



UA0100175

НАЦИОНАЛЬНЫЙ НАУЧНЫЙ ЦЕНТР  
"ХАРЬКОВСКИЙ ФИЗИКО-ТЕХНИЧЕСКИЙ ИНСТИТУТ"

---

INIS-VA--056

СОВРЕМЕННОЕ СОСТОЯНИЕ ПРОБЛЕМЫ ПОГЛОЩАЮЩИХ  
НЕЙТРОНЫ МАТЕРИАЛОВ И ИЗДЕЛИЙ НА ИХ ОСНОВЕ ДЛЯ  
РЕАКТОРОВ ТИПА ВВЭР-1000

Харьков

1998

32 / 19

X

СОВРЕМЕННОЕ СОСТОЯНИЕ ПРОБЛЕМЫ ПОГЛОЩАЮЩИХ  
НЕЙТРОНЫ МАТЕРИАЛОВ И ИЗДЕЛИЙ НА ИХ ОСНОВЕ ДЛЯ  
РЕАКТОРОВ ТИПА ВВЭР-1000

Обзор

По данным отечественной и  
зарубежной печати за 1955-1998 гг.

СОДЕРЖАНИЕ

	стр.
Введение.....	3
1. Системы управления и защиты и их назначение.....	4
2. Подвижные органы СУЗ.....	5
2.1. Конструктивные особенности пзлов и ПС СУЗ.....	5
2.2. Нейтронопоглощающие материалы регулирующих органов реакторов с водой под давлением.....	8
2.2.1. Борсодержащие поглощающие материалы.....	10
2.2.2. Гафний.....	16
2.2.3. Сплав на основе серебра.....	20
2.2.4. Диспрозий.....	24
2.2.5. Европий.....	26
2.2.6. Перспективные поглощающие материалы.....	28
2.3. Конструкции современных и перспективных пзлов СУЗ реакторов ВВЭР-1000.....	33
3. Система выгорающего поглотителя.....	39
3.1. Стержни выгорающего поглотителя.....	40
3.2. Выгорающий поглотитель гомогенного типа.....	41
3.3. Выгорающий поглотитель в виде покрытия на топливных таблетках.....	48
4. Система борного регулирования.....	54
5. Заключение.....	59
Список литературы .....	61

УДК 621.039.58

КОНОТОП Ю.Ф., ОДЕЙЧУК Н.П., КРАСНОРУЦКИЙ В.С.

Современное состояние проблемы поглощающих нейтроны материалов и изделий на их основе для реакторов типа ВВЭР-1000: Аналитический обзор. - Харьков: ННЦ ХФТИ, 1998, - 68 с.

Дано описание функционального назначения различных систем управления и защиты реакторов ВВЭР-1000. Рассмотрены конструктивные особенности пэлов, ПС СУЗ и выгорающих поглотителей серийных установок ВВЭР-1000. Проанализированы нейтронопоглощающие материалы, применяемые или перспективные для использования в активной зоне реакторов с водой под давлением. Обсуждаются перспективные конструкции пэлов СУЗ с улучшенными технико-эксплуатационными характеристиками, а также выгорающие поглотители различного конструктивного исполнения для реакторов ВВЭР-1000.

Рисунков 20, таблиц 11, список литературы - 97 названий.

Работа выполнена в рамках договора № 9811 с Минэнерго Украины.

Национальный научный центр

© "Харьковский физико-технический институт" (ННЦ ХФТИ), 1998.

## ВВЕДЕНИЕ

Атомная энергетика Украины базируется в основном, за исключением Чернобыльской АЭС, на реакторах типа ВВЭР, причем большая часть из них является реакторами большой мощности: ВВЭР-1000. К ним относятся: 1-6-й блоки на Запорожской АЭС, 1-3-й блоки на Южно-Украинской АЭС, 1-й блок Хмельницкой АЭС, 3-й блок Ровенской АЭС, а также строящиеся в настоящее время 2-й блок ХАЭС и 4-й блок РАЭС. Лишь в двух блоках (1-й и 2-й) РАЭС используются реакторы ВВЭР-440.

Принятая к настоящему времени концепция обеспечения ядерным топливом реакторов ВВЭР-1000 украинских АЭС предусматривает на первом этапе создание собственной промышленной базы по производству комплектующих для твэлов и ТВС, изготавливаемых СП. Обеспечение топливом остальных реакторов (ВВЭР-440 и РБМК), вклад которых в энергообеспечение страны незначителен, планируется осуществлять по действующей сегодня схеме - за счет поставок из России [ 1 ].

Одной из составных частей производства ядерного топлива является изготовление поглощающих материалов и элементов регулирования и защиты ядерных реакторов. В реакторах с водой под давлением (ВВЭР и PWR) рабочие органы регулирования и защиты, а также стержни выгорающего поглотителя (СВП) эксплуатируются в составе ТВС [ 2-6 ]. В связи с этим одновременно с решением вопросов создания промышленного производства ТВС должны решаться и вопросы изготовления пэлов и поглощающих сборок системы управления и защиты (ПС СУЗ), которые также являются периодически сменяемыми элементами активной зоны реакторной установки.

В данном обзоре применительно к реакторам ВВЭР-1000 рассмотрены и обсуждаются следующие вопросы:

- функциональное назначение различных систем управления и защиты;
- конструктивные особенности пэлов, ПС СУЗ и выгорающих поглотителей (ВП);
- нейтронопоглощающие материалы, применяемые или перспективные для использования в активной зоне;
- перспективные конструкции пэлов СУЗ;
- перспективные выгорающие поглотители различного конструктивного исполнения.

## 1. СИСТЕМЫ УПРАВЛЕНИЯ И ЗАЩИТЫ И ИХ НАЗНАЧЕНИЕ

Ядерная безопасность и управление реакторов с водой под давлением обеспечиваются тремя независимыми системами управления и защиты, основанными на разных принципах. К ним относятся:

- система механических органов СУЗ;
- система выгорающего поглотителя, введенного в состав ТВС;
- система борного регулирования состава теплоносителя.

Система механических органов СУЗ предназначена для:

- обеспечения быстрого прекращения ядерной реакции;
- автоматического регулирования в целях поддержания мощности реактора на заданном уровне или перевода его с одного уровня мощности на другой;
- компенсации быстрых изменений реактивности.

Системы борного регулирования и выгорающего поглотителя, используемого в твердой фазе, взаимно дополняют друг друга и предназначены для компенсации части избыточной реактивности в начале кампании свежей топливной загрузки и компенсации медленных изменений реактивности в течение кампании. Помимо указанных функций использование системы ВП и борного регулирования дает ряд положительных эффектов, с точки зрения увеличения длительности кампании, в сочетании с увеличением глубины выгорания топлива, о чем речь пойдет ниже при более подробном рассмотрении действия данных систем.

## 2. ПОДВИЖНЫЕ ОРГАНЫ СУЗ

### 2.1. Конструктивные особенности пэлов и ПС СУЗ

Как отмечалось в разд.1, подвижные органы СУЗ предназначены для регулирования реактора во всем диапазоне мощности и быстрого его останова. Подвижный орган СУЗ реакторов с водой под давлением представляет собой пучок (кластер) пэлов (рис.2.1), перемещающихся внутри направляющих каналов ТВС с помощью специального механического привода либо плавно в режиме автоматического регулирования (АР), либо быстро под действием силы тяжести в режиме аварийной защиты (АЗ). Кластер пэлов в технической литературе еще называют поглощающей сборкой СУЗ или кассетой СУЗ.

Каждый пэл содержит поглощающий нейтроны материал, заключенный в оболочку из нержавеющей стали. В серийных реакторах типа ВВЭР-1000 в качестве поглощающего материала с самого начала используется карбид бора с естественным содержанием изотопа бор-10. Начиная с 1995 г. в опытном и опытно-промышленном масштабах начато производство модернизированных пэлов на основе комбинированных поглотителей  $B_4C/Dy_2O_3.TiO_2$  и  $B_4C/Hf$  [ 3,4,58-61, 87 ]. В серийных пэлах на основе  $B_4C$  оболочкой служит нержавеющая сталь 06X18H10T, а в модернизированных - радиационно-стойкий сплав ЭП-630У.

В реакторах PWR в основном используются пэлы трех типов [ 2-4,6-9, 59,62-68 ]:

- а) на основе таблеток  $B_4C$ ;
- б) на основе сплава 80 %Ag - 15 %In - 5 %Cd;
- в) на основе комбинированного поглотителя  $B_4C/AgInCd$ .

В последнее время для пэлов PWR интенсивно разрабатываются и исследуются новые поглощающие материалы  $HfB_2$ , Hf и сплавы на его основе [ 9, 69-74 ].

Оболочкой пэлов PWR чаще всего служит холоднодеформированная ( 10 % ) нержавеющая сталь марки 304 L, реже - инконель 627; в модернизированных пэлах сталь 304 L начали заменять на более радиационно-стойкую сталь 316 L.

Во всех реакторах с водой под давлением ПС СУЗ извлекаются вверх и падают вниз. Верхние части пэлов присоединены к специальной траверсе, имеющей форму "снежинки" (рис.2.1), которая, в свою очередь, связана с механическим приводом СУЗ, проходящим через крышку реактора. Соединение траверсы ПС СУЗ с механизмом перемещения достигается с помощью магнитного устройства. Перемещение ПС СУЗ может осуществляться непрерывно или дискретными шагами. Приводы СУЗ объединены в группы, что

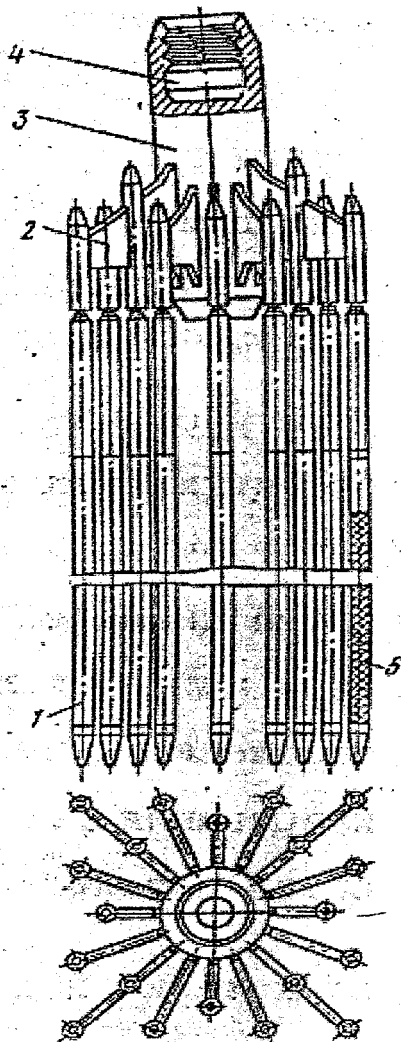


Рис.2.1. Регулирующий орган кластерного типа:

- 1 - регулирующий стержень; 2 - пластины крепления стержней;
- 3 - головка ПС СУЗ; 4 - гнездо для соединения подвески со штоком;
- 5 - поглощающий материал

позволяет одновременно извлекать или погружать группу ПС СУЗ. Это обстоятельство не только упрощает управление реактором, но и позволяет избежать перекосов в распределении нейтронного поля, а следовательно, и тепловыделения в объеме активной зоны реактора.

Поскольку в реакторах ВВЭР и PWR запас реактивности на выгорание практически полностью компенсируется выгорающим поглотителем, используемым в составе ТВС, и борной кислотой, растворенной в теплоносителе, то большинство кассет СУЗ (около 90 %) находится в верхнем положении и только одна группа ПС СУЗ функционирует в режиме АР. При появлении сигнала аварийной защиты магниты обесточиваются, и все ПС СУЗ, находящиеся сверху или в промежуточном положении, под действием гравитации движутся вниз и обеспечивают быстрый останов реактора.

Отличительной особенностью реакторов большой мощности, в том числе и реакторов ВВЭР-1000, является возможность возникновения пространственных ксеноновых колебаний мощности в объеме активной зоны [ 5 ]. В реакторе ВВЭР-1000 наибольшие возмущения нейтронного поля возникают в режиме работы с изменением уровня мощности, например снижения мощности со 100 до 50 % на некоторое время с последующим подъемом до 100 %. Для коррекции деформаций поля по высоте активной зоны предусмотрены группы поглощающих стержней с половинной высотой поглощающего материала.

В зависимости от проекта реакторной установки количество механических приводов СУЗ, ТВС с ПС СУЗ и пэлов в составе каждой ПС СУЗ могут заметно отличаться. В частности, в реакторной установке ВВЭР-1000 5-го блока НВАЭС имеются 109 кластеров ПС СУЗ с 12-ю пэлами каждая; 12 ПС СУЗ работают в режиме АР, а остальные 97 - в режиме АЗ [ 5 ]. В 1-м блоке ЮУАЭС имеются 49 ПС СУЗ, из которых 6 шт. работают в режиме АР, а остальные 43 - в режиме АЗ. В серийных реакторах ВВЭР-1000 ПС СУЗ размещаются в ~ 30 % ТВС: всего в активной зоне находятся 163 ТВС, а 61 из них оснащена кассетами СУЗ. Шесть ПС СУЗ работают в режиме АР, а остальные 55 - в режиме АЗ. В состав каждой ПС СУЗ входят 18 пэлов, которые перемещаются в канальных трубах ТВС  $\varnothing 12,6 \times 0,8$  мм из стали 06X18H10T [ 3,4,23 ]. В реакторах PWR в зависимости от проекта число механизмов перемещения ПС СУЗ может изменяться от 40 до 70 шт., а количество пэлов в кассете СУЗ - от 16 до 24 шт. [ 6,65,75 ].



## 2.2. Нейтронопоглощающие материалы регулирующих элементов реакторов с водой под давлением

К поглощающим материалам, используемым в регулирующих стержнях, предъявляется ряд специфических требований. Наиболее важной их характеристикой является сечение поглощения нейтронов, причем для реакторов на тепловых нейтронах его величина должна составлять  $\sim 100$  б и выше [ 8,16 ]. В дополнение к сказанному указанные материалы должны обладать и другими свойствами, необходимыми для их надежной работы в реакторе. К их числу относятся: механическая прочность; коррозионная стойкость в теплоносителе; химическая и размерная стабильность в процессе эксплуатации; доступность и относительно низкая стоимость; технологичность и др. [ 6,8,12,16 ].

Хотя в природе существует довольно много химических элементов, эффективно поглощающих нейтроны, лишь немногие из них удовлетворяют вышеперечисленным требованиям. С учетом данного обстоятельства имеет смысл рассматривать лишь те поглощающие материалы, которые заведомо пригодны для использования в активной зоне водо-водяных реакторов. В данной работе основное внимание уделяется тем материалам, которые либо широко используются в пэлах СУЗ, либо интенсивно прорабатываются и исследуются. К первой группе относятся материалы на основе бора, в первую очередь - карбид бора, а также тройной сплав на основе серебра: 80 %Ag - 15%In - 5 %Cd. В группу перспективных поглотителей для пэлов СУЗ входят металлический гафний и соединения на основе диспрозия [ 3,4,6-16,58-68 ].

Следует отметить, что в качестве поглощающего материала регулирующих стержней установки ВВЭР-1000 первоначально использовалась окись европия в матрице из алюминиевого сплава [ 5 ]. Впоследствии окись европия была заменена на  $B_4C$  из-за более ее высокой стоимости по сравнению с карбидом бора, а также высокой наведенной активности отработавших пэлов на основе  $Eu_2O_3$  [ 17,76 ]. В частности, удельная активность облученной  $Eu_2O_3$  достигает  $\geq 200$  Ки/г, что может вызвать катастрофические последствия при аварийных ситуациях, усложняет транспортировку, хранение и утилизацию отработавших изделий.

В табл. 2.1. приведены ядерно-физические свойства поглощающих нейтроны элементов, используемых или перспективных для использования в активной зоне реакторов типа LWR [ 8,16,18,89 ]. В нее включены элементы, пригодные для использования как в регулирующих стержнях, так и в качестве выгорающих поглотителей. Свойства других поглотителей, имеющих более низкое сечение поглощения и используемых в основном в реакторах на быстрых нейтронах или же крайне редко применяемых в реакторной техни-

ке, приведены в монографиях [ 8,16 ].

Из данных, приведенных в табл.2.1, видно, что такие элементы как европий, диспрозий и гафний содержат изотопы, которые превращаются в дочерние продукты с высокими поперечными сечениями. Это обстоятельство способствует сохранению их высокой поглощающей способности, что делает указанные элементы наиболее перспективными для использования в регулирующих стержнях. В таких элементах как бор, самарий, эрбий и гадолиний происходит быстрое истощение изотопов с высокими поперечными сечениями, вследствие чего материалы на основе указанных элементов пригодны для использования в качестве выгорающих поглотителей. Следует отметить, что крайне редко поглощающие нейтроны элементы используются в чистом виде, чаще всего - в виде тугоплавких соединений.

Приведенные в табл.2.1. значения микроскопического и макроскопического сечений поглощения нейтронов различных элементов не дают полной информации о физической эффективности поглощающих материалов на их основе. Для практических целей наиболее подходящей оценкой поглощающей способности различных материалов является их относительная физическая эффективность. Последняя определяется на специальных физических стендах или критических сборках путем измерения эффективности поглощения нейтронов определенным материалом в сравнении с эталоном.

В табл.2.2. приведены значения относительной физической эффективности<sup>1</sup> ряда материалов по сравнению с эффективностью карбида бора с естественным содержанием изотопа бор-10 в условиях типичного для реакторов типа ВВЭР спектра нейтронов ( $F_E > 0,1 \text{ МэВ} / F_{\text{тн}} \approx 2,5$ ). Измерения выполнены на образцах поглотителя нейтронов в виде цилиндров  $\varnothing = 10 \text{ мм}$ ,  $H = 100 \text{ мм}$ .

Как следует из таблицы 2.2, для реакторов ВВЭР-1000, с точки зрения достижения требуемой физической эффективности, пригодны материалы  $n, \alpha$ -,  $n, \gamma$ - и  $(n, \alpha + n, \gamma)$ - типов. Вопросы физической эффективности различных поглощающих материалов применительно к пэлам СУЗ быстрых реакторов обсуждаются в работах [ 20-22 ].

Рассмотрим несколько подробнее основные характеристики различных поглощающих материалов.

---

<sup>1</sup> В общем виде под эффективностью  $i$ -го поглотителя подразумевается величина  $\Delta \rho_i = \rho_0 - \rho_i$ , где  $\rho_0$  - запас реактивности активной зоны без поглотителей,  $\rho_i$  - запас реактивности с  $i$ -м поглотителем,  $\rho_i = (k_{\text{эф}, i} - 1) / k_{\text{эф}, i}$ ; как правило,  $\rho_i$  - величина отрицательная.

## 2.2.1. Борсодержащие поглощающие материалы

Карбид бора является наиболее широко применяемым поглотителем регулирующих стержней почти всех типов энергетических реакторов (ВВЭР, РБМК, БН, PWR, BWR). Он обладает высокой поглощающей способностью при сравнительно низкой стоимости. Положительным является и то обстоятельство, что сечение поглощения бора-10 подчиняется закону  $1/v$ ; в логарифмических координатах зависимость сечения от энергии нейтронов носит линейный характер (рис.2.2). Это позволяет проводить достаточно точные расчеты поглотителей на основе бора.

Важно также то, что под облучением не происходит активации бора (ввиду отсутствия  $n, \gamma$  - реакции), вследствие чего существенно упрощается решение вопросов обращения, перевозки и утилизации отработавших пэлов на основе бора. При соблюдении требуемой чистоты  $B_4C$  основной вклад в активность отработавших изделий будут вносить конструкционные материалы, а при наличии дефектов в оболочке пэлов - и тритий.

