

НЕКОТОРЫЕ ОСОБЕННОСТИ ФИЗИКИ РЕАКТОРОВ ВВЭР ПРИ РАБОТЕ В РЕЖИМЕ УСКОРЕННОЙ ДЕНАТУРАЦИИ ОРУЖЕЙНОГО ПЛУТОНИЯ

Ю.Н. Волков, В.И. Наумов

*Московский инженерно-физический институт (государственный университет),
г. Москва*



Приведены результаты физических расчетов, моделирующих основные свойства активных зон реакторов типа ВВЭР при частичном использовании в качестве топлива оружейного плутония в режиме его ускоренной денатурации. В качестве критерия, ограничивающего долю ТВС с плутонием в активной зоне, принята средняя доля запаздывающих нейтронов, а в качестве критерия, ограничивающего выгорание плутония, его изотопный состав. Обсуждаются возможности повышения пропускной способности реакторов по денатурации оружейного плутония и физические особенности активных зон ВВЭР при работе в указанном режиме.

Пропускная способность является существенным фактором в проблеме ликвидации избыточных запасов оружейного плутония и выборе вариантов ее реализации.

В работах [1–4] обсуждается возможность повышения пропускной способности реакторов ВВЭР по утилизации оружейного плутония за счет его ускоренной денатурации при ограниченной длительности кампании. Показано, что при сокращении времени облучения ТВС, содержащих оружейный плутоний, и при условии достижения его изотопного состава, близкого к типичному составу энергетического плутония, пропускная способность реакторов ВВЭР может быть увеличена в 2 – 3 раза по сравнению с режимом максимального выгорания. Предполагается, что выгружаемый из реактора денатурированный плутоний, доведенный по изотопному составу до уровня «стандарта отработанного топлива», может храниться без радиохимической переработки в облученных ТВС наряду с энергетическим плутонием и вовлекаться в топливный цикл ядерной энергетики по мере экономической целесообразности и готовности соответствующей технологической базы.

Авторы цитируемых работ придерживаются мнения, что денатурация оружейного плутония с целью достижения максимальной пропускной способности, с одной стороны, и его сжигание в реакторах для максимальной реализации его энергетического потенциала, с другой стороны, – существенно разные стратегии, приводящие к различным физическим решениям и соответственно к различиям в физических свойствах реакторов, работающих в том или ином режиме. В частности, режим денатурации допускает большее разнообразие вариантов реализации, чем чисто энергетический режим и большее разнообразие в структурах активных зон и их физических свойствах.

Безотносительно к выбору конкретных решений по утилизации избыточных запасов оружейного плутония, которые могут диктоваться как политическими соображениями, так и технологическими возможностями и экономической целесообразностью, представляет интерес исследование физических особенностей активных зон реакторов типа ВВЭР, существенных для безопасности, при работе в режиме денатурации. Заметим, что достаточно детальные исследования вариантов использования энергетического и оружейного плутония в реакторах ВВЭР в энергетическом режиме выполнены в РНЦ «Курчатовский институт» и представлены в [5–7].

Практическая возможность использования плутония в виде МОХ-топлива в легководных реакторах продемонстрирована многолетним европейским опытом. Существенным моментом в этих программах внедрения МОХ-топлива является ограничение на долю плутония в топливных загрузках. Так, констатируется, что при содержании делящегося плутония порядка 30% от полной загрузки делящихся материалов при работе реактора в энергетическом режиме не требуется значительных изменений в конструкции и системе управления реактором.

Основное отличие плутония-239 как делящегося материала от урана-235 состоит в существенно меньшей доле запаздывающих нейтронов. Учитывая, что внедрение плутония в исходную загрузку реактора приводит к уменьшению средней доли запаздывающих нейтронов, эту характеристику можно принять в качестве одного из основных физических критериев, ограничивающих долю плутония в смешанной загрузке. А в качестве количественной оценки принятого ограничения логично использовать среднюю долю запаздывающих нейтронов, соответствующую 30-процентному содержанию делящегося плутония при работе реактора в энергетическом режиме.

Среди других параметров, характеризующих физические свойства активной зоны, важные для безопасности, в различных вариантах утилизации плутония следует выделить коэффициенты реактивности по плотности и температуре теплоносителя и коэффициенты неравномерности энерговыделения. Основные исходные данные представлены в табл. 1.

Для сравнительных количественных оценок физических характеристик активных зон при различных вариантах денатурации оружейного плутония использовался программный комплекс GETERA [8]. Сложные структуры активных зон ВВЭР со смешанной загрузкой моделировались на уровне полиячеек, содержащих ТВС различного состава.

Следует отметить, что средняя доля запаздывающих нейтронов может существенно отличаться от эффективной доли, обычно используемой при анализе условий управления и безопасности реактора. К сожалению, используемый в расчетах инструмент, не может претендовать на корректную оценку эффективной доли запаздывающих нейтронов. В связи с этим в данном анализе используется только понятие средней доли запаздывающих нейтронов.

В качестве двух реперных вариантов проведены расчеты физических параметров активных зон ВВЭР для традиционного режима работы с трехлетним циклом и ежегодной подпиткой ураном с обогащением 4,4% и для энергетического режима со смешанной подпиткой, включающей урановые ТВС с обогащением 4,4% и МОХ-ТВС с содержанием оружейного плутония 4,5% по делящемуся изотопу. Соотношение двух типов ТВС принято равным 2:1, что близко к варианту, реализованному на европейских АЭС, использующих МОХ-топливо. Полное число ТВС в активной зоне для определенности принято равным 163. Исходное содержание урана-235 в МОХ-топливе принято 0,3%. Длительность стандартного цикла принята равным 330 сут плюс 30 сут на перегрузку во всех вариантах. Содержание оружейного плутония в МОХ ТВС в энергетическом режиме выбиралось, исходя из того, что длительность цикла должна быть равной также 330 сут. Результаты расчетов представлены в табл. 2.

Таблица 1

Исходные данные

<i>Параметры АЗ и топливной сборки</i>	
Энергонапряженность активной зоны	111,0 МВт/м ³
Загрузка активной зоны топливом	66 тонн
Количество ТВС в АЗ	163
Шаг решетки между твэлами	12,75 мм
Тип решетки	треугольная
Температура топлива	1300 К
Температура оболочки	700 К
Температура теплоносителя	579 К
Плотность теплоносителя Н ₂ О (при $t_{т/н} = 579$ К; $P = 16$ МПа)	0,715 г/см ³
<i>Параметры твэла с UO₂ или PuO₂+UO₂</i>	
Наружный диаметр твэла	9,1 мм
Толщина оболочки твэла	0,69 мм
Диаметр таблетки	7,72 мм
Плотность топлива (с учетом отверстия в центре таблетки)	9,015 г/см ³
Обогащение в UO ₂ топливе по урану-235	4,4 %
Материал оболочки твэла	Циркалой-1
<i>Состав оружейного плутония в MOX-топливе</i>	
²³⁹ Pu	93,0 %
²⁴⁰ Pu	6,50 %
²⁴¹ Pu	0,50 %
<i>Состав урана в MOX-топливе</i>	
²³⁵ U	0,3%
²³⁸ U	99,7%

Как видно из табл. 2, вариант с использованием MOX-топлива приводит к заметному отличию в физических параметрах по сравнению с традиционным чисто урановым вариантом. Пропускная способность по утилизации оружейного плутония в энергетическом режиме в рассмотренном варианте составляет 292 кг/год. Расчетная оценка средней доли запаздывающих нейтронов β в варианте с MOX-топливом на 18–20% ниже по сравнению с традиционным вариантом.

Величину средней доли запаздывающих нейтронов β порядка $(40–44) \times 10^{-4}$, при которой, как предполагается, не потребуются существенных изменений в системе управления, условно можно принять в качестве физического ограничения для рассматриваемых ниже вариантов денатурации плутония. Следует обратить внимание на содержание четного изотопа плутония-240 в традиционном режиме и в энергетическом режиме утилизации оружейного плутония. Как видно из табл. 2, энергетический плутоний, содержащийся в урановых ТВС чисто урановой загрузки, имеет в своем составе около 25% плутония-240. Плутоний, содержащийся в MOX-ТВС, при выгорании MOX-топлива около 48 МВт×сут/кг в течение трех циклов, содержит плутоний-240 в количестве 35%, что существенно снижает его ценность с точки зрения возможного последующего использования в качестве ядерного топлива по сравнению с энергетическим плутонием урановых ТВС. В то же время выгорание топлива и содержание плутония-240 в урановых ТВС в смешанной загрузке несколько ниже, чем в чисто урановой загрузке.

