

### 3.18. sz. útmutató

# **A VVER-440/213 reaktortartály ridegtöréssel szembeni biztonságának értékelése normál üzem, szilárdsági nyomáspróba, nyomás alatti hőítés (PTS) és nem várt üzemi események esetén**

Verzió száma:

**4.**

**2015. szeptember**

Kiadta:

---

Fichtinger Gyula  
az OAH főigazgatója  
Budapest, 2015

A kiadvány beszerezhető:  
Országos Atomenergia Hivatal  
Budapest

## FŐIGAZGATÓI ELŐSZÓ

Az Országos Atomenergia Hivatal (a továbbiakban: OAH) az atomenergia békés célú alkalmazása területén a Kormány irányításával működő, önálló feladat- és hatáskörrel rendelkező országos illetékességű központi államigazgatási szerv, kormányhivatal. Az OAH-t a Magyar Köztársaság Kormánya 1990-ben az Országos Atomenergia Bizottság, valamint az OAH feladatáról és hatásköréről szóló 104/1990. (XII. 15.) Korm. rendelettel alapította.

Az OAH jogszabályban meghatározott közfeladata, hogy az atomenergia alkalmazásában érdekelt szervektől függetlenül ellássa és összehangolja az atomenergia békés célú, biztonságos alkalmazásával, így a nukleáris létesítmények és anyagok biztonságával, nukleáris veszélyhelyzet-kezeléssel, nukleáris védettséggel kapcsolatos hatósági feladatokat, valamint az ezekkel összefüggő tájékoztatási tevékenységet, továbbá javaslatot tegyen az atomenergia alkalmazásával kapcsolatos jogszabályok megalkotására, módosítására és előzetesen véleményezze az atomenergia alkalmazásával összefüggő jogszabályokat.

Általános nukleáris biztonsági célkitűzés, hogy a lakosság egyedei és csoportjai, valamint a környezet védelme biztosított legyen az ionizáló sugárzás veszélyével szemben. Ezt a nukleáris létesítményben megvalósított hatékony biztonsági intézkedésekkel és azok megfelelő színvonalú fenntartásával kell biztosítani.

Sugárvédelmi célkitűzés, hogy a nukleáris létesítmény üzemeltetése során az üzemeltető személyzet és a lakosság sugárterhelése mindenkor az előírt határértékek alatti, az ésszerűen elérhető legalacsonyabb szintű legyen. Ezt biztosítani kell a tervezési alaphoz tartozó üzemzavarok és - amilyen mértékben ésszerűen lehetséges - a tervezésen túli üzemzavarok és a balesetek következtében fellépő sugárterhelések esetén is.

Műszaki biztonsági célkitűzés, hogy az üzemzavari események bekövetkezése nagy biztonsággal megelőzhető, vagy megakadályozható legyen, a nukleáris létesítmény tervezésénél figyelembe vett valamennyi feltételezett kezdeti esemény esetén a lehetséges következmények az elfogadható mértékeken belül legyenek, valamint a balesetek valószínűsége kellően alacsony legyen.

Az OAH a szabályzati követelmények teljesítésének módját az atomenergia alkalmazóival egyeztetett módon, világos és egyértelmű ajánlásokat tartalmazó útmutatókban fejti ki, azokat az érintettekhez eljuttatja és a társadalom minden tagja számára hozzáférhetővé teszi. Az atomenergia alkalmazásához kapcsolódó

nukleáris biztonsági, védeltségi és non-proliferációs követelmények teljesítésének módjára vonatkozó útmutatókat az OAH főigazgatója adja ki.

## ELŐSZÓ

Az atomenergia békés célú, biztonságos alkalmazására vonatkozó legmagasabb szintű szabályozást az atomenergiáról szóló 1996. évi CXVI. törvény (a továbbiakban: Atv.) tartalmazza.

A nukleáris létesítmények nukleáris biztonsági követelményeiről és az ezzel összefüggő hatósági tevékenységről szóló rendelkezéseket a 118/2011. (VII. 11.) Korm. rendelet (a továbbiakban: Rendelet) és mellékletei, a Nukleáris Biztonsági Szabályzatok határozzák meg.

A nukleáris biztonsági követelmények és rendelkezések betartása mindazok számára kötelező, akik az Atv. 9.§ (2) bekezdése szerinti folyamatos hatósági felügyelet alatt állnak, valamint e rendeletben előírt hatósági engedélyhez kötött tevékenységet folytatnak, ilyen tevékenységben közreműködnek, vagy ilyen tevékenység folytatásához engedély iránti kérelmet nyújtanak be. A nukleáris biztonsági követelmények és rendelkezések mellett a követelmények közé tartoznak az egyedi hatósági előírások, feltételek és kötelezettségek, amelyeket a nukleáris biztonsági hatóság a nukleáris létesítmény nukleáris biztonsága érdekében határozatban állapíthat meg.

A Nukleáris Biztonsági Szabályzatokban foglalt követelmények teljesítésére a hatóság ajánlásokat fogalmazhat meg, amelyeket útmutatók formájában ad ki. Az útmutatókat az OAH a honlapján közzéteszi.

A Rendelet 3.§ (4) bekezdése alapján, ha a kötelezettség teljesítése az útmutatókban foglaltak szerint történik, akkor a nukleáris biztonsági hatóság a választott módszert a nukleáris biztonság követelményei teljesítésének igazolására alkalmasnak tekinti, és az alkalmazott módszer megfelelőségét nem vizsgálja.

Az útmutatókban foglaltaktól eltérő módszerek alkalmazása esetén a hatóság az alkalmazott módszer helyességét, megfelelőségét és teljes körűségét részleteiben vizsgálja, ami hosszabb ügyintézési idővel, külső szakértő igénybevételével és további költségekkel járhat.

Az útmutatók felülvizsgálata a nukleáris biztonsági hatóság által meghatározott időszakonként, vagy az engedélyesek javaslatára soron kívül történik.

A fenti szabályozásokat kiegészítik az engedélyesek, illetve más, a nukleáris energia alkalmazásában közreműködő szervezetek (tervezők, gyártók stb.) belső szabályozási dokumentumai, amelyeket az irányítási rendszerükkel összhangban készítenek.

Az útmutatók alkalmazása előtt mindig győződjön meg arról, hogy a legújabb, érvényes kiadást használja-e! Az érvényes útmutatókat az OAH honlapjáról ([www.oah.hu](http://www.oah.hu)) töltheti le.

**A VVER-440/213 reaktortartály ridegtöréssel szembeni biztonságának értékelése normál üzem, szilárdsági nyomáspróba, nyomás alatti hűtés (PTS) és nem várt üzemi események esetén**

## TARTALOMJEGYZÉK

<b>1. BEVEZETÉS</b>	<b>9</b>
<b>1.1. Az útmutató tárgya és célja</b>	<b>9</b>
<b>1.2. Vonatkozó jogszabályok</b>	<b>9</b>
<b>2. MEGHATÁROZÁSOK ÉS RÖVIDÍTÉSEK</b>	<b>11</b>
<b>3. AZ ÚTMUTATÓ AJÁNLÁSAI</b>	<b>12</b>
<b>3.1. Általános ajánlások</b>	<b>12</b>
<b>3.2. A reaktortartály integritásának értékelése</b>	<b>13</b>
3.2.1. Ridegtöréssel szembeni biztonság megfelelési kritériumai normál üzemben és szilárdsági nyomáspróba során	13
3.2.1.1. <i>A reaktortartály integritásának értékelése normál üzemben, p-T görbe meghatározása</i>	13
3.2.2. A reaktortartály integritásának értékelése nyomáspróba során	14
3.2.3. Ridegtöréssel szembeni biztonság megfelelési kritériumai nyomás alatti hűtés és nem várt üzemi események során	14
3.2.4. A reaktortartály integritásának értékelése nyomás alatti hűtés esetén	15
3.2.5. A reaktortartály integritásának értékelése nem várt üzemi tranziensek során	16
<b>3.3. A tartály kritikus elemeinek átmeneti hőmérséklete</b>	<b>16</b>
3.3.1. $\Delta T_k$ meghatározása felügyeleti próbatesteken végzett vizsgálatok eredményei alapján	16
3.3.2. $\Delta T_k$ meghatározása vegyi képlettel:	17
3.3.3. Az átmeneti hőmérséklet megváltozása fáradás és termikus öregedés hatására	18
3.3.4. A mestergörbe-elmélet alkalmazása	18
<b>3.4. Termohidraulikai elemzés</b>	<b>19</b>
3.4.1. A minimálisan figyelembe veendő PTS kezdeti események	19
3.4.2. A termohidraulikai számításokhoz tartozó rendszer-információk	20
3.4.3. Üzemi feltételek	21
3.4.4. Termohidraulikai feltételek	21
<b>3.5. Reaktortartály törésmechanikai analízise</b>	<b>21</b>
3.5.1. Szilárdsági elemzések anyagjellemzői	21
3.5.2. A tartályfal hőmérséklet- és feszültségeloszlásának számítása	22
3.5.3. Normál üzemeltetés, szilárdsági nyomáspróba	22
3.5.4. Nyomás alatti hűtés, nem várt üzemi események	22
3.5.5. Posztulálandó hibák	23
3.5.6. Normál üzemeltetés, szilárdsági nyomáspróba	23
3.5.7. Nyomás alatti hűtés, nem várt üzemi események	24
3.5.8. Törési szívóosság	25

**A VVER-440/213 reaktortartály ridegtöréssel szembeni biztonságának értékelése normál üzem, szilárdsági nyomáspróba, nyomás alatti hűtés (PTS) és nem várt üzemi események esetén**

---

3.5.9. A mestergörbe-elmélet alkalmazása normál üzemeltetés és szilárdsági nyomáspróba esetén	25
3.5.10. Törésmechanikai elemzések	26
<b>3.6. A számítási eredmények dokumentálása</b>	<b>27</b>
<b>3.7. Számítógépes kódok használata az elemzés során</b>	<b>28</b>
<b>3.8. További figyelembe veendő szempontok</b>	<b>29</b>



**A VVER-440/213 reaktortartály ridegtöréssel szembeni biztonságának értékelése normál üzem, szilárdsági nyomáspróba, nyomás alatti hőütés (PTS) és nem várt üzemi események esetén**

---

## 1. BEVEZETÉS

### 1.1. Az útmutató tárgya és célja

A jelen útmutató a VVER-440/213 típusú reaktortartály ridegtöréssel szembeni biztonságának értékeléséhez rögzít ajánlásokat a normál üzemeltetés, a szilárdsági nyomáspróba, a nyomás alatti hőütés (Pressurized Thermal Shock – PTS), valamint a nem várt üzemi események közben fellépő igénybevétel esetén. Az útmutatóban ismertetett módszerek, a 3.25-ös útmutatóban található kiegészítések figyelembevételével, alkalmasak egyéb főbe rendezések (pl. a térfogat-kiegyenlítő tartály) ridegtöréssel szembeni biztonságának értékelésére is.

Az útmutató célja, hogy - ajánlásokat adva a reaktortartály integritását biztosító feltételek igazolásához - egyértelművé tegye a módszerekre vonatkozó hatósági elvárásokat, és ezzel elősegítse az érvényes jogszabályokban előírt nukleáris biztonsági kritériumok teljesülésének, az alkalmazott műszaki megoldások megfelelőségének nukleáris biztonsági értékelését.

A reaktortartály integritását a blokk különböző üzemállapotaiban eltérő módszerekkel határozzák meg. Az útmutató a különböző üzemállapotokra vonatkozó módszerek megegyező részeit egyben tárgyalja, a módszerek közötti különbségeket a szöveg kiemeli, illetve az adott üzemmódra vonatkozó fejezetek külön tárgyalják azokat.

### 1.2. Vonatkozó jogszabályok

Az Országos Atomenergia Hivatal nukleáris biztonsággal összefüggő hatósági ügyekben történő eljárásáról szóló 118/2011. (VII. 11.) Korm. rendelet mellékleteként megjelent Nukleáris Biztonsági Szabályzatok 3. kötete szerint:

*3.2.3.1200. „A TA1 üzemállapotban fellépő igénybevételekre, nyomáspróbákra, a TA2-4 üzemállapotot eredményező kezdeti eseményekre, valamint bármely,  $10^{-5}$  /év-nél gyakoribb eseménylánc során kialakuló nyomás alatti hőütésre elemezni kell a reaktortartály integritására vonatkozó megfelelőségi kritériumok teljesülését.”*

*3.2.4.1100. „A reaktortartály ridegtöréssel szembeni integritását olyan módon kell biztosítani, hogy a tartály kritikus elemeiben a feszültségintenzitási tényező sehol sem haladhatja meg a kialakult hőmérséklethez tartozó törési szívósságot - azaz a szerkezetben levő anyagfolytonossági hiányok nem növekedhetnek a TA2-4 üzemállapotot eredményező események során.”*

**A VVER-440/213 reaktortartály ridegtöréssel szembeni biztonságának értékelése normál üzem, szilárdsági nyomáspróba, nyomás alatti hőűtés (PTS) és nem várt üzemi események esetén**

---

3.2.4.1510. „A nyomástartó berendezések, a reaktortartály és a konténment törésmechanikai elemzésével, valamint az öregedési folyamatok figyelembevételével kapcsolatos ajánlásokat útmutatók tartalmazzák.”

3.3.2.0100. „Meg kell határozni az atomerőmű tervezett élettartamát és azt, hogy mely biztonsági vagy fizikai gát funkciót teljesítő rendszerelem élettartama határozza meg, vagy korlátozza ezt az élettartamot.”

3.3.2.0200. „Az élettartamot korlátozó degradációs folyamatok elemzésével bizonyítani kell, hogy a nem cserélhető rendszerelemek és a nem cserélendő passzív biztonsági és fizikai gát funkciót megvalósító rendszerelemek élettartama legalább olyan hosszú, mint az atomerőmű egészére meghatározott tervezett élettartam, figyelembe véve a teljes élettartam során várható terheléseket és öregedési folyamatokat.”

3.3.2.0300. „Meg kell határozni, hogy milyen feltételek mellett teljesíthetők a tervezett élettartam alatt a nukleáris biztonsági követelmények.”

3.3.2.0700. „A tervezés során az élettartamot korlátozó degradációs folyamatok elemzésével bizonyítani kell, hogy

- a) a szerkezeti anyagok szilárdsági tulajdonságai az öregedés hatása ellenére megfelelnek a TA1-4 üzemállapotokra számított maximális terheléseknek az üzemállapothoz előírt biztonsági tartalékok figyelembevételével; és
- b) a kritikus szerkezetekben a törésmechanika követelmények is teljesülnek.”

3.4.2.0100. „A fővízköri rendszerelemeknek el kell viselniük minden statikus és dinamikus terhelést, amely az atomerőmű TA1-4 és a TAK1 üzemállapotokban ezeket a rendszerelemeket éri úgy, hogy a biztonsági és fizikai gát funkciók - az üzemállapothoz rendelt kritériumok szerint - teljesüljenek.”

3.4.2.0200. „A tervezésnél figyelembe kell venni az üzemeltetés során várható hatásokat, amelyek a rendszerelemeket élettartamuk során érik, beleértve minden bizonytalanságot, ami a rendszerelemek tulajdonságainak kezdeti állapota és öregedés miatti lehetséges romlásának meghatározásában mutatkozik. Ezeknek megfelelően a fővízköri rendszerelemeket elegendő tartalékkal kell tervezni, ugyanakkor igazolni kell, hogy a robosztus tervezés nem vezet hátrányokhoz üzemzavari helyzetben.”