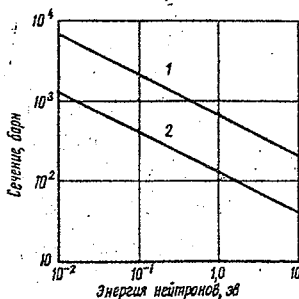


Рис.2.2. Сечение поглощения бора в области малых энергий [ 8 ]:  
1 - изотопом  $^{10}\text{B}$ ; 2 - естественный бор

Основная проблема при использовании  $B_4C$  заключается в его распаду в результате образования газообразного гелия по реакциям:



Таблица 2.1

Ядерно-физические свойства поглотителей, используемых или перспективных  
для использования в активной зоне водо-водяных реакторов

Элемент	Атомный вес	Распространенность в природе, %	Температура плавления, °C	Плотность, г/см <sup>3</sup>	Сечение поглощения тепловых нейтронов		Значение резонансного интеграла, б	Изотопы, образующиеся при захвате нейтрона	Микроскопическое сечение поглощения дочерних продуктов, б
					микро- скопическое, б	макроскопическое, см <sup>-1</sup>			
1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
В	10,82	-	2300	2,45	755±2	104	280	-	-
	10	19,8	-	-	3813	568	-	<sup>7</sup> Li	0,033±0,02
Co	58,94	-	14,95	8,71	37	3,4	-	<sup>60</sup> Co	6±2
	59	100	-	-	-	-	-	-	-
Ag	107,88	-	901	10,5	63±1	3,63	700	-	-
	107	51,35	-	-	31±2	-	80,6	<sup>108</sup> Cd	-
	109	48,65	-	-	87±7	-	1870	<sup>110</sup> Ag	-
								<sup>110</sup> Cd	0,2
Cd	112,41	-	321	8,65	2450±50	118	-	-	-
	113	12,26	-	-	20000±300	-	-	<sup>114</sup> Cd	1,2
In	114,82	-	156	7,3	196±5	7,3	2700	-	-
	113	4,23	-	-	58±13	-	891	<sup>114</sup> In	-
	115	95,77	-	-	207±21	-	2294	<sup>115</sup> Sn	-
Sm	150,35	-	1052	7,75	5600±200	166	1790	<sup>116</sup> Sn	0,004
	147	15,07	-	-	87±60	-	<1350	-	-
	149	13,84	-	-	40800±900	-	-	<sup>148</sup> Sm	-
	152	20,63	-	-	224±7	-	2650	<sup>150</sup> Sm	-
								<sup>153</sup> Sm	-
								<sup>153</sup> Eu	420±100

1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
Eu	152,0 151 153 154 155	- 47,77 52,23 - -	900 - - - -	5,22 - - - -	4300±100 7700±80 450±20 1500±400 14000±4000	92,5 - - - -	- <3000 - 1280° -	- 152Eu 154Eu 155Eu 156Eu 156Gd	- 5500±1500 - 1500±400 14000±4000 - -
Gd	157,26 155 157	- 14,73 15,68	1350 - -	7,95 - -	46000±2000 61000±5000 240000±12000	1390 - -	67 - -	- 156Gd 158Gd	- - 4±2
Dy	165,51 164	- 28,18	1400 -	8,56 -	950±50 2600±300	35 -	- -	- 165Dy 166Ho	- 5000±2000 64±3
Er	167,32 162 164  166 167 168  170	- 0,136 1,56  33,4 22,9 27,1  14,9	1550 - -  - - -  -	9,10 - -  - - -  -	166±16 19±2 13±2  40±3,4 670±30 1,95±0,05  5,7±0,2	5,7 - -  - - -  -	740±10 480±10 105±10  100±1 2970±70 36±7  20±2	- 165Er 166Er  168Er 169Er 170Er 171Er	-    2,0±0,4  9,0±2,0 280±30
Hf	175,58 174 176 177 178 179 180	- 0,18 5,15 18,39 27,08 13,78 35,44	2222 - - - - - -	13,1 - - - - - -	105±5 1500±1000 15±15 380±30 75±10 65±15 14±5	4,81 - - - - - -	~ 1860 - - - - - 15,7	- 175Hf 177Hf 178Hf 179Hf 180Hf 181Hf 181Ta	- 380±30 75±10 65±15 14±5 21,3±1,0

Таблица 2.2

Относительная физическая эффективность ( $\rho_f$ ) различных поглощающих материалов (ПМ) в сравнении с  $B_4C$  естественного состава по  $^{10}B$  в условиях реактора ВВЭР-1000 [19,58]

Поглощающий материал	Обогащение по $^{10}B$ , %	Вид изделия	Плотность, г/см <sup>3</sup>	$\rho_f \pm 1$ , %
п, $\alpha$ -типа				
$B_4C$	ест.	таблетки	1,8	100
$B_4C$	ест.	протяжной пэл	1,93	~100
$B_4C$	ест.	таблетки	2,4	104
$B_4C$	40	таблетки	2,3	117
$B_4C$	80	таблетки	2,3	122,5
$TiB_2, CrB_2$	ест.	таблетки	~4,5	96-98
В - сталь СБЯ-2 с 2 % В	ест.	прутки	~8	71,5
п, $\gamma$ -типа				
$Al_2O_3 + Eu_2O_3$ (1 г/см <sup>3</sup> )	-	протяжной пэл	-	72,5
$Al_2O_3 + Eu_2O_3$ (1,5 г/см <sup>3</sup> )	-	протяжной пэл	-	78
$Al + Eu_2O_3$ (2 г/см <sup>3</sup> )	-	протяжной пэл	-	85
$Eu_2O_3$	-	таблетки	~7,4	111,5
Hf - Zr (5 %)	-	пруток	-	79
Ni-In(10 %)-Sm(10 %)-Hf(10 %)	-	пруток	-	76
$Sm_2O_3$	-	таблетки	~6,8	81
$Dy_2O_3 \cdot 2TiO_2, Dy_2O_3 \cdot TiO_2$	-	таблетки	5,7-6,5	76-80
Dy (металл)	-	пруток	-	82
(п, $\alpha$ +п, $\gamma$ )-типа				
$EuB_6$	ест.	таблетки	~4,7	112,5

Выделяющийся газообразный гелий вызывает распухание сердечника пэлов из  $B_4C$ , в результате чего в оболочке изделий возникают напряжения, часто приводящие к появлению в оболочке трещин [ 3,4,8,16,77-79 ]. Кроме того, вследствие неравномерного выгорания ядер бор-10 по сечению в изделии из  $B_4C$  появляется градиент напряжений и, как следствие, образуются кольцевые микро- и макротрещины. При возникновении дефектов в оболочке пэлов может происходить вымывание поглотителя и связанная с этим потеря физической эффективности изделий.

За многие годы эксплуатации реакторов различного типа российские исследователи накопили большой банк данных о радиационной стойкости как самого карбида бора, так и изделий на его основе [ 3,4,10,15,16,19-23,58-60,78 ]. Для пэлов виброуплотненного (в/у) типа реакторов ВВЭР-1000 предельно допустимый ресурс ограничивается в нижней части изделий<sup>2</sup>:

- флюенсом тепловых нейтронов  $(2,5-3,0) \cdot 10^{21} \text{ см}^{-2}$ ;
- флюенсом быстрых нейтронов ( $E > 0,8 \text{ МэВ}$ )  $(5,5-6,6) \cdot 10^{21} \text{ см}^{-2}$ ;
- выгоранием изотопа  $^{10}\text{B}$  на уровне 50 %.

Следует отметить, что срок службы пэлов на основе  $B_4C$  во многом определяется их конструкцией. Так, например, пэлы таблеточного типа (обогащение 60...85 % по  $^{10}\text{B}$ ) реакторов БН сохраняют свою работоспособность до флюенса быстрых нейтронов  $(1,2-1,5) \cdot 10^{23} \text{ см}^{-2}$ . Это достигается благодаря тому, что распухание таблеток по диаметру компенсируется зазором между ними и оболочкой, а свободный гелий может выходить в первый контур через щелевой фильтр специального типа в верхней концевой детали пэла [ 10,20-22 ]. При этом наиболее работоспособны конструкции пэлов СУЗ с натриевым подслоем, так как при этом резко снижается температура поглощающего сердечника. По существу допустимый ресурс работы таких пэлов определяется величиной радиационного охрупчивания оболочки и степенью снижения эффективности пэла за счет выгорания ядер  $^{10}\text{B}$ .

Наличие радиального зазора, заполненного гелием, между поглощающим сердечником и оболочкой также способствует увеличению срока службы органов регулирования PWR [ 8,12,16,59,63-67,88 ].

Более подробное освещение вопросов использования карбида бора в органах регулирования и защиты быстрых реакторов можно найти, например, в рабочих материалах совещания специалистов МАГАТЭ, которое состоялось в 1973 г. в г.Димитровграде [ 24 ], и в ряде других работ, например, [ 8,16,25 ]. Вопросы конструктивных и эксплуатационных особенностей поглощающих элементов для кипящих реакторов и реакторов на тяжелой воде обсуждались на заседаниях Технического комитета МАГАТЭ по органам ре-

<sup>2</sup> По данным работ [ 19,23,58 ] средняя глубина ввода пэла AP в активную зону составляет ~ 470 мм (первоначально 1000-1500 мм, в конце кампании 300-350 мм). В режиме АЗ нижний срез столба  $B_4C$  находится над верхней границей активной зоны на расстоянии 77-87 мм.

гулирования для водяных реакторов [ 67,75,76,79-83 ].

К настоящему времени выполнен значительный объем расчетно-экспериментальных исследований по определению радиационных повреждений в материалах активной зоны ядерных и термоядерных реакторов. Вопросы физики радиационных повреждений материалов реакторостроения систематизированы в монографии [ 26 ]. В работах [ 27-31,71,83,84 ] приведены достаточно подробные расчеты радиационных повреждений борсодержащих материалов. Показано, что одним из эффективных способов повышения работоспособности пэлов /твэлов является создание в них сердечников дисперсионного типа. Последние представляют собой гетерогенные системы, состоящие из делящейся (поглощающей) фазы, диспергированной в непрерывной матрице, выполненной из неделящегося материала. При такой конструкции твэла/пэла матрица служит основой-каркасом. Путем соответствующего подбора частиц делящейся фазы можно добиться такого положения, что все продукты деления окажутся локализованными в самих частицах или вблизи них; при этом матрица будет практически свободной от продуктов деления.

К сожалению, для пэлов реакторов с водой под давлением в промышленном масштабе пока еще не разработано надежных сердечников дисперсионного типа на основе  $B_4C$ . В то же время известны НИР по созданию и исследованию свойств такого типа сердечников, полученных путем насыщения (уплотнения) пироуглеродом порошковых засыпок из  $B_4C$  (композиции типа  $B_4C-PuC$  и  $B_4C-SiC$ ) [ 32,33,86,87 ]. Предварительные результаты реакторных испытаний указанных поглощающих композиций на основе естественного бора свидетельствуют о их высокой радиационной стойкости [ 29,32,34 ]. В частности, для образцов композиций  $B_4C-PuC$  с низким и средним содержанием  $B_4C$  (соответственно  $\leq 0,2$  и  $\sim 0,8$  г/см<sup>3</sup>), облученных в интервале температур 400-1250 °С до выгорания ядер  $^{10}B \sim 60$  % и выше, величина их радиационного формоизменения близка к нулю. Формоизменение образцов композиции с высоким содержанием  $B_4C$  ( 1,3-1,6 г/см<sup>3</sup> ), облученных при температурах  $\sim 400$  и  $\sim 800$  °С до выгорания ядер  $^{10}B \sim 14$  %, также близко к нулю или даже отрицательно, т.е. происходит не распухание, а усадка образцов. Столь низкое радиационное формоизменение образцов композиции  $B_4C-PuC$ , по-видимому, связано с тем, что распухание частиц  $B_4C$  компенсируется усадкой пироуглеродной матрицы [ 35 ].

Приведенные данные свидетельствуют о перспективности продолжения НИР по обоснованию возможности применения поглощающих композиций типа  $B_4C-PuC$  с низким и высоким содержанием  $B_4C$  в качестве сердечников соответственно СВП и пэлов СУЗ реакторов ВВЭР-1000 [ 34,86,87 ].

На основе имеющихся экспериментальных данных по эксплуатации пэлов в/у-типа на основе  $B_4C$  в составе 5-го блока НВАЭС можно сделать



вывод, что гарантированный срок службы таких пэлов составляет не более 2-х лет в режиме АР [ 3,4,13,15,19,23 ]. При увеличении кампании пэла в режиме АР до 3-х лет, что соответствует выгоранию ядер  $^{10}\text{В}$  на уровне 45-50 %, в нижней части изделия ( ~ 300 мм от низа пэла ) в/у-порошок  $\text{В}_4\text{С}$  превращается в монокристаллический сердечник, который оказывает силовое воздействие на оболочку пэла. Кроме того, образовавшаяся монокристаллическая масса препятствует прохождению выделившегося гелия в газосборник, создавая тем самым избыточное давление под оболочкой. По данным работ [ 19,23 ] вследствие низкой газопроницаемости образовавшегося монокристаллического сердечника из в/у-порошка  $\text{В}_4\text{С}$  только около 4-6 % образующегося гелия выходит в газосборник. Авторы работ [ 3,4,13,15 ] эффект "спекания" порошка  $\text{В}_4\text{С}$  связывают с его легированием литием, образующимся по реакции (2,1).

В РФ предложена конструкция пэлов, в нижней части которых также предусмотрен газосборник для гелия [ 78 ]. По мнению авторов, такое конструктивное решение позволит снизить скорость выгорания ядер  $^{10}\text{В}$  и уменьшить давление газа под оболочкой, в результате чего срок службы пэлов может увеличиться до 20-25 лет.

При расчетах избыточного давления гелия следует иметь в виду, что максимальное выгорание ядер  $^{10}\text{В}$  в  $\text{В}_4\text{С}$  ( природного состава ) составляет  $\sim 0,22 \cdot 10^{23}$  захв/см<sup>3</sup>, что приводит к образованию  $\sim 810$  см<sup>3</sup> газообразного гелия. Указанный гелий в зависимости от температурных режимов эксплуатации пэлов может либо оставаться в объеме зерен  $\text{В}_4\text{С}$ , либо покидать их. Во втором случае давление внутри пэла будет возрастать, что приведет к увеличению вероятности появления деформации и возможному разрушению оболочки изделия.

Отмеченные проблемы, связанные с набуханием карбида бора под облучением, стимулировали проведение НИОКР по выбору, разработке и внедрению в пэлы СУЗ водо-водяных реакторов альтернативных поглощающих материалов.

### 2.2.2. Гафний

Масштабы использования гафния в реакторах с водой под давлением пока незначительны. Впервые регулирующие стержни на основе гафния были использованы в конце 50-х годов в транспортных реакторах ВМФ США, а затем и в ряде коммерческих PWR на АЭС Shippingport, Point Duane, Yukee Row [ 7-9 ]. В РФ, начиная с 1991 г, регулирующие стержни на основе  $\text{Hf}$  ( без защитного покрытия ) эксплуатируются в реакторе РБТ-6 [ 61 ].

Результаты экспериментальной обработки гафния, а также опыт эксплуатации регулирующих стержней на его основе свидетельствуют от том, что данный металл является наиболее подходящим поглотителем для органов регулирования реакторов типа ВВЭР. С одной стороны, он обладает высокой радиационной стойкостью, приемлемыми, соответствующими требованиям, механическими характеристиками и превосходной коррозионной стойкостью в воде высоких параметров. С другой стороны, поглощающая способность этого материала характеризуется не столько величиной его поперечного сечения поглощения тепловых нейтронов ( $105 \pm 2 \text{ б}$ ), сколько исключительной способностью гафния поглощать нейтроны высоких энергий: он имеет семь наиболее сильных резонансов, обуславливающих 90 % общего резонансного поглощения, которые лежат в энергетическом интервале 1-10 эВ (рис.2.3) [ 8,9,12,16 ].

Природный гафний является сложным элементом, состоящим из шести стабильных изотопов (см.табл.2.1). Расчеты и прямые измерения показывают,

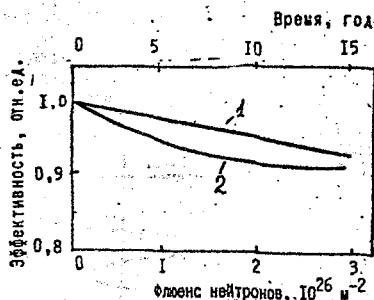
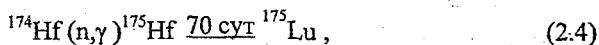


Рис.2.3. Изменение эффективности регулирующих органов в зависимости от флюенса нейтронов и времени [ 7 ]: 1 - Hf; 2 - сплав Ag-In-Cd

что гафний можно использовать для длительной эксплуатации без заметной потери поглощающей способности [ 7-9,15,16,61 ]. В частности, в условиях реактора ВВЭР-1000 физическая эффективность гафния превышает таковую для тройного сплава AgInCd, хотя и уступает В<sub>4</sub>C (рис.2.4) [ 59,61 ].

При облучении гафния происходит накопление трансмутантов - тантала и лутетия - при неупругом взаимодействии изотопов  $^{174}\text{Hf}$  и  $^{180}\text{Hf}$  с нейтронами:



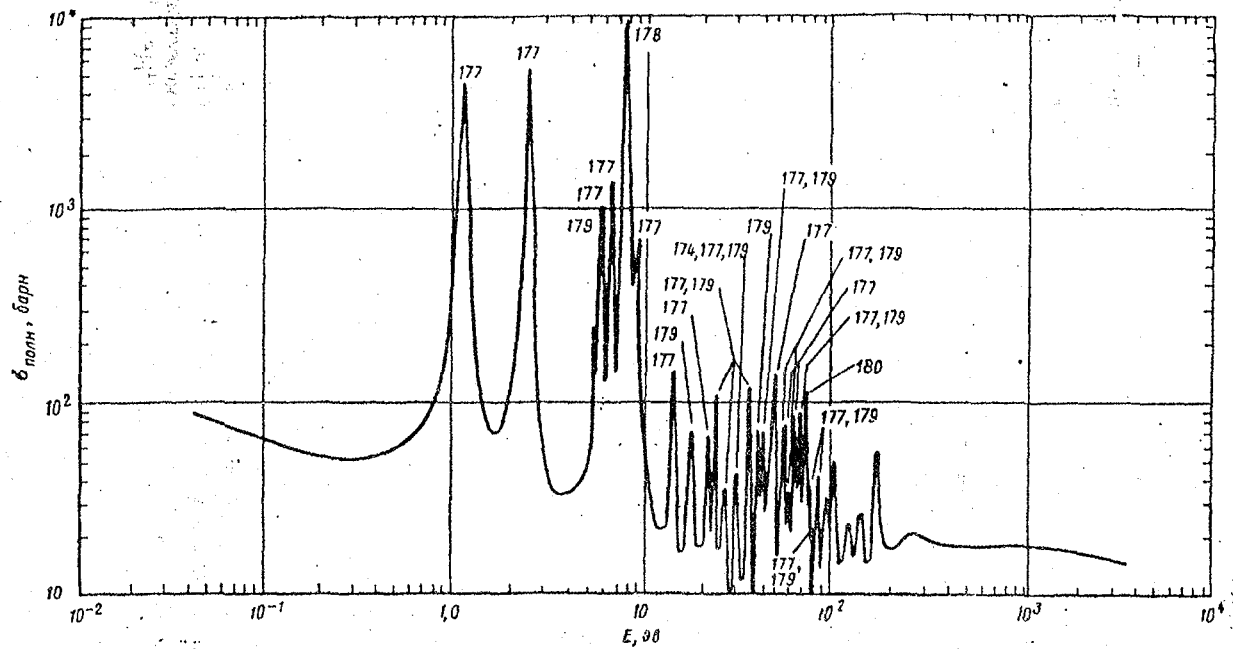
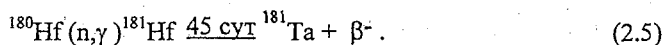


Рис.2.4. Полное сечение поглощения гафния в зависимости от энергии нейтронов [ 8 ]



Экспериментально установлено, что при флюенсе нейтронов  $\sim 1.10^{22} \text{ см}^{-2}$  содержание тантала в гафнии составляет  $\sim 2\%$  [14,61].

Дополнительным достоинством гафния является то, что его активность после облучения оказывается ниже, чем у альтернативных поглотителей: тройного сплава на основе серебра и европия. Это хорошо видно из табл.2.3, где сравниваются значения активностей регулирующих стержней на основе различных поглотителей, проработавших в реакторе 2000 эф. часов на мощности 100 МВт, в функции времени выдержки после облучения [8].

Высокая радиационная стойкость гафния подтверждена экспериментально в ходе реакторных испытаний образцов (трубки, прутки) до флюенса  $7.10^{22} \text{ см}^{-2}$  (тепловые нейтроны) и  $2.4.10^{22} \text{ см}^{-2}$  ( $E > 0,1 \text{ МэВ}$ ) [3,4,9-11,13,14]. На облученных образцах наблюдалось 2-х кратное увеличение прочностных характеристик ( $\sigma_b$  и  $\sigma_{0,2}$ ); равномерное удлинение составляло 2-4 %; скорость коррозии не превышала 0,005 мм/год.

Радиационное формоизменение гафния зависит как от способа получения металла, так и от режимов термомеханической обработки прутка.

Таблица 2.3

Изменение активности регулирующих стержней от времени выдержки после облучения [8]

Материал	Активность, кКи		
	0 суток	20 суток	300 суток
Гафний	75	50	2
20 об. % $\text{Eu}_2\text{O}_3$ в нержавеющей стали марки 304	30	15	12
Сплав 80%Ag-15%In-5%Cd	225	10	5

Первый фактор, в основном, определяет химический состав материала, а второй - структуру. В работе [4] при сравнительных реакторных испытаниях образцов гафния марок ГФИ-1 и ГФЭ-1 с практически одинаковым химическим составом было установлено почти полное совпадение их свойств после облучения. Напротив, в работе [61] сообщается о более высокой радиационной стойкости (малом радиационном росте) гафния ГФИ-1 по сравнению с гафнием ГФЭ-1. По-видимому, наблюдаемые различия в формоизменении различных марок гафния обусловлены различной обработкой прутков.

Главный недостаток гафния, длительное время препятствующий его широкому использованию в реакторной технике, - это относительно высокая стоимость. По последним данным, мировая цена 1 кг гафния составляет 350 дол.США, а при расширении производства можно ожидать снижения

цены на этот металл до 200-250 дол.США [ 9 ].

### 2.2.3. Сплав на основе серебра

Как отмечалось в разд.2.2, в настоящее время в органах регулирования реакторов PWR в качестве поглотителя часто применяется тройной сплав на основе серебра: 80 % Ag - 15 %In - 5 %Cd. Данный сплав разрабатывался как альтернатива набухающему под облучением карбиду бора и дорогостоящему на то время ( 50 - 60-е годы ) гафнию. При его разработке решались следующие основные задачи:

- добиться высокой поглощающей эффективности материала, сравнимой с гафнием;
- существенно улучшить прочностные характеристики и коррозионную стойкость серебра;
- получить сплав однофазного состава.

Полные сечения поглощения серебра, индия и кадмия приведены на рис.2.5, 2.6 и 2.7.

Из данных, приведенных в табл.2.1, видно, что в процессе облучения сплава в результате взаимодействия ядер с нейтронами серебро превращается в кадмий, индий - в олово, а кадмий остается в виде изотопа. Таким образом, в результате п,γ-реакций исходный тройной сплав превращается в сплав, состоящий из четырех элементов. Все продукты превращения имеют малое сечение поглощения нейтронов, в результате чего поглощающая способность сплава уменьшается со временем.

Начальная относительная эффективность сплава 80 %Ag-15 %In- 5 % Cd составляет ~ 99 % от эффективности гафния [ 8 ]. Однако в процессе эксплуатации в активной зоне снижение эффективности сплава AgInCd происходит более быстро и неравномерно, чем у гафния (рис.2.4).

Второй принципиальный недостаток сплава на основе серебра - это низкая коррозионная стойкость в теплоносителе, вследствие чего данный материал в отличие от гафния можно использовать лишь в защитной оболочке. Кроме того, сплав AgInCd имеет довольно низкую температуру плавления, что может привести к плавлению данного материала в случае возникновения аварийной ситуации.

Следует отметить, что вследствие дороговизны и низкой температуры плавления тройной сплав на основе серебра не только никогда не применялся в качестве поглощающего материала пзлов СУЗ реакторов ВВЭР-1000, но

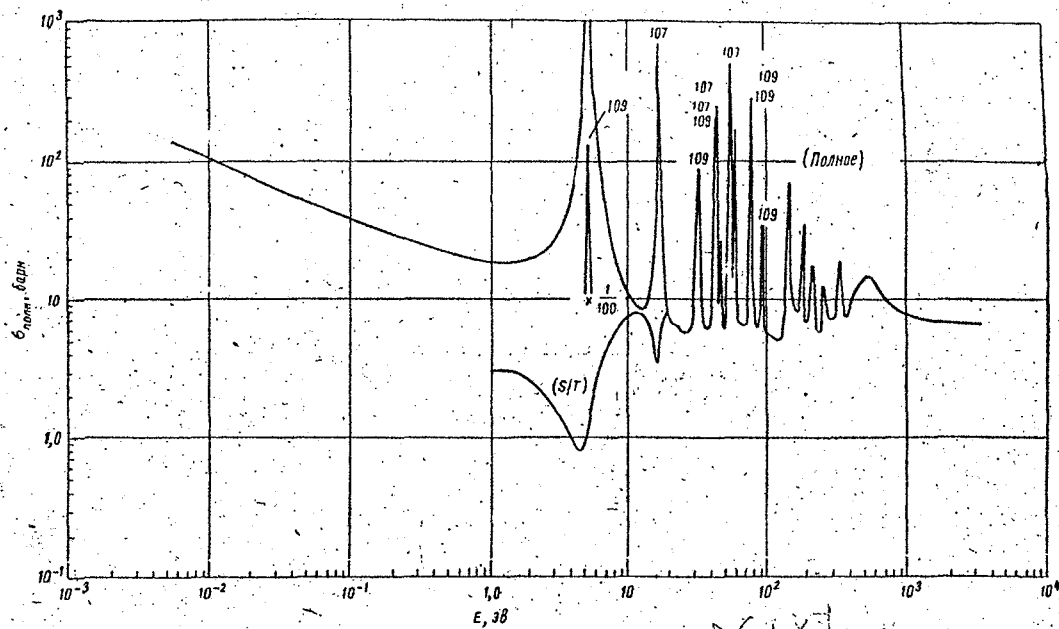


Рис.2.5. Полное сечение поглощения серебра в зависимости от энергии нейтронов [ 8 ]

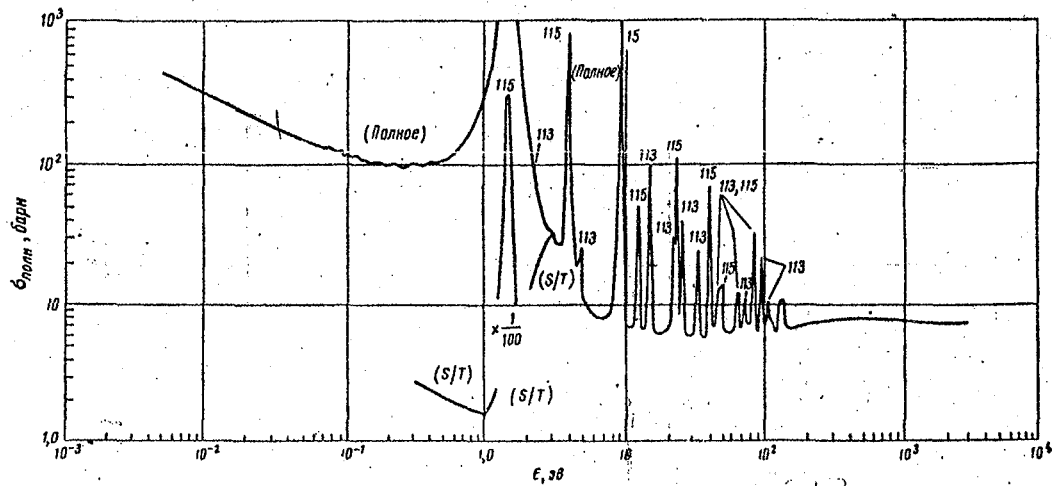


Рис.2.6. Полное сечение поглощения индия в зависимости от энергии нейтронов [ 8 ]

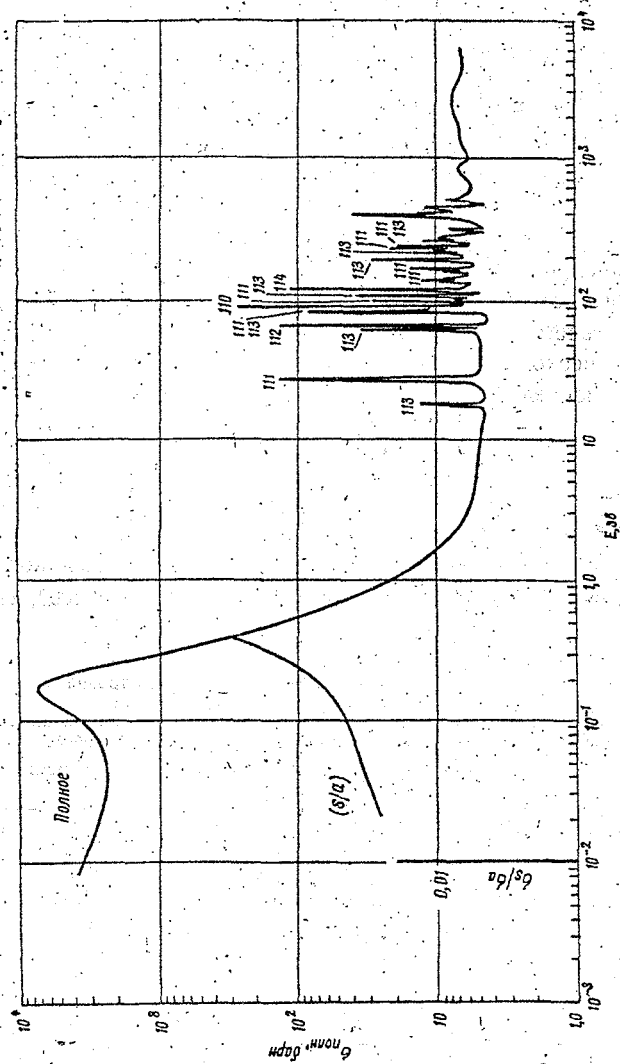


Рис.2.7. Полное сечение поглощения кадмия в зависимости от энергии нейтронов [ 8 ]



даже не рассматривался при разработке перспективных конструкций пэлов.

#### 2.2.4. Диспрозий

Полное сечение поглощения диспрозия показано на рис.2.8. Основной вклад в величину поперечного сечения поглощения тепловых нейтронов дает изотоп диспрозий-164. Свойства других изотопов диспрозия приведены в табл.2.4 [ 8 ].

Диспрозий теряет свою способность поглощать нейтроны сравнительно медленно: до потери поглощающей способности ядро диспрозия может поглотить пять нейтронов. 16 резонансов поглощения диспрозия находятся в энергетическом интервале 1-100 эВ [ 8 ].

В последнее время в РФ проявляется повышенный интерес к диспрозию, а точнее - к соединениям на его основе ( $Dy_2O_3 \cdot 2TiO_2$ ,  $\Sigma R_2O_3 \cdot TiO_2$ ), как альтернативе  $B_4C$ ,  $Hf$  и  $AgInCd$  [ 3,4,10,19,58-61 ].

Высокая радиационная стойкость титаната диспрозия ( $Dy_2O_3 \cdot 2TiO_2$ ) и титаната концентрата РЗЭ на основе диспрозия ( $\Sigma R_2O_3 \cdot TiO_2$ ) подтверждена в ходе реакторных испытаний не только макетов пэлов, но и полномасштабных изделий в различных реакторах (ВВЭР-2, ВВЭР-1000, РБМК-1000, БОР-60,

Таблица 2.4

Свойства изотопов диспрозия

Атомный вес	Содержание в природном элементе или период полураспада при (n,γ)-реакции	Сечение поглощения, б	$T_{1/2}$ (активация)
156	0,052 %	-	-
158	0,090 %	-	-
160	2,298 %	130±130	-
161	18,88 %	680±40	-
162	25,53 %	240±30	-
163	24,97 %	220±50	-
164	28,18 %	514±20	1,3 мин
		2100±30	139 мин
165	139 мин	5000±2000	82 час

СМ-2) [ 3,4,10,15,19,23 ]. Пэлы на основе в/у - титаната диспрозия отработали по 2 года в режиме АР в реакторе РБМК на ЛАЭС и по 3-4 года в режиме



АР в реакторе ВВЭР-1000 на НВАЭС. Во всех случаях распухания поглотителя не зафиксировано, а испытанные изделия сохранили свою форму и размеры. Способность диспрозия сохранять свою физическую эффективность в течение длительного времени эксплуатации и малая наведенная его  $\gamma$ -активность в сочетании с высокой радиационной стойкостью соединения  $Dy_2O_3 \cdot 2TiO_2$  делают перспективными НИОКР по разработке и внедрению регулирующих стержней на основе данного поглотителя в водо-водяные реакторы [ 4,10,15,19,58-61 ]. В частности, начиная с 1995 г. в РФ приступили к опытно-промышленному выпуску пэлов с поглотителем  $B_4C/Dy_2O_3 \cdot 2TiO_2$  для различных АЭС с реакторами ВВЭР-1000 [ 59,60 ].

## 2.2.5. Европий

Как следует из табл.2.1, природный европий состоит из двух стабильных изотопов: европий-151 и европий-153, содержание которых в естественной смеси составляет соответственно 47,77 и 52,23 %. Оба изотопа обладают относительно высоким сечением поглощения нейтронов ( рис.2.9 ), причем дочерние продукты ( $\alpha, \gamma$ ) - реакций также являются хорошими поглотителями. Это обуславливает высокую эффективность европия в течение длительного времени эксплуатации в активной зоне реактора, что чрезвычайно важно для регулирующих стержней.

Оксид европия и композиции типа  $Mo+Eu_2O_3$  обладают весьма высокой радиационной стойкостью [ 8,10,15,16,19,23,24 ]. Поглотители такого типа испытаны в составе макетов и полномасштабного пэлов в реакторах СМ-2, БОР-60, БН-600 до флюенса нейтронов  $(0,5-1,37) \cdot 10^{23} \text{ см}^{-2}$  ( $E > 0,4 \text{ МэВ}$ ) [ 10,15,24 ]. При высоком флюенсе нейтронов радиационное распухание оболочки пэлов превышает распухание таблеток из  $Eu_2O_3$ : соответственно 1,5 и  $< 1$  %, что свидетельствует о высокой радиационной стойкости поглотителя. При такой ситуации основной причиной отказа пэла являются не радиационные повреждения сердечника, а оболочки. Предпринимавшиеся попытки использовать композиции  $Al+Eu_2O_3$  в регулирующих стержнях реакторов ВВЭР-1000 [ 5,15 ] не получили дальнейшего развития из-за относительно высокой его стоимости и высокой активности обработанных пэлов.

Причиной повышенной активности стержней СУЗ на основе европия является накопление в них высокоактивных с жестким спектром  $\gamma$ -излучений долгоживущих изотопов  $^{152}Eu$  и  $^{154}Eu$  ( период полураспада соответственно 13 и 16 лет ).

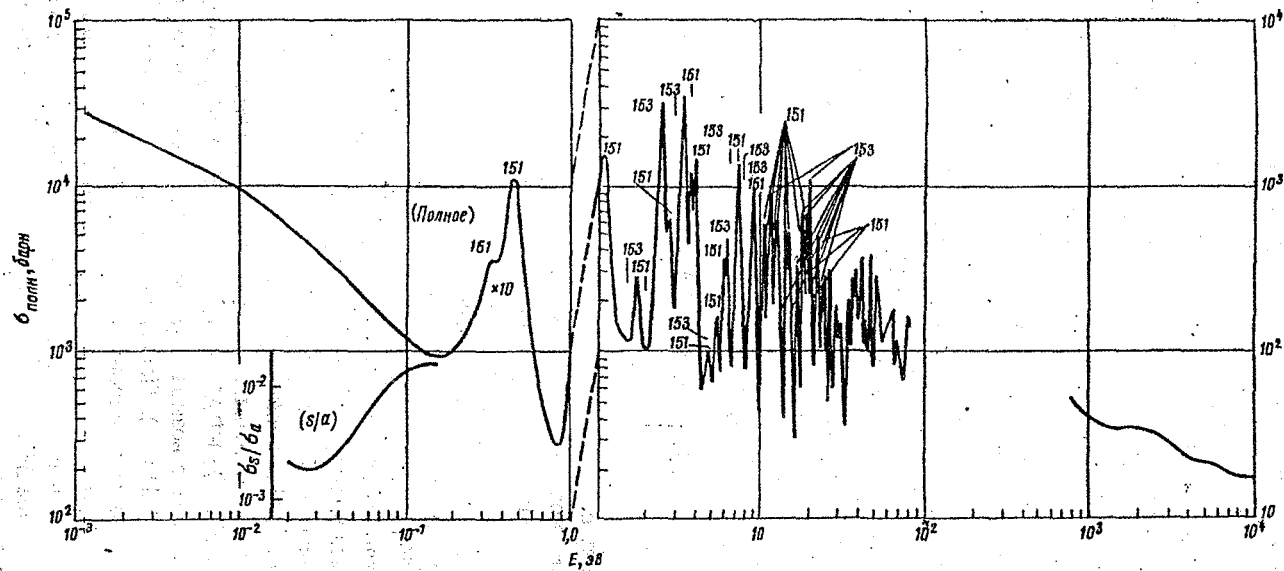


Рис.2.9. Полное сечение поглощения европия в зависимости от энергии нейтронов [ 8 ]

Однако в некоторых случаях высокая наведенная активность поглотителя является не недостатком, а достоинством материала. Так, например, в работе [ 17 ] обсуждается и обосновывается возможность изготовления пэлов СУЗ на основе  $\text{Eu}_2\text{O}_3$  двухцелевого назначения. Отличительной особенностью таких пэлов является то, что сначала они эксплуатируются в активной зоне реактора в обычном режиме, а затем извлеченные из отработавших пэлов капсулы с поглотителем типа  $\text{Co}+\text{Eu}_2\text{O}_3$  используются в качестве гамма-источников. В частности, в реакторах Канду осуществляется наработка  $\gamma$ -источников на основе кобальта-60 с удельной активностью 50 и 200 Ки/г [ 76 ].

Тем не менее, пэлы СУЗ на основе европия в силу высокой наведенной активности и связанной с этим опасностью заражения первого контура при разгерметизации оболочки вряд ли когда-нибудь будут использоваться в мощных энергетических реакторах [ 17,23 ]. По-видимому, производство сравнительно дешевых и эффективных гамма-источников типа  $\text{Co}+\text{Eu}_2\text{O}_3$  следует вести на исследовательских реакторах.

## 2.2.6. Перспективные поглощающие материалы

Наряду с  $\text{B}_4\text{C}$  и сплавом  $\text{AgInCd}$ , как базовыми поглощающими материалами органов регулирования реакторов с водой под давлением, ведутся разработки, испытания и исследования других альтернативных поглотителей. Данный вопрос уже частично обсуждался в разд.2.2 (см.табл.2.2).

В табл.2.5 приведены сравнительные характеристики различных поглощающих материалов по сравнению с  $\text{B}_4\text{C}$ , обогащенным по бору-10 на уровне 73 % [ 6 ].

Можно ожидать, что в ближайшее время гафний все чаще будет использоваться в пэлах СУЗ реакторов типа ВВЭР и возможно полностью вытеснит сплав  $\text{AgInCd}$ . Весьма благоприятны перспективы соединения  $\text{Dy}_2\text{O}_3$ ,  $\text{TiO}_2$ , эффективность, работоспособность и надежность которого обоснована в ходе испытаний регулирующих стержней СУЗ натурных размеров на 5-м блоке НВАЭС [ 3,4,10,15,19,23,58-61 ]. В отдаленной перспективе не исключена возможность замены титаната диспрозия на гафнат диспрозия (  $\text{Dy}_2\text{O}_3$ ,  $\text{HfO}_2$  ). Последний обладает лучшими показателями эффективности и радиационной стойкости [ 61 ].

В последнее время повышенное внимание уделяется соединению  $\text{HfB}_2$ , которое имеет практически одинаковую с  $\text{B}_4\text{C}$  физическую эффективность, но более лучшие показатели прочностных и теплофизических характеристик [ 63,70,71,84,88 ]. В частности,  $\text{HfB}_2$  по сравнению с  $\text{B}_4\text{C}$  можно считать

вполне пластичным материалом, а его теплопроводность при 1000 °С составляет 74 против 12 Вт·м<sup>-1</sup>·К<sup>-1</sup> для В<sub>4</sub>С. В условиях реакторного облучения скорость распухания НfВ<sub>2</sub> почти в три раза ниже, чем В<sub>4</sub>С. Соединение НfВ<sub>2</sub> также характеризуется химической инертностью на воздухе и в воде высоких параметров, причем его коррозионная стойкость заметно повышается при легировании добавками SiC.

В силу своих хороших ядерно-физических характеристик (см.табл.2.1 и рис.2.6) значительный интерес представляет кадмий. По своим физико-механическим и химическим свойствам кадмий не может применяться в водо-водяных реакторах в чистом виде, т.е. в виде металла. Окись кадмия также малопригодна для пэлов вследствие высокой летучести. Однако ряд соединений кадмия с бором, танталом и др. элементами сочетают в себе как высокие сечения поглощения, так и превосходные физико-механические характеристики, что делает их перспективными для использования не только в регулирующих стержнях, но и в качестве выгорающего поглотителя [ 36,37 ]. Применению кадмий-борных соединений в качестве ВП благоприятствует то обстоятельство, что величина остаточного сечения поглощения дочернего изотопа кадмий-114 крайне низкая ( ~ 1,2 б ), а для бора практически равна нулю. В тоже время поглотитель типа Cd-B обладает высокой начальной эффективностью (см.табл.2.1.).

В заключение по поглощающим материалам для органов регулирования и защиты реакторов с водой под давлением можно отметить следующие моменты:

а) по совокупности таких характеристик, как эффективность поглощения нейтронов, физико-механические и коррозионные свойства, доступность, технологичность, стоимость, величина наведенной активности карбида бора вполне удовлетворяет требованиям, предъявляемым к поглощающим материалам для пэлов СУЗ. Основным недостатком В<sub>4</sub>С, как и любых борсодержащих соединений, является их распухание под облучением и связанный с этим ограниченный срок службы пэлов СУЗ. Тем не менее, накопленный опыт эксплуатации органов регулирования реакторов LWR свидетельствует о том, что возможности В<sub>4</sub>С как поглотителя до конца еще не исчерпаны, и работоспособность пэлов на его основе может быть увеличена путем разработки новых конструкций регулирующих стержней ( создание диаметрального зазора между оболочкой и таблетками из В<sub>4</sub>С, применение таблеток заданной плотности и пористости, использование оболочек с повышенной стойкостью к охрупчиванию и др. );

б) первоначально в качестве альтернативы карбиду бора предпринимались попытки применить металлический гафний. Однако в энергетических реакторах он не нашел широкого распространения вследствие своей высокой стоимости. В качестве заменителя гафния был разработан тройной сплав на основе серебра: 80 %Ag-15 %In-5 %Cd, который широко используется в ре-

акторах PWR как в качестве самостоятельного поглотителя, так и в комбинации с карбидом бора ( $B_4C/AgInCd$ );

в) успехи в области производства гафния привели к заметному снижению его стоимости, что послужило причиной проявления повышенного интереса к данному поглотителю применительно к реакторам с водой под давлением;

г) начиная с 1995 г. в РФ начато производство пэлов типа  $B_4C/Dy_2O_3.TiO_2$  главным образом для российских ВВЭР-1000, а с 1997 г. - опытных партий типа  $B_4C/Hf$  для украинских ВВЭР-1000;

д) в целом в мировой практике для реакторов с водой под давлением отработано и внедрено не так уже много модификаций стержней СУЗ. Внедрение любой новой модификации протекает крайне медленно из-за необходимости проведения широкого комплекса радиационных испытаний и послереакторных исследований макетов, экспериментальных и штатных пэлов.

Таблица 2.5

Сравнение характеристик В<sub>4</sub>С и сплава AgInCd с характеристиками альтернативных материалов регулирующих стержней

Материал*1	Число атомов в 1 см <sup>3</sup> , 10 <sup>-22</sup>		Плот- ность, г/см <sup>3</sup>	Комп. способнос. по от- ношению к В <sub>4</sub> С	Распухание при облучении	Обрабаты- ваемость	Коммер- ческая распрост- ранен- ность *2	Стоимость по отноше- нию к В <sub>4</sub> С	Коррозион- ная стой- кость в воде при 315 °С	Примечание
	Бор	Металл								
1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11
В <sub>4</sub> С, плот- ность 73 % AgInCd	8,0 -	-	1,78 10,2	1 0,85	Высокое Низкое	Хорошая Хорошая	Высокая Высокая	1 Выше в 10-15 раз	Средняя	Эталонный образец  То же
Ag In Cd Гафний	-	4,8 0,059 0,023 4,4	13.1	0,85	Низкое	Хорошая	Высокая	Выше в 4- 8 раз	Хорошая	Наилучший из всех альтернативных ма- териалов
Бор	13.0			1.1	Высокое	Плохая	Низкая	Выше в 3-5 раз	Плохая	Низкая работоспо- собность
Европий	-	1,9	4,8	~ 0,9	Нет данных	-	Низкая	Выше в 30 раз	Плохая	Нет технических преимуществ, высо- кая стоимость
Eu <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	-	2,3	6,7*3	~ 0,95	Высокое	Средняя	Низкая	Выше в 20-25 раз	Нет дан- ных	То же



1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11
EuB <sub>6</sub>	7,4	1,2	4,5	~ 1,1*4	Высокое	Плохая	Низкая	Выше в 20-30 раз	Нет данных	Большая компенсирующая способность, но и высокая стоимость
Eu <sub>2</sub> O <sub>3</sub> -70 % В <sub>4</sub> C	6,9	0,7	3,6	> 1*4	Нет данных	Плохая	Низкая	Вероятно 10	Плохая	Большая компенсирующая способность, но нет технологии
CdB <sub>6</sub>	7,6	1,5	4,7	> 1*4	То же	Плохая	Низкая	Вероятно > 5	Плохая	Большая компенсирующая способность, но нет технологии
Пирогафнаты*5	-	-	8,3	0,93	То же	Средняя	Низкая	Вероятно > 2	Хорошая	Заменитель с большой компенсирующей способностью
W- 70 % В <sub>4</sub> C	6,9	1,7	6,8	~ 1*4	То же	Средняя	Низкая	Вероятно > 2	Плохая	То же

\*1 Все перечисленные материалы, кроме металлического европия, имеют точки плавления выше 2000 °С. Все они совместимы с оболочками из сплавов на основе железа и никеля.

\*2 В промышленных количествах в виде таблеток или прутков.

\*3 Плотность всех материалов, кроме обработанных давлением металлов и таблеток из В<sub>4</sub>C, составляет 90 % ТП.

\*4 Нет точных данных для нейтронного спектра легководных реакторов. Приведены оценочные значения.

\*5 Смесь оксидов гафния и редкоземельных металлов. Типичный состав DySmHf<sub>2</sub>O<sub>7</sub>.

### 2.3. Конструкции современных и перспективных пэлов СУЗ реакторов ВВЭР-1000

За весь период эксплуатации реакторов ВВЭР-1000 использовалось три модификации пэлов для ПС СУЗ. Их основные характеристики приведены в табл.2.6 [ 3,4,19 ]. Первая модификация пэлов на основе поглотителя  $\text{Eu}_2\text{O}_3$ , имеющего исключительно высокую радиационную стойкость, не получила широкого распространения в основном по двум причинам: несколько меньшей физической эффективности ПМ (85 % от эффективности  $\text{B}_4\text{C}$ ); весьма высокой активности отработавших пэлов.

2-я модификация пэлов обладала рядом недостатков:

- наибольшая плотность поглотителя ( $2,0\text{--}2,2 \text{ г/см}^3$ ) реализовывались в прилегающем к оболочке слое  $\text{B}_4\text{C}$ , в результате чего такой плотный сердечник оказывал как силовое воздействие на оболочку, так и препятствовал свободному проходу образующегося гелия в газосборник;

- повышенное содержание  $\text{B}_4\text{C}$  ( $1,9\text{--}2,2 \text{ г/см}^3$ ) в пэлах протяжного типа практически не влияло на их физическую эффективность, т.е. приводило к нерациональному перерасходу поглощающего материала;

- для технологии производства пэлов протяжного типа характерно большое количество операций ( шнековое заполнение исходной трубы порошком  $\text{B}_4\text{C}$ , протяжка трубы, термообработка, рихтовка, отмывка и др. ), что приводит к увеличению стоимости изделий.

Таблица 2.6

Характеристики трех модификаций пэлов для ПС СУЗ реакторов ВВЭР-1000

Модификация	Материал оболочки	Исходная заготовка трубы, $\varnothing \times \delta$ , мм	Конечные размеры оболочки, $\varnothing \times \delta$ , мм	ПМ	Способ изготовления
I	06X18H10T	15,0x0,8	8,0x0,5	$\text{Eu}_2\text{O}_3 + \text{Al}$	глубокое обжатие
II	06X18H10T	11,0x0,7	8,2x0,6	$\text{B}_4\text{C}$	шнек+обжатие
III	06X18H10T	8,2x0,6	8,2x0,6	$\text{B}_4\text{C}$	виброуплотнение

При переходе к 3-й модификации пэлов в/у-типа удалось существенно упростить технологию заполнения оболочки порошком  $\text{B}_4\text{C}$ , добиться равномерной плотности порошка по радиусу пэла, убрать лишний поглотитель ( плотность в/у-порошка  $\text{B}_4\text{C}$  составляет  $1,70\text{--}1,75 \text{ г/см}^3$  против  $1,9\text{--}2,2 \text{ г/см}^3$  ).

для пэлов протяжного типа ), а также обеспечить за счет равномерно распределенной пористости более благоприятные условия как для набухания частиц  $V_4C$ , так и для выхода гелия в газосборник, расположенный в верхней части пэла. Все эти факторы способствовали заметному улучшению технико-экономических характеристик пэлов на основе  $V_4C$  в/у-типа по сравнению с пэлами протяжного типа.

Конструкция пэла органов регулирования 3-й модификации ( штатные пэлы СУЗ ) реакторов ВВЭР-1000 представлена на рис.2.10. Начиная с 1985 г. пэлами такой конструкции оснащаются все ПС СУЗ реакторов ВВЭР-1000. Первоначально срок их службы составлял 1 год в режиме АР и 5 лет в режиме АЗ, а затем был увеличен до 2-х лет в режиме АР [ 4,19 ] и возможным увеличении до 7 лет в режиме АЗ.

Следует отметить, что срок службы пэлов в/у-типа оказывается в 2-3 раза меньше по сравнению с таковым для пэлов, изготавливаемых в ряде фирм США, Швеции, ФРГ, Франции, Японии. Связано это в первую очередь с тем, что вопросам разработки, испытаний и исследований поглощающих материалов, пэлов и стержней СУЗ в сборе в России уделялось меньше внимания, чем работам по топливу, твэлам и ТВС.

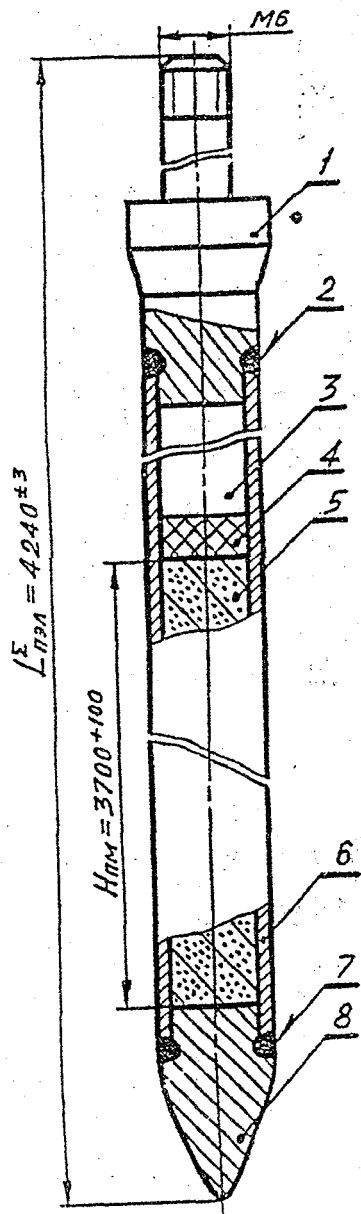
С целью повышения надежности, безопасности и времени эксплуатации органов регулирования энергетических реакторов ГП МЗП совместно с рядом организаций ( ОКБ "Гидропресс", ГНЦ РФ НИИАР, РНЦ "КИ", НВАЭС и др. ) ведет разработку, испытания и исследования новых конструкций пэлов для реакторов ВВЭР-1000. С 1995г. ГП МЗП производит массовый выпуск пэлов новой конструкции для ПС СУЗ реакторов ВВЭР-1000 (рис.2.11). По сравнению с пэлами прежней конструкции (рис.2.10) они имеют следующие преимущества [ 4,19,58-61 ]:

- увеличена физическая эффективность на ~ 2 % за счет увеличения диаметра поглотителя с 7,0 до 7,2 мм;
- повышена радиационная стойкость нижнего конца пэла за счет использования в качестве поглощающего материала титаната диспрозия, а в качестве конструкционного материала - сплава ЭП 630 У;
- увеличена масса пэла примерно на 5 кг за счет введения в его состав вставки из металлического гафния, что позволяет уменьшить время прохождения изделий через активную зону в режиме АЗ.

За счет применения новых материалов и конструктивных решений предполагается увеличить срок службы пэла в режиме АЗ до 8-15 лет.

Предполагается, что данные пэлы по своим эксплуатационно-техническим характеристикам превзойдут пэлы типа  $V_4C/AgInCd$  "Вестингауз электрик" за счет:

- более высокой радиационной и коррозионной стойкости  $Dy_2O_3$ ,  $TiO_2$  или Hf по сравнению со сплавом Ag-In-Cd;



- 1 - верхняя концевая деталь;
- 2 - верхний сварной шов;
- 3 - компенсационный объем;
- 4 - пробка-фиксатор ПИМ;
- 5 - ПИМ-В<sub>4</sub>С; в/у; ~ 1,75 г/см<sup>3</sup>;
- 6 - оболочка пэл; Ø8,2x0,6;  
08X18Н10Т;
- 7 - нижний сварной шов;
- 8 - нижняя концевая деталь

Рис.2.10. Регулирующий стержень ПС СУЗ реакторов ВВЭР-1000 (сб.2145)  
[3,4,19]

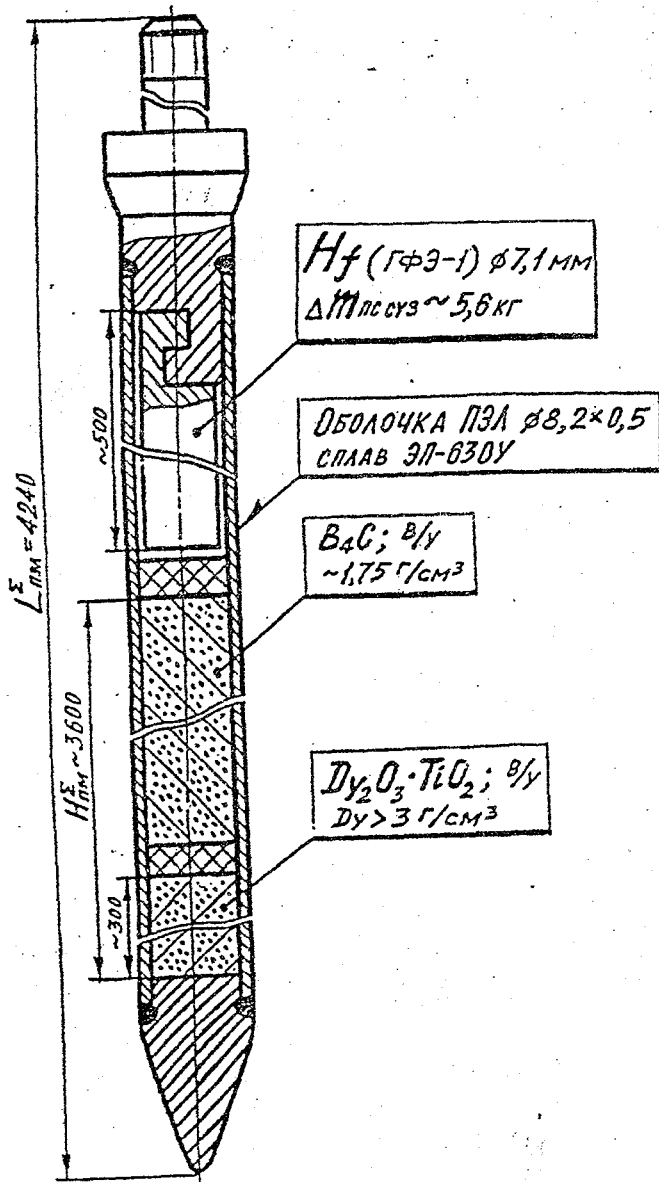


Рис.2.11. Модернизированный регулирующий стержень ПС СУЗ  $\varnothing 8,2 \text{ мм}$  для реакторов ВВЭР-1000 (сб.2145-1М) [3,19]

- меньшего снижения эффективности в нижней части пэлов при использовании поглотителей на основе диспрозия или гафния вместо сплава на основе серебра (рис.2.4);

- отсутствия долгоживущих гамма-активных изотопов Dy и Hf по сравнению с изотопами серебро-110m и серебро-110 [ 18 ];

- более высокой температуры плавления титаната диспрозия или гафния по сравнению со сплавом Ag-In-Cd;

- более высокой технологичности виброуплотненных сердечников по сравнению с таблетками;

- более лучших механических, коррозионных и радиационных характеристик сплава ЭП-630У по сравнению со сталью марки 304 L или 316 L.

В ГП МЗП прорабатываются конструкции пэлов с увеличенным внешним диаметром до 9,6 мм на основе комбинированных поглотителей  $V_4C/Hf$  и  $V_4C/Dy_2O_3 \cdot TiO_2$  ( рис.2.12). Однако сроки их освоения не определены, главным образом, из-за отсутствия соответствующей ТВС [ 3,4,19,58-61 ].

Следует отметить, что переход к пэлам новых конструкций влечет за собой увеличение их стоимости; в первую очередь - за счет использования более дорогих поглощающих материалов по сравнению с порошком  $V_4C$ . По оценкам, приведенным в работе [ 3 ], пэлы новых конструкций на основе диспрозия и гафния будут стоить в  $\sim 2,5$  и  $\sim 8,4$  раза дороже пэлов штатной конструкции сб.2145.

Экономический эффект от использования пэлов новой конструкции складывается из:

- увеличения срока их службы в реакторе ;
- увеличения их физической эффективности на 14-18 %;
- уменьшения количества пэлов СУЗ на всю кампанию реакторной установки и соответствующего уменьшения числа отработавших изделий, подлежащих транспортировке, хранению и утилизации.

Оригинальная конструкция пэла с поглощающим материалом  $V_4C$  предложена в работе [ 78 ]. Для снижения давления гелия и регулирования скорости выгорания ядер  $^{10}B$  в нем не только в верхней, но и в нижней части предусмотрен газосборник. По мнению авторов [ 78 ] срок службы пэлов такой конструкции может достичь 20-25 лет.

При выборе поглощающих материалов для пэлов СУЗ особое внимание обращают не только на их стоимость, но и на доступность. С этой точки зрения для Украины целесообразно использовать изделия на основе гафния, производство которого ведется в ПО ПХЗ [ 11 ], а для России - соединений диспрозия. Как отмечалось в разд.2.2.2, по своей эффективности в условиях реактора ВВЭР-1000 титанат диспрозия и гафний идентичны ( рис.2.4 ).

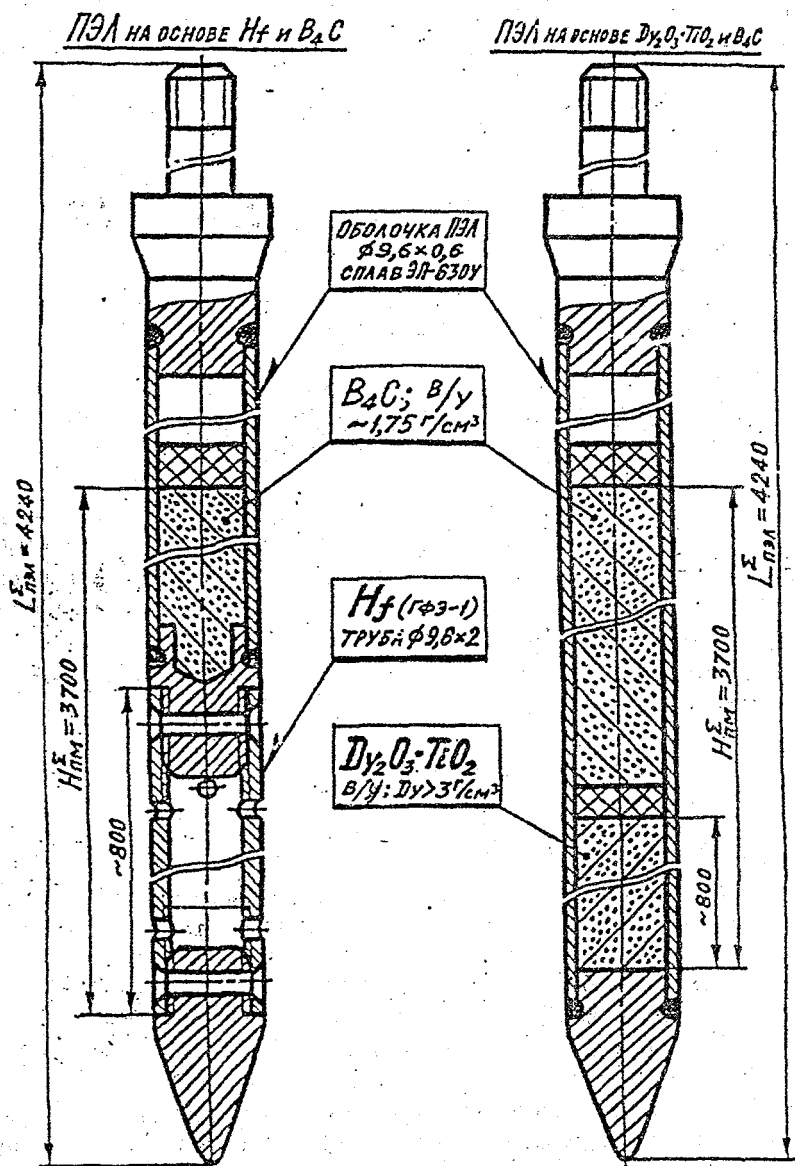


Рис.2.12. Перспективные конструкции регулирующих стержней ПС СÜ3 Ø 9,6 мм для разрабатываемой новой ТВС реакторов ВВЭР-1000 [3,4,19]

### 3. СИСТЕМА ВЫГОРАЮЩЕГО ПОГЛОТИТЕЛЯ

Как отмечалось в разд.1, по функциональному назначению системы борного регулирования и выгорающего поглотителя (ВП) весьма схожи между собой и дополняют друг друга. В частности, помимо функций компенсации начальной избыточной реактивности, путем размещения ВП в определенном участке твэла, твэлов с ВП в ТВС и ТВС в активной зоне удастся добиться снижения неравномерности энерговыделения по объему активной зоны и тем самым достичь оптимальной глубины выгорания топлива. С помощью ВП поддерживается температурный коэффициент реактивности на заданном уровне, а также снижается радиальная утечка нейтронов в целях уменьшения облучения корпуса реактора.

Принцип действия ВП состоит в том, что при нейтронном облучении количество ядер поглотителя постепенно уменьшается, причем желательно, чтобы скорость снижения концентрации ядер поглотителя соответствовала скорости убывания ядер делящегося вещества в активной зоне. Оптимальным режимом выгорания поглотителя является такой, при котором реактивность реактора в течение кампании поддерживается постоянной, а в конце кампании поглощающая способность ранее введенного ВП окажется равной нулю. В этом случае удастся достичь максимального выгорания топлива.

Еще в самом начале становления атомной энергетики особое внимание уделялось вопросам использования в активной зоне энергетических реакторов выгорающих поглотителей [ 38-41 ]. Основы практического расчета выгорания поглотителя приводятся в работах [ 38,41 ]. Отмечается, что с точки зрения физики реактора (надежности расчета выгорания поглотителя и появления дополнительной отрицательной составляющей в температурном коэффициенте реактивности), особо выгодно использовать поглотитель, сечение захвата которого подчиняется закону  $1/v$ , т.е. изотоп бор-10 ( рис.2.2 ).

В настоящее время в легководных реакторах наибольшее распространение получили три способа применения ВП [ 42-46 ]:

- в виде отдельных стержней выгорающего поглотителя (СВП);
- в виде гомогенной смеси  $UO_2-Gd_2O_3$ ;
- в виде покрытий из  $ZrB_2$ , нанесенных на цилиндрическую поверхность топливных таблеток.

Изделия СВП общепринято называть блокированными выгорающими поглотителями, а поглотители другого вида (твердый раствор  $Gd_2O_3$  в  $UO_2$  и  $ZrB_2$ , напыляемый на поверхность топливных таблеток) - интегрированными.

Каждому из названных видов поглотителя присущи как определенные достоинства, так и недостатки, о чем более подробно речь пойдет ниже.



### 3.1. Стержни выгорающего поглотителя

Во многих проектах PWR и во всех реакторах ВВЭР-1000 выгорающий поглотитель используется в виде стержневых конструкций из твердых поглотителей, главным образом - на основе бора. В частности, в реакторах ВВЭР-1000 СВП представляют собой изделия, подобные твэлу данного реактора, но внутри которых вместо топлива находится поглощающий нейтроны материал - композиция  $\text{Al-CrB}_2$  [ 4 ].

В реакторах PWR широкое применение в качестве поглощающего материала в СВП нашла смесь оксида алюминия с карбидом бора (3,5-6,9 %). Композиция  $\text{Al}_2\text{O}_3\text{-B}_4\text{C}$  применяется в виде таблеток, которые загружаются в циркалоевые трубы. СВП устанавливаются в определенных ТВС [ 6,42 ].

В ряде зарубежных фирм, особенно в "Вестингауз электрик" и "Дженерал электрик" (США), для СВП интенсивно прорабатываются и исследуются новые поглощающие композиции:  $\text{Zr-B}$ ,  $\text{Zr-B}_4\text{C}$ ,  $\text{ZrO}_2\text{-B}_4\text{C}$ ,  $\text{Y}_2\text{O}_3\text{-B}_4\text{C}$  и другие, которые имеют лучшую радиационную стабильность по сравнению с композицией  $\text{Al}_2\text{O}_3\text{-B}_4\text{C}$ .

Первоначально в реакторе ВВЭР-1000 (5-й блок НВАЭС) в качестве материала сердечника СВП использовалась композиция  $\text{Zr-B}$  с содержанием естественного бора 1 % [ 5 ]. На сегодняшний день во всех реакторах ВВЭР-1000 в СВП применяется композиция  $\text{Al-CrB}_2$ , причем содержание бора естественного состава в ней составляет: 0,020; 0,027; 0,036; 0,042; 0,050 и 0,065 г/см<sup>3</sup>. После выхода реактора на установившийся режим ( после перегрузки всей активной зоны, т.е. на 4-й год эксплуатации ) оптимальное содержание бора в композиции  $\text{Al-CrB}_2$  составляет 0,042 г/см<sup>3</sup> [ 4 ].

Как уже отмечалось, СВП реакторов ВВЭР-1000 по всем основным параметрам за исключением материала сердечника подобны твэлам. 18 СВП объединены в пучок такой же траверсой "снежинка", как и пэлы СУЗ ( рис.2.1 ). Основное отличие между кассетой с ПС СУЗ и кассетой с пучком СВП состоит в том, что последняя не связана с приводом СУЗ. СВП работают в реакторе 1 год ( 1-я кампания 54-х ТВС с обогащением 4,4 % по урану-235 ), находясь в полностью введенном положении в канальных трубах ТВС всю кампанию.

Даже из этого краткого рассмотрения можно выделить как положительные, так и отрицательные стороны применения выгорающих поглотителей в виде гетерогенных конструктивных элементов - СВП.

К числу положительных факторов можно отнести:

- полная независимость производства СВП от производства таблеток, твэлов и ТВС;

- легкость варьирования содержания поглотителя в СВП, в том числе и по высоте СВП, путем использования наполнителя с различным содержанием бора;

- ТВС, в которых используются кассеты ПС СУЗ или пучки СВП, конструктивно идентичны;

- основные технологические операции производства СВП, за исключением сердечника, взяты из технологии производства твэлов. Благодаря этому при производстве СВП используются хорошо отработанные технологическое оборудование и методы контроля.

К числу основных недостатков СВП, как отдельных конструкционных элементов, следует отнести:

- дополнительные затраты на их изготовление, транспортировку и хранение после облучения;

- практически невозможно обеспечить равномерное распределение СВП по объему активной зоны;

- в ТВС вводится поглощающий нейтроны материал (канальные трубы);

- происходит вытеснение воды из направляющих каналов органов СУЗ, в результате чего снижаются размножающие свойства недозамедленной решетки, что, в свою очередь, обуславливает уменьшение выгорания топлива и др.

### 3.2. Выгорающий поглотитель гомогенного типа

В одноконтурных кипящих реакторах типа BWR в качестве ВП широко применяется гадолиний. Связано это, в первую очередь, с тем, что он имеет высокое сечение поглощения нейтронов  $\sim 46000$  б. Если учесть, что в таких реакторах отсутствует система борного регулирования (разд.4), то использование чрезвычайно эффективного поглотителя является важнейшим фактором, с точки зрения обеспечения заданной кампании BWR (рис.3.1). Вторым положительным фактором гадолиния является сопоставимость скоростей выгорания ядер поглотителя и ядер урана-235. Наконец, дополнительным достоинством гадолиния является то, что его оксид образует с оксидом урана почти твердый раствор  $(U,Gd)O_2$ . В связи с этим выгорающий поглотитель на основе гадолиния используют не в виде отдельных конструкционных элементов, а вводят непосредственно в объем топливной таблетки.

Технология изготовления таблетки  $(U,Gd)O_2$  в принципе не отличается от технологии изготовления таблетки из  $UO_2$ : лишь вводится ряд дополни-

тельных технологических операций на стадии подготовки пресс-шихты [43,44,47-49].

Отмеченные выше достоинства гадолиния как ВП для реакторов BWR стимулировали развитие исследований по изучению возможности использования таблеток  $(U,Gd)O_2$  в твэлах реакторов PWR. При этом преследовались следующие цели:

- убрать из активной зоны реактора СВП, как отдельные конструкционные элементы и уменьшить тем самым паразитный захват нейтронов конструкционными материалами;
- снизить концентрацию борной кислоты в теплоносителе за счет применения более эффективного поглотителя по сравнению с бором (рис.3.2.);
- снизить стоимость изготовления ВП;
- исключить операции, связанные с извлечением поглотителя при перегрузке топлива, транспортировкой и хранением отработанных СВП;
- улучшить водо-урановое отношение топливной решетки;
- добиться оптимального размещения ТВС в активной зоне реактора и др.

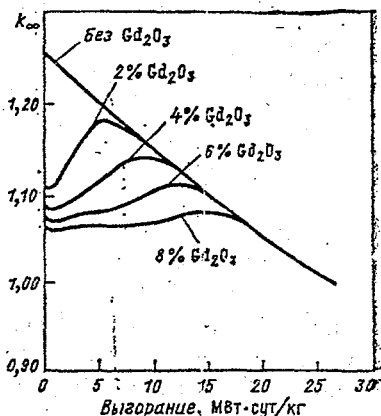


Рис.3.1. Изменение общей реактивности реактора в процессе выгорания топлива с различным содержанием в топливных таблетках  $Gd_2O_3$ . Рассмотрены случаи, когда среднее обогащение топлива  $^{235}U$  составляет 3,7 % и в ТВС содержится по 26 твэлов с таблетками  $(U,Gd)O_2$  [6].

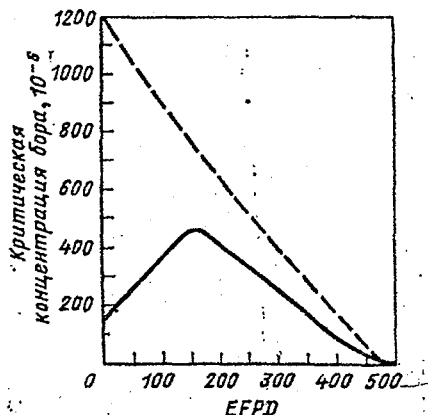


Рис.3.2. Зависимость критической концентрации бора в теплоносителе от времени работы реактора (эф. сутки) для случая отсутствия выгорающего поглотителя (пунктирная теоретическая кривая) и для случая использования гадолиния (сплошная экспериментальная кривая) [6].

Следует отметить, что гадолинию, как выгорающему поглотителю, присущи и определенные недостатки:

- введение оксида гадолиния в оксид урана приводит к снижению температуры плавления и коэффициента теплопроводности топлива ( табл.3.1 ), что влечет за собой необходимость эксплуатации таблеток  $(U,Gd)O_2$  при более низкой мощности;

- природный гадолиний состоит из семи стабильных изотопов ( табл.3.2 ). Из них только нечетные изотопы имеют высокие сечения поглощения нейтронов. Для того, чтобы рассчитать изменение реактивности ВП необходимо точно знать скорость выгорания изотопов гадолиния. Такие расчеты носят оценочный характер ввиду отсутствия точных данных о сечениях захвата нейтронов и о резонансных интегралах отдельных изотопов гадолиния в условиях изменяющегося спектра нейтронов ( рис.3.3 ). На практике это приводит к тому, что приходится эмпирическим путем подбирать оптимальную концентрацию гадолиния в топливе. В свою очередь, недостаток или избыток гадолиния приводит к уменьшению выработки электроэнергии на АЭС. В первом случае поглотитель выгорит раньше запланированного времени, что может привести к возникновению локальных всплесков энерговыделения, т.е. к "выбегу" избыточной реактивности [ 38,40 ]. Данное обстоятельство обуславливает необходимость снижать мощность реактора.

При избытке гадолиния будет наблюдаться недовыгорание топлива.

Одним из эффективных способов совершенствования расчета скорости выгорания гадолиния и, как следствие, снижения стоимости топливной составляющей является использование изотопа гадолиний-157, который в результате поглощения нейтронов превращается в стабильный изотоп гадолиний-158 с малым сечением захвата нейтронов. Однако в научно-технической литературе отсутствуют расчеты целесообразности проведения такого мероприятия с точки зрения сопоставления затрат на получение изотопа гадолиний-157 и экономии затрат по топливной составляющей.

Наряду с гадолинием в последнее десятилетие разработчики и изготовители ядерного топлива начали интенсивно изучать эрбий, как перспективный выгорающий поглотитель для реакторов на легкой воде [ 50,57,89-92 ].

Компания АББ Сено использовала уран-эрбиевое топливо при производстве ТВС для PWR [ 50 ]. В России в ОАО "Машиностроительный завод" в промышленном масштабе освоено производство оксидного топлива с добавкой эрбия ( 0,41 мас. % ) для РБМК, причем в период 1995-1998 гг. во 2-й энергоблок РБМК-1500 Игналинской АЭС загружено 650 таких ТВС [ 90, 91 ].

С технологической точки зрения эрбий привлекателен тем, что его соединение  $Er_2O_3$  образует с  $UO_2$  твердый раствор, в связи с чем технология изготовления топливных таблеток  $(U,Er)O_2$  почти идентична технологии таблеток  $UO_2$  или  $(U,Gd)O_2$  [ 50,89,90 ]. При этом небольшие добавки ( 0,4-2,0 мас. % ) эрбия в топливо не приводят к заметному изменению теплопроводности последнего [ 89 ].

Рис.3.3. Полное сечение поглощения гадолиния в зависимости от энергии нейтронов [ 8 ]

По температуре плавления и стоимости соединения  $\text{Er}_2\text{O}_3$  и  $\text{Gd}_2\text{O}_3$  практически одинаковы: соответственно 2355 и 2340 °С, 2000 и 2200 фран.франк./кг [ 89 ]. Однако по своим нейтронно-физическим характеристикам гадолиний и эрбий резко отличаются друг от друга ( табл.2.1. ). Первый элемент характеризуется высоким сечением  $\sigma_a$  захвата тепловых нейтронов ( 49000 б, в основном за счет изотопа  $^{157}\text{Gd}$  с рекордным  $\sigma_a = 250000$  б ), а второй - относительно низким сечением захвата - 162 б ( рис.3.4 ).

Из шести природных изотопов только изотоп  $^{167}\text{Er}$  является эффективным поглотителем нейтронов с  $\sigma_a \approx 670$  б. Наличие изотопа  $^{166}\text{Er}$  приводит к дополнительному поглощению нейтронов и к некоторому замедлению выгорания ядер  $^{167}\text{Er}$ , поскольку последние нарабатываются при захвате нейтрона ядром  $^{166}\text{Er}$ .

Эрбий не образует долгоживущих радиоактивных изотопов: период полураспада наиболее стабильного из них -  $^{169}\text{Er}$  - составляет 9,4 суток [ 18 ].

Наиболее важный изотоп  $^{167}\text{Er}$  имеет сильный резонанс (  $\sigma_a \approx 2970$  б ) при энергии 0,47 эВ, причем энергетический диапазон резонанса составляет ( 50 - 0,1 ) эВ [ 89 ].

Дополнительным стимулом к проведению детальных исследований эрбия и уран-эрбиевого топлива послужили начавшиеся широкомасштабные работы по переводу реакторов LWR на 18- и 24-месячный топливный цикл [ 42,45,93-95 ]. В частности, в 1998 г. в США более 95 % всех BWR и PWR эксплуатируются в режиме 18- и 24-месячного цикла [ 95 ].