Таблица 2

Стандартные варианты уранового цикла и цикла утилизации ОП

Вариант расчета	Вариант № 1 (UOX)	Вариант № 2 (MOX)	
Тип ТВС	UO ₂ ТВС	MOX-ТВС	UO ₂ ТВС
Обогащение топлива по дел. нуклиду	4,40%	4,50%	4,40%
Загрузка активной зоны ТВС	100% (163)	1 : 2 (54: 109)	
Содержание делящегося нуклида в свежей сборке, кг/ТВС	16,5	17,2	16,5
Кампания топлива, циклов	3	3	3
Длительность одного цикла, сут	330 + 30	330 + 30	
Пропускная способность для утилизации оружейного плутония, кг(Pu)/год	----	<u>292,0</u>	
Расход ТВС, ТВС/год	54	18	36

Характеристики выгружаемого топлива

Тип ТВС	UO ₂ ТВС	MOX-ТВС	UO ₂ ТВС
Выгорание топлива, МВт·сут/кг	42,1	48,5	39,6
Изотопный состав выгружаемого топлива по плутониевому ряду	²³⁹ Pu	54,50%	38,77%
	²⁴⁰ Pu	24,86%	34,99%
	²⁴¹ Pu	15,25%	19,13%
	²⁴² Pu	5,40%	7,10%
Pu в ОТВС, кг/ТВС	3,76	10,3	4,1
Количество выгружаемого плутония в среднем за год, кг(Pu)/год	203	185	148

Нейтронно-физические характеристики АЗ

Концентрация борной кислоты в начале цикла (номинальная мощность, без отравления), от.ед.	Начало* 100%	Начало 123%
Отношение Φ_B / Φ_T (при $E_{сшивки} = 2,15$ эВ)	Начало 5,67 Конец 5,98	Начало 7,20 Конец 7,19
Плотностной коэффициент реактивности по т/н ($\partial\rho/\partial t_{т/н}$), см ³ /г	Начало 0,164 Конец 0,350	Начало 0,195 Конец 0,376
Температурный коэффициент реактивности по т/н ($\partial\rho/\partial t_{т/н}$), ·10 ⁻⁴ град ⁻¹	Начало - 3,93 Конец - 7,01	Начало - 3,71 Конец - 7,55
Температурный коэффициент реактивности по топливу ($\partial\rho/\partial t_{топ}$), ·10 ⁻⁵ град ⁻¹	Начало - 2,0 Конец - 2,0	Начало - 2,0 Конец - 2,0
Максимальный коэффициент неравномерности энерговыделения в поличейке в течение одного цикла $(\Sigma_f \Phi)_{ячейка}^{max} / \overline{\Sigma_f \Phi}$	1,124	1,541
Средняя доля запаздывающих нейтронов β	Начало 58·10 ⁻⁴ (100%) Конец 50·10 ⁻⁴ (86%)	Начало 46·10 ⁻⁴ (79%) Конец 44·10 ⁻⁴ (76%)

*Имеется в виду на начало или конец цикла выгорания между перегрузками

Ниже рассмотрено несколько вариантов утилизации оружейного плутония в режиме денатурации, демонстрирующих отличия в физических параметрах по сравнению с энергетическим режимом. В расчетах варьировалось относительное время пребывания МОХ- и урановых ТВС в реакторе. Рассчитывались длительности кампаний МОХ- и урановых ТВС исходя из условия критичности, выгорание топлива в ТВС двух типов, пропускная способность по плутонию, содержание изотопа плутония-240, расход ТВС, средняя доля запаздывающих нейтронов, коэффициенты реактивности по топливу и теплоносителю, коэффициент неравномерности энерговыделения по полиячейке. Результаты расчетов рассмотренных вариантов представлены в табл. 3.

Приведенные результаты демонстрируют основные тенденции и принципиальную возможность существенного увеличения пропускной способности реактора по денатурации оружейного плутония при сохранении условий, обеспечивающих безопасность эксплуатации реакторов. Среди рассмотренных вариантов есть варианты, практически удовлетворяющие поставленным требованиям по содержанию изотопа плутония-240. Во всех вариантах средняя доля запаздывающих нейтронов не опускается ниже 0,4%. Температурный коэффициент по топливу во всех рассмотренных вариантах практически совпадает, что естественно, поскольку содержание урана-238, ответственного за Доплер-эффект, в урановых и МОХ-ТВС примерно одинаково. Наблюдаются незначительные различия в коэффициенте реактивности по плотности и температуре теплоносителя в начале цикла, не приводящие к изменению знака эффекта. Наибольшие различия в рассчитанных вариантах связаны с коэффициентом неравномерности энерговыделения в пределах полиячейки. Авторы считают, что этот недостаток может быть скомпенсирован за счет оптимизации размещения ТВС в пределах активной зоны, что выходит за возможности инструмента, использованного в расчетах.

