



**N3a.50. sz. útmutató**

# **Új reaktortartályok állapotfelügyelete**

Verzió száma:

**1.**

**2021. szeptember**

Kiadta:

---

az OAH főigazgatója  
Budapest, 2021

A kiadvány beszerezhető:  
Országos Atomenergia Hivatal  
Budapest

## FŐIGAZGATÓI ELŐSZÓ

Az Országos Atomenergia Hivatal (a továbbiakban: OAH) az atomenergia békés célú alkalmazása területén működő, önálló feladat- és hatáskörrel rendelkező országos illetékességű központi kormányzati igazgatási szerv, kormányzati főhivatal. Az OAH-t a Magyar Köztársaság Kormánya 1990-ben alapította.

Az OAH jogszabályban meghatározott közfeladata, hogy az atomenergia alkalmazásában érdekelt szervektől függetlenül ellássa és összehangolja az atomenergia békés célú, biztonságos és védett alkalmazásával, így a nukleáris és radioaktív hulladék-tároló létesítmények, nukleáris és más radioaktív anyagok biztonságával, nukleárisveszélyhelyzet-kezeléssel, nukleáris védelemmel 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.

Az atomenergia alkalmazása hatósági felügyeletének alapvető célkitűzése, hogy az atomenergia békés célú felhasználása semmilyen módon ne okozhasson kárt a személyekben és a környezetben, de a hatóság az indokoltnál nagyobb mértékben ne korlátozza a kockázatokkal járó létesítmények üzemeltetését, illetve tevékenységek folytatását. Az alapvető biztonsági célkitűzés minden létesítményre és tevékenységre, továbbá egy létesítmény vagy sugárforrás élettartamának minden szakaszára érvényes, beleértve létesítmény esetében a tervezést, a telephely-kiválasztást, a létesítést, az üzembe helyezést és az üzemeltetést, valamint a leszerelést, az üzemem kívül helyezést és a bezárást, radioaktív hulladék-tárolók esetén a lezárást követő időszakot, radioaktív anyagok alkalmazása esetén a szóban forgó tevékenységekhez kapcsolódó szállítást és a radioaktív hulladék kezelését, míg ionizáló sugárzást kibocsátó berendezések esetén azok üzemeltetését és karbantartását.

Az OAH a jogszabályi követelmények teljesítésének módját az atomenergia alkalmazóival egyeztetett módon, világos és egyértelmű ajánlásokat tartalmazó útmutatókban fejt ki, azokat az érintettekhez eljuttatja és a társadalom minden tagja számára hozzáférhetővé teszi. Az atomenergia alkalmazásához kapcsolódó nukleáris biztonsági, védelemmel és non-proliférációs követelmények teljesítésének módjára vonatkozó útmutatókat az OAH főigazgatója adja ki.

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.

## 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 (a továbbiakban: NBSZ) 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 törvényben 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 az OAH a nukleáris létesítmény nukleáris biztonsága érdekében határozatban állapíthat meg.

Az NBSZ-ben foglalt követelmények teljesítésére az OAH ajánlásokat fogalmazhat meg, amelyeket útmutatók formájában ad ki. Az útmutatókat az OAH a honlapján közzéteszi. Jelen útmutató az engedélyesek önkéntes alávetésével érvényesül, nem tartalmaz általánosan kötelező érvényű normákat. Az útmutató nem tekinthető hivatalos jogértelmezésnek. A jogértelmezés a jogalkalmazó mindenkori feladata és felelőssége, ezért a jelen útmutatóban leírtak kizárólag szakmai álláspontnak tekinthetők, nem használhatók fel jogértelmezésként peres vagy közigazgatási eljárás során.

A Rendelet 3. § (4) bekezdése alapján, ha a kérelmező a nukleáris biztonsággal összefüggő engedély iránti kérelmét az útmutatókban foglaltak szerint terjeszti elő, továbbá, ha az engedélyes a nukleáris biztonsággal összefüggő tevékenységét az útmutatókban foglaltak szerint végzi, akkor az OAH 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 az OAH az alkalmazott módszer helyességét, megfelelőségét és teljeskörűségét részleteiben vizsgálja, ami hosszabb ügyintézési idővel, külső szakértő igénybevételével és további költségekkel járhat.

Ha az engedélyes által választott módszer eltér az útmutató által ajánlottól, akkor az eltérés indokolása mellett igazolni kell, hogy a választott módszer legalább ugyanazt a biztonsági szintet biztosítja, mint az útmutatóban ajánlott.

Az útmutatók felülvizsgálata az OAH által meghatározott időszakonként, vagy az engedélyesek javaslatára soron kívül történik.

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

---

## TARTALOMJEGYZÉK

<b>1. BEVEZETÉS</b>	<b>7</b>
<b>1.1. Az útmutató tárgya és célja</b>	<b>7</b>
<b>1.2. Vonatkozó jogszabályok és előírások</b>	<b>7</b>
<b>1.3. Kapcsolódó útmutatók</b>	<b>9</b>
<b>2. MEGHATÁROZÁSOK ÉS RÖVIDÍTÉSEK</b>	<b>10</b>
<b>2.1. Meghatározások</b>	<b>10</b>
<b>2.2. 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. Reaktortartály állapotfelügyelet a tervezési fázisban</b>	<b>12</b>
3.2.1. Anyagkiválasztás	12
3.2.2. Általános előírások	13
3.2.3. Próbatestek besugárzása	13
3.2.4. Állapotfelügyeleti program kidolgozása	14
<b>3.3. Reaktortartály állapotfelügyelet a létesítési fázisban</b>	<b>14</b>
3.3.1. Általános előírások	14
3.3.2. A próbadarabok előírásai	15
<b>3.4. Reaktortartály állapotfelügyelet az üzemelési fázisban</b>	<b>15</b>
3.4.1. Általános előírások	15
3.4.2. Blokkspecifikus felügyeleti próbatestekkel végzett RPV vizsgálati program	16
<b>3.5. Alternatív módszer alkalmazása</b>	<b>19</b>
<b>3.6. Kritikus elemek átmeneti hőmérsékletének meghatározása</b>	<b>19</b>
3.6.1. Az üzemeltetést megelőző állapothoz tartozó átmeneti hőmérséklet	20
3.6.2. Neutron-fluencia meghatározása	20
3.6.3. Az üzemelés hatására bekövetkező átmeneti hőmérséklet eltolódás	21

## 1. BEVEZETÉS

### 1.1. Az útmutató tárgya és célja

Az útmutató ajánlásokat tartalmaz az NBSZ 3a. kötetének 3. és 4. és az NBSZ 9. kötetének 9.4 fejezeteiben rögzített előírások teljesítésére.

Az útmutató célja, hogy az új reaktortartályok állapotfelügyeletéhez ajánlásokat adva segítse a tervezési, létesítési és üzemeltetési fázisban az új reaktortartályok biztonságának értékeléséhez kapcsolódó vizsgálatokat, továbbá egyértelművé tegye a hatósági elvárásokat az érvényes előírásokban meghatározott nukleáris biztonsági kritériumok teljesülését, az alkalmazott műszaki megoldásoknak megfelelően a nukleáris biztonság szempontjából. Az útmutató a hatósági elvárások teljesítéséhez nyújt segítséget a tervezési, létesítési és az üzemeltetési fázisban.

### 1.2. Vonatkozó jogszabályok és előírások

A nukleáris biztonsági követelmények jogszabályi hátterét az Atv. és a Rendelet biztosítja.

A reaktortartály biztonságának értékeléséhez a Rendelet mellékleteit képező NBSZ 3a. és 9. köteteit (Új atomerőművi blokkok tervezési követelményei és Új nukleáris létesítmény tervezési és létesítési időszakára vonatkozó követelmények) veszik figyelembe.

A 3a. kötet 3a.2. (Általános tervezési követelmények), a 3a.3.3. (Nyomástartó berendezések és csővezetékek tervezése) és a 3a.4.1. (Az atomreaktor és az aktív zóna tervezése) alcímek előírásai vonatkoznak közvetlenül a nyomástartó berendezések szilárdsági elemzésére, amelybe a reaktor biztonságának értékelése is tartozik.

Ezen túlmenően a 9. kötet 9.3. és 9.4. alcímek (A tervezés minőségirányítási rendszerének követelményei és a Gyártási követelmények) előírásai tartalmaznak olyan előírásokat, amelyek jelen útmutató témájára vonatkoznak.

A reaktortartály állapotfelügyeletéhez közvetlenül, illetve a számításokhoz szolgáltatott jellemzőkkel közvetett módon kapcsolódnak az alábbi pontok:

#### *3a.2. Általános tervezési követelmények*

*3a.2.2.7200. Legalább az alábbi eseményeket tervezési megoldásokkal vagy preventív baleset-kezelési képességek kialakításával gyakorlatilag ki kell zárni, azaz bizonyítani kell, hogy bekövetkezésük fizikailag lehetetlen, vagy a bekövetkezési gyakorisága nagy biztonsággal kisebb, mint  $10^{-7}$ /év:*

*a) reaktortartály törése,*

## Új reaktortartályok állapotfelügyelete

---

*3a.2.4.1000. A reaktortartály ridegtöréssel szembeni integritását olyan módon kell biztosítani, hogy a tartály kritikus elemeiben a feszültségintenzitási tényező sehol sem haladhatja meg a kialakult hőmérsékletéhez tartozó törési szívósságot - azaz a szerkezetben levő anyagfolytonossági hiányok nem terjedhetnek a TA1-4 és TAK1 üzemállapotot eredményező események során.*

*3a.3.2.1300. A tervezés során az élettartamot korlátozó degradációs folyamatok elemzésével bizonyítani kell, hogy:*

...

*b) a kritikus szerkezetekben a törésmechanika követelmények is teljesülnek.*

*3a.3.2.4700. Azonosítani kell az öregedési folyamatokat, azok jellemzőit minden biztonsági osztályba sorolt rendszerelem esetében, és meg kell adni az üzemeltetés során végrehajtandó öregedéskezelési program, és rendszer kidolgozásához szükséges adatokat és módszereket. A tervező által meghatározott öregedéskezelési rendszernek összhangban kell lenni a karbantartási programokkal, a vizsgálatok minősítésével és a rendszerelemek környezetállósági minősítésével, valamint a minősített állapot fenntartását szolgáló programokkal.*

*3a.3.2.4800. A nukleáris biztonság szempontjából fontos rendszerek, rendszerelemek tervezésekor vizsgálni kell a várható öregedési folyamatokat és azok hatásait. Igazolni kell – a „0” állapot és az öregedési folyamatok lehetséges bizonytalanságainak figyelembevételével -, hogy az alkalmazott szerkezeti anyagok öregedési folyamatai a tervezett élettartam során nem gátolják a rendszereket, rendszerelemeket biztonsági funkcióik teljesítésében.*

*3a.3.2.4900. A nukleáris biztonság szempontjából fontos rendszerek, rendszerelemek tervezésekor a választott szerkezeti anyagok tulajdonságainak az öregedési folyamatok következtében bekövetkező változását értékelni kell. Meg kell határozni a rendszerek, rendszerelemek megengedett élettartamát, integrált üzemidejét, valamint az üzemi, üzemzavari, karbantartási és próba igénybevételek ciklusszámát.*

*3a.3.2.5000. A nukleáris biztonság szempontjából fontos rendszerekre, rendszerelemekre a tervezés során egyértelmű működési mutatókat, kritériumokat kell meghatározni, az öregedési folyamataik, üzemben tarthatósági feltételeik és maradék élettartamuk meghatározásához.*

*3a.3.2.5100. A nukleáris biztonság szempontjából fontos rendszerekre, rendszerelemekre ki kell dolgozni az öregedéskezelés előírásait. Az előírásoknak ki kell terjedniük:*

*a) a nukleáris biztonság szempontjából fontos rendszerek, rendszerelemek öregedési helyeinek és az azokon várható öregedési folyamatok azonosítására,*

*b) az öregedési folyamatok várható előrehaladásának becslésére,*

*c) az öregedési folyamatok kezeléséhez szükséges karbantartási, felügyeleti, próba- és monitorozási tevékenységre, valamint*

*d) az öregedési és állapotromlási folyamatok lassítására, kedvezőtlen hatásainak csökkentésére szolgáló intézkedések meghatározására.*



## Új reaktortartályok állapotfelügyelete

---

*3a.3.2.5200. A primer kör nyomástartó berendezéseinek és csővezetékeinek azon részeire, amelyek nagy neutronsugárzásnak vagy más öregedési folyamatnak vannak kitéve, az alkalmazott anyagokban végbemenő öregedési folyamatok ellenőrzése érdekében felügyeleti programot kell kidolgozni és végrehajtani.*

*3a.3.3.0500. Igazolni kell, hogy a B1 és B2 szintek szerinti fizikai gát funkciót teljesítő, ABOS 1. és 2. biztonsági osztályba sorolt rendszerelemek anyaga a terhelésnek megfelelő szívóssággal rendelkezik. Az anyagban - a TA1-4 és TAK1 üzemállapotokban - új repedések nem keletkezhetnek. Igazolni kell, hogy az anyagban már meglévő repedések az instabil repedésterjedéssel szemben megfelelő ellenállással rendelkeznek, ezáltal biztosított, hogy a betervezett rendszeres vizsgálatok a hibákat időben feltárják.*

*3a.4.1.0100. Az aktív zóna szerkezetének, az atomreaktor belső elemeinek tervezésekor figyelembe kell venni az összes lehetséges őket érő hatást. Különösen a besugárzás, a kémiai és fizikai folyamatok, a statikus és dinamikus mechanikai terhelések, a hőmérséklet okozta deformációk és feszültségek, és a gyártási túrérek, valamint az élettartam során létrejövő változások figyelembevételével kell igazolni a biztonságos üzemképességet.*

*9.4.7.0500. Az átvételi ellenőrzések tervezésénél figyelembe kell venni az üzemeltetés során szükséges időszakos vizsgálati eredményekkel való összevethetőség szempontjait.*

Az általános öregedéskezelési ajánlásokat a hatóság 3a.13 számú: „Új atomerőmű öregedés- és élettartam-kezelés tervezése” címen adta ki. A jelen útmutató (reaktortartály állapotfelügyelet) kapcsolódik, illetve bizonyos területen része az erőmű öregedéskezelési programjának. Az N3a.18 jelű „Új reaktortartályok és primerkörü berendezések ridegtöréssel szembeni biztonságának értékelése” című útmutató közvetett módon kapcsolódik az erőmű öregedéskezelési programjához.

---

## 1.3. Kapcsolódó útmutatók

N3a.13. számú útmutató – Új atomerőmű öregedés és élettartam kezelés tervezése

N3a.18. számú útmutató - Új reaktortartályok és primerkörü berendezések ridegtöréssel szembeni biztonságának értékelése

N3a.41. számú útmutató - Új atomerőmű tervezése során alkalmazandó primerkörü gépészeti ajánlások

N9.2. számú útmutató - Új atomerőmű tervezésének minőségirányítási rendszere

N9.5. számú útmutató - Új atomerőmű nyomástartó edényeinek és csővezetékeinek anyagvizsgálata

---

---

## 2. MEGHATÁROZÁSOK ÉS RÖVIDÍTÉSEK

### 2.1. Meghatározások

Az útmutató az Atv. 2. §-ában, valamint a Rendelet 10. számú mellékletében ismertetett meghatározásokon kívül az alábbi definíciókat tartalmazza.

#### **Korlátos időtartamra való tervezés:**

NBSZ 3a.3.2.0100 pontja alapján a korlátos időtartamra való tervezés során 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. A korlátos időtartamra való tervezés során korlátozott időtartamra érvényes biztonsági elemzéseket kell készíteni, amelyekben az NBSZ 3a.3.2.0200 pontját teljesítve, 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 a szükséges tartalékokkal.

#### **Reaktortartályfelügyeleti program: (RPV Surveillance Program)**

A reaktortartályfelügyeleti program célja a berendezés rendelkezésre állásának fenntartása és fejlesztése, az üzemi feltételek és korlátok betartásának megerősítése, valamint az esetleges rendellenes állapotok felderítése és kijavítása, mielőtt azok a biztonság szempontjából jelentős következményekkel járhatnak. A reaktortartályfelügyeleti program szempontjából releváns rendellenes körülmények nemcsak a nem-megfeleléseket és az eljárási hibákat tartalmazzák, hanem az elfogadott határokon belüli olyan tendenciákat is, amelyek elemzése azt jelezheti, hogy a reaktortartály eltér a tervezési szándéktól.

Az üzemeltető szervezet dolgozza ki és működteti a reaktortartályfelügyeleti programot, hogy a reaktortartály üzemelésre való alkalmasságát és azt igazolja, hogy a reaktortartály a tervezésének megfelelő biztonsági funkcióik ellátására képes. A felügyeleti program feladata az is, hogy az öregedés tendenciáinak felderítésében és az öregedés hatásainak enyhítésére irányuló terv elkészítéséhez és végrehajtásához segítséget nyújtson.

## Új reaktortartályok állapotfelügyelete

**Reaktortartályfelügyeleti program próbatesteinek vizsgálata (RPV surveillance testing).**

A reaktortartályok felügyeleti próbatesteinek vizsgálati célja a reaktortartály alapanyaga, hegesztési varratai tulajdonságváltozásának nyomon követése a reaktortartály hengeres részének tartományában, amelyek neutron-besugárzásnak és a termikus hatásnak vannak kitéve. A program keretében szakító, ütő és törésmechanikai próbatesteket sugároznak be a reaktortartály belső falán kialakított speciális pozíciókban. A meghatározott idejű besugárzások után vizsgált próbatestek eredményei adatokat szolgáltatnak a PTS és a p-T elemzésekhez.

**2.2. Rövidítések**

KIBE	Korlátozott időtartamra érvényes biztonsági elemzések
NAÜ	Nemzetközi Atomenergia Ügynökség
RPV	Reaktortartály (Reactor Pressure Vessel)
PTS	Nyomás alatti hőütés (Pressurized Thermal Shock)

## 3. AZ ÚTMUTATÓ AJÁNLÁSAI

### 3.1. Általános ajánlások

A reaktortartály biztonsági értékelésének megfelelő elvégzéséhez használt tervező- és elemzőeszközöket, valamint a bemenő adatokat verifikálni és validálni kell. Az elemzések dokumentálásakor be kell tartani a reprodukálhatóság és ellenőrizhetőség alapelvét, azaz minden olyan adatot részletesen rögzíteni kell, ami alapján az elemzések, valamint azok legfontosabb lépései reprodukálhatók. Ez többek között az alkalmazott szabványokat, a pontos rajzokat, anyagok leírását, anyagtulajdonságok megadását, a modellek leírását, azok paramétereit, az egyszerűsítéseket, a kiértékelési helyek pontos listáját, a kapott eredmények részletes bemutatását és kiértékelését jelenti. Más elemzési tématerületekhez felhasznált inputadatok közös elemei nem különbözhetnek.

Az elemzési eredményeket, az elemzési folyamatot szükséges az elemzést készítőktől független ellenőrzés alá vetni. Független ellenőrzés alatt a 247/2011. (XI.25.) Korm. rendelet szerinti felülvizsgálatokat értjük, az atomenergia alkalmazása körében eljáró független műszaki szakértő által. A független ellenőrzés kiterjedhet az eredmények vizsgálata mellett más módszerekkel (egyszerűsített számítások, alternatív számítási módszer) kapott értékekkel való összehasonlításra.

A reaktortartály állapotának értékelése (állapotfelügyelete) életciklusának minden részében kiemelt feladat. A tevékenységeket tekintve eltérő három szakasz az alábbi: a tervezési fázis, a létesítési fázis és az üzemelési fázis.

### 3.2. Reaktortartály-állapotfelügyelet a tervezési fázisban

#### 3.2.1. Anyagkiválasztás

A reaktortartályok alapanyagának és a belső felület plattírozásának anyagkiválasztása sok évtizedes kutatási, fejlesztési tevékenység eredménye, melyben az anyagtudomány fejlődése a meghatározó, elsősorban a sugárkárosodás hatásának vizsgálata, de kapcsolódik más kutatási területekhez is, például a gyártástechnológiai (metallurgia, alakítástechnológia, hőkezelés stb.) fejlesztésekhez is.

A szerkezetek tervezésénél követelmény, hogy a kiválasztott anyag tulajdonságai a szerkezet teljes keresztmetszetében azonosak legyenek. Ehhez az anyagnak az edzésnél a teljes keresztmetszetben martenzitesnek vagy bainitesnek kell lennie. Az ötvözőelemek kiválasztáskor figyelembe kell venni a hegeszthetőséget és a falvastagságot. Ahhoz, hogy egy 400 mm falvastagságú elem átédződő legyen, a króm mellett a nikkellel való ötvözés is szükséges. A reaktortartály gyártástechnológiájának sajátossága az, hogy

## Új reaktortartályok állapotfelügyelete

---

többször kell hőkezelné, ezért karbidképző elemeket is alkalmaznak. A molibdén- és a vanádiumtartalom biztosítja az acél stabilitását az alkalmazott hőkezelési hőmérsékleten is.

A kiválasztott AES 2006-os blokk típus alapanyagcsoportja a 15Cr2NiMoVA acél (EN átírás szerint). Ezen acélcsoportból három reaktortartály alapanyag típus áll rendelkezésre: 15X2HMΦA, 15X2HMΦA-A, 15X2HMΦA класс 1, (oroszlrendszer szerint), melyek az alapvető mechanikai jellemzőket tekintve megegyeznek, a különbségek vegyi összetételben (nikkeltartalom) és a szennyezőanyagok mennyiségében azonosíthatók. A tervező feladata a reaktortartály-elemek alapanyagának kiválasztása a blokk konstrukciós jellemzői, tervezett élettartam, kutatási eredmények, gyártási tapasztalatok és az azonos anyagból készült, már üzemelő blokkok tapasztalatai alapján, figyelembe véve az átedződő szelvény méretét, a szükséges szilárdsági jellemzőket, a nikkel és egyéb ötvöző- és szennyezőelemek közvetlen hatását az elridegedésre, és egyéb szinergikus hatások összefüggéseit.

### 3.2.2. Általános előírások

A reaktortartály ellenőrzésének módszereit, terjedelmét, a próbatestek (próbadarabok) számát, helyét a tervező határozza meg az NBSZ, az alkalmazott szabványok és az üzemeltetés biztonsági előírásainak megfelelően.

A reaktortartály várható neutronfluencia-terhelését a tervező határozza meg a kutatási információk és feltételezések adatait felhasználó validált számítással, figyelembe véve a tartály geometriai felépítését (alapanyag, plattírozás stb.).

A reaktortartály tervezésénél olyan konstrukciós kialakítást kell alkalmazni, ahol mind a neutronsugárzás, mind a termikus öregedés hatásainak vizsgálatához próbatesteket lehet elhelyezni és ezen helyek kellően reprezentatívak ahhoz, hogy az anyagjellemzők változásait figyelemmel lehessen kísérni. A próbatestek tárolására kialakított próbatesttartókat (táskákat) a reaktortartály aktív zónával határos övének belső részén, a tartályfalon kell elhelyezni, hogy a próbadarabok besugárzási állapota, a rendszer fizikai korlátai, a neutronspektrum, a hőmérsékleti körülmények és a maximális neutronfluencia a tartályfalra jellemző legyen.

A reaktortartály tervezésekor a NAÜ Atomerőművek tervezésére kiadott Biztonsági előírása a mértékadó követelmény [3].

### 3.2.3. Próbatestek besugárzása

A próbatestek elhelyezésére kialakított próbatesttartók (táskák) olyan kialakításúak legyenek, hogy a reaktortartályban lévő közeg bejutását megakadályozzák, méretük

## Új reaktortartályok állapotfelügyelete

---

alkalmas legyen olyan mennyiségű próbadarab (alapanyag, varratanyag) tárolására, mely a kiválasztott értékelési szabványoknak megfelelő számú vizsgálati eredményt biztosít.

A próbatestek tárolására kialakított tartókban a hőmérsékletmérésre alkalmas jelzőeszközt kell biztosítani.

A próbatestek tárolására kialakított tartók feleljenek meg a tervező által meghatározott szabványoknak.

A próbatestek tárolására kialakított tartók (mind a neutronsugárzás, mind a termikus öregedés hatásainak vizsgálatához tartozók) tervdokumentációi a reaktortartálytervezési specifikáció részét képezik, így az engedélyezési folyamatban együtt kell kezelni a reaktortartály gyártási engedélyezésével.

### 3.2.4. *Állapotfelügyeleti program kidolgozása*

A reaktortartályfelügyeleti programot a tervezői dokumentációk alapján az üzemeltető szervezet dolgozza ki és működteti annak érdekében, hogy a reaktortartály üzemelésre való alkalmasságát és azt igazolja, hogy a reaktortartály a tervezésének megfelelő biztonsági funkciók ellátására képes. A felügyeleti program feladata az is, hogy jelezze az öregedési tendenciákat és nyújtson segítséget az öregedés hatásainak enyhítésére irányuló terv elkészítéséhez és végrehajtásához.

## 3.3. Reaktortartály-állapotfelügyelet a létesítési fázisban

### 3.3.1. *Általános előírások*

Az engedélyes általi ellenőrzést és a független műszaki felülvizsgálatot követően a reaktortartály állapotfelügyeletének programja a reaktortartály gyártási programjának részét kell, hogy képezze.

A reaktortartály tervezésekor alkalmazott feltételek ellenőrzésére a reaktortartály gyártási folyamata során próbadarabok kivételére van szükség. E próbadarabok egy része a gyártás megfelelőségének igazolására, más része tartalék próbatestként kerül kivételre.

A reaktortartályfelügyeleti próbatesteket (próbadarabokat) e fázisban el kell különíteni és önálló jelrendszerrel kell ellátni.

A reaktortartály felügyeleti próbatestjeinek gyártástechnológiáját önállóan dokumentálni kell. Igazolni kell az azonos alapanyag, öntödei adag, hőkezelés, hegesztőanyag stb. minőségtanúsítási dokumentumaival azt, hogy a reaktortartállyal azonos anyagú és állapotú próbatestek kerülnek vizsgálatra, a továbbiakban a

## Új reaktortartályok állapotfelügyelete

---

próbatestek tárolására kialakított tartókba, illetve ugyanezen feladatokra tartalékként eltárolásra.

A tartalék próbatestek biztosítására vonatkozó ajánlásokat lásd az N9.5 számú (Új atomerőmű nyomástartó edényeinek és csővezetékeinek anyagvizsgálata) hatósági útmutatóban.

### 3.3.2. A próbadarabok előírásai

A próbatestek, próbadarabok gyártási dokumentációinak az alábbiakat mint minimumot tartalmazniuk kell:

- a) a próbatestek halmazához tartozó reaktortartály gyári száma;
- b) a próbadarabok jelölése és rendeltetése;
- c) az alapanyag, a hegesztési varrat és a hőhatásövezetből kimunkálandó próbadarabok eljárásai, kémiai összetétel, méretek, próbatestek kimunkálási helye és orientációja;
- d) részletes próbatestkimunkálási terv, beleértve a bemetszések megmunkálását, a hőhatásövezetek bejelölésének módszerét;
- e) a próbatestek hőkezelési tanúsítványai;
- f) a próbatestek hegesztési eljárásai, kapcsolat a képviselt reaktortartályhegesztési varrattal;
- g) a hegesztési varratok anyagainak tanúsítványai (hegesztő elektróda, hegesztőhuzal, vagy szalag és fedőpor);
- h) a próbatesteken végzett roncsolásmentes vizsgálatok jegyzőkönyvei;
- i) a besugárzási kapszulák gyártási dokumentációja és tömörségvizsgálati jegyzőkönyvei;
- j) a besugárzási kapszulákban történő elhelyezések módja, a kapszulákban elhelyezett besugárzás- és hőmérséklet-monitorozó elemek;
- k) a próbatestek csomagolási, tárolási eljárása, beleértve a próbatáblákon alkalmazható bevonatokat, a korrózióvédelmet;
- l) a próbadarabok esetleges szállításának, csomagolásának módját, feltételeit;
- m) a tartalékok csomagolásának típusa és az archív anyagon alkalmazott korrózióvédelem.

## 3.4. Reaktortartály-állapotfelügyelet az üzemelési fázisban

### 3.4.1. Általános előírások

## Új reaktortartályok állapotfelügyelete

---

A reaktortartály üzemelési fázisában a tartály tulajdonságainak állapotváltozását a felügyeleti próbatestek segítségével, reaktordozimetriai mérések eredményeivel alátámasztva határozzák meg, amihez figyelembe veszik a tartály geometriai felépítéséhez tartozó „fluenciatérképet” (felügyeleti próbatest-pozíciók, plattírozás, övzóna-alapanyag, zónával szembeni varrat stb.).

A sugárzás hatására bekövetkező károsodást, amit a szilárdsági, képlékenységi, törési, törésmechanikai tulajdonságok változása jellemez, a blokkspecifikus felügyeleti próbatestekkel végzett vizsgálati eredmények alapján lehet meghatározni.

### 3.4.2. Blokkspecifikus felügyeleti próbatestekkel végzett RPV vizsgálati program

A felügyeleti próbatestekkel végzett vizsgálati programot a GOSZT R 50.05.12-2018 [1] szabvány alapján, olyan módon kell megtervezni, hogy feleljen meg az alábbiaknak:

- a) A vizsgálati program a reaktortartály teljes élettartamát lefedi.
- b) A próbatesteket olyan helyen kell elhelyezni a reaktortartályon belül, amely biztosítja, hogy a próbatestek gyorsneutron-terhelései ( $E > 0.5$  MeV) és terhelés-hőmérséklete a lehető legjobban egyezzen a reaktortartály fal kritikus környezetének terheléseivel és a terhelési hőmérsékletével. A próbatestekre vonatkozó *lead faktor* értéke 1- és 5 közé essen.
- c) Az azonos mérési görbéhez tartozó próbatestek azonos besugárzást kapjanak.
- d) A vizsgálati programnak tartalmaznia kell szakító próbatesteket. Ezeket úgy kell megválasztani, hogy segítségével a reaktortartály teljes élettartamára, mindazon anyagokra felülvizsgálhatók legyenek a tervezésnél felvett szilárdsági anyagjellemzők üzem közbeni értékei, amelyek befolyásolhatják a PTS-számítások eredményeit.
- e) A vizsgálati programnak legalább a következőkre érvényesnek kell lennie: reaktortartály alapanyaga, zóna magasságában lévő varratai és ezek hőhatásövezetei. További szakító próbatestek javasoltak a zóna magasságában lévő plattírozás anyagából és annak hőhatásövezetéből.
- f) A felügyeleti készletek száma legyen legalább:
  - 6 tartóban 12 készlet a neutronsugárzás-hatás vizsgálatára (1L-12L);
  - 6 tartóban 12 készlet a termikus hatás megállapítására (1M-12M);



### Új reaktortartályok állapotfelügyelete

---

- 3 készlet a besugárzatlan állapot meghatározásához (1K-3K).
- g) Egy készletben legalább a következő próbatesteknek kell lennie (alapanyag varratfém, hőhatásövezet):
  - 6 db szakító próbatest;
  - 15 db Charpy-próbatest;
  - 15 db CT-próbatest.

A CT-próbatestek vizsgálatával a  $T_0$  referencia-hőmérsékletet kell meghatározni (Standard Test Method for Determination of Reference Temperature,  $T_0$ , for Ferritic Steels in the Transition Range: ASTM E-1921) [5]

- h) A próbatestek konténereibe a hőmérséklet- és a neutronbesugárzás mértékének jelzésére szolgáló monitorokat kell elhelyezni;
- i) A neutronterhelés-ellenőrzésre minimálisan nagy tisztaságