the Yucca Mountain site licensing was completed. No alternative disposition pathway, or schedule, for spent fuel disposition was offered by the new US President's administration, although a "Blue Ribbon Commission" of 15 experts was established January 29, 2010. The purpose of the 15-member Commission is to conduct a comprehensive review of policies for managing the back end of the nuclear fuel cycle and recommend a new plan by July 2012. The result is US utilities will have to continue to be responsible for managing and storing their spent fuel for an indefinite period of time in order to continue to generate electricity as there is no current US government plan or policy.

This presentation will summarize the accumulated US spent fuel inventories, storage locations storage methods and comment on the possible future directions for the US spent fuel inventories which will grow from the 65,200 MTU today to 96,000 MTU by 2025 and to 133,000 MTU by 2050 with the current US operating commercial reactors, even if no new reactors are added in the US, and the 60 years life extensions (from the original 40 years reactor design life) for the current US reactors are successfully carried out. Accumulating spent fuel is a major issue in the US with no known end points for its disposition. There are technical solutions for continuing the safe storage of spent fuel for 100 years or more and these solutions are being implemented by the US utilities that need to keep their nuclear power plants operating while the political events are played out to establish US policy decisions regarding accumulated spent fuel inventories and their ultimate disposition.

О перспективах и целесообразности переработки ОЯТ РБМК

*Бурлаков Е.В.******, Волк В.И.*****, Дорофеев А.Н.***, Калязин Н.Н.****, Канашов Б.А.***, Кватор В.М.******, Колупаев Д.Н.**, Кудрявцев Е.Г.*, Ложников И.Н.****, Майоров В.В.****, Смирнов В.П.***, Татауров А.Л.******, Хаперская А.В.**

** ГК «Росатом», г. Москва, Россия*

*** ФГУП «ПО «Маяк», г. Озерск, Россия*

**** ООО НПФ «Сосны», г. Димитровград, Россия*

***** Ленинградская АЭС им. В.И.Ленина, г. Сосновый Бор, Россия*

****** ОАО ВНИИНМ имени академика А.А.Бочвара, г. Москва, Россия*

******* НИЦ «Курчатовский институт, г. Москва, Россия*

Введение

На АЭС с реакторами РБМК-1000 к данному моменту накоплено большое количество ОЯТ. Основным способом обращения с ОЯТ признан перевод на сухое контейнерное хранение (в виде пучков твэл в ТУК-109) с последующим вывозом в централизованное хранилище на ГХК. Данное решение проработано для кондиционных ОТВС, т.е. пригодных для длительного сухого хранения. Способы обращения с некондиционными ОТВС в настоящее время разрабатываются. Одним из способов решения проблемы обращения с некондиционным ОЯТ является его переработка на заводе РТ-1 ФГУП «ПО «Маяк». Это позволило бы не только освободить приреакторные БВ и ХОЯТ АЭС, но и загрузить мощности завода РТ-1, которые высвобождаются вследствие близкого завершения программы по утилизации активных зон выведенных из эксплуатации АПЛ и НК.

В 2010 году ГК «Росатом» инициировала работу по теме «Обеспечение безопасного обращения с отработавшим ядерным топливом реакторов РБМК. Обоснование переработки». Данный проект предусматривает вывоз с Ленинградской АЭС и переработку на ФГУП ПО «Маяк» восьми некондиционных ОТВС, а также подготовку к регулярным перевозкам на переработку некондиционного ОЯТ РБМК. Некондиционное ОЯТ в своем большинстве – это досрочно выгруженные и не достигшие проектного выгорания ОТВС, содержащие достаточно высокий процент урана-235. Для принятия решения о переходе к широкомасштабной переработке ОЯТ РБМК следует определить пригодные для переработки ресурсы ОЯТ.

Переработка ОЯТ может стать актуальной и для кондиционного ОЯТ. Например, на Ленинградской АЭС ежегодное увеличение объема уже накопленного ОЯТ на 4-х энергоблоках составляет около 1500 ОТВС. Учитывая, что производительность отделения разделки ОТВС и загрузки ОЯТ в ТУК-109 составляет не более 3600 ОТВС в год, общее уменьшение объема ОЯТ за счет перевода ОТВС на сухое хранение не превысит ~2000 ОТВС в год. Таким образом, переработка в значимых объемах кондиционного ОЯТ облегчила бы проблемы обращения с ОЯТ реакторов РБМК.

1. Номенклатура ОЯТ РБМК

Ресурсы ОЯТ, целесообразные для переработки, в основном определяются тремя параметрами: начальным обогащением топлива по урану-235, выгоранием топлива и временем выдержки ОЯТ.

Рассмотрим в качестве примера ОЯТ Ленинградской АЭС, имея в виду, что ситуация на других АЭС с реакторами РБМК близка к рассматриваемой. На конец 2010 г. на хранении находилось более 40000 ОТВС с начальным обогащением топлива от 1,8% до 2,8%. Распределение ОТВС в зависимости от обогащения следующее: 1,8 – 12,0%; 2,0 – 36,4%, 2,4 – 27,5%, 2,6 – 17,8%, 2,8 – 6,3%.

Распределение количества ОТВС по реальному обогащению топлива приведено на рис. 1. Из рисунка видно, что из-за использования при производстве топлива как природного, так и регенерированного урана, реальный разброс начального обогащения топлива находится в диапазоне большем, чем ±0,05% масс. Распределение ОТВС по выгоранию топлива для обогащения от 1,8 % до 2,6 % приведено на рис. 2.

Из приведенных данных видно, что диапазон изменения обогащения и выгорания топлива значителен, что позволяет предположить наличие достаточного количества ОТВС, пригодных для переработки.

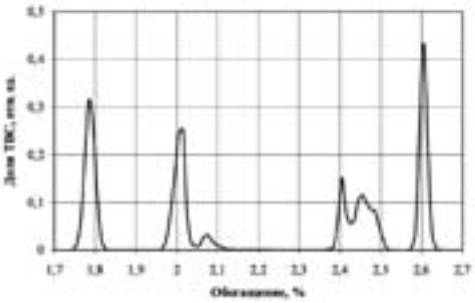

Рисунок 1. Распределение относительной доли ОТВС по реальному начальному обогащению топлива

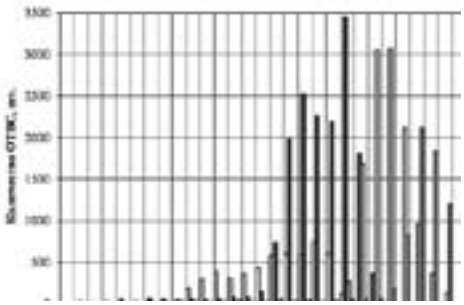

Рисунок 2. Распределение количества ОТВС по выгоранию для различного обогащения топлива

2. Целесообразность переработки ОЯТ РБМК

Одной из целей переработки ОЯТ реакторов РБМК-1000 является вовлечение находящегося в нем ^{235}U в топливный цикл. Причем вовлечение регенерированного урана от переработки ОЯТ РБМК в ЯТЦ возможно как при смешивании урановых продуктов переработки ОЯТ различных РУ для достижения требуемых параметров конечных продуктов по полезным изотопам, так и при дообогащении с полным технологическим циклом (радиохимическое, сублиматное и разделительное производство). Критерий для оценки целесообразности переработки ОЯТ в случае дообогащения с полным технологическим циклом предложен в работе [1]. В качестве критерия рассматривается показатель качества урана, регенерированного из ОЯТ (далее – показатель качества регенерата), который определяется как:

$$G_{\text{п}} = \frac{[^{235}U_{\text{р}}] - [^{235}U_{\text{о}}]}{[^{235}U_{\text{п}}] - [^{235}U_{\text{о}}]},$$

где в числителе – разность концентрации ^{235}U в потоках питания и отвала, в знаменателе – в потоках продукта и отвала.

