

УДК 621.039

ОЦЕНКА ПРЕДЕЛЬНОЙ МАССЫ УДАЛЕННОГО ГРАФИТА ПРИ ПОЭТАПНОМ ПРОВЕДЕНИИ РАБОТ ПО УПРАВЛЕНИЮ РЕСУРСНЫМИ ХАРАКТЕРИСТИКАМИ РЕАКТОРОВ РБМК-1000

Плеханов Р.В., Дружинин В.Е., Прохоров И.А., Лысов Д.А., Немиров А.С. (АО «ВНИИАЭС», г. Москва)

e-mail: rrruuu11@gmail.com

Ремонтно-восстановительные работы по управлению ресурсными характеристиками графитовой кладки на энергоблоках АЭС с реакторами РБМК-1000 обеспечивают уменьшение стрел прогиба каналов, увеличение зазора между периферийным рядом кладки и металлоконструкцией кожуха реактора. В процессе работ проводят резку графитовых колонн и удаление ее продуктов из реактора. Изъятие части графита влияет на уран-графитовое отношение, а значит, и на нейтронно-физические характеристики реакторов.

Целью работы были оценка и обоснование предельной массы удаляемого графита при проведении работ по управлению ресурсными характеристиками графитовой кладки реакторов третьего и четвертого энергоблоков Ленинградской АЭС. Под предельной понимается максимальная масса графита, которую можно удалить на этапах этих работ из активной зоны реакторов без нарушения эксплуатационных пределов нейтронно-физических характеристик в течение 45 лет эксплуатации энергоблоков. Оценку предельной массы проводили на основе расчетного детального моделирования работы реакторов для реалистичных сценариев эксплуатации энергоблоков. Основным критерием оценки было сохранение нейтронно-физических характеристик в установленных диапазонах значений. При моделировании учитывали следующие особенности эксплуатации реакторов:

дожигание облученных тепловыделяющих сборок (ТВС), выгруженных после остановки для вывода из эксплуатации реакторов первого и второго энергоблоков;

загрузку ТВС с повышенным содержанием четных изотопов урана;

поэтапное удаление части графита на этапах работ по управлению ресурсными характеристиками графитовой кладки;

выгрузку дополнительных поглотителей (ДП);

график работы и проведения ремонтов энергоблоков до окончания 45-летней эксплуатации.

Расчетное моделирование работы реактора и прогнозирование его нейтронно-физических характеристик включало имитацию перегрузки каждой ТВС, регулировку расхода теплоносителя, оптимизацию энерговыделения стержнями системы управления и защиты и трехмерный полномасштабный расчет выгорания топлива. Среди нейтронно-физических характеристик наиболее чувствительной к удалению графита является паровой коэффициент реактивности, который уменьшается с загрузкой ТВС с повышенным содержанием четных изотопов урана и выполнением этапов работ по управлению ресурсными характеристиками графитовой кладки. При отсутствии компенсирующих мер этот коэффициент снижается до отрицательных значений и может достигнуть $-1 \beta_{эф}$ на момент окончания 45-летней эксплуатации. Для компенсации этого снижения на энергоблоках АЭС проводят выгрузку дополнительных поглотителей. На рис. 1 представлена обобщенная зависимость количества дополнительных поглотителей в активной зоне от массы удаляемого графита по данным эксплуатации энергоблоков Курской и Ленинградской АЭС. Для отдельных энергоблоков эти зависимости могут различаться.

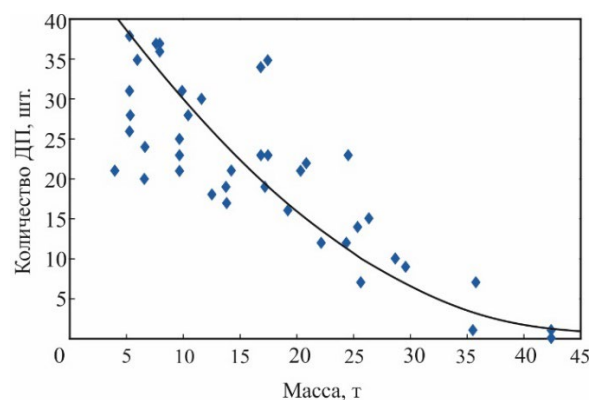


Рис. 1. Изменение количества дополнительных поглотителей в зависимости от массы удаляемого графита: $\blacklozenge$ — экспериментальные данные, — — — полиномиальная зависимость

