

РАЗДЕЛ ПЕРВЫЙ ОБЩИЕ ВОПРОСЫ

УДК 621.039.53

СОСТОЯНИЕ И ПРОБЛЕМЫ МАТЕРИАЛОВ АТОМНЫХ РЕАКТОРОВ УКРАИНЫ

И.М.Неклюдов

ИФТТМТ ННЦ ХФТИ, г.Харьков, Украина

E-mail: neklyudov@kipt.kharkov.ua; fax: (0572)35 17 03; tel.: 380-572-35-37-95

У 2010-2021 роках закінчуються встановлені строки роботи 12 енергоблоків АЕС України. Досвід Росії, США та інших країн, які розвивають атомну енергетику, вказують на можливість продовження строку роботи АЕС на 10...20 років. Для цього потрібно встановлення реального залишкового ресурсу матеріалів основного обладнання атомних реакторів, наукове обґрунтування можливості продовження строку служби, розробка та запровадження в дію біля полусотні нормативних документів щодо порядку продовження строку експлуатації АЕС. Мінімальний термін для прийняття рішення щодо продовження ресурсу роботи АЕС становить 5 років до закінчення проектного терміну експлуатації енергоблоку. Якщо з 2005 року не розпочати роботи по продовженню терміну експлуатації енергоблоків АЕС, то вже до 2020 року Україна втратить 11000 МВт встановленої потужності.

В 2010 – 2021 годах истекают установленные сроки работы 12 энергоблоков АЭС Украины. Опыт России, США и других стран, развивающих атомную энергетику, указывает на возможность продления срока работы АЭС на 10...20 лет. Для этого необходимо установление реального остаточного ресурса материалов основного оборудования атомных реакторов, научное обоснование возможности продления срока службы, разработка и введение в действие в полусотни нормативных документов о порядке продления срока эксплуатации АЭС. Минимальный срок для принятия решения по продлению ресурса работы АЭС составляет 5 лет до окончания проектного времени эксплуатации энергоблока. Если с 2005 года не начать работы по продлению сроков эксплуатации энергоблоков АЭС, то уже до 2020 года Украина потеряет 11000 МВт установленной мощности.

In 2010-2021 the designed service life of 12 fuel units of Atomic Power Station of Ukraine terminates. Experience of Russia, USA and other countries that develop nuclear power points out the possibility of APS service life extension on 10...20 years. To realize this it is necessary to determine the real safe fatigue life of materials of nuclear reactors main equipment to provide the scientific basis for safe service life extension, to develop and to introduce into practice near fifty standards on the nuclear station safe service life extension. The minimum term to decide on the possibility of AS service life prolongation makes 5 years before the power unit designed service life termination. If these activities will be not started in 2005 Ukraine will loss in 2020 11000 MWt of fixed power.

Атомная энергетика в Украине стала одной из важнейших энергопроизводящих источников. По производству электроэнергии на АЭС Украина входит в 8-ку, а по вкладу вырабатываемой электроэнергии на АЭС в общий объём электроэнергии - в 5-ку стран мира (табл.1).

На 4-х АЭС Украины действуют 13 атомных энергоблоков реакторов большой мощности: 11 блоков ВВЭР-1000 и 2 блока ВВЭР-440 (табл.2) [1].

В 2001 году КИУМ АЭС удалось повысить более чем на 3% и достигнуть на некоторых блоках рекордных, сравнимых с мировыми, значений. Это позволило компенсировать мощность выведенной в конце 2000 года из эксплуатации ЧАЭС.

В активных зонах атомных реакторов материалы и изделия из них работают в чрезвычайно сложно-напряженных условиях, не имеющих аналогов в других областях техники. Хотелось бы напомнить по этому случаю, что американские специалисты, создавшие первый атомный реактор, из-за неуверенности в способности материалов длительно противостоять облучению, в отчёте писали: *“Было бы антинаучным оценивать полезную продолжительность жизни реактора отрезком времени выше*

100 дней” [2]. Срок службы ныне действующих реакторов - 30...60 лет!

Со времени пуска первого реактора обнаружено исследовано свыше десятка новых физических явлений, протекающих в твёрдых телах при облучении, без учёта которых невозможна эксплуатация материалов активных зон реакторов и разработка новых радиационно-стойких материалов [3].

