

# NUCLEAR POWER FOR THE PEOPLE

8-11 November, 2011,  
Bansko ski resort, Bulgaria

## ПОДХОДИ ЗА ПРОВЕЖДАНЕ НА ТЕХНИЧЕСКА ДИАГНОСТИКА НА КОРПУСИ НА РЕАКТОРИ, ТИП ВВЕР 1000

**Галя Годорова Димова,**  
**3321 “АЕЦ Козлодуй” ЕАД, ОКС-ИЦ “ДиК”, България**

### 1. Увод

Целостта на структурата на материала на корпуса на реактора гарантира надеждността на съоръжението и е предпоставка за сигурност при експлоатацията на енергоблока. Известно е, че нецялостностите на материала се формират още при технологичните процеси на изготвяне на елементите. Отделно от този факт, работните условия на материалите на ядрения корпус: високи температури (до 330 °C), налягане (до 17 МРа) и скорост на топлоносителя, а също и радиационно облъчване вследствие на процесите на разпад на ядреното гориво, също са причина за инициране, нарастване и последващо окрупняване на нецялостностите (несъвършенствата) в структурата на материалите.

Натрупването на дефекти на микроскопично ниво е причина за зараждане на микроскопични уморни пукнатини. Първопричината за загуба на работоспособност на оборудването е стареенето на материалите, което се оценява със степента на изменение на началните характеристики на материалите. Измененията в материалите вследствие на влияещите фактори – корозия, ерозия, износване, неутронно окрежкостяване, термично стареене, деформация и др. влияят на динамическите характеристики на оборудването. Техническата диагностика на оборудването в АЕЦ е определяне на състоянието в дадения момент на даденото съоръжение / възел или система съобразно нормативните изисквания, и определяне на причинно-следствена връзка за състоянието.

Резултатите от техническата диагностика служат за:

- Управленски решения за евентуално повлияване на причинно-следствената връзка;
- Оценяване на остатъчния ресурс и неговото управление така, че даденият обект да работи надеждно до края на проектния си ресурс, и впоследствие – удължаване на ресурса.

По смисъла на натрупаните познания и теориите в последните две десетилетия провеждането на техническа диагностика на съоръженията в ядрената енергетика са свързани с последователни етапи на:

- Оценяване на степента на стареене на оборудването;
- Оценяване на измененията на изходните параметри на оборудването като функция от стареенето;

За провеждане на техническа диагностика на съоръжения и компоненти в атомни електроцентрали засега няма действащи стандарти, а като общоприета единна методология или научно обезпечаване могат да се приемат документите, [1÷5]. Използват се и нормативни документи, които определят крайните гранични състояния на компонентите (например системата от нормативи ПНАЭГ).

Ресурсът за експлоатация на реакторни установки за определения експлоатационен период е обоснован с необходимия якостен запас за определения експлоатационен период. Обаче – независимо от големия запас, фактическият ресурс може да е по-малък от проектния, в зависимост от изготвянето и от условията на експлоатация на обектите. Недостатъците на методите и технологиите за обезпечаване на проектния ресурс на експлоатация изискват мероприятия, необходими за осигуряване на надеждността при експлоатация на оборудването на енергоблоковете и оптимизиране на свързаните с това разходи.

Оценката на ресурса на компонентите на енергоблока, и в частност – на корпуса, удължаването на годините за експлоатация и увеличението на междуремонтния период са основни проблеми за съвременното енергетично оборудване. Известни са разработките относно рисково информирания ремонт на енергооборудването. Безотказната отработка на обектите не може да бъде предварително предсказана еднозначно. Ресурсът  $r(t)$  е случайна функция на времето:

$$r(t) = \int_0^t \lambda(z) dz, \quad (\text{формула 1})$$

## 2. Препоръки за техническа диагностика на компоненти в АЕЦ

Препоръчително е документите за техническа диагностика да съдържат информация относно:

- Действащите нормативни изисквания;
- Препоръки на Международната агенция по атомна енергетика;
- Изисквания към квалификацията на персонала;
- Метода за оценка (*математико-статистическия модел*);
- Входни данни за оценките;
- Начини на определяне на температури, напрежения и деформации;
- Влияещите механизми на деградация;
- Представителност на извадката от данни;
- Потвърждаване (валидиране) на изчислителния модел;
- Изчисляване на остатъчния ресурс;
- Критерия за остатъчния ресурс на компонента от позиция приложения математико-статистически модел;

- Форма и съдържание на отчетната документация.

