

## УТИЛИЗАЦИЯ ПЛУТОНИЯ В РЕАКТОРЕ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ БН-800: ОЦЕНКА ИЗОТОПНОГО СОСТАВА И РАСШИРЕННОГО ВОСПРОИЗВОДСТВА ПЛУТОНИЯ

*Мориц Кютт, Фридерике Фрисс и Маттиас Энглерт*

В соответствии с Соглашением по утилизации плутония и обращению с ним, которое было подписано в 2000 г. и дополнено в 2010 г., Россия и Соединенные Штаты согласились утилизировать по 34 тонны избыточного оружейного плутония каждая. Россия планирует использовать плутоний в топливе в своих охлаждаемых натрием реакторах на быстрых нейтронах БН-600 и БН-800. В данной статье анализируются модели активной зоны БН-800 с воспроизводящими бланкетами, и без них, с целью определения изотопного состава плутония в отработавшем топливе, коэффициентов воспроизводства для различных концентраций плутония в топливе, и возможной годовой пропускной способности материала. Обнаружено, что любое отработавшее топливо в активной зоне содержит менее 90% плутония-239, то при использовании воспроизводящих бланкетов реактор может быть настроен так, чтобы стать производителем плутония, даже если коэффициент воспроизводства будет меньше единицы, и что качество произведенного в бланкете плутония будет оружейным.

Мориц Кютт, Фридерике Фрисс и Маттиас Энглерт работают в Междисциплинарной исследовательской группе по науке, технике и безопасности Дармштадтского технического университета, Александерштрассе, Дармштадт, Германия.

Почтовый адрес для корреспонденций: Moritz Kütt, Interdisciplinary Research Group Science, Technology and Security, Technische Universität Darmstadt, Alexanderstraße 35–37, 64289 Darmstadt, Germany.

Адрес электронной почты: [kuett@ianus.tu-darmstadt.de](mailto:kuett@ianus.tu-darmstadt.de)

Статья получена 19 июня 2014 года и принята к публикации 12 июля 2014 года.

### ВВЕДЕНИЕ

В 1998 году президент США Билл Клинтон и президент России Борис Ельцин выпустили совместное заявление о предложении изъять по 50 тонн плутония из своих военных запасов<sup>1</sup>. Было решено, что этот плутоний должен быть превращен в непригодный для производства ядерного оружия либо облучением в существующих коммерческих реакторах или посредством иммобилизации<sup>2</sup>.

В 2000 г. Россия и Соединенные Штаты заключили «Соглашение по утилизации плутония и обращению с ним» (СУПО). Данное соглашение подробно определяет задачу, включая обязательства обеих сторон утилизировать по 34 т плутония из своих соответствующих запасов. В соответствии с первоначальным соглашением по утилизации Соединенные Штаты планировали иммобилизовать примерно четверть утилизируемого плутония, и облучить остаток в топливе из смеси оксидов плутония и урана (МОКС-топливе) в водо-водяных реакторах. Россия выбрала вариант уничтожения в водо-водяных реакторах типа ВВЭР и в реакторе на быстрых нейтронах БН-600<sup>3</sup>.

В 2010 году две страны согласовали дополнение к первоначальному соглашению<sup>4</sup>, связанное с техническими проблемами, задержками в строительстве, юридическими разногласиями и финансовыми причинами<sup>5</sup>. Обе стороны согласились отложить начало своих действий по утилизации до 2018 г., и сократить годовой объем утилизации до 1,3 т/год. Дополнение позволяет России утилизировать оружейный плутоний не только в реакторе БН-600, но и в реакторе на быстрых нейтронах БН-800. Это заменяет вариант использования реакторов ВВЭР и позволяет России интегрировать утилизацию плутония в свою долгосрочную стратегию развития ядерной энергетики с организацией замкнутого ядерного топливного цикла с реакторами-размножителями на быстрых нейтронах<sup>6</sup>.

Кроме того, дополнение включает специальные положения для предотвращения нового производства плутония на обоих реакторах на быстрых нейтронах в период их использования для утилизации плутония оружейного качества: реактор БН-800 должен будет работать с коэффициентом воспроизводства меньше единицы; не будет разрешаться никакой переработки топлива (изготовленного из утилизированного плутония и облученного в реакторе) или из радиального бланкета реактора БН-800 до тех пор, пока не будет утилизирован весь

избыточный плутоний<sup>7</sup>. Однако, есть два исключения при условии того, что они не будут приводить к накоплению нового выделенного плутония оружейного качества, как самого по себе, так и в комбинации с другими материалами. России разрешается перерабатывать отработавшие урановые топливные сборки из реактора БН-600 и перерабатывать 30 процентов из тех топливныхборок реактора БН-800, которые содержат плутоний, отличающийся от утилизируемого плутония до облучения. Эти исключения направлены на исследовательские цели для замыкания топливного цикла<sup>8</sup>.

В работе по утилизации плутония реактор БН-800 будет использоваться в режиме сжигания. Но в других конфигурациях активной зоны он может действовать как реактор-размножитель, производящий больше плутония, чем он потребляет. Расчеты количества и характерного изотопного состава плутония, утилизируемого и (или) производимого в этом реакторе, позволят прояснить, в каких пределах утилизация плутония в реакторе БН-800 поможет необратимо уменьшить запасы плутония. Многие результаты расчетов БН-800 будут также применимы и к реактору БН-600.

После краткого описания истории строительства реактора БН-800 и его современного состояния в последующем разделе приводится сводка информации о конструкции и составе топлива, используемой в нейтронно-физической модели БН-800. Программное обеспечение «МСМАТН», используемое в расчетах выгорания, представлено в разделе «Система для расчетов», вместе с определением используемых в расчетах коэффициентов воспроизводства.

В разделе «Результаты» рассматриваются четыре вопроса: изменение изотопного вектора плутония в активной зоне для указанных в Соглашении по утилизации плутония минимальных уровней выгорания<sup>9</sup>, производство плутония в воспроизводящих бланкетах, коэффициент воспроизводства в реакторе, и, наконец, возможное пропускаемое через реактор БН-800 количество избыточного плутония оружейного качества, так же как и результирующее уменьшение запасов плутония. В заключении статьи эти полученные результаты обсуждаются в свете рамок утилизации плутония, согласованных Соединенными Штатами и Россией, и делаются завершающие выводы в отношении потенциала производства плутония на реакторе БН-800 вне рамок Соглашения по утилизации плутония.

## ИСТОРИЯ РЕАКТОРА БН-800

Работы по организации в России замкнутого ядерного топливного цикла с использованием реакторов-размножителей на быстрых нейтронах с натриевым охладителем были начаты в 1950-х и 1960-х г.г. и достигли своей кульминации в строительстве реактора БН-600 на Белоярской атомной электростанции, работающего с 1980 г. Его преемник, реактор БН-800, базируется на аналогичной проектной схеме. Строительство реактора БН-800 на Белоярской АЭС было начато в 1984 г., а в начале 1986 г. два таких реактора начали строить на новой площадке Южно-Уральской АЭС. Однако после аварии на Чернобыльской АЭС в 1986 г. строительство затормозилось, как из-за недостаточного финансирования<sup>10</sup>, так и из-за того, что реакторы-размножители на быстрых нейтронах в то время были экономически неконкурентоспособными с российскими реакторами с графитовым замедлителем и водо-водяными реакторами.

В 1997 г. лицензия на строительство реактора БН-800 была возобновлена. В рамках «Программы развития атомной энергетики РФ на 2000 – 2005 годы и на период до 2010 года», утвержденной российским правительством<sup>11</sup>, строительство возобновилось в 2002 г. с некоторыми усовершенствованиями по сравнению с проектом 1980-х г.г.<sup>12</sup>

В новой российской федеральной программе 2010 г. «Технологии атомной энергетики нового поколения на период 2010 – 2015 годов с прогнозом на 2020 год» реактор БН-800 рассматривался первая из установок, предназначенных стать ключевым элементом стратегии разработки и демонстрации замкнутого ядерного топливного цикла<sup>13</sup>. В статье 2007 г. сообщалось, что полная стоимость реактора составит 60 миллиардов рублей, что в то время примерно соответствовало 2,4 миллиарда долларов<sup>14</sup>.

Реактор впервые достиг критичности в июне 2014 г.<sup>15</sup> Начальная топливная загрузка в основном состояла из топлива с оксидом урана, МОКС-топливом была заполнена лишь четверть активной зоны. МОКС-топливо имело различное происхождение; по форме оно частично состояло из таблеток, а частично оно было вибрационно-упрочненным. В будущем большую часть МОКС-топлива планируется производить на горно-химическом комбинате в Железногорске. Ожидается, что реактор перейдет на полностью заполненную МОКС-топливом активную зону в 2015 или 2016 г.<sup>16</sup>

## ХАРАКТЕРИСТИКИ АКТИВНОЙ ЗОНЫ

БН-800 представляет собой реактор-размножитель на быстрых нейтронах с натриевым охладителем. Используемая в данной статье геометрическая модель активной зоны в основном базируется на описании активной зоны в базе данных Международного агентства по атомной энергии (МАГАТЭ) по реакторам на быстрых нейтронах<sup>17</sup>. Электрическая мощность реактора составляет 864 МВт(эл.), а тепловая мощность равна 2100 МВт<sup>18</sup>. Активная зона состоит из 565 шестигранных топливных элементов, которые загружаются топливом из смеси оксидов, разделенных на три зоны с различным содержанием плутония для того, чтобы достичь более однородного распределения потока в активной зоне. Недавно проходили обсуждения возможности уменьшения количества таких зон с трех до двух, или даже до одной<sup>19</sup>, но в настоящей модели это не рассматривается. Размеры топливных элементов и активной зоны приведены в таблице 1, эскиз активной зоны и отдельного топливного элемента показаны на рисунке 1.