Расчетные исследования. Проводили оценку изменения нейтронно-физических характеристик и определяли предельную массу удаляемого графита, при которой паровой коэффициент реактивности к моменту завершения 45-летней эксплуатации достигнет нижней границы эксплуатационного диапазона $0,3 \beta_{эф}$ при всех извлеченных из активной зоны дополнительных поглотителях. Для повышения достоверности самой оценки и ее неопределенности расчеты выполняли, используя программные комплексы расчета нейтронно-физических характеристик, которые применяют при подготовке обоснований безопасности и анализе ядерной безопасности: «Энергия» [1, 2], SADCO [3], STEPAN [4], BARS-COTT и MCU-RBMK [5]. В качестве исходного для реакторов третьего и четвертого энергоблоков Ленинградской АЭС использовали состояние на первое июня 2021 года. Оценку предельной массы удаляемого графита осуществляли в два этапа. На первом выполняли оценку изменения парового коэффициента реактивности и других нейтронно-физических характеристик с учетом проведения работ по управлению ресурсными характеристиками графитовой кладки без выгрузки дополнительных поглотителей. Моделировали работу реакторов от исходного состояния до момента окончания 45-летней эксплуатации, учитывая дожигание облученных ТВС из остановленных энергоблоков. Рассматривали два варианта загрузки (подпитки) необлученных ТВС — с минимальным или максимальным содержанием четных изотопов урана в соответствии с техническими условиями на ТВС, а также два варианта резки графитовой кладки, когда на каждом этапе ремонтно-восстановительных работ выполняется минимальная (около 50 ячеек) и максимальная (250 ячеек) резка графитовой кладки.

При расчетном моделировании использовали перспективный график ремонтов, в соответствии с которым в период от исходного состояния до окончания 45-летней эксплуатации на третьем (до 31.01.25) и четвертом (до 26.12.25) энергоблоках должно быть выполнено по четыре ремонта. На рис. 2 приведено полученное на первом этапе

расчетных исследований изменение парового коэффициента реактивности без выгрузки дополнительных поглотителей при подпитке необлученными ТВС с минимальным и максимальным содержанием четных изотопов урана, в выносках указано количество ремонтных ячеек на каждом этапе работ по управлению ресурсными характеристиками, вертикальными линиями показаны моменты проведения этих работ. На момент начала исследований на третьем и четвертом энергоблоках Ленинградской АЭС в процессе выполнения этапов работ по управлению ресурсными характеристиками графитовой кладки было отремонтировано 327 и 318 ячеек соответственно.

Результаты моделирования работы энергоблоков без выгрузки дополнительных поглотителей показали, что нейтронно-физические характеристики, за исключением парового коэффициента реактивности, при удалении более 60 т графита находятся в установленных пределах. В табл. 1 приведены результаты расчетов, выполненных с использованием программного комплекса «Энергия», на момент окончания 45-летней эксплуатации для ситуации, когда на каждом из этапов работ по управлению ресурсными характеристиками графитовой кладки удалялась максимальная масса графита (суммарно 54 т для реактора третьего энергоблока, 61 т — для четвертого) без выгрузки дополнительных поглотителей.

Полученные результаты позволили предварительно оценить предельную массу удаляемого графита при условии, что паровой коэффициент реактивности к моменту окончания 45-летней эксплуатации при выгрузке всех дополнительных поглотителей составит не менее $0,3 \beta_{эф}$. Для сформированных на этот момент прогнозных состояний оценено влияние такой выгрузки на изменение парового коэффициента. По предварительной оценке, в зависимости от содержания четных изотопов урана предельная масса удаляемого графита может меняться в диапазоне от 40 до 60 т (табл. 2). Ее меньшее значение для реактора четвертого энергоблока обусловлено большей длительностью эксплуатации

в условиях загрузки ТВС с повышенным содержанием четных изотопов урана, что является

дополнительным фактором снижения парового коэффициента реактивности.

