

## ИСТОРИЯ ПРОИЗВОДСТВА ВЫСОКООБОГАЩЕННОГО УРАНА В РОССИИ

Павел Подвиг

Павел Подвиг работает по Проекту "Российские ядерные силы", Женева, Швейцария.  
Статья получена 7 октября 2010 года и принята к опубликованию 16 ноября 2010 года.  
Почтовый адрес для корреспонденций: Pavel Podvig, 221 Nassau St., 2<sup>nd</sup> Floor, Princeton, NJ, 08542, USA.  
Электронный адрес: [podvig@russianforces.org](mailto:podvig@russianforces.org)

В период между 1949 и 1963 годами Советский Союз создал четыре крупных промышленных завода по обогащению урана. Все они поначалу использовали метод газовой диффузии для разделения изотопов. Но, начиная с 1964 года, Советский Союз начал вводить газовые центрифуги, и этот переход завершился в начале 1990-х годов.

В 1989 году Советское правительство объявило, что "оно прекращает производство высокообогащенного урана."<sup>1</sup> Фактически все производство высокообогащенного урана (ВОУ) было уже остановлено в 1988 году и по причине большого избыточного количества ВОУ, который стал доступен в результате снижения размера советского ядерного арсенала времен холодной войны, по видимому, не возобновлялось с этих пор.

Мы оценили, что ко времени завершения производства ВОУ Советский Союз произвел примерно 1250 ± 120 тонн урана с уровнем обогащения 90%. В это число не входит обогащенный уран, который использовался для производства топлива морских судов, топлива исследовательских реакторов и быстрых реакторов, большая часть которого производилась в виде ВОУ с уровнем обогащения ниже 90%.<sup>2</sup> Из 1250 тонн ВОУ 500 тонн были обещаны для разведения до низкообогащенного урана (НОУ), чтобы продать его Соединенным Штатам, причем 400 тонн уже разведены к сентябрю 2010 года. Целых 90 тонн были потреблены в отдельных программах для реакторного топлива на производство трития и исследовательских реакторов, в виде металлокерамического для реакторов по производству плутония, при испытаниях ядерного оружия или потеряны в отходах от обработки.

Было оценено, что Россия имела 760 тонн ВОУ, оставшихся на сентябрь 2010 года, и что ее полные запасы должны уменьшиться до примерно 655 тонн в конце программы разведения ВОУ (2013 год). Сюда входит материал, находящийся в оружии или доступный для оружия, а также зарезервированный для питания морских, гражданских и исследовательских реакторов. При 20 кг на боеголовку этого будет достаточно для более, чем 30 000 боеголовок. Очевидно, что большее количество могло бы быть заявлено избыточным.

топлива с различными уровнями обогащения для российских морских и ледокольных реакторов, а 0,5 миллионов ЕРР – на производство уранового топлива со средним обогащением для исследовательских реакторов. Остается 264 миллиона ЕРР, которые доступны для получения урана оружейного качества.

Эти оценки основаны на большом наборе информации об истории советской программы обогащения, итоги которой подытожены в Приложении А. Больше всего неопределенностей относится к срокам модернизации заводов и обновления оборудования. В общем, неопределенность совокупного производства ЕРР оценивается примерно в ± 5 процентов.

### Требования к разделительной работе и ВОУ, не связанные с оружием

Кроме производства ВОУ для ядерного оружия, Советский Союз и Россия изготавливали обогащенный уран в качестве реакторного топлива для энергетических реакторов, морских реакторов, реакторов для производства плутония и трития, а также для исследовательских реакторов.

### Топливо для ядерных энергетических реакторов

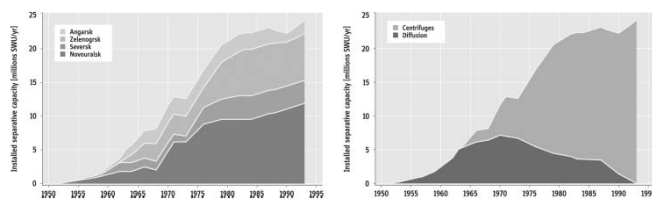
К тому времени, когда Советский Союз прекратил производство ВОУ (1988 год), он построил 76 энергетических реакторов нескольких различных типов, большинство из которых использовали НОУ-топливо<sup>4</sup>. При расчете требований на ЕРР для топлива энергетических реакторов предполагалось, что к 1988 году Советский Союз произвел достаточное количество обогащенного урана для поддержания операций реакторов до конца 1989 года.

Представителями наиболее популярного класса реакторов в это время были реакторы на обычной (легкой) воде (ЛВР) с большой генерируемой электрической мощностью в 440 МВтэ (ВВЭР-440)<sup>5</sup>. Следующее поколение советских ЛВР представили ВВЭР-1000 с мощностью 1000 МВтэ<sup>6</sup>. Эти реакторы использовали топливо с обогащением 3.5 и 4.4%, соответственно.

Кроме того, Советский Союз строил реакторы РБМК с графитовыми замедлителями до Чернобыльской аварии 1986 года, которые использовали топливо с обогащением 1.8 – 2 процента<sup>7</sup>. Их топливо получалось из обогащенного урана и (с 1981 года до 1991 года) также снижением содержания урана-235 в топливе, возвращенном в результате переработки топлива морских и исследовательских реакторов на заводе РТ-1 ("Маяк")<sup>8</sup>.

Советский Союз построил также четыре небольших реактора ЭГП-6 с замедлителем из графита и работал с ними для генерации тепла и электричества для сибирского городка Билибино, где велась добыча золота. Эти реакторы были спроектированы для производства в каждом 60 МВт тепла и использовали в своих активных зонах уран с обогащением 3 - 3.6%<sup>9</sup>. Два реактора с графитовыми замедлителями (АМБ-100 и АМБ-200, входившие в состав Белоярского ядерно-энергетического комплекса) использовали топливо с обогащением от 1.5% до 21% (со средним обогащением около трех процентов<sup>10</sup>). Они были закрыты в 1983 и 1989 годах, соответственно. Топливо для этих реакторов поначалу составляло около 210 тонн НОУ, для получения которого потребовалось затратить 0.8 миллионов ЕРР.

Наконец, Советский Союз работал с двумя реакторами на быстрых нейтронах с охлаждением жидким натрием - это БН-350 в Шевченко (теперь Актау), Казахстан



**Рис. 1.** Рост советской/российской установленной разделительной способности (ЕРР/год) по площадкам (слева) и по технологии (справа) с 1950 года по 1993 год. По горизонтальной оси отложены годы, по вертикальной – значения ЕРР/год. На левом рисунке изображены данные с четырех площадок (сверху вниз: Агарск, Зеленогорск, Северск и Новоуральск.) На правом – результаты двух технологий (сверху центрифуги, а снизу диффузия).

Рис.1 демонстрирует оценки изменения установленной возможности разделительной работы по установкам и по технологии. Всего около 400 миллионов единиц разделительной работы (ЕРР) было затрачено на конец 1987 года. Ниже приведены оценки, что 107 миллионов ЕРР из полного количества были затрачены на производство топлива для российских силовых реакторов и на экспорт. Еще 28,5 миллионов ЕРР пошли на производство ВОУ-

и БН-600 в Белоярске. Два этих реактора начали производить электроэнергию в 1973 и 1980 годах, соответственно. БН-350 использовал уран в диапазоне обогащения 20 процентов для своей активной зоны<sup>11</sup>. БН-600 работал с топливом с обогащением в диапазоне 17-33 процента<sup>12</sup>.

Начиная с 70-х годов Советский Союз поставлял ус-

луги по обогащению Западной Европе всего в объеме 40 миллионов ЕРР на конец 1988 года<sup>13</sup>.

Таблица 1 подводит итоги оценкам требований к ЕРР на топливо для ядерной энергетики. Советский Союз всего использовал около  $107 \pm 7$  миллионов ЕРР для обогащения топлива энергетических реакторов ко времени, когда он прекратил производство ВОУ.

**Табл. 1.** Оценки ЕРР, использованных в производстве топлива для реакторов с ядерной энергией до 1987 года.

Реакторы	Мощность, МВт(э)	Сроки работы	Число блоков	Обогащение топлива (%)	Полное количество обогащаемого урана (тонны)	Совокупная разделительная работа (в миллионах ЕРР)
ВВЭР-440	440	1972-	36	3,5	6200	29,0
ВВЭР-1000	1000	1981-	17	4,4	2200	14,2
РМБК-1000	1000	1974-	18	1,8 - 2,4	3600 <sup>1</sup>	6,6
ЛВГР	12	1974-	6	1,6 - 2,1	270	1,0
	108	1964-83				
	160	1967-90				
БН-350	90	1973-99	1	17, 21, 26	72	4,5
БН-600	600	1980-	1	17, 21, 26	92	11,3
Экспорт						40
ВСЕГО						107

<sup>1</sup> Принимая во внимание экономию от вторичного использования переработанного урана.

### Морские реакторы

Начиная с подводной лодки К-3, поступившей на морское дежурство в 1958 году, Советский Союз и Россия построили 255 подлодок с ядерными двигательными установками более 20 различных типов. Большинство было оборудовано реакторами- близнецами – всего было изготовлено 456 ядерных реакторов. Пять военных судов на поверхности с ядерными двигателями представляли собой 10 реакторов, а 10 гражданских арктических ледоколов и контейнеровозов были оборудованы 17 реакторами с ВОУ-топливом<sup>14</sup>. За исключением восьми подлодок, в которых использовались реакторы, охлаждаемые жидким металлом, остальные реакторы охлаждались водой и прошли три поколения разработок. Как следует из оценок, эти морские реакторы потребовали в целом примерно четверть разделительной работы по сравнению с энергетическими реакторами.

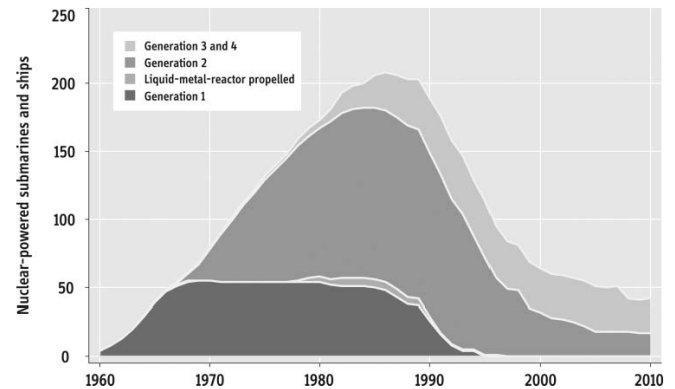
Первое поколение советских реакторов для подлодок (они назывались ВМ-А) использовали урановое топливо с обогащением 6-21%<sup>15</sup>. В типичной активной зоне содержалось около 250 кг урана<sup>16</sup>. По два реактора ВМ-2 первого поколения были установлены в каждой из 55 подлодок, изготовленных в 50-е и 60-е годы. При этом большинство из них оставались в строю до конца 80-х годов. Доступная информация об их операциях и капитальных ремонтах наводит на мысль, что подлодки этого класса заправлялись топливом три или четыре раза за время службы.

В реакторах второго поколения ВМ-4, установленных на подлодках с конца 60-х годов, использовалось топливо с обогащением до 21%<sup>17</sup>. Как следует из оценок, в активной зоне содержится 550-600 кг урана<sup>18</sup>. Начальная конструкция реактора ВМ-4 явно требует перезагрузки реакторного топлива примерно через каждые восемь лет<sup>19</sup>. Это означает, что сделанные в конце 60-х и начале 70-х годов подлодки пройдут, по крайней мере, две операции по перезагрузке. Предполагается, что сделанные после 1975 года подлодки были перезагружены только однажды, поскольку операции флота заметно сократились в 80-е годы и большое количество подлодок было снято с вооружения в 90-е годы (Рис. 2)<sup>20</sup>.

Проектная тепловая мощность третьего поколения реакторов подлодок (ОК-650) составила 190 МВт(т). Это более, чем вдвое, превышает 90 МВт(т) их предшественников. Они, как сообщают, имеют топливные элементы, по крайней мере, с двумя уровнями обогащения – 21% и 45%<sup>21</sup>. Активная зона реактора ОК-630, судя по оценкам, содержит 200 кг урана<sup>22</sup>. Подводные лодки с реакторами третьего поколения начали поступать на службу в 1981 году и поэтому маловероятно, чтобы они нуждались в перезагрузке в течение 80-х годов. В 90-е годы интенсивность их операций значительно снизилась. В результате за период 1992-2008 годов Северный Флот перезагрузил всего одну подлодку с реактором третьего поколе-

ния<sup>23</sup>. Считается, что все подлодки с реакторами третьего поколения (за исключением одной) будут проводить операции или списаны с начальными активными зонами.

В последние годы российский ВМФ завершил постройку только двух новых подлодок с ядерными силовыми установками. Это подлодка с баллистическими ракетами *Юрий Долгорукий* (2009 год) и атакующая подлодка *Северодвинск* (2010 год). Как считается, каждая из них имеет по одному реактору четвертого поколения. Количество топлива на реактор предполагается таким же, что и у реакторов третьего поколения, и оно включено в полное количество топлива для реакторов третьего поколения.



**Рис. 2.** Советские/российские подлодки и суда с ядерными силовыми установками, отложенные по поколениям их ядерных силовых реакторов. По оси Y отложено число подлодок и судов с ядерными двигательными установками, а по оси X – годы. Сверху вниз представлена информация о судах и подлодках с реакторами третьего и четвертого поколения (светлая окраска), реакторами второго поколения (более темная окраска), к которому относится большинство реакторов, реакторами с охлаждением жидкими металлами и реакторами первого поколения (самая темная окраска).

Советский Союз разработал и построил восемь подлодок с реакторами, охлаждаемыми жидким металлом: экспериментальную и единственную в своем роде подлодку *Ноябрь* (проект 645) с двумя реакторами и серию подлодок *Альфа* (проект 705) с одним реактором разного типа. В реакторах обоих типов использован жидкий сплав свинца с висмутом в качестве охладителя и обогащенный на 90 процентов уран в качестве их топлива. Согласно оценкам, в каждой активной зоне содержится 200 кг урана-235<sup>24</sup>. Подлодка проекта 645 перезагрузила два своих реактора в 1967 году. Ни один из реакторов под-

лодок проекта 705 не был перезагружен, но у одного судна произошла замена всего реакторного отсека после несчастного случая<sup>25</sup>. Это означает, что восемь подлодок использовали в общей сложности двенадцать активных зон<sup>26</sup>.

В Советском Союзе были построены военные надводные корабли с ядерными источниками энергии, включая четыре крупных ракетных крейсера класса *Киров* (проект 1144) и один обслуживающий корабль класса проект 1941. Каждый корабль имеет два охлаждаемых водой ядерных реактора класса КН-3, которые, похоже, аналогичны реакторам третьего поколения для подлодок. Поэтому предполагается, что каждый из этих реакторов содержал 200 кг урана-235 в уране, обогащенном до уровня, лежащего между 21% и 45%<sup>27</sup>. Из этих кораблей только четвертый крейсер проекта 1144 (*Петр Великий*) находится сейчас на активной службе и, вероятнее всего, еще не нуждается в перезагрузке своего реактора.

Россия построила также девять ледоколов с атомными двигателями и один корабль для перевозки контейнеров. Первый атомный ледокол, *Ленин*, использовал два разных типа реакторов во время своей работы: в период 1959-1967 годов это были три реактора ОК-150, каждый из которых перезагружался за это время, а в 1970-1989 годах – два ОК-900. Поскольку ОК-150 использовали НОУ-топливо и требовали относительно мало работы для разделения, шесть активных зон этого типа не подсчитывались в совокупных цифрах<sup>28</sup>. После 1967

года три реактора ОК-150 на *Ленине* были заменены на два реактора типа ОК-900, аналогичных тем, какие применялись на шести ледоколах класса *Арктика*. Эти реакторы применяли ВОУ-топливо с двумя зонами, обогащенными до 36% и 60%<sup>29</sup>. При нормальной загрузке в активной зоне такого реактора содержится 302 кг урана<sup>30</sup>. Если допустить (довольно произвольно), что примерно треть этой зоны содержит уран с обогащением 60%, то в каждой активной зоне находится примерно 130 кг урана-235<sup>31</sup>. До сих пор было использовано около 70 активных зон<sup>31</sup>.

Контейнеровоз *Севморлуть*, а также ледоколы *Таймыр* и *Вайгач* используют реакторы КЛТ-40 и КЛТ-40М, соответственно (на каждом корабле по одному реактору). В этих реакторах применяется уран с обогащением до 90%. Свежая активная зона реактора содержит 167 кг урана (150 кг урана-235)<sup>32</sup>. До 2000 года активные зоны реакторов на этих судах заменялись пять раз<sup>33</sup>. Если предположить, что такие темпы перезагрузки сохранялись, то они получили еще пять активных зон между 2000 и 2010 годами, а полное количество активных зон на реакторах КЛТ-40 дошло до 13. Эти оценки подытожены в Таблице 2<sup>34</sup>.