Стоит, однако, отметить, что в таблицах даны оценки только осредненных значений параметров в активной зоне. Сложные структуры, в которых сочетаются теплоделяющие сборки, существенно различающиеся по глубине выгорания, составу топлива и нейтронно-физическим свойствам, могут приводить к определенным локальным эффектам, которые будут влиять на безопасность. Судя, в частности, по данным [9], в ТВС с МОХ-топливом можно ожидать существенных отличий от урановых ТВС как по локальным температурным коэффициентам, так и по доле запаздывающих нейтронов. Это может приводить к их более высокой чувствительности к возможным изменениям температуры топлива и теплоносителя и соответствующим возмущениям поля энерговыделения. Оценка подобных эффектов требует дополнительного исследования, которое предполагается провести в дальнейшем.

По мнению авторов, одним из самых благоприятных вариантов, из числа рассмотренных, является вариант №5, в котором исходные концентрации делящихся изотопов в урановых и МОХ-ТВС близки между собой, а время пребывания в активной зоне отличается в пять раз. Как следует из расчетов, для этого варианта пропускная способность возрастает в 2,9 раза по сравнению с чисто энергетическим вариантом. Выгорание МОХ-ТВС составляет 19 МВт·сут/кг. При этом выгорание урановых ТВС за счет избытка нейтронов от недожженных МОХ-ТВС достигает 62,5 МВт·сут/кг, что на 58% больше, чем в энергетическом варианте.

При относительно небольшом выгорании МОХ-ТВС существенно возрастает их годовой расход, что можно считать естественной платой за увеличение пропускной способности по денатурации оружейного плутония.

Следует отметить еще один важный момент: относительное содержание плутония-240 в составе плутония в выгружаемых урановых и МОХ-ТВС практически одинаково и достаточно близко к его содержанию в отработанном топливе ВВЭР. Это может быть

Таблица 3

Варианты ускоренной денатурации ОП

Вариант расчета	Вар. №3		Вар. №4		Вар. №5	
Тип ТВС	MOX	UO ₂	MOX	UO ₂	MOX	UO ₂
Обогащение топлива по дел. нукл.	2,25%	4,40%	4,50%	4,40%	4,50%	4,40%
Загрузка активной зоны ТВС	1 : 1 (82 : 83)		1 : 2 (54: 109)		1 : 2 (54: 109)	
Содержание дел. нуклида, кг/ТВС	8,6	16,5	17,2	16,5	17,2	16,5
Кампания топлива, циклов	2	4	2	4	1	5
Длительность одного цикла, сут	233 + 30		330 + 30		342 + 30	
Пропускная способность для утилизации ОП, кг(Pu)/год	<u>448,4</u>		<u>438,4</u>		<u>848,7</u>	
Расход ТВС, ТВС/год	~ 56	~ 28	27	27	~ 52	~ 21

Характеристики выгружаемого топлива

Тип ТВС		MOX	UO ₂	MOX	UO ₂	MOX	UO ₂
Выгорание топлива, МВт·сут/кг		19,4	40,3	39,6	50,0	19,0	62,5
Изотопный состав выгружаемого топлива по плутониевому ряду	²³⁹ Pu	53,9%	57,1%	49,5%	54,4%	68,6%	54,4%
	²⁴⁰ Pu	29,2%	23,6%	32,1%	23,7%	22,7%	23,6%
	²⁴¹ Pu	14,0%	14,8%	15,1%	16,1%	7,9%	16,2%
	²⁴² Pu	2,8%	4,5%	3,2%	5,8%	1,4%	5,8%
Pu в ОТВС, кг/ТВС		6,48	3,97	10,77	4,74	12,92	5,14
Количество выгружаемого плутония в среднем за год, кг(Pu)/год		364	112	291	128	674	108