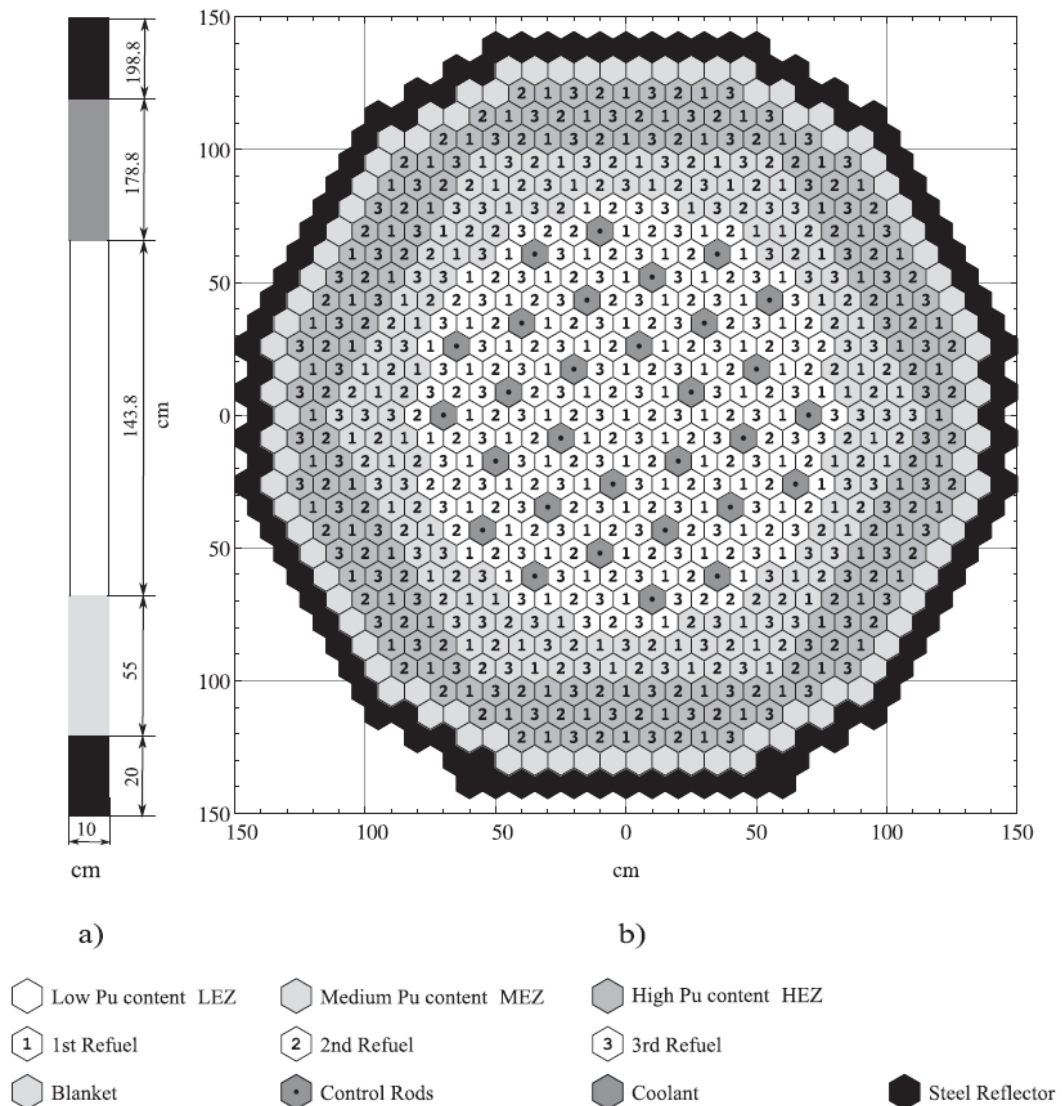


Рисунок 1. Общая структура геометрического расположения в активной зоне: а) показывает вертикальное сечение одного топливного элемента и б) горизонтальное поперечное сечение всей активной зоны. Над активной зоной бланкет не устанавливается, он размещается только снизу и с боковой стороны. Числа относятся к перезагрузке топлива в партиях. Одна партия состоит из всех топливных элементах, заменяемых в одно и то же время. Надписи рядом с шестиугольниками в нижней части рисунка (слева направо и сверху вниз): 1 – зона низкого обогащения, ЗНО; 2 – зона среднего обогащения, ЗСО; 3 – зона высокого обогащения, ЗВО; 4 – первая перезагрузка топлива; 5 – вторая перезагрузка топлива; 6 – третья перезагрузка топлива; 7 – бланкет; 8 – управляющие стержни; 9 – охладитель; 10 – стальной отражатель.

Таблица 1. Общая геометрия активной зоны реактора БН-800 (International Atomic Energy Agency, *Fast Reactor Database 2006 Update*, IAEA TECDOC-1531, Vienna, Austria, 2007).

Параметр	Значение
Количество топливных элементов	211 + 156 + 198
Количество бланкетных элементов	90
Количество управляющих элементов	30
Высота колонки с делящимся материалом	880 мм
Высота нижнего аксиального бланкета	350 мм
Шаг решетки	100 мм
Толщина оболочки	2,75 мм

В активной зоне имеются 30 элементов, содержащих управляющие стержни и аварийные стержни. Радиальное воспроизводство осуществляется во вставляемых 90 размножающих бланкетных элементах вокруг активной зоны. Конструкция не содержит верхнего аксиального бланкета, но в ней имеется нижний аксиальный бланкет.

Характеристики топливных элементов перечислены в таблице 2. В расчетах обеднения каждый топливный элемент трактуется как однородная смесь материалов, рассчитываемая в исходной геометрии и материалах.

Таблица 2. Геометрическая информация о топливных и бланкетных элементах в активной зоне (International Atomic Energy Agency, *Fast Reactor Database 2006 Update*, IAEA TECDOC-1531, Vienna, Austria, 2007).

Конструкция элемента	Топливо	Бланкет
Количество стержней в элементе	127	37
Внешний диаметр стержня	6,6 мм	14 мм
Толщина оболочки	0,4 мм	0,4 мм

Три зоны с различным содержанием плутония показаны на рисунке 1b. Элементы, содержащие регулирующие или аварийные стержни, показаны как управляющие элементы. В расчетах предполагается, что в активную зону не вставлен ни один управляющий элемент<sup>20</sup>.

Первоначальный проект реактора предполагал использование в топливе плутония реакторного качества. В базе данных МАГАТЭ не приведено изотопного вектора, так что предполагался типовой вектор для отработавшего топлива водо-водяных реакторов с выгоранием около 30 мегаватт-дней на килограмм тяжелого металла (МВт·день/кг ТМ)<sup>21,22</sup>. Изотопный вектор показан в таблице 3. В таблице приводится также типичный изотопный вектор для плутония оружейного качества. Предполагают, что содержание плутония-239 в российском плутонии оружейного качества выше, но точный начальный изотопный состав плутония, который будет использоваться для топлива БН-800, опубликован не был. Даже если в России будут запасы плутония с более высоким содержанием плутония-239, ей в соответствии с Соглашением по утилизации плутония будет разрешено разбавлять этот плутоний другим материалом.

Таблица 3. Изотопный вектор для плутония оружейного качества и плутония реакторного качества.

	<sup>238</sup> Pu	<sup>239</sup> Pu	<sup>240</sup> Pu	<sup>241</sup> Pu	<sup>242</sup> Pu
Плутоний реакторного качества	1,80	59,00	23,00	12,20	4,00
Плутоний оружейного качества	0,01	93,80	5,80	0,13	0,02

Данные по плутонию реакторного качества взяты из NEA Nuclear Science Committee, *Physics of Plutonium Recycling, Plutonium Recycling in Pressurized-water Reactors, a Report, Volume II* (Paris, France: Nuclear Energy Agency, Organisation for Economic Co-Operation and Development, 1995), данные по плутонию оружейного качества взяты из National Research Council Panel on Reactor-Related Options for the Disposition of Excess Weapons Plutonium, *Management and Disposition of Excess Weapons Plutonium: Reactor-Related Options* (Washington, DC: The National Academies Press, 1995), [http://www.nap.edu/openbook.php?record\\_id=4754](http://www.nap.edu/openbook.php?record_id=4754).

Согласно базе данных МАГАТЭ по реакторам на быстрых нейтронах, внутренняя зона состоит из 211 топливных элементов с содержанием плутония 19,3 процента (зона низкого обогащения, ЗНО)<sup>23</sup>. Она окружена 156 топливными элементами с содержанием плутония 21,9 процента (зона среднего обогащения, ЗСО) и другими 198 элементами с содержанием плутония 24,5 процента (зона высокого обогащения, ЗВО).