Если в качестве питания рассматривается регенерированный уран от переработки ОЯТ, то $[^{235}U_{\text{р}}]$ – концентрация ^{235}U в ОЯТ. В свою очередь, концентрация ^{235}U в потоке продукта определяется по формуле:

$$[^{235}U_{\text{п}}] = [^{235}U_{\text{э}}] + K_1 \cdot K_2 \cdot [^{236}U_{\text{р}}],$$

где $[^{235}U_{\text{э}}]$ – эффективная концентрация урана в потоке продукта (требуемое обогащение);

$[^{236}U_{\text{р}}]$ – концентрация ^{236}U в ОЯТ;

K_1 – коэффициент компенсации наличия ^{236}U в регенерированном уране;

K_2 – множитель, учитывающий частичный сброс ^{236}U в поток отвала (равен 0,8).

При производстве топлива для реакторов ВВЭР обогащением 4,9% из природного урана, не содержащего ^{236}U, средний показатель качества составляет 0,127 при концентрации ^{235}U в отвале, равной 0,1%. Реально используется природный уран с показателем качества от 0.08-0.1 и более.

Таким образом, при оценке пригодности использования ОЯТ реакторов РБМК для производства топлива реакторов ВВЭР следует для каждого значения начального обогащения топлива определить максимальное выгорание, для которого показатель качества не снизится менее величины, равной 0,127.

2.1. Результаты расчетов показателя качества урана регенерированного из ОЯТ РБМК

В таблице 1 и на рис. 3 приведены величины показателя качества использования урана из ОЯТ РБМК при производстве топлива для реакторов ВВЭР обогащением 4,9%. Рассматривался уран, выделенный из достигших разного выгорания ОТВС с различным обогащением топлива, изготовленного из природного или регенерированного урана. Концентрация ^{235}U в отвале принималась равной 0,1%, коэффициент компенсации наличия ^{236}U в регенерированном уране (K_1) принимался равным 0,3. Для расчета нуклидного состава ОТВС использовалось программное средство РАДИОНУКЛИД [2]. Показатель качества урана при одном и том же обогащении топлива больше в случае использования регенерированного урана в качестве сырья для топлива, что вызвано завышенной более чем в два раза величиной компенсации ^{236}U при производстве топлива РБМК.

Таблица 1. Показатели качества урана из ОЯТ РБМК с различным исходным обогащением и выгоранием топлива

Обогащение, %		1,8	1,8	2,0	2,0	2,4	2,6
Сырье, из которого изготовлено топливо		Прир. уран	Рег. уран	Прир. уран	Рег. уран	Рег. уран	Рег. уран
Выгорание топлива, МВт·сут/кгU	5,0	0,2458	0,2564	0,2849	0,2948	0,3730	0,4128
	10,0	0,1625	0,1726	0,1968	0,2068	0,2781	0,3156
	15,0	0,0982	0,1071	0,1260	0,1356	0,1977	0,2319
	20,0	0,0511	0,0581	0,0724	0,0800	0,1309	0,1607
	25,0	0,0196	0,0245	0,0339	0,0397	0,0781	0,1023
	30,0	–	–	–	–	0,0392	0,0572
	35,0	–	–	–	–		0,0253

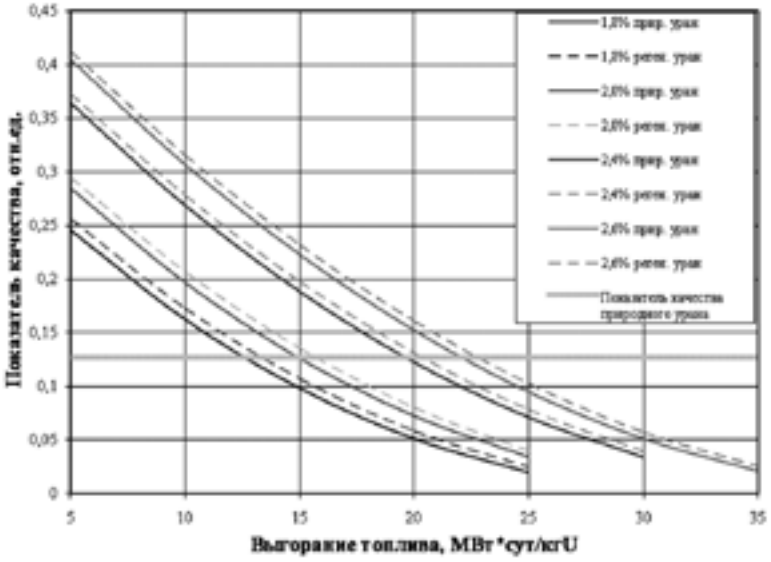

Рисунок 3. Зависимость показателя качества урана из ОЯТ РБМК от выгорания топлива

2.2. Оценка количества ОТВС, пригодных для производства топлива ВВЭР при дообогащении с полным технологическим циклом

Выгорание топлива РБМК, позволяющее вовлекать регенерированный уран в полный технологический цикл с дообогащениием (радиохимическое, сублиматное и разделительное производство), приведено в таблице 2.

Таблица 2. Максимальное выгорание топлива в пригодных для переработки ОТВС РБМК при дообогащении регенерата урана с полным технологическим циклом.

Обогащение, %	1,8		2,0		2,4		2,6	
Сырье для изготовления топлива	Прир. уран	Рег. уран	Прир. уран	Рег. уран	Прир. уран	Рег. уран	Прир. уран	Рег. уран
Максимальное выгорание топлива, МВтсут/кгU	12,6	13,3	15,0	15,7	19,6	20,3	22,0	22,7

Для определения количества ОТВС, пригодных для переработки при дообогащении с полным технологическим циклом (радиохимическое, сублиматное и разделительное производство), необходимо на основе данных о распределении ОТВС по выгоранию топлива (рис. 2) подсчитать их количество с выгоранием, не превышающим значений, приведенных в таблице 2. Однако на рисунке 2 приведены совокупные по каждому начальному обогащению топлива данные – без разделения по типу сырья, из которого изготовлено топливо. А как видно из таблицы 2, величина максимального выгорания топлива (с точки зрения пригодности для переработки) зависит от использованного при изготовлении топлива сырья – для регенерированного урана она больше на ~0,7 МВтсут/кгU. Для выяснения вопроса о том, какую величину выгорания из таблицы 2 нужно использовать, следует обратиться к рис. 1. Из распределения ОТВС по реальному начальному обогащению топлива видно, что:

- для производства ТВС с начальным обогащением топлива 1,8% и 2,6% использовался природный уран,

- для ТВС с обогащением 2% природный уран использовался при производстве топлива для подавляющего количества ТВС – более 90%,
- для ТВС с обогащением 2,4% природный и регенерированный уран использовался приблизительно в равных долях.

Таким образом, для определения количества пригодных для переработки ОТВС при дообогащении с полным технологическим циклом, хранящихся на Ленинградской АЭС, были использованы следующие значения выгорания топлива:

для ТВС с обогащением 1,8% – 12,6 МВтсут/кгU,
2,0% – 15,1 МВтсут/кгU,
2,4% – 20,0 МВтсут/кгU,
2,6% – 22,0 МВтсут/кгU.

Полученные результаты приведены в таблице 3. Общее количество ОТВС, которое можно использовать при изготовлении топлива для реакторов ВВЭР обогащением 4,9%, составляет ~ 5000 штук, т.е. не менее 12 % от всего количества ОТВС, хранящихся на ЛАЭС.

Приведенные данные не учитывают погрешность определения среднего по ОТВС выгорания, которое составляет ±4 % и погрешность определения содержания ^{235}U в ОЯТ, которая согласно аттестационному паспорту ПС РАДИОНУКЛИД составляет ±3%.

Их влияние весьма значительно (см. таблицу 3), особенно в том случае, если максимальное выгорание топлива в пригодных для переработки ОТВС находится близко к пику распределения количества ОТВС по выгоранию (рис.2). Именно этот случай реализовался для ОТВС обогащением 2,0 % и 2,4 %.

Однако даже в случае систематического занижения среднего по ОТВС выгорания топлива или содержания ^{235}U в ОЯТ, что маловероятно, количество ОТВС, которые можно использовать для переработки, остается значительным.