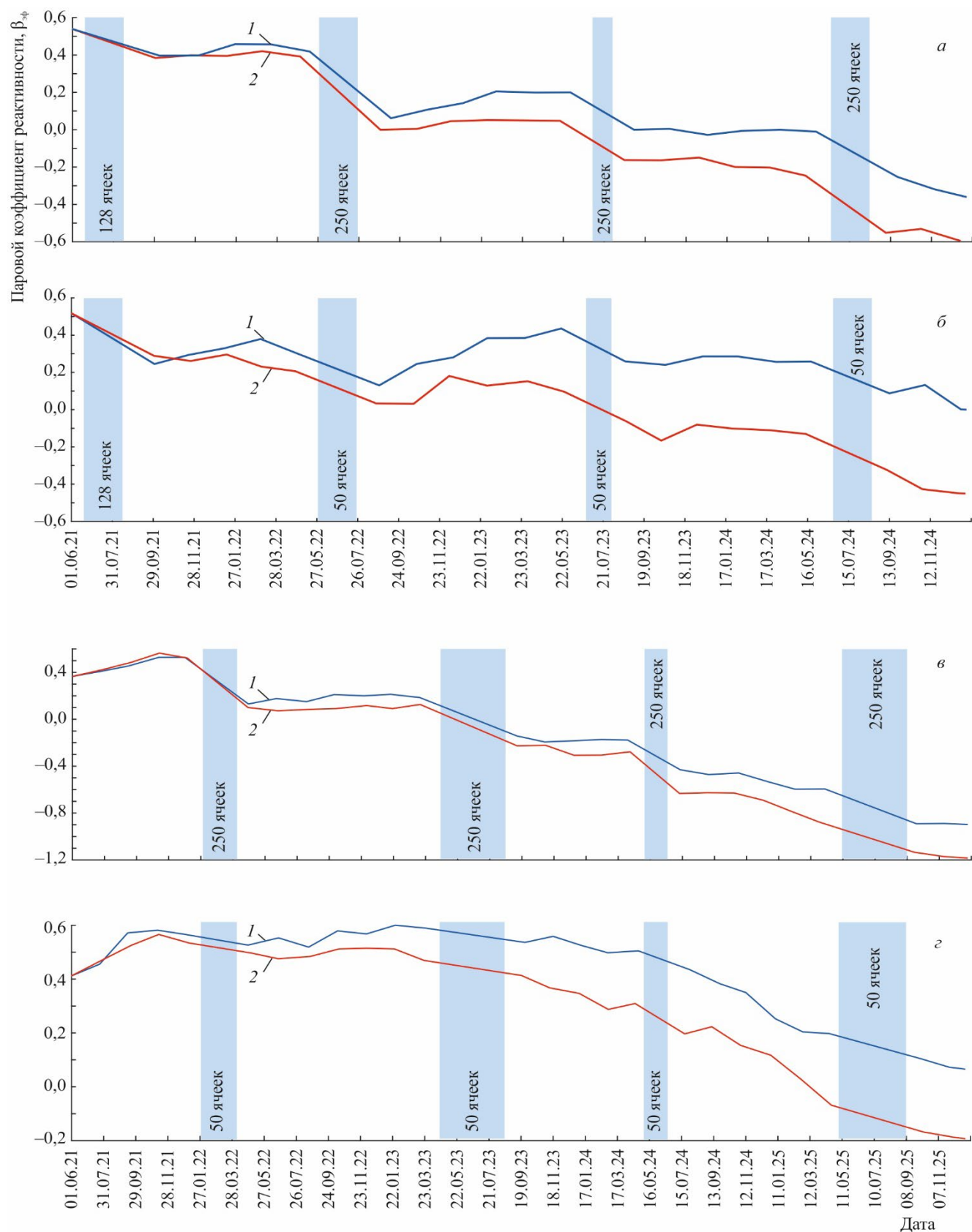


Рис. 2. Изменение парового коэффициента реактивности реактора третьего (а, б) и четвертого (в, г) энергоблоков при максимальной (а, в) и минимальной (б, г) резке графитовой кладки и загрузке ТВС с минимальным (1) и максимальным (2) содержанием четных изотопов урана