Нейтронно-физические характеристики АЗ

Критическая конц. борной к-ты, от.ед.		Начало 102%	Начало 134%	Начало 158%
Отношение Ф _Б /Ф _Т (при E _{сш} = 2,15 эВ)		Начало 6,51 Конец 6,39	Начало 7,58 Конец 7,48	Начало 7,79 Конец 7,75
Плотностной коэф. реактивности по теплоносителю, см ³ /г		Начало 0,200 Конец 0,364	Начало 0,193 Конец 0,380	Начало 0,175 Конец 0,387
Температурный коэф. реактивности по теплоносителю, ·10 ⁻⁴ град ⁻¹		Начало - 3,65 Конец - 7,15	Начало - 3,66 Конец - 7,64	Начало - 3,30 Конец - 7,81
Температурный коэф. реактивности по топливу, ·10 ⁻⁵ град ⁻¹		Начало - 2,0 Конец - 2,1	Начало - 1,9 Конец - 2,0	Начало - 2,0 Конец - 2,0
Максимальный коэф. неравномерности энерговыделения в полиячейке		1,151	1,490	1,390
Средняя доля запаздывающих нейтронов	Начало	43·10 ⁻⁴ (74%)	43·10 ⁻⁴ (74%)	41·10 ⁻⁴ (71%)
	Конец	42·10 ⁻⁴ (72%)	42·10 ⁻⁴ (72%)	40·10 ⁻⁴ (69%)

существенно с точки зрения последующего использования денатурированного плутония в реакторах того или иного типа. При длительном хранении облученных ТВС относительная доля плутония-240 будет возрастать за счет радиоактивного распада плутония-241. Вместе с тем, поскольку содержание плутония в облученных МОХ-ТВС

значительно выше, чем в урановых ТВС, можно предполагать, что именно МОХ-ТВС будут первыми кандидатами на радиохимическую переработку с целью извлечения денатурированного плутония для использования в перспективных реакторах на быстрых и тепловых нейтронах, что приведет к меньшим потерям плутония-241.

Остается открытым вопрос, насколько защищены облученные МОХ-ТВС при выгорании порядка двух процентов от возможного хищения из хранилищ отработанного топлива. Этот вопрос требует дополнительного изучения, и если уровень выгорания будет признан недостаточным, могут быть рассмотрены иные варианты.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Приведенные материалы расчетных исследований дают определенное представление о тех возможностях и особенностях, которые связаны с потенциальным использованием реакторов типа ВВЭР для денатурации оружейного плутония. Как следует из приведенных данных, с точки зрения физики нет принципиальных препятствий для существенного увеличения их пропускной способности без ущерба для энергопроизводства и безопасности. Имеются широкие возможности для выбора варианта денатурации, исходя из технологических ограничений и специальных требований к условиям облучения и конечному продукту.

Благодаря повышенной пропускной способности, процесс денатурации может быть реализован на ограниченной реакторной базе. Денатурированный плутоний может сохранить свой энергетический потенциал для последующего эффективного использования в перспективных реакторах на быстрых и тепловых нейтронах и извлекаться из облученного топлива по мере необходимости, не создавая складских запасов.

Литература

1. Наумов В.И., Савандер В.И., Белоусов Н.И. Анализ возможностей повышения пропускной способности реакторов по денатурации оружейного плутония // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2003. – №2. – С. 73.
2. Biswas D., Rathbun R., Lee S., Buckner M. Weapon-Grade Plutonium Disposition in Pressurized Water Reactors // Nuclear science and engineering. – 1995. – 121. – 1-16.
3. Волков Ю.Н., Наумов В.И. Сравнительный анализ вариантов повышения пропускной способности для утилизации оружейного плутония в реакторах ВВЭР-1000 / Материалы XIII семинара по проблемам физики реакторов. – М.: МИФИ, 2004. – С. 241-243.
4. Волков Ю.Н. Анализ ядерной безопасности при ускоренной денатурации оружейного плутония в реакторе ВВЭР-1000 на основе МОХ-топлива / Сб. тр. конф. молодых специалистов ФГУП ОКБ «Гидропресс». – Подольск: ФГУП ОКБ «Гидропресс», 2005. – С. 203-210.
5. Alyoshin S.S., Bolshagin S.N., Bychkova N.A., Osadchy A.I., Pavlovichev A.M., Styrine Y.A., Kalashnikov A.G. and Khokhlov G.N. Characteristics of VVER-1000 with 1/3 core loaded by MOX fuel with plutonium from surplus Russian nuclear weapons / PHYSOR 2002, Seoul, Korea, October 7-10, 2002.
6. Novikov A.N., Saprykin V.V., Suslov A.A., Lazarenko A.P. Use of MOX (R-Pu and W-Pu) fuel in VVER-1000 (neutron-physical aspects of possibilities) / Proceeding of the NATO advanced research workshop on managing the plutonium surplus: application and technical options. London, U.K. January 24-25, 1994.
7. Levina I.K., Saprykin V.V., Morozov A.G. The safety criteria and VVER core modification for weapon plutonium utilization / Proceeding of the NATO advanced research workshop on Mixed Oxide Fuel (MOX) exploitation and destruction in power reactors. Obninsk, Russia, October 16-19, 1994.
8. Бычков С.А., Марчук Ю.В., Пряничников С.В. Комплекс программ GETERA. Руководство пользователя. – М., 1992.
9. Крючков М.Э., Наумов В.И. Качественный анализ локальных возмущений размножающих сред в реакторах типа ВВЭР / Научная сессия МИФИ-2006: Сб. научных тр. – Т. 8. – С. 116-117.

Поступила в редакцию 24.04.2006

Different control criterions are often used for security system's reliability improvement. Nowadays this feature isn't taken into account in analysis of reactor facility's security system as a result of absence of appropriate mathematic reliability model.

In this paper shown, that taking into account mentioned above features allows to obtain more precise values of reliability index rather than in a case of assumption that different control criterions protection channels are independent.

УДК 621.039.56

Using of Dynamic Programming Method for Optimization Trajectory Workers' Movement at Emission of Rays Threat Zone with the Purpose of Minimization Radiation Processing \A.N. Seseikin, O.L. Tashlykov, S.E. Sheklein, M.J. Kuklin, A.G. Chentsov, A.A. Kadnikov; – Obninsk, 2006. – 8 pages, 3 illustrations, 2 tables. – References, 14 titles.

Relevance of solving of optimization's problem of trajectory workers' movement at emission of rays threat zone is substantiated.

Mathematical analysis of opportunity to use of dynamic programming method in solving of given problem was made and advantages of these method were considered.

Evaluation calculations of optimal movement's trajectory were made. shortening irradiations in different variants of in and out zone of controlled access with initial was compared.

УДК 621.039.516.4

Some Specific Features in Neutron Physics of VVER-Type Reactors under Operation Regime of Accelerated Weapon-Grade Plutonium Denaturing \Yu.N. Volkov, V.I. Naumov; – Obninsk, 2006. – 8 pages, 3 tables. – References, 9 titles.

The paper presents the results obtained in neutron-physical computations, which simulate main properties of VVER-type reactor cores partially loaded with weapon-grade plutonium for its accelerated denaturing. Effective fraction of delayed neutrons was used as a criterion that limits the number of plutonium fuel assemblies inserted in the reactor core. Isotopic composition of plutonium was used as a criterion that limits plutonium burn-up. The following aspects are discussed in the paper: potential ways towards increasing a throughput of VVER-type reactors on weapon-grade plutonium denaturing and neutron-physical features of VVER-type reactor cores under operation regime of accelerated weapon-grade plutonium denaturing.

УДК 621.039.534.6

Influence of the Isotopical Composition of Coolant, Based on Lead from Thorium-Ores, on Void Reactivity Effect in BREST-type Reactor \V.S. Okunev; – Obninsk, 2006. – 10 pages, 4 illustrations, 1 table. – References, 11 titles.

The lead cooled fast reactors are one of few concepts of the new-generation (Generation-IV) power nuclear reactors. The ideals of natural safety are attainable for the lead cooled reactors (for example, BREST). In this type power reactor is proposed to use natural lead with 1,4% ^{204}Pb – 23,6% ^{206}Pb – 22,6% ^{207}Pb – 52,4 % ^{208}Pb – isotopical composition.

The BREST-concept has potential reserves for further increase of inherent safety level. (If this to be needed.) It is weighly for the high-power reactors. Lead with high concentration of ^{208}Pb -isotope utulization is one of such reserve. The isotopes dressing of lead are costly. But, it is known that ^{208}Pb is product of radio-active decay of the ^{232}Th . The half-live of ^{232}Th is $1,4 \cdot 10^{10}$ years. Therefore, approximately 20% of thorium was transmuted into ^{208}Pb . The thorogeneous lead can be used as a coolant of the fast reactors.

Choise of the preferables deposits of lead and optimisation of the isotopical composition of lead (as the coolant of the fast reactors) are interesting for future large-scale nuclear power engineering, based on safe reactors.

УДК 621.039.51

Investigation of the Point Model of the Xenon Oscillations \N.O. Ryabov, A.A. Semenov; – Obninsk, 2006. – 8 pages, 6 illustrations, 1 table. – References, 6 titles.