Расчетно-экспериментальные исследования по оптимизации состава и конструкции выгорающих поглотителей показали, что в LWR использование гадолиния более предпочтительно для более коротких топливных циклов, а эрбия - для длительных циклов ( 24 месяца и более ) [ 50,89 ].

Особо следует подчеркнуть, что использование эрбия в качестве выгорающего поглотителя благотворно влияет на повышение безопасности LWR, так как улучшается температурный коэффициент реактивности замедлителя. Связано это с тем, что при повышении температуры теплоносителя спектр нейтронов сдвигается в сторону более высокой энергии. При этом поток нейтронов, приходящихся на область резонанса, увеличивается и, следовательно, увеличивается и поглощение нейтронов [ 50,89 ].

Эрбий оказался уникальным выгорающим поглотителем для реакторов РБМК [ 90-92 ]. Как известно, одной из причин аварии на 4-м энергоблоке ЧАЭС является высокий паровой коэффициент реактивности  $\alpha_\phi$  (  $\phi$  - объемное паросодержание ). Проведены расчетно-экспериментальные

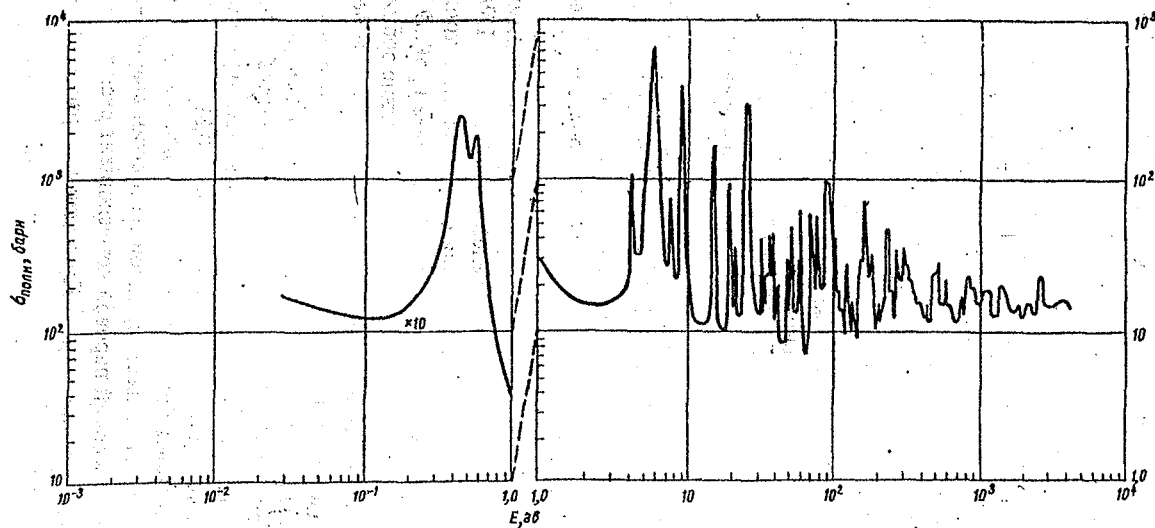


Рис.3.4. Полное сечение поглощения эрбия в зависимости от энергии нейтронов [ 8 ].

Таблица 3.1

Сравнительные характеристики топлива  $\text{UO}_2$  и  $(\text{U,Gd})\text{O}_2$   
(таблетки с плотностью 95 % ТП) [ 42 ]

Параметр	$\text{UO}_2$	$\text{UO}_2$ -3 % $\text{Gd}_2\text{O}_3$	$\text{UO}_2$ -9 % $\text{Gd}_2\text{O}_3$
Теоретическая плотность, г/см <sup>3</sup>	10,96	10,84	10,60
Температура плавления, °C	2837	2680	2485
Коэффициент теплопроводности, Вт/(м.К):			
при 500 °C	4,2	3,3	2,7
при 1200 °C	2,5	2,0	1,8
Удельная теплоемкость при 1000 °C, Дж/(моль.К)	87	88	91
Линейное термическое расширение, %			
О $\Rightarrow$ 500 °C	0,41	0,41	0,41
О $\Rightarrow$ 1200 °C	1,23	1,23	1,23

Таблица 3.2

Изотопный состав природного гадолиния

Изотоп	Содержание, %	Сечение поглощения, б	Резонансный интеграл, б
Естественный		$(46 \pm 2) \cdot 10^3$	$390 \pm 10$
<sup>152</sup> Gd	0,20	14,4	$3000 \pm 300$
<sup>154</sup> Gd	2,15	85,9	$215 \pm 20$
<sup>155</sup> Gd	14,73	$(6,09-6,13) \cdot 10^4$	$1550 \pm 50$
<sup>156</sup> Gd	20,47	1,74	$95 \pm 5$
<sup>157</sup> Gd	15,68	$2,55 \cdot 10^5$	$730 \pm 20$
<sup>158</sup> Gd	24,87	2,0 - 2,4	$61 \pm 6$
<sup>160</sup> Gd	21,90	0,77	$7 \pm 1$

Примечание: энергетический диапазон резонанса составляет (1300 - 1,1) эВ.



исследования по снижению  $a_\phi$  и максимальной линейной нагрузки на твэл  $q_l^{\max}$  путем введения в активную зону РБМК дополнительных поглотителей [ 96 ], выгорающих поглотителей на основе бора и гадолиния [ 97 ] или эрбия [ 90-92 ]. Загрузка дополнительных поглотителей ( 80 шт. в РБМК-1000 и 54 шт. в РБМК-1500 ) хотя и позволила снизить паровой коэффициент до приемлемой величины ( от 4-5 до 0,6-0,8 $\beta$  ), но одновременно привела к снижению глубины выгорания топлива относительно проектной на 25-35 % [ 90,91 ]. Путем обогащения топлива от 2 до 2,4 % удалось достичь проектной глубины выгорания, но при этом возросли  $q_l^{\max}$  и температура графита.

Единственным способом, позволившим реально улучшить экономику топливного цикла и ядерную безопасность РБМК, является использование уран-эрбиевого топлива [ 90-92 ]. При этом удалось отказаться от дополнительных поглотителей. При возникновении аварии, связанной с обезвоживанием каналов, основное влияние на формирование спектра нейтронов оказывает графитовая кладка, температура которой на 200-250 °С выше, чем теплоносителя. Ужесточение спектра нейтронов увеличит вероятность их поглощения в области резонанса  $^{167}\text{Er}$ , т.е. в присутствии эрбия появляется дополнительная отрицательная составляющая в эффекте обезвоживания [ 92 ].

Планируется, что в ближайшее время во всех реакторах РБМК будет использоваться уран-эрбиевое топливо.

### 3.3. Выгорающий поглотитель в виде покрытия на топливных таблетках

Наличие системы борного регулирования в реакторах с водой под давлением заметно смягчает требования к поглощающей способности материала ВП, используемого в виде твердого тела. По этой причине в качестве таких материалов могут применяться борсодержащие соединения, эффективность которых существенно ниже по сравнению с гадолинием.

Как уже отмечалось, достоинствами бора и его соединений являются относительно низкая стоимость, доступность, технологичность и простота расчета выгорания ядер бор-10. Указанные достоинства в некоторой мере перекрывают негативные факторы, связанные с набуханием и растрескиванием борсодержащих соединений по причине образования и накопления гелия по реакции  $^{10}\text{B} (n, \alpha) ^7\text{Li}$ , а также генерирования термонапряжений в объеме материала из-за неравномерного выгорания ядер бор-10. При правильном выборе вида борсодержащего соединения и толщины слоя покрытия величина радиационного формоизменения ВП может быть сведена до прием-

лемого уровня. В отличие от оксидов гадолиния и эрбия оксид бора не образует твердого раствора с  $\text{UO}_2$ . В связи с этим решалась задача разработать такой способ размещения борсодержащего соединения в твэле, при котором в наибольшей мере удалось бы смоделировать одно из основных достоинств системы  $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$ : обеспечить гомогенность распределения ВП в твэле.

В процессе расчетно-экспериментальных проработок было установлено, что квазигомогенного размещения ВП на основе бора в твэле можно добиться при использовании борсодержащих соединений в виде тонких ( $\leq 25\text{мкм}$ ) покрытий на цилиндрической поверхности топливных таблеток. В качестве возможных материалов покрытий изучались В, BN,  $\text{B}_4\text{C}$ ,  $\text{TiB}_2$ ,  $\text{ZrB}_2$  и бористые стекла<sup>3</sup>. В ходе экспериментально-технологических отработок, испытаний и исследований было установлено, что некоторые из исследованных материалов малоперспективны в качестве ВП в виде покрытий, либо из-за плохого сцепления с таблеткой (В), либо из-за низкой радиационной стойкости ( $\text{B, BN, B}_4\text{C}$ ), либо из-за низкого содержания бора (бористые стекла).

Наилучшие результаты, с точки зрения термомеханических свойств, близости термических коэффициентов линейного расширения с  $\text{UO}_2$  и структурной стабильности под облучением были получены для диборидов  $\text{TiB}_2$  и  $\text{ZrB}_2$ . Однако в качестве ВП широкое применение нашел только  $\text{ZrB}_2$ , который совместим как с топливом, так и с циркониевой оболочкой твэла. Следует отметить, что наибольший объем исследований по отработке технологии и обоснованию работоспособности ВП в виде покрытий на топливных таблетках проведен в фирме "Вестингауз электрик" (США). Она же разработала и запатентовала для PWR ВП из диборида  $\text{ZrB}_2$ , который тонким слоем ( $\sim 25\text{ мкм}$ ) наносится на цилиндрическую поверхность топливных таблеток. Около 30 % твэлов содержат в средней части ( $\sim 70\%$  высоты столба топлива)

таблетки  $\text{UO}_2\text{-ZrB}_2$  [ 2,6,42,44 ]. Соединение  $\text{TiB}_2$  по такому важному параметру, как содержание бора, заметно превосходит  $\text{ZrB}_2$  соответственно по массе 31,1 и 19,2 %. В принципе, одинаковую с  $\text{ZrB}_2$  поглощающую способность можно получить при использовании  $\text{TiB}_2$  с толщиной покрытия  $\sim 15\text{ мкм}$ . Однако, с точки зрения ядерно-физических характеристик, титан заметно уступает цирконию: сечения поглощения составляют соответственно 5,6 и 0,18 б. Кроме того, для  $\text{TiB}_2$  не изучены вопросы совместимости с топливом и оболочкой. По этим причинам соединение  $\text{TiB}_2$  не получил распространения в качестве ВП.

<sup>3</sup> Оптимальный состав бористого стекла :  $\text{B}_2\text{O}_3$ -20 %,  $\text{SiO}_2$ -40 %,  $\text{Na}_2\text{O}$ -10 %,  $\text{BaO}$ -10 %,  $\text{CaO}$ -10 %,  $\text{Al}_2\text{O}_3$ -10%.

Отмеченный выше недостаток бористых стекол, обусловленный малым содержанием ядер  $^{10}\text{B}$ , также может быть преодолен путем дополнительного введения в стеклянную массу мелких частиц ( $< 1 \text{ мкм}$ ) карбида бора по массе до 80 %. Следует отметить, что хотя технология остекловывания таблеток на первый взгляд достаточно проста (нанесение смеси порошков борсодержащего материала и бористого стекла на поверхность таблеток и последующий отжиг при температуре 900-1000 °C), однако она плохо поддается механизации и автоматизации. Кроме того, при остекловывании трудно выдержать требуемую толщину слоя покрытия.

В фирме "Вестингауз электрик" в течение длительного времени ведутся расчетно-экспериментальные исследования по определению технико-экономической целесообразности использования в активной зоне PWR того или иного вида выгорающего поглотителя. Установлено, что использование ВП интегрированного типа приводит к снижению на ~ 1,6 % стоимости топливной составляющей. Эффект достигается за счет лучшего выгорания поглотителя и расширения возможностей компоновки зоны при загрузке новых ТВС.

При сравнении между собой топлива на основе  $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$  и  $\text{UO}_2\text{-ZrB}_2$  установлено следующее [ 6,42-44 ]:

- $\text{ZrB}_2$  предпочтительнее  $\text{Gd}_2\text{O}_3$ , с точки зрения осуществления более длительных циклов, поскольку в твэлах с  $\text{Gd}_2\text{O}_3$  необходимо снижать обогащение топлива из-за худшей теплопроводности  $(\text{U,Gd})\text{O}_2$  - по сравнению с  $\text{UO}_2$ -топливом. Переход к варианту использования двойных таблеток, имеющих внешнюю  $(\text{U,Gd})\text{O}_2$ -зону, окружающую внутреннюю  $\text{UO}_2$ -зону, хотя и позволит не снижать обогащения топлива, однако заметно повысит стоимость изготовления такой конструкции топливных таблеток;

- в ТВС с топливом  $\text{UO}_2\text{-ZrB}_2$  коэффициент "всплеска" мощности (отношение максимального энерговыделения к среднему) меньше, чем в ТВС с  $(\text{U,Gd})\text{O}_2$  - топливом;

- остаточная реактивность в ТВС с  $(\text{U,Gd})\text{O}_2$ -топливом выше, чем в ТВС с топливом  $\text{UO}_2\text{-ZrB}_2$  за счет присутствия оставшихся четных изотопов гадолиний-154, гадолиний-156 и гадолиний-158 ( см.табл.3.2 ). В топливе  $\text{UO}_2\text{-ZrB}_2$  поглощающая способность к концу кампании близка к нулю ( после выгорания ядер бор-10 ), вследствие чего можно достичь более полного выгорания топлива.

Примерно такие же результаты были получены в работе [ 46 ] при расчетном сравнении эффективности блокированных и интегрированных выгорающих поглотителей для реакторов ВВЭР-1000. При проведении расчетов компенсацию избыточной реактивности активной зоны ВВЭР-1000 осуществляли при условиях, максимально приближенных к практике, т.е. учитывали наличие систем борного регулирования и выгорающего поглотителя. Расчет-

ные исследования проводили для 4-х вариантов использования ВП:

- в виде борсодержащего СВП (вариант 1);
- в виде оксида гадолиния, интегрированного в топливо (вариант 2);
- в виде диборида циркония, нанесенного на топливные таблетки ( варианты 3 и 4 ).

Концентрация природного бора в СВП составляла  $0,036 \text{ г/см}^3$ ; концентрация  $\text{Gd}_2\text{O}_3$  в топливе  $(\text{U,Gd})\text{O}_2$  равнялась 5 %, причем обогащение топлива было уменьшено от 4,4 до 3,6 % из-за уменьшения теплопроводности ( см.табл.3.1 ); содержание бора, вносимого с покрытиями из  $\text{ZrB}_2$ , было выбрано из условия равенства компенсирующей способности бора и гадолиния в вариантах 2 и 3. Результаты расчета различных способов компенсации избыточной реактивности активной зоны ВВЭР-1000 приведены в табл.3.3 [ 46 ].

Видно, что интегрированные поглотители гораздо эффективнее блокированных, так как обеспечивают:

- более чем двухкратное увеличение компенсирующей способности, что позволяет снизить почти на треть концентрацию жидкого поглотителя;
- уменьшение нейтронной нагрузки на корпус реактора, т.е. увеличение его ресурса. Об этом свидетельствуют данные о снижении примерно на 15 % среднесуточного накопления шлаков в периферийных ТВС.

Если сопоставить варианты 2 и 3, то видно, что при прочих равных параметрах (компенсируемая поглотителем реактивность, концентрация бора в теплоносителе и т.п.) поглотитель на основе  $\text{ZrB}_2$  по сравнению с  $\text{Gd}_2\text{O}_3$  обеспечивает больший по модулю температурный коэффициент реактивности. Причина этого явления уже обсуждалась и связана с различием энергетической зависимости сечений поглощения бора и гадолиния: у бора - по закону  $1/v$ , а у гадолиния - гораздо быстрее ( рис.2.2,3.3 и 3.5 ). Соответственно отрицательный температурный коэффициент в топливной загрузке с гадолинием убывает быстрее.

Отмеченное свойство  $\text{ZrB}_2$  становится особенно полезным при создании топливных загрузок, рассчитанных на более длительные циклы облучения топлива (вариант 4). В этом случае удастся обеспечить отрицательный температурный коэффициент активной зоны во всем диапазоне изменения мощности, а также достичь хорошего использования топлива за счет практически полного выгорания поглотителя.

Тем не менее выводы специалистов фирмы "Вестингауз электрик" [ 2,6,42 ] и авторов работы [ 46 ] нельзя считать окончательными, по крайней мере, по трем причинам; увеличение выгорания топлива и энерговыработки реактора за кампанию на уровне 6 % за счет уменьшения радиальной утечки нейтронов и более полного использования (выгорания) поглотителя:

Показатели стационарных топливных загрузок ВВЭР-1000 с разным типом выгорающего поглотителя

Характеристика	Вариант/поглотитель			
	1	2	3	4
	Борсод. стержни	Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	ZrB <sub>2</sub>	ZrB <sub>2</sub>
Критическая концентрация природного бора в теплоносителе (начало кампании), г/кг H <sub>2</sub> O	1,12	0,76	0,77	1,03
Среднее обогащение топлива подпитки ( <sup>235</sup> U), % по массе	4,31	4,34	4,40	4,40
Длительность кампании, эф.сут	293	310	312	436
Реактивность, компенсируемая поглотителем (рабочее состояние), % ρ:				
начало кампании	1,90	5,00	5,10	5,40
конец кампании	0,80	0,30	0,50	0,10
Максимальный в течение кампании коэффициент неравномерности распределения мощности:				
по ТВС	1,28	1,32	1,32	1,35
по объему активной зоны	1,46	1,55	1,51	1,56
Коэффициент реактивности по температуре теплоносителя (начало кампании), 10 <sup>5</sup> 1/°C:				
состояние на минимально контролируемом уровне мощности	1,10	- 0,90	- 4,0	- 2,5
номинальное состояние	- 20,4	- 16,1	- 28,2	- 27,1
Среднее накопление шлаков в выгружаемом топливе, МВт.сут/кг	41,1	43,5	43,7	44,7
Среднесуточное накопление шлаков в топливе периферийных ТВС, 10 <sup>2</sup> МВт.сут/кг/эф.сут	4,2	3,5	3,7	3,4
Примечание. Номинальное состояние реактора характеризуется следующими параметрами: номинальная тепловая мощность W=3 ГВт, средняя температура теплоносителя в активной зоне T <sub>H<sub>2</sub>O</sub> =302°C, равновесное отравление ксеноном, состояние на минимально контролируемом уровне мощности - W=0, T <sub>H<sub>2</sub>O</sub> =280°C, реактор разотравлен.				

1. Сравнение эффективности двух видов интегрированного ВП проведено на относительно небольшой базе (несколько десятков тысяч твэлов).

2. При оценке технико-экономической целесообразности использования Gd<sub>2</sub>O<sub>3</sub> или ZrB<sub>2</sub> учитывались только результаты поведения твэлов в реакторных условиях, но не исследовались вопросы экономики производства топливных таблеток с рассматриваемыми выгорающими поглотителями.

3. Фирма "Вестингауз электрик", как разработчик и патентодержатель ВП в виде покрытий из ZrB<sub>2</sub> на топливных таблетках, является заинтересованной стороной в более широком внедрении своей разработки.