Если весь ВОУ, затраченный на изготовление топлива для морских судов, был бы произведен до 1988 года, на это должно уйти около 28,5 миллионов ЕРР. Точность такой оценки составляет 20% или ± 6 миллионов ЕРР.

Табл. 2. Потребности в ВОУ для советских и российских морских реакторов.

	Корабли	Реакторы	Число активных зон	Всего урана-235 (тонны)	Обогащение (проценты)	Всего урана (тонны)	Количество ЕРР (миллионы)
подлодки первого поколения	55	110	466	27,5	20	137,5	5,6
подлодки второго поколения	143	269	686	82,3	21	392	16,8
подлодки третьего поколения	41	60	61	12,2	21, 45	29,0 (21%) 13,6 (45%)	1,2 1,3
реакторы, охлаждаемые жидким металлом	8	9	12	2,4	90	2,7	0,5
небольшие подлодки	8	8	8				
военные надводные корабли	5	10	14	2,8	21, 45	6,7 (21%) 3,1 (45%)	0,3 0,3
гражданские суда	10	17	70	9,1	36, 60	14(36%) 7,0 (60%)	1,1 0,9
			13	1,95	90	2,17 (90%)	0,4
ВСЕГО				138			28,5

### Исследовательские реакторы

Советский Союз построил около 170 исследовательских реакторов, а также критичных и подкритичных сборок, значительная часть которых использовала ВОУ в качестве топлива. Около 70 исследовательских реакторов с ВОУ-топливом расположены сейчас в лабораториях, связанных с ядерным оружием, и в других исследовательских институтах Росатома, а также в ряде других российских исследовательских и образовательных институтов и агентств. Некоторое количество реакторов с советским и российским ВОУ находится также в бывших советских республиках и в других иностранных государствах<sup>35</sup>.

Большинство исследовательских реакторов работают при относительно низкой мощности. Их потребности в топливе поэтому не столь велики, как у энергетических или производственных реакторов<sup>36</sup>. Но в целом исследовательские реакторы потребляют значительные количества обогащенного урана. Данные об историях работы реакторов наводят на мысль, что к концу 2009 года исследовательские реакторы, спроектированные и построенные Советским Союзом, использовали около шести тонн ВОУ с уровнем обогащения 36% , 1,8 тонны урана, обогащенного до 80%, и 11,3 тонны 90-процентного ВОУ<sup>37</sup>.

Кроме того, значительное количество ВОУ содержится в активных зонах критичныхборок и импульсных реакторов. Например, две критичные сборки в Физико-энергетическом институте (Обнинск), судя по сообщениям, содержат 8,7 тонн урана с обогащением 36% и 90%<sup>38</sup>. Однако значительная часть этого материала не облучалась до сколь либо заметного выгорания, так что

его можно рассматривать как часть запаса ВОУ.

Производство шести тонн 36-ти процентного обогащенного урана, использованного в исследовательских реакторах, потребует около 0,5 миллиона ЕРР. Кроме этого, к концу 2009 года исследовательские реакторы использовали около 12,3 тонн 90%-ного ВОУ (это предполагает, что 80%-ный обогащенный уран был получен разбавлением ВОУ оружейного качества). Точность этих оценок, как полагают, будет не лучше 20%.

### Реакторы для производства плутония и трития

Советский Союз построил целый парк реакторов, предназначенных для производства материалов для своего ядерного оружия, и руководил ими. Производившие плутоний реакторы были построены в Озерске (Челябинск-65), Северске (Томск-7) и Железногорске (Красноярск-26). Четыре реактора с графитовыми замедлителями были построены для производства плутония (А, АВ, АВ-2 и АВ-3) на предприятии "Маяк" в Озерске во время 1948-1952 гг и работали до конца 1980-х годов. Другой реактор с графитовым замедлителем на "Маяке" (АИ) использовался для производства трития. "Маяк" также вел операции с четырьмя тяжеловодными реакторами (ТВР), предназначенными для производства трития (ОК-180, ОК-190, ОК-190М и *Людмила*)<sup>39</sup>. Легководный реактор для производства трития, известный как *Руслан*, начал работать в 1980 году. *Руслан* и *Людмила* – это единственные производственные реакторы, продолжающие работать до этих дней, производя целый ряд изотопов и поддерживая возможность производить тритий.

Сибирский химический комбинат в Железногорске построил пять реакторов с графитовыми замедлителями для

производства плутония в течение 1955-65 годов (И-1, ЭИ-1, АДЭ-3, АДЭ-4 и АДЭ-5). Три первых были закрыты в 1990 году. Два последних проработали до 1998 года, так как они обеспечивали тепло и электроэнергию для жилых поселков помимо изготовления плутония.

Наконец, три реактора с графитовыми замедлителями для производства плутония были построены под землей в течение 1958-64 годов при Горно-химическом комбинате в Железногорске (АД, АДЭ-1 и АДЭ-2). Первые два были закрыты в 1992 году, а АДЭ-2 продолжал работать до 2010 года, поскольку он также производил тепло и электроэнергию для жилого поселка.

Все реакторы с графитовыми замедлителями за исключением реактора АИ в "Маяке" использовали природный уран в качестве основного топлива. Они применяли также в отдельных каналах топливные элементы с металлокерамикой, содержащей ВОУ. Например, каждый из реакторов АДЭ имел в своей активной зоне около 100 стержней из ВОУ-топлива, содержавших всего около 80 кг урана, обогащенного до 90%<sup>40</sup>. Такие топливные стержни, как сообщается, оставались в активной зоне в течение двух с половиной лет нормальной работы, что соответствует одному реактору АДЭ, потребляющему около 32 кг ВОУ с обогащением 90% в год, но за это время реактор произведет около 500 кг плутония оружейного качества. Если предположить, что все остальные производственные реакторы с графитовыми замедлителями также используют аналогичные топливные элементы, начиная с 1955 года, и все потребности в ВОУ не меняются, можно оценить, что все производившие плутоний реакторы использовали вместе около 9 тонн 90-процентного ВОУ за время производства 145 тонн плутония оружейного качества<sup>41</sup>.

Реактор АИ начал работу в 1952 году с ураном, обогащенным до 2%, в своей активной зоне<sup>42</sup>. В 1958 году уровень обогащения поднялся примерно до 10%. Он поднялся далее до 80% и, наконец, до 90% в 1969 году<sup>43</sup>. Номинальная тепловая мощность реактора также выросла от примерно 40 МВт до 100 МВт<sup>44</sup>. Реактор был закрыт в 1987 году. Если допустить, что он работал с загрузкой в 70%, он использовал бы эквивалент двум тоннам ВОУ с обогащением 90% за время своей жизни.

Построенные в СССР реакторы на тяжелой воде для производства трития также использовали обогащенный уран. Первый из них (ОК-180) имел проектную мощность 100 МВт (позднее увеличенную до 250 МВт)<sup>45</sup> и использовал топливо из естественного урана, когда впервые заработал в 1951 году, но был переведен на двухпроцентный уран в 1954 году. Его активная зона содержала 15 тонн урана<sup>46</sup>. Реактор проработал до 1966 года<sup>47</sup>. ОК-190 был похож на ОК-180, но выглядел больше. Он начал работать в 1955 году и был закрыт в 1965 году<sup>48</sup>. Его заменил реактор ОК-190М, который проработал с 1966 года по 1986 год<sup>49</sup>. В начале 60-х годов были разработаны топливные элементы для ОК-180 и ОК-190, содержавшие уран с обогащением до 80%<sup>50</sup>. По оценкам, эти реакторы потребили около 5.5 тонн ВОУ с обогащением 90% за совокупные 42 реактор-года своей работы<sup>51</sup>.

Чтобы заменить тяжеловодные реакторы класса ОК, которые страдали от утечек тяжелой воды, Советский Союз построил два новых реактора – легководный *Руслан*, приступивший к работе в 1979 году, и ЛФ-2, известный также под именем *Людмила* (это реактор на тяжелой воде, начавший работу с 1988 года). Оба реактора работают по нынешний день, изготавливая различные изотопы, а также сохраняя способность производить тритий. Как сообщается, каждый реактор имеет проектную тепловую мощность 1000 МВт и использует ВОУ-топливо. Каждый может использовать ежегодно 550 кг ВОУ с обогащением 90%.<sup>52</sup> К концу 2010 года оба реактора набрали около 52 реактор-лет и поэтому затратили в общем около 28,5 тонн ВОУ с обогащением 90%.