**Входните данни за техническа диагностика** на даден обект се определят от:

- Резултатите от извършвания безразрушителен контрол на този обект – параметри на нецялостностите на структурата на метала;

- Данните, произтичащи от експлоатацията на обекта - температури, механични напрежения, радиационното натоварване, параметри на корозията, брой откази или дефекти;

- Резултатите от контрола на механични свойства на образци-свидетели за корпусите на ядрените реактори;

- Термохидравличните и якостни анализи.

Известно е, че експлоатационните данни - температура, налягане и ниво на топлоносителя - са променлива функция от времето (до  $\pm 10\%$  при нормални експлоатационни условия). Наборът от тези данни, които ще се използват за изчислителния модел, трябва да е такъв, че да се осигурява представителност на извадката.

За провеждане на техническа диагностика на компонентите е необходимо **провеждане на класификации**, с цел „отсяване” на важните фактори, които биха повлияли на съкращаване на ресурса на съоръженията и компонентите. Провежда се класификация на оборудването съобразно степента на важност за безопасността; класификации на дефектите от безразрушителен контрол съобразно техния вид, големина, разположение в компонента, класификация на отказите на системите съобразно тяхната значимост.

Доминиращите механизми на деградация на материала на корпуси на ядрени реактори са радианно окрежкостяване, термична умора на материала, умора на материала вследствие на експлоатационни натоварвания и междукристална корозия.

### **3. Подходи за провеждане на техническа диагностика на корпуси на реактори**

#### ***3.1. Математически модели за пресмятане на съпротивлението на материалите на корпуси на реактори на крехко разрушаване***

Неутронното окрежкостяване на феритните стомани се изразява в нарастване на стойностите на критичните температури на преход от жилаво към крехко разрушаване. Оценката на съпротивлението на крехко разрушаване е основен критерий, по който се провежда оценка на ресурса на корпуса на реактора. Количествената оценка на неутронното окрежкостяване на метала на корпуса на реактора се изразява посредством отместването (нарастването) на температурата на окрежкостяване  $\Delta T_k$ . Определянето на радиационното натоварване на корпусите на реакторите се постига с комбиниране на измервания и изчисления. В руските нормативи ПНАЭГ 7-002-86 [7] се регламентира критичната температура на крехкост на материалите при експлоатацията на реакторните установки:

$$T_K = T_{K_0} + \Delta T_K = T_{K_0} + \Delta T_T + \Delta T_N + \Delta T_F \quad (\text{формула 2})$$

Изискванията към стойностите на  $T_{K_0}$ ,  $\Delta T_T$ ,  $\Delta T_N$ ,  $\Delta T_F$  се определят на етапа проектиране и по данни от изпитване на материалите, от техническите условия, или на основата на технически решения. Стойностите на  $T_K$  се следят по време на експлоатация на енергоблока, с цел да не се прехвърлят зададените критични стойности.

### *Изчислителни подходи за определяне на критичната температура на крехкост, $T_K$*

Повишаването на критичната температурата вследствие на неутронно окрехкостяване зависи основно от примесните елементи на материала и от неутронния флуенс, и се изчислява по

$$\text{формулата } \Delta T_F = A_F \cdot \left( \frac{F}{F_0} \right)^{\frac{1}{3}} \quad (\text{формула 3})$$

Стойностите на  $F$  се измерват от детектори на неутронния флуенс. Повишаването на критичната температура вследствие на цикличната умора, зависи от броя цикли на натоварване и се определя по формулата, [16]:

$$\Delta T_N = 20 \cdot \sum_{i=1}^m \frac{N_i}{[N]}, \quad (\text{формула 4})$$

където  $N_i$  – брой цикли на натоварване при  $i$ -ти режим на експлоатация, а  $[N_i]$  – допустим брой цикли при  $i$ -ти режим на експлоатация,  $m$  – брой режими.

