные значения таковы, что они не могут рассматриваться в качестве непреодолимого барьера в рамках проблемы распространения. Исключая этот вопрос из рассмотрения сравнительных рисков распространения для различных видов энергетического плутония отметим лишь, что при обращении в течение длительного времени с материалом, содержащим значительное количество изотопа Am-241, может потребоваться использование защитных экранов, поглощающих мягкие γ -кванты.

17. СРАВНИТЕЛЬНЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ РАЗЛИЧНЫХ ВИДОВ ЭНЕРГЕТИЧЕСКОГО ПЛУТОНИЯ

В соответствии с изложенным выше, мы будем проводить сравнение характеристик следующих видов энергетического плутония:

- плутоний PWR трех видов, отличающихся приведенными выше значениями начального обогащения топлива и конечной энерговыработки ОЯТ (α и W);
- плутоний BWR трех видов, отличающихся приведенными выше значениями начального обогащения топлива и конечной энерговыработки ОЯТ (α и W);
- плутоний PHWR типового состава;
- плутоний GCR типового состава.

Для каждого типа энергетического плутония мы будем рассматривать два состава: первый состав соответствует времени хранения ОЯТ после выгрузки пять лет (характерное время перемещения ОЯТ во временное хранилище или на переработку); второй состав соответствует времени хранения 30 лет, практически достигнутому для того или иного количества каждого из основных типов плутония.

С течением времени характеристики энергетического плутония ухудшаются. В качестве критерия времени, для которого проводится сравнение, мы выбрали время $t_K(\text{Act})$, за которое происходит накопление определенного количества актиноидов в материале. В качестве критериального значения величины накопления актиноидов $\alpha(\text{Act})$ мы приняли, как отмечалось выше, величину накопления актиноидов для WGPu при времени хранения $T_{xp} = 50$ лет, то есть $\alpha_0(\text{Act}) = 6,2$ промилле (0,62 %).

В таблице 39 приведены сравнительные характеристики различных типов энергетического плутония, а именно: α – начальное содержание U-235 (%) в ядерном топливе, W – энерговыработка ОЯТ (ГВт·сутки/тТМ), T_{xp} – время хранения ОЯТ (лет) перед переработкой (или суммарное время хранения ОЯТ и выделенного из него плутония перед повторной переработкой), $m_{эл}(\text{Pu})$ – удельная наработка энергетического плутония в кг/ГВт·сутки-эл. (для всех типов ядерных реакторов было принято, что $P_{менл} = 3,125 \cdot P_{эл}$, что может несколько занижать величину $m_{эл}(\text{Pu})$ для реакторов HWR и GCR), $M_{кр}$ – критическая масса (кг) энергетического плутония при плотности $\rho_0 = 15,8 \text{ г/см}^3$, χ_0 – скорость размножения нейтронов в бесконечной среде (1/нсек) при $\rho_0 = 15,8 \text{ г/см}^3$, $\Delta_{кр}^1 = m_{эл} / (0,1 \cdot M_{кр})$ – критмассовая характеристика риска на единицу электрической энерговыработки, $\Delta_{кр}^2 = \Delta_{кр}^1 W / 3,125$ – критмассовая характеристика риска для массы плутония в одной тонне тяжелого металла ОЯТ, $t_K(\text{Act})$ – время накопления (лет) в материале критериального значения 0,62 % неплутониевых актиноидов, $m(\text{He-4})$ – количество образовавшегося в материале He-4 к моменту времени $t = t_K(\text{Act})$ (в % по атомам), $\dot{D}(t_K)$ – интенсивность радиационной нагрузки на материал (крад/сек) при $t = t_K(\text{Act})$, $D(t_K)$ – интегральное значение радиационной нагрузки на материал (Град) к моменту $t = t_K(\text{Act})$, $W_m(t_K)$ – интенсивность тепловыделения (Вт) в массе материала $0,1 \cdot M_{кр}$ при $t = t_K(\text{Act})$, $N_\gamma(t_K)$ – интенсивность выхода γ -квантов с $E_\gamma \geq 100 \text{ кэВ}$ (10^9 квант/сек) в массе материала $0,1 \cdot M_{кр}$ при $t = t_K(\text{Act})$, $N_n(t_K)$ – интенсивность выхода нейтронов спонтанного деления (10^5 нейтрон/сек) в массе материала $0,1 \cdot M_{кр}$ при $t = t_K(\text{Act})$, $D_{\gamma,n}(t_K)$ – интенсивность дозы облучения (мЗв/час), создаваемая точечным источником $N_\gamma(t_K) + N_n(t_K)$ на расстоянии $R = 31,6 \text{ см}$.

Значения интенсивностей \dot{D} , W_m , N_γ приведены для момента $t = t_K(\text{Act})$, поскольку на этот момент времени они максимальны для интервала от нуля до $t_K(\text{Act})$. Интенсивность N_n практически не изменяется в рассматриваемых временных интервалах.

Из данных таблицы 39 можно сделать ряд выводов.

1. Величина удельного «критмассового» риска распространения $\Delta_{кр}^1$ на единицу электрической энерговыработки существенно изменяется в зависимости от типа ядерного реактора. Она имеет максимальное значение для плутония GCR и минимальное значение для плутония PWR, содержащегося в ОЯТ с максимальной энерговыработкой.

Таблица 39. Характеристики различных типов энергетического плутония

Тип	плутоний PWR						плутоний BWR						плутоний PHWR		плутоний GCR	
	$\alpha=3,1; W=30$		$\alpha=4,1; W=40$		$\alpha=5,1; W=50$		$\alpha=2,2; W=22$		$\alpha=2,7; W=27$		$\alpha=3,2; W=32$		$\alpha=0,71; W=7$		$\alpha=0,71; W=4$	
T_{xp}	5	30	5	30	5	30	5	30	5	30	5	30	5	30	5	30
$m_{\alpha n}(\text{Pu})$	1,044	0,946	0,818	0,736	0,676	0,605	1,213	1,119	1,027	0,941	0,889	0,811	1,786	1,734	2,232	2,185
M_{kp}	23,03	23,23	23,62	24,01	24,05	24,54	22,9	23,11	23,35	23,63	23,71	24,06	21,48	21,5	20,33	20,32
χ_0	0,214	0,215	0,211	0,212	0,21	0,21	0,215	0,216	0,213	0,214	0,211	0,212	0,222	0,222	0,227	0,228
Δ_{kp}^1	0,453	0,407	0,346	0,306	0,281	0,246	0,53	0,484	0,44	0,398	0,375	0,337	0,831	0,807	1,098	1,075
Δ_{kp}^2	4,35	3,91	4,43	3,92	4,5	3,94	3,73	3,41	3,8	3,44	3,84	3,45	1,86	1,8	1,4	1,37
$t_K(\text{Act})$	1	3	0,93	2,8	0,9	2,6	1,2	3,8	1,1	3,5	1,05	3,25	3,4	12,5	4,8	19,5
$m(\text{He-4})$	0,124	0,359	0,169	0,485	0,23	0,63	0,109	0,337	0,121	0,372	0,139	0,413	0,196	0,72	0,24	0,98
$\dot{D}(t_K)$	0,89	0,85	1,3	1,22	1,82	1,7	0,65	0,63	0,785	0,755	0,95	0,9	0,42	0,41	0,36	0,36
$D(t_K)$	27	78	37,2	106	51	138	23,4	72,5	26,2	80,5	30,5	90	41,4	152	50	205
$W_m(t_K)$	21,5	20,3	31,9	30	45,2	42,5	15,8	15	19,4	18,3	23,6	22,2	9,3	8,95	7,6	7,4
$N_\gamma(t_K)$	12,5	5,53	14,4	6,8	16,2	8,17	10,3	4,4	11,3	4,95	12,3	5,5	4,03	1,93	3	1,54
$N_n(t_K)$	8,07	8,87	9,3	10,25	10,5	11,6	7,7	8,33	8,4	9,16	9,05	9,9	5,95	6,1	4,6	4,7
$D_{\gamma,n}(t_K)$	3,24	1,38	3,65	1,63	4	1,88	2,7	1,13	2,95	1,25	3,15	1,37	1,07	0,51	0,79	0,41

2. Величина критической массы энергетического плутония во всем рассматриваемом диапазоне варьируется незначительно в пределах от 20,3 до 24,5 кг (диапазон изменения около 20 %). Величина скорости размножения нейтронов составляет от 0,21 до 0,228 1/нсек (диапазон изменения 8,5 %). На основании этого можно сделать вывод о том, что «нейтронно-размножающие» свойства энергетического плутония достаточно устойчивы к условиям его получения.

3. Время накопления неплутониевых актиноидов в материале до выбранного критериального значения в 6,2 промилле изменяется в широких пределах от минимального значения в $t_K \cong 0,9$ года (для плутония PWR) до $t_K \cong 4,8$ года (для плутония GCR) при времени выдержки ОЯТ (или плутония) пять лет, и от $t_K \cong 2,6$ года (для плутония PWR) до $t_K \cong 19,5$ лет (для плутония GCR) при времени выдержки 30 лет. В таблице 40 приведены относительные значения $t_K(\text{Act})$ для рассматриваемых видов материалов, отнесенные к времени накопления неплутониевых актиноидов для плутония GCR.

Таблица 40. Относительные значения $t_K(\text{Act})$ для различных типов энергетического плутония

T_{xp} , лет	Плутоний GCR	Плутоний PHWR	Плутоний BWR			Плутоний PWR		
	$W = 4$	$W = 7$	$W = 22$	$W = 27$	$W = 32$	$W = 30$	$W = 40$	$W = 50$
5	1	0,708	0,25	0,229	0,219	0,208	0,194	0,188
30	1	0,641	0,195	0,179	0,167	0,154	0,144	0,133

4. Уровни накопления изотопа гелия He-4 к моменту времени $t_K(\text{Act})$ изменяются для рассматриваемых материалов в пределах от 0,11 промилле до 1 промилле и не превышают принятого критериального значения 1,9 промилле для WGRu.

5. Абсолютное значение интегральной дозы радиационной нагрузки на материал не превышает к моменту $t_K(\text{Act})$ уровня в 400 Град ни для одного из рассматриваемых типов энергетического плутония. При этом уровень интенсивности дозы, реализуемой для каждого из материалов к моменту $t_K(\text{Act})$, варьирует в заметных пределах. Для плутония PWR (при $W = 50$ ГВт·сутки/тТМ) значение интегральной дозы радиационной нагрузки на материал в пять раз выше, чем для плутония GCR.

6. Абсолютное значение величины тепловыделения W_m (максимальное для каждого материала при $t_K(\text{Act})$) изменяется в пределах от 7,4 до 45,2 Вт для разных типов энергетического плутония. При этом величина тепловыделения превышает значение 30 Вт только для плутония PWR.

7. Величина интенсивности дозы гамма излучения и нейтронного излучения достигает максимума при $t_K(\text{Act})$. Однако абсолютная величина дозы невелика в рамках рассматриваемой проблемы.

В рассматриваемом подходе существенным параметром является величина $t_K(\text{Act})$, определяемая накоплением в материале неплутониевых актиноидов. В связи с этим важным является вопрос об устойчивости результатов анализа к изменению этой величины. Были проведены расчеты основных параметров энергетического плутония для

значений накопления неплутониевых актиноидов в четыре и восемь промилле (0,4 % и 0,8 % соответственно). Расчеты проводились для двух отличных типов энергетического плутония: плутоний PWR и плутоний GCR. В таблице 41 приведены основные параметры энергетического плутония для различных значений накопления неплутониевых актиноидов в материале.

Таблица 41. Зависимость характеристик энергетического плутония от содержания в нем неплутониевых актиноидов

	плутоний PWR ($W = 40$ ГВт·сутки/тТМ)						плутоний GCR ($W = 4$ ГВт·сутки/тТМ)					
	$T_{xp} = 5$ лет			$T_{xp} = 30$ лет			$T_{xp} = 5$ лет			$T_{xp} = 30$ лет		
$\alpha_0(\text{Act})$	0,4	0,62	0,8	0,4	0,62	0,8	0,4	0,62	0,8	0,4	0,62	0,8
t_K	0,6	0,93	1,21	1,8	2,8	3,7	3	4,8	6,6	11	19,5	30
$m(\text{He-4})$	0,108	0,169	0,22	0,31	0,485	0,64	0,144	0,24	0,34	0,535	0,98	1,56
$\dot{D}(t_K)$	1,28	1,3	1,31	1,21	1,22	1,24	0,34	0,36	0,38	0,34	0,36	0,37
$D(t_K)$	23,8	37,2	48,7	67,8	106	141	30,1	50	71	111,6	205	326
$W_m(t_K)$	31,4	31,9	32,3	29,6	30	30,3	7,13	7,6	8	7	7,4	7,65
$N_\gamma(t_K)$	14,3	14,4	14,5	6,7	6,8	6,9	2,87	3	3,1	1,45	1,54	1,6
$N_n(t_K)$	9,3	9,3	9,3	10,3	10,3	10,3	4,6	4,6	4,6	4,7	4,7	4,7
$D_{\gamma,n}(t_K)$	3,65	3,65	3,65	1,63	1,63	1,63	0,79	0,79	0,79	0,41	0,41	0,41

Из данных таблицы 41 следует, что для условий, когда $t_K(\text{Act}) \ll \tau(\text{Pu-241})$, а $t_K(\text{Act}) \sim \alpha(\text{Act})$, интегральные характеристики, такие как $m(\text{He-4})$ и D , пропорциональны $\alpha(\text{Act})$, в то время как дифференциальные характеристики \dot{D} , W_m , N_γ , N_n практически не зависят от изменения $\alpha(\text{Act})$ в рассматриваемых пределах. Относительные величины $t_K(\text{Act})$ для различных видов энергетического плутония достаточно устойчивы. В таблице 42 приведены относительные значения $t_K(\text{Act})$ для плутония PWR (значения $t_K(\text{Act})$ для плутония GCR были приняты за единицу).

Таблица 42. Относительные значения $t_K(\text{Act})$ для плутония PWR ($W = 40$ ГВт·сутки/тТМ)

	$T_{xp} = 5$ лет			$T_{xp} = 30$ лет		
$\alpha(\text{Act}), \%$	0,4	0,62	0,8	0,4	0,62	0,8
$t_K(\text{Act})$	0,2	0,194	0,183	0,164	0,144	0,123

Из таблицы 42 видно, что разброс значений для времени хранения пять лет не превышает 10 %, а для времени хранения 30 лет – 25 %.

Для иллюстрации возможных подходов к сравнению качества различных типов энергетического плутония, с учетом удельных уровней его наработки в различных реакторах, в качестве основных параметров в контексте угрозы ядерного распространения мы выбрали параметры $\Delta_{кр}^1$, $t_K(\text{Act})$ и W_m . Мы предположили, что относительный «риск

распространения» может быть факторизован по этим параметрам, так что $R(\Delta_{кр}^1, t_K, W_m) = \varphi_1(\Delta_{кр}^1) \varphi_2(t_K) \varphi_3(W_m)$.

В соответствии с подходом, изложенным в разделе 16, мы приняли для иллюстративных оценок в первом случае:

$$\varphi_2^1(t_K) = \begin{cases} \frac{t_K}{5} & \text{при } t_K \leq 5 \\ 1 & \text{при } t_K > 5 \end{cases} \quad \varphi_3^1(W_m) = \begin{cases} 1 & \text{при } W_m \leq 30 \\ \frac{30}{W_m} & \text{при } W_m > 30 \end{cases},$$

а во втором случае:

$$\varphi_2^2(t_K) = \begin{cases} \left(\frac{t_K}{3}\right)^2 & \text{при } t_K \leq 3 \\ 1 & \text{при } t_K > 3 \end{cases} \quad \varphi_3^2(W_m) = \begin{cases} 1 & \text{при } W_m \leq 30 \\ \left(\frac{30}{W_m}\right)^2 & \text{при } W_m > 30 \end{cases}.$$

Тогда в расчете на единицу энерговыработки мы получаем следующие соотношения для «функций риска»:

$$R_1 = \Delta_{кр}^1 \varphi_2^1(t_K) \varphi_3^1(W_m),$$

$$R_2 = \Delta_{кр}^1 \varphi_2^2(t_K) \varphi_3^2(W_m).$$

Значения величин R_1 и R_2 для различных видов энергетического плутония приведены в таблице 43.

Таблица 43. Величины относительных рисков распространения для различных типов энергетического плутония

	$\alpha(\text{U-235}),$ %	$W,$ ГВт·сутки/ТТМ	$T_{xp} = 5 \text{ лет}$		$T_{xp} = 30 \text{ лет}$	
			R_1	R_2	R_1	R_2
Плутоний GCR	0,71	4	1,054	1,098	1,075	1,075
Плутоний PHWR	0,71	7	0,565	0,831	0,831	0,807
Плутоний BWR	2,2	22	0,127	0,085	0,368	0,484
Плутоний BWR	2,7	27	0,097	0,059	0,279	0,398
Плутоний BWR	3,2	32	0,079	0,046	0,219	0,337
Плутоний PWR	3,1	30	0,091	0,05	0,244	0,407
Плутоний PWR	4,1	40	0,06	0,029	0,171	0,266
Плутоний PWR	5,1	50	0,0335	0,011	0,09	0,092

Из данных таблицы 43 следует:

- диапазон изменения величин функции R_1 составляет 32 раза при времени хранения пять лет и 12 раз при времени хранения 30 лет, а диапазон изменения величин функции R_2 составляет 100 раз при времени хранения пять лет и 11,5 раз при времени хранения 30 лет. Можно сделать вывод, что выдержка материала существенно сглаживает различия между различными типами энергетического плутония;

- величина функции R_1 для одних и тех же типов энергетического плутония при изменении времени хранения от пяти до 30 лет изменяется в 2,8 раза для плутония PWR и плутония BWR, в 1,5 раза для плутония PHWR и практически не изменяется для плутония GCR. Величина функции R_2 при этом изменяется в пределах от 8 до 9 раз для плутония PWR, от 5,7 до 7,3 раз для плутония BWR и практически не изменяется для плутония PHWR и плутония GCR. Все это говорит о том, что величина риска распространения может практически не зависеть от времени выдержки материала в одних случаях, но существенно определяется длительностью такой выдержки в других случаях.

18. ИСПОЛЬЗОВАНИЕ РЕЦИКЛИРОВАННОГО УРАНА

В условиях развитой атомной энергетики, включающей масштабную переработку ОЯТ, одним из продуктов этой переработки является выделенный урановый материал, который может быть вновь использован в ядерном топливном цикле для производства свежего топлива.

Характерное содержание изотопа U-235 в урановом материале, выделенном из ОЯТ реакторов PWR, составляет около 1 %, так что этот материал («рециклированный» уран) может быть подвергнут обогащению и использован для производства свежего ОЯТ для легководных реакторов. Другая потенциальная возможность связана с разбавлением 1 %-ного рециклированного урана, выделенного из ОЯТ реакторов PWR, обедненным ураном, который накоплен в больших количествах в процессе обогащения, до концентрации U-235 в природном уране и его использованием для производства топлива для тяжеловодных реакторов.

При использовании рециклированного урана в обоих случаях возникает одно главное отличие по сравнению с использованием природного урана. Выделенный из ОЯТ уран содержит изотоп U-236 (около 0,5 %), который при его использовании в свежем топливе стимулирует наработку изотопа Pu-238. Это приводит к ухудшению качества энергетического плутония, и в ряде случаев может быть положительным фактором в контексте проблемы ядерного нераспространения. Рассмотрим этот вопрос более подробно.

18.1. Рециклированный уран в ядерном топливе легководных реакторов

Для использования в ядерном топливе легководных реакторов PWR рециклированный уран должен быть подвергнут обогащению. При этом одновременно с его обогащением по изотопу U-235 происходит и обогащение по изотопу U-236, хотя относительный уровень обогащения по U-236, конечно, меньше, поскольку эффективность разделения изотопов определяется различием массовых чисел этих изотопов и массового числа основного изотопа урана – U-238.

При обогащении трехкомпонентной смеси изотопов урана (1 % U-235, 0,5 % U-236, 98,5 % U-238) до уровня 4,1 % по изотопу U-235, содержание U-236 в продукте обогащения составит 1,55 %. При этом в процессе обогащения 1 кг «сырья» позволяет получить 0,2 кг «продукта», то есть рециклированный уран, полученный из ОЯТ реакторов PWR, достаточен для производства только 20 % необходимого количества свежего ядерного топлива. Остальные 80 % топлива должны быть произведены на основе природного урана.

Далее возможны два основных варианта. В первом варианте 20 % свежего ядерного топлива полностью производятся на основе рециклированного урана и используются для сжигания в части реакторов PWR (в этом случае свежее урановое топливо содержит 4,1 % U-235, 1,55 % U-236 и 94,35 % U-238). Следует отметить, что появление изотопа U-236 в составе ядерного топлива приводит к некоторому ухудшению его размножающих свойств, что потребует для компенсации увеличения содержания в топливе делящегося изотопа U-235. Поскольку для нашего анализа это, однако, несущественно (требуемая компенсация невелика), то мы проводили сравнение при одинаковом уровне обогащения свежего топлива по U-235.

Во втором варианте свежее топливо, произведенное на основе природного и рециклированного урана, «равномерно» перемешивается и используется во всем парке реакторов PWR (в этом случае урановое топливо содержит 4,1 % U-235, 0,31 % U-236 и 95,59 % U-238).

В таблице 44 приведены характеристики наработки плутония PWR в этих двух видах топлива ($W = 40$ ГВт-сутки/тТМ) и их сравнение с базовым вариантом на основе природного урана.

Таблица 44. Изменение изотопного состава плутония PWR при использовании рециклированного урана

$\alpha(\text{U-236}), \%$	$M_{\text{Pu}},$ кг/тТМ	Содержание изотопов плутония, %				
		Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242	Pu-238
0	10,9	53,8	21,1	16,85	6,5	1,75
0,31	11,0	52,95	20,8	16,6	6,4	3,25
1,55	11,6	49,65	19,5	15,6	6,1	9,15

Из таблицы 44 видно, что «равномерное» использование рециклированного урана в топливном цикле реакторов PWR приводит к увеличению содержания изотопа Pu-238 в энергетическом плутонии в 1,85 раза, а при использовании для производства свежего ядерного топлива одного только рециклированного урана – к увеличению содержания изотопа Pu-238 в 5,2 раза.

В таблице 45 приведены характеристики плутония PWR при использовании в ядерном топливе рециклированного урана ($W = 40$ ГВт-сутки/тТМ).

Из данных таблиц 39 и 45 следует, что использование рециклированного урана в свежем топливе реакторов PWR:

- слабо изменяет значения параметра $\Delta_{кр}^1$ и времени $t_K(\text{Act})$;
- приводит к увеличению α -активности плутония и увеличению образования изотопа гелия He-4 в 1,6 раза при $\alpha(\text{U-236}) = 0,31\%$ и в 3,4-4 раза при $\alpha(\text{U-236}) = 1,55\%$;
- приводит к росту радиационного воздействия на материал при времени хранения 30 лет до уровня в 167 Град при $\alpha(\text{U-236}) = 0,31\%$ и до 367 Град при $\alpha(\text{U-236}) = 1,55\%$;
- приводит к росту тепловыделения критериальной массы энергетического плутония в 1,6 раза при $\alpha(\text{U-236}) = 0,31\%$ и в 3,9 раза при $\alpha(\text{U-236}) = 1,55\%$, причем абсолютное значение тепловыделения достигает уровня более 100 Вт;
- слабо влияет на радиационные характеристики материала.

Таблица 45. Параметры плутония PWR при использовании в свежем топливе рециклированного урана

Параметр	Рециклированный уран (0,31 % U-236)		Рециклированный уран (1,55 % U-236)	
	$T_{xp} = 5$ лет	$T_{xp} = 30$ лет	$T_{xp} = 5$ лет	$T_{xp} = 30$ лет
$m_{эл}(\text{Pu})$	0,827	0,743	0,873	0,779
$M_{кр}$	23,46	23,86	22,84	23,27
χ_0	0,212	0,213	0,216	0,216
$\Delta_{кр}^1$	0,352	0,311	0,382	0,335
$t_K(\text{Act})$	0,93	2,7	0,92	2,35
$m(\text{He-4})$	0,278	0,754	0,67	1,65
$D(t_K)$	61,6	167	156	367
$W_m(t_K)$	51,3	47,7	125	116
$N_\gamma(t_K)$	16	8,37	22	14,45
$N_n(t_K)$	10	10,9	12,8	13,4

Интересно проиллюстрировать, как может измениться «риск распространения», связанный с плутонием PWR, при переходе с природного на рециклированный уран. Для этого мы сравним значения «функций риска» R_1 и R_2 , введенные выше (табл. 43).

Таблица 46. Значения «функций риска» для плутония PWR на основе природного и рециклированного урана

	Природный уран		Рециклированный уран (0,31 % U-236)		Рециклированный уран (1,55 % U-236)	
	$T_{xp} = 5$ лет	$T_{xp} = 30$ лет	$T_{xp} = 5$ лет	$T_{xp} = 30$ лет	$T_{xp} = 5$ лет	$T_{xp} = 30$ лет
R_1	0,06	0,171	0,039	0,105	0,0169	0,041
R_2	0,029	0,266	0,0116	0,099	0,002	0,014

При переходе с природного урана на рециклированный уран с содержанием 0,31 % изотопа U-236 величина функции R_1 уменьшается в 1,6 раза, величина функции R_2 – в 2,6 раза, а при переходе на рециклированный уран с содержанием 1,55 % изотопа U-236 величина функции R_1 уменьшается в 3,6-4,2 раза, а величина функции R_2 – в 15-19 раз. В значительной степени это связано с ростом тепловыделения плутония, полученного из топлива, содержащего рециклированный уран.

18.2. Рециклированный уран в ядерном топливе тяжеловодных реакторов

При использовании рециклированного урана для производства свежего ядерного топлива для тяжеловодных реакторов PHWR, он должен быть разбавлен обедненным ураном. При характерном содержании U-235 в обедненном уране 0,3 % для производства 1 кг свежего топлива с содержанием 0,71 % U-235 необходимо использовать 0,59 кг рециклированного и 0,41 кг обедненного урана. В соответствии с этим из одной тонны рециклированного урана, полученного из ОЯТ реакторов PWR, может быть произведено 1,7 тонны свежего топлива для тяжеловодных реакторов. При характерных уровнях энерговыработки ОЯТ в 40 ГВт·сутки/тТМ для реакторов PWR и 7 ГВт·сутки/тТМ для реакторов PHWR, рециклированный уран, приходящийся на единицу мощности реакторов PWR, способен обеспечить около 30 % объема свежего топлива для реакторов PHWR такой же мощности. Свежее топливо для тяжеловодных реакторов на основе рециклированного урана будет включать 0,71 % U-235, 0,3 % U-236 и 98,99 % U-238.

Поскольку соотношение между общей мощностью реакторов PWR и PHWR, участвующих в таком совместном ядерном топливном цикле, произвольно, мы предположим, что PHWR полностью работают на рециклированном уране PWR. Такой подход дает крайнюю оценку изменения изотопного состава плутония PHWR при использовании рециклированного урана по сравнению с топливом на основе одного только природного урана. В таблице 47 приведен изотопный состав плутония PHWR при использовании свежего топлива на основе природного урана и рециклированного урана PWR ($W = 7$ ГВт·сутки/тТМ).

Таблица 47. Изменение изотопного состава плутония PHWR при использовании рециклированного урана

$\alpha(\text{U-236}), \%$	$M_{\text{Pu}},$ кг/тТМ	Содержание изотопов плутония, %				
		Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242	Pu-238
0	4,03	69,75	24,1	5	1,06	0,09
0,3	4,08	69,1	24,04	5	1,06	0,8

Из таблицы 47 видно, что переход на использование реакторами PHWR ядерного топлива на основе рециклированного урана, полученного из ОЯТ реакторов PWR,

приводит к увеличению содержания изотопа Pu-238 в энергетическом плутонии PHWR в девять раз.

В таблице 48 приведены сравнительные характеристики качества плутония PHWR при использовании для производства свежего топлива природного или рециклированного урана. В таблице 48 не приведены данные по критическим характеристикам составов, поскольку они для обоих случаев совпадают.

Таблица 48. Изменение параметров плутония PHWR при переходе в производстве свежего топлива с природного урана на рециклированный уран

Параметр	Природный уран		Рециклированный уран (0,3 % U-236)	
	$T_{xp} = 5$ лет	$T_{xp} = 30$ лет	$T_{xp} = 5$ лет	$T_{xp} = 30$ лет
$t_K(\text{Act})$	3,4	12,5	3,3	11,2
$m(\text{He-4})$	0,196	0,72	0,37	1,14
$D(t_K)$	41,4	151,5	80	246
$W_m(t_K)$	9,3	9	17,45	15,4
$N_\gamma(t_K)$	4	1,93	4,8	2,53
$N_n(t_K)$	5,95	6,1	6,3	6,4

Из данных таблицы 48 следует, что использование рециклированного урана при производстве свежего топлива для реакторов PHWR:

- слабо изменяет значение времени $t_K(\text{Act})$;
- приводит к увеличению α -активности плутония и увеличению образования изотопа гелия He-4 в 1,9 раза при времени хранения пять лет и в 1,6 раза при времени хранения 30 лет;
- приводит к росту интегрального радиационного воздействия на материал при времени хранения 30 лет до уровня в 246 Град;
- приводит к росту тепловыделения критериальной массы энергетического плутония в 1,7-1,8 раз, однако абсолютное значение тепловыделения не превышает 17,5 Вт;
- слабо влияет на радиационные характеристики материала.