В итоге производство плутония и трития для оружия, а также других изотопов потребовало около 45 тонн ВОУ с обогащением 90%, причем неопределенность оценивается в 20%.

### Другие издержки

В течение 1949-90 годов Советский Союз произвел 715 взрывов 969 ядерных устройств<sup>53</sup>. Нет никакой ин-

формации о количестве ВОУ, использованном в испытаниях. Но можно оценить количество ВОУ, использованное по программе испытаний, на основе информации о мощностях взрывов. Из 969 взорванных устройств 677 обладали выходом менее 20 килотонн (кТ), 183 имели выход в диапазоне 20-150 кТ, 78 – от 150 кТ до 1.5 Мт (мегатонн), 25 – от 1.5 Мт до 10 Мт и у шести взрывов выход превышал 10 Мт в единицах химического эквивалента взрывной энергии. Испытания с выходом менее 20 кТ скорее всего относились к проверкам деления у плутониевых первичных компонент. Испытания с более высокими выходами могли включать операционные боеголовки. Мы предполагаем достаточно произвольно, что в среднем боеголовки с выходом 20-150 кТ использовали 15 кг ВОУ, а испытания с выходом 150-1500 кТ – 25 кг ВОУ. В более крупных испытаниях использовалось, вероятно, от 50 до 100 кг ВОУ. Всего мы оценили, что советская программа ядерных испытаний затратила около 7 тонн ВОУ. Неопределенность этой оценки вероятно достаточно высока и мы считаем, что она не ниже 50%. Однако это не оказывает значительного влияния на точность окончательной оценки размеров запаса ВОУ.

Гораздо более важное сокращение размера советского запаса ВОУ произошло в результате соглашения 1993 года между Россией и Соединенными Штатами, иногда называемого сделкой "Мегатонны в Мегаватты". В рамках этой договоренности Россия согласилась разбавить 500 тонн ВОУ оружейного происхождения со средним уровнем обогащения 90% и продать образовавшийся уран с низким обогащением (НОУ) Соединенным Штатам для использования в качестве сырья энергетических реакторов<sup>54</sup>. Первая отправка НОУ из России в США состоялась в 1996 году и по состоянию на сентябрь 2010 года Россия разбавила 400 тонн ВОУ оружейного качества<sup>55</sup>. Пятьсот тонн ВОУ будут окончательно разбавлены в 2013 году и не похоже, что сделка будет продолжена на новый срок.

Программа конверсии и консолидации материала (МСС), которую проводит национальная Администрация США по ядерной безопасности, устраняет избыточный, не предназначенный для оружия ВОУ из различных российских установок путем его закупки и разбавления до НОУ на согласованных российских предприятиях. Цель этой программы – устранение 17 тонн ВОУ к концу 2015 финансового года. На конец 2009 года программа разбавила 12,6 тонн ВОУ<sup>56</sup>.

Как упоминалось при обсуждении производства НОУ для энергетических реакторов, за период 1981-91 годов в Советском Союзе был разбавлен переработанный уран с завода РТ-1, чтобы получить топливо для реакторов РБМК. Этот процесс, кроме всего прочего, использовал 1.8 тонны свежеприготовленного ВОУ с уровнем обогащения 90%<sup>57</sup>.

### Российские запасы ВОУ

Как было отмечено выше, ко времени, когда Советский Союз прекратил производство высокообогащенного урана, обогатительные заводы выработали около 400 миллионов ЕРР. Из этого количества около 67 миллионов ЕРР было использовано на производство НОУ для топлива энергетических реакторов в СССР, Восточной Европе и Финляндии, а еще 40 миллионов ЕРР пошло на обогащение НОУ для Западной Европы. Производство топлива для морских реакторов отняло около 28.5 миллионов ЕРР и 0.5 миллиона ЕРР ушли на производство топлива со средним уровнем обогащения для исследовательских реакторов. Таким образом, объем раздельной работы, доступный для производства урана оружейного качества, оказался равным примерно 264 миллионам ЕРР<sup>58</sup>.

Если предположить, что Советский Союз произвел свой ВОУ оружейного качества из урана, возвращенного от производства плутония с концентрацией урана-235 0.667 процента, то 264 миллиона ЕРР произвели бы около 1250 тонн ВОУ с концентрацией урана-235, равной 90%, из примерно 280 тысяч тонн переработанного урана.<sup>59</sup> Фактическое количество произведенного ВОУ окажется несколько больше, поскольку мы предполагаем, что ВОУ среднего и большого обогащения для морских реакторов был произведен до окончания операций по

получению ВОУ с высоким обогащением. Например, морские реакторы использовали более 130 тонн ВОУ с разными уровнями обогащения (это потребовало около 28.5 миллионов ЕРР, которые были учтены в балансе ЕРР).<sup>60</sup>

Среди неопределенностей этой оценки доминирующую роль играет неопределенность разделительной работы, доступной для производства ВОУ, и в меньшей степени неопределенность в оценке среднего состава отходов, использованной при производстве обогащенного урана. Предположим, что точность совокупного производства ЕРР равна пяти процентам (или  $\pm 20$  миллионов ЕРР) и примем во внимание неопределенность работы по разделению, связанной с неоружейным обогащением. Тогда количество ЕРР,

использованное для получения ВОУ, составит  $264 \pm 22$  миллионов ЕРР, что переходит в точность  $\pm 110$  тонн для количества ВОУ. Предполагаемая пятипроцентная неопределенность в среднем составе отходов соответствует точности  $\pm 40$  тонн ВОУ. Если допустить, что две эти величины статистически независимы, то количество полученного ВОУ определяется с точностью  $\pm 120$  тонн.

Из полного количества 1250 тонн ВОУ, произведенного на конец 1988 года, 500 тонн откладываем в сторону как часть сделки по ВОУ-НОУ (400 тонн уже разведено по состоянию на сентябрь 2009 года). Кроме того, 12.6 тонн ВОУ было разведено по программе МСС. Реакторы для производства плутония и трития уже затратили 45 тонн ВОУ. Около 1.8 тонны ВОУ было затрачено в топливе реактора РБМК на процесс производства в 1981-91 годах. Оценено, что ядерные испытания потребовали около 7 тонн ВОУ. В США "нормальные операционные потери" были определены равными 4.9 тонн урана-235<sup>61</sup>. С учетом того, что Советский Союз произвел почти вдвое больше ВОУ, чем Соединенные Штаты, его операционные потери оцениваются в 10 тонн ВОУ. Все эти издержки подытожены в Таблице 3.

Табл. 3. Оценки российского запаса ВОУ.

Производство	ВОУ в тоннах (количество, остающееся от разбавления)
Произведено как ВОУ (минус морское топливо и топливо среднего обогащения для исследовательских реакторов и реакторов на быстрых нейтронах)	1250
Издержки:	
Разбавлено по сделке о ВОУ (остаток на сентябрь 2010 года)	400 (+100)
Реакторы для производства плутония и трития	45
Разбавлено по программе МСС	12,6 (+4,4)
Исследовательские реакторы	12,3
Ядерные испытания	7
Завод РТ-1	1,8
Потеряно в отходах	10
Полные издержки	489 (+104,4)
Всего на сентябрь 2010 года (округлено)	760 (-104,4)

Если собрать все эти цифры, то на сентябрь 2010 года Россия сможет иметь около 760 тонн ВОУ. Сюда входят 104.4 тонны, которые попадают под программы разбавления. Хотя точность оценок некоторых издержек оказывается относительно низкой, это незначительно влияет на неопределенность конечного числа. Полная неопределенность принимается равной  $\pm 120$  тонн или 15 процентам.

#### ПРИЛОЖЕНИЕ А. ИСТОРИЯ СОВЕТСКИХ/РОССИЙСКИХ ВОЗМОЖНОСТЕЙ ОБОГАЩЕНИЯ

В России находятся четыре обогатительных предприятия:

- Уральский электрохимический комбинат (УЭХК) в

Новоуральске (координаты 57, 2744 градуса северной широты и 60,1071 градусов восточной долготы); в советский период носил название Свердловск-44

- Завод по разделению изотопов Сибирского химического комбината в Северске (координаты 56.6188 градусов северной широты и 84,8636 градусов восточной долготы)
- Электрохимический завод в Зеленогорске (56,1139 градусов северной широты и 94,5008 градусов восточной долготы, Красноярск-45)
- Электролизный химический комбинат в Ангарске (52,4655 градусов северной широты и 103,8751 градуса восточной долготы)

История операций на этих установках кратко изложена ниже.