Для того, чтобы сделать характеристики реактора схожими с моделью плутония реакторного качества, в данной статье содержание плутония было уменьшено таким образом, чтобы среднее поперечное сечение деления для нового топлива с плутонием оружейного качества было приблизительно равным среднему сечению

для реактора с топливом с типовым плутонием реакторного качества. Было рассчитано среднее содержание плутония оружейного качества, равное 20,2 процентам с соответствующими значениями для отдельных зон, равными 17,8 процента, 20,2 процента и 22,7 процента<sup>24</sup>.

Геометрия бланкетных элементов, описанная в таблице 2, применима только к радиальному бланкету; для бланкета предполагалась та же самая геометрия, что и для топливных элементов. Если бланкеты не использовались, то они заменялись натрием<sup>25</sup>. Материалом оболочек и рефлекторов была сталь ЧС-68<sup>26</sup>. Перечень материалов и их плотностей приведен в таблице 4. Температура топливных и воспроизводящих элементов принималась равной 1200 К, остающаяся часть активной зоны находилась при температуре 600 К.

Таблица 4. Материалы, используемые в активной зоне, и их плотности.

	Материал	Плотность (г/см <sup>3</sup> )
Топливо	МОКС	8,60
Оболочки и конструкция	Сталь ЧС-68	7,75
Бланкет	Диоксид урана	9,70
Охладитель	Натрий	0,84

Приведенная плотность для топлива (а также и для бланкета) является «размазанной плотностью топлива в предположении того, что топливо занимает все пространство внутри трубчатой оболочки»; ее значение взято из International Atomic Energy Agency, *Fast Reactor Database 2006 Update*, IAEA-TECDOC-1531 (Vienna, Austria, 2007), 57, 59. Предполагалась плотность аустенитной стали для средней температуры оболочки, смотрите International Atomic Energy Agency, *Thermophysical Properties of Materials For Nuclear Engineering: A Tutorial and Collection of Data*, (Vienna, Austria, 2008). Для расчета плотности натрия принималась средняя температура охладителя в 450 °С. Плотность рассчитывалась по эмпирической формуле (Jacques Rouault et al., "Sodium Fast Reactor Design: Fuels, Neutronics, Thermal-Hydraulics, Structural Mechanics and Safety," in Handbook of Nuclear Engineering, ed. D. G. Cacuci (New York: Springer, 2010), 2354).

Модель предполагала тепловую мощность 2100 МВт и длительность цикла в 420 дней на полной мощности для каждого топливного элемента. Каждые 140 дней на полной мощности одна треть активной зоны заменялась свежими топливными элементами. Поэтому моделировались три различные партии загрузки активной зоны. Рисунок 1 показывает различные партии присвоенными им номерами 1, 2 и 3, соответствующими периоду, после которого каждый элемент был заменен на свежий топливный элемент.

Аксиальные бланкеты, если они имеются, заменяются вместе с топливными элементами. Предполагается, что длительность облучения радиальных бланкетов составляет 840 дней.

Моделирования облучения начинаются с полной активной зоны свежего топлива. Были рассчитаны три полных реакторных цикла (всего 1400 дней) для того, чтобы реактор достиг равновесного рабочего состояния. Результаты для обеднения топливного элемента получались за период, когда все активные зоны перезагружались по крайней мере дважды. Если присутствовали радиальные бланкеты, то первая партия облучалась только 420 дней. Результаты для составов бланкетов рассчитывались, начиная с этого момента.

Среднее окончательное выгорание, предлагаемое в литературе, равно 66 МВт-день/кг ТМ. В соответствии с Соглашением по утилизации плутония, перед извлечением элементов из активной зоны должны быть достигнуты различные минимальные значения выгорания. В течение двух-трехлетнего периода ввода в эксплуатацию допускаются более низкие значения. Ожидается, что во время нормальной (основной) эксплуатации могут быть достигнуты более высокие значения выгорания. Согласованные значения приведены в таблице 5.

Таблица 5. Минимальные значения выгорания в соответствии с Соглашением по утилизации плутония.

	Расщепленные атомы ТМ	
	% ТМ	МВт-день/кг ТМ
Топливный элемент, ввод в эксплуатацию	3,9	36,4
Топливный элемент, основная эксплуатация	4,5	42,1
Партия, ввод в эксплуатацию	5,0	46,7
Партия, основная эксплуатация	6,0	56,1

#### СИСТЕМА РАСЧЕТОВ Расчеты выгорания: MCMATH

Расчеты выгорания для данной статьи с помощью программы MCMATH, объединяющей программы Mathematica и Monte Carlo N-Particle eXtended (MCNPX)<sup>27</sup>. Программа MCMATH разрабатывается в группе IANUS

Дармштадтского технического университета с 1998 года для проведения расчетов обеднения, относящихся к водо-водяным реакторам, реакторам на быстрых нейтронах и термоядерным реакторам<sup>28</sup>. Хотя существуют несколько других программ для расчета обеднения, применение MCMATH обладает преимуществами, относящимися к рассматриваемой в данной статье конкретной задаче<sup>29</sup>, поскольку из данного набора данных могут быть извлечены не только усредненные коэффициенты преобразования, но и зависящие от времени отношения конверсии для конкретных материалов или ячеек.

Были проведены развернутые подтверждения расчетов по программе MCMATH с использованием других компьютерных программ с различными методами и данными по ядерным поперечным сечениям. Для реакторов на тепловых нейтронах результаты сравнивались с эталонным тестом OECD/NEA<sup>30</sup>. В разработке данного теста принимали участие девять групп, в том числе группы из Ок-Риджской национальной лаборатории США и французского Комиссариата по атомной энергии. Для основных изотопов плутония результаты этих различных систем и программы MCMATH в основном отличались только на 3 – 5 процентов, и сравнение с другими эталонными тестами привело к аналогичным результатам<sup>31</sup>.

Программа MCMATH подтверждалась также сравнением с различными моделями реакторов на быстрых нейтронах с натриевым охладителем<sup>32</sup>. Участники эталонных тестов рассчитывали различные свойства этих моделей, в том числе и изменения изотопного состава, основанные на расчетах выгорания. В отношении абсолютного содержания плутония-239 и долей плутония-239, результаты программы MCMATH для одной модели всегда находились в пределах одного стандартного отклонения от среднего значения всех участников эталонных тестов, а для второй модели реактора результаты программы MCMATH совпали со средним значением. Окончательное содержание всех изотопов плутония, вместе взятых, было близким к среднему значению результатов, полученных в эталонном тесте другими программами.

### Отношение преобразования

Важной величиной, характеризующей возможности утилизации плутония в реакторе БН-800, служит его коэффициент воспроизводства (или отношение преобразования, CR). Если  $CR > 1$ , то реактор называют размножителем, поскольку он производит больше делящегося материала, чем потребляет. Отношение преобразования часто называют коэффициентом воспроизводства (BR), и нередко эти термины используются как синонимы.

В одном определении CR используется отношение масс делящихся материалов в реакторе. Числителем этого выражения является чистый баланс  $M^{tot}_{t2} - M^{tot}_{t1}$  плюс масса  $M^{tot}_{dest}$ , уничтоженная за тот же период в результате поглощения нейтронов при делении, радиационном захвате и процессах  $(n, xn)$ . Знаменателем является просто уничтоженная масса.

$$CR = \frac{M^{tot}_{t2} - M^{tot}_{t1} + M^{tot}_{dest}}{M^{tot}_{dest}} = \frac{M^{tot}_{t2} - M^{tot}_{t1}}{M^{tot}_{dest}} + 1 \quad (1)$$

Важно отметить, что даже если отношение преобразования может быть рассчитано с использованием масс, скорости производства массы в реакторах и отношения преобразований являются различными величинами<sup>33</sup>.

Зависимость  $M^{tot}_{dest}$  реактора от степени выгорания трудно определить. Вместо использования отношений масс можно задать более общее определение отношений преобразования как отношения средних скоростей производства и уничтожения делящихся материалов<sup>34</sup>:

$$CR = \frac{\langle R_{prod} \rangle}{\langle R_{dest} \rangle} \quad (2)$$

Результаты эквивалентны первому уравнению. Числитель или знаменатель уравнения (1), деленный на продолжительность периода  $(t_2 - t_1)$ , является соответствующей средней скоростью производства или уничтожения. Программа MCMATH выдает скорости, зависящие от времени и пространства, по которым средние величины определяются следующим образом.

$$\langle R_{prod} \rangle = \frac{\int_{V_r} \int_{t_1}^{t_2} d\vec{r} dt R_{prod}(\vec{r}, t)}{V_r (t_2 - t_1)} \quad (3)$$

Аналогично для зависящей от места и времени скорости уничтожения делящихся изотопов программа MCMATH использует следующее выражение:

$$R_{dest}(\vec{r}, t) = \sum_{i \in AFi} \int_0^\infty dE \sigma_f^i(\vec{r}, E, t) + \sum_{i \in AFi} \int_0^\infty dE \sigma_a^i(\vec{r}, E, t) \phi(\vec{r}, E, t) N^i(\vec{r}, t) + \sum_{i \in DFi} \lambda^i N^i(\vec{r}, t) \quad (4)$$

где AFi – делящиеся нуклиды, которые могут расщепляться или участвовать в других реакциях с нейтронами (все делящиеся материалы), и DFi – распадающиеся делящиеся нуклиды. Для производства делящихся материалов следует добавить другие возможные способы образования делящихся изотопов.