**A VVER-440/213 reaktortartály ridegtöréssel szembeni biztonságának értékelése normál üzem, szilárdsági nyomáspróba, nyomás alatti hűtés (PTS) és nem várt üzemi események esetén**

---

## 2. MEGHATÁROZÁSOK ÉS RÖVIDÍTÉSEK

Az útmutató az Atv. 2. §-ában, valamint a Rendelet 10. számú mellékletében ismertetett meghatározásokat alkalmazza.

### ***Nyomás alatti hűtés:***

Olyan üzemzavari folyamat, amely a reaktortartályfal belső felületének (pl. az üzemzavari hűtőközeg betáplálása miatti) gyors lehűtésével jár, miközben ezzel egyidejűleg vagy közvetlenül ez után a tartály belső nyomása az üzemi nyomást, vagy akár azt meghaladó értéket éri el, ezzel veszélyeztetve a reaktortartály integritását.

### ***Nem várt üzemi esemény:***

Olyan üzemi esemény, amit a létesítmény Végleges Biztonsági Jelentése nem vett figyelembe, de amely során a reaktor hőhordozórendszerének nyomása és hőmérséklete megsérti a Műszaki Üzemeltetési Szabályzatban meghatározott, normál üzemeltetéshez tartozó nyomás- és hőmérsékleti korlátokat.

**A VVER-440/213 reaktortartály ridegtöréssel szembeni biztonságának értékelése normál üzem, szilárdsági nyomáspróba, nyomás alatti hűtés (PTS) és nem várt üzemi események esetén**

---

### 3. AZ ÚTMUTATÓ AJÁNLÁSAI

#### 3.1. Általános ajánlások

A reaktortartály ridegtöréssel szembeni integritása biztosított, ha a tartály kritikus elemeinek valós pillanatnyi átmeneti hőmérséklete kisebb, mint a maximálisan megengedhető, elem-specifikus kritikus átmeneti hőmérséklet.

Adott üzemállapotban a tartály integritását biztosító számítási módszerek a kvázi statikus terhelésre érvényes törési szívósság és a feszültségintenzitási tényező ( $K_I$ ) összehasonlításán alapulnak.

Az értékelést a tartály kritikus elemeire végzik el. A vizsgálandó kritikus környezetek kiválasztása a feszültség szintek, az anyagtulajdonságok romlási szintje és a roncsolásmentes vizsgálatok eredményeinek a figyelembevételével történik.

Az értékelés során figyelembe kell venni a vizsgált elemek vegyi összetételét, mechanikai tulajdonságait, a tartály geometriai adottságait (plattírozás, varrat, zóna elhelyezkedése, csonkok stb.) és a tartály törésmechanikai jellemzőit befolyásoló egyéb információkat (pl. gyártóművi adatok, felületei vizsgálatok eredményei). A különböző forrásból származó információkat megfelelő kritikával összehasonlítják, és az elemzéshez felhasznált értékeket pontosan (az érvényesség feltüntetésével) rögzítik.

Az értékelés célja olyan paraméterek meghatározása, amelyek betartása a blokk adott üzemállapotához tartozó, elvárt biztonsági sávval biztosítja, hogy a megfelelő konzervativizmussal feltételezett (posztulált) tartályfal-hiba sem okozhatja a tartály ridegtörését.

Az alkalmazandó módszerek, az átmeneti hőmérséklet (kritikus ridegtörési hőmérséklet  $T_k$ ) Charpy ütőmunka vizsgálatokon alapuló meghatározási módszerére vonatkoznak. Alternatív elemzési módszerként a mestergörbe-elmélet is alkalmazható, amennyiben az útmutatóban szereplő, a mestergörbére vonatkozó kiegészítéseket figyelembe veszik.

Az értékelés során figyelembe veszik az időszakos vizsgálatok eredményeit, a talált folytonossági hiányok helyzetét és méreteit. Az eredmények értékelésekor számításba kell venni az időszakos vizsgálatok módszereit és hatáosságát is.

**A VVER-440/213 reaktortartály ridegtöréssel szembeni biztonságának értékelése normál üzem, szilárdsági nyomáspróba, nyomás alatti hőűtés (PTS) és nem várt üzemi események esetén**

### 3.2. A reaktortartály integritásának értékelése

Az elemzések célja, hogy a megfelelőségi kritériumok teljesülését értékelje normál üzemeltetés, szilárdsági nyomáspróba, nyomás alatti hőűtés, valamint nem várt üzemi események közben fellépő igénybevétel esetén. A kritériumokban szereplő jellemzők kiszámítási módjára a következő fejezetek adnak ajánlást.

#### 3.2.1. Ridegtöréssel szembeni biztonság megfelelési kritériumai normál üzemben és szilárdsági nyomáspróba során

A reaktortartály ridegtöréssel szembeni biztonsága az adott üzemállapotban biztosított, ha a posztulált repedésekre a következő két követelmény egyszerre teljesül:

1. Feszültségintenzitási kritérium:

$$n_{k1}K_I^I + n_{k2}K_I^{II} \leq K_{IC}$$

ahol:

$n_{k1}, n_{k2}$  az adott üzemállapotra meghatározott biztonsági tényezők

$K_I^I, K_I^{II}$  a repedés adott pontjára, az elsődleges, illetve a másodlagos feszültségek alapján meghatározott feszültségintenzitási tényező

$K_{IC}$  a repedés adott pontjára meghatározott törési szívósság.

2. Kritikus zóna hőmérséklet-kritériuma:

Normál üzemi állapotok és állapotátmenetek során, amennyiben a zóna kritikus állapotban van, a tartályban lévő folyadék-hőmérséklet, legalább a legutóbbi nyomáspróba-hoz alkalmazott hőmérséklettel egyezzen meg.

#### 3.2.1.1. A reaktortartály integritásának értékelése normál üzemben, p-T görbe meghatározása

A ridegtörésre való megfelelés a normál üzemi terhelések, terhelésváltozások során, valamint a p-T görbe megszerkesztésekor az alábbi biztonsági tényezők mellett biztosított:

$$n_{k1}=2,0; n_{k2}= 1,0$$

Az összefüggés alapján meghatározható a normál üzemben az adott nyomás mellett megengedhető minimális hőmérséklet értéke (azaz a p-T görbe), amely mellett az instabil repedésterjedés elvárt biztonsággal kizárható.

**A VVER-440/213 reaktortartály ridegtöréssel szembeni biztonságának értékelése normál üzem, szilárdsági nyomáspróba, nyomás alatti hűtés (PTS) és nem várt üzemi események esetén**

A p-T görbe meghatározása alapján a következő, összerendelt paramétere-  
ket táblázatosan és grafikusán is megadják:

- A szerkezeti elem adott hőmérsékletéhez tartozó megengedhető nyomások a vonatkozó kampányra.
- A szerkezeti elem üzemidőtől függő átmeneti hőmérséklete.

### 3.2.2. A reaktortartály integritásának értékelése nyomáspróba során

A szilárdsági nyomáspróba minimálisan elvárt hőmérséklete, amely mellett az instabil repedésterjedés kizárható, a következő biztonsági tényezők mellett biztosított:

$$n_{k1}=1,5; n_{k2}= 1,0$$

A nyomáspróba minimálisan megengedhető hőmérsékletének számítási eredményei alapján a következő, összerendelt paramétereket táblázatosan és grafikusán is megadják:

- A szerkezeti elem adott hőmérsékletéhez tartozó megengedhető nyomások a nyomáspróba során.
- A szerkezeti elem üzemidőtől függő átmeneti hőmérséklete, kiemelve a tervezett nyomáspróba-időpontban meghatározott pillanatnyi átmeneti hőmérsékletet.
- A nyomáspróba során a primer körü nyomás és hőmérsékletek várható alakulása az idő függvényében.