#### Уральский электрохимический комбинат в Новоуральске (Свердловск-44)

Первый газодиффузионный завод по разделению изотопов Д-1 в Свердловске-44 начал работу в ноябре 1949 года<sup>62</sup>. Поначалу завод мог производить 0.187 кг ВОУ с обогащением 75% в день<sup>63</sup>. Уран приходилось дополнительно обогащать до оружейного качества (90%) на установке СУ-20 для электромагнитного разделения изотопов на заводе Электрохимприбор в Свердловске-45 (сейчас Лесной). Но к концу 1952 года после модернизации существовавших машин и установки новых завод Д-1 оказался способным производить "десятки кг ВОУ ежегодно".<sup>64</sup> Эти цифры соответствуют начальной возможности производства 0.01 миллиона ЕРР/год.

Вторая обогатительная установка Д-3, оборудованная более современными машинами, начала производить ВОУ с обогащением 90% где-то между 1952 и 1953 годами, увеличив в шесть раз комбинированные обогатительные возможности Уральского электрохимического комбината. Это подразумевает, что установка Д-3 обладала потенциалом 0.05 миллиона ЕРР/год<sup>65</sup>. Установки Д-4 и СУ-3 для промежуточного обогащения начали проводить операции в 1954 и 1955 годах, соответственно, с потенциалом каждой из них, оцененным в 0.1 миллиона ЕРР/год.

Последняя газодиффузионная установка в Новоуральске (Д-5) была введена в работу в несколько этапов в течение 1955-57 годов с использованием машин нового поколения. Когда она достигла полной производительности, общий выход Новоуральского комбината оказался в сто раз выше по сравнению с тем, что давала установка Д-1 в 1950 году<sup>66</sup>. (Завод Д-1 был демонтирован, когда первые секции Д-5 начали работать.) С учетом сведений о производительности диффузионных машин была получена оценка того, что Д-5 обладала производительностью 0.65 миллионов ЕРР/год<sup>67</sup>. Это означает, что совокупная производительная возможность диффузионных заводов УЭХК (Д-3, СУ-3, Д-4 и Д-5) достигла 0,9 миллионов ЕРР в год в конце 1957 года.

В течение 1958-62 годов установки с газовой диффузией в Свердловске-44 были обновлены<sup>68</sup>. Программа модернизации, как говорилось, удвоила разделительные возможности Свердловска-44 до примерно 1.8 миллионов ЕРР/год<sup>69</sup>. Установки Д-3, Д-4 и СУ-3 были закрыты и демонтированы в 1966-1967 годах. В течение 1970-87 годов завод Д-5 претерпел дальнейшую модернизацию<sup>70</sup>.

Тем временем, была введена в действие опытная установка с центрифугами на бывшем заводе Д-1 и в 1957 году она приступила к работе с примерно 2400 центрифугами второго поколения<sup>71</sup>. Как было сообщено, обогатительная возможность завода составила 0.0015 миллиона ЕРР/год, что совместимо с оценками разделительных возможностей советских центрифуг второго поколения<sup>72</sup>. Успех опытного завода привел к решению о сооружении полномасштабной установки в Новоуральске. Новая установка – Завод 53 (ГЦ-1), по-видимому, использовала центрифуги третьего поколения и была введена в действие тремя этапами в течение 1964-66 годов, увеличив полную производительность в Новоуральске примерно на 40 процентов<sup>73</sup>. Это означает, что новый завод имел мощность около 0.72 миллиона ЕРР/год<sup>74</sup>.

В 1967 году Уральский Комбинат начал заменять свои диффузионные каскады на каскады центрифуг<sup>75</sup>.

Центрифуги пятого поколения устанавливались в помещениях диффузионного завода Д-4 и опытного завода с центрифугами Д-1, площади каждого из которых составляли около 60 000 м<sup>2</sup>. Это привело к возрастанию оцененной обогатительной производительности заводов до более, чем 2 миллиона ЕРР/год. В 1971 году с двумя дополнительными заводами центрифуг, начавшими операции в новых зданиях (заводы 24 и 25), полная производительность центрифуг в Свердловске-44 достигла 4.88 миллионов ЕРР/год. Еще 1.3 миллиона ЕРР/год обеспечивал диффузионный завод Д-5 – последний диффузионный завод в Свердловске-44.

Демонтаж Д-5 начался в 1973 году, когда Комбинат приступил к следующей волне расширения потенциала центрифуг. На этом этапе были заменены центрифуги Завода 53 на машины пятого поколения. Следующие центрифуги были также развернуты на заводе Д-5 (известном в дальнейшем как Завод 54). Помещение Д-5 использовалось также для размещения установки Челнок, построенной в 1973 году, чтобы позволить Комбинату экспортировать услуги по обогащению. Если предположить, что развернутые на этом этапе центрифуги аналогичны установленным на заводах 24 и 45 к 1979 году, когда модернизация уже завершилась, то полный разделительный потенциал Уральского Электрохимического Комбината достиг 9.5 миллионов ЕРР/год.

Следующий этап модернизации, включавший установку центрифуг шестого поколения, начался где-то в 1984 году<sup>77</sup>. К 1993 году, когда этот процесс был завершен, полная производительность завода в Новоуральске составила 11.9 миллионов ЕРР/год.

#### **Сибирский химический комбинат в Северске (Томск-7)**

Завод по разделению изотопов в Томске-7 (ЗРИ) начал работу в июле 1953 года и достиг полного потенциала в 1961 году, когда все шесть его зданий стали работающими<sup>78</sup>. Оценки, проведенные на основе данных относительно исторического развития разделительного потенциала в Северске, предполагают, что в этот момент полный разделительный потенциал ЗРИ достиг 1.3 миллионов ЕРР в год<sup>79</sup>. Завод работал в такой конфигурации до 1973 года, когда Томск-7 начал процесс замены своих газодиффузионных установок на газовые центрифуги. Преобразование первых двух зданий было, по-видимому, завершено к 1976 году, а третьего – к 1982 году. В этот момент завод обладал производительностью около 3.5 миллионов ЕРР/год, основную часть которой обеспечивали центрифуги. Диффузионные машины в двух последних зданиях ЗРИ были демонтированы к 1993 году. К этому же времени центрифуги пятого поколения в одном из зданий были заменены на машины шестого поколения, что повысило полную производительность завода до примерно 3.4 миллионов ЕРР/год.

#### **Электрохимический завод в Зеленогорске (Красноярск-45)**

Завод в Красноярске-45 начал производить обогащенный уран в октябре 1962 года<sup>80</sup>. Газодиффузионное оборудование было размещено в трех зданиях (902, 903 и 904). Если предположить, что машины, установленные в Красноярске-45, были сходны с машинами, установленными в это же время в Свердловске-44 и Томске-7, то каждое здание обеспечит примерно 0.65 миллиона ЕРР/год, а весь завод – 1.95 ЕРР/год разделительной возможности, когда они станут полностью работоспособными в 1970 году.

Развертывание центрифуг в Зеленогорске началось вскоре после того, когда первая диффузионная установка приступила к работе. Первые центрифуги, установленные в здании 901 (формально известном как “завод химической очистки”), начали действовать в июне 1964 года. Завод вышел на свою начальную проектную производительность в 1970 году<sup>81</sup>. Развернутые на установке центрифуги были наиболее вероятно машинами четвертого поколения, а это должно означать, что завод обладает производительностью около одного миллиона ЕРР/год. Полный разделительный потенциал предприятия достигает трех миллионов ЕРР/год<sup>82</sup>.

В 1976 году Красноярск-45 начал заменять свой газодиффузионный потенциал и старые центрифуги, размещая в здании 901 центрифуги пятого поколения. Первое из газодиффузионных зданий было преобразовано для центрифуг к 1979 году, а второе – к 1983 году. Это вывело полную производительность завода на уровень около 6.2 миллионов ЕРР/год в 1983 году. Газодиффузионные машины в здании 902 продолжали работать до 1990 года, когда их деятельность переключилась на темы, не относившиеся к обогащению. В 1988 году завод в Зеленогорске явно начал переход к центрифугам шестого поколения и полная производительность завода достигла 7 миллионов ЕРР/год в 1993 году.