В дополнение к наиболее общим средним отношениям преобразования можно будет рассчитывать зависящие от времени отношения преобразования, отношения преобразования для конкретных изотопов, или конкретных областей реактора.

## РЕЗУЛЬТАТЫ

Следующие результаты были получены из расчетов выгорания с использованием МОКС-топлива с плутонием оружейного качества, как это было определено выше в таблице 3. Если не указано иное, то результаты показывают данные, полученные для равновесного цикла, где активная зона содержит одну треть свежих топливных элементов в начале цикла. Каждый топливный элемент трактуется как однородная смесь материалов, рассчитываемая с первоначальной геометрией и материалами.

### Топливные элементы

На рисунке 2 показано изменение доли плутония-239 в рассчитываемой модели. Сплошная линия показывает долю плутония-239, усредненную по всем трем зонам одной перезагружаемой партии. Начиная с первоначального состава плутония оружейного качества, доля плутония-239 уменьшается до 84,6 процента через 420 суток работы на полной мощности. Дополнительные расчеты показывают, что воспроизводящие бланкеты оказывают лишь небольшое влияние на долю плутония-239 в топливных элементах активной зоны. Доля остается чуть более высокой (например, 86,6 весовых процента вместо 86,5 весовых процента при выгорании 56,1 МВт-день/кг ТМ). В соответствии с Соглашением по утилизации плутония, во время ввода реактора в эксплуатацию минимальное среднее выгорание до выгрузки партии должно быть равно 46,7 МВт-день/кг ТМ. Это соответствует среднему содержанию плутония-239 в 87,6 весовых процента (таблица 6). Для основного режима эксплуатации Соглашение по утилизации плутония указывает уровень выгорания в 56,1 МВт-день/кг ТМ перед выгрузкой партии утилизируемых топливных элементов, что по нашей модели соответствует доле плутония-239 в 86,3 весовых процента.

Таблица 6. Изотопный состав плутония (в весовых процентах), рассчитанный для партии топливных элементов для зоны с максимальным первоначальным содержанием плутония (ЗВО) на периферии активной зоны при минимальной степени выгорания (в МВт-день/кг ТМ), требуемой Соглашением по утилизации плутония, и в конце цикла (КЦ). В последнем столбце приводится общий баланс массы плутония в процентах.

	Выгорание	<sup>238</sup> Pu	<sup>239</sup> Pu	<sup>240</sup> Pu	<sup>241</sup> Pu	<sup>242</sup> Pu	240/239	Баланс
Партия (ввод в эксплуатацию)	46,7	0,04	87,6	11,5	0,63	0,05	0,13	-6,4
Партия (основная работа)	56,1	0,05	86,3	12,6	0,76	0,06	0,15	-7,5
Партия (КЦ, 420 суток)	69,4	0,06	84,6	14,2	0,96	0,08	0,17	-9,0
ЗВО (ввод в эксплуатацию)	36,4	0,03	89,5	9,8	0,44	0,04	0,11	-6,5
ЗВО (основная работа)	42,1	0,03	88,8	10,5	0,50	0,04	0,12	-7,5
ЗВО (КЦ, 420 суток)	56,6	0,04	87,0	12,1	0,67	0,05	0,14	-9,8

Хотя Соглашение по утилизации плутония указывает только минимальное усредненное по партии выгорание при выгрузке, одиночные топливные элементы подвергаются действию различных потоков и условий выгорания, в зависимости от их положения в активной зоне реактора. Элементы в зоне с минимальным содержанием плутония (ЗНО) в конце цикла (420 суток на полной мощности) достигают весьма высокого уровня выгорания более 80 МВт-день/кг ТМ. Соответственно, в этой зоне в конце цикла будет наименьшая концентрация плутония-239, которая, хотя и не будет удовлетворять обычному определению материала оружейного качества, будет превышать 80 процентов. Тем не менее, концентрация плутония-240 остается намного более низкой, чем в отработавшем топливе водо-водяных реакторов. В целом, доля плутония-239 все еще будет ближе к плутонию оружейного качества, чем к составу плутония реакторного качества, обычно содержащего около 60 процентов плутония-239. Выгорание в зонах с высоким и средним содержанием плутония (ЗВО и ЗСО) составит только 56,6 и 60,9 МВт-день/кг ТМ, что приведет к сравнительно более высокому содержанию плутония-239 в 87 и 86 процентах (рисунок 2 и таблица 6).

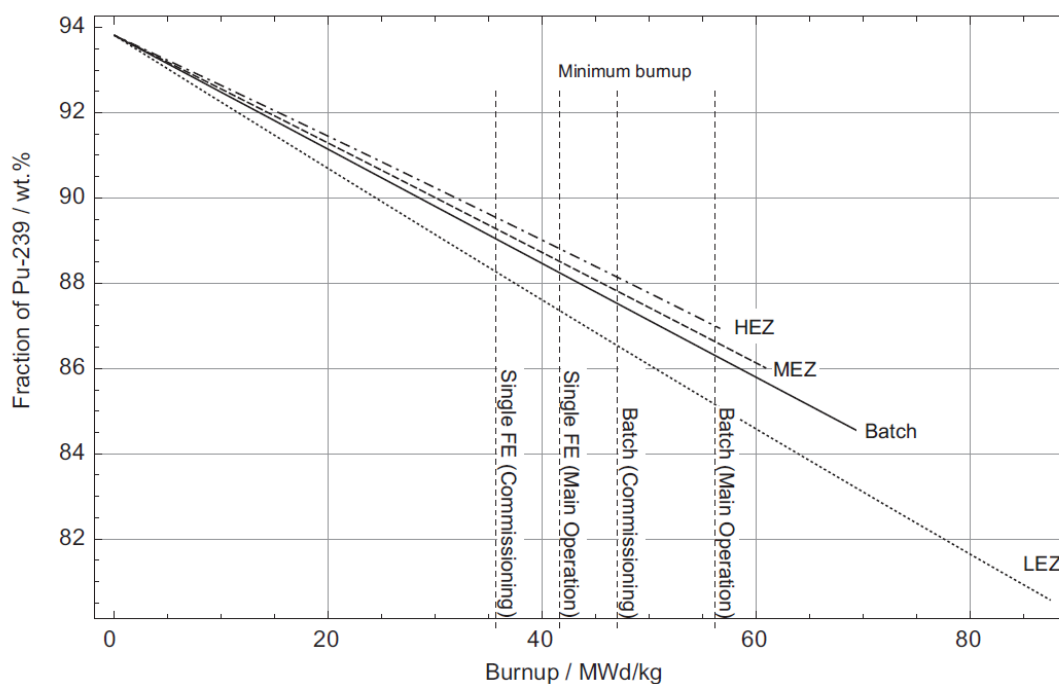


Рисунок 2. Доля плутония-239 в топливе (по вертикальной оси, в весовых процентах) в зависимости от выгорания (по горизонтальной оси, в МВт-день/кг), усредненная по одной партии выгрузки (сплошная линия) и усредненная по топливным элементам из трех зон с различным содержанием плутония, соответственно ЗНО (17,8 процентов плутония в МОКС-топливе, пунктирная линия), ЗСО (20,2 процента, штриховая линия) и ЗВО (22,7 процента, штрих-пунктирная линия). Вертикальные линии обозначают минимальное среднее по партии выгорание в  $x = 46,7$  МВт-день/кг ТМ и  $x = 56,1$  МВт-день/кг ТМ и минимальное среднее по топливным элементам выгорание в  $x = 36,4$  МВт-день/кг ТМ и  $x = 42,1$  МВт-день/кг ТМ для ввода в эксплуатацию и основной эксплуатации соответственно.

В соответствии с Соглашением по утилизации плутония, топливные элементы не могут быть извлечены до тех пор, пока не будет достигнуто выгорание в 36,4 МВт-день/кг ТМ на стадии ввода в эксплуатацию или в 42,1 МВт-день/кг ТМ на стадии основной эксплуатации. Если сравнивать топливные элементы из различных зон на этих порогах, то у топливных элементов с наибольшим начальным содержанием плутония (ЗВО) будет наблюдаться самая высокая доля плутония-239, поскольку они подвержены действию самого низкого потока во внешних областях активной зоны, из-за чего выгорает меньше плутония. Поэтому при выгрузке из зоны ЗВО доля плутония все еще соответственно будет равна 89,5 и 88,8 весовых процента. Доля плутония-239 в топливных элементах из зоны ЗСО будет несколько меньше, в из зоны ЗНО – еще на 1 – 2 процента меньше. Сравнивая среднее по партии со средними из различных зон, становится ясным, что основной вклад в изотопный сдвиг происходит от сравнительно высокого выгорания в топливных элементах из зоны ЗНО в активной зоне. Требо-



вание Соглашения по утилизации плутония по отношению долей плутония-240 и плутония-239 больше 0,1 выполняется независимо от его первоначального значения. В модели в выгружаемой партии отношение долей плутония-240 и плутония-239 равно 0,17. Согласно отчету Департамента энергетики США, оценка главного инженера реактора БН-800 этого отношения для выгружаемых партий аналогична<sup>35</sup>.