A szilárdsági nyomáspróba minimálisan elvárt hőmérséklete nem lehet kevesebb 100°C-nál.

### 3.2.3. Ridegtöréssel szembeni biztonság megfelelési kritériumai nyomás alatti hűtés és nem várt üzemi események során

A reaktortartály integritása egy adott tranzienshez tartozó terhelés mellett akkor bizonyított, ha egy „a” mélységű posztulált repedés esetén a következő feltétel teljesül:

$$n_{k1}K_I^I + n_{k2}K_I^{II} + K_{IR} \leq K_{IC}$$

- $n_{k1}, n_{k2}$  az adott üzemállapotra meghatározott biztonsági tényezők
- $K_I^I, K_I^{II}$  a repedés adott pontjára, az elsődleges, illetve a másodlagos feszültségek alapján meghatározott feszültségintenzitási tényező
- $K_{IR}$  a varratban ébredő maradófeszültség
- $K_{IC}$  a repedés adott pontjára meghatározott törési szívósság.

**A VVER-440/213 reaktortartály ridegtöréssel szembeni biztonságának értékelése normál üzem, szilárdsági nyomáspróba, nyomás alatti hőűtés (PTS) és nem várt üzemi események esetén**

---

**3.2.4. A reaktortartály integritásának értékelése nyomás alatti hőűtés esetén**

Az előírt biztonsági tényezők, értéke:  $n_{k1} = 1,0$ ;  $n_{k2} = 1,0$ .

Az eredmények értékelése a következő módon zajlik:

- a) Minden elemzett PTS tranziens ( $i$ ) esetén a reaktortartály-elemek anyag-tulajdonság-változását reprezentáló törési szívósság ( $K_{IC}$ ) görbét és a posztulált repedés terhelésének mértékét képviselő feszültségintenzitási tényezőt ( $K_I$ ) egy ábrán ábrázolják a hőmérséklet, illetve az idő függvényében. A megengedhető kritikus átmeneti hőmérséklet ( $T_{k\ krit}^e(i)$ ) egy adott ( $i$ ) tranziens esetén az a  $T_k$  hőmérséklet, amely során az integritási kritérium a tranziens minden időpillanatában teljesül. A reaktortartály maximálisan megengedhető kritikus átmeneti hőmérséklete ( $T_{k\ krit}^e$ ) az előbbiek szerint meghatározott  $T_{k\ krit}^e(i)$  sorozat (tranziensenkénti megengedhető kritikus átmeneti hőmérsékletek összessége) minimális értékével egyenlő. Mestergörbe-számítás esetén az eljárás a fentiekkel azonos módon történik, a repedéshosszra korrigált  $K_{IC}$  görbét és a  $T_{0\ krit}$  referencia-hőmérsékletet alkalmazva.
- b) A meleg előfeszítés hatása (Warm Pre-Stress; - WPS) figyelembe vehető olyan tranziensek esetén, amelyeknél a tartály újra nyomás alá kerülése nem következhet be. A WPS alkalmazása során az adott időpontban lévő érték helyett, az azt közvetlenül megelőző lokális maximumpont (a  $K_I$  – idő diagramban értve) feszültségintenzitási tényezője 90%-os értékét használják.
- c) Abban az esetben, ha az instabil repedésterjedés megindulása adott posztulált hiba mellett, PTS tranziens elemzésénél nem zárható ki megfelelő biztonsággal, akkor megfelelő megalapozás és a hatóság előzetes jóváhagyása mellett esetenként felhasználhatók repedésmegállítási elméletek olyan tranziensek minősítése kapcsán, amelyek során kizárható a tartály ismételt nyomásra hozása.
- d) A repedésmegállítási számítások során nem elegendő a tartály vizsgált besugárzottsági állapotát vizsgálni, hanem azt is bizonyítani kell, hogy a repedésmegállítási elméletek alkalmazása, minden ennél kisebb besugárzottsági szint esetén is igazolja a tartály integritását.
- e) A tartály falvastagság 3/4-ét nem meghaladó mélységig elfogadható repedésmegállítási számítások során figyelembe veendő repedéshossz (2c) értéket axiális repedés esetén az aktív zóna magasságával azonos-

**A VVER-440/213 reaktortartály ridegtöréssel szembeni biztonságának értékelése normál üzem, szilárdsági nyomáspróba, nyomás alatti hőűtés (PTS) és nem várt üzemi események esetén**

---

nak, kerületi irányú repedés esetében pedig a reaktortartály teljes kerületével egyenlőnek választják.

**3.2.5. A reaktortartály integritásának értékelése nem várt üzemi tranziensek során**

Az eredmények értékelése, a PTS-események értékelésével azonos módon történik, azonban az előírt biztonsági tényezők értéke ebben az esetben:  $n_{K1} = 1,4$ ,  $n_{K2} = 1,4$ .

### **3.3. A tartály kritikus elemeinek átmeneti hőmérséklete**

Az értékelés során a tartály múltbeli és várható neutronfluencia terhelését validált számítással és a felügyeleti próbatestek segítségével végrehajtott reaktordozimetriai mérések eredményeivel alátámasztva határozzák meg, amihez figyelembe veszik a tartály geometriai felépítéséhez tartozó „fluenciatérképet” (felügyeleti próbatest-pozíciók, plattírozás, övzóna-alapanyag, 5/6-os varrat stb.).

A vizsgált kritikus elem üzemeltetését megelőző állapotához tartozó átmeneti hőmérsékleteként az adott elemek gyártóművi, és ha rendelkezésre állnak felügyeleti mérések, akkor az azok alapján igazoltan meghatározható  $T_{k0}$  értékek közül a konzervatívabb (magasabb) eredményt adó vizsgálati értéket veszik figyelembe. A gyártóművi és felügyeleti (surveillance) mérési eredményekkel nem rendelkező kritikus elemek elemzése során az orosz szabványban (PNAE-G-7-002-86) rögzített  $T_{k0}$  értékeket lehet felhasználni.

A sugárzás hatására bekövetkező károsodást (átmeneti hőmérséklet-eltolódást) a blokkspecifikus felügyeleti próbatestekkel végzett vizsgálati eredmények alapján, ennek hiányában a kémiai összetételt és a gyorsneutron fluenciát figyelembe vevő (ún. vegyi) képlettel lehet meghatározni.

Amennyiben a blokkspecifikus felügyeleti próbatesteken végzett vizsgálatok eredményei rendelkezésre állnak, akkor a megfelelő megbízhatóság ellenőrzése érdekében összehasonlítják a vegyi képlet alapján becsült  $\Delta T_k$  eltolódási értékekkel.

**3.3.1.  $\Delta T_k$  meghatározása felügyeleti próbatesteken végzett vizsgálatok eredményei alapján**

A blokkspecifikus felügyeleti próbatestekkel végzett vizsgálati eredmények alapján történő átmeneti hőmérséklet-eltolódás meghatározásakor a következőket ajánlott követni:



**A VVER-440/213 reaktortartály ridegtöréssel szembeni biztonságának értékelése normál üzem, szilárdsági nyomáspróba, nyomás alatti hőütés (PTS) és nem várt üzemi események esetén**

- a) Az átmeneti hőmérséklet eltolódás mértékét az azonos besugárzottsági állapothoz tartozó Charpy ütőmunka vizsgálati eredményekre illesztett tangens-hiperbolikus görbék eltolódásával határozzák meg.
- b) A sugárzás hatására bekövetkező blokk-, illetve elemspecifikus átmeneti hőmérséklet-eltolódást a tangens-hiperbolikus görbéken a 41 J ütőmunka alapján kijelölt átmeneti hőmérséklet segítségével határozzák meg.
- c) A felügyeleti próbatesteken végzett vizsgálatok eredményei alapján a reaktortartály kritikus elemei becsült valós sugárkárosodási állapotának (átmeneti hőmérséklet-eltolódásának) meghatározása során a következő bizonytalanságokat veszik figyelembe:
  - a tartályfalat és a próbatesteket érő neutronfluxus-számítások bizonytalanságai,
  - a besugárzási hőmérséklet esetleges eltérésekből adódó  $\Delta T_k$  bizonytalansági tartomány,
  - a fluxuseffektus, a spektrális eltérés és a gamma-fűtés hatása (ha ezek hatása az átmeneti hőmérséklet-eltolódásra nem elhanyagolható).

A fenti bizonytalanságokat a felügyeleti próbatesteken végzett vizsgálatok eredményei és a vegyi összetétel alapján becsült átmeneti hőmérséklet görbék összehasonlítása során használják fel.

A reaktortartály övzóna-integritását igazoló törésmechanikai számítások input adataként felhasznált, az adott reaktortartályra jellemző  $T_k$  - fluencia görbék úgy származtathatóak, hogy a felügyeleti próbatest eredményekre legjobban illeszkedő kétparaméteres függvényt függőlegesen felfelé tolják 1  $\sigma$  (alapanyag esetén 10°C, varrat esetén 16°C) bizonytalansági sávval, és ellenőrzik, hogy valamennyi mért  $T_k$  - fluencia érték a görbe alá esik-e. Ha bármelyik mért pont a görbe fölé esik, akkor a görbét legalább eddig a pontig felfelé tolják:

$$T_k = T_{k0} + \Delta T_F + \sigma$$

### 3.3.2. $\Delta T_k$ meghatározása vegyi képlettel:

A sugárzás hatására bekövetkező átmeneti hőmérséklet-eltolódás mértékét a következő összefüggés alapján lehet meghatározni:

$$\Delta T_F = A_F^T (F_n / F_0)^{1/3}$$

ahol:

**A VVER-440/213 reaktortartály ridegtöréssel szembeni biztonságának értékelése normál üzem, szilárdsági nyomáspróba, nyomás alatti hűtés (PTS) és nem várt üzemi események esetén**

$A_F^T$  a ridegedés érzékenységi tényező (adott besugárzási hőmérsékleten),

$F_n$  gyorsneutron-fluencia ( $E > 0,5$  MeV neutron/m<sup>2</sup>)

$F_0$   $10^{22}$  neutron/m<sup>2</sup>

A képlet a  $10^{22} < F_n < 3 \cdot 10^{24}$  neutron/m<sup>2</sup> fluencia tartományban érvényes.

A fluencia változását a reaktortartályfal vastagsága mentén, beleértve a plattírozást is, a változó ridegedettséű zónák meghatározása érdekében lehetőség szerint értékelik.

A ridegedésérzékenységi tényező –  $A_F^{270}$  értéke a varratfémnél (270°C-os besugárzási hőmérséklet feltételezésével) a következő összefüggés alapján határozható meg:

$$A_F = 800(P + 0,07Cu) [^{\circ}C]$$

ahol  $P$  a foszfor,  $Cu$  pedig réztartalom tömeg%-ban kifejezve.

Az alapanyag esetén a tényező értéke:

$$A_F = 18^{\circ}C$$

### 3.3.3. Az átmeneti hőmérséklet megváltozása fáradás és termikus öregedés hatására

A reaktortartály zóna körüli kritikus elemei esetében a fáradás és a termikus öregedés átmeneti hőmérsékletre gyakorolt hatása elhanyagolható.

A reaktortartály csonkzóna-, perem- és a hengeres rész egyéb geometriai méretváltási környezeteinek értékelése során a termikus ridegedés hatása elhanyagolható. A fáradás hatását a következő összefüggéssel határozzák meg:

$$T_k = T_{k0} + \Delta T_N + \sigma$$

ahol:

$\sigma$   $T_{k0}$  szórása, értéke 10°C alapanyag és 16°C varrat esetén.

$\Delta T_N$   $\Delta T_N = 20 \cdot CUF$

$CUF$  a kritikus tartályelem adott elemzési időponthoz tartozó kifáradási tényezője.

### 3.3.4. A mestergörbe-elmélet alkalmazása

A mestergörbe-elméletben szereplő  $T_0$  referencia-hőmérséklet meghatározása során az ASTM E 1921-05 szerint járnak el, 5%-os alsó burkológörbe vá-

**A VVER-440/213 reaktortartály ridegtöréssel szembeni biztonságának értékelése normál üzem, szilárdsági nyomáspróba, nyomás alatti hűtés (PTS) és nem várt üzemi események esetén**

lasztása mellett, valamint a meghatározott  $K_{JC}$  görbét 25mm vastag próbatestekre számítják át.

A vizsgálatok számától függően, a kapott referencia-hőmérsékletet a következő biztonsági sávval látják el:

$$\sigma = \sqrt{\sigma_1^2 + \sigma_2^2}$$

$$\sigma_1 = \frac{\beta}{\sqrt{N}} \text{ [}^\circ\text{C]}, \text{ ahol } \beta=18^\circ\text{C és } N \text{ az értékelt próbatestek száma}$$

$\sigma_2$  értéke alapanyag esetén  $10^\circ\text{C}$ , varrat esetén  $16^\circ\text{C}$

### 3.4. Termohidraulikai elemzés

A termohidraulikai elemzés célja az elemzendő PTS tranziensek kiválasztása és a kiválasztott PTS tranziens lefutások alapján alapadatok képzése a tartályintegritási számításokhoz.

A termohidraulikai számítások a következő időfüggő paramétereket határozzák meg:

- gyűrűkamra-hőmérsékletmező,
- hűtőközeg és tartályfal közötti hőátadási tényezők eloszlása a gyűrűkamrában,
- primer körüli nyomáslefutás.

Azokban az esetekben, amikor a tranziens során hűtőközeg-stagnálás tételezhető fel, kiegészítő keveredési számítások felhasználása indokolt.

#### 3.4.1. A minimálisan figyelembe veendő PTS kezdeti események

A determinisztikus elemzésekhez tartozó PTS tranziensek kiválasztása DBA (Design Basis Accident - Tervezési Üzemzavar) metodikát alkalmazó mérnöki döntésen alapulhat, figyelembe véve a VVER erőművek gyakorlatát.

Az üzemeltető emellett PSA (Probabilistic Safety Assessment - Valószínűségi Biztonsági Elemzés) módszerekkel is megvizsgálja, hogy mely tranziensek azok, amelyek a legjelentősebben járulnak hozzá egy PTS-esemény kialakulásához. A vizsgálandó esetek közül minimálisan azokat elemzi, amelyek bekövetkezési valószínűsége eléri a  $10^{-5}/\text{év}$  értéket.

Az értékelés során figyelembe veszik olyan tényezők hatását, amelyek az üzemeltetői tapasztalat alapján a már folyamatban lévő PTS tranziensek súlyosbodását okozhatják, és az előfordulásuk valószínűsége meghaladja a  $10^{-5}/\text{év}$

**A VVER-440/213 reaktortartály ridegtöréssel szembeni biztonságának értékelése normál üzem, szilárdsági nyomáspróba, nyomás alatti hőütés (PTS) és nem várt üzemi események esetén**

---

<sup>5</sup>/év értéket. Pl. nem a tranziens következményeként fellépő hibák, külső energiaellátás elvesztése.

Az üzemeltető a PTS tranziensek kiválasztása során a következő tényezőket veszi figyelembe:

- a) az elért gyűrűkamra-hőmérsékletet,
- b) a hőmérséklet-csökkenési sebességet,
- c) a reaktortartályfal-hűtés esetleges egyenlőtlenségeit,
- d) a primer köri nyomás szintjét.

A minimálisan figyelembe veendő PTS kezdeti események listája a következő:

- a) hűtőközvesztéssel jellemzett események,
- b) TK biztonsági, illetve lefúvató szelep fennakadása, majd későbbi záródása,
- c) gőzfejlesztő kollektorfedél felnyílása, későbbi izolálással,
- d) gőzfejlesztő hőátadócsövek egyedi és csoportos törése (max. 100 cm<sup>2</sup> összkeresztmetszettel),
- e) nagy szekunder körű folyások, pl.;
  - csővezetéktörés,
  - gőzfejlesztőkollektor-törés,
  - tápvízvezeték-törés.
- f) szándékolatlan nagynyomású befecskendezés, vagy pótvíz-betáplálási események,
- g) téves operátori beavatkozás következtében kialakuló események abban az esetben, ha az eredeti esemény és a téves beavatkozás együttes valószínűsége meghaladja a 10<sup>-5</sup>/év értéket.

### 3.4.2. A termohidraulikai számításokhoz tartozó rendszer-információk

Az értékelés során az üzemzavari hűtővízrendszerek maximális hűtési hatékonyságát veszik figyelembe. (Maximális beépített teljesítmény és a feltételezhető legalacsonyabb hűtővíz-hőmérséklet.)

**A VVER-440/213 reaktortartály ridegtöréssel szembeni biztonságának értékelése normál üzem, szilárdsági nyomáspróba, nyomás alatti hőűtés (PTS) és nem várt üzemi események esetén**

---

### 3.4.3. Üzemi feltételek

Az értékelés során az aktív zóna remanenshő-termelésének, az adott PTS-esemény kiindulásához tartozó kezdeti reaktorteljesítménynek megfelelő minimális értékét veszik figyelembe (átrakás utáni zónakonfiguráció).

### 3.4.4. Termohidraulikai feltételek

Az értékelés során a reaktortartály lehűtési folyamatát a primer kör paraméterek stabilizációjáig számítják (ez a legtöbb esetben azt jelenti, hogy a primer kör hőmérséklet eléri az üzemzavari hűtővíztartályokban tárolt közeg hőmérsékletét).

Amíg a természetes cirkuláció fenntartható a primer kör egyenletes lehűtése feltételezhető.

Ha a számítások szerint előfordulhat a rendszerben stagnáló áramlás, akkor a gyűrűkamrában inhomogén hőmérséklet- és hőátadási tényező eloszlással számolnak.

A kompenzálható és izolálható hűtőközeg-vesztéses esetekben vagy szekunder kör eseményláncnál külön elemzést végeznek az esetlegesen kialakuló primer kör magas nyomáshoz tartozó tranziens lefutására, ha annak bekövetkezési valószínűsége meghaladja a  $10^{-5}$ /év értéket.

## 3.5. Reaktortartály törésmechanikai analízise

A reaktortartály törésmechanikai elemzésének célja a feltételezett repedésekhez tartozó feszültségintenzitási tényezők ( $K_I$ ) meghatározása, az adott üzemállapotot jellemző terhelések, terhelésváltozások (ezek forrása PTS analízis esetén a tranziens termohidraulikai számítások) során kialakuló terhelések figyelembevételével.

### 3.5.1. Szilárdsági elemzések anyagjellemzői

A következő tartáylelemek anyagtulajdonságait – a vegyi összetételét és a mechanikai tulajdonságait is beleértve – veszik figyelembe az elemzésnél:

- az övzóna alapanyaga,
- az övzóna plattírozása,
- az övzónához legközelebb eső varrat anyaga (5/6-os varrat),
- a hőhatásövezet anyaga.

A tartálykonstrukció geometriai adottságai (plattírozás, varrat, zóna elhelyezkedése stb.).

**A VVER-440/213 reaktortartály ridegtöréssel szembeni biztonságának értékelése normál üzem, szilárdsági nyomáspróba, nyomás alatti hőütés (PTS) és nem várt üzemi események esetén**

---

A tartály törésmechanikai jellemzőit esetlegesen befolyásoló gyártóművi adatok.

A szilárdsági elemzés során a következő anyagjellemzőket veszik figyelembe:

- a) A vizsgált elemek megalapozott, a hatóság által elfogadott, a tartály valószínű állapotát jellemző (alapanyag, varrat, plattírozás) hőfizikai és rugalmassági jellemzői ( $\lambda$  - hővezetési tényező,  $\alpha$  - hőátadási tényező,  $C_p$  - állandó nyomáson mért fajhő,  $\rho$  - sűrűség,  $E$  - rugalmassági modulusz,  $\nu$  - Poisson szám).
- b) A szilárdsági anyagjellemzők ( $R_{p0,2}$  - egyezményes folyáshatár,  $T_k$  - átmeneti hőmérséklet (vagy  $T_0$  referencia-hőmérséklet) a vizsgált kritikus tartályelemek eltelt üzemidejének (fluencia, időtartam, terhelési ciklusok száma stb.) és egyedi tulajdonságainak figyelembevételével.

A szilárdsági elemzés során figyelembe veszik a plattírozás hatását.

### 3.5.2. A tartályfal hőmérséklet- és feszültségeloszlásának számítása

A feszültség számításnál numerikus és analitikus módszerek is használhatók. A vizsgált elemek hőmérséklet- és feszültségeloszlását az adott üzemi állapotnak megfelelően (tranzien esetben az idő függvényében) határozzák meg. A feszültség számítás során az anyagjellemzők esetén az üzemeltetés során végbement öregedési folyamatok (neutronfluencia, hőmérséklet, fázisátalakító igénybevétel) hatása, valamint az anyagjellemzők hőmérsékletfüggése figyelembe veendő.

### 3.5.3. Normál üzemeltetés, szilárdsági nyomáspróba

A feszültségeloszlás meghatározása az elsődleges (pl.: belső nyomás és egyéb külső mechanikai terhelések) és másodlagos (pl.: fal menti hőmérséklet-eloszlás) feszültségeket okozó terhelések alapján történik.

A plattírozás eltérő hőtágulási együtthatójából származó feszültségeket, valamint a körvarratok maradó feszültségét nem szükséges figyelembe venni.

### 3.5.4. Nyomás alatti hőütés, nem várt üzemi események

Az összes PTS-eseményhez kapcsolódóan meghatározzák a reaktortartály kritikus elemei hőmérséklet- és feszültségeloszlását.

A feszültségeloszlás meghatározása a belső nyomás, a hőmérséklet-eloszlás és a maradó feszültségek alapján történik. Az első hidraulikai nyomáspróba

**A VVER-440/213 reaktortartály ridegtöréssel szembeni biztonságának értékelése normál üzem, szilárdsági nyomáspróba, nyomás alatti hűtés (PTS) és nem várt üzemi események esetén**

---

kedvező hatása is figyelembe vehető a maradó feszültségek meghatározásánál.

A feszültségszámítások során hőmérsékletfüggő anyagtulajdonságokkal veszik figyelembe az alapanyagot, a varratot és a plattírozást.

Az anyagtulajdonságok neutronsugárzás hatására bekövetkező változását a feszültségeloszlás számításánál figyelembe lehet venni.

A plattírozás és az alapanyag egyensúlyát kifejező  $T_0$  hőmérséklet felvétele az üzemi hőmérsékleten (267°C) történik.

A körvarratok maradó feszültségének figyelembevételére a következő összefüggés szolgál:

$$\sigma_R = 60 \cdot \cos\left(\frac{2\pi x}{s}\right)$$

ahol

$x$ : a varrat vastagság irányában vett koordináta,

$x=0$  a plattírozás és az alapanyag határán,

$s$ : a varrat vastagsága.

A plattírozás eltérő hőtágulási együtthatójából származó és a varratban ébredő maradó feszültségek felvehetőek egy, a tartályfalra jellemző (nem egyenletes) feszültségmentes hőmérséklet-eloszlással, amelynek eredője ezek fent meghatározott értéke. Amennyiben ez a hatóság által elfogadott mérésekkel vagy számításokkal alátámasztható, más feszültségmentes hőmérséklet-eloszlás is alkalmazható.

### 3.5.5. Posztulálandó hibák

A következőkben adott környezet minősített roncsolásmentes anyagvizsgálatán olyan, a teljes környezetre kiterjedő rendszeresen elvégzett vizsgálatokat értünk, amelyek a hatóság által elismerten minősítettek, a talált folytonossági hiányokat az ASME BPVC XI IWA-3000 szerint kiértékelik, és az ott megengedett hibaméret feletti repedéseket részletes egyedi számításnak vetik alá az ASME BPVC XI IWB-3600 alapján, az ott alkalmazott biztonsági tényezőket figyelembe véve.

### 3.5.6. Normál üzemeltetés, szilárdsági nyomáspróba

A reaktortartály kritikus elemeiben posztulált repedésként  $a/c = 1/3$  formátényezőjű, félelliptikus, felületre kifutó repedéseket tételeznek fel, amelyek mélysége a tartályfal teljes vastagságának 1/4-e.

**A VVER-440/213 reaktortartály ridegtöréssel szembeni biztonságának értékelése normál üzem, szilárdsági nyomáspróba, nyomás alatti hőűtés (PTS) és nem várt üzemi események esetén**

---

A posztulált repedések az alapanyagban merőlegesek a főfeszültség irányára, a körvarratokban kerületi irányúak.

Amennyiben az adott környezet rendelkezik minősített roncsolásmentes anyagvizsgálattal, az 1/4 falvastagságnál kisebb maximális mélységgel jellemzett repedés is posztulálható, amelynek minimális mélysége, az adott környezetben talált legnagyobb mélységű repedés 2,5-szerese, de legalább  $a=23$  mm.

**3.5.7. Nyomás alatti hőűtés, nem várt üzemi események**

A plattírozás integritása abban az esetben igazolt, ha az adott környezet rendelkezik minősített roncsolásmentes anyagvizsgálattal, továbbá:

- a plattírozásban lévő legnagyobb mélységű folytonossági hiány mélysége, a plattírozás falvastagságának legfeljebb fele, továbbá
- bármely két 3mm-nél nagyobb mélységű repedés távolsága nagyobb, mint a plattírozás vastagságának négyszerese, valamint
- a plattírozás tapadása tökéletes.

A reaktortartály kritikus elemeiben posztulált repedésként  $a/c = 1/3$  formátényezőjű, felületre kifutó és beágyazott félelliptikus, valamint beágyazott elliptikus repedéssort tételeznek fel.

Amennyiben az adott környezetben a plattírozás integritása igazolt, PTS tranziensek esetén elegendő a plattírozás belső felületéről induló beágyazott félelliptikus, valamint beágyazott elliptikus repedések posztulálása.

A posztulált repedések az alapanyagban merőlegesek a főfeszültség irányára, a körvarratokban kerületi irányúak.

A repedésmélységek felvétele olyan, hogy a kapott eredmények általánosíthatók legyenek a teljes folytonos mérettartományra ( $a_{\min} \dots a_{\max}$ ):

- $a_{\max}/t=1/4$ , amely rendszeresen elvégzett minősített roncsolásmentes anyagvizsgálat mellett csökkenthető:

$a_{\max}$  minimális értéke, amennyiben az adott környezet rendelkezik, minősített roncsolásmentes vizsgálatokkal, az adott környezetben (IWA-3000 szerinti kiértékelés alapján) talált és részletes egyedi számítással nem rendelkező legnagyobb mélységű repedés falvastagságra merőleges féltengelyének kétszerese, de legalább  $a=4$  mm + plattírozás vastagsága.

- $a_{\min}$  értéke felületi repedések esetén a plattírozás vastagsága +1 mm, beágyazott repedések esetén 1 mm



**A VVER-440/213 reaktortartály ridegtöréssel szembeni biztonságának értékelése normál üzem, szilárdsági nyomáspróba, nyomás alatti hűtés (PTS) és nem várt üzemi események esetén**

$a_{\min}$  értéke megegyezhet a minősített üzem közbeni anyagvizsgálat analízálási hibahatárához tartozó mélységgel, amennyiben a plattírozás integritását az adott tranziens üzemállapot alatt igazolják.

### 3.5.8. Törési szívósság

A reaktortartály kritikus elemeinek törési szívósságát, az adott kritikus elem  $T_k$  hőmérsékletéhez történő illesztéssel határozzák meg a következő összefüggéssel:

$$K_{IC} = \min \{ 26 + 36 \exp[0,02(T - (T_k + T_z))] , 200 \} \text{ MPa}\sqrt{m}$$

A  $T_z$  zóna kritikussági biztonsági sáv értéke:

- Normál üzemi átmeneti állapotok során, ha a zóna kritikus,  $T_z=30^\circ\text{C}$
- Nyomáspróba, nyomás alatti hűtés, nem várt üzemi események során, valamint és minden egyéb esetben, amikor a zóna nem kritikus:  $T_z=0^\circ\text{C}$

Az öregedés törési szívósságra gyakorolt hatását az átmeneti hőmérséklet eltolódásával határozzák meg.

A  $T_k$  eltolódásnál figyelembe veszik a sugárzás, a termikus öregedés és a fáradás hatását.

A vizsgált zóna körüli tartáyelemeket jellemző vegyi összetételt (alapanyag, varrat) a gyártóművi és paksi mérési eredmények megfelelő konzervativizmussal kezelt értékei alapján veszik fel.

Repedésmegállítási elméletek alkalmazása esetén a repedésmegállítási törési szívósság értékét a következő összefüggéssel veszik figyelembe:

$$K_{Ia} = \min \{ 26 + 36 \exp[0,02(T - T_k - 60)] , 200 \} \text{ MPa}\sqrt{m}$$

### 3.5.9. A mestergörbe-elmélet alkalmazása normál üzemeltetés és szilárdsági nyomáspróba esetén

A mestergörbe-elmélet alkalmazásakor a fenti törési szívóssági görbe a következővel helyettesítendő:

$$K_{JC} = \min \{ 25,2 + 36,6 \exp[0,019(T - (T_0 + T_z))] , 200 \} \text{ MPa}\sqrt{m}$$

A mestergörbe-elmélet alkalmazása nyomás alatti hűtés és nem várt üzemi események esetén

A mestergörbe-elmélet alkalmazásakor a fenti törési szívóssági görbe a következővel helyettesítendő:

$$K_{JC} = \min \{ 25,2 + 36,6 \exp[0,019(T - T_0)] , 200 \} \text{ MPa}\sqrt{m}$$

**A VVER-440/213 reaktortartály ridegtöréssel szembeni biztonságának értékelése normál üzem, szilárdsági nyomáspróba, nyomás alatti hőütés (PTS) és nem várt üzemi események esetén**

A repedésmegállítási törési szívóssági görbe pedig a következő:

$$K_{Ia} = \min \{ 25,2 + 36,6 \exp[0,019(T - (T_0 + 60))] , 200 \} \text{ MPa}\sqrt{m}$$

A fenti összefüggések B=25mm nagyságú repedésfrontra érvényesek, ettől eltérő posztulált repedések esetében méretkorrekció alkalmazása szükséges, a következő összefüggés alapján:

$$K_B = K_{\min} + (K_{25} - K_{\min}) \left( \frac{B_{25}}{B} \right)^{\frac{1}{4}}$$

ahol

$K_B$  a  $K_{Jc}$ , vagy a  $K_{Ia}$  korrigált értéke, a B repedésfront hosszúságra

$K_{25}$  a  $K_{Jc}$ , vagy a  $K_{Ia}$  fenti összefüggésekből meghatározott értéke

$B$  a repedésfront hosszúsága ( $B=2c$ , de  $B$  értéke legfeljebb a falvastagsággal egyezhet meg)

$B_{25}$  =25mm

$K_{\min}$  =20 MPa $\sqrt{m}$

A fenti összefüggés alapján kapott törési szívósság értékekre továbbra is igaz a 200 MPa $\sqrt{m}$  nagyságú felső korlát.