Хотя некоторые параметры энергетического плутония PHWR при переходе на использование топлива из рециклированного урана заметно изменяются, уменьшение «риска распространения» при этом, по-видимому, невелико. Можно сравнить значения функций R_1 и R_2 для двух рассматриваемых типов плутония PHWR. Для обоих типов плутония PHWR эти величины одинаковы и составляют $R_1 = 0,6-0,85$ и $R_2 = 0,88-0,85$ для времени хранения пять и 30 лет соответственно.

Эти может служить иллюстрацией того, что переход на использование рециклированного урана в реакторах PHWR не является значимым барьером, приводящим к значимому ухудшению качества энергетического плутония в контексте угрозы ядерного распространения.

19. ТРАНСМУТАЦИЯ ПЛУТОНИЯ В МОКС-ТОПЛИВЕ

Энергетический плутоний, выделяемый при переработке ОЯТ, может быть использован в производстве смешанного оксидного уран-плутониевого топлива для последующего сжигания в ядерных реакторах. Этот подход восходит к известной идее о создании расширяющейся (или самоподдерживающейся) атомной энергетики, основанной на реакторах-размножителях на быстрых нейтронах с коэффициентом воспроизводства плутония больше единицы. Несмотря на значительные научно-технические усилия, предпринятые в целом ряде стран, эта идея пока не получила эффективной практической реализации. Вместе с тем, осуществляемое выделение энергетического плутония стимулировало развитие технологии его последующего сжигания в легководных ядерных реакторах в составе МОКС-топлива. Отметим, что рассматривалась возможность использования МОКС-топлива в тяжеловодных реакторах.

В настоящее время наиболее перспективным способом утилизации заявленных Соединенными Штатами и Россией излишков оружейного плутония также считается его сжигание в ядерных реакторах в составе МОКС-топлива.

В процессе сжигания плутония в легководных или тяжеловодных реакторах, с одной стороны, уменьшается его количество, а с другой стороны, существенно изменяется его изотопный состав. Оба эти обстоятельства являются важными в контексте ядерного нераспространения и приводят к уменьшению риска использования плутония для создания ядерных взрывных устройств.

19.1. Трансмутация WGPu в составе МОКС-топлива реакторов PWR

В качестве плутония оружейного качества мы будем рассматривать WGPu. Рассмотрим вопрос о трансмутации этого материала в реакторе PWR. Для сравнения будем использовать базовый вариант на основе уранового топлива с начальным обогащением топлива по изотопу U-235 4,1 % и энерговыработкой ОЯТ $W = 40$ ГВт·сутки/тТМ.

Предположим, что МОКС-топливо производится из обедненного урана с содержанием U-235 0,2 % и WGPu таким образом, чтобы начальное количество делящихся изотопов Pu-239, Pu-241 и U-235 составляло также 4,1 %. В этом случае содержание WGPu в МОКС-топливе составит 4,18 %. В таблице 49 приведены результаты расчета трансмутации плутония WGPu в составе такого топлива при $W = 40$ ГВт·сутки/тТМ.

Таблица 49. Трансмутация WGPu в МОКС-топливе реактора PWR

W , ГВт·сутки/тТМ	M_{Pu} , кг/тТМ	Содержание изотопов плутония, %				
		Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242	Pu-238
0	41,8	93	6,5	0,5	0	0
40	19	38,25	23,35	25,6	12,35	0,45

Из таблицы 49 видно, что количество плутония в процессе сжигания МОКС-топлива уменьшилось в 2,2 раза, и при этом существенно изменился его изотопный состав.

В таблице 50 приведены сравнительные характеристики WGPu и полученного из него при сжигании в реакторе PWR энергетического плутония. В таблице 50 величина $\Delta_{кр}^2$ определяется следующим выражением:

$$\Delta_{кр}^2 = \frac{M_0}{0,1 \cdot M_{кр}},$$

где M_0 – масса плутония до и после трансмутации в расчете на одну тонну тяжелого металла.

Таблица 50. Изменение характеристик плутония при его трансмутации в МОКС-топливе реактора PWR

Параметр	WGPu	Pu(PWR-MOX)	
		$T_{xp} = 5$ лет	$T_{xp} = 30$ лет
M_0	41,8	17,95	15,25
$M_{кр}$	17,11	28	29,7
χ_0	0,243	0,195	0,195
$\Delta_{кр}^2$	24,43	6,41	5,13
$t_K(\text{Act})$	50	0,6	1,75
$m(\text{He-4})$	1,92	0,048	0,15
$\dot{D}(t_K)$	0,27	0,58	0,61
$D(t_K)$	400	10,3	31,9
$W_m(t_K)$	2,73	18,2	19
$N_\gamma(t_K)$	1,1	22,5	9,55
$N_n(t_K)$	1,16	14	17,4
$D_{\gamma,n}(t_K)$	0,29	6	2,55

Из данных таблицы 50 можно сделать следующие выводы:

- при уменьшении абсолютной массы плутония в процессе его трансмутации, значение критмассовой характеристики риска $\Delta_{кр}^2$ уменьшилось в 3,8-4,8 раз;
- значение времени $t_K(\text{Act})$ при времени хранения пять лет составляет всего 0,6 года, что, скорее всего, делает возможность использования такого материала в целях ядерного распространения весьма сомнительной;
- при времени хранения 30 лет величина $t_K(\text{Act})$ (после переработки) возрастает до 1,75 года, что позволяет рассматривать вопрос о потенциальной возможности использования такого материала в целях ядерного распространения.

Приведем для иллюстрации значения функций R_1 и R_2 до и после трансмутации плутония WGPu в реакторе PWR. Для WGPu имеем $R_1 = R_2 = 24,43$. Для энергетического плутония после трансмутации WGPu в реакторе PWR при времени хранения пять лет

значение функции $R_1 = 0,77$ и $R_2 = 0,255$, а при времени хранения 30 лет – $R_1 = 1,8$ и $R_2 = 1,74$. Это свидетельствует о возможности существенного уменьшения риска ядерного распространения после трансмутации WGPu в реакторе PWR, а именно при времени хранения пять лет в 32-96 раз, а при времени хранения 30 лет – в 14 раз.

19.2. Трансмутация WGPu в составе МОКС-топлива реакторов PHWR

Другая возможность трансмутации плутония оружейного качества связана с его сжиганием в тяжеловодных реакторах. В этом случае для сравнения использовался базовый вариант тяжеловодного реактора с топливом на основе природного урана (0,71 % U-235) и типичной энерговыработкой ОЯТ $W = 7$ ГВт·сутки/тТМ.

Предположим, что МОКС-топливо создается на основе обедненного урана с содержанием U-235 0,2 %, тогда содержание делящихся изотопов плутония составит 0,51 %. В этом случае содержание WGPu в МОКС-топливе составит 0,545 %. В таблице 51 приведены результаты расчета трансмутации плутония WGPu в МОКС-топливе тяжеловодного реактора PHWR.

В отличие от трансмутации в реакторе PWR, в случае тяжеловодного реактора абсолютная масса плутония в процессе трансмутации практически не изменилась (она даже возросла на 7 %), однако изотопный состав плутония претерпел кардинальные изменения.

Таблица 51. Трансмутация плутония WGPu в реакторе PHWR

W , ГВт·сутки/тТМ	M_{Pu} , кг/тТМ	Содержание изотопов плутония, %				
		Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242	Pu-238
0	5,45	93	6,5	0,5	0	0
7	5,85	57,6	31,53	8,3	2,55	0,02

В таблице 52 приведены сравнительные характеристики WGPu и полученного из него в реакторе PHWR энергетического плутония. Здесь же для сравнения приведены данные для плутония PHWR, полученного из топлива на природном уране при времени хранения пять лет.

Таблица 52 позволяет сделать следующие выводы:

- определяющая критмассовая характеристика $\Delta_{кр}^2$ в результате трансмутации уменьшилась в 1,4 раза, что существенно хуже результатов трансмутации в PWR;
- время $t_K(Act)$ хотя и невелико, но превышает в 2,9-3,3 раза соответствующие значения для результатов трансмутации в реакторе PWR, что делает вопрос о принципиальной возможности использования трансмутированного плутония в целях ядерного распространения вполне состоятельным (даже при времени хранения пять лет);

- характеристики плутония, полученного в реакторе PHWR из МОКС-топлива с использованием плутония WGPu, достаточно близки к характеристикам энергетического плутония реакторов PWR, полученного из уранового топлива.

Таблица 52. Изменение характеристик плутония при его трансмутации в МОКС-топливе реактора PHWR

Параметр	WGPu	Pu(PHWR-MOX)		Pu(PHWR) $T_{xp} = 5$ лет
		$T_{xp} = 5$ лет	$T_{xp} = 30$ лет	
M_0	5,45	5,74	5,47	4
$M_{кр}$	17,11	24,35	24,55	21,5
χ_0	0,243	0,21	0,211	0,222
$\Delta_{кр}^2$	3,18	2,36	2,23	1,86
$t_K(\text{Act})$	50	2	6,8	3,4
$D(t_K)$	400	23,9	84,2	41,4
$W_m(t_K)$	2,73	10,6	10,6	9,3
$N_\gamma(t_K)$	1,1	6,65	2,8	4,03
$N_n(t_K)$	1,16	9,3	9,85	5,95
$D_{\gamma,n}(t_K)$	0,29	1,8	0,77	1,07

Приведем для иллюстрации значения функций R_1 и R_2 до и после трансмутации плутония WGPu в реакторе PHWR. Для WGPu имеем $R_1 = R_2 = 3,12$. Для энергетического плутония после трансмутации WGPu в реакторе PHWR имеем при времени хранения пять лет значения функций $R_1 = 0,94$ и $R_2 = 1,05$, а при времени хранения 30 лет – $R_1 = 2,23$ и $R_2 = 2,23$.

Таким образом, трансмутация WGPu в реакторе PHWR приводит к уменьшению величин функций R_1 и R_2 в 3,1 раза для времени хранения пять лет, и в 1,4 раза для времени хранения 30 лет.

19.3. Трансмутация плутония PWR в составе МОКС-топлива реакторов PWR

Плутоний, выделенный в процессе радиохимической переработки ОЯТ реакторов PWR, используется в производстве МОКС-топлива для последующего сжигания в легководных реакторах. При этом для производства МОКС-топлива может использоваться плутоний с различным временем выдержки после выгрузки из реактора. Мы рассмотрим два случая: трансмутацию плутония PWR со временем выдержки пять лет и 30 лет. При этом первоначальный состав энергетического плутония соответствовал условиям наработки в реакторе PWR при начальном обогащении топлива по изотопу U-235 4,1 % и энерговыработке ОЯТ $W = 40$ ГВт-сутки/тТМ.

Предположим, что МОКС-топливо изготавливается на основе обедненного урана с содержанием U-235 0,2 %, и что количество делящихся изотопов плутония должно

составлять 3,9 %. В этом случае содержание энергетического плутония PWR в МОКС-топливе будет составлять 5,62 % при времени выдержки плутония пять лет, и 5,87 % – при времени выдержки плутония 30 лет. Следует отметить, что одна тонна тяжелого металла ОЯТ реактора PWR содержит 10,5 кг плутония первого изотопного состава (время выдержки пять лет) и 9,45 кг плутония второго изотопного состава (время выдержки 30 лет). Таким образом, один реактор PWR может обеспечить энергетическим плутонием 18,7 % мощности такого же реактора PWR в первом случае, и 16,1 % – во втором случае.

В таблице 53 приведены результаты трансмутации таких плутониевых материалов при их сжигании в реакторе PWR в составе МОКС-топлива ($W = 40$ ГВт·сутки/тТМ).

Таблица 53. Трансмутация плутония PWR в составе МОКС-топлива реактора PWR

T_{xp} , лет	W , ГВт·сутки/тТМ	M_{Pu} , кг/тТМ	Содержание изотопов плутония, %				
			Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242	Pu-238
5	0	56,2	55,9	21,9	13,7	6,75	1,75
	40	27,1	27,9	19,9	25,85	23,65	2,7
30	0	58,7	62,05	24,3	4,55	7,5	1,6
	40	29,1	28	21,5	26,4	21,75	2,35

Из данных таблицы 53 следует, что трансмутация энергетического плутония PWR в МОКС-топливе легководного реактора приводит к уменьшению массы плутония в два раза и сопровождается существенным изменением его изотопного состава: содержание изотопов Pu-239, Pu-240, Pu-241 и Pu-242 по существу выравнивается, причем это происходит для начального изотопного состава плутония, соответствующего как времени выдержки пять лет, так и времени выдержки 30 лет.

В таблицах 54 и 55 приведены сравнительные характеристики энергетического плутония PWR до и после его трансмутации в составе МОКС-топлива реактора PWR.

Таблица 54. Характеристики плутония PWR в свежем МОКС-топливе реактора PWR

Параметр	Pu(PWR-MOX, $T_{xp} = 5$ лет)	Pu(PWR-MOX, $T_{xp} = 30$ лет)
M_0	56,2	58,7
$M_{кр}$	23,62	24
χ_0	0,211	0,212
$\Delta_{кр}^2$	23,8	24,45
$t_K(Act)$	0,93	2,8
$W_m(t_K)$	31,9	30

Таблица 55. Изменение характеристик плутония PWR после его трансмутации в МОКС-топливе реактора PWR

Параметр	Pu(PWR-MOX, $T_{xp} = 5$ лет)		Pu(PWR-MOX, $T_{xp} = 30$ лет)	
	$T_{xp} = 5$ лет	$T_{xp} = 30$ лет	$T_{xp} = 5$ лет	$T_{xp} = 30$ лет
M_0	25,55	21,5	27,4	23,05
$M_{кр}$	33,6	37,25	33,15	36,7
χ_0	0,181	0,176	0,182	0,178
$\Delta_{кр}^2$	7,59	5,78	8,26	6,28
$t_k(\text{Act})$	0,6	1,65	0,58	1,6
$m(\text{He-4})$	0,152	0,415	0,131	0,363
$D(t_K)$	33,6	91,8	29	80
$W_m(t_K)$	63,5	68	56,3	60,5
$N_\gamma(t_K)$	31,1	16,3	30,7	15,65
$N_n(t_K)$	24,6	31,7	23,4	30,3
$D_{\gamma,n}(t_K)$	7,9	3,95	7,85	3,85

Из сравнения данных таблиц 54 и 55 можно сделать следующие выводы:

- в результате трансмутации плутония PWR в составе МОКС-топлива реактора PWR критмассовые характеристики $\Delta_{кр}^2$ уменьшились в 3-4 раза в зависимости от величины срока хранения трансмутированного плутония (уменьшение $\Delta_{кр}^2$ при увеличении срока хранения связано с влиянием распада изотопа Pu-241);
- время $t_k(\text{Act})$ уменьшилось в 1,5-1,7 раза и составило 0,6 года при времени хранения пять лет, что делает весьма сомнительной возможность использования такого материала в целях ядерного распространения;
- тепловыделение W_m возросло в два раза, превысив 60 Вт.

В целом, эти данные свидетельствуют о том, что трансмутация энергетического плутония PWR существенно уменьшила риски распространения. Этот вывод иллюстрируется также изменением значений функций R_1 и R_2 в результате трансмутации.