Таблица 1. Нейтронно-физические характеристики для разных состояний реакторов энергоблоков

Параметр	Энергоблок 3		Энергоблок 4	
	Содержание четных изотопов урана в ТВС			
	Минимальное	Максимальное	Минимальное	Максимальное
Номинальный уровень мощности				
Мощность реактора, МВт	3200			
Максимальная линейная мощность твэла, Вт/см	286	275	276	
Коэффициент неравномерности радиального распределения энерговыделения	1,35		1,34	1,38
Эффективность стержней, $\beta_{эф}$:				
аварийной защиты	3,45	3,48	3,42	3,43
системы быстрого снижения мощности	11,6	11,0	12,1	11,9
Полная эффективность системы управления и защиты от верхнего до нижнего концевого выключателя, $\beta_{эф}$	16,0	16,1	16,5	21,0
Оперативный запас реактивности, $\beta_{эф}$	3,91	4,11	4,06	4,05
Быстрый мощностной коэффициент реактивности, $10^{-4} \beta_{эф}/\text{МВт}$	-4,18	-4,20	-4,22	-4,69
Коэффициент реактивности по температуре, $10^{-3} \beta_{эф}/^{\circ}\text{C}$:				
топлива	-2,36	-2,35		-2,40
графита	4,94	5,31	4,46	
Эффект, $\beta_{эф}$:				
обезвоживания контура:				
многократной принудительной циркуляции	-0,30	-0,38	-0,35	-0,49
охлаждения стержней управления и защиты	0,74	0,73		0,72
заполнения контура многократной принудительной циркуляции	0,40	0,30	0,43	0,55
Состояние с максимальным запасом реактивности, разотравленное, разогретое до 280 °C				
Подкритичность, $\beta_{эф}$	4,71	4,73	4,85	4,61
Эффективность аварийной защиты в подкритическом состоянии, $\beta_{эф}$	3,39	3,33	3,24	3,32
Эффект обезвоживания контура в подкритическом состоянии, $\beta_{эф}$:				
многократной принудительной циркуляции	-3,90	-3,97	-4,01	-4,31
охлаждения стержней управления и защиты	0,98	0,67	0,60	0,72
Состояние расхолаженное до 60 °C, разотравленное				
Подкритичность, $\beta_{эф}$	4,99	4,98	4,94	4,63
Эффективность аварийной защиты в подкритическом состоянии, $\beta_{эф}$	2,88	2,85	2,76	2,85
Эффект обезвоживания контура в подкритическом состоянии, $\beta_{эф}$:				
многократной принудительной циркуляции	-2,61	-2,72	-2,64	-3,03
охлаждения стержней управления и защиты	0,46	0,44	0,40	0,58
Температурный изотермический коэффициент реактивности в подкритическом состоянии, $10^{-3} \beta_{эф}/^{\circ}\text{C}$	0,40	0,25	-0,18	-0,42

На втором этапе расчетных исследований уточнены картограммы резки графитовой кладки. Эти картограммы и результаты оценки массы удаленного графита явились исходными данными для детального моделирования работы реакторов с извлечением дополнительных поглотителей, формирования прогнозных состояний реакторов и проведения расчетов их нейтронно-физических характеристик по программным комплексам SADCO, STEPAN, BARS-COTT, «Энергия» и MCU-RBMK. Показано, что в процессе

эксплуатации энергоблоков нейтронно-физические характеристики остаются в установленных пределах. При моделировании на места извлеченных дополнительных поглотителей устанавливали ТВС. Из результатов расчетов по различным программам следует, что нейтронно-физические характеристики и технологические параметры находятся в установленных пределах. Сравнение результатов моделирования и реальных данных после выполнения первых этапов работ по управлению ресурсными характеристиками

графитовой кладки на третьем и четвертом энергоблоках Ленинградской АЭС показывает удовлетворительное совпадение при незначительных отклонениях прогнозного и реального количества дополнительных поглотителей в активной зоне и массы удаленного графита. Итоговые значения парового коэффициента реактивности при загрузке тепловыделяющих сборок с максимальным содержанием четных изотопов урана составляет примерно $0,3 \beta_{\text{эф}}$ к окончанию 45-летней эксплуатации энергоблоков (рис. 3). Поскольку все дополнительные поглотители к этому моменту выгружены, можно утверждать, что оценка максимальной массы удаляемого графита корректна.