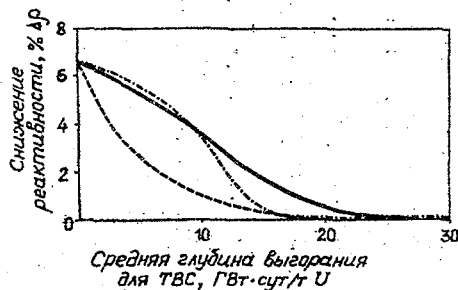


Рис.3.5. Изменение реактивности при использовании различных выгорающих поглотителей [ 42 ]:

- \_\_\_\_\_  $\text{Al}_2\text{O}_3\text{-B}_4\text{C}$ , 8 твэлов на ТВС;
- таблетки  $\text{UO}_2$ , покрытие  $\text{ZrB}_2$ ;
- топливо  $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$

Косвенным подтверждением справедливости сказанного выше служит тот факт, что владельцы/эксплуатационщики АЭС заказывают ТВС с различным топливом:  $(\text{U,Gd})\text{O}_2$ ,  $\text{UO}_2/\text{ZrB}_2$ ,  $\text{UO}_2/\text{Er}$ , а также продолжают использовать ТВС "старого" типа - с СВП. Окончательный выбор выгорающего поглотителя для водо-водяных реакторов можно будет сделать после проведения большого комплекса расчетных, экспериментальных и технологических работ, включающих в себя все аспекты ЯТЦ с различными типами выгорающего поглотителя.

#### 4. СИСТЕМА БОРНОГО РЕГУЛИРОВАНИЯ

Во всех реакторах с водой под давлением используется система борного регулирования. Она предназначена для компенсации медленных изменений реактивности, связанных с выгоранием ядерного топлива, нестационарным отравлением ксеноном-135 и накоплением продуктов деления в течение кампании. Поддержание реактора в критическом состоянии во время медленных переходных процессов достигается путем регулирования концентрации борной кислоты ( $\text{H}_3\text{BO}_3$ ), вводимой в теплоноситель. Ее концентрацию изменяют либо разбавлением теплоносителя реактора чистой водой, либо, наоборот, подпиткой 1-го контура раствором  $\text{H}_3\text{BO}_3$  высокой концентрации. Это производится дистанционно и автоматически по требованию оператора реактора.

Коэффициент реактивности по концентрации борной кислоты в теплоносителе определяется как  $\delta\rho/\delta C_{\text{H}_3\text{BO}_3}$  ( $\text{гH}_3\text{BO}_3/\text{кгH}_2\text{O}$ )<sup>-1</sup> или  $\delta\rho/\delta C_B$  ( $\text{гB}/\text{кгH}_2\text{O}$ )<sup>-1</sup>. Как правило, концентрация борной кислоты в активной зоне реактора ВВЭР-1000 изменяется в пределах 0-13 г/кг, хотя в отдельных случаях она может достигать 16 г/кг  $\text{H}_2\text{O}$ .

Требуемое значение концентрации борной кислоты в теплоносителе определяют расчетным путем. Ее величина должна быть такой, чтобы после достижения номинальной тепловой мощности реактора в активной зоне в полупогруженном состоянии оставалась только одна управляющая группа ПС СУЗ. Естественно, что при этом обязательно учитывается вклад в снижение реактивности выгорающих поглотителей, используемых в различной форме в составе ТВС (см. разд.3).

Можно назвать несколько факторов, подтверждающих целесообразность использования растворенных в теплоносителе поглотителей:

- уменьшается количество поглощающих стержней вместе с приводами и электрооборудованием схемы управления, что приводит к существенной экономии затрат;
- заметно снижается серьезность аварий, связанных с выбросом поглощающих стержней, так как при работе реактора на мощности в активной зоне находятся только группы автоматического регулирования, которые к тому же лишь частично погружены в активную зону;
- поскольку растворенный в воде поглотитель равномерно распределяется по всему объему активной зоны, то изменяются нейтронно-физические характеристики всей зоны, в то время как поглощающие стержни или СВГ действуют преимущественно на близлежащие районы зоны. Это позволяет увеличить допустимую мощность реактора и глубину выгорания топлива за

счет уменьшения неравномерности энерговыделения по активной зоне и, следовательно, повысить выработку энергии на АЭС. В частности, для реакторов с борным регулированием максимальное значение коэффициента неравномерности энерговыделения по радиусу активной зоны колеблется в пределах 1,2-1,4, а для реакторов с регулированием механическими органами СУЗ - в пределах 1,5-2,1 [ 6,51 ]. В свою очередь, известно, что общая экономия затрат на топливную составляющую производства электроэнергии при повышении глубины выгорания топлива в реакторах PWR с 35 до 45 ГВт.сут/т урана составляет 6-7 %, а при повышении глубины выгорания топлива до 50 ГВт.сут/т урана - примерно 8-10 % [ 42 ].

Использование в качестве источника бора соединения  $H_3BO_3$  применительно к реакторным условиям имеет ряд существенных преимуществ по сравнению с другими растворенными в воде поглотителями нейтронов. Борная кислота химически устойчива в радиационных условиях, хорошо растворима в воде и ее растворимость растет с повышением температуры<sup>4</sup>, а также образует хорошо растворимые соединения с катионами воды реактора. Кроме того, она практически не реагирует с материалами первого контура, причем ее инертность растет с повышением температуры.

С чисто технической точки зрения, может показаться, что с помощью борного регулирования можно решить многие проблемы управления цепной реакцией и, в частности, отказаться от использования в активной зоне выгорающих поглотителей блокированного или интегрированного типов. В действительности все обстоит гораздо сложнее, и имеются определенные ядерно-физические ограничения по максимально допустимой концентрации борной кислоты в теплоносителе:

- нейтронно-физические расчеты свидетельствуют о том, что при компенсации реактивности борной кислотой необходимо учитывать ее влияние на коэффициенты реактивности по температуре топлива и по температуре воды. Если первый из них в присутствии  $H_3BO_3$  усиливается, то второй - снижается, причем по абсолютному значению температурный коэффициент реактивности уменьшается. Поэтому для каждой активной зоны существует предельная концентрация борной кислоты, выше которой температурный коэффициент реактивности уменьшается ( рис.4.1 и 4.2 ). Поэтому для каждой активной зоны существует предельная концентрация борной кислоты, выше которой температурный коэффициент реактивности становится положительным ( рис.4.3 ), что крайне нежелательно и опасно, так как не только затрудняется управление реактором, но и снижается степень его безопасности;

---

<sup>4</sup> Растворимость  $H_3BO_3$  в воде комнатной температуры составляет 63,5 г/л, а при 373 К - 267 г/л. Максимальная концентрация бора в горячей воде составляет около 14 %.



- нельзя полностью исключить вероятность такого события, что по ошибке оператора в активную зону вместо раствора борной кислоты может быть подана чистая вода или же к реактору, находящемуся в работе или заглушенном состоянии, близком к критическому, будет подключена петля с концентрацией борной кислоты, меньшей чем в реакторе.

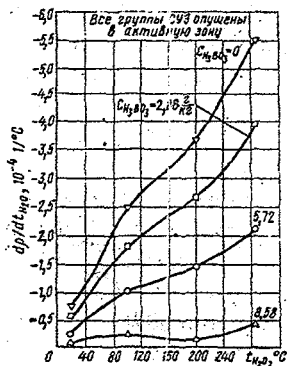


Рис.4.1. Зависимость коэффициента реактивности по температуре воды от температуры теплоносителя для установки ВВЭР-440 4-го блока НВАЭС [ 5 ]

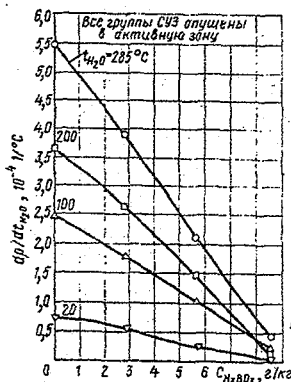


Рис.4.2. Зависимость коэффициента реактивности по температуре воды от концентрации борной кислоты в теплоносителе для установки ВВЭР-440 4-го блока НВАЭС [ 5 ]

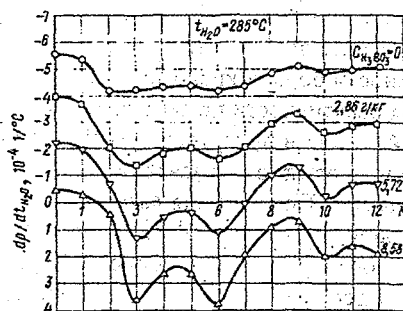


Рис.4.3. Влияние извлечения групп ПС СВЗ на коэффициент реактивности по температуре воды для установки ВВЭР-440 4-го блока НВАЭС (по оси абсцисс - номер извлеченной из активной зоны группы СВЗ)

В силу указанных причин часть избыточной реактивности свежей загрузки топлива в реакторах с водой под давлением компенсируют с помощью выгорающих поглотителей, используемых в твердой фазе.

Наряду с положительными свойствами системы борного регулирования, особенно в части снижения коэффициента неравномерности энерговыделения по объему активной зоны, ее использование дает и ряд негативных последствий, а именно:

- несколько увеличивается переход продуктов коррозии в воду;
- уменьшается pH теплоносителя, в результате чего могут заметно увеличиваться скорость коррозии сталей и скорость роста коррозионных отложений на твэлах. По этой причине для нейтрализации борной кислоты (поддержание pH в определенных пределах) в первый контур вводят<sup>5</sup> аммиак и щелочь;
- находящийся в воде первого контура бор является источником трития<sup>6</sup> ( $^3\text{H}$  или  $\text{T}$ ), образующегося по реакциям (2.2) и (2.3).

Несколько подробного рассмотрения заслуживает проблема трития. Известно, что конверсия изотопа  $^{10}\text{B}$  в тритий происходит с эффективным сечением 0,02 б [ 52 ]. В активной зоне реакторов с водой под давлением имеется несколько источников поступления трития ( табл.4.1 ).

Источники трития в первом контуре PWR

Таблица 4.1

Источник	Реакция	Сечение взаимодействия *, б ( $T \approx 293\text{K}$ )	Содержание нуклида, принимаемое в расчетных исследованиях, отн.ед.
Твэлы	$^{235}\text{U}(n,f)^3\text{H}$	$1.4 \cdot 10^{-4}$ атом/деление	Определяется обогащением
LiOH	$^6\text{Li}(n,\alpha)^3\text{H}$	$\sigma_T = 600$	0,0742 - доля изотопа $^6\text{Li}$ в естественном литии**
LiOH или $^{10}\text{B}$	$^7\text{Li}(n,n,\alpha)^3\text{H}$	$\sigma_S = 6.4 \cdot 10^{-3}$	Определяется содержанием изотопа $^{10}\text{B}$
Стержни СУЗ, борная кислота	$^{10}\text{B}(n,2\alpha)^3\text{H}$	$\sigma_S = 13.3 \cdot 10^{-3}$	
	$^{10}\text{B}(n,\alpha)^7\text{Li}$	$\sigma_T = 3840$	

\*  $\sigma_T$  - сечение взаимодействия для тепловых нейтронов;

$\sigma_S$  - сечение взаимодействия для нейтронов с энергией  $> 0,067$  МэВ.

\*\* - в некоторых реакторах PWR используемая щелочь LiOH не содержит изотопа  $^6\text{Li}$  [ 52,53 ].

<sup>5</sup> Для подавления радиолиза воды  $2\text{H}_2\text{O} \leftrightarrow 2\text{H}_2 + \text{O}_2$  и связывания кислорода в воду первого контура вводится раствор гидразина ( $\text{N}_2\text{H}_4$ ), однако рассмотрение его действия выходит за рамки настоящей работы.

<sup>6</sup> Тритий -  $\beta$ -радиоактивный изотоп водорода, содержащий один протон и два нейтрона. Он испускает мягкие  $\beta$ -частицы с максимальной энергией 18,7 кэВ, средней энергией 5,7 кэВ, имеет удельную активность  $3,41 \cdot 10^{14}$  Бк/г и период полураспада 12,33 года. Тритий оказывает радиационное воздействие на человека, из организма выводится с биологическим периодом полувыведения  $\sim 12$  суток и не концентрируется в каком-либо органе.

Основная масса трития образуется при делении ядер урана. В частности, на АЭС электрической мощностью 1000 МВт с легководным реактором (ВВЭР, PWR или BWR) годовое накопление трития при делении ядер  $^{235}\text{U}$  составляет 15000-20000 Ки (1,5-2,5 г), однако большая часть этого трития (~ 99,9 %) остается заключенной внутри твэлов и лишь некоторое его количество выходит в теплоноситель через неплотности в покрытиях или посредством диффузии. Подобная ситуация наблюдается и в пэлах СУЗ, изготовленных на основе борсодержащих материалов: выход трития также определяется эксплуатационными характеристиками оболочки.

В реакторах типа PWR самый мощный источник поступления трития в теплоноситель связан с поглощением нейтронов ядрами  $^{10}\text{B}$ , входящими в состав  $\text{H}_3\text{BO}_3$ . Суммарные данные о выходе трития приведены в табл.4.2. При попадании в воду в виде газа или НТ он замещает атом обыкновенного водорода и становится составной частью молекулы воды:



Таблица 4.2

Накопление трития в легководном реакторе мощностью 1000 МВт [ 6 ]

Источник трития	Максимально ожидаемый выход в теплоноситель, Ки/год	
	PWR	BWR
Тройное деление (при выходе в теплоноситель 0,1 %)	40	40
Растворенный бор	560	-
Реакция с литием	17	-
Реакция с дейтерием	10	10
Итого:	627	50

В настоящее время отсутствуют способы отделения тритиевой воды от обычной. Поэтому тритий остается в основном в первом контуре, а часть его вместе с утечками жидких отходов попадает в окружающую среду.

В заключение следует отметить, что в условиях одноконтурных реакторных установок, к которым относятся BWR, борное регулирование не применяется, так как борная кислота интенсивно выносятся с паром, а затем выводится на ионообменных фильтрах конденсатоочистки. Так, например, при давлении 7 МПа коэффициент выноса растворенной  $\text{B}_2\text{O}_3$  с паром составляет примерно 7 % [ 51 ].

Отсюда следует, что необходимы большие затраты на постоянное введение борной кислоты в воду реактора. По этой причине в кипящих реакторах функции компенсации части избыточной положительной реактивности и медленных изменений реактивности в течение кампании возложены на выгорающий поглотитель. Как уже отмечалось, им служит  $Gd_2O_3$ , который вводится непосредственно в топливные таблетки в количестве от 1 до 9 мас % [ 6,42,43 ].

## 5. ЗАКЛЮЧЕНИЕ

На основе анализа литературных данных в области разработки поглощающих материалов, а также конструирования, изготовления и эксплуатации пэлов/ПС СУЗ реакторов ВВЭР-1000 можно сделать ряд выводов.

5.1. К пэлам/ПС СУЗ, как и к твэлам/ТВС, предъявляются очень жесткие требования по надежности в работе, поскольку отказ пэла/ПС СУЗ может повлечь за собой не менее тяжелые последствия, как и в случае выхода из строя твэла/ТВС.

5.2. Пэлы/ПС СУЗ, как и твэлы/ТВС, представляют собой периодически сменяемые элементы активной зоны. На весь расчетный срок эксплуатации реактора ВВЭР-1000 (30 лет) потребуется 420 шт. ПС СУЗ (данный расчет выполнен из условия, что срок службы пэлов в режиме АР составляет 2 года, а в режиме АЗ - 5 лет; всего в активной зоне находится 61 ПС СУЗ, из которых 6 шт. работают в режиме АР, а остальные 55 - в режиме АЗ).

Одним из основных резервов сокращения указанного числа ПС СУЗ является увеличение срока их службы в активной зоне реактора хотя бы до уровня 10-15 лет: при работе в режиме 3 года АР и 7 или 15 лет в режиме АЗ на весь расчетный срок эксплуатации установки потребуется соответственно 296 и 170 шт. ПС СУЗ. Экономический эффект от увеличения срока службы пэлов/ПС СУЗ будет складываться не только от уменьшения требуемого их количества на всю кампанию реактора, но и от сокращения расходов на транспортировку "свежих" ПС СУЗ, уменьшения количества операций загрузки-выгрузки, транспортировки, хранения и утилизации отработанных изделий. По этим причинам вполне допустимо, что "новые" пэлы с увеличенным сроком службы могут быть несколько дороже серийных изделий: здесь важен конечный результат.

5.3. Во всех перспективных конструкциях пеллов российского производства в наиболее напряженной их части предусматривается использование п,у-поглотителей: гафния (с оболочкой или без нее) и соединений на основе диспрозия (только в оболочке). Материалом оболочки служит никелевый сплав ЭП-630У.

5.4. Пока в реакторах с водой под давлением используются как блокированные, так и интегрированные выгорающие поглотители. Как правило, материал и форма использования ВП определяются нейтронно-физическими расчетами активной зоны реактора, а также конструкцией ТВС, т.е. задаются главным конструктором реакторной установки.

За последние годы существенно возрос интерес к выгорающему поглотителю  $ZrB_2$ , который наносится непосредственно на топливные таблетки.

Тем не менее до настоящего времени отсутствуют надежные методы расчета, позволяющие всесторонне оценить экономическую эффективность того или иного выгорающего поглотителя не только с точки зрения повышения глубины выгорания топлива, но и с точки зрения учета всех затрат, связанных с использованием конкретного ВП: стоимость и доступность исходного сырья, стоимость изготовления материала и конструкции ВП, влияние ВП на процессы переработки или утилизации отработавшего топлива и др. Так, например, по стоимости бор гораздо дешевле гадолиния, однако по технологичности процесс нанесения покрытий  $ZrB_2$  на топливные таблетки заметно уступает процессу введения  $Gd_2O_3$  в состав топливной таблетки.

До настоящего времени отсутствуют программы расчета, позволяющие однозначно выбрать и рекомендовать для практического использования только один, наиболее оптимальный вид выгорающего поглотителя для всех установок с водой под давлением. По этой причине в реакторах ВВЭР-1000 пока базовым выгорающим поглотителем являются СВП, хотя ведутся расчетные и экспериментальные исследования по использованию в них вместо СВП других видов ВП:  $Gd_2O_3$ ,  $Er_2O_3$  и  $ZrB_2$  [ 42,45,46,50,54-57,89-95 ]. Для реакторов РБМК наиболее подходящим выгорающим поглотителем является эрбий ( 0,41 мас. % ) [ 90,92 ].

## СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Уманец М.П., Нигматуллин Н.Р., Чернов А.П. О современном состоянии и перспективах развития атомной энергетики и создания ядерно-топливного цикла в Украине // Вопросы атомной науки и техники. Сер.: Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение. 1994. Вып. 2(62), 3(63). С.3-7.
2. Vvantage 6. The Advanced Fuel Solution for VVER Needs // Westinghouse Electric Corporation, 1992 (Рекламный проспект фирмы "Вестингауз" на топливо и ТВС для реакторов ВВЭР).
3. Пономаренко В.Б., Пославский А.О., Ряховских В.И. и др. Комбинированные поглощающие элементы реакторов типа ВВЭР-1000, БПБР, ВВЭР - 500 (600) с повышенным сроком службы // Третья Межотраслевая конференция по реакторному материаловедению. Дмитровград, 27 - 30 октября 1992г.: Сборник докладов. Дмитровград: НИИАР, 1994. Т.2. С.157-166.
4. Пономаренко В.Б., Пославский А.О., Чернышов В.М. и др. Органы регулирования и СВП ядерных реакторов ВВЭР-1000 и пути их усовершенствования // Вопросы атомной науки и техники. Сер.: Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение. 1994. Вып. 2(62), 3(63). С. 95-113.
5. Овчинников Ф.Я., Голубев Л.И., Добрынин В.Д. и др. Эксплуатационные режимы водо-водяных энергетических ядерных реакторов.М.: Атомиздат, 1977. - 280 с.
6. Справочник по ядерной энерготехнологии / Пер. с англ./ Ф.Ран., А.Адамантиадес., Дж.Кентон., Ч.Браун / Под ред. В.А.Легасова.М.: Энергоатомиздат, 1989. - 752 с.
7. Keller H.W., Shallenberger J.M., Hollein D.A., Hott C. Development of hafnium and comparison with other pressurised water reactor control rod materials // Nuclear Technology. 1982. Vol. 59. №3. p. 476-482.
8. Поглощающие материалы для регулирования ядерных реакторов / Сокр. перевод с англ./ Под ред. Б.Г.Арабея и В.В.Чекунова. М.: Атомиздат, 1965.
9. Рисованный В.Д., Клочков Е.П., Пономаренко В.Б. Гафний в ядерной технике. Дмитровград: НИИАР, 1993. - 143 с.
10. Котельников Ю.Г., Пономаренко В.Б., Чернышов В.М. и др. Современное состояние проблем поглощающих материалов для ядерных реакторов различного назначения // Третья Межотраслевая конференция по реакторному материаловедению. (Дмитровград, 27-30 октяб-

- ря 1992 г.): Сборник докладов. Димитровград, НИИАР, 1994. Т.1. С.12-25.
11. Коровин Ю.Ф., Чупринко В.Г., Линдт К.А. и др. Производство циркония и гафния на ПО "ПХЗ" для удовлетворения потребностей атомной энергетики Украины // Вопросы атомной науки и техники. Сер.: Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение. 1994. Вып.2 (62), 3 (63). С.114-124.
  12. Рэй В.Е. Производство регулирующих стержней для ядерных реакторов // Перевод с англ.// Под ред. И.С.Головнина.М.: Атомиздат, 1965.
  13. Рисованый В.Д., Ключков Е.П., Пономаренко В.Б. Гафний в ядерной технике // Третья Межотраслевая конференция по реакторному материаловедению. Димитровград, 27-30 октября 1992г.: Сборник докладов. Димитровград: НИИАР, 1994. Т.2. С.201-206.
  14. Рисованый В.Д., Ключков Е.П., Косенко В.М., Островский З.Е. Структурные повреждения металлического гафния при реакторном облучении // Радиационное материаловедение (Труды Международной конференции по радиационному материаловедению, Алушта, 22-25 мая 1990г.). Харьков: ХФТИ, 1991. Т.8. С.118-124.
  15. Кузнецов С.А., Пономаренко В.Б., Меламед В.Е. и др. Радиационная стойкость поглощающих материалов для регулирующих органов системы управления и защиты ядерных реакторов АЭС // Радиационное материаловедение (Труды Международной конференции по радиационному материаловедению, Алушта, 22-25 мая 1990г.). Харьков: ХФТИ, 1991. Т.3. С.189-198.
  16. Гольцев В.П. Действие облучения на поглощающие материалы. Минск: Наука и техника, 1975. 152с.
  17. Пономаренко В.Б., Посговаров И.О., Ряховских В.И. и др. Органы регулирования ядерных реакторов с двухцелевыми пэлами на основе кобальта, оксида европия или композиции  $\text{Co}+\text{Eu}_2\text{O}_3$  // Третья Межотраслевая конференция по реакторному материаловедению. Димитровград, 27-30 октября 1992г.: Сборник докладов. Димитровград: НИИАР, 1994. Т.2. С.166-182.
  18. Физико-химические свойства элементов. Справочник / Под ред. Г.В.Самсонова. Киев, 1965.
  19. Пономаренко В.Б., Чернышов В.М. Принципы проектирования органов регулирования реакторов типа ВВЭР, их эксплуатационные характеристики, работы по совершенствованию изделий: Лекция на курсах МАГАТЭ "Конструкция, контроль качества и перспективы топлива ВВЭР". РФ, Обнинск: ГНЦ ФЭИ, 5-23 июня 1995г.
  20. Гольцев В.П., Гусева Т.М. Работоспособность стержней СУЗ быстрых реакторов и пути ее увеличения // Труды совещания МРГБР МАГАТЭ "Поглощающие материалы и стержни регулирования быстрых ре-

- акторов". Димитровград: НИИАР, 4-8 июня, 1973.
21. Кузнецов С.А., Меламед В.Е., Невотин В.К., Пономаренко В.Б. Стержни регулирования для быстрых реакторов с натриевым теплоносителем // Там же.
  22. Матвеев В.И., Вознесенский Р.М., Горбатов Н.Е., Смирнов В.П. Основные проблемы проектирования поглощающих стержней быстрых энергетических реакторов // Там же.
  23. Клочков Е.П. Послерadiационные исследования СУЗ. Основные результаты: Лекция на курсах МАГАТЭ "Конструкция, контроль качества и перспективы топлива ВВЭР". РФ, Обнинск: ГНЦ ФЭИ, 5-23 июня 1995г.
  24. Труды совещания МРГБР МАГАТЭ "Поглощающие материалы и стержни регулирования быстрых реакторов". Димитровград: НИИАР: 4-8 июня, 1973.
  25. Dunner Ph., Heuvel H.-J., Horle M. Absorber materials for control rod systems of fast breeder reactors // J.Nucl. Mater.. 1984. Vol.124. P.185-194.
  26. Зеленский В.Ф., Неклюдов И.М., Черняева Т.П. Радиационные дефекты и распухание металлов. Киев: Наукова думка, 1988. - 296с.
  27. Ямницкий В.А., Шилиев Б.А. Машинное моделирование радиационного повреждения углеродной матрицы поглотительного элемента // Вопросы атомной науки и техники. Сер.: Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение. 1979. Вып.1(9). С.13-20.
  28. Ганн В.В., Любарский Г.Я., Ямницкий В.А. Расчет динамики выгорания поглотительных элементов ядерных реакторов // Там же. Вып.2(10). С.22-26.
  29. Ганн В.В., Гуринов В.А., Конотоп Ю.Ф. и др. Имитация радиационных повреждений конструкционных материалов и изделий с помощью ЭВМ // Там же. 1980. Вып. 3(14). С.3-10.
  30. Kumar A. and Garner F.A. Transmutation - induced deposition profiles in halos surrounding spherical precipitates // Radiation Effects. 1984. Vol.2. P.61-72.
  31. Вебер, Гирш. Тепловыделяющие элементы дисперсного типа // Металлургия ядерной энергетики и действие облучения на материалы. М.: Металлургиздат, 1956. С.298-317 (Докл. иностр. ученых на Международной конференции по мирному использованию атомной энергии. Женева, 1955).
  32. Иванов В.Е., Зеленский В.Ф., Цыканов В.А. и др. Дисперсионные тепловыделяющие и поглощающие элементы на основе графита на пироуглеродной связке для высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов // Реакторное материаловедение (Труды конференции по реак-



- торному материаловедению, Алушта, 29 мая - 1 июня 1978г.). М.: ЦНИИАтоминформ. Т.6. С.308-325.
33. Гурин В.А., Зеленский В.Ф., Евсеев В.М. и др. Разработка тепловыделяющих и поглощающих элементов монолитного типа на пироуглеродной связке для ВТГР // Атомно-водородная энергетика и технология. М.: Энергтоатомиздат, 1983. Вып.5. С.213-225.
  34. Зеленский В.Ф., Гурин В.А., Конотоп Ю.Ф. и др. Радиационная стойкость поглощающих композиций с пироуглеродным связующим // Радиационное материаловедение (Труды Международной конференции по радиационному материаловедению, Алушта, 22-25 мая 1990 г.). Харьков, 1991. Т.8. С.68-76.
  35. Зеленский В.Ф., Гурин В.А., Конотоп Ю.Ф. и др. Действие нейтронного облучения на углеграфитовые материалы с пироуглеродной матрицей // Радиационное материаловедение (Труды Международной конференции по радиационному материаловедению, Алушта, 22-25 мая 1990 г.). Харьков. Т.3. С.160-171.
  36. Пат. ФРГ №1. 222.596, 1966.
  37. Haessner F., Petzow G., Preisler E. Eignung von Cadmiumtantalat als Konstruktionsmaterialien // J. Nucl. Mat. 1962. Vol.7. №1, P.46-57.
  38. Радковский А. Теория и применение выгорающих поглотителей нейтронов. // Труды Второй Международной конференции по мирному использованию атомной энергии (Женева, 1958). Избр. докл. иностранных ученых. М.: Атомиздат, 1959. Т.3. С.717-754.
  39. Стюарт Дж., Цвейфел П. Самоэкранирование и эффект Допплера при поглощении нейтронов // Там же. Т.2. С.600-624.
  40. Волков В.С., Лукьянов А.С., Челкунов В.В. и др. Применение выгорающих поглотителей в ядерных реакторах. // Атомная энергия, 1961. Т.11. Вып.2. С.109-121.
  41. Галанин А.Д. Теория ядерных реакторов на тепловых нейтронах. М.: Атомиздат, 1958.
  42. Махова В.А., Смирнов Ю.В., Соколова И.Д. и др. Водородно-водяные реакторы и их топливный цикл за рубежом. Вып. 18. Усовершенствование топлива водородно-водяных реакторов: Обзор по зарубежным источникам. М.: ЦНИИАтоминформ, 1989. - 59с.
  43. Горский В.В. Применение гадолиния в легководных реакторах // Атомная техника за рубежом. 1987. №3. С.3-11.
  44. Горский В.В. Технология изготовления и применение в реакторах PWR таблеток  $UO_2$  с покрытием из  $ZrB_2$  // Атомная техника за рубежом. 1989. №9. С.7-14.
  45. Астахов С.А., Вознесенский В.А., Духовенский А.С. и др. Оптимизация работы активной зоны ВВЭР-1000 // Атомная энергия, 1990. Т.68. Вып.1. С.6-11.

46. Павлов В.И., Сидоренко В.Д., Ковшов Е.А., Поздняков Н.Э. Эффективность применения выгорающих поглотителей в ВВЭР-1000 // Атомная энергия. 1992. Т.73. Вып.6. С.466-470.
47. Горский В.В. Уран-гадолиниевое оксидное топливо. Ч.1 - Основные свойства  $Gd_2O_3$  и  $UO_2-Gd_2O_3$  // Атомная техника за рубежом. 1989. №2. С.3-11.
48. Горский В.В. Уран-гадолиниевое оксидное топливо. Ч.2 - Теплофизические свойства  $UO_2-Gd_2O_3$  и методы их измерения // Атомная техника за рубежом. 1989. №3. С.6-15.
49. Горский В.В. Уран-гадолиниевое оксидное топливо. Ч.3 - Технология изготовления и методы контроля  $(U,Gd)O_2$ -таблеток // Атомная техника за рубежом. 1989. №5. С.8-15.
50. Скотт-Кравчик Б. Служба топлива и его обслуживание в Соединенных Штатах // Атомная техника за рубежом. 1995. №9. С.20-25.
51. Маргулова Т.Х. Атомные электрические станции: Учебник для вузов / 3-е изд., перер. и доп. М.: Высш. школа, 1978. - 360с.
52. Былкин Б.К., Гребенник В.Н., Ибрагимов И.М. и др. Энерготехнологическое применение ядерных реакторов // Атомная энергетика (Итоги науки и техники). Т.6. М: ВИНТИ, 1988. - 140с.
53. Химическая технология теплоносителей ядерных установок: Учеб. пособие для вузов / В.М.Седов, А.Ф.Нечаев, В.А.Доильнищын, П.Г.Крутиков; Под.ред. В.М.Седова. М.: Энергоиздат, 1985. - 312с.
54. Бибилашвили Ю.К. Состояние и перспективы развития работ в России по твэлам и материалам для реакторов типа ВВЭР. Лекция на курсах МАГАТЭ "Конструкция, контроль качества и перспективы топлива ВВЭР". РФ, Обнинск, ГНЦ ФЭИ, 5-23 июня 1995г.
55. Бибилашвили Ю.К., Онуфриев В.Д. Опыт эксплуатации топлива на российских АЭС с реакторами ВВЭР // Там же.
56. Бибилашвили Ю.К. Эксплуатационные характеристики и критерии проектирования твэлов реакторов ВВЭР // Там же.
57. Менькин Л.И., Токарев В.И., Трубина В.К. и др. Внутрореакторные испытания топлива РБМК, легированного эрбием // Четвертая Межотраслевая конференция по реакторному материаловедению. Димитровград, 15-19 мая 1995 г.: Сборник тезисов докладов. Димитровград: ГНЦ НИИАР, 1995. С.52-53.
58. Chernishov V.M., Vasilchenko I.N. Control members of WWER-440 and WWER-1000 power reactors. Advances in control assembly materials for water reactors (Proceeding of a Technical Committee meeting held in Vienna, 29 November-2 December 1993) IAEA, Vienna, 1995 (IAEA-TECDOC-813). P.105-119.
59. Ряховских В.И., Шмелев С.В., Чернышов В.М., Щеглов А.В. Современное состояние разработки и производства органов регулирования

- ядерных реакторов ВВЭР-1000 // Вопросы атомной науки и техники. Сер.: Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение. 1997. Вып.1(65), 2(66). С.110-118.
60. Ponomarenko V., Poslavskiy A., Scheglov A. et al. WWER-1000 Control Rod Materials Experience and Development // IAEA Technical Committee Meeting on "Control Assembly Materials for Water Reactors: Experience, Performance and Perspectives". Vienna, Austria, 12 th to 15 th October, 1998.
  61. Risovaniy V.D., Zakharov A.V., Klochkov E.P. et al. Dysprosium and hafnium based absorbers for advanced WWER control rods // In [ 60 ].
  62. Heins L., Roppelt A., Dewes P. Design of control rods for pressurized water reactors with special consideration of absorber swelling and clad creepdown // In [ 58 ]. P.15-36.
  63. Gosset D., Kryger B. Boron and hafnium base absorbers for advanced PWR control rods // In [ 58 ]. P.49-59.
  64. De Perthuis S. RCCA's life limiting phenomena: causes and remedies // In [ 58 ]. P.61-78.
  65. Cazus A., Thibault X. Overview of the EDF approach concerning RCCA problems // In [ 58 ]. P.121-132.
  66. Monchanin M, Thibault X. Framatome control rod absorber materials, experience and development // In [ 60 ].
  67. Kennard M.W., Harbottle J.E. LWR control assembly design: an historical perspective // In [ 60 ].
  68. Jonsson T. PWR control rod degradation as observed in postirradiation examinations in Studsvik // In [ 60 ].
  69. Bechade J.L., Parmentier P. Fabrication and metallurgical Properties of hafnium alloys for control rods // In [ 60 ].
  70. Simeone D. Behavior of different boron rich solids as promising absorbers for PWR // In [ 60 ].
  71. Simeone D., Deschanel X., Cheminant P., Herter P. Study of elementary damage created by neutron in different borides: application to increase the lifetime of control rods in nuclear plants // In [ 60 ].
  72. Cheng et al. Hafnium alloys as neutron absorbers // Pat.USA 5.330.589. Jul.19.1994.
  73. Boutin et al. Method of making a metal, neutron absorbing element and the element obtained // Pat.USA 5.118.468. Jun.2.1992.
  74. Tochiwara H., Ishida M. Reactor control rod // Пат.Японии 9-5473/A; приложение к патенту 7-150504. Jun.10.1997; Jun.16.1995.
  75. Goto K., Sasaki Y. Countermeasures for PWR control rod degradation in Japan // In [ 58 ]. P.79-94.
  76. Date V.G., Kulkarni P.G. Status of control assembly materials in Indian water reactors // In [ 60 ].

77. Kryger B., Herter P., Chotard A. Behaviour of PWR type B<sub>4</sub>C irradiated at high capture rate // In [ 58 ]. P.37-48.
78. Zakharov A.V., Risovaniy V.D., Fridmann S.R. et al. Irradiation behaviour of boron carbide in reactors WWER-1000 // In [ 60 ].
79. Schulz W. Damage analysis of ceramic boron absorber materials in boiling water reactors and initial model for an optimum rod management // In [ 60 ].
80. Shirayanagi H., Fukumoto T., Shida S. Advanced control rods Japanese BWR plants // In [ 58 ]. P.135-164.
81. Rebensdorff B., Jonsson A. ABB Atom control rod materials experience and development // In [ 58 ]. P.165-176.
82. Price E.G., Boss C.R., Novak W.Z., Fong R.W.L. Absorber materials in CANDU PHWRs // In [ 58 ]. P.187-203.
83. Kennard M.W., Harbottle J.E. BWR Control Blade Replacement Strategies // In [ 60 ].
84. Simeone D., Deshanel's X., Herter P. Study of lithium migration inside B<sub>4</sub>C nuclear control rods using the nuclear microprobe technique // In [ 60 ].
85. Simeone D., Deshanel's X., Herter P. Measure of <sup>11</sup>-boron, <sup>10</sup>-boron and <sup>7</sup>-lithium concentrations in control rods using the nuclear microprobe technique // In [ 60 ].
86. Odeychuk N.P., Zelenskij V.F., Gurin V.A., Konotop Yu.F. The experience of NSC KIPT on creation of absorbing materials, compositions and products for final control elements of various types of nuclear reactors // In [ 60 ].
87. Afanasyev A. Experience of CR and RCCA operation in Ukrainian WWER and RBMK, including CR of a new design with application of combined compositions-carbide of a boron and hafnium (aspects of reliability, safety and economic efficiency) // In [ 60 ].
88. Provot B., Herter P. Reinforcement against crack propagation of PWR absorbers by development of boron-carbon-hafnium composites // In [ 60 ].
89. Махова В.А., Семеновская И.В. Использование редкоземельных элементов в качестве выгорающих поглотителей для реакторов PWR во Франции // Атомная техника за рубежом. 1997. №11. С.3-7.
90. Межуев В.А., Бек Е.Г., Иванов А.В., Колосовский В.Г. Некоторые аспекты конструкции и технологии изготовления ТВС энергетических реакторов с увеличенным ресурсом и повышенной надежностью // Атомная энергия. 1998. Т.84. Вып.2. С.123-131.
91. Меньшин Л.И., Токарев В.И., Трубина В.К. и др. Реакторные и после-реакторные исследования твэлов РБМК с уран-эрбиевым топливом // Атомная энергия. 1997. Т.83. вып.2. С.426-429.
92. Шевалдин В.Н., Негривода Г.П., Воронцов Б.А. и др. Опыт использования уран-эрбиевого топлива на Игналинской АЭС // Атомная энер-

- гия. 1998. Т.85. Вып.2. С.91-97.
93. Проселков В.Н., Симонов К.В. Режимы и технология использования топлива в реакторах LWR // Атомная техника за рубежом. 1989. №4. С.3-12.
  94. Павлов В.И. Анализ нейтронно-физических характеристик топливной решетки ВВЭР-1000 // Атомная энергия. 1993. Т.74. Вып.1. С.10-21.
  95. Шварц М. Изготовление твэлов для легководных реакторов: зрелая и конкурирующая промышленность // Атомная техника за рубежом. 1998. №1. С.26-28.
  96. Лалетин Н.И., Люлька В.А. Стабилизирующее влияние стержней СУЗ и дополнительных поглотителей в РБМК // Атомная энергия. 1993. Т.74. Вып.3. С.185-190.
  97. Давыдова Г.Б., Кватор В.М., Федосов А.М. Использование выгорающих поглотителей в РБМК // Атомная энергия. 1991. Т.71. Вып.4. С.344-345.

Юрий Федорович Конотоп, Николай Петрович Одейчук,  
Владимир Семенович Красноруцкий

**СОВРЕМЕННОЕ СОСТОЯНИЕ ПРОБЛЕМЫ ПОГЛОЩАЮЩИХ НЕЙТРОНЫ МАТЕРИАЛОВ  
И ИЗДЕЛИЙ НА ИХ ОСНОВЕ ДЛЯ РЕАКТОРОВ ТИПА ВВЭР-1000**

Ответственный за выпуск Л.М.Ракивненко

Редактор, корректор Т.В.Ситнянская

---

Подписано в печать 21.12.98. Формат 60х84/16. Усл.п.л. 4,2.

Уч.-изд.л. 3,5. Тираж 100. Заказ №133. Индекс 4629

---

Национальный научный центр "Харьковский физико-технический институт"  
310108, Харьков, ул.Академическая, 1

Индекс 4629

Обзор, 1998, 1-68.