### 3.5.10. Törésmechanikai elemzések

A  $K_I$  feszültségintenzitási tényező értékének kiszámítása a posztulált repedés alapanyagban fekvő repedésfrontján történik. A repedésfront reprezentálható két jellegzetes pontjával, a repedés csúcsánál, valamint a plattírozás és az alapanyag érintkezésénél lévő interfész pontban. Az értékelés a posztulált repedés síkjában lévő normálfeszültségek alapján történik, figyelembe véve az adott üzemállapotot jellemző terhelést. A kapott  $K_I$  értéket hasonlítják össze az alábbi kritérium alapján, a  $K_{Ic}$  törési szívósságnak a vizsgált pontban az adott hőmérsékletnek megfelelő megengedhető értékével.

A tartály ridegtörését vizsgáló törésmechanikai elemzést a tartáylelemek statikus törési szívósságának alapul vételével végzik el.

A PTS- és a nem várt üzemi események elemzése során, a bonyolult feszültségállapottal jellemzett terhelés esetén (rugalmas - képlékeny tartomány), illetve amikor az egyszerűsített számítások túl konzervatív eredményekhez vezetnek, végelelemes hálóba ágyazott repedésmodellen elvégzett összetett törésmechanikai számítás ajánlott. Az összetett és az egyszerűsített

**A VVER-440/213 reaktortartály ridegtöréssel szembeni biztonságának értékelése normál üzem, szilárdsági nyomáspróba, nyomás alatti hőütés (PTS) és nem várt üzemi események esetén**

---

számítások kombinációja is alkalmazható, ekkor az egyszerűsített számítások több konzervativizmust tartalmaznak, mint az összetett módszer. Ebben az esetben az összetett modellek validálása, az egyszerűsített feltételek mellett, az egyszerűsített modellel is megtörténik.

### **3.6. A számítási eredmények dokumentálása**

Az egyes PTS tranziensekre vonatkozó számítási eredményeket táblázatos formában és ábrákon is megadják, ahol a következő jellemzőket jelenítik meg:

- a) a primer környomás az idő függvényében,
- b) a reaktortartály belépő csonkon érkező hűtővíz hőmérséklete az idő függvényében,
- c) a hűtőközeg hőmérséklet-eloszlása a pozíció és az idő függvényében a gyűrűkamrában,
- d) a hűtőközeg és a fal közötti hőátadási tényező értéke az idő függvényében,
- e) a reaktortartály falvastagság menti feszültségmező az 5/6-os varratban és a hosszú övnél az idő függvényében,
- f) a posztulált repedéshez tartozó paraméterek,
- g) a posztulált repédéssorozathoz tartozó feszültségintenzitási tényezők értéke (repedéscsúcsnál) az idő és a hozzátartozó falhőmérséklet függvényében.

A megfelelő biztonsági tartalékok meghatározása érdekében még a következő jellemzők megadása szükséges:

- a) a neutronfluencia üzemidőtől függő értékei a vizsgált tartáyelemek környezetében,
- b) az elemek kritikus átmeneti hőmérsékletének üzemidőtől függő értékei,
- c) a törési szívósság hőmérséklet-eloszlástól függő értékei.

A számítások ellenőrizhetősége érdekében, minden vizsgált tranziensre következő adatokat is megadják:

- a) Minden repedés, minden pontjára a kritikus időpont, WPS alkalmazásakor a felhasznált lokális maximumpont időpontja.
- b) A kritikus időpontokban, az integritási kritérium teljesítéséhez használt feszültségintenzitási tényező, valamint repedéscsúcs-hőmérsékletértékek.

**A VVER-440/213 reaktortartály ridegtöréssel szembeni biztonságának értékelése normál üzem, szilárdsági nyomáspróba, nyomás alatti hőűtés (PTS) és nem várt üzemi események esetén**

---

c) A kritikus repedésméret és a vizsgált pont.

A fentiek mellett az alábbi paramétereket, illetve eredményeket is dokumentálják:

a) A posztulált repedéshez tartozó paraméterek.

b) A posztulált repedéssorozathoz tartozó feszültségintenzitási tényezők értéke (repedéscsúcsnál és az interfész ponton, az idő és a hozzátartozó falhőmérséklet függvényében.

c) A neutronfluencia üzemidőtől függő értékei a vizsgált tartályelem környezetében.

d) Az elemek átmeneti hőmérsékletének üzemidőtől függő értékei.

### **3.7. Számítógépes kódok használata az elemzés során**

A neutronfluencia, termohidraulikai, szilárdsági és törésmechanikai számítások során alkalmazott kódokkal kapcsolatban:

a) A kódokkal elvégzett elemzések független értékelhetőségének biztosítása érdekében a kódok részletes dokumentációját elkészítik.

b) A kódokban használt modelleket, azok érvényességi tartományát, az adott felhasználás módját ismertetik.

c) A helyi fluxuselozlási viszonyokat a fluencia-számításnál figyelembe veszik, mert a VVER-440 szabályozó rudak üzemanyag- és abszorber elemeket is tartalmaznak, és bármilyen pozícióváltásuk jelentős neutronforráseloszlás-átrendeződést eredményezhet a kampány során.

d) A reaktortartály felügyeleti pozícióban, a tartályfal és a védelem közötti üregben, ill. retrospektív dozimetria alkalmazása esetében a tartályfal belsejénél a számítás és a mérés egyezésének minősítése céljából olyan statisztikus próbát végeznek, ahol az összes számított és mért adatot egyszerre vizsgálják, és melynek során 5 %-os valószínűségű elsőfajú hibát alkalmaznak.

e) A fluencia-számítási metodika ellenőrzéséhez és minősítéséhez lehetőség szerint „benchmark” tesztelést és nemzetközi összehasonlítást végeznek. A számításoknál használt kódok megbízhatóságát és a felhasználók gyakorlottságát nemzetközi „benchmark” alapján igazolják és dokumentálják.

f) A számítások során alkalmazott kódok eredményeinek hitelességét a kódok validációs számítási eredményeivel támasztják alá.

**A VVER-440/213 reaktortartály ridegtöréssel szembeni biztonságának értékelése normál üzem, szilárdsági nyomáspróba, nyomás alatti hőűtés (PTS) és nem várt üzemi események esetén**

---

- g) A PTS-elemzésekhez elsősorban az abszolút fluencia-számítások eredményeit használják, ha szükséges a rendelkezésre álló mért értékeket extrapolálhatják,
- h) A VEM-hálóba ágyazott repedésekre - az alkalmazott módszer validálása mellett, a fentiekén kívül -, egyszerűsített esetekre analitikus eredményekkel is elvégzik az ellenőrző számításokat.

### **3.8. További figyelembe veendő szempontok**

Az elemzésekhez tartozó kiinduló adatok, peremfeltételek, kódok és felhasználók kiválasztása döntően befolyásolja az eredmények minőségét, megbízhatóságát, ezért a folyamat során megfelelő minőségbiztosítási eljárás érvényesítését és dokumentálását biztosítják.

Az elemzés során felhasznált elsődleges bemenő adatok forrását egyértelműen rögzítik. A bemenő adatok elemzési alapadattá történő átszámítását és az elemzésekhez tartozó magyarázatokat úgy dokumentálják, hogy azt egy műszakilag hozzáértő független szakértő ellenőrizni és szüksége esetén reprodukálni tudja.

Az elemzési eredményeket, az elemzési folyamatot lehetőség szerint az elemzést készítőktől független ellenőrzésnek vetik alá. Az ellenőrzés során a következő módszerek használata ajánlott:

- a) az elemzési folyamat független felülvizsgálata és ellenőrzése,
- b) az eredmények összehasonlítása más módszerekkel (egyszerűsített számítások, alternatív számítási módszer) kapott értékekkel.

A független felülvizsgálathoz tartozó eredményeket, megállapításokat, az esetleges kifogásokat dokumentálják.