Таблица 56. Изменение функций рисков распространения R_1 и R_2 при трансмутации энергетического плутония PWR в реакторе PWR

Плутоний в свежем МОКС-топливе			Плутоний после трансмутации		
T_{xp} , лет	R_1	R_2	T_{xp} , лет	R_1	R_2
5	4,16	2,02	5	0,43	0,068
			30	0,84	0,34
30	14,2	21,3	5	0,51	0,088
			30	1	0,44

Из таблицы 56 видно, что функция R_1 в процессе трансмутации уменьшается в 5-9,7 раз для первого варианта состава плутония PWR и в 14-28 раз для второго варианта состава плутония PWR, подвергшегося трансмутации. Функция R_2 при этом уменьшается в 6-29,7 раз для первого состава и в 48-242 раз – для второго состава трансмутируемого плутония. Эти данные говорят о том, что трансмутация особенно эффективна для плутония PWR, который перед использованием в МОКС-топливе имел длительное время выдержки (около 30 лет). В целом, полученные данные подтверждают вывод об эффективности трансмутации энергетического плутония в легководных реакторах, как важного шага, уменьшающего риск ядерного распространения.

19.4. Трансмутация плутония PWR в составе МОКС-топлива реакторов PHWR

Рассмотрим теперь вопрос об изменении количества и изотопного состава энергетического плутония PWR в случае его использования в МОКС-топливе тяжеловодного реактора PHWR. Как и выше, мы рассмотрим два состава исходного плутония PWR, соответствующего энерговыработке ОЯТ в $W = 40$ ГВт·сутки/тТМ и времени выдержки пять и 30 лет.

При определении количества плутония в МОКС-топливе предположим, что топливо производится на основе обедненного урана (0,2 % U-235) и должно содержать 0,51 % делящихся изотопов плутония. В этом случае содержание плутония PWR в МОКС-топливе должно составить 0,733 % (при времени выдержки пять лет) и 0,766 % (при времени выдержки 30 лет). В соответствии с этим переработка одной тонны тяжелого металла ОЯТ реактора PWR позволит произвести 1,43 тТМ МОКС-топлива первого состава и 1,23 тТМ МОКС-топлива второго состава. Соответственно единица мощности реактора PWR обеспечит энергетическим плутоном 25 % единицы мощности реактора PHWR в первом случае и 21,5 % единицы мощности во втором случае. Иными словами, для полного обеспечения тяжеловодных реакторов PHWR МОКС-топливом, сделанным из плутония легководных реакторов PWR, соотношение мощности реакторов PWR и PHWR должно быть 4:1 или 5:1.

В таблице 57 приведены результаты трансмутации рассматриваемых плутониевых составов при их сжигании в реакторе PHWR ($W = 7$ ГВт·сутки/тТМ).

Таблица 57. Трансмутация плутония PWR в составе МОКС-топлива реактора PHWR

T_{xp} , лет	W , ГВт·сутки/тТМ	M_{Pu} , кг/тТМ	Содержание изотопов плутония, %				
			Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242	Pu-238
5	0	7,33	55,9	21,9	13,7	6,75	1,75
	7	7,1	46	31,2	10,45	11,5	0,85
30	0	7,66	62,05	24,3	4,55	7,5	1,6
	7	7,38	45,5	32,95	10,25	10,55	0,75

Из данных таблицы 57 следует:

- абсолютная масса плутония в процессе такой трансмутации практически не изменилась (уменьшилась на 3 %);
- хотя в плутонии, подвергшемся трансмутации, содержание изотопа Pu-239 уменьшилось, а содержание изотопа Pu-240 возросло по сравнению с исходным составом, в тоже время содержание изотопов Pu-241 ($T_{xp} = 5$ лет) и Pu-238 также уменьшилось.

В соответствии с этим вопрос о целесообразности такой трансмутации в контексте проблемы ядерного нераспространения не является очевидным. В таблицах 58 и 59 приведены сравнительные характеристики энергетического плутония PWR до и после его трансмутации в составе МОКС-топлива реактора PHWR.

Таблица 58. Характеристики плутония PWR в свежем МОКС-топливе реактора PHWR

Параметр	Pu(PHWR-MOX, $T_{xp} = 5$ лет)	Pu(PHWR-MOX, $T_{xp} = 30$ лет)
M_0	7,33	7,66
M_{kp}	23,62	24
χ_0	0,211	0,212
Δ_{kp}^2	3,1	3,19
$t_K(\text{Act})$	0,93	2,8
$W_m(t_K)$	31,9	30

Таблица 59. Изменение характеристик плутония PWR после его трансмутации в МОКС-топливе реактора PHWR

Параметр	Pu(PHWR-MOX, $T_{xp} = 5$ лет)		Pu(PHWR-MOX, $T_{xp} = 30$ лет)	
	$T_{xp} = 5$ лет	$T_{xp} = 30$ лет	$T_{xp} = 5$ лет	$T_{xp} = 30$ лет
M_0	6,94	6,51	7,21	6,77
M_{kp}	28,86	29,55	29	29,67
χ_0	0,196	0,196	0,196	0,196
Δ_{kp}^2	2,4	2,2	2,49	2,28
$t_K(\text{Act})$	1,55	4,9	1,55	5
$m(\text{He-4})$	0,183	0,55	0,174	0,537
$D(t_K)$	40	118	37,7	116
$W_m(t_K)$	25,3	23,8	24,2	22,85
$N_i(t_K)$	10,8	4,95	10,5	4,76
$N_n(t_K)$	16,2	17,5	16,3	17,6
$D_{\gamma,n}(t_K)$	2,81	1,27	2,75	1,23

Из сравнения данных таблиц 58 и 59 можно сделать следующие выводы:

- в результате трансмутации критмассовый параметр $\Delta_{кр}^2$ уменьшился в 1,35 раза;
- время $t_k(Act)$ при времени хранения пять лет возросло с 0,93 до 1,5 лет, а при времени хранения 30 лет – с 2,8 до 5 лет;
- трансмутация привела к уменьшению тепловыделения W_m в 1,25 раза.

Эти данные говорят о том, что итоги такой трансмутации в контексте ядерного нераспространения имеют неопределенный характер. Об этом же говорит и сравнение значений функций рисков R_1 и R_2 .

Таблица 60. Изменение функций рисков распространения R_1 и R_2 при трансмутации энергетического плутония PWR в реакторе PHWR

Плутоний в свежем МОКС-топливе			Плутоний после трансмутации		
T_{xp} , лет	R_1	R_2	T_{xp} , лет	R_1	R_2
5	0,54	0,263	5	0,74	0,64
			30	2,16	2,2
30	1,79	2,79	5	0,77	0,66
			30	2,28	2,28

Из данных таблицы 60 следует:

- для первого изотопного состава плутония PWR (время выдержки пять лет) трансмутация приводит к увеличению значения функции R_1 в 1,37 раза и функции R_2 в 2,45 раза при времени хранения трансмутированного плутония пять лет;
- для второго изотопного состава плутония PWR (время выдержки 30 лет) трансмутация приводит к уменьшению значения функции R_1 в 2,3 раза и функции R_2 в 4,2 раза при времени хранения трансмутированного плутония пять лет. Однако при времени хранения трансмутированного плутония 30 лет величины функций R_1 и R_2 в целом не изменяются.

В целом, можно сделать вывод о том, что с точки зрения уменьшения рисков ядерного распространения эффективность трансмутации энергетического плутония PWR в легководных реакторах намного выше, чем в тяжеловодных реакторах.

20. ВЫДЕЛЕНИЕ ПЛУТОНИЯ GCR

Поскольку длительное хранение ОЯТ газографитовых ядерных реакторов GCR представляет собой сложную технологическую задачу, эксплуатация реакторов этого типа сопровождалась переработкой их ОЯТ и выделением плутония. Эта деятельность получила развитие в Великобритании и Франции, где она явилась продолжением деятельности по наработке в реакторах GCR плутония оружейного качества. Поскольку плутоний реакторов

GCR является, с одной стороны, наиболее «высококачественным» материалом среди всех видов энергетического плутония, а, с другой стороны, он был реально выделен из ОЯТ, то вопросы, связанные с этим плутонием, представляют особый интерес. Основными «действующими лицами» в этой истории являются официальные ядерные государства – Великобритания и Франция. Вместе с тем, они предоставили свои услуги по переработке ОЯТ реакторов GCR и выделению плутония другим государствам – Италии, Японии и Испании. История этого вопроса подробно изложена в книге [1]. Мы, в рамках данной работы, попробуем уточнить количество и определить изотопный состав этого плутония.

20.1. Реакторы GCR Великобритании

Газографитовые реакторы GCR являлись основным источником производства оружейного плутония в Великобритании, и в течение длительного времени они же составляли основу атомной энергетики этой страны. Традиционно военная и гражданская ядерные программы Великобритании были достаточно тесно переплетены. Вначале наработка оружейного плутония осуществлялась в двух реакторах Windscale Piles, где в 1951-1957 годах было произведено около 400 кг этого материала. После крупной радиационной аварии 10 октября 1957 года эти реакторы были закрыты, и производство оружейного плутония было перенесено на новые газографитовые реакторы Calder Hall (четыре реактора) и Chapelcross (четыре реактора). В то же время эти реакторы использовались и для производства электроэнергии. В те периоды своей работы, когда они не производили оружейный плутоний, эти реакторы нарабатывали энергетический плутоний (что определялось энерговыработкой их топлива). Однако в Великобритании этот плутоний рассматривается также как военный материал, который находится вне пределов контроля со стороны МАГАТЭ. По оценкам [1], в Великобритании на этих реакторах было наработано около 3 тонн оружейного плутония и 10,7 тонн энергетического плутония, из которых приблизительно 2 тонны были поставлены в другие государства, в том числе 1,3 тонны – в США.

Данные МАГАТЭ [13] по этим реакторам GCR представлены в Приложении 2. В 2003 и 2004 годах все газографитовые реакторы Calder Hall и Chapelcross были закрыты после 35-38 лет эксплуатации. Следует отметить, что имеющиеся данные о работе этих реакторов весьма скудны, что определяется, по-видимому, их двойным назначением.

Кроме восьми газографитовых реакторов Calder Hall и Chapelcross, атомная энергетика Великобритании насчитывает 18 реакторов GCR, из которых в настоящее время продолжают работать восемь реакторов. Некоторые данные по этим реакторам представлены в Приложении 2. Данные МАГАТЭ [13] по британским газографитовым реакторам крайне ограничены и имеют противоречивый характер. Так, например, в [13] для некоторых реакторов в определенные моменты времени производилось значительное снижение интегральной энерговыработки, что находится в противоречии с приведенными в той же базе данных значениями энерговыработки по годам. Для некоторых реакторов GCR в базе данных МАГАТЭ отсутствуют какие-либо данные как по интегральной энерговыработке, так и по работе в отдельные годы. Все это не позволяет рассматривать

данные по энергоснабжению реакторов GCR Великобритании из базы данных [13] как прямую основу для оценки наработки в них энергетического плутония.

20.2. Выделение плутония GCR в Великобритании

Программа переработки гражданского ОЯТ в Великобритании выросла из программы выделения оружейного плутония, и в течение длительного времени она была сосредоточена на переработке ОЯТ газографитовых реакторов GCR. Эта переработка производилась на заводе В205 ядерного комплекса «Селлафилд» мощностью 1500 тонн ОЯТ в год, который начал работать в 1964 году и действует до настоящего времени. По данным [1], в период с 1965 по 1995 год на этом заводе было переработано около 27400 тонн ОЯТ реакторов GCR с общей энергоснабжкой 98000 ГВт·суток. Хотя в основном это было британское ОЯТ и британский плутоний, Великобритания в то время оказывала услуги по выделению плутония из иностранного ОЯТ реакторов GCR. Объем переработки составил 2600 тонн иностранного ОЯТ с общей энергоснабжкой 7650 ГВт·суток [1]. Продукты переработки этого ОЯТ принадлежат Японии и Италии.

С 1995 года в Великобритании на комплексе «Селлафилд» вступил в строй завод THORP по переработке оксидного ОЯТ легководных реакторов и газографитовых реакторов AGR. Проектная мощность завода составляет 700 тТМ ОЯТ в год, и завод в основном занимается переработкой иностранного ОЯТ. Предполагается, что средняя загрузка этого завода составляет около 600 тТМ в год, и на нем производится выделение 5,5 тонн энергетического плутония в год. Эта деятельность направлена, в первую очередь, на освоение рынка МОКС-топлива для легководных реакторов других стран (в самой Великобритании действует только один реактор PWR Sizewell-B с электрической мощностью $P_{эл} = 1,25$ ГВт, который вступил в строй в 1995 году). Для отработки технологии производства МОКС-топлива в 1993 году на комплексе «Селлафилд» начал действовать опытный завод MDF производительностью восемь тонн МОКС-топлива в год. В 1998 году здесь же был построен промышленный завод SMP производительностью 120 тонн МОКС-топлива в год, который, по-видимому, должен конвертировать в МОКС-топливо основную часть плутония, выделяемого заводом THORP. Однако до настоящего времени завод SMP практически не начал работу, осуществив только пробные поставки небольшого количества МОКС-топлива в Швейцарию. Таким образом, отметим, что в Великобритании до сих пор МОКС-топливо в значительных масштабах не производилось.

Можно определить объем производства плутония на заводе В205 и его изотопный состав. В этих целях мы использовали данные по количеству и энергоснабжке переработанного на заводе В205 ОЯТ из [1] и разработанную модель наработки плутония GCR в зависимости от энергоснабжки ОЯТ.

В период с 1965 по 1995 год на заводе В205 было переработано 24850 тонн британского ОЯТ реакторов GCR с общей энергоснабжкой 90500 ГВт·суток (средняя энергоснабжка ОЯТ составляла $W = 3,65$ ГВт·сутки/тТМ), из которого было выделено 66,5 тонн плутония. Из них к настоящему времени 1,45 тонны изотопа Pu-241 распалось в Am-241, так что общее количество этого плутония составляет 65,05 тонны. В таблице 61

приведена динамика выделения этого плутония по времени и его изотопный состав (с учетом распада Pu-241 к настоящему времени).

Таблица 61. Количество и изотопный состав британского плутония реакторов GCR, выделенного на заводе B205 в 1965-1995 годы

Годы	M_{Pu} , т	Изотопный состав плутония, %				
		Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242	Pu-238
1965-1970	6,53	87,12	12,58	0,22	0,08	$3,1 \cdot 10^{-3}$
1971-1975	8,63	82,25	17,03	0,5	0,22	$6,7 \cdot 10^{-3}$
1976-1980	11,82	77,42	21,14	0,97	0,46	$1,24 \cdot 10^{-2}$
1981-1985	13,29	76,73	21,5	1,26	0,5	$1,37 \cdot 10^{-2}$
1986-1990	12,44	74,67	22,8	1,87	0,64	$1,74 \cdot 10^{-2}$
1991-1995	12,34	75,63	21,72	2,12	0,52	$1,5 \cdot 10^{-2}$
Всего	65,05	78,03	20,24	1,28	0,44	$1,25 \cdot 10^{-2}$

Сравним эти данные с результатами приближенного способа оценки наработки изотопов плутония с учетом их распада, когда выгрузка и переработка ОЯТ постоянны внутри рассматриваемых интервалов времени. В этом случае мы предположим, что выгрузка и переработка ОЯТ равномерно распределялись в период с 1965 по 1995 год, а средняя энерговыработка ОЯТ реакторов GCR составляла при этом 3150 ГВт-суток в год. Полагая, что исходный изотопный состав плутония соответствует данным таблицы 37, получим, что к настоящему времени изотопный состав этого плутония соответствует данным таблицы 62. Сравнение этого состава с данными таблицы 61 показывает их хорошее согласие.

Таблица 62. Результаты приближенной оценки изотопного состава британского плутония реакторов GCR

Изотоп	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242	Pu-238
Содержание, %	76,98	21,27	1,27	0,467	$1,3 \cdot 10^{-2}$

При оценке количества и состава плутония GCR, который к настоящему времени остался у Великобритании из выделенного в период с 1965 по 1995 год, необходимо учесть ряд затрат.

Во-первых, согласно [1], Великобритания поставила 5,3 тонны плутония GCR в США. Известно, что этот плутоний относился к категории FGPU, то есть имел содержание изотопа Pu-240 не более 18 %, а поставки осуществлялись в рамках соглашения 1958 года между США и Великобританией об обмене оружейными материалами. Из данных таблицы 61 можно заключить, что эти поставки осуществлялась из плутония GCR, выделенного в период с 1965 по 1975 год.

Великобритания использовала плутоний GCR в количестве 1,45 тонны для запуска реактора PFR на быстрых нейтронах. Поскольку пуск реактора был осуществлен в 1974 году, то естественно предположить, что в этих целях использовался плутоний, выделенный до 1974 года.

В дальнейшем Великобритания использовала еще 6,8 тонн плутония GCR для обеспечения работы реактора PFR в период с 1974 по 1994 год [1]. Предположим, что этот плутоний поставлялся равномерно в течение этого времени.

С учетом этих замечаний мы оценили, что к настоящему времени Великобритания может располагать 51,5 тоннами плутония GCR, выделенного в период с 1965 по 1995 год. Распределение этого плутония по времени производства и его общий изотопный состав приведены в таблицах 63 и 64.

Таблица 63. Количество находящегося в Великобритании плутония GCR, выделенного в период с 1965 по 1995 год на заводе B205

Годы	1965-1970	1971-1975	1976-1980	1981-1985	1986-1990	1991-1995	Всего
M_{Pu} , т	3,6	4,8	10,1	11,6	10,75	10,65	51,5

Таблица 64. Изотопный состав находящегося в Великобритании плутония GCR, выделенного в период с 1965 по 1995 год на заводе B205

Изотоп	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242	Pu-238
Содержание, %	77,45	20,7	1,37	0,47	$1,32 \cdot 10^{-2}$

В период с 1965 по 1995 год на заводе B205 было выделено также 6,05 тонн иностранного плутония GCR. В этих целях было переработано 2570 тонн ОЯТ реакторов GCR Японии и Италии с общей энерговыработкой 7650 ГВт·суток (средняя энерговыработка ОЯТ составляла $W = 3$ ГВт·сутки/тТМ). К настоящему времени вследствие распада изотопа Pu-241, масса этого плутония уменьшилась на 100 кг. В таблицах 65 и 66 приведены результаты оценок изотопного состава этого материала и распределения его выделения по времени (с учетом распада Pu-241).

Таблица 65. Количество иностранного плутония GCR, выделенного в период с 1965 по 1995 год на заводе B205

Годы	1965-1970	1971-1975	1976-1980	1981-1985	1986-1990	1991-1995	Всего
M_{Pu} , т	0,55	1	1,04	1,14	2	1,04	5,97

Таблица 66. Изотопный состав иностранного плутония GCR, выделенного в период с 1965 по 1995 год на заводе B205

Изотоп	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242	Pu-238
Содержание, %	81,37	17,5	0,87	0,25	$8 \cdot 10^{-3}$

Этот плутоний (весьма высокого качества) принадлежит Японии и Италии. Он был получен при переработке ОЯТ японского реактора GCR Tokai-1, который в период с 1966 по 1998 год выработал 3,22 ГВт·лет электроэнергии, и итальянского реактора GCR Latina, который в период с 1964 по 1987 год выработал 2,91 ГВт·лет электроэнергии. Предполагая, что иностранный плутоний, выделенный на заводе В-205, распределен пропорционально выработке электроэнергии, получим, что около трех тонн плутония GCR принадлежит Италии и около трех тонн плутония GCR принадлежит Японии (принимая во внимание, что часть указанной выше выработки электроэнергии реактором Tokai-1 приходится на 1996-1998 годы).

Отметим, что между данными [1] по энергоснабжению иностранного ОЯТ, переработанного на заводе В205, и данными МАГАТЭ [13] по производству электроэнергии реакторами Tokai-1 и Latina имеется хорошее согласие. Общий объем выработки электроэнергии этими реакторами до 1995 года составляет 5,9 ГВт·лет, чему при соотношении тепловой и электрической мощности реакторов GCR $P_{тепл} \sim 3,5 \cdot P_{эл}$ соответствует энергоснабжение ОЯТ в 20,65 ГВт·лет, что практически совпадает с энергоснабжением иностранного ОЯТ, переработанного на заводе В205 с 1965 по 1995 год по данным работы [1].

Хотя, как уже отмечалось, существующие данные по энергоснабжению британских газографитовых реакторов GCR не позволяют провести прямую независимую оценку наработки в них плутония, все же существует определенная возможность провести такую оценку, хотя и менее точную. Ее можно провести на основании данных [17] по общему объему производства электроэнергии на АЭС в Великобритании в различные годы. Для британских реакторов AGR и PWR в базе данных МАГАТЭ [13] приведены подробные данные по их энергоснабжению в течение периода эксплуатации. В этом случае можно оценить энергоснабжение реакторов GCR, вычитая энергоснабжение реакторов AGR и PWR из общего производства электроэнергии на АЭС в Великобритании.

В таблице 67 приведены значения общей выработки электроэнергии на АЭС в Великобритании $E_{АЭС}$, значения энергоснабжения реакторов AGR E_{AGR} и PWR E_{PWR} для этих лет и оценка энергоснабжения реакторов GCR E_{GCR} .

Таблица 67. Оценка выработки электроэнергии реакторами GCR Великобритании

Год	1960	1970	1980	1990	2000	2001
$E_{АЭС}$, ТВт·час	2,08	26,01	37,02	58,6	78,3	82,34
E_{AGR} , ТВт·час	0	0	9,38	32,97	53,22	59,64
E_{PWR} , ТВт·час	0	0	0	0	8,53	9,2
E_{GCR} , ТВт·час	2,08	26,01	27,64	25,63	16,55	13,5

В период с 1962 по 1969 год в Великобритании были введены в действие 16 реакторов GCR (в дополнение к восьми маломощным реакторам двойного назначения

Calder Hall и Chapelcross), которые в основном и определяли энерговыработку реакторов GCR в период с 1970 по 1990 год.

На основании данных таблицы 65 в приближении линейной интерполяции можно оценить энерговыработку всех реакторов GCR в период с 1965 по 1995 год в 750 ТВт·час (85,6 ГВт·лет). Предполагая, что тепловая и электрическая мощность реакторов GCR связаны соотношением $P_{\text{тепл}} \sim 3,5 \cdot P_{\text{эл}}$, получим, что этой величине соответствует энерговыработка ОЯТ в 109000 ГВт·суток, что в 1,2 раза превышает значение энерговыработки ОЯТ британских реакторов GCR, поступившего на переработку на завод В205. Такой энерговыработке ОЯТ соответствует оценка количества выделенного плутония GCR в 78,5 тонн, что в 1,2 раза превышает данные таблицы 61. Однако в эту величину, по-видимому, должны входить и 10,7 тонн энергетического плутония GCR, наработанного в реакторах двойного назначения. В этом случае количество «гражданского» энергетического плутония, наработанного реакторами GCR Великобритании, по независимой оценке, составит около 68 тонн, что совпадает с данными таблицы 61.

Из данных таблицы 67 следует также, что в период с 1996 по 2001 год британские реакторы GCR произвели 110 ТВт·час электроэнергии (12,5 ГВт·лет), чему соответствует энерговыработка ОЯТ в 16000 ГВт·суток. Соответственно, за этот период времени было наработано около 11,5 тонн плутония GCR. Характерный изотопный состав этого плутония приведен в таблице 68.

Таблица 68. Изотопный состав плутония GCR, произведенного в Великобритании в 1996-2001 годы

M_{Pu} , т	Pu-239, %	Pu-240, %	Pu-241, %	Pu-242, %	Pu-238, %
11,38	75,9	20,975	2,65	0,46	0,015

Следует отметить, что в период с 2002 по 2004 год было закрыто 10 реакторов GCR, включая четыре реактора Calder Hall, четыре реактора Chapelcross и два реактора Bradwell. Так что в настоящее время действуют восемь британских реакторов GCR, из которых четыре предположительно будут закрыты в ближайшее время. В долгосрочном плане (до середины следующего десятилетия), по-видимому, будут работать два реактора Oldbury и два реактора Wylfa.

В период с 2002 по 2006 год средняя выработка электроэнергии на реакторах GCR Великобритании может быть оценена на уровне 2001 года, то есть приблизительно 13,5 ТВт·час в год (учитывая имеющиеся данные МАГАТЭ [13] для энерговыработки в 2004 и 2005 годах). После того, как в Великобритании останутся только четыре действующих реактора GCR, уровень их энерговыработки сократится до 9-10 ТВт·час в год. На основании этих данных можно оценить, что в период с 2002 по 2005 год в Великобритании было наработано около 5,6 тонн плутония GCR, а его наработка в будущем будет составлять менее одной тонны в год.

Суммируя результаты проведенных оценок, можно оценить полное количество гражданского плутония GCR, которым в настоящее время располагает Великобритания, в 68,5 тонн, из которых 51,5 тонны относятся к периоду с 1965 по 1995 год, а 17 тонн – к периоду с 1996 по 2005 год.

20.3. Выделение плутония GCR во Франции

Производство оружейного плутония началось во Франции в конце 1950-х годов в газографитовых ядерных реакторах G-1, G-2 и G-3 в Маркуле. В 1958 году там же начал действовать завод UP1 по переработке ОЯТ реакторов GCR, который работал до 1997 года и имел проектную мощность около 400 тонн ОЯТ в год. Последний из этих трех реакторов – реактор G-3 – был остановлен в 1984 году, а объем наработанного в них и выделенного плутония оружейного качества оценивается в 2,7-3,1 тонны [1].

Кроме того, во Франции было построено шесть гражданских реакторов GCR (Приложение 3) для производства электроэнергии. Известно, однако, что некоторые из этих реакторов могли использоваться для наработки оружейного плутония, то есть являлись реакторами двойного назначения. По данным [1], в них могло быть наработано от 500 кг до 2 тонн оружейного плутония. Общая электрическая энерговыработка этих реакторов составляет 23,5 ГВт·лет, что соответствует наработке в них 21,6 тонны плутония (в предположении $P_{тепл} \sim 3,5 \cdot P_{эл}$ для реакторов GCR). Мы провели эту оценку в стандартном предположении наработки 2,88 кг плутония на одну тонну тяжелого металла при энерговыработке ОЯТ 4 ГВт·сутки/тГМ или 0,72 кг плутония на ГВт·сутки тепловой энерговыработки реактора GCR.

Кроме того, во Франции перерабатывалось ОЯТ испанского газографитового реактора GCR Vandello-1, который работал в период с 1972 по 1989 год и выработал 6,1 ГВт·лет электроэнергии. В соответствии с приведенными выше предположениями, в нем было наработано 5,6 тонны плутония. Таким образом, в предположении, что во Франции была произведена полная переработка ОЯТ этих реакторов GCR, получим, что при этом было выделено 26,7 тонн плутония при полной энерговыработке ОЯТ в 29,6 ГВт·лет.

Выделение плутония производилось сначала на заводе UP1, а затем на заводе UP2 на мысе Аг, который также имел проектную мощность 400 тонн ОЯТ GCR в год. На этом заводе, в частности, перерабатывалось ОЯТ испанского газографитового реактора.

Поскольку, по данным работы [18], плутоний, выделенный из ОЯТ испанского газографитового реактора, был приобретен Францией, то мы в дальнейшем не будем проводить разделения между французским и испанским плутоном GCR.

В 1976 году на заводе UP2 была начата переработка оксидного топлива с задачей выхода на мощность в 400 тонн ОЯТ в год в конце 1980-х годов. В 1994 году была завершена реконструкция завода, которая привела к повышению его мощности до 800 тонн ОЯТ легководных реакторов в год. В 1989 году на мысе Аг был введен в действие новый завод по переработке оксидного топлива UP3 мощностью 800 тонн ОЯТ в год. На заводах

UP2 и UP3 производится переработка оксидного отработавшего топлива как французских, так и иностранных реакторов.

При определении количества и изотопного состава плутония GCR, выделенного на заводах UP1 и UP2, мы будем опираться на данные [1] по количеству и энерговыработке переработанного ОЯТ. На комбинате UP1 в период с 1965 по 1995 год было переработано 6200 тонн ОЯТ реакторов GCR с общей энерговыработкой в 19100 ГВт-суток (средняя энерговыработка ОЯТ составляла $W = 3,1$ ГВт-сутки/тТМ). На заводе UP2 в период с 1966 по 1987 год было переработано 4900 тонн ОЯТ реакторов GCR с общей энерговыработкой 13400 ГВт-суток (средняя энерговыработка ОЯТ составляла $W = 2,75$ ГВт-сутки/тТМ).

Общая энерговыработка переработанного во Франции ОЯТ реакторов GCR составляет 32500 ГВт-суток, что составляет 86 % от приведенного выше значения электрической энерговыработки реакторов GCR Франции и Испании.

В таблице 69 приведены оценки количества выделенного плутония и его изотопного состава в период с 1965 по 1995 год отдельно по заводам UP1 и UP2, а также в целом. При этом учтен распад изотопа Pu-241 к настоящему времени, за счет которого общая масса плутония уменьшилась на 410 кг.

Таблица 69. Характеристики плутония GCR, выделенного во Франции в период с 1965 по 1995 год на заводах UP1 и UP2

Завод	Период	M_{Pu} , т	Изотопный состав плутония, %				
			Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242	Pu-238
UP1	1965-1970	0,051	96,23	3,75	0,016	$1,7 \cdot 10^{-3}$	$2 \cdot 10^{-4}$
	1971-1975	0,211	86,96	12,68	0,28	0,078	$3 \cdot 10^{-3}$
	1976-1980	1,66	86,9	12,67	0,35	0,078	$3 \cdot 10^{-3}$
	1981-1985	3,22	81,61	17,3	0,85	0,23	$8 \cdot 10^{-3}$
	1986-1990	4,55	79,07	19,3	1,29	0,33	0,01
	1991-1995	5,05	78,76	19,25	1,65	0,33	0,011
	Всего	14,74	80,57	17,95	1,19	0,28	$9 \cdot 10^{-3}$
UP2	1965-1970	0,77	92,7	7,21	0,07	0,014	$9 \cdot 10^{-4}$
	1971-1975	3,48	84,4	15,05	0,4	0,15	$4,5 \cdot 10^{-3}$
	1976-1980	3,5	80,8	18,2	0,71	0,27	$8,2 \cdot 10^{-3}$
	1981-1985	2,41	78,4	20,11	1,09	0,38	0,011
	1986-1987	0,42	77,4	20,76	1,4	0,43	0,0126
	Всего	10,58	82,17	16,9	0,68	0,24	$7,5 \cdot 10^{-3}$
Всего по UP1 и UP2		25,32	81,24	17,51	0,98	0,26	$8,4 \cdot 10^{-3}$

Из данных таблицы 69 следует, что на заводах UP1 и UP2 было переработано 11100 тонн ОЯТ реакторов GCR с энерговыработкой в 32500 ГВт-суток, из которого было выделено 25,32 тонны энергетического плутония. С этим значением неплохо согласуется

сделанная выше приближенная оценка. Учитывая, что в состав выделенного плутония может входить от 500 кг до 2 тонн оружейного плутония, получим, что количество выделенного гражданского плутония GCR на заводах UP1 и UP2 может быть оценено в 23,3-24,8 тонн, включая 5,6 тонн плутония, выделенного из ОЯТ испанского реактора GCR.

При оценке реального количества плутония GCR, которым может располагать Франция, необходимо учесть затраты плутония на французскую программу развития реакторов на быстрых нейтронах. Расходы плутония на работу реактора Phenix в 1973-1993 годах по данным [1] оцениваются в 10,9 тонн, из которых около пяти тонн были покрыты за счет плутония, наработанного самим реактором.

Реактор Super-Phenix работал в период с 1985 по 1998 год. Его первоначальная загрузка включала около 5,7 тонн плутония, а в процессе работы в него в составе МОКС-топлива поступило еще 5,9 тонн плутония, так что общие затраты плутония в этом реакторе составили 11,6 тонн. При этом 5,9 тонн плутония было предоставлено Францией, а 5,7 тонн – ее иностранными партнерами по проекту. Таким образом, программа развития реакторов на быстрых нейтронах во Франции потребовала затрат в 11,8 тонн французского и 5,7 тонн иностранного плутония. При этом 3,8 тонн плутония было внесено Италией, и это количество, вероятно, включало приблизительно три тонны плутония GCR, выделенного в Великобритании.

В качестве оценки затрат плутония GCR на французскую программу реакторов на быстрых нейтронах можно предположить, что затраты плутония на проект Phenix и первоначальная загрузка реактора Super-Phenix были покрыты из французского плутония GCR в количестве 11,6 тонн, а остальные затраты были покрыты из иностранного плутония GCR и плутония легководных реакторов.

В этих предположениях количество гражданского выделенного плутония GCR, которым может располагать Франция с учетом затрат плутония на программу развития реакторов на быстрых нейтронах, может быть оценено в 11,7-13,2 тонны. Возможно, что весь этот плутоний или его часть были использованы для производства МОКС-топлива для легководных реакторов с его последующим сжиганием, но возможно также, что этот плутоний до сих пор находится на хранении. Его средний изотопный состав соответствует данным таблицы 69.

21. НАРАБОТКА ЭНЕРГЕТИЧЕСКОГО ПЛУТОНИЯ ПРИ НИЗКИХ УРОВНЯХ ЭНЕРГОВЫРАБОТКИ ОЯТ

При уменьшении уровня энерговыработки ОЯТ для всех типов ядерных энергетических реакторов происходит следующее:

- уменьшается общее количество нарабатываемого плутония на единицу массы ОЯТ;
- увеличивается общее количество нарабатываемого плутония на единицу энерговыработки;

- уменьшается содержание в плутонии высших изотопов, для наработки которых требуется больше последовательных захватов нейтронов и актов радиоактивного распада.

На рис. 57-60 приведены зависимости удельной наработки энергетического плутония на единицу массы ОЯТ (кг/тТМ) и на единицу тепловой энерговыработки (кг/ГВт·сутки тепл.) в зависимости от энерговыработки ОЯТ (ГВт·сутки/тТМ) для четырех основных типов ядерных энергетических реакторов: PWR, BWR, PHWR и GCR. Энерговыработка ОЯТ изменяется при этом от нуля до типового значения энерговыработки ОЯТ реактора данного типа при выгрузке топлива:

- 40 ГВт·сутки/тТМ – для реакторов PWR (начальное обогащение топлива – 4,1 % U-235);
- 27 ГВт·сутки/тТМ – для реакторов BWR (начальное обогащение топлива – 2,7 % U-235);
- 7 ГВт·сутки/тТМ – для реакторов PHWR (топливо на основе природного урана);
- 4 ГВт·сутки/тТМ – для реакторов GCR (топливо на основе природного урана).

21.1. Нарботка плутония PWR

Удельная наработка плутония в реакторе PWR на единицу массы ОЯТ монотонно возрастает во всем рассматриваемом диапазоне энерговыработки, достигая уровня в $M_{max} = 10,89$ кг/тТМ при энерговыработке ОЯТ $W_{nom} = 40$ ГВт·сутки/тТМ. Рост удельной наработки в области высоких значений энерговыработки весьма слабый: в диапазоне энерговыработки от 32 до 40 ГВт·сутки/тТМ количество наработанного плутония возрастает всего на 10 %. Удельная наработка плутония в реакторе PWR на единицу тепловой энерговыработки монотонно уменьшается от величины $m_{max} = 0,6$ кг/ГВт·сутки до $m = 0,272$ кг/ГВт·сутки при $W_{nom} = 40$ ГВт·сутки/тТМ.

В таблице 70 приведены значения энерговыработки ОЯТ, количество наработанного плутония PWR и его изотопный состав для ряда выбранных типовых значений содержания Pu-241 в свежем ОЯТ (от 0,5 до 3 %).

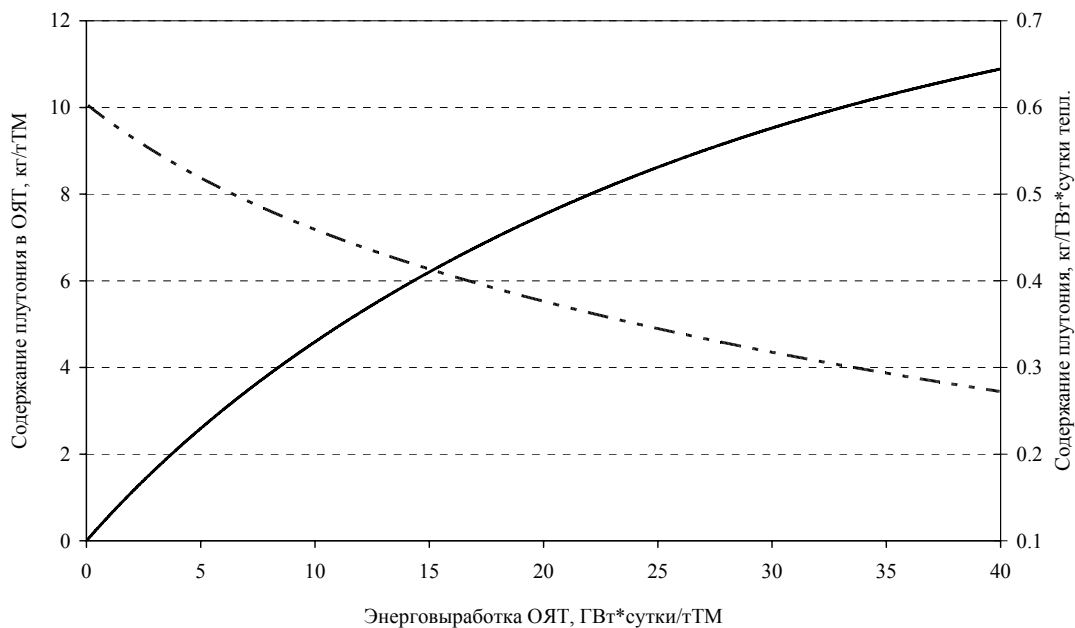


Рис. 57. Удельная наработка энергетического плутония в реакторе PWR на единицу массы ОЯТ и на единицу тепловой энергоспроизводства в зависимости от энергоспроизводства ОЯТ

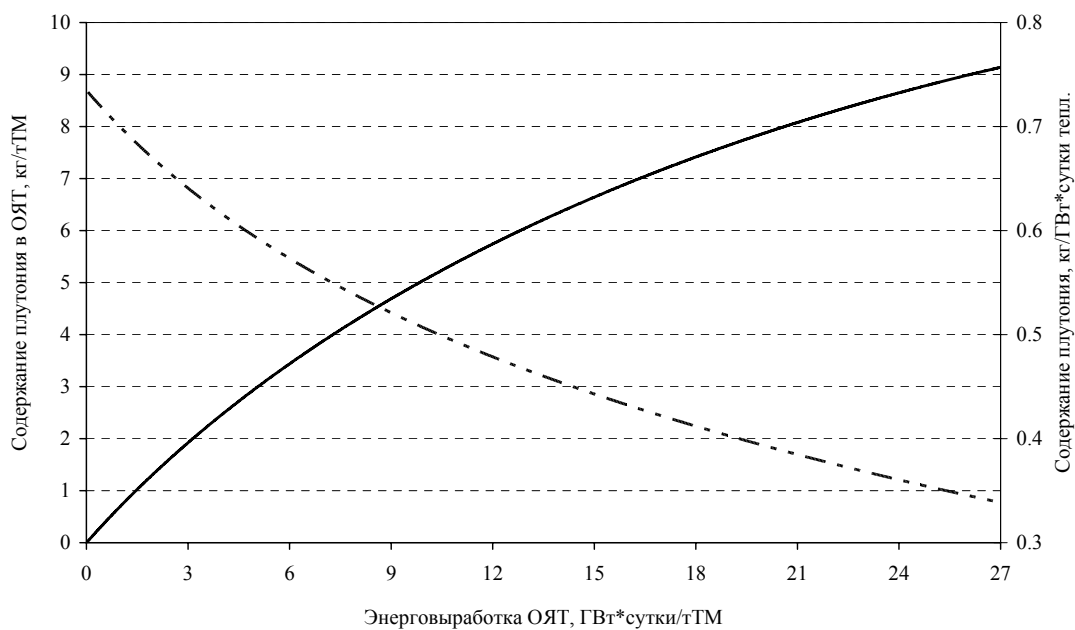


Рис. 58. Удельная наработка энергетического плутония в реакторе BWR на единицу массы ОЯТ и на единицу тепловой энергоспроизводства в зависимости от энергоспроизводства ОЯТ

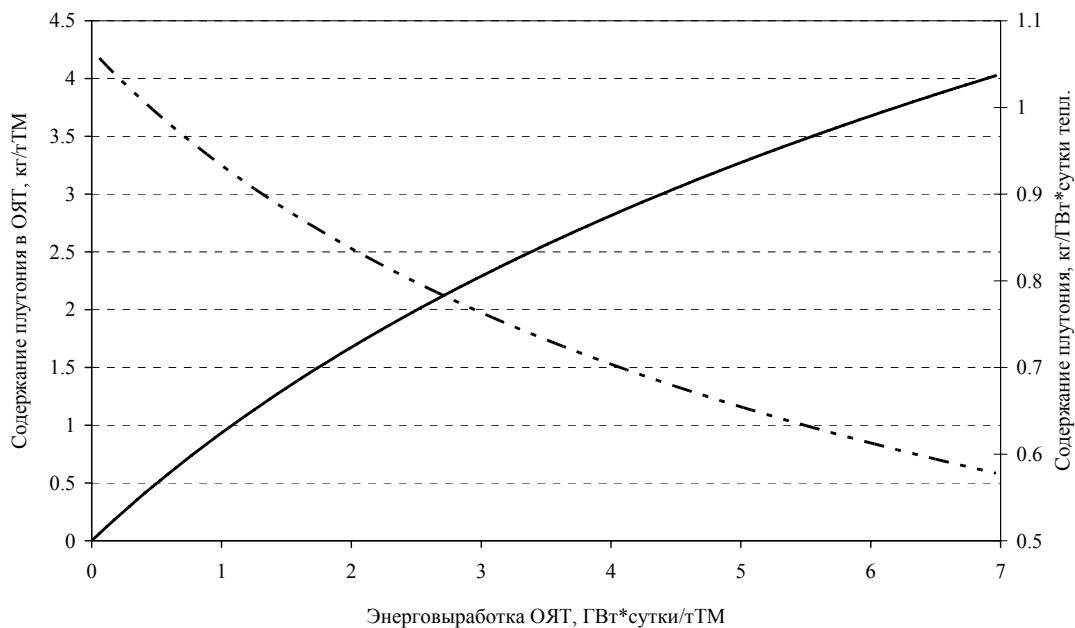


Рис. 59. Удельная наработка энергетического плутония в реакторе PHWR на единицу массы ОЯТ и на единицу тепловой энерговыворотки в зависимости от энерговыворотки ОЯТ

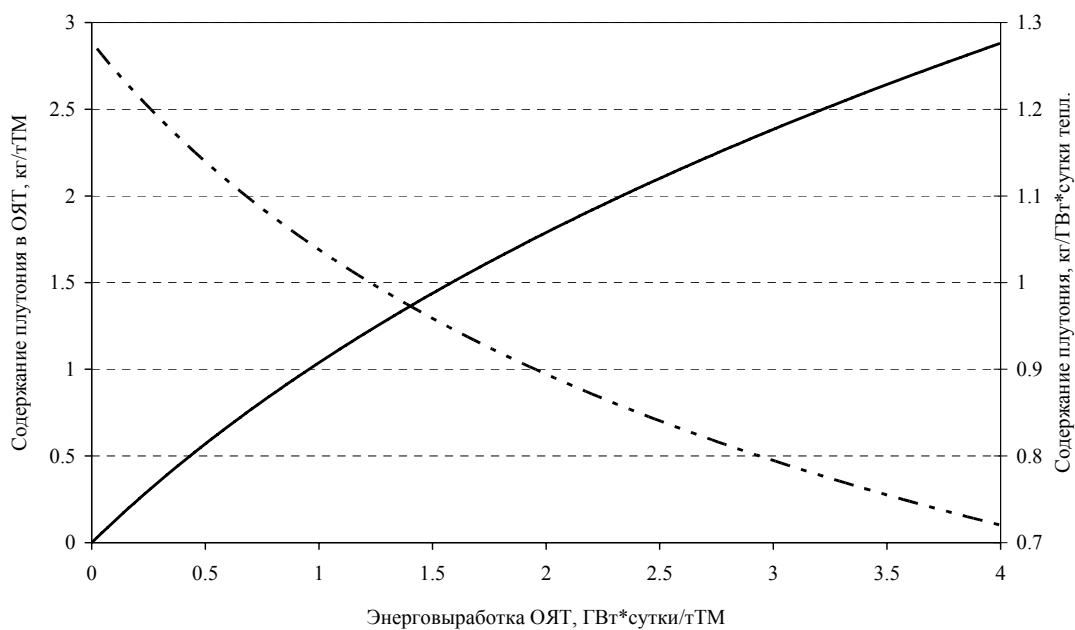


Рис. 60. Удельная наработка энергетического плутония в реакторе GCR на единицу массы ОЯТ и на единицу тепловой энерговыворотки в зависимости от энерговыворотки ОЯТ

Таблица 70. Характеристики плутония PWR при небольших уровнях энерговыработки ОЯТ

W	W/W_{nom}	M	m	Изотопный состав плутония, %					T_{xp} , лет
				Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242	Pu-238	
3,34	0,084	1,82	0,545	94,07	5,41	0,5	0,01	0,008	–
4,84	0,121	2,52	0,52	91,5	7,455	1	0,029	0,017	–
7,21	0,18	3,53	0,49	87,54	10,33	2	0,09	0,038	14,35
9,15	0,229	4,28	0,468	84,44	12,32	3	0,174	0,062	22,75
5,73	0,143	2,91	0,508	90	8,59	1,34	0,047	0,024	6,2
4,84	0,121	2,495	0,515	90,36	8,21	1,35	0,053	0,0245	6,2

В таблице 70 W – энерговыработка ОЯТ (ГВт·сутки/тТМ), W_{nom} – максимальная номинальная энерговыработка ОЯТ (ГВт·сутки/тТМ), M – удельная наработка плутония на единицу массы ОЯТ (кг/тТМ), m – удельная наработка плутония на единицу тепловой энерговыработки (кг/ГВт·сутки), T_{xp} – время хранения ОЯТ (плутония), в течение которого содержание изотопа Pu-241 уменьшается до 1 %.

Приведенные данные соответствуют приближению равномерного выгорания топлива, что для низких уровней энерговыработки требует уточнения. Предположим, что поток нейтронов и энерговыработка могут на самом деле отличаться в пять раз, и предположим, что изменения нейтронного потока и энерговыработки от максимального до минимального значения линейно распределены по массе топлива. В этих предположениях легко оценить устойчивость сделанных оценок. В последней строке таблицы 70 приведены характеристики наработки плутония в реакторе PWR в условиях такого неравномерного выгорания топлива ($W_{max} = 8,1$ ГВт·сутки/тТМ, $W_{min} = 1,6$ ГВт·сутки/тТМ, среднее значение $W = 4,84$ ГВт·сутки/тТМ). Сравнивая эти данные с данными для равномерного выгорания, видно, что содержание изотопа Pu-241 возросло в условиях неравномерного выгорания в 1,35 раза, а содержание изотопа Pu-238 – в 1,5 раза. В предпоследней строке таблицы 70 приведены данные для условий равномерного выгорания топлива, когда содержание изотопов Pu-241 и Pu-238 равно их содержанию в условиях неравномерного выгорания. При этом уровень энерговыработки топлива возрос при этом в 1,2 раза.

21.2. Нарботка плутония BWR

Удельная наработка плутония в реакторах BWR на единицу массы ОЯТ в рассматриваемом диапазоне энерговыработки ОЯТ монотонно возрастает до значения 9,14 кг/тТМ. При этом удельная наработка плутония на единицу тепловой энерговыработки уменьшается от $m_{max} = 0,73$ кг/ГВт·сутки до $m = 0,34$ кг/ГВт·сутки.

В таблице 71 приведены характеристики наработки плутония в реакторах BWR при небольших уровнях энерговыработки для таких же значений содержания изотопа Pu-241 (табл. 70).

Таблица 71. Характеристики плутония BWR при небольших уровнях энерговыработки ОЯТ

W , ГВт·сутки/тТМ	W/W_{nom}	M , кг/тТМ	m , кг/ГВт·сутки	Изотопный состав плутония, %				
				Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242	Pu-242
2,67	0,1	1,73	0,648	93,75	5,73	0,5	0,012	0,0055
3,92	0,145	2,42	0,617	90,94	8,02	1	0,034	0,012
5,86	0,217	3,37	0,575	86,75	11,12	2	0,104	0,027
7,46	0,276	4,08	0,547	83,45	13,31	3	0,2	0,045

По сравнению с плутонием PWR, плутоний BWR при равном содержании изотопа Pu-241 содержит в 1,4 раза меньше изотопа Pu-238 и на 0,6-1 % больше изотопа Pu-240. Количество плутония на единицу тепловой энерговыработки топлива у реакторов BWR в 1,17 раза выше, а соответствующие уровни содержания Pu-241 достигаются при больших значениях отношения W/W_{nom} .

21.3. Нарботка плутония PHWR

Удельная наработка плутония в реакторах PHWR на единицу массы ОЯТ в рассматриваемом диапазоне энерговыработки ОЯТ монотонно возрастает до значения 4 кг/тТМ. При этом удельная наработка плутония на единицу тепловой энерговыработки уменьшается от $m_{max} = 1$ кг/ГВт·сутки до $m = 0,575$ кг/ГВт·сутки.

В таблице 72 приведены характеристики наработки плутония в реакторах PHWR для таких же значений содержания изотопа Pu-241 (табл. 70).

Таблица 72. Характеристики плутония PHWR при небольших уровнях энерговыработки ОЯТ

W , ГВт·сутки/тТМ	W/W_{nom}	M , кг/тТМ	m , кг/ГВт·сутки	Изотопный состав плутония, %				
				Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242	Pu-242
1,61	0,23	1,41	0,875	91,87	7,61	0,5	0,02	0,005
2,41	0,344	1,94	0,805	88,09	10,84	1	0,063	0,011
3,69	0,527	2,66	0,72	82,38	15,4	2	0,2	0,025
4,84	0,691	3,2	0,66	77,66	18,89	3	0,41	0,043

По сравнению с легководными реакторами в тяжеловодных реакторах PHWR:

- равные уровни содержания изотопа Pu-241 достигаются при существенно больших значениях отношения W/W_{nom} (примерно в три раза), что значительно приближает данные уровни энерговыработки ОЯТ к номинальному режиму эксплуатации реактора;
- при равных уровнях содержания изотопа Pu-241, содержание изотопа Pu-238 в 1,5 раза меньше, чем в плутонии PWR, а содержание Pu-240 – в 1,5 раза больше, чем в плутонии PWR;

- удельная наработка плутония на единицу тепловой энерговыработки в 1,5 раза больше, чем в реакторах PWR.

21.4. Нарботка плутония GCR

Удельная наработка плутония в реакторах GCR на единицу массы ОЯТ рассматриваемом диапазоне энерговыработки ОЯТ монотонно возрастает до значения 2,88 кг/тТМ. При этом удельная наработка плутония на единицу тепловой энерговыработки уменьшается от $m_{max} = 1,25$ кг/ГВт·сутки до $m = 0,72$ кг/ГВт·сутки.

В таблице 73 приведены характеристики наработки плутония в реакторах GCR для таких же значений содержания изотопа Pu-241 (табл. 70). Эти условия для GCR уже будет неправильно называть условиями, соответствующими небольшим уровням энерговыработки ОЯТ.

Таблица 73. Характеристики плутония GCR в зависимости от энерговыработки ОЯТ

W , ГВт·сутки/тТМ	W/W_{nom}	M , кг/тТМ	m , кг/ГВт·сутки	Изотопный состав плутония, %				
				Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242	Pu-242
1,14	0,285	1,16	1,01	91,61	7,87	0,5	0,017	0,0014
1,74	0,435	1,61	0,925	87,79	11,16	1	0,052	0,003
2,64	0,66	2,19	0,83	82,32	15,51	2	0,158	0,0068
3,49	0,872	2,64	0,756	77,79	18,88	3	0,32	0,012

По сравнению с плутонием PHWR, в плутонии GCR при равном содержании изотопа Pu-241 содержание изотопа Pu-238 уменьшилось, а содержание изотопа Pu-240 возросло. Уровень содержания Pu-241 в 1 % в реакторах GCR достигается при 43,5 % энерговыработки ОЯТ по сравнению с номинальным уровнем в $W_{nom} = 4$ ГВт·сутки/тТМ. Это значение в 1,26 раза больше, чем у реактора PHWR, и в 3,6 раза больше, чем у реактора PWR.

По результатам всех проведенных оценок можно сделать вывод о том, что энергетический плутоний с низким содержанием изотопов Pu-241 и Pu-238 (содержание изотопа Pu-241 менее 1 %) может быть наработан при уровнях энерговыработки ОЯТ, составляющих менее 12-15 % от номинальной энерговыработки для легководных реакторов, и при уровнях менее 35-45 % от номинальной энерговыработки для тяжеловодных реакторов PHWR и газографитовых реакторов GCR. Количество плутония при этом составляет 2,4 кг/тТМ для легководных реакторов, 1,95 кг/тТМ – для реакторов PHWR и 1,6 кг/тТМ – для реакторов GCR. Масса наработанного плутония, относящаяся к одинаковой энерговыработке, например, 0,3 ГВт·лет тепл., составляет при этом от 57 кг для реакторов PWR до 100 кг для реакторов GCR.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В данной работе представлен новый подход к определению рисков ядерного распространения, связанных с различными типами энергетического или гражданского плутония. Наличие развитой атомной энергетики, запасов ОЯТ, технологий по радиохимической переработке отработавшего ядерного топлива и выделению из него плутония представляют технологическую основу для ядерного распространения, и эта основа в течение последних десятилетий неуклонно расширялась.

Мы рассмотрели основные виды ядерных реакторов, и хотя наработанный в них энергетический плутоний содержит примерно одинаковые количества изотопа Pu-240 (20-25 %), содержание которого принято считать критерием, разделяющим оружейный и гражданский плутоний, риски распространения для различных видов энергетического плутония существенно отличаются друг от друга. Эти различия определяются уровнем содержания в энергетическом плутонии изотопов Pu-241 и Pu-238.

Наибольший риск ядерного распространения связан с энергетическим плутонием, нарабатываемым в газографитовых реакторах GCR, а также в тяжеловодных реакторах PHWR. Для легководных реакторов BWR, и особенно реакторов PWR, этот риск существенно меньше. Чем выше начальное обогащение ядерного топлива и чем выше энерговыработка ОЯТ, тем выше в энергетическом плутонии содержание изотопов Pu-241 и Pu-238, и тем ниже его качество и связанный с ним риск ядерного распространения.

В то же время существенное значение имеет такой фактор, как время, прошедшее с момента выгрузки ОЯТ из реактора. Чем больше это время, чем «старше» плутоний (как в выделенном, так и в невыделенном виде), тем меньше в нем остается Pu-241, и, отчасти, Pu-238, и тем выше становится риск ядерного распространения, связанный с данным плутониевым материалом.

Во многих странах мира накоплены значительные количества ОЯТ, со времени выгрузки которого прошло более 30 лет. Содержание изотопа Pu-241 в этом энергетическом плутонии уменьшилось в четыре и более раз. Через 20 лет количество и распространенность таких материалов существенно возрастут.

На пути роста таких рисков ядерного распространения могут стоять только политические договоренности между странами-поставщиками и странами-потребителями ядерных технологий, когда ОЯТ возвращается в страну, поставившую ядерные реакторы и (или) ядерное топливо. Пример такого подхода был, как известно, продемонстрирован российско-иранскими договоренностями в отношении реактора в Бушере. Крупным шагом в снижении риска ядерного распространения может стать создание международных хранилищ ОЯТ или вывоз ОЯТ из третьих стран и его хранение (и, возможно, переработка) в государствах, обладающих ядерным оружием или развитым ядерным топливным циклом.

Серьезным барьером на пути распространения является использование энергетического плутония в составе МОКС-топлива легководных реакторов. Использование этого топлива приводит к существенному изменению изотопного состава плутония, резко снижая связанные с ним возможные риски распространения. Существенно,

что в этом отношении легководные реакторы обладают значительным преимуществом по сравнению с другими типами реакторов, в частности, с тяжеловодными реакторами. К ухудшению качества энергетического плутония и снижению рисков распространения приводит и использование рециклированного урана, выделенного при переработке ОЯТ и содержащего значительные количества изотопа U-236.

Предложенный подход был применен к оценке количества и изотопного состава энергетического плутония, выделенного из ОЯТ реакторов GCR, который находится в основном в Великобритании. Это государство располагает колоссальным количеством такого плутония (приблизительно 70 тонн), из которых десятки тонн представляют собой весьма высококачественный материал. В конце 1990-х годов Россия и США в рамках процесса разоружения объявили излишками значительные количества оружейного плутония, и взяли на себя обязательства использовать по 34 тонны плутония оружейного качества с каждой стороны в качестве материала для сжигания в составе МОКС-топлива. В тоже время накопление Великобританией плутония GCR является фактором, который необходимо учитывать в мировом балансе ядерных материалов, пригодных для создания ядерного оружия.

Таким образом, предлагаемый подход позволяет, с одной стороны, дифференцировать проблему распространения, связанную с наработкой энергетического плутония и, с другой стороны, по-новому взглянуть на проблему баланса ядерных материалов, которыми располагают ядерные оружейные государства.

ПРИЛОЖЕНИЕ 1. ОЦЕНКИ СРЕДНЕГО СОДЕРЖАНИЯ ПЛУТОНИЯ В ЯДЕРНЫХ БОЕПРИПАСАХ США

В 1990-х годах появились открытые публикации [1, 19, 20], которые содержали информацию о динамике изменения числа боезарядов в ядерном арсенале США и объеме произведенного оружейного плутония, что позволило оценить средний расход плутония на один ядерный боезаряд США. Эти данные представлены в таблице 74.

Таблица 74. Производство в США оружейного плутония и ядерных боезарядов

Год	Годовое производство плутония, кг	Произведенный оружейный плутоний, т	Количество боезарядов в арсенале	Средние затраты плутония на один боезаряд, кг
1947	493	0,49	13	
1948	183	0,68	56	12,14-8,75
1949	270	0,95	169	6,62-4,02
1950	392	1,34	298	4,5-3,19
1951	288	1,63	438	3,72-3,05
1952	662	2,29	832	2,75-1,96
1953	838	3,13	1161	2,7-1,97
1954	1113	4,24	1630	2,6-1,92
1955	1966	6,2	2280	2,72-1,86
1956	3225	9,43	3620	2,6-1,71
1957	3907	13,34	5828	2,29-1,62
1958	3975	17,31	7402	2,34-1,8
1959	5040	22,35	12305	1,81-1,41
1960	6000	28,35	18638	1,52-1,2
1961	6001	34,35	22229	1,54-1,28
1962	5747	40,1	27100	1,48-1,27
1963	6229	46,33	29800	1,55-1,35
1964	6370	52,7	31600	1,67-1,47
1965	5117	57,81	32400	1,78-1,63
1966	4432	62,25	32450	1,92-1,78
1967	3693	65,94	32500	2,03-1,91
1968	2747	68,69	30700	2,24-2,15
1969	1812	70,5	28200	2,5-2,44
1970	1849	72,35	26600	2,72-2,65

Продолжение таблицы 74

Год	Годовое производство плутония, кг	Произведенный оружейный плутоний, т	Количество боезарядов в арсенале	Средние затраты плутония на один боезаряд, кг
1971	1106	73,46	26500	2,77-2,73
1972	1028	74,48	27000	2,76-2,72
1973	1128	75,61	28400	2,66-2,62
1974	1226	76,84	29100	2,64-2,6
1975	753	77,59	28100	2,76-2,73
1976	1400	78,99	26700	2,96-2,9
1977	844	79,84	25800	3,1-3,06
1978	835	80,67	24600	3,28-3,24
1979	829	81,5	24300	3,35-3,32
1980	1010	82,51	24300	3,4-3,35
1981	748	83,26	23400	3,56-3,53
1982	793	84,05	23000	3,65-3,62
1983	1088	85,14	23400	3,64-3,59
1984	1103	86,24	23600	3,65-3,61
1985	1508	87,75	23500	3,73-3,67
1986	1869	89,62	23400	3,83-3,75
1987	784	90,4	23700	3,81-3,78
1988	131	90,53	23400	3,87-3,81
1989	10	90,54	22500	4,02-3,87

Средние затраты плутония на один боеприпас определялись двумя способами. Первое значение представляет собой отношение общего объема плутония на данный год к числу боеприпасов в арсенале в этом году и предполагает, таким образом, возможность использования в боеприпасах наработанного плутония в том же самом году. Второе значение представляет отношение общего объема плутония за предыдущий год к числу боеприпасов в текущем году и предполагает сдвиг по времени в один год между производством плутония и его использованием в боеприпасах. Хотя вторая оценка представляется более реалистичной, в таблице приведены оба значения.

По второй оценке среднее количество плутония на один ядерный боезаряд США не превышало 2 кг в период с 1952 по 1967 год, и не превышало 1,5 кг в период с 1959 по 1964 год.

ПРИЛОЖЕНИЕ 2. ХАРАКТЕРИСТИКИ РЕАКТОРОВ GCR ВЕЛИКОБРИТАНИИ

В таблице 75 приведены характеристики реакторов GCR Великобритании.

Таблица 75. Реакторы GCR Великобритании

Реактор	Электрическая мощность, МВт	Начало работы	Окончание работы	Электрическая энерговывработка, ГВт·лет
Calder Hall 1	50-240	27.08.56	31.03.03	6,41
Calder Hall 2		01.02.57	31.03.03	
Calder Hall 3		01.03.58	31.03.03	
Calder Hall 4		01.04.59	31.03.03	
Chapelcross 1	50-240	01.02.59	29.06.04	6,48
Chapelcross 2		01.07.59	29.06.04	
Chapelcross 3		01.22.59	29.06.04	
Chapelcross 4		01.01.60	29.06.04	
Berkeley 1	138-334	12.06.62	31.03.89	4,96
Berkeley 2		24.06.62	26.10.88	
Bradwell 1	123-374	01.07.62	31.03.02	6,2
Bradwell 2		06.07.62	30.03.02	
Hunterston 1	150-340	05.02.64	30.03.90	6,55
Hunterston 2		01.06.64	31.12.89	
Trawsfynydd-1	194-585	01.04.65	06.02.91	5,38
Trawsfynydd-2		02.02.65	04.02.91	
Hinkley Point A1	235-664	16.02.65	23.05.00	10,6
Hinkley Point A2		19.03.65	23.05.00	
Dungeness A1	220-577	21.09.65		6,55
Dungeness A2		01.11.65		
Sizewell A1	210-420	21.06.66		6,29
Sizewell A2		09.04.66		5,89
Oldbury A1	217-633	07.11.67		6,51
Oldbury A2		06.04.68		6,86
Wylfa 1	490-990	24.01.71		11,18
Wylfa 2		21.07.71		10,67

В графе «электрическая мощность» приведен диапазон изменения электрической мощности, которое, как правило, имело немонотонный характер во времени.

В базе данные МАГАТЭ [13] информация для многих реакторов GCR Великобритании отсутствует, что, возможно, связано с двойным характером использования этих реакторов.

Реакторы Calder Hall (четыре реактора) и Chapelcross (четыре реактора) относятся к промышленным ядерным реакторам Великобритании, на которых нарабатывался оружейный плутоний, но при этом они являлись реакторами двойного назначения. В отдельные периоды времени эти реакторы использовались для производства электроэнергии, и при этом энерговыработка топлива этих реакторов была значительно выше, чем необходимо для производства плутония оружейного качества.

ПРИЛОЖЕНИЕ 3. ХАРАКТЕРИСТИКИ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ РЕАКТОРОВ GCR ФРАНЦИИ

В таблице 76 приведены характеристики энергетических реакторов GCR Франции.

Таблица 76. Энергетические реакторы GCR Франции

Реактор	Электрическая мощность, МВт	Начало работы	Окончание работы	Электрическая энергоспроизводство, ГВт·лет
Chinon A1	70-80	01.02.64	16.04.73	0,34
Chinon A2	180-230	24.02.65	14.06.85	2,84
Chinon A3	335-480	04.08.66	15.06.90	3,49
St.Laurent A1	390-500	01.06.69	18.08.90	5,17
St.Laurent A2	450-530	01.11.71	27.05.92	5,35
Bugey-1	540-555	01.07.72	27.05.94	6,32

В графе «электрическая мощность» приведен диапазон изменения электрической мощности реакторов в процессе их эксплуатации. Эти изменения часто носили немонотонный характер во времени.

Параметр «начало работы» определен на дату начала коммерческой эксплуатации реактора.

СПИСОК СОКРАЩЕНИЙ

АЭС	Атомная электростанция
ДНЯО	Договора о нераспространении ядерного оружия
МАГАТЭ	Международное агентство по атомной энергии
МОКС-топливо	[MOX (Mixed OXide) fuel] смешанное оксидное уран-плутониевое топливо
НРБ	Нормы радиационной безопасности
ОЯТ	Отработавшее ядерное топливо
ТМ	Тяжелый металл
AGR	[advanced gas (cooled) graphite (moderated) reactor] усовершенствованный газографитовый реактор (работает на низкообогащенном оксидном урановом топливе с типичным содержанием U-235 около 2 %)
BWR	[boiling light water (moderated and cooled) reactor] легководный “кипящий” ядерный реактор (работает на низкообогащенном оксидном урановом топливе с типичным содержанием U-235 от 2,5 % до 3 %)
FGPu	[fuel-grade plutonium] «топливный» плутоний
GCR	[gas (cooled) graphite (moderated) reactor] газографитовый реактор (работает на металлическом топливе из природного урана)
ISIS	[Institute for Science and International Security] Институт науки и международной безопасности
LWGR	[light-water (cooled) graphite (moderated) reactor] легководный графитовый реактор (работает на низкообогащенном оксидном урановом топливе с типичным содержанием U-235 от 1,8 % до 2 %)
LWR	[light-water reactor] легководный ядерный реактор
ORNL	[Oak Ridge National Laboratory] Окриджская национальная лаборатория
PHWR	[pressurized heavy-water (moderated and cooled) reactor] тяжеловодный реактор под давлением (работает на оксидном топливе из природного урана)
PWR	[pressurized light-water (moderated and cooled) reactor] легководный ядерный реактор под давлением (работает на низкообогащенном оксидном урановом топливе с типичным содержанием U-235 от 3,2 % до 4,4 %)
RGPu	[reactor-grade plutonium] «реакторный» плутоний
WGPu	[weapon-grade plutonium] плутоний оружейного качества

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. *David Albright, Frans Berkhout, William Walker*. Plutonium and Highly Enriched Uranium 1996. – SIPRI and Oxford University Press, 1997.
2. Плутоний. Фундаментальные проблемы / Пер. с англ. под. ред. Б.А.Надыкто и Л.Ф. Тимофеевой. Т. 1-2. – Саров: РФЯЦ-ВНИИЭФ, 2003.
3. *Chuck Hansen*. The Swords of Armageddon. U.S. Nuclear Weapons Development since 1945. [Electronic resource] 1995. V. 1. P. I-71 (CD-ROM).
4. *J. Carson Mark*. Explosive Properties of Reactor-Grade Plutonium // Science & Global Security. 1993. V. 4. P. 111-128.
5. *R.Q.Wright, W.C.Jordan, R.M.Westfall* (Oak Ridge National Laboratory). Critical Masses of Bare Spheres Using SCALE/XSDRN // Proceedings of the Annual Meeting of the American Nuclear Society. June 4-8, 2000. P.167.
6. *J. Swahn*. The Long-Term Nuclear Explosives Predicament. – Technical Peace Research Group, Institute of Physical Resource Theory, Chalmers University of Technology, Göteborg, 1992.
7. *Joseph C. Martz and Adam J. Schwartz*. Plutonium: Aging Mechanisms and Weapon Pit Lifetime Assessment // Journal of Metals. 1 September 2003. V. 55. N. 9. P. 19-23.
8. Table of Nuclides. [Electronic resource] Korea Atomic Energy Research Institute, <http://atom.kaeri.re.kr/>.
9. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99). СП 2.6.1.758-99, утвержденные Главным государственным санитарным врачом Российской Федерации 2 июля 1999 года (письмом Минюста России от 29.07.1999 N 6014-ЭР признаны не нуждающимися в государственной регистрации).
10. *N.E.Holden, D.C.Hoffman*. Spontaneous Fission Half-Lives for Ground-State Nuclides // Pure and Applied Chemistry. 2000. V. 72. N. 8. P. 1525-1562.
11. SFCOMPO – Spent Fuel Isotopic Composition Database [Electronic resource] Nuclear Energy Agency. <http://www.nea.fr/html/science/wpncs/sfcomp/Ver.2/Eng/index.html>.
12. Heavy-Element Concentrations in Power Reactors / NUS Corporation. SND-120-2. May 1977.
13. Power Reactor Information System [Electronic resource] International Atomic Energy Agency (IAEA). <http://www.iaea.org/programmes/a2/index.html>.
14. IAEA Safeguards Glossary. 2001 Edition. – International Atomic Energy Agency (IAEA), Vienna, 2002.
15. Management and Disposition of Excess Weapons Plutonium. – National Academy of Sciences, Washington: National Academy Press, 1994.
16. *T. Cochran, C. Paine*. The Amount of Plutonium and Highly-Enriched Uranium Needed for Pure Fission Nuclear Weapons [Electronic resource] Natural Resources Defense Council. 13 April 1995. www.nrdc.org/nuclear/fissionw/fissionweapons.pdf.

17. United Kingdom 2002 [Electronic resource] Country Nuclear Power Profile, IAEA, http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/cnpp2003/CNPP_Webpage/PDF/2002/Documents/Documents/United%20Kingdom%202002.pdf.
18. Civil Plutonium Produced in Power Reactors. April 30, 2004, Revised August 16, 2005 [Electronic resource] Institute for Science and International Security, http://www.isis-online.org/global_stocks/end2003/tableofcontents.html.
19. Ядерное разоружение, нераспространение и национальная безопасность / Под ред. В.Н. Михайлова. – Саранск: Типография “Красный Октябрь”, 2001. С. 63-64.
20. Plutonium: The First 50 Years / U.S. Department of Energy, DOE/DP-0137, February, 1996.

SUMMARY

A reasonably large number of published studies has considered the link between reactor-grade plutonium and nonproliferation. Nevertheless some aspects of this problem have not been sufficiently studied and not all priorities have been correctly stated. In the present authors' view an adequate approach should be based on the answer to the following question: "What does the actual difference consist of between 'military' and 'civil' plutonium?" According to the current and widely adopted view, this difference is mainly determined by the content of the isotope plutonium-240. The present book offers an in-depth analysis showing that plutonium-240 is not the only crucial parameter that should define this difference, and that, in fact, the difference is determined by the presence of other plutonium isotopes.

The present book presents the results of analysis spanning the inventory of civil or reactor-grade plutonium and its characteristics that determine the technical risks of its proliferation.

In distinction to other studies related to reactor-grade plutonium and nonproliferation, this book puts a greater emphasis on the reactor-grade plutonium isotopic composition that depends on the type of a nuclear reactor, the burnup of nuclear fuel and the cooling time before fuel reprocessing. The authors have analyzed the effects of plutonium isotopic composition on such material parameters as critical mass, neutron multiplication rate, material radiation load, ingrowth of decay products, heat generation, and radiative properties.

The main conclusion reached is that there is no sharp boundary between reactor-grade and weapon-grade plutonium, and that the content of the isotopes plutonium-241 and plutonium-238 primarily determine the plutonium material technical properties crucial from the nuclear nonproliferation standpoint.

Within an approach developed to estimate the influence of properties of reactor-grade plutonium on technical risks of nuclear proliferation, the authors compared different categories of reactor-grade plutonium produced in nuclear power reactors. This allowed to "mark off" the types of nuclear reactors and generated spent nuclear fuel as possible elements of proliferation potential.

The developed approach combined with the IAEA data on nuclear electricity generation allowed the authors to estimate in a unified manner the amount of reactor-grade plutonium generated worldwide as well as its isotopic composition.

The authors also studied the issues related to the transmutation of reactor-grade and weapon-grade plutonium in MOX-fuel of nuclear power reactors and determined the main parameters showing that such transmutation decreases the technical risks of nuclear proliferation.

The present book is the result of studies carried out over several years at the Analytical Center for Nonproliferation in Sarov. It has been made possible by the financial support of the John D. and Catherine T. MacArthur Foundation. The authors hope that the book will be both interesting and useful to Russian and foreign experts in nuclear nonproliferation.

ОБ АВТОРАХ

АНДРЮШИН Игорь Алексеевич. Окончил физический факультет Ленинградского государственного университета. Доктор технических наук, лауреат Государственной премии Российской Федерации. Специалист в области нераспространения и вопросов контроля ядерных вооружений. Соавтор и редактор ряда книг по истории ядерного оружейного комплекса СССР, в том числе книг «Ядерные испытания СССР», тома 1–4, «Безопасность ядерного оружия России», «Мир на пороге XXI века», «Укрощение ядра».

ЮДИН Юрий Александрович. Окончил факультет экспериментальной и теоретической физики Московского инженерно-физического института. Кандидат технических наук, лауреат премии Правительства Российской Федерации. Специалист в области нераспространения и вопросов контроля ядерных вооружений. Соавтор и редактор ряда книг по истории ядерного оружейного комплекса СССР, в том числе книг «Ядерные испытания СССР», тома 3–4, «Ядерный центр России – Саров», «Мир на пороге XXI века», «Укрощение ядра».