Помимо превращения избыточного плутония в недоступный и уменьшения привлекательности изотопного состава утилизация плутония в реакторе может также сократить общее количество плутония. В конце реакторного цикла элементы в зоне ЗВО будут содержать примерно на 10 процентов меньше плутония, чем в свежем топливе (последний столбец таблицы 6).

Для первоначального изотопного состава плутония, содержащего более 98 процентов плутония-239, простые оценки показывают, что кривая для плутония-239 не изменит своей формы. Поэтому можно сделать определенный вывод, что очень хорошую оценку содержания плутония-239 можно определить, прибавляя, или убавляя простое смещение к результатам, представленным в этом разделе.

### Воспроизводящие бланкеты

Элементы бланкетов в зоне радиального бланкета (смотрите Рисунок 1) могут быть загружены и извлечены из реактора независимо от стратегии перезагрузки топлива в активной зоне во время выключения. Накопление актинидов и продуктов деления в элементах бланкета анализировалось в течение периода облучения с максимальной длительностью 840 суток работы на полной мощности (рисунок 3 и таблица 7). Первоначально в бланкете не было никакого плутония. После 208 суток около 1 весового процента тяжелого металла превращается в плутоний оружейного супер-качества с изотопным вектором в 98,1 весовой процент плутония-239. После 420 суток, типичного срока службы топливных элементов в активной зоне, содержание плутония удваивается. Если элемент остается в реакторе на 840 суток, то количество плутония достигает примерно 4 весовых процентов от всего тяжелого металла. Даже после столь длительного облучения в произведенном плутонии содержится 93,6 весовых процента плутония-239.

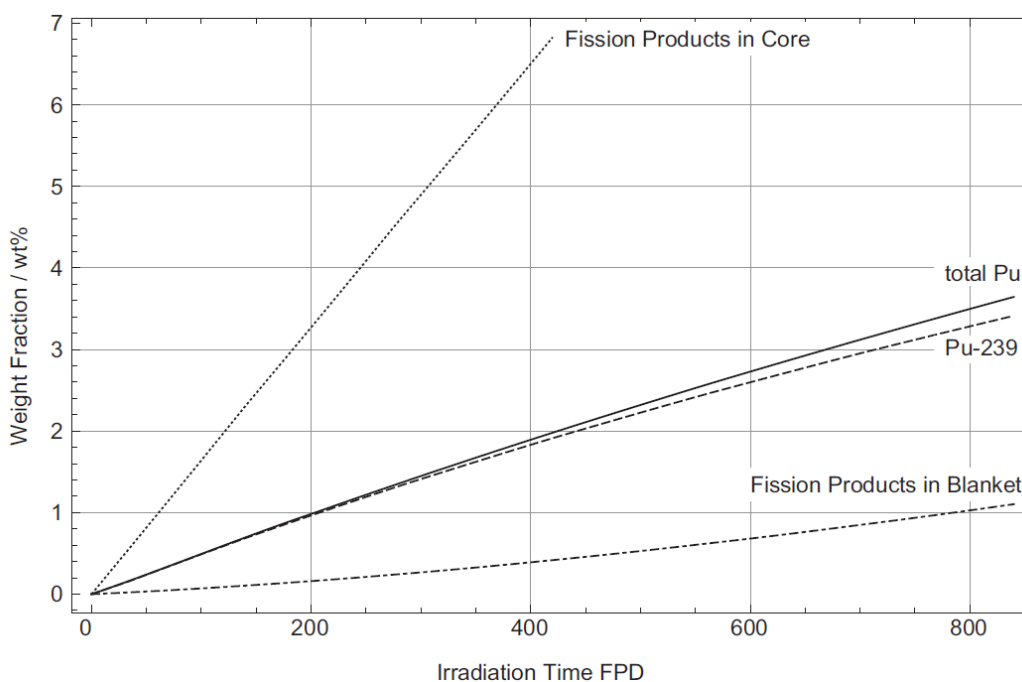


Рисунок 3. Зависимость содержания плутония и продуктов деления в радиальных воспроизводящих бланкетах (по вертикальной оси в весовых процентах от тяжелого металла) от времени облучения (по горизонтальной оси, в сутках на полной мощности). Сплошная и штриховая линии соответственно показывают содержание плутония-239 и всего плутония. Показано также содержание продуктов деления в воспроизводящем бланкете (штрих-пунктирная линия). Для сравнения пунктирная линия показывает содержание продуктов деления в топливе активной зоны без бланкетов.

В сравнении с топливными элементами активной зоны доля продуктов деления в воспроизводящих элементах бланкета остается намного меньшей. После 840 суток на полной мощности в тяжелом металле содержится всего лишь 1,1 весовых процента продуктов деления (рисунок 3). Топливные элементы в активной зоне содержат 7 весовых процентов продуктов деления (после 420 суток работы на полной мощности). Активность цезия-137 в бланкете после 840 суток работы на полной мощности будет составлять  $1,26 \cdot 10^{12}$  Бк/кг ТМ по сравнению с более, чем  $8 \cdot 10^{12}$  Бк/кг ТМ в отработавшем топливе активной зоны. Меньшая доля продуктов деления в элементах бланкета приводит к более низкому радиологическому барьеру, и, следовательно, облегчает переработку воспроизводящих бланкетов.

Таблица 7. Изотопный состав плутония в бланкетах (в весовых процентах). В двух последних столбцах приводятся доли плутония в продуктах деления (ПД) в тяжелом металле. Последняя строка относится к смеси активной зоны, аксиального бланкета (после 420 суток) и половины радиального бланкета (после 420 суток).

	<sup>238</sup> Pu	<sup>239</sup> Pu	<sup>240</sup> Pu	<sup>241</sup> Pu	<sup>242</sup> Pu	Pu/ТМ	ПД/ТМ
Радиальный бланкет							
204 дня	0,01	98,1	1,81	0,04	<0,01	1,00	0,16
420 дней	0,02	96,5	3,36	0,12	<0,01	1,98	0,41
840 дней	0,05	93,6	6,03	0,30	0,01	3,65	1,1
Аксиальный бланкет, 420 дней, отдельно	0,01	97,5	2,49	0,04	<0,01	1,57	0,23
Смесь обеих бланкетов и активной зоны	0,05	86,3	12,6	0,78	0,07	11,6	4,79

Зона радиального бланкета реактора БН-800, согласно базе данных МАГАТЭ по ядерным реакторам на быстрых нейтронах, относительно мала (один ряд); в других проектах зоны воспроизводства реакторов намного больше. После 840 суток облучения 90 воспроизводящих элементов содержат 240 кг плутония, что достаточно для изготовления 30 ядерных боеголовок (в соответствии с критерием значительного количества МАГАТЭ в 8 кг плутония на боеприпас).

Техническое описание реактора БН-800 в базе данных МАГАТЭ по ядерным реакторам на быстрых нейтронах включает аксиальный бланкет под активной зоной, но не сверху ее. Для оценки производства плутония в аксиальном бланкете зона под активной частью топливных стержней заполнялась ураном. Предполагается, что аксиальный бланкет интегрирован в топливные элементы, и будет заменяться вместе с соответствующими топливными стержнями, так что они будут облучаться в течение 420 суток. После облучения аксиальный бланкет будет содержать в среднем 1,57 процента плутония в тяжелом металле, и только 0,23 процента продуктов деления (смотрите таблицу 7). Изотопный вектор плутония соответствует оружейному качеству с 97,5% весовых процентов плутония в смеси.

Соглашение по утилизации плутония не указывает никакого минимального времени облучения для бланкетов. Однако, если топливные элементы будут извлекаться после удовлетворения минимальных требований по выгоранию к ним, но до полного времени облучения в 420 суток (что допускается по соглашению), то вместе с ними будут извлекаться и аксиальные бланкеты. В этом случае они будут содержать меньше плутония, но с долей плутония-239, большей 97,5 весовых процента.

По Соглашению по утилизации плутония России не разрешается перерабатывать радиальные бланкеты до окончания срока действия соглашения. Аксиальные бланкеты не упоминаются в соглашении явным образом. Однако, во время будущих обсуждений Россия может добиваться смешивания облученных бланкетов с облученным отработавшим топливом до переработки. Последняя строка в таблице 7 показывает изотопный состав такой смеси. Состав рассчитывался на основании активной зоны реактора и аксиальных бланкетов после времени облучения в 420 суток, смешанных с половиной радиального бланкета, облученной в течение 840 суток. Удвоенное время облучения радиального бланкета предполагается потому, что каждый раз, когда будет выгружаться полная активная зона, из реактора будет извлечена только половина бланкета. Результатом должен стать плутоний с 86,3 весовыми процентами плутония-239 и 12,6 весовыми процентами плутония-240, который больше не относится к плутонию оружейного качества. Однако, по сравнению с переработанным плутонием из водо-водяного реактора он все еще будет рассматриваться как притягательный оружейный материал. Хотя предположение о периодах облучения и временах разгрузки являются теоретическими и могут отличаться от реальных, приведенные в таблице данные дают хорошее представление о возможных долях плутония в случае смешивания активной зоны и бланкетов.

## Коэффициент воспроизводства реактора

Коэффициент воспроизводства рассчитывается на основании отношения производства и разрушения четырех основных делящихся изотопов (плутоний-239, плутоний-241, уран-235, уран-233) в соответствии с уравнением (4). Используя представленную ранее модель реактора с воспроизводящими бланкетами, вставленными на периферии, был рассчитан коэффициент воспроизводства для нескольких циклов перезагрузки. В такой конфигурации реактор будет реактором без воспроизводства с отношением воспроизводства, равным всего лишь 0,81. Без бланкетов коэффициент воспроизводства уменьшится до 0,57. Зависящий от времени коэффициент воспроизводства колеблется около среднего значения, как это показано на рисунке 4. После запуска коэффициент воспроизводства начинается с близких к нулю значений, поскольку немедленно превратиться в делящийся материал может только плутоний-240, в то время как производственная линия через уран-238 ограничивается требующимися двумя последовательными процессами распада с периодами полураспада порядка дней. Из-за этого скорость производства плутония-239, и, следовательно, коэффициент воспроизводства, вначале быстро увеличиваются. После каждых 140 суток одна треть активной зоны перезагружается и можно будет увидеть большое падение. Небольшие нерегулярности появляются в результате численного метода и применения непрерывных функций для интерполяции изменения состава материала во время расчета обеднения. Требование Соглашения по утилизации плутония по поддержанию коэффициента воспроизводства меньше единицы будет выполнено в конфигурациях реактора с бланкетами и без них.

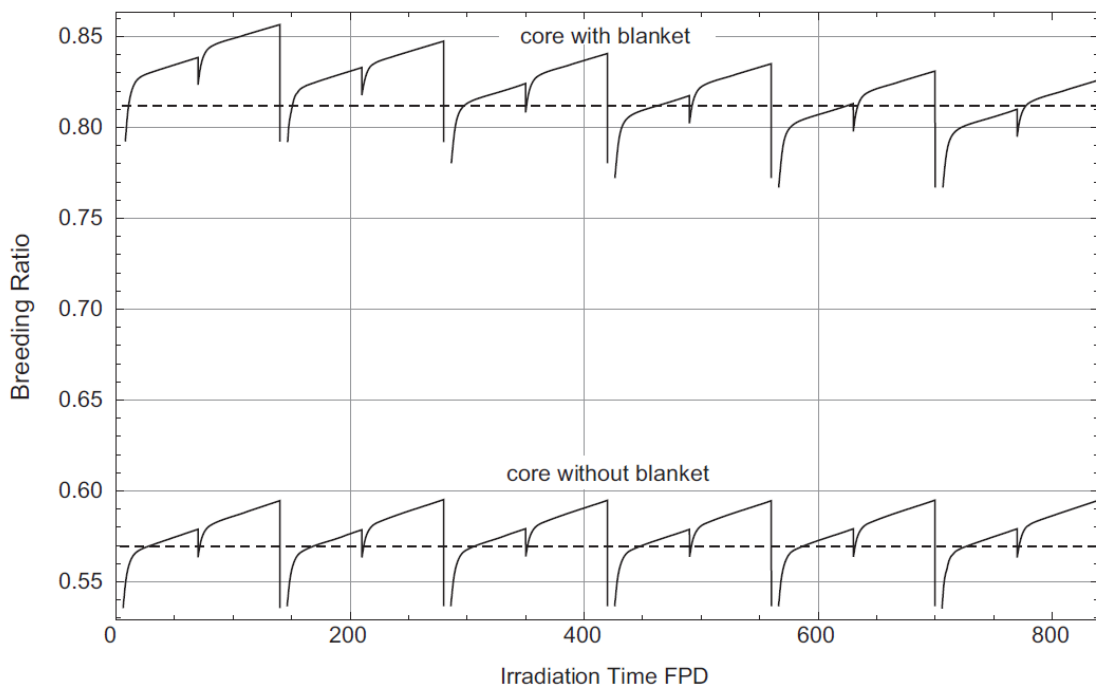


Рисунок 4. Средние и зависящие от времени (по горизонтальной оси, в сутках на полной мощности) коэффициенты воспроизводства реактора БН-800 (по вертикальной оси) во время равновесного цикла. Показаны два последовательных цикла топливных элементов для учета облучения всего бланкета. В верхней части рисунка показаны кривые для активной зоны с бланкетами, в нижней части — для активной зоны без бланкетов. Для ясности рисунка кривые обрезаны ниже выбранных значений.

Было проанализировано влияние различного содержания плутония (доли плутония в 15 процентов, от 18 до 25 процентов и 27 процентов) в МОКС-топливе на коэффициент воспроизводства в модели реактора с бланкетами и в модели реактора без бланкетов<sup>36</sup>. Результаты приведены на рисунке 5. Как ожидалось, реактор с воспроизводящими элементами обладает более высоким коэффициентом воспроизводства. Коэффициент воспроизводства увеличивается с уменьшением содержания плутония по двум причинам. Меньшее количество плутония в МОКС-топливе приводит к большему содержанию урана-238, увеличивая количество воспроизводящего материала в реакторе. Уменьшение содержания плутония приводит к уменьшению делящегося материала в активной зоне. Для достижения определенного выхода тепловой мощности надо будет достичь большей плотности потока в активной зоне. С изменением доли плутония от 15 до 27 процентов плотность потока

в активной зоне будет меняться в 1,4 раза. Большой нейтронный поток вместе с большей долей урана-238 приведут к повышению скорости производства плутония-239. Большая доля не повлияет на скорость уничтожения, и поэтому коэффициент воспроизводства увеличивается при меньшем содержании плутония.

Предположение о доле плутония в 20,4 процента в модели приводит к избыточной реактивности и позволяет предположить, что можно будет уменьшить общую долю плутония в активной зоне. Такие мероприятия могут увеличить коэффициент воспроизводства до более, чем 0,9 (с воспроизводящими бланкетами). Однако, более высокие коэффициенты воспроизводства маловероятны, если только не будет изменена конфигурация реактора. Никакие модификации геометрии реактора БН-800 исследованы не были.

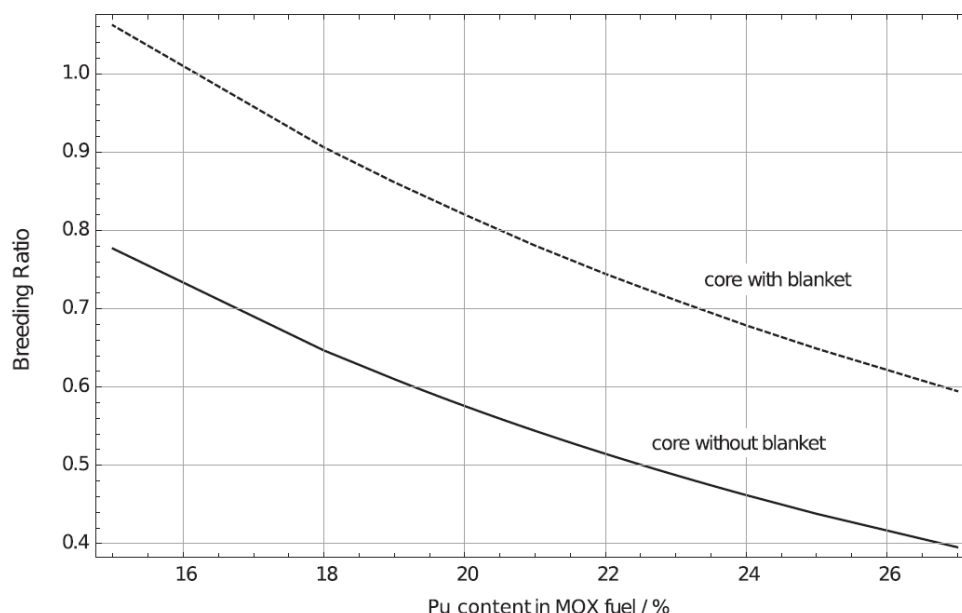


Рисунок 5. Коэффициент воспроизводства (по вертикальной оси) в зависимости от доли плутония в свежем топливе (по горизонтальной оси, в процентах). В верхней части рисунка показана штриховая кривая для активной зоны с бланкетами, в нижней части – сплошная кривая для активной зоны без бланкетов.

### Годовая загрузка и разгрузка топлива

Соглашение по утилизации плутония требует, чтобы Россия обрабатывала 1,3 т утилизируемого плутония в год (уменьшено по сравнению с ранее согласованным требованием 2 т в год). Используя результаты приведенного выше обсуждения, можно теоретически считать, что в одном реакторе БН-800 можно использовать 1,79 т плутония, если в него загружать только утилизируемый плутоний (таблица 8). Считая, что длительность цикла составляет 420 суток на полной мощности и коэффициент использования мощности равен 0,8<sup>37</sup>, в активную зону в среднем будет загружаться 2,09 партии топлива в год. Элементы радиального бланкета облучаются 840 суток, и значения ежегодного производства составляют около 35 процентов от запасов бланкета.

Таблица 8. Годовая пропускная способность материалов в активной зоне и бланкетах (в кг/год). В общем имеется небольшое чистое производство плутония, но при учете только делящихся изотопов плутония (плутоний-239 и плутоний-241) происходит уничтожение более, чем 100 кг в год. Для расчетов предполагался коэффициент использования мощности 0,8.