#### **Электрохимический завод в Зеленогорске (Красноярск-45)**

Этот завод произвел свой первый обогащенный уран в октябре 1957 года, а установка оборудования в четырех зданиях завода была завершена в 1963 году. Если предположить, что газодиффузионные машины в Ангарске были сходны с теми, какие развертывались в Новоуральске и Северске в 1963 году, завод мог иметь производительность около 1.3 миллиона ЕРР/год. Эта величина почти удвоилась к 1970 году после того, как старые машины, установленные в первых двух зданиях, были заменены на новые или улучшенные. Подсчитано, что завод обладал производительностью около 2.6 миллионов ЕРР/год примерно до 1982 года, когда некоторые из диффузионных машин начали демонтироваться. Завод в Ангарске оказался последним из тех, кому было суждено перейти на центрифуги явно потому, что имелись опасения по поводу работы центрифуг в сейсмически активном районе. Проблема разработки центрифуг, способных противостоять сейсмическим событиям, была решена в конце 1980-х годов и их установка началась в 1990 году. К 1993 году весь газодиффузионный потенциал был выведен из службы. К этому времени завод обеспечивал около двух миллионов ЕРР разделительной возможности и продолжал увеличивать ее путем установки дополнительных новых центрифуг.

#### **ПРИМЕЧАНИЯ И ССЫЛКИ**

1. В.Ф. Петровский, заместитель руководителя советской делегации на 44-й Генеральной ассамблее ООН, Заявление по докладу Международного агентства по атомной энергии (МАГАТЭ), 25 октября 1989 года. Цитируется в книге “Создание русской бомбы: от Сталина до Ельцина”, авторы Т.Кохрен, Р.Норрис и О.Бухарин (Westview Press, Boulder, 1995), p.52.
2. Производство ВОУ определяется по объему разделительной работы, которая была доступна для его получения.
3. Точные составы “хвостов” неизвестны. Сообщается, что в отходах от обогащения содержится от 0.2% (или 0.24%) до 0.36% урана-235, Олег Бухарин, “Российская технология газовых центрифуг и комплекса по обогащению урана, Программа по науке и всеобщей безопасности, Принстонский университет, январь 2004 года, стр. 29. Похоже, что некоторые газодиффузионные каскады работают с отходами, имеющими больше, чем 0.3% урана-235, а некоторые каскады центрифуг – с отходами, где процент урана-235 меньше 0.25%.
4. Данные о реакторах взяты из информационной системы МАГАТЭ (PRIS), <<http://www.iaea.org/programmes/a2>>.
5. Каждый ВВЭР-440 содержит в своей активной зоне 42 тонны урана с обогащением до 3.5% урана-235. К концу 1989 года 36 реакторов этого класса накопили 336 полных операционных реактор-годов. Если предположить, что при ежегодной перезагрузке меняется треть топлива, то полное количество урана, потребленное реакторами ВВЭР-440, эквивалентно 148 полным активным зонам (6200 тонн). Для производства такого количества НОУ потребуется 29 миллионов ЕРР. Частота перезагрузки взята из отчета машиностроительного завода “Элемаш” - “Ядерное топливо ВВЭР-440”. <http://www.elemash.ru/en/production/Products/NFCP/VVER440>.
6. Активная зона каждого ВВЭР-1000 содержит 74 тонны урана, обогащенного до 4.4%. Этот реактор работает так, что четверть активной зоны заменяется ежегодно. Сем-

надцати реакторам этого класса, производившим электроэнергию до 1989 года, потребовалось 2200 тонн НОУ (эквивалент 31 полной активной зоны) для своих операций до конца 1989 года. Производство такого количества НОУ потребовало 14.2 миллионов ЕРР. Сведения о перезагрузке взяты из отчета "Ядерное топливо ВВЭР-1000". <http://www.elemash.ru/en/production/Products/NFCP/VVER-1000>.

7. Поскольку реакторы РБМК способны к перезагрузке без прекращения работы, требования к их НОУ оцениваются на основе выгорания топлива. К концу 1989 года 18 реакторов РБМК выработали около 860 тысяч гигаваатт-часов электроэнергии, что соответствует (с учетом эффективности конверсии тепла в электроэнергию, равной 30%) 120 тысячам гигаваатт-дней тепловой энергии. Если предположить, что реакторы работали при проектном выгорании топлива, равном 22,2 МВт-дням тепла от деления на кг урана, то реакторам РБМК потребовалось 5500 тонн НОУ. Данные о выгорании взяты из книги Д. Брэдли и Д. Пейсона "За ядерным занавесом: Управление радиоактивными отходами в бывшем Советском Союзе" (Columbus, OH: Battelle Press, 1997), p.93.

8. Количество двухпроцентного обогащенного урана, полученного при разбавлении ВОУ от переработанного бридлером топлива морских и исследовательских реакторов, если судить по оценкам, составило 1900 тонн. Смотрите статью Олега Бухарина "Анализ количества и качества запасов урана в России", *Science & Global Security* 6 (1996): 64-65. При этом процессе также потребляется около 1.8 тонны ВОУ с 90-процентным обогащением, что будет учтено позже. Производство оставшихся 3600 тонн НОУ для РБМК до 1989 года потребует около 6.6 миллионов ЕРР.

9. К 1989 году реакторы ЭГП-6 использовали около 60 тонн топлива, на производство которого потребовалось около 0.2 миллиона ЕРР. Основано на результатах В.И. Калинкина и др. "Хранение отработанного ядерного топлива энергетических реакторов" (препринт ВНИПИЭТ, Петербург, 2009), стр.13.

10. В активной зоне первого реактора ЭГП-6 содержалось 210 топливных сборок с двумя различными уровнями обогащения: 17% и 26%. Полная масса урана в активной зоне составила 6.4 тонны, причем поначалу 1.3 тонны приходилось на уран-235. В 1976 году активная зона была модифицирована, чтобы иметь три уровня обогащения – 17, 21 и 26 процентов. Модификация увеличила массу урана-235 до 1.43 тонны. Горин, Кандиев и Чернухин, "Легализация ядерной и радиационной безопасности контейнера для отработанной топливной сборки реактора АМБ на Белоярской ядерно-энергетической станции", *Атомная энергия* 100 (2006): 6, 396.

11. БН-350 по оценкам потребовал 4.5 миллиона ЕРР на производство своего топлива в предположении, что среднее выгорание топлива составляло 50 тысяч МВт-дней на тонну, и во время работы тепловая мощность реактора равнялась 580 МВт. Оценки указывают, что БН-350 использовал две полные активные зоны "старого типа" в течение первых трех лет работы и около 14 активных зон нового типа до конца 1998 года, когда реактор был окончательно заглушен. БН-350 нуждался примерно в 32 тоннах урана с обогащением 17%, 17 тоннах урана с обогащением 21% и в 50 тоннах урана с обогащением 26%. И.И. Васильев и др., "Наработка радионуклидов в активной зоне реактора БН-350" (доклад на Казатомэкспо, 2010, Актау). Это предполагает, что весь обогащенный уран, который был использован для производства нового топлива БН-350, создавался до 1988 года.

12. Реактор БН-600, как оценивается, потребил 8.1 миллионов ЕРР для производства топлива. Начальная активная зона реактора БН-600 содержала 8.26 тонн обогащенного урана в 369 топливных сборках с обогащением 21% и 33%. Реактор достиг критичности в 1981 году и работал с первоначальной конфигурацией топлива до 1987 года. За это время он был перезаряжен, по крайней мере, шесть раз, то есть, использовал семь полных активных зон или 58 тонн обогащенного урана. Из этого количества 33 тонны содержали уран с обогащением до 21%, а 25 тонн – с обогащением до 33%, что соответствует полному потреблению 3.2 миллионов ЕРР. В 1987 году размер активной зоны был увеличен до 11.63 тонн урана с тремя различными уровнями обогащения: 17, 21

и 26 процентов. Эта модификация значительно уменьшила неудачи с топливом и реактор заработал без непредусмотренных перезагрузок. За период с 1987 по 1990 годы он работал со средним выгоранием топлива 45 тысяч МВт-день/тонна и после этого с выгоранием 60 тысяч МВт-день/тонна. Это означает, что операции БН-600 после 1987 года требовали около 185 тонн топлива из обогащенного урана вплоть до конца 2009 года: 68, 47 и 70 тонн относятся к урану с обогащением 17%, 21% и 26%, соответственно. Предполагается, что этот материал был произведен до 1989 года и потребовал 8.1 миллионов ЕРР, доведя полные затраты ЕРР на топливо для БН-600 до 11.3 миллионов ЕРР. Сведения о БН-600 взяты у Ю.К. Букши и др. из статьи "Опыт с операциями на реакторе БН-600 с быстрыми нейтронами", *Nuclear Engineering and Design* 173 (1997); 67-79. Оценки потребления топлива находятся в согласии с информацией о количестве отработанного топлива реакторов БН-350 и БН-600, переработанного на "Маяке". К 2002 году "Маяк" переработал 250 тонн отработанного топлива от этих реакторов, Владимир Короткевич и Евгений Кудрявцев, "Технология и безопасность обращения с облученным ядерным топливом в Российской Федерации", *Бюллетень по атомной энергии, ЦНИИ Атоминформ*, No. 12, (2002), 26.