Таблица 3. Количество пригодных для переработки ОТВС РБМК, хранящихся на Ленинградской АЭС

Обогащение, %		1,8	2,0	2,4	2,6
Количество пригодных для переработки ОТВС, шт.	Без учета погрешности определения величины выгорания и содержания ^{235}U в ОЯТ	1483	1690	833	663
	С учетом погрешности определения величины выгорания в диапазоне [-4,4]%	1292–1662	1046–2784	576–2091	603–803
	С учетом погрешности определения содержания ^{235}U в ОЯТ в диапазоне [-3,3]%	1350–1604	1247–2282	661–1343	640–699

Приведенные выше оценки касались ОТВС в целом. Если же рассматривать возможность переработки отдельных пучков твэл (ПТ), то ситуация меняется, поскольку выгорание топлива верхнего и нижнего ПТ ОТВС в РБМК существенно отличается.

Среднее выгорание топлива в нижнем ПТ существенно (более чем на 10%) больше выгорания топлива в верхнем ПТ, поэтому оценка количества пригодных для переработки ОТВС, сделанная без учета распределения выгорания по высоте ТВС, является заниженной. Помимо тех ОТВС, у которых можно перерабатывать оба ПТ, существует достаточно большое количество ОТВС, у которых после разделки пригодными для переработки являются верхние ПТ.

2.3. Использование ОЯТ РБМК для производства МОХ-топлива и других целей

Помимо получения дополнительного источника урана для производства топлива, переработка ОЯТ РБМК дает возможность применения других компонентов ОЯТ.

Выделенный из ОЯТ РБМК плутоний может быть использован совместно с оружейным плутонием при производстве МОХ-топлива для реакторов БН. Как известно, в рамках соглашения об утилизации 34 т оружейного плутония для корректировки его изотопного состава разрешается использовать до 12% масс. «энергетического» плутония, т.е. выделенного из ОЯТ энергетических реакторов. В этом качестве, помимо накопленных запасов плутония различного происхождения и плутония из ОЯТ ВВЭР-440, можно было бы использовать плутоний, выделенный из ОЯТ РБМК. Это сделало бы процедуру корректировки изотопного состава плутония более качественной, поскольку изотопный состав плутония в ОЯТ реакторов РБМК изменяется в более широких пределах по сравнению с ОЯТ реакторов ВВЭР-440.

В таблице 4 для ОТВС с топливом начального обогащения 2,4% на момент их выгрузки из реактора при различном выгорании топлива приведено содержание изотопов плутония в ОТВС в абсолютных единицах и в процентном отношении. Расчеты показывают, что за счет плутония из ОЯТ всех реакторов РБМК (даже с учетом долговременного хранения ОЯТ) потребность в энергетическом плутонии при производстве МОХ-топлива для реакторов БН полностью покрывается.

Кроме изотопов урана и плутония, ОЯТ РБМК содержит большое количество других полезных нуклидов. Для оценки количества исходных стартовых материалов при производстве изотопа ^{238}Pu в таблице 4 приведено содержание ^{237}Np и ^{241}Am. Видно, что их содержание довольно значительно, поэтому ОЯТ РБМК может также рассматриваться и как ценный источник сырья для производства источников энергии на основе ^{238}Pu. Тепло, выделяющееся при радиоактивном распаде ^{238}Pu (0.56 Вт/г), позволяет использовать его как источник энергии в термо-электрических

генераторах для кардиостимуляторов, космических спутников, навигационных маяков, и т.д. Использование таких плутониевых источников дало возможность космическому аппарату «Вояджер» посылать на Землю в течение длительного времени изображения планет. ^{240}Pu также может использоваться для решения подобных задач. Изотоп ^{241}Pu (период полураспада 13 лет) после бета-распада превращается в ^{241}Am, который используется в качестве наполнителя в большинстве детекторов задымления.