Таблица 2. Результаты предварительной оценки предельной массы удаляемого графита

Параметр	Энергоблок 3		Энергоблок 4	
	Содержание четных изотопов урана в ТВС			
	Минимальное	Максимальное	Минимальное	Максимальное
Масса, т	59,6	51,2	50,5	40,5
Количество отремонтированных ячеек, шт. *	—	Около 937	—	Около 767

* Около 225 ремонтируемых ячеек в каждый ремонт для третьего энергоблока и около 140 для четвертого.

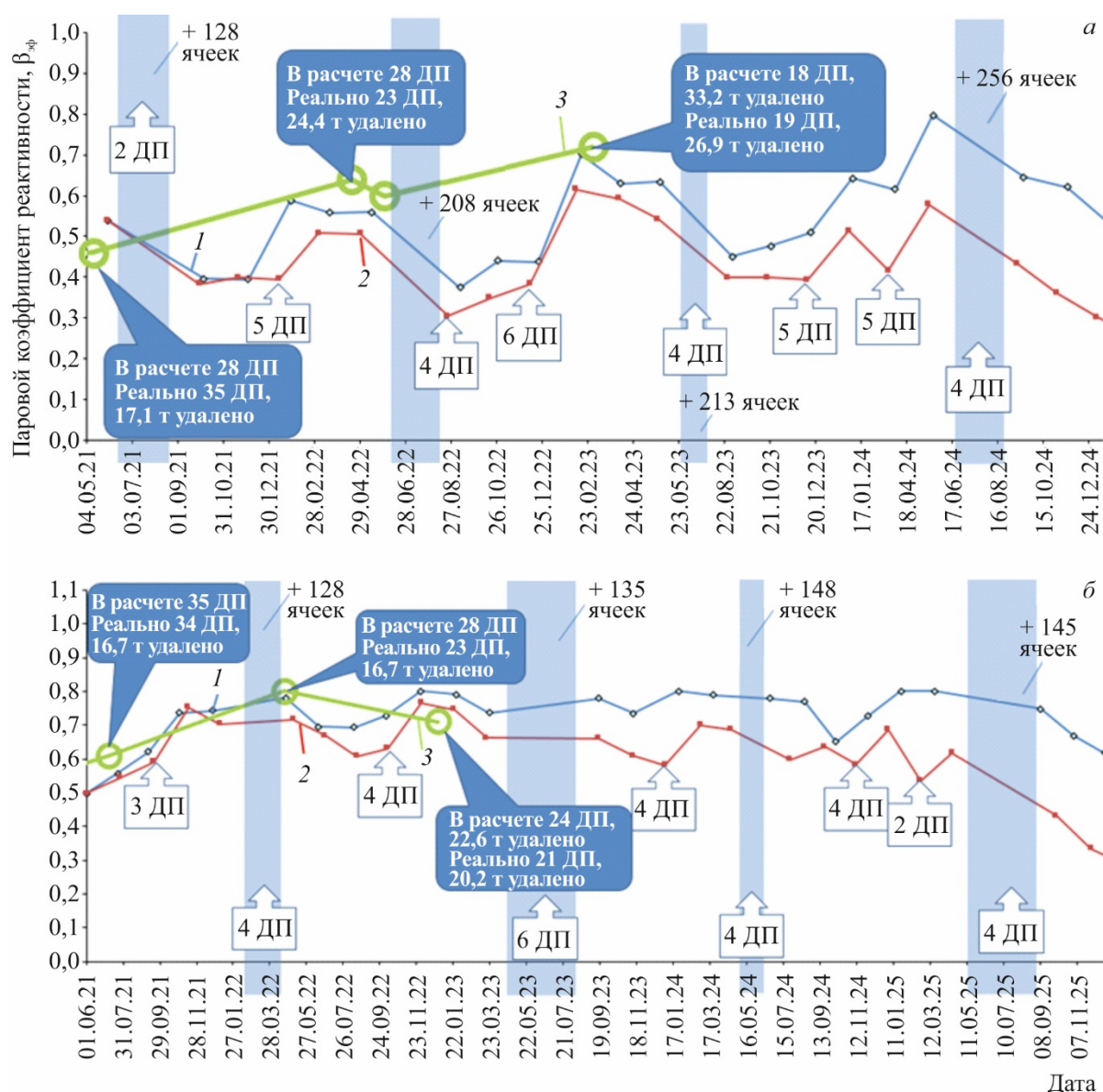


Рис. 3. Прогнозные (1, 2) и экспериментальные значения (3) парового коэффициента реактивности для реактора третьего (а) и четвертого (б) энергоблоков при загрузке ТВС с минимальным (1) или максимальным содержанием (2) четных изотопов урана

При загрузке ТВС с минимальным содержанием четных изотопов урана паровой коэффициент реактивности на момент окончания 45-летней эксплуатации превышает $0,3 \beta_{\text{эф}}$, что указывает на возможность дальнейшего удаления графита и снижение парового коэффициента реактивности до нижнего предела. Оценка максимальной массы удаляемого графита при загрузке ТВС с минимальным содержанием четных изотопов урана может быть получена экстраполяцией зависимости парового коэффициента реактивности. Результаты оценки предельной массы удаляемого

графита по разным расчетным программам, которые применяют при обосновании и анализе безопасности, приведены в табл. 3. В качестве итоговой оценки предельной массы удаляемого графита принято среднее значение, полученное в результате расчета только по аттестованным программам, т. е. без учета результатов расчета по программе BARS-COTT. В табл. 4 приведена оценка предельной массы при подпитке топливом с усредненным содержанием четных изотопов урана в соответствии с техническими условиями.

Таблица 3. Результаты оценки предельной массы удаляемого графита