13. Статья Бухарина, упомянутая в <sup>8</sup> (стр.68).

14. Сюда не включены три реактора ОК-150 на атомном ледоколе *Ленин*.

15. Оле Рейстад, Мэрли Бремер и Боемер, "Российские морские ядерные реакторы и топливо", *Nonproliferation Review* 12 (2005): 1, 173; А.Лебедев, "Ядерная энергетика и подводный флот", *ProAtom.ru*, (18 мая 2009): приводятся цифры 6, 7.5 и 21 процентов для обогащения урана в топливе реакторов первого поколения. Смотрите также МАГАТЭ, "Предсказываемый выброс радионуклидов, сброшенных в Карское море морскими реакторами," IAEA-TECDOC-938, (апрель 1997), стр.21. Для задач этой оценки предполагается, что среднее обогащение топлива реакторов первого поколения равно 20 процентам, так что в каждой активной зоне содержится около 50 кг урана-235.

16. П.М.Рубцов и П.А.Ружанский, "Оценки радиационных характеристик отработанного топлива реакторов подводной лодки и ледокола "Ленин", затопленного в районе архипелага Новая Земля", *Атомная энергия* 81 (1996): 3, 657.

17. В.М.Кузнецов, "Энергетические блоки атомного подводного флота," 24 января 2007 года, <<http://www.proatom.ru>>.

18. Оле Рейстад и Повл Л.Олгаард, "Российские ядерные энергетические агрегаты для морских приложений", отчет NKS об исследованиях по ядерной безопасности, NKS-138 (апрель 2006), стр.53.

19. А.Вирский и В.Ульянов, *История российского подводного флота*, Москва, 2002.

20. Для информации о ежегодном числе российских патрулей подлодок смотрите блог Ханса Кристенсена "Ослабление патрулирования российских стратегических подводных лодок," Блог стратегической безопасности Федерации американских ученых, 17 февраля 2009 года, <http://www.fas.org/blog/asp/2009/02/russia.php>

21. Смотрите <sup>17</sup>.

22. Смотрите <sup>18</sup>, стр.36.

23. В.А.Винокуров, "Перезагрузка корабельных реакторов," 10 сентября 2009 года, <http://www.proatom.ru>.

24. Смотрите <sup>18</sup>, стр. 40.

25. Томас Нильсен, Игорь Кудрик и Александр Никитин, "Российский северный флот", *Bellona Report*, No.2 (август 1996), стр.96.

26. Советский Союз также построил восемь небольших подлодок и подводных судов особого назначения с ядерными двигателями. Три небольших подводных судна созданы по проекту 1851, три – по проекту 1910 и один по проекту 10831, а подлодка относится к классу проекта 651Е. Количество урана-235 в реакторах этих судов, как считается, мало по сравнению с неопределенностями общей оценки.

27. Обслуживающее судно проекта 1941 было снято со службы почти немедленно после его ввода в строй, так что его реакторы не перезаряжались. Два тяжелых крейсера проекта класса 1144, построенные в 1981 и 1985 годах, были сняты со службы в 1999 году. Поэтому их

реакторы могли перезагрузиться в конце 80-х годов. Третий корабль этого класса – *Адмирал Нахимов*, был завершен в 1989 году и снят со службы в 1999 году с нейтронной, по-видимому, активной зоной реактора. Сооружение четвертого крейсера по проекту 1941 – *Петра Великого*, было завершено в 1998 году.

28. Начальная активная зона каждого реактора ОК-150 по оценкам содержит 85 кг урана-235 в пятипроцентном обогащенном уране (смотрите <sup>18</sup>, стр.18). После перезагрузки количество урана в одном из реакторов было увеличено так, что три реактора вместе содержали 279 кг урана-235 в пятипроцентном обогащенном уране (смотрите доклад МАГАТЭ <sup>15</sup>, стр.21).

29. Н.Н.Мельников и др., “Долгосрочное надежное хранение отработанного ядерного топлива корабельных топливных блоков в подземном хранилище на северо-западе России”, *Научные и технические вопросы управления отработанным топливом снятых со службы ядерных подлодок* под редакцией А.А.Саркисова и Алана Турнила Дю Клоа (Дордрехт: Springer, 2006), стр.285.

30. Смотрите <sup>25</sup>, стр.278.

31. История перезагрузки реакторов ОК-900 сообщалась для периода перед 2000 годом. За 1970-1999 годы ледоколы с этими реакторами получили 33 новых активных зон в добавление к 12 начальным. Четыре ледокола продолжали операции после 1999 года, причем один (*Арктика*) был переведен в резерв в 2008 году, а еще один (*50 Лет Победы*) вступил в строй в 2007 году. Предположив ту же скорость перезагрузки, мы сможем оценить, что операции ледокольного флота в 2000-2010 годах потребовали 25 новых реакторных активных зон. Оле Рейстад и Повл Л.Олгаард, “Запасы и оценки российских ядерных энергоблоков для морских приложений”, Доклад об исследованиях по ядерной безопасности, NKS-139 (апрель 2006), 26.

32. Смотрите <sup>18</sup>, стр. 23.

33. Смотрите <sup>31</sup>, (Рейстад и Олгаард, стр.26).

34. Советский Союз очевидно использовал некоторое количество ВОУ, возвращенного из отработанного топлива реакторов, которые производили плутоний и тритий, для изготовления морского топлива (смотрите статью Бухарина в <sup>8</sup>, стр.69). Если допустить, что такова была практика в 1981-91 годах, то Советский Союз вернул бы 7 тонн переработанного ВОУ из 17 тонн свежего ВОУ, использованных в топливе производственных реакторов до конца 80-х годов. Почти нет информации о масштабе этой программы, но поскольку существуют некоторые неудобства от использования сильно выгоревшего переработанного урана в качестве топлива, такая практика, вероятно, была достаточно ограниченной. Для этой оценки возникающая экономия ЕРР не принимается во внимание.

35. Павел Подвиг и Сьюзен С.Восс, “Использование ВОУ в российских реакторах”, (Материалы 50-й ежегодной встречи в Институте по управлению ядерными материалами, 12-16 июля 2009 года), Павел Подвиг, “Объединение делящихся материалов в российском ядерном комплексе”, исследовательский отчет 7, Международная группа по делящимся материалам, май 2009 года.

36. Оле Рейстад и Стиркаар Хуствейт, “Запасы топливного цикла ВОУ и прогресс глобальной миниатюризации”, *The Nonproliferation Review* 15, (2008): 2, 265-287.

37. Основано на информации в статье <sup>36</sup>.

38. Смотрите <sup>36</sup>, стр.268. Кроме того, в соответствии с данными Росатома в 2002 году институт в Обнинске накопил 14.4 тонн отработанного топлива исследовательского реактора, содержащего 12.8 тонн урана-235 (смотрите статью Короткевича и Кудрявцева в <sup>12</sup>, стр.25). Основная часть этого материала появилась в форме ВОУ от различных списанных критических сборок и поэтому может рассматриваться как часть запаса ВОУ. Сюда наиболее вероятно включены 3.5 тонны ВОУ критических сборок БФС-1 и БФС-2, упомянутых в тексте. Единственным реактором, выдерживающим ВОУ-топливо до значительного выгорания, был реактор на быстрых нейтронах БР-10. Этот реактор потребил по оценкам полторы тонны 90-процентного ВОУ.

39. В течение 1951-53 годов ОК-180 производил плутоний.

40. Ньюмен, Геш, Лав и Хармс, “Итоги ближайших перспектив для российских реакторов, производящих плуто-

ний,” PNL-9982 (UC-520), Тихоокеанская Северо-Западная Лаборатория, Ричлэнд, Вашингтон, США, июль 1994 года.