През последните няколко години, на база разработките на руските материаловеци се определя числовия модел, [1]:

$$\Delta T_K(t, F) = \Delta T_t(t) + \Delta T_F(F) + \omega \quad (\text{формула 5})$$

$\omega$  – неопределеност, вследствие на нееднородността на метала в образците и вследствие на малкия брой образци за статистическа обработка.

$$\Delta T_t(t) = \left( \Delta T_t^{\text{inf}} + b_t \exp\left( \frac{t_T - t}{t_{OT}} \right) \right) th\left( \frac{t}{t_{OT}} \right) \quad (\text{формула 6})$$

$$\Delta T_F = A_F \left( \frac{F}{F_0} \right)^m, \quad (\text{формула 7})$$

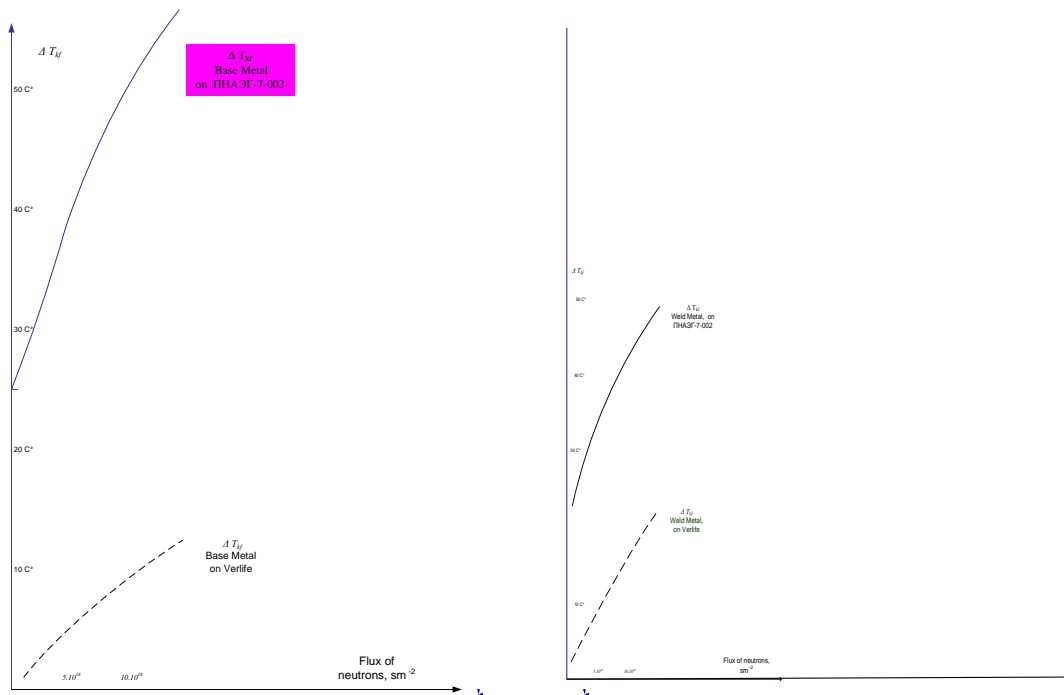
$$A_F = \alpha_1 \exp(\alpha_2 \cdot C_{ekw})$$

$$C_{ekw} = C_{Ni} + C_{Mn} - \alpha_3 \cdot C_{Si}; \text{ като } \alpha_1 = 0,703; \alpha_2 = 0,883; \alpha_3 = 3,885, m=0,8$$

$C$  – съдържанието на елементите в тегловни %.

На база паспортни данни, може да се определи  $A_F$  за основен метал, и за метал на шева.

На база измерения флуенс  $F$  може да се определи  $\Delta T_F$  за основен метал и за метала на шева. Имаме всички данни да определим  $T_K$  за основен метал и за метала на шева, след всяка горивна кампания.



Фигура 1: Вид на функцията  $\Delta T_{kF}(F)$  по числови модели ПНАЭГ 7-002-86 и по процедурата Verlife, за основен метал и за метала на заварено съединение.

На Фигура 1 са показани различията в степента на окрежостяване на материалите на ядрения корпус при прилагане на горещитираните числови модели.

### ***Експериментален подход за определяне на критичната температура на крехкост, $T_k$***

Определянето на прехода от еластично в крехко състояние се извършва на базата на изпитания на образци-свидетели. В ПНАЭГ 7-002-86, [7] са определени изискванията за пробоотбора на образците (материала и ориентацията), а също и методиката за провеждане на изпитване на ударна жилавост. За критична температура на крехкост се приема температурата, за която е изпълнено стойностите на границата на пропорционалност  $R_{p0.2}$  да съответстват на дадени стойности на ударна жилавост, [7].

### ***Определяне на коефициентите на интензивност на напреженията, $K$ .***

Основно условие за безопасна експлоатация на ядрения корпус е  $K_{IC} \leq [K_{IC}]$  при всички експлоатационни режими.

$$[K_{c,J}] = A + B \exp(c \cdot \Delta T) \quad (\text{формула 8})$$

По ПНАЭГ, [7] – за основен метал

$$[K_1]_{1BM} = 37 + 5,5e^{0,0385(T-T_k)} \quad \text{За нормални условия на експлоатация;}$$

$$[K_1]_{2BM} = 74 + 11e^{0,0385(T-T_k)} \quad \text{За проектни аварии}$$

По ПНАЕГ, [7] - за заварено съединение

$$[K_1]_{1WM} = 17,5 + 26,5e^{0,0217(T-T_k)} \quad \text{За нормални условия на експлоатация;}$$

$$[K_1]_{2WM} = 35 + 53e^{0,0217(T-T_k)} \quad \text{За проектни аварии}$$

$$\text{По Verlife, [1]} \quad [K_1]_3 = 23 + 48e^{0,019(T-T_k)}$$

### 3.2. Вероятностни модели за пресмятане на съпротивлението на материалите на корпуси на реактори на уморно разрушаване

При наличие на нецялостност в материала на елемента, скоростта на ръста на нецялостността  $\frac{da}{dt}$  е функция от коефициента на интензивност на напрежението  $K_I$ :

$$\frac{da}{dt} = f(K_I) \quad \text{(формула 9)}$$

$a$  - размер на нецялостността по направление на дебелината на стената на корпуса.

При циклично натоварване зависимостта между скоростта на ръста на пукнатината и размаха на  $K_I$  се дава с формулата:

$$\frac{da}{dN} = C_0 \cdot \left( \frac{\Delta K_I}{\sqrt{1-R}} \right)^m \quad \text{(формула 10)}$$

Параметрите на нецялостностите са вид, размери и разположение. Но за целите на вероятностните анализи е препоръчително нецялостностите да са характеризирани не с техните параметри, а със съотношението: измерена стойност на параметъра (например условна дължина), разделена на нормативната стойност, или  $\frac{a_i}{[a]}$ . Обобщено казано: входните данни за анализите са

съотношението  $\frac{a_i}{[a]}$  за констатирана нецялостност и съответния експлоатационния период на съоръжението.

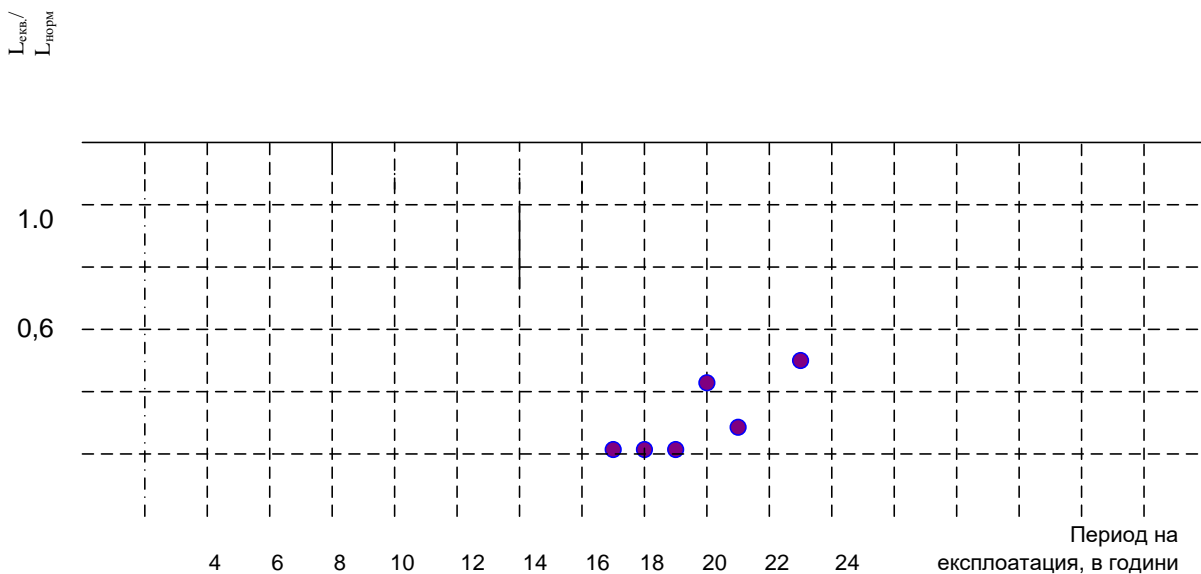
#### *Анализ на развитието на една нецялостност в минимум пет периода от време*