Энерго-блок	Содержание четных изотопов урана в ТВС	Параметр, рассчитанный по программным комплексам							
		Энергия		SADCO		STEPAN-3		BARS-COTT	
		Масса, т	Число ячеек*	Масса, т	Число ячеек*	Масса, т	Число ячеек*	Масса, т	Число ячеек*
3	Минимальное	59,6	—	68,1**	—	75,1**	—	56,3	1055
	Максимальное	51,2	Около 937	63,2	937	61,3***	987	44,0	955
4	Минимальное	50,5	—	61,6**	—	61,1**	—	46,3	858
	Максимальное	40,5	Около 767	54,8	875	54,7***	959	42,3	818
*Число ремонтируемых ячеек. **Получено экстраполяцией с использованием данных удельного снижения парового коэффициента реактивности. ***С учетом массы удаленного графита в исходном состоянии.									

Таблица 4. Результаты итоговой оценки предельной массы удаляемого графита

Энерго-блок	Содержание четных изотопов урана в ТВС	Масса, т	
		для границ диапазона содержания четных изотопов урана	при среднем содержании четных изотопов урана
3	Минимальное	67,6	63,1
	Максимальное	58,6	
4	Минимальное	57,7	53,9
	Максимальное	50,0	

Неопределенность оценки предельной массы удаляемого графита. Для оценки итоговой суммарной неопределенности предельной массы удаляемого графита использовано усредненное значение стандартного отклонения результатов расчетов только по аттестованным программам и двух типов топлива подпитки. Неопределенность предельной массы графита составила 8 т. Поскольку расчеты с использованием программ, имеющих разную специфику

моделирования, проведены независимо, то выбранная таким образом результирующая оценка неопределенности включает следующие основные составляющие:

неопределенность содержания четных изотопов урана в необлученных ТВС подпитки;

неопределенность моделирования работы реакторов (при выборе перегружаемых каналов и положений стержней системы управления и защиты, расчете выгорания);

погрешность программ при расчете парового коэффициента реактивности в сформированных прогнозных состояниях.

Следует отметить еще одну составляющую неопределенности оцененной массы графита и результатов расчета нейтронно-физических характеристик в процессе моделирования — неопределенность, обусловленную влиянием выбора схемы резки. Поскольку удаление конкретной массы графита возможно с использованием различных картограмм ремонта, выполнены расчеты по оценке этой неопределенности, которые указывают на пренебрежимо малое влияние выбора схемы резки на нейтронно-физические характеристики реакторов и, соответственно, предельную массу удаляемого графита. К примеру, для парового коэффициента реактивности оценка составила $0,03 \beta_{эф}$ [6].

Заключение. Результаты расчетных исследований показывают, что наиболее чувствительной характеристикой к удалению части графита и загрузке ТВС с повышенным содержанием четных изотопов урана является паровой коэффициент реактивности. При его удержании в пределах от 0,3 до $0,8 \beta_{эф}$ и снижении до отрицательных значений (не менее $-0,5 \beta_{эф}$) обеспечивается поддержание остальных нейтронно-физических характеристик в установленных пределах.

Консервативно оцененная предельная масса удаляемого графита с учетом установленного эксплуатационного диапазона значений парового коэффициента реактивности составила для реактора третьего энергоблока 63 т, для четвертого — 54 т. Меньшее значение предельной массы удаляемого графита для реактора четвертого энергоблока обусловлено большей длительностью эксплуатации в условиях загрузки ТВС с повышенным содержанием четных изотопов урана. При удалении предельной массы графита удержание парового коэффициента реактивности в установленном диапазоне при эксплуатации более 45 лет может быть невозможным даже в случае извлечения всех дополнительных поглотителей из активных зон реакторов. Тогда могут потребоваться дополнительные меры: расширение эксплуата-

ционного диапазона парового коэффициента реактивности или перевод реакторов на топливо подпитки с уменьшенным содержанием эрбия.

При оценке предельной массы удаляемого графита выполнен анализ ее неопределенности. Поскольку содержание четных изотопов урана в топливе подпитки до момента окончания 45-летней эксплуатации может меняться в пределах, указанных в технических условиях на ТВС, оценка предельной массы удаляемого графита выполнена для минимального и максимального содержания четных изотопов урана. Суммарная неопределенность предельной массы удаляемого графита, обусловленная содержанием четных изотопов урана в топливе подпитки и методической неопределенностью расчетов, составила 8 т.

Оценка предельной массы удаляемого графита выполнена консервативно: рассмотрен способ поддержания нейтронно-физических характеристик в установленных эксплуатационных пределах за счет выгрузки дополнительных поглотителей, другие факторы, как снижение нижней границы эксплуатационного диапазона парового коэффициента реактивности или уменьшение содержания эрбия в необлученном топливе, не рассматривали. Фактические результаты измерений, выполненных на энергоблоках, подтвердили правильность расчетных прогнозных оценок нейтронно-физических характеристик и предельной массы удаляемого графита.