41. Полное количество плутония оружейного качества, полученного в Советском Союзе и в России, оценивается в 145 тонн, из которых 1235 кг было произведено до 1955 года. Смотрите статью Дьякова “История производства плутония в России” в этом выпуске журнала.

42. В.Ф.Коновалов и др., “Разработка урановых и литиевых элементов для производства плутония и трития”, в книге “*Ядерная промышленность России*” под редакцией А.М.Петросянца (Москва, Энергоатомиздат, 1999).

43. АИД-80 и АИД-90 – это топливные элементы на основе окиси урана. Реактор может также использовать топливный элемент АИД-21 с обогащением 21%, который был разработан примерно в то же время (смотрите <sup>42</sup>).

44. И.Н.Бекман, *Радиохимия*, Москва, 2006.

45. В.И.Садовников и А.П.Жаров, *История атомной промышленности СССР*, Озерск, 2000 год.

46. Б.Л.Иоффе и О.В.Шведов, “Тяжеловодные реакторы и ядерные энергостанции в СССР и России: прошлое, настоящее и будущее,” *Атомная энергия* 86 (1999): 4, 297.

47. Реактор также применялся для производства плутония в 1951-53 годах. Дьяков, “История производства плутония в России”, статья в этом выпуске журнала.

48. Г.В.Киселев, В.Н.Конев, “История реализации ториевого режима в советском атомном проекте,” *Успехи физических наук* <sup>45</sup>, 177 (2007): 12, 1361-1384.

49. Смотрите

50. Е.Н.Соколов и др., “Пятидесятилетняя история Центрального машиностроительного конструкторского бюро,” в книге *Российская ядерная промышленность* под редакцией А.М.Петросянца (Москва: Энергоатомиздат, 1999).

51. Это предполагает, что реактор работал при выгорании урана-235 примерно на 60% и с коэффициентом занятости около 70%.

52. Сказанное в <sup>51</sup> было записано в соглашении о переработке топлива реакторов Руслан и Людмила на установке РТ-1 в Озерске. К 2002 году завод РТ-1 переработал 20 тонн тяжелого металла (ВОУ-топлива) от этих реакторов. Смотрите ссылку на статью Короткевича и Кондратьева в <sup>12</sup>, стр.26.

53. Павел Подвиг (редактор), “Российские стратегические ядерные силы”, (Cambridge: MIT Press, 2001), стр.480.

54. Олег Бухарин, “Понимание российского комплекса по обогащению урана,” *Science & Global Security* 12 (2004): 202-204.

55. Пресс-релиз обогатительной компании США, 9 сентября 2010 года: “Материал для 16 000 ядерных боеголовок устранен соглашением Мегатонны на Мегаватты”.

56. Министерство энергетики США, “Запрос в Конгрессе на бюджет 2011 финансового года для Администрации по ядерной безопасности,” DOE/CF-0047, февраль 2010 года, стр.377.

57. Статья Бухарина, ссылка на которую находится в <sup>13</sup> (стр. 202-204).

58. В более ранних оценках также учитывались производственные потери, которые принимались равными примерно трем процентам от полных разделительных возможностей. Дэвид Олбрайт, Фрэнс Беркаут и Уильям Уолкер, *Плутоний и ВОУ 1996: Мировые запасы, возможности и политика* (New York: Oxford University Press, 1997), стр. 12 Мы не учитываем такие потери, поскольку не знаем фактическую производительность с таким уровнем точности.

59. Эта оценка совпадает с заявлением Виктора Михайлова, бывшего в 1993 году министром по атомной энергии. Комментируя американско-советскую сделку по ВОУ-НОУ, Михайлов заявил, что “500 тонн ВОУ для продажи представляют собой около 40% всех резервов, которыми владеет Россия.” (*NUREM Market Report*, 17 сентября 1993 года). Это предполагает, что у Советского Союза имелось около 1250 тонн ВОУ в то время. Детальное сравнение этих оценок затруднено, поскольку неизвестно, что было включено в число, представленное Михайловым. Это число вероятно не содержит ВОУ, изготовленное для морского топлива и для топлива некоторых реакторов и быстрых реакторов, что также не входило в наши оценки. В число Михайлова, однако, не входит также ВОУ, потребленный в производственных реакторах,



ядерных испытаниях, а также потери, хотя в наши оценки эти количества входят. Наша оценка также совместима с данными о количестве переработанного урана, доступного для обогащения. К концу 1988 года Советский Союз произвел около 115 тонн плутония, для чего потребовалось примерно 280 тысяч тонн натурального уранового топлива, поскольку на тонну облученного урана получается 420 граммов плутония (Дьяков, "История производства плутония в России", в этом выпуске журнала). Об использовании переработанного урана для производства ВОУ оружейного качества смотрите ссылку на статью Бухарина в <sup>13</sup>.

60. Советский Союз и Россия переработали основную часть отработанного топлива морских реакторов. По нашим оценкам, непереработанное морское топливо содержит около 10 тонн ВОУ (в пересчете на 90%-ное обогащение).

61. "Высокообогащенный уран: подведение баланса; Доклад о производственной деятельности, приобретении и использовании в США с 1945 года по 30 сентября 1996 года," Министерство энергетики США, январь 2001 года (в открытой печати с 2006 года), стр.92.

62. Первыми машинами, установленными в Д-1, были ОК-7, ОК-8, ОК-9 и позднее ОК-6. А.К.Круглов, *Как создавалась атомная промышленность в СССР*, ЦНИИАтоминформ, Москва, 1995, стр.183.

63. Ю.В.Егоров и др., *Остановиться, оглянуться*. Екатеринбург, УМЦ УПИ, 2009, стр.10.

64. Машины ОК-6 были добавлены к верхнему каскаду. Смотрите <sup>63</sup> и <sup>62</sup>, стр.187.

65. Завод Д-3 был укомплектован машинами Т-45, Т-46, Т-47 и Т-49. Ю.Л.Голин и др., "Уральский электрохимический комбинат (УЭХК)", в книге *Российская ядерная промышленность* под редакцией А.М.Петросянца (Москва, Энергоатомиздат, 1999).

66. Завод Д-5 был укомплектован машинами ОК-26 и Т-51, смотрите Голина и др. <sup>65</sup>.

67. По вопросу о продуктивности УЭХК смотрите Голина и др. <sup>65</sup>.

68. Смотрите Голина и др. <sup>65</sup>.

69. По вопросу об удвоении продуктивности УЭХК смотрите Голина и др. <sup>65</sup>.

70. Смотрите <sup>65</sup>.

71. Виктор Мясников, *Оружие Урала*, Екатеринбург, Пакрус, 2000.

72. Смотрите Олбрайта и др. <sup>58</sup>, стр.106.

73. Смотрите Егорова и др. <sup>63</sup>, стр. 136.

74. Это согласуется с информацией, что на первом заводе было 700 000 центрифуг, если предположить, что центрифуги третьего поколения имеют производительность около 1 ЕРР/год. Количество центрифуг указано Мясниковым <sup>73</sup>, а по вопросу производительности обратитесь к работе Олбрайта и др. <sup>58</sup>.

75. Смотрите <sup>63</sup>, стр. 136.

76. Заводы Д-3 и СУ-3 были закрыты в 1967 году. Установка центрифуг завершилась в 1971 году. Это находится в согласии с докладами о многочисленных авариях центрифуг пятого поколения, с которыми Советскому Союзу пришлось иметь дело в 1972 году. Олег Бухарин, "Технология российских газовых центрифуг и комплекса обогащения урана," Программа по науке и всеобщей безопасности, Принстонский университет, (январь 2004 года), стр.11.

77. Судя по сообщениям, развертывание центрифуг шестого поколения началось в 1984 году. Смотрите статью Бухарина <sup>54</sup>, стр.197.

78. В.М.Кондаков, "Сибирский химический комбинат", в книге *Российская ядерная промышленность* под редакцией А.М.Петросянца (Москва, Энергоатомиздат, 1999).

79. К.Е.Галецкая, "Технология разделения изотопов на примере Сибирского химического комбината", Северск, 2008.

80. Oleg Bukharin, Thomas Cochran and Robert Norris, "Новые перспективы десяти российских секретных городов," NRDC (октябрь 1999 года), стр. 33.

81. *История электрохимического завода*, Красноярский региональный информационный центр, Росатом, <http://www.krasminatom.ru/enterprises/ehz/history.html>.

82. Это предполагает, что центрифуги четвертого поколения имели примерно на 40% более высокую производительность по сравнению с машинами третьего поколения. Смотрите работу Олбрайта и др. <sup>72</sup>.