3. Обеспечение отбора ОТВС для переработки

В работе [1] при рассмотрении дообогащения с полным технологическим циклом (радиохимическое, сублиматное и разделительное производство) предлагается разделять ОТВС по категориям ОЯТ – «богатой» и «бедной» – с использованием в качестве критерия показателя качества регенерированного урана. При этом переработку ОЯТ «богатой» категории предлагается осуществлять по замкнутому циклу (радиохимическое, сублиматное и разделительное производство), а «бедной» – по короткому циклу, ограничиваясь получением закиси-окиси урана. Для того чтобы избежать переработки ОЯТ «бедной» категории, которая будет снижать производительность технологической нитки по радиохимической переработке ОЯТ и приводить к накоплению отвалов, следует выполнить комплекс работ, обеспечивающий гарантированную разбраковку ОТВС РБМК по категориям ОЯТ.

Таблица 4. Содержание полезных нуклидов в ОЯТ РБМК в зависимости от выгорания. ОТВС с топливом обогащением 2,4 %. Сырье при изготовлении топлива – природный уран

Нуклид	**Выгорание топлива, МВтсут/кгU**							
	5		10		15		20	
	г/тU	%	г/тU	%	г/тU	%	г/тU	%
Pu-238	0,6	0,03	3,7	0,13	10,9	0,28	24,6	0,52
Pu-239	1490,0	85,33	2195,6	72,65	2490,7	62,01	2571,9	53,23
Pu-240	219,8	12,59	647,8	21,43	1130,0	28,13	1601,3	33,14
Pu-241	33,9	1,94	154,4	5,11	310,4	7,73	459,2	9,50
Pu-242	1,9	0,11	20,6	0,68	74,4	1,85	174,6	3,61
Сумма изотопов Pu	1746,2		3022,1		4016,4		4831,6	
Np-237	13,5		37,9		69,6		106,7	
Am-241	0,28		2.76		8.6		17,0	

Масштаб работ зависит от поставленных целей, которые могут быть разными:

1. максимально полно использовать ОЯТ РБМК в качестве источника несырьевого урана, что включает в себя использование также варианта дообогащения смешиванием урановых продуктов переработки различных РУ,
2. использовать переработку ОЯТ лишь в качестве меры по снижению остроты проблемы хранения ОЯТ на АЭС с реакторами РБМК,
3. сочетать решение обеих проблем.

Если нужно достигнуть первой или третьей целей, то необходимо провести работы по расчетно-методическому обеспечению переработки ОЯТ РБМК для снижения погрешности определения содержания ^{235}U и изотопов плутония в ОЯТ с учетом следующих факторов:

- реальных условий облучения ТВС в реакторе (истории загрузки ТВС) и графиков несения нагрузки энергоблоками АЭС,
- технологических погрешностей (и их изменения во времени) при изготовлении топлива и ТВС,
- погрешности определения среднего по ОТВС выгорания и т.д.

Ключевым моментом является корректировка модели расчета нуклидного состава топлива на основе реперных расчетов по программе MCU и верификация откорректированной модели на основе экспериментальных данных по нуклидному составу топлива, что позволит уточнить погрешность расчета содержания актинидов в ОЯТ.

Решение упомянутых выше задач позволит отбраковать ОТВС с «бедной» категорией ОЯТ.

На основе выбранных способов представления исходных данных и модели расчета нуклидного состава ОТВС следует провести расчеты показателя качества использования урана и сформировать базу данных по ОТВС, пригодным для переработки.

Заключение

Выполненная оценка количества пригодных для переработки ОТВС РБМК при производстве топлива для реакторов ВВЭР обогащением 4,9% позволяет констатировать целесообразность вовлечения ОЯТ данного типа реакторов в топливный цикл в качестве несырьевого источника ^{235}U.

Уточнение критерия, на основе которого принимается решение о целесообразности переработки ОЯТ (как в части установления погрешности используемых в нем коэффициентов, так и методологически), введение дополнительного

критерия поддержания содержания ^{232}U и ^{236}U на всех переделах производства топлива из ОЯТ РБМК в допустимых пределах и выполнение работ по снижению погрешности расчета изотопного состава ОЯТ позволит существенно увеличить долю пригодных для переработки ОТВС.

Возможность применения выделенного из ОЯТ РБМК плутония при производстве МОХ-топлива, производстве источников энергии на основе ^{238}Pu может значительно увеличить потребность в переработке ОЯТ РБМК по сравнению с его использованием только в качестве несырьевого источника ^{235}U.

Литература

1. Волк В.И., Хаперская А.В. Возврат урана из отработавшего топлива РБМК в ядерный топливный цикл. // АЭ, т. 109, вып. 1, июль 2010.

2. НТЦ ЯРБ Ростехнадзора, Аттестационный паспорт программного средства РАДИОНУКЛИД. Регистрационный № 281 от 09.12.2010.

Prospects and practicality of RBMK SNF reprocessing

*ye. Burlakov******, V. Volk*****, A. Dorofeev***, N. Kalyazin****, B. Kanashov***,*
*V. Kvator******, D. Kolupayev**, Ye. Kudryavtsev*, I. Lozhnokov****, V. Mayorov****,*
*V. Smirnov***, A. Tataurov******, A. Khaperskaya**
** Rosatom State Corporation, Moscow, Russia*
*** FSUE "Mayak" PA, Ozersk, Russia*
**** R&D Company "Sosny", Russia*
***** Leningrad NPP, Sosnovy Bor, Russia*
****** A.A. Bochvar VNIINM JSC, Moscow, Russia*
******* NRC Kurchatov Institute, Moscow, Russia*

Introduction

The nuclear power plants (NPP) housing RBMK-1000 reactors have accumulated large stocks of spent nuclear fuel (SNF). The main way of the spent fuel management there is dry storage of fuel rod bundles in TUK-109 casks subsequently transferred to the centralized storage facility at the Mining and Chemical Combine. This technology is developed for the conforming spent fuel assemblies (acceptable for long-term storage). The ways of management of non-conforming SFAs are under development now. One of them could be their reprocessing at the RT-1 Plant at Mayak PA. This would not only discharge the spent fuel from reactor cooling pools and NPP spent fuel storage facilities, but also engage the RT-1 plant capacities, which will soon be available after the programs on utilization of decommissioned nuclear submarine and surface ship cores is completed.

In 2010, Rosatom State Corporation initiated efforts to ensure safe handling of the RBMK spent fuel and to study their reprocessing practicability. The project is designed to remove eight non-conforming SFAs from the Leningrad NPP to Mayak PA and to prepare regular shipments of the non-conforming RBMK SNF for reprocessing. In most cases the non-conforming SNF is the fuel assemblies unloaded from the core ahead of schedule that did not reach their design burn-up and have a big share of uranium-235. Taking a decision on large-scale reprocessing of the RBMK SNF requires estimating the quantity of reprocessable SFAs.

Reprocessing can become relevant for the conforming SNF, as well. For example, the Leningrad NPP annually adds about 1500 SFAs to the spent fuel accumulated at its four power units. Since the capacity of Division for SFA Disassembling and SNF loading into TUK-109 cask is 3600 SFA/year, the total decrease in the amount of the spent fuel does not exceed ~ 2000 SFA/year. Thus, reprocessing a big amount of the conforming SNF would facilitate the RBMK SNF management issues.

1. Array of the RBMK SNF under storage

The SNF reprocessing feasibility depends on three main parameters: the fuel initial enrichment in U-235, burn-up and the SNF cooling period.

Let us consider a specific example of the Leningrad NPP SNF having in mind that the situation with the RBMK reactors at other NPPs is similar. As of the end of 2010, there were more than 40,000 SFAs with the initial enrichment ranging from 1.8 to 2.8% stored. The percentage of the spent fuel assemblies with regard to their enrichments is as follows: 1.8 – 12.0%; 2.0 – 36.4%, 2.4 – 27.5%, 2.6 – 17.8%, 2.8 – 6.3%.

Fig.1 presents the SFA percentage with regard to the real enrichment. It demonstrates that the dispersion of the initial enrichment is more than fuel was made of both natural and regenerated uranium.The SFA quantity in terms of the fuel burn-up for the enrichments ranging from 1.8 to 2.6% is given in Fig.2.

The pictures demonstrate that the fuel enrichments and burn-ups vary widely that makes us assume a big number of reprocessable SFAs.