Практически все обнаруженные радиационные явления в топливных и конструкционных материалах при облучении приводят к деградации их исходных физико-механических свойств, поскольку со-
провождаются:

- размерными изменениями за счет газового и вакансионного распухания, радиационного роста, радиационной ползучести, изменения рельефа поверхности;
- потерей пластичности и повышением температуры вязко-хрупкого перехода за счет низко- и высокотемпературного охрупчивания;
- ускорением процессов окисления и коррозии при взаимодействии материала с теплоносителем, продуктами ядерных реакций, ядерным топливом;

- эрозией поверхности материалов за счет коррозии, блистеринга, флэкинга, распыления;

- локальным и объемным изменением химического состава за счет радиационно-стимулиро-ван-

ной сегрегации компонент сплавов, ядерных реакций и имплантации ионов.

Таблица 1
Установленные мощности АЭС в различных странах по состоянию на 01.01.2001 г

№ (по МВт)	Страна	Кол-во блоков	Мощность АЭС, МВт	Эл. энергия АЭС, %	№ (по %)
1	США	104	97411	20	18
2	Франция	59	63073	76	1
3	Япония	53	43491	34	13
4	Германия	19	21122	31	15
5	Россия	29	19843	15	20
6	Великобритания	35	12990	22	17
7	Южная Корея	16	12968	41	7
8	Украина	13	11207	47	5
9	Канада	14	9998	12	21
10	Швеция	11	9432	39	9
11	Испания	9	9432	28	16
12	Бельгия	7	5712	57	3
13	Болгария	6	3538	45	6
14	Швейцария	5	3192	38	10
15	Финляндия	4	2656	32	14
16	Чехия	5	2569	20	19
17	Словакия	6	2408	53	4
18	Литва	2	2370	74	2
19	Венгрия	4	1755	41	8
20	Словения	1	676	37	11
21	Румыния	1	650	11	22
22	Армения	1	376	33	12
	Всего в мире	438	351327	17	

Таблица 2

Установленные мощности АЭС Украины на 01.01.2001 г

АЭС, № энергоблока	Тип реактора	Год ввода в эксплуатацию	Год окончания проектного срока	Продление на 10 лет
Ровенская				
1	ВВЭР-400	22.12.1980	2011	2021
2	ВВЭР-440	22.12.1981	2012	2022
3	ВВЭР-1000	21.12.1986	2017	2027
4	ВВЭР-1000	строится		
Южно-Украинская				
1	ВВЭР-1000	31.12.1982	2013	2023
2	ВВЭР-1000	06.01.1985	2015	2025
3	ВВЭР-1000	20.09.1989	2019	2029
Запорожская				
1	ВВЭР-1000	10.12.1984	2014	2024
2	ВВЭР-1000	22.07.1985	2015	2025
3	ВВЭР-1000	10.12.1986	2016	2026
4	ВВЭР-1000	18.12.1987	2018	2028
5	ВВЭР-1000	14.08.1989	2019	2029
6	ВВЭР-1000	19.10.1995	2025	2035
Хмельницкая				
1	ВВЭР-1000	22.12.1987	2017	2027
2	ВВЭР	Строится		

Таблица 3

Производство электроэнергии АЭС Украины в 2001 году

АЭС	Производство электроэнергии, млн. кВт/час	КИУМ, %
ЗАЭС	38426	73,1
ЮУАЭС	19020	72,3
РАЭС	12249	76,2
ХАЭС	6483	74,0
Все АЭС	76179	73,5

Обеспечение безопасности и экономичности ныне действующих реакторов ВВЭР непосредственно определяется взаимосвязанными проблемами повышения выгорания топлива и ресурса работы всех систем оборудования атомных станций.

Одним из основных сдерживающих факторов в решении этих проблем являются конструкционные материалы.

Для оборудования и изделий АЭС кроме самого ядерного топлива требуется широкий ассортимент самых различных материалов и самые точные, передовые технологии обработки, изготовления и сварки. В Украине весь этот ассортимент материалов и технологий имеется. Недра Украины содержат богатые запасы урана, циркония, гафния – основных компонентов для производства топливных элементов и систем управления и защиты реакторов. Украина имеет все возможности для производства основных компонент ядерного топливного цикла и перспективу на опережающее развитие атомной энергетики.

ННЦ ХФТИ со многими институтами и организациями бывшего Советского Союза вот уже около полусотни лет занимается материаловедческими проблемами атомной науки и техники [4]. В последнее десятилетие тематика института переориентирована на решение проблем, касающихся непосредственно атомной энергетики Украины – состояние и проблемы материалов работающих атомных реакторов типа ВВЭР и развитие научных основ новых, гарантировано безопасных источников ядерной энергии. ННЦ ХФТИ совместно с другими институтами Украины и России продолжает работы по исследованиям и разработкам новых безопасных атомных реакторов, в частности, по обоснованию подземных атомных теплоэлектростанций, жидкосо-левых ядерных реакторов с уран(233)-ториевым циклом, реакторов с управлением цепной реакцией деления ядер в активной зоне с помощью внешнего источника нейтронов, энергетических термоядерных реакторов синтеза.

Сейчас особую актуальность представляют реальные оценки ресурса безопасной эксплуатации

основного оборудования атомных реакторов и установление возможностей управления ресурсом и продления срока эксплуатации энергоблоков АЭС [5].

В соответствии с нормативными документами действующие энергоблоки АЭС Украины имеют срок службы 30 лет. Мировой опыт свидетельствует о возможности продолжения эксплуатации подобных энергоблоков до 50...60 лет. Для этого необходимо знание ресурса основного оборудования атомных реакторов, научное обоснование и разработка нормативных документов на продление сроков эксплуатации каждого энергоблока. Учитывая сроки ввода в эксплуатацию ныне действующих в Украине энергоблоков (табл.2), начиная с 2011 года, если проектный ресурс работы блоков не будет продлен, необходимо закрыть все энергоблоки, кроме 6-го блока ЗАЭС и вновь строящихся блоков: Хмельницкая-2 и Ровенская-4. Минимальный срок для принятия решения по продлению ресурса составляет 5 лет до момента снятия энергоблока с эксплуатации. Поэтому, если с 2005 года не начать работы по продлению сроков эксплуатации энергоблоков АЭС, то уже до 2020 года Украина потеряет около 11000 МВт установленной мощности.

Актуальность проблемы продления ресурса и управления сроком службы основного оборудования атомных реакторов Украины обусловлена следующими факторами:

- приближением проектного срока закрытия для большинства реакторов;
- недопустимостью снижения уровня безопасности и надёжности эксплуатации АЭС в условиях старения основного оборудования;
- высокой стоимостью и длительностью строительства новых АЭС;
- возможностью отсрочки по времени решения проблем закрытия АЭС и захоронения радиационно-активных отходов;
- экономической эффективностью продления срока эксплуатации АЭС (табл.4).

**Экономическая эффективность продления срока службы
реактора типа ВВЭР-1000 [6]**

Срок продления, годы	Затраты, млн. \$ США	Прибыль, млн. \$ США
10	76	970
20	89	1300

Особо важными проблемами надёжной и безопасной работы АЭС являются научное обоснование и разработка современных методов диагностики и непрерывного контроля остаточного ресурса:

- основного металла и сварных швов корпусов реакторов ВВЭР;
- внутрикорпусных устройств;
- материала теплообменных труб парогенераторов, главного циркуляционного трубопровода, других трубопроводов и арматуры 1-го и 2-го контура.

Незапланированные остановы АЭС связаны с нарушением режима работы и преждевременным выходом из строя, в основном, этого оборудования (табл.5).

Таблица 5

Причины останов АЭС

Оборудование	% останов
Парогенераторы	23,8
Системы отвода тепла	21,0
Турбогенераторные системы	20,6
Реакторное оборудование	19,3
Электросистема подачи воды и вспомогательное оборудование	15,3

Корпус реактора является одним из ответственных и незаменимых в течение всего периода эксплуатации конструкций реактора ВВЭР. Поэтому работы по определению фактического состояния металла корпусов реакторов ВВЭР, по разработке технологии восстановления свойств корпусов и продления срока их эксплуатации являются чрезвычайно важными и актуальными. Возможность продления проектного ресурса реакторов ВВЭР связана прежде всего с решением проблем обоснования надёжности эксплуатации корпусов при дозах, превышающих проектные, и при необходимости восстановления их свойств.

Главным лимитирующим параметром ресурса для корпусов реакторов ВВЭР есть критическая температура вязко-хрупкого перехода T_k металла сварных соединений и основного металла (рис.1).

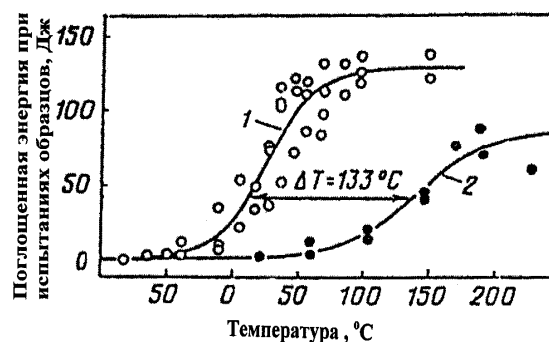


Рис. 1. Типичный сдвиг критической температуры хрупкого разрушения образцов стали:

- 1 – образцы до облучения;
- 2 – облучённые образцы в реакторе ВВЭР-440 («Ловиса-1») до $4,6 \times 10^{23}$ н/м² ($E \geq 1$ МэВ) [7]

Экспериментальные данные по изменению ΔT_k с дозой быстрых нейтронов при реакторном облучении малоуглеродистых низколегированных сталей описываются следующим соотношением:

$$\Delta T_k = T_{kF} - T_{k0} = A_F F^n, (1)$$

где T_{k0} , T_{kF} – критическая температура хрупкости стали соответственно до и после облучения до дозы F , A_F – коэффициент радиационного охрупчивания, зависящий от химического состава сталей и условий облучения; n – показатель степени, изменяющийся от $1/2$ до 1 [5,8].

В соответствии ранее принятым нормативным документам [9] расчёт радиационного сдвига температуры хрупкого разрушения для корпусной стали ВВЭР-1000 производится с помощью следующей зависимости:

$$\Delta T_F = A_F F^{1/3}, (2)$$

где A_F определяется в °C и для материала сварных швов принята равной 20°, а для основного металла 23°; F – в единицах 10^{22} н/м².

Однако величина коэффициента A_F для корпусной стали существенно зависит от наличия в ней примесей, особенно таких, как фосфор, сера, медь, никель, марганец и соотношения их концентраций между собой и другими компонентами [5, 8, 10]. На основании результатов испытаний, в

основном, образцов-свидетелей предложены различные соотношения для коэффициента A_F [10].

Решение проблемы корпусов реакторов ВВЭР усложняется тем, что они по условиям эксплуатации, по химическому составу и технологии изготовления корпусной стали отличаются от используемых на Западе. Для корпусов реакторов типа ВВЭР используются малоуглеродистые, низколегированные перлитные стали: *15X2MФА (15X2MФАА)* для ВВЭР 1-го и 2-го поколения и *15X2НМФАА* для ВВЭР 3-го поколения (ВВЭР-1000). Эти стали по радиационной, коррозионной стойкости и технологичности оказались лучше используемых сталей для корпусов других легководных реакторов [5]. Однако, если за время службы флюенс нейтронов для корпусов эксплуатируемых в США водо-водяных реакторов составляет $2 \cdot 10^{19}$ н/см², то для наших реакторов он выше и достигает для ВВЭР-440 — $2.6 \cdot 10^{20}$ н/см², а для ВВЭР-1000 — $5.7 \cdot 10^{19}$ н/см². Кроме того, с целью упрочнения феррита, повышения его вязкости и прокаливаемости в сталь 15X2MФА было предусмотрено введение никеля до 1,3 % и сведено до возможного минимума "вредных" для корпусной стали элементов (P, S, Cu). Использование новой стали 15X2НМФА-А и некоторые конструкционные новшества позволили разработчикам ВВЭР-1000 оценить радиационную стойкость материала корпуса как обеспечивающую ресурс до 40 лет.

Впоследствии же оказалось, что в 80% сварных швах корпусов из 11 эксплуатируемых энергоблоков украинских реакторов ВВЭР-1000 содержание никеля превышает 1,5 вес%. А результаты исследований [5] показали, что при содержании в корпусных сталях никеля больше 1,2% (вес.) возможно ускоренное старение материала и их ускоренное радиационное охрупчивание (рис.2).

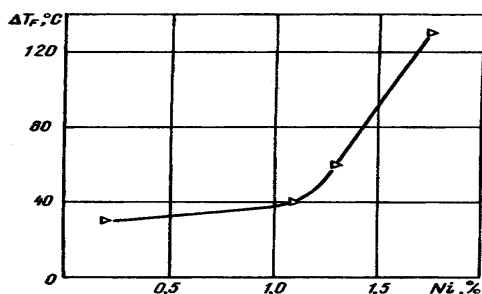


Рис.2. Зависимость ΔT_F от количества никеля в стали 15X2НМФАА при содержании 0.01% P и 0.05% Cu после облучения до 1×10^{24} н/м² ($E > 0.5$ МэВ) при 270° С [5]

Для материалов самих реакторов ВВЭР-1000 этот эффект ещё недостаточно изучен и неизвестно время достижения процесса, приводящего к резкому ускорению охрупчивания.