Результаты расчетных исследований показали, что на этапах выполнения работ по управлению ресурсными характеристиками и до момента окончания 45-летней эксплуатации реакторов третьего и четвертого энергоблоков Ленинградской АЭС их нейтронно-физические характеристики останутся в установленных пределах, ядерная безопасность будет обеспечена. На этапах выполнения работ по управлению ресурсными характеристиками, а также при реализации дополнительных мероприятий по управлению нейтронно-физическими характеристиками реакторов (например, при изменении состава топлива) предельная масса удаляемого графита может быть уточнена на основании расчетов и измерений.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. **Свидетельство 2014660392** о регистрации программы для ЭВМ, Российская Федерация [Электронный ресурс]. ТРОЙКА / Дружинин В.Е., Шмонин Ю.В., Лысов Д.А. и др. Регистрация 07.10.2014. Официальный сайт ФГБУ «Федеральный институт промышленной собственности». Режим доступа: в открытом доступе. URL: <https://www.fips.ru/iiss/document.xhtml?faces-redirect=true&id=ec1e32c90a67ff17ab7c82f522d05957> (дата обращения 10.10.2023).
2. **Свидетельство 2014660396** о регистрации программы для ЭВМ, Российская Федерация [Электронный ресурс]. POLARIS / Дружинин В.Е., Шмонин Ю.В., Лысов Д.А. и др. Регистрация 07.10.2014. Официальный сайт ФГБУ «Федеральный институт промышленной собственности». Режим доступа: в открытом доступе. URL: <https://www.fips.ru/iiss/document.xhtml?faces-redirect=true&id=0b2d2163e1d150bb60b41e0e4457b2cd> (дата обращения 10.10.2023).
3. **Свидетельство 2013611553** о регистрации программы для ЭВМ, Российская Федерация [Электронный ресурс]. Программный комплекс SADCO / Рождественский М.И., Алимов Ю.В., Давыдов В.К. и др. Регистрация 24.01.2013. Официальный сайт ФГБУ «Федеральный институт промышленной собственности». Режим доступа: в открытом доступе. URL: <https://www.fips.ru/iiss/document.xhtml?faces-redirect=true&id=29405e4c148fb7524940beba6b6cf89e> (дата обращения 10.10.2023).
4. **Свидетельство 2019612584** о регистрации программы для ЭВМ, Российская Федерация [Электронный ресурс]. STEPAN/КОВРА-2 / Краюшкин А.В., Ковалишин А.А., Бабайцев В.Н. и др. Регистрация 22.02.2019. Официальный сайт ФГБУ «Федеральный институт промышленной собственности». Режим доступа: в открытом доступе. URL: <https://www.fips.ru/iiss/document.xhtml?faces-redirect=true&id=542ce584fbc33678374bf1b486e0908a> (дата обращения 10.10.2023).
5. **Аттестационный паспорт** программного средства 430 от 27.02.2018, Российская Федерация [Электронный ресурс]. MCU-RBMK с банком данных MDB650 (с каналом подготовки исходных данных КДМК): программа для электронных вычислительных машин. Официальный сайт ФБУ «НТЦ ЯРБ». Режим доступа: в открытом доступе. URL: <https://clck.ru/39qBmq> (дата обращения 10.10.2023).
6. **Плеханов Р.В., Прохоров И.А., Лысов Д.А., Дружинин В.Е.** Неопределенность прогноза нейтронно-физических характеристик реактора РБМК, обусловленная выбором схемы ремонта графитовой кладки. — Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов, 2023, № 5, с. 10—17.

Поступила в Редакцию 18.10.23

УДК 621.039.003:338.27:338.31

ОЦЕНКА ЭФФЕКТИВНОСТИ ИНВЕСТИЦИЙ В ПЕРЕРАБОТКУ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

Кожокарь И.А., Харитонов В.В. (НИЯУ МИФИ, г. Москва)

e-mail: vvkharitonov@mephi.ru

На стратегической сессии Росатома, состоявшейся в июне прошлого года в Радиовом институте, была сформулирована задача «остановить накопление отработавшего ядерного топлива» (ОЯТ) и определить оптимальный способ обращения с младшими актинидами — самыми токсичными и долгоживущими составляющими такого топлива, «минимизировать объем радиоактивных отходов, подлежащих окончательному захоронению» [1]. К началу 2023 года в мире уже накоплено около 400 кт отработавшего ядерного топлива со средней массовой долей урана-238 около 93%, продуктов деления около 5%, младших актинидов до 0,1%, делящихся нуклидов около 1,5—2,0%

(доля урана-235 в природном уране — 0,711%) [2, 3]. Переработка ядерного топлива тепловых реакторов позволяет сэкономить около 30% природного урана и сократить почти в 20 раз радиоактивные отходы для захоронения, поскольку ему подлежат только продукты деления, масса которых обычно не превышает 5—6% такого топлива. С учетом размеров контейнеров общий объем захораниваемых отходов сократится в несколько раз. Однако с энергетической (ресурсной) точки зрения до 2040 года необходимости в переработке отработавшего топлива с целью его производства для реакторов на тепловых нейтронах нет [4]. До этого времени хватит запасов урана в освоенных место-