	Pu <sub>общий</sub>	Pu <sub>деляш</sub>	<sup>238</sup> Pu	<sup>239</sup> Pu	<sup>240</sup> Pu	<sup>241</sup> Pu	<sup>242</sup> Pu
Начальная активная зона	2572	2421	0,26	2418	150	3,4	0,52
Перезагрузка	1794	1689	0,18	1686	104	2,3	0,36
Выгрузка из активной зоны	1641	1418	0,88	1404	221	13,8	1,18
Баланс активной зоны	-153	-271	0,70	-282	116	11,4	0,82
Выгрузка из радиального бланкета	84	78,4	0,04	78,1	5	0,25	<0,01
Выгрузка из аксиального бланкета	78	76,1	<0,01	76,1	2	0,03	<0,01
Полный годовой баланс	9	-116	0,76	-128	124	11,7	0,83

Вначале активная зона, еще не находящаяся в равновесном состоянии, содержит 2,57 т плутония. Это несколько меньше, чем указано в базе данных МАГАТЭ по реакторам на быстрых нейтронах из-за большего содержания плутония-239 в плутонии оружейного качества.

Каждый год в качестве топлива будет использоваться 1,79 т плутония, и в извлекаемых из активной зоны отработавших топливных сборках будет содержаться 1,64 т плутония. В аксиальном и радиальном бланкетах будет производиться примерно по 80 кг плутония в год. Это приводит к общему чистому производству плутония в 9 кг в год для всех изотопов плутония. Хотя положительный баланс делает реактор чистым производителем плутония, эта величина слишком мала по сравнению с неопределенностями расчетов обеднения и сильно зависит от параметров реактора. Однако, очевидно, что использование реактора БН-800 с полным набором бланкетов никогда не приведет к существенному уменьшению запасов плутония. Наличие положительного баланса плутония и коэффициента воспроизводства меньше единицы не является противоречием; как отмечалось ранее, коэффициент воспроизводства учитывает только производство делящихся изотопов. Для делящихся изотопов плутония происходит большое ежегодное сокращение, более 100 кг делящихся изотопов плутония испытывают деление или превращаются в изотопы плутония с четными массовыми числами.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Расчеты переноса нейтронов и обеднения для оценки возможностей российского реактора на быстрых нейтронах БН-800 для утилизации оружейного плутония показали, что в топливных элементах активной зоны во время цикла облучения будет потребляться весьма ограниченное количество (до 10 процентов) первоначального плутония. Большая часть плутония, потребленного в событиях деления, будет замещаться на месте реакциями воспроизводства с ураном в элементах с МОКС-топливом.

Изотопный состав плутония оружейного качества изменится на состав плутония не оружейного качества, с отношением плутония-240 к плутонию-239, превышающему 0,1 для всех топливных элементов и партий, если будут удовлетворены требования по минимальному выгоранию, и в предположении, что в плутонии исходного состава содержится примерно 94 процента плутония-239. Воспроизводящие бланкеты будут производить значительные количества (приблизительно 162 кг/год) плутония оружейного супер-качества с концентрацией в тяжелом металле более 2 весовых процентов после одной типовой схемы перезагрузки активной зоны в течение 420 суток работы на полной мощности. Кроме того, радиационный барьер от произведенных в бланкетах продуктов деления будет намного ниже, чем в топливе. Модель реактора показывает, что даже с воспроизводящими бланкетами коэффициент воспроизводства будет меньше 1. Расчеты показывают, что могут быть использованы некоторые другие конфигурации реактора (например, с меньшим содержанием плутония в МОКС-топливе), в которых коэффициент воспроизводства будет меньше требуемого значения 1. В модели реактор производит небольшое чистое количество плутония из-за сдвига от делящихся изотопов плутония к изотопам с четными массовыми числами, несмотря на то, что коэффициент воспроизводства равен всего лишь 0,81.

Реактор, если он эксплуатируется с воспроизводящими бланкетами, будет неизбежно производить плутоний оружейного качества, содержащийся в облученных элементах бланкета. В настоящее время выделение материала бланкета не планируется. Однако, поскольку сроки службы реакторов составляют десятки лет, и БН-800 является ключевым элементом российской стратегии установления замкнутого ядерного топливного цикла, переработка плутония оружейного качества и обращение с ним могут происходить в будущем, что поднимет вопросы о проблемах распространения.

Согласно представленной модели, в реактор БН-800 каждый год можно загружать 1,79 т плутония в МОКС-топливе. Это значительно превышает то, чего требует Соглашение по утилизации плутония (1,3 т в год). Хотя Россия будет использовать реактор в своей исследовательской программе замкнутого ядерного топливного цикла, некоторая часть его возможностей может быть использована для увеличения скорости утилизации плутония или даже для сокращения запасов плутония в других странах, при условии установки необходимых мощностей для производства МОКС-топлива.

Главным приоритетом для целей утилизации запасов плутония оружейного качества с МОКС-топливом должна быть необратимость. Это может повлечь за собой неприменение любых бланкетов в реакторе для того, чтобы избежать производства нового плутония оружейного качества, и использовать реактор без воспроизводства. В активной зоне будет рождаться плутоний, но он останется в отработавшем топливе. Следует провести дальнейшие исследования для оценки возможности эксплуатации российских реакторов на быстрых нейтронах без любых воспроизводящих бланкетов. Другие варианты утилизации, подобные иммобилизации, хотя они и не являются частью настоящего Соглашения по утилизации плутония, могут быть технически лучше приспособ-

соблены к необратимому уменьшению запасов оружейного плутония. Другие варианты на базе реакторов, такие, как топлива с инертной матрицей, могут предложить гораздо большее уменьшение плутония, но такие топлива в настоящее время активно не разрабатываются.

Более быстрое начало мероприятий США по утилизации плутония может уменьшить российские амбиции по воспроизводству плутония. Однако, дальнейшие задержки могут привести к новому раунду переговоров, которые могут включать обсуждения, относящиеся к возможному разрешению переработки отработавшего топлива. Наконец, следует отметить, что в дополнение к утилизации военного плутония, рассмотрения ожидают многие задачи, относящиеся к гражданским запасам, например, в Японии и в Великобритании. Результаты данной статьи могут быть применены к таким, и к более общим обсуждениям утилизации плутония, например, к реакторам на быстрых нейтронах, в проектах которых не предусматриваются бланкеты.

## ПРИМЕЧАНИЯ И ССЫЛКИ

1. В настоящее время общемировые запасы выделенного плутония составляют около 500 тонн, 230 тонн из которых зарезервировано для военных целей, см. International Panel on Fissile Materials, "Global Fissile Material Report 2013," Princeton, New Jersey, 2014.
2. Presidents of the United States and Russia, "Joint Statement on Principles for Management and Disposition of Plutonium Designated as No Longer Required for Defense Purposes," September 2, 1998, [https://www.fas.org/news/russia/1998/98090216\\_tpo.html](https://www.fas.org/news/russia/1998/98090216_tpo.html).
3. Governments of the United States and Russia, "Plutonium Management and Disposition Agreement," 2000, <http://www.state.gov/documents/organization/18557.pdf>. Соединенные Штаты в 1995 г. объявили всего 52,7 тонны плутония, в том числе 38,2 тонны плутония оружейного качества, как избыточные для целей национальной безопасности; (United States General Accounting Office, *Plutonium Needs, Costs, and Management Programs*, (Washington, DC: Department of Energy, 1997), 1. Однако, в последнем отчете Global Fissile Material Report, как указанный избыточный материал отмечены 53,7 тонны, что включает уже утилизированный материал; International Panel on Fissile Materials, "Fissile Material Report 2013," 18 (ссылка 1).
4. Governments of the United States and Russia "Protocol to the Plutonium Management and Disposition Agreement," 2010, [http://dtirp.dtra.mil/pdfs/pmda\\_protocol\\_text.pdf](http://dtirp.dtra.mil/pdfs/pmda_protocol_text.pdf).
5. International Panel on Fissile Materials, "Global Fissile Material Report 2007," Princeton, New Jersey, 2007, 33; Elena Sokova, "Plutonium Disposition," NTI Analysis, 2010, <http://www.nti.org/analysis/articles/plutonium-disposition-14/>; Anatoli Diakov, "Disposition of Excess Russian Weapon HEU and Plutonium," UNIDIR Resources, United Nations Institute for Disarmament Research, 2012, <http://www.unidir.org/files/publications/pdfs/disposition-of-excess-russian-weapon-heu-and-plutonium-387.pdf>.
6. Этот вопрос рассмотрен, например, в заявлении Государственного департамента Соединенных Штатов, "2000 Plutonium Management and Disposition Agreement – Fact Sheet," April 13, 2010, <http://www.state.gov/r/pa/prs/ps/2010/04/140097.htm>.
7. Governments of the United States and Russia, "Disposition Agreement," 2 (ссылка 2).
8. В контексте договора и дополнения к нему, «плутоний оружейного качества» означает плутоний с изотопным отношением плутония-240 к плутонию-239, не превышающим 0,10, Governments of the United States and Russia, "Disposition Agreement," 2 (ссылка 2).
9. Governments of the United States and Russia, "Protocol," 16 (ссылка 4).
10. Thomas B. Cochran et al., eds., *Fast Breeder Reactor Programs: History and Status* (Princeton: International Panel on Fissile Material, 2010), 65.
11. International Atomic Energy Agency, *Status of Fast Reactor Research and Technology Development*, IAEA-TECDOC-1691 (Vienna, Austria, 2012), 200.
12. International Atomic Energy Agency, *Fast Reactor Database 2006 Update*, IAEA-TECDOC-1531 (Vienna, Austria, 2007), 13.
13. International Atomic Energy Agency, *Status of Fast Reactor Research and Technology Development*, IAEA-TECDOC-1691 (Vienna, Austria, 2012), 200 (ссылка 11).
14. NR2 New Russia LP News Agency, 2007, <http://www.nr2.ru/economy/147920.html>. Архивную версию страницы можно найти по адресу <https://web.archive.org/web/20131202235019/http://www.nr2.ru/economy/147920.html>.
15. Nuclear.ru, "BN-800 will be brought to criticality today, Rosatom's executive," June 26, 2014, <http://en.nuclear.ru/news/92486/>.
16. International Panel on Fissile Materials, "BN-800 Fast Reactor to reach criticality in April 2014," 2013, [http://fissilematerials.org/blog/2013/12/bn-800\\_fast\\_reactor\\_to\\_re.html](http://fissilematerials.org/blog/2013/12/bn-800_fast_reactor_to_re.html).

17. International Atomic Energy Agency, *Fast Reactor Database* (ссылка 12).
18. Все данные соответствуют International Atomic Energy Agency, *Power Reactor Information System*, 2014, <http://www.iaea.org/pris>. Другая величина валового производства электроэнергии в 870 МВт (эл.) упоминалась в International Atomic Energy Agency, *Fast Reactor Database*, но для расчетов выгорания важен только уровень тепловой мощности.
19. Например, Yu. S. Khomyakov et al., "Core Design and Fuel Cycle of Advanced Fast Reactor with Sodium Coolant," *Fast Reactors and Related Fuel Cycles Challenges and Opportunities* [FR09] (Vienna: International Atomic Energy Agency, 2012).
20. Это является обоснованным предположением для расчетов выгорания. При вычислениях полные уровни нейтронных потоков нормируются на общую мощность реактора.
21. Мегаватт-дни на килограмм тяжелого металла (МВт-день/кг ТМ) являются обычной единицей измерения энергии, произведенной конкретным количеством реакторного топлива.
22. Во время проектирования БН-800 это значение было типичным выгоранием водяных реакторов; в настоящее время в коммерческих реакторах достигаются более высокие уровни выгорания. Состав плутония реакторного качества взят из NEA Nuclear Science Committee, *Physics of Plutonium Recycling, Plutonium Recycling in Pressurized-water Reactors, a Report, volume II* (Paris, France: Nuclear Energy Agency, Organization for Economic Co-Operation and Development, 1995).
23. В документе IAEA-TECDOC-1531, содержание плутония не задается явно, но обогащение определяется как масса делящихся атомов, деленное на сумму масс делящихся и не делящихся изотопов. Опубликованные значения в 19,5 процента, 22,1 процента и 24,7 процента соответственно включают массу урана-235 в общую массу делящихся изотопов. Точное обогащение урана-235 в документе не задано, для определения содержания плутония предполагалось, что был использован обедненный уран с обогащением в 0,3 процента урана-235. Это согласуется с указанными запасами урана-235 и урана-238.
24. Корректировка в отношении поперечных сечений деления приведет к измененным поперечным сечениям поглощения по сравнению с плутонием реакторного качества. В данной статье не рассматривается никакой детальной стратегии управления реактором, которая учитывает реальное количество элементов МОКС-топлива, и, возможно, ВОУ-топлива. Может быть откорректировано также содержание плутония. Однако, результаты, полученные с упомянутыми значениями содержания плутония, могут также дать хорошие указания на аналогичные содержания плутония.
25. Замена элементов blankets элементами отражателя оказывает довольно малое влияние на реактивность и обеднение средних топливных элементов.
26. В различных источниках указываются различные материалы, ЧС-68 был выбран как указанный в документе International Atomic Energy Agency, "Structural Materials for Liquid Metal Cooled Fast Reactor Fuel Assemblies – Operational Behavior," *IAEA Nuclear Energy Series*, NF-T-4.3 (2012): 13. Состав материала предполагался в соответствии с Porollo et al., "Swelling and Microstructure of Austenitic Stainless Steel ChS-68 CW after high dose irradiation," *Journal of Nuclear Materials* 393 (2009): 61–66.
27. Mathematica использовалась в версии 8.0.1, MCNPX в версии 2.7a; Denise B. Pelowitz, *MCNPX Users' Manual Version 2.7.0*, vol. LA-CP-11-00438 (Los Alamos National Laboratory, 2011). Нейтронные поперечные сечения для MCNPX были взяты из Joint Evaluated Fission and Fusion File of OECD/NEA in version 3.1.2. OECD/NEA, "JEFF 3.1.2 – Neutron Data," Nuclear Energy Agency, Organization for Economic Co-Operation and Development, [http://www.oecd-nea.org/dbforms/data/eva/evatapes/jeff\\_31/JEFF312/](http://www.oecd-nea.org/dbforms/data/eva/evatapes/jeff_31/JEFF312/) и A. Santamarina et al., "The JEFF-3.1.1 Nuclear Data Library," Nuclear Energy Agency, Organization for Economic Co-Operation and Development, 2009.
28. Alexander Glaser, "Abbrandrechnungen für ein System zur Eliminierung von Waffenplutonium" (Diploma thesis, Technische Universität Darmstadt, 1998); Christoph Pistner, "Entwicklung und Validierung eines Programmsystems für Zellabbrandrechnungen plutoniumhaltiger Brennstoffe" (Diploma thesis, Technische Universität Darmstadt, 1998); Christoph Pistner, "Neutronenphysikalische Untersuchungen zu uranfreien Brennstoffen" (PhD diss., Technische Universität Darmstadt, 2006); Moritz Kütt, "Proliferationsproblematik beim Umgang mit Plutoniumbrennstoffen: Abbrandrechnungen zur Rolle von <sup>238</sup>Pu" (Bachelor Thesis, Technische Universität Darmstadt, 2007); Matthias Englert, "Neutronenphysikalische Simulationsrechnungen zur Proliferationsresistenz nuklearer Technologien" (PhD diss., Technische Universität Darmstadt, 2009); Moritz Kütt, "Neutronic Calculations: Proliferation risks of Fast Reactors" (Master thesis, Technische Universität Darmstadt, 2011).
29. Mathematica используется для управления итеративным процессом в целом. Выгорание подразделяется на шаги с указанным интервалом времени. Для каждого шага Mathematica создает входную таблицу для MCNPX. MCNPX используется для расчета однопроводных нейтронных поперечных сечений (эффективных

- поперечных сечений) для заданного состава материала в нескольких областях выгорания (ячейках). Mathematica считывает выходные файлы и использует поперечные сечения и свойства радиоактивного распада для решения уравнений выгорания. Рассчитываются новые составы материалов и создаются входные таблицы MCNPX для следующего шага.
30. OECD/NEA, *Burn-up Credit Criticality Benchmark. Phase IV-B: Results and Analysis of MOX Fuel Depletion Calculations* (Paris, France: Nuclear Energy Agency, Organisation for Economic Co-Operation and Development, 2003).
  31. Pistner, "Programmsystem für Zellabbrandrechnungen"; Pistner, "Untersuchungen zu uranfreien Brennstoffen." (ссылка 28)
  32. NEA Nuclear Science Committee, *Physics of Plutonium Recycling, Fast Plutonium-Burner Reactors: Beginning, a Report, volume IV* (Paris, France: Nuclear Energy Agency, Organisation for Economic Co-Operation and Development, 1995); NEA Nuclear Science Committee, *Physics of Plutonium Recycling, Plutonium Recycling in Fast Reactors, a Report, Volume V*, Physics of Plutonium Recycling (Paris, France: Nuclear Energy Agency, Organisation for Economic Co-Operation and Development, 1995).
  33. Это можно проиллюстрировать простым примером. Рассмотрим два реактора с отношениями конверсии 1,1 и 1,2. Оба реактора работают в течение 100 дней на мощности 10 МВт, и производят полную энергию в 1000 МВт-день. Для грубой оценки можно предположить, что для производства энергии в 1 МВт-день требуется 1 г делящегося материала. Если оба реактора начинают работу с запасами в 100 кг, то конечные запасы будут равны 100,1 кг и 100,2 кг соответственно (уничтожение из-за поглощения или распада не принимается во внимание).
  34. Karl Wirtz, *Lectures on Fast Reactors* (Karlsruhe [Germany]: Kernforschungszentrum, 1978).
  35. United States Department of Energy, "Report of the Plutonium Disposition Working Group: Analysis of Surplus Weapon-Grade Plutonium Disposition Options," 2014, B-43.
  36. Для очень низкой и для очень высокой доли плутония критичность реактора, вероятно, будет соответственно недостаточной или слишком высокой. Тем не менее, расчеты отношений конверсии проводились для оценки общей тенденции.
  37. Фактор загрузки представляет оптимистичную оценку. Аксиальные бланкеты будут заменяться с той же частотой, что и топливные элементы.