Следенето на развитието на дадена нецялостност, и по-конкретно контролиране на съотношението  $\frac{a_i}{[a]}$  в различни периоди от време би позволило да се определи момента на време, когато ще се достигне до критичното състояние  $\frac{a_i}{[a]} = 1$ .

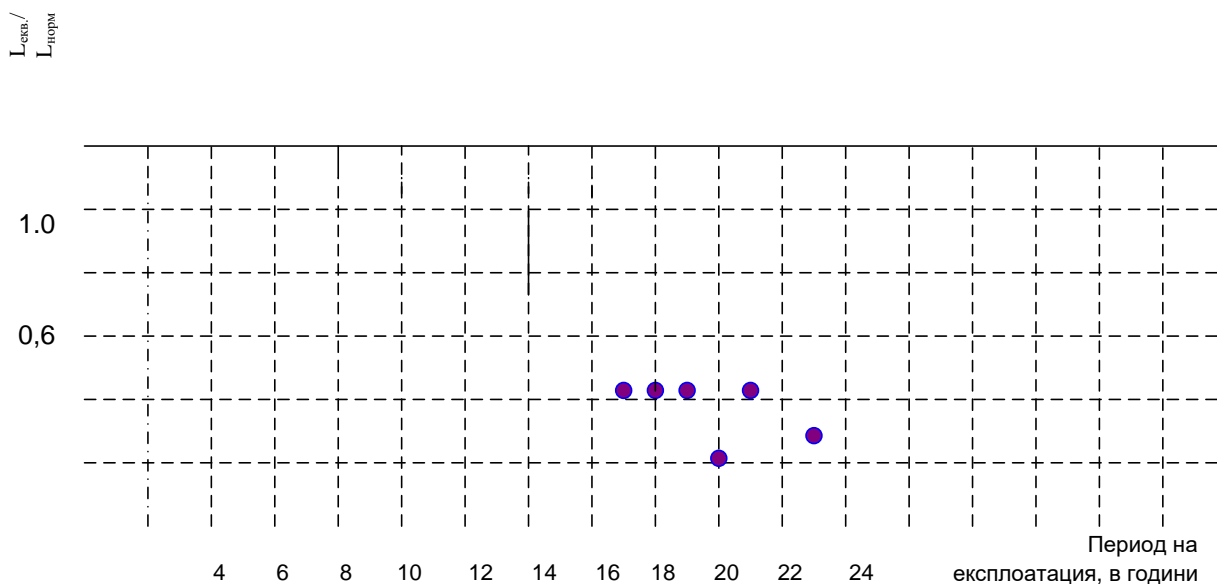
Анализът на зависимостта  $\frac{a_i}{[a]}$  от времето на експлоатация показва, че са възможни два режима на развитие на нецялостностите – нарастваща експоненциална функция или плато, (Фигури 2,3).

В първия случай може да бъде определен периода от време, за което индикацията на нецялостността ще нарастне до недопустими по норматив стойности  $a_i$ ; и така графично да се определи остатъчния ресурс в години на съоръжението, (Фигура 2).

Във втория случай, плато, може да се направят изводите, че няма индикации за развитие на нецялостностите (Фигура 3).



Фигура 2: Функцията  $\frac{a_i}{[a]}$  в различните експлоатационни периоди на елемента; демонстрира се нарастване на размера на индикацията.



Фигура 3: Функцията  $\frac{a_i}{[a]}$  в различните експлоатационни периоди. Платото демонстрира, че няма развитие на индикацията, т.е. материалът е достатъчно резистентен на действащите механизми на деградация.

#### 4. Критерии за оценка на ресурса на корпуси на реактори, тип ВВЕР 1000

Критериите за оценка на ресурса на компоненти в ядрената енергетика са определени в Процедурата Verlife [1]. По принцип, приложимите за конкретното оборудване критерии за оценка на ресурса се формират на основание механизмите за деградация на механични свойства. И така за корпуса на реактора приложимите критерии са:

- Критерий за оценка на радиационно окрежкостяване;
- Критерий за оценка на съпротивлението на развитие на нецялостност;
- Критерий за оценка на съпротивлението на умора на материала;
- Критерий за оценка на съпротивлението на материала на корозионно-механични нецялостности.

Тъй като за първите два критерия вече бе разяснено в досегашното изложение, то ще се разгледаме накратко останалите критерии.

##### *Съпротивлението на материалите на умора*

Остатъчният ресурс на оборудването и тръбопроводите на база циклите на натоварване се смята по формулата:

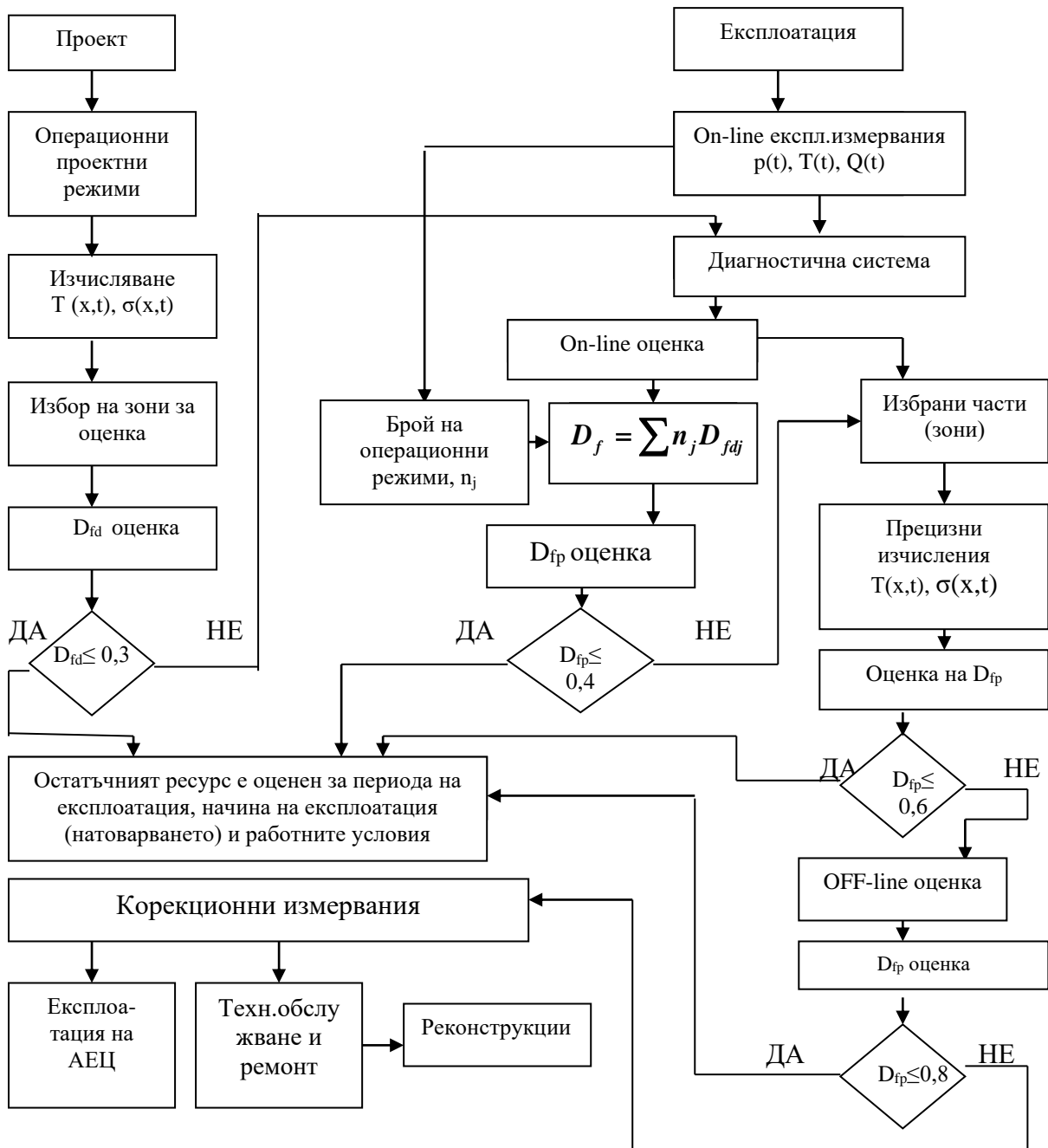
$$\tau_{occ.} = \tau_{np.} \left\{ 1 - \max \left( \frac{N_{\phi i}}{N_{npi}} \right) \right\} \quad (\text{формула 11})$$

От механиката на разрушаване е известен факта, че уморните повреждания на даден компонент се сумират (акумулират), така че всъщност сумарната оценка на дефектите, или уморният фактор  $D_f = \sum n_j D_{fdj}$  е лимитиращия фактор за ресурса по критерия съпротивление на умора.

За безопасната и сигурна експлоатация на съоръжението, се постулира, че  $D_f \leq 1,0$ . Също така на основание кривата на умора на материала се определя, [1], че при  $D_f \leq 0,8$  трябва да се проведе безразрушителен контрол на съответната зона на елемента.

На Фигура 4 е показан алгоритъм за оценка на остатъчния ресурс на материала на компонента вследствие на уморни повреждания.





Фигура 4: Примерна процедура за оценка на остатъчния ресурс на материала на компонента вследствие на уморни повредиания.

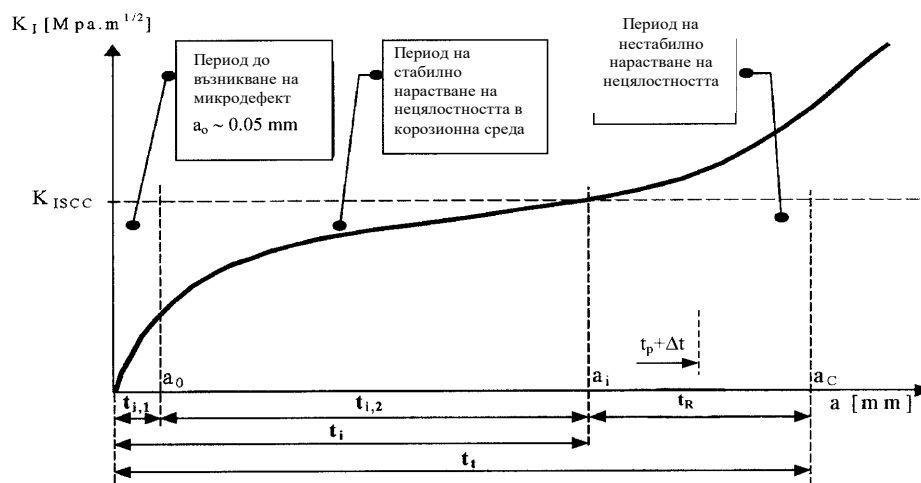
### ***Съпротивление на корозионно-механични нецялостности***

Корозията е разрушаване на металите вследствие на химически или електрохимически взаимодействия на металите с околната среда. Причина за корозията е термодинамичната неустойчивост на системата, състояща се от метал и компоненти на околната среда. За мярка на термодинамичната неустойчивост се приема свободната енергия, освобождавана при взаимодействие на метала с компоненти на корозионната среда. Способността на металите и сплавите да се съпротивляват на корозионното въздействие на средата се определя от скоростта на

корозията в дадените условия. Като количествени показатели на скоростта на корозия служат времето до поява на корозионни огнища, броя на корозионните огнища за определен промеждутък от време, намаление на дебелината на метала, отнесено към единица време и др.

За оценка ресурса на компонентите трябва да се сумират следните периоди, (Фигура 5):

- Периода,  $t_i$ , времето до възникване на дефект с възможност за нарастване, дължащ се на корозионната среда, (съответният размер на дефекта е  $a_i$ );
- Периода,  $t_R$ , на нарастване на дефекта в условията на корозионна среда.



Фигура 5: Процес на възникване и растеж на нецялостност под напрежение в корозионна среда

## 6. Изводи

6.1. Техническата диагностика на корпуси на реактори, тип ВВЕР 1000 се провежда с цел оценяване и управление на ресурса по начин, гарантиращ безопасна експлоатация и икономическа ефективност на работата на съоръжението.

6.2. Планирането на техническата диагностика обхваща етапите: класификация на оборудване, определяне на приложими механизми на деградация на механични свойства, приемане на модела за оценка, определяне на регламент за събиране на входните данни; определяне на регламент за верифициране на данните;

6.3. Провеждането на техническата диагностика на корпуса на реактора трябва да обобщава данните от оценките: темпове на неутронно окръжностяване; развитие на констатирани нецялостности; съпротивление на умора на материала. Данните се формират от проведения безразрушителен контрол на вътрешна и външна повърхност на корпуса на реактора; изследвания на материала на образци-свидетели; измервания на флуенса; следене на циклите на натоварване, следене показанията на диагностичните системи.

6.4. Оценката за допустимост на контролираните параметри е по ПНАЭГ.

Процедурата Verlife [1] , както и руските методични документи предлагат методични насоки за изследване на ресурса.

6.5. При наличие на зони с потенциал за разрушаване следва да се прилагат детерминистични методи за оценка на нецялостности (контролиране на развитието на нецялостностите и термохидравлични анализи) и вероятностни методи за прогнозно развитие.

## 7. СИМВОЛИ

$\lambda(z)$  - функция на интензивност на отказите;

$T_k$  - критична температура на радиационна крехкост;

$T_{K0}$  - критичната температура на крехкост в изходно състояние,

$\Delta T_T$  - изменението на критичната температура на крехкост от температурното стареене;

$\Delta T_N$  - изменението на критичната температура на крехкост от циклични натоварвания;

$\Delta T_F$  - изменението на критичната температура на крехкост от неутронно облъчване;

$F$  - флуенса от неутрони с енергия  $>0,5$  MeV, падащ върху корпуса, [ $n/m^2$ ];

$F_0 = 10^{22} n/m^2$  - нормировъчен коефициент;

$A_F$  - коефициент на радиационно окрехкостяване;

$N_i$  – брой цикли на натоварване при  $i$ -ти режим на експлоатация;

$[N_i]$  - допустим брой цикли при  $i$ -ти режим на експлоатация,  $m$ - брой режими;

$\Delta T_t^{\text{inf}}$  - изместване на критичната темп. на крехкост при  $t = \infty$

$N$  - брой цикли на натоварване;

$a$  – размери на нецялостност;

$C_0, m, t_{OT}, t_T, b_T$  - константи на материала;

$K / K_C$  – коефициент на интензивност на напрежението/ критична стойност на коефициента

$R$  -коефициент на асиметрия на циклите;

$\tau_{np}$  е проектното време за експлоатация, в години;

$N_{\phi i}$  – фактическия брой на проведени  $i$  режими;  $N_{npi}$  - проектен брой  $i$  режими.

$T(x,t)$  – температура (местоположение, време)

$\sigma(x,t)$  – натоварване (местоположение, време)

$D$  - натрупани уморни повреждания.

$D_{fd}$  – натрупани дефекти (повреждания) от умора на материала, предвидени по проекта;

## 8. Литература

1. Unified Procedures for Lifetime Assessment of Components and Piping in WWER NPP, VERLIFE, EuropeAn Commission, 2011;
2. РД ЭО 0141-98 Типовые технические требования к методикам оценки технического состояния и остаточного ресурса элементов энергоблоков АС;
3. РД ЭО 0039-95 Нормативно-методологические требования к управлению ресурсными характеристики элементов АЭС;
4. РД ЭО 0058-96 Основные положения определения остаточного ресурса техромеханического оборудования АЭС;
5. РД ЭО 0076-97 Основные положения определения остаточного ресурса и продления назначенных показателей трубопроводной арматуры АЭУ;
6. ПНАЭГ -7-010-89 Оборудование и трубопроводов атомных энергетических установок. Сварные соединения и наплавки. Правила контроля;
7. ПНАЭГ -7-002-86 Оборудование и трубопроводов атомных энергетических установок. Нормы расчета на прочность.