Следует отметить, что на стадии проектирования действующих в Украине реакторов мониторинг радиационной нагрузки на корпуса реакторов не был предусмотрен и не реализован в необходимой степени в процессе эксплуатации. Поэтому пока что практически отсутствует единый подход к определению накопленного флюенса на элементы корпуса реакторов [11].

Всё это, естественно, затрудняет определение текущего ресурса корпусов действующих реакторов ВВЭР-1000, разработку технологии управления ресурсом и восстановления их эксплуатационных свойств.

Известно, что на основе результатов многолетних исследований многих авторов в РНЦ КИ разработан метод восстановления механических свойств корпусов реакторов ВВЭР-440 путем отжига их при температуре 450...460° С [5]. Технология отжига признана международными надзорными органами и была успешно использована для восстановления свойств более десятка корпусов реакторов ВВЭР-440. Однако для реакторов ВВЭР-1000, составляющих основу атомной энергетики Украины, возможность восстановления облученной корпусной стали до настоящего времени не исследована, температурно-временные режимы не разработаны. Предложенную технологию восстановления свойств корпусов реакторов ВВЭР-440 при наличии в корпусной стали никеля более 1% использовать оказалось невозможным, так как в этих сталях в указанном температурном интервале идёт и без облучения интенсивное их старение, приводящее к так называемой отпускной хрупкости [12]. Поэтому, кроме указанного способа восстановления ресурса корпусной стали реакторов ВВЭР, исследуются и другие возможные способы восстановления свойств облучённых материалов. Среди них хотелось бы отметить:

- сочетание отжига при 150...200° С с ультразвуковым воздействием [13];
- термоциклирование [14];
- предварительную «опрессовку» [15];
- электромагнитное воздействие [16]

и другие методы воздействия, способствующие снижению температуры отжига ниже температуры отпускной хрупкости стали.

В последнее время особое внимание привлекают результаты исследований, не укладывающиеся в уже описанные представления и не учитывающиеся в нормативных документах расчёта хрупкой прочности корпусных сталей. К ним прежде всего относятся данные по влиянию на радиационное охрупчивание:

- плотности потока нейтронов;
- энергетического спектра нейтронов;
- гамма-излучения, сопутствующего нейтронному облучению;
- продуктов ядерных реакций;
- атомарного и молекулярного водорода.

Ранее принятые нормативные зависимости расчёта величины сдвига температуры хрупкого разрушения ΔT_k не учитывают эти и многие другие факторы, влияющие на эффекты охрупчивания материалов корпусов. Поэтому ранее принятая нормативная зависимость (2) не является консервативной по отношению к новым данным исследований материала корпуса ВВЭР-1000 и требует пересмотра [10].

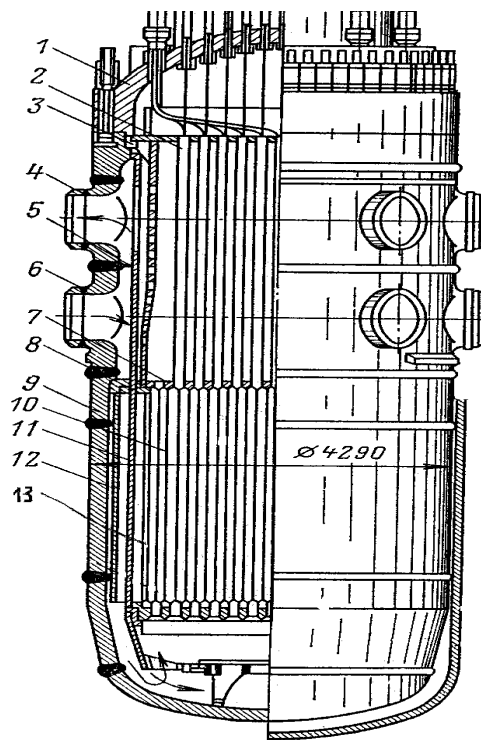
Изучение природы и механизмов низкотемпературного радиационного охрупчивания многокомпонентных корпусных сталей ныне действующих реакторов ВВЭР-1000, мониторинг условий эксплуатации и фактического состояния материала корпуса, разработка методик и технологий, направленных на восстановление свойств отработавших проектный срок корпусов являются одной из важнейших задач по обеспечению их безопасной и эффективной эксплуатации. Поэтому требуется анализ фактического состояния основного металла и сварных соединений корпусов всех реакторов ВВЭР, разработка методологии и научно-технической базы восстановления свойств и управления ресурсом каждого корпуса.

Для этого необходимо:

- усовершенствование программ по облучению и испытанию образцов-свидетелей;
- внедрение методики вырезки темплетов из основного металла и сварных швов для оценки реального состояния корпуса;
- внедрение современных методов эксплуатационного неразрушающего контроля металла корпуса, гарантирующих выявление всех нарушений сплошности;
- установление корреляции между свойствами, полученными на образцах-свидетелях, и реальным металлом корпуса;
- исследование радиационного охрупчивания материалов корпусов и сварных соединений с содержанием Ni выше 1 %;
- исследование поведения корпусной стали при длительной эксплуатации в условиях воздействия низких потоков нейтронов с учетом эффекта теплового старения;
- разработка методов достоверного расчёта и нормативных документов оценки и управления остаточным ресурсом корпуса;
- создание базы с оперативным накоплением данных по материалам каждого корпуса;
- научное обоснование и разработка «восстановительной» технологии для корпусов ВВЭР-1000.

Второй серьёзной материаловедческой проблемой реакторов, в том числе и ВВЭР, является охрупчивание внутрикорпусных устройств (ВКУ) (рис.3).

Рис. 3. Корпус и внутрикорпусные устройства реактора ВВЭР-1000: 1 – съёмная крышка корпуса;



2 – направляющие трубы для органов и приводов СУЗ; 3 – прижимной цилиндр; 4 – патрубок выхода теплоносителя; 5 – разделительная обечайка; 6 – патрубок входа теплоносителя; 7 – прижимная плита; 8 – ограничивающий пояс; 9 – корпус реактора; 10 – кассеты с твэлами; 11 – корзина (шахта) активной зоны; 12 – тепловая защита корпуса; 13 – выгородка

Обнаруженные в последнее время эффекты гетерогенного распухания сталей, изменения геометрии выгородки, искривления направляющих труб регулирующих стержней в тепловых реакторах указывают на необходимость изучения этих явлений и обоснования ресурса и безопасной эксплуатации ВКУ реакторов ВВЭР с их учетом. Особенно важно знание работоспособности ВКУ, несущих большую тепловую, механическую и радиационную нагрузки, к которым относятся (рис. 4):

шахта, являющаяся несущей конструкцией внутрикорпусных элементов, в том числе активной зоны, и служащая для разделения входного и подъёмного потоков теплоносителя и воздействия нейтронов;

выгородка, предназначенная для формирования поля энерговыделения, дистанционирования периферийных кассет и радиационной защиты.

Особенностью выгородки реактора ВВЭР-1000 является то, что мощный поток нейтронов и γ -квантов приводит к существенным объёмным изменениям за счёт роста термоупругих напряжений и, как установлено впервые Фрэнком Гарнером [17], из-за процесса низкотемпературного радиационного распухания.

Выгородка реактора ВВЭР-1000 представляет собой монолитную пустотелую цилиндрическую конструкцию из стали 08X18H10T с внешним диаметром 3470 мм, внутренняя поверхность которой в поперечном сечении повторяет конфигурацию ак-

тивной зоны, имеющую 90 продольных каналов для охлаждения (рис.4).

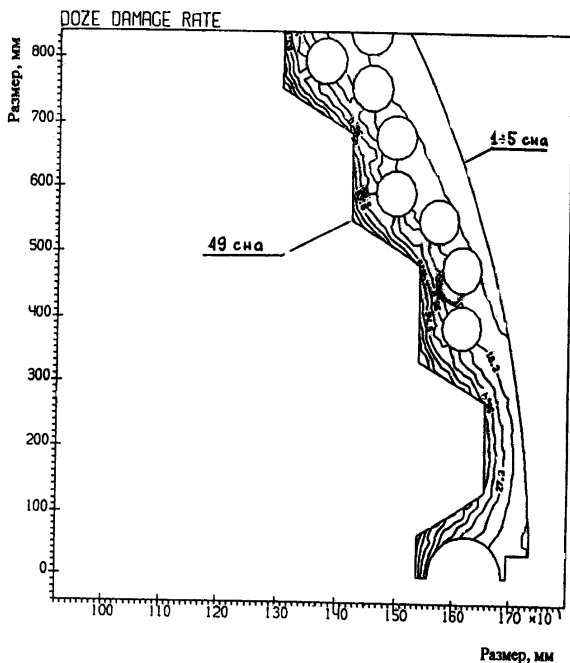


Рис. 4. Расчётные поля повреждающей дозы в поперечном сечении фрагмента выгородки (сталь X18H10T) за 30 лет эксплуатации [17]

По расчётам специалистов ФЭИ и НИИАР [18,19] на протяжении первого этапа эксплуатации выгородки (17 лет, по 7000 эффективных часов в год) наблюдается релаксация термоупругих напряжений (~ в 2 раза), на втором этапе происходит деформирование конструкции за счёт повышения термоупругих напряжений и роста радиационного распухания стали (табл. 6).

Таблица 6

Расчетные данные изменения термоупругих напряжений, распухания и диаметра выгородки в процессе эксплуатации реактора [17]

t, лет	$\sigma_{ту}$, Мпа	$\Delta V/V$, %	Δd , мм
17	270	0,5-3	3,0
30	340	1-49	5,0
50	450	?	8,2

Повышение диаметра выгородки увеличивает:

- суммарные зазоры между ТВС в активной зоне, что может приводить к увеличению искривления ТВС в процессе эксплуатации;

- может привести к механическому нагружению шахты реактора, ухудшению условий теплоотвода и прогрессирующему росту температур в выгородке и шахте, что приведёт к повышению радиационного распухания материала выгородки;

- отсутствие плоской деформации у свободных торцов составных частей выгородки приведет к по-

явлению поперечных зазоров, нарушению целостности конструкции и опасности нештатных протечек теплоносителя в поперечном направлении;

- высокодозное облучение при температурах, характерных для выгородки, приводит к полному охрупчиванию аустенитной стали, что может привести к опасности хрупкого разрушения и фрагментации конструкции;

- большой размах температурных напряжений при высоком уровне статических напряжений может привести к усталостным разрушениям.

В дополнение к реакторному оборудованию наиболее критическими компонентами в отношении надёжности и работоспособности АЭС являются парогенераторы и система теплоотвода. Как видно из табл. 5, незапланированные остановки АЭС, связанные с преждевременным выходом из строя парогенератора или его системы, достигают 24%.

Большой удельный вес выработки электроэнергии атомными станциями в Украине делают проблему обеспечения надёжности и безопасности работы АЭС приоритетной задачей национальной безопасности нашего государства. Ныне практически подавляющее большинство специалистов считает, что атомной энергетике на ближайшее время нет альтернативы. Но нужно всегда помнить, что атомная энергетика одна из самых наукоёмких отраслей и требует постоянного научного сопровождения.

Кабинет Министров Украины специальным распоряжением поручил Минтопэнерго совместно с НАН и другими ведомствами разработать и подать в КМ Украины проект Научно-технической Программы приоритетных направлений поддержки безопасности объектов ядерно-энергетического комплекса до 2010 года.

С целью определения основных принципов и приоритетов государственной политики в энергетической сфере Президент Украины поддержал предложение Национальной Академии наук о разработке энергетической стратегии страны на период до 2030 года и дальнейшую перспективу. Проект такой Программы создан и рассматривается в различных инстанциях.

В заключение следует отметить, что, к сожалению, в Украине до сих пор нет инфраструктуры ядерной энергетике. Такие её важнейшие элементы как конструкторские и специализированные научные организации остались за пределами Украины. Мы являемся единственной страной в мире, развивающей атомную энергетику и не имеющей действующей интегральной экспериментальной базы для проведения широкомасштабных испытаний и исследований по обоснованию ресурса и безопасности эксплуатации материалов АЭС. До сих пор не нашлось возможности поддержать существующие, ранее эффективно работающие в области атомной науки и техники в Украине, организации. В результате этого теряется потенциал таких крупнейших исследовательских институтов в этом направлении как ННЦ ХФТИ, НЦ ИЯИ, ИПП, проектных институтов КИЭП, ХИЭП и других организаций. А ведь Украина сама должна иметь свои компетентные организации, способные решать все проблемы

устойчивого и безопасного функционирования ядерно-энергетического комплекса. К сожалению, и система управления атомной отраслью в Украине продолжает находиться в состоянии перманентной реорганизации.

ЛИТЕРАТУРА

1. Н.А.Фридман, И.М.Фольтов. Итоги работы АЭС Украины в 2000 г. Основные проблемы эксплуатации АЭС и пути их решения. //Труды 2-ой международной научно-технической конференции "Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики". Москва, ВНИИАЭС, 22-23 марта, ч.1. Электрогорск: ЭНИЦ ВНИИАЭС, 2001, с. 64–73.
2. В.Ф.Зеленский, В.Е.Иванов. Актуальные задачи физики радиационных поврежденных материалов //Реакторное материаловедение. М.: ЦНИИАтоминформ., 1978, т 1. с.77–102.
3. В.Ф.Зеленский, А.С.Бакай, И.М.Неклюдов Состояние и проблемы исследований по физике радиационных повреждений и радиационному материаловедению в СССР. Радиационное материаловедение //Труды Международной конференции по реакторному материаловедению. Алушта, 22 – 25 мая 1990г., Харьков: ХФТИ, 1990, т.1, с.24-51.
4. В.Ф.Зеленский, И.М.Неклюдов Исследования по физике радиационных явлений, атомному материаловедению и радиационным технологиям в ННЦ ХФТИ. //Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение. 1999, в.1(73)–2(74), с.3 – 11.
5. А.Д.Амаев, А.М.Крюков, И.М.Неклюдов. и др. Радиационная повреждаемость и работоспособность конструкционных материалов. Под редакцией А.М.Паршина и П.А.Платонова. г.Санкт-Петербург: «Политехника», 1997, 312 с.
6. Е.Д.Домашов Ядерная энергетика – основа энергетической и экономической безопасности Украины. /В сб. «Політичні, економічні проблеми енергетичної безпеки», 2001, с.18-24.
7. В.В.Кузнецов. Обоснование возможности удлинения сроков службы АЭС //Атомная техника за рубежом. 1989, N8, с.14-17.
8. Н.Н.Алексеев, А.Д.Амаев, И.В.Горынин, В.А.Николаев. Радиационное повреждение стали корпусов водо-водяных реакторов. М.: «Энергоиздат», 1981, 192 с.
9. Нормы расчёта на плотность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок (ПНАЭГ-7002-86), «Энергоатомиздат», М. 1989.
10. П.А.Платонов, Я.И.Штромбах, Ю.А.Николаев Анализ состояния металла корпусов действующих реакторов ВВЭР //Труды 15 Международной конференции по физике радиационных явлений и радиационному материаловедению. Алушта-2002. Харьков: ННЦ ХФТИ, 2002, с. 6–7.
11. Н.С.Зарицкий, В.Г.Ковыршин. Проблема охрупчивания материалов корпусов ВВЭР и пути её решения. //Атомна енергетика та промисловість України, 1999, N1, с. 20–24.
12. Г.С.Карк, А.А.Астафьев, С.И.Марков. Связь между охрупчиванием и отпускной хрупкостью в низколегированной стали //ФММ, 1984, т.57, в.3, с.592–598.
13. И.А.Гиндин, И.М.Неклюдов, О.И.Волчок, Г.К.Малик. Способ термомеханической обработки изделий из металлов и сплавов. Авт. свид. N423859. Бюл. изобр. 1974., N14.
14. L.Belyaeva, A.Orychtchenko, C.Petersen, V.Rybin Postirradiation thermocyclic loading of ferritic-martensitic structural materials //J. of Nucl. Mater. 1999, 271&272, p.151–154.
15. В.В.Покровский, А.Г.Иванченко, В.Г.Федоров и др. Оценка сопротивления реакторных сталей хрупкому разрушению после различных режимов ПТН и устойчивость положительного эффекта тепловой опрессовки //Труды 5-ой Международной конференции "Материаловедческие проблемы при проектировании, изготовлении и эксплуатации оборудования АЭС." С-Петербург, ЦНИИ КМ "Прометей", 1098, с.304–316.
16. И.А.Гиндин, И.С.Лавриненко, И.М.Неклюдов Способ термомеханической обработки ферромагнитных материалов. Авт. свид-во N461138. Бюл. изобр. N7, 1975.
17. F.A.Garner. Results of studies directed toward the possibility that void swelling will strongly impact the operation and safety of western PWRs and Russian VVTRs //Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение. 1998, 1(67), с.62–63.
18. В.М.Троянов, Ю.И.Лихачев., В.К.Шамардин. и др. Оценка и анализ термомеханического поведения элементов ВКУ реакторов ВВЭР с учетом эффектов облучения //Сборник докладов 5-ой межотраслевой конференции по реакторному материаловедению, т.2, ч.1, Димитровград, 1998, с.3–18.
19. В.К.Шамардин., В.С.Неустров, В.И.Прохоров и др. Оценка и анализ термомеханического поведения элементов ВКУ реакторов ВВЭР с учетом эффектов облучения //Сборник докладов 5-ой межотраслевой конференции по реакторному материаловедению, т.2, ч.1, Димитровград, 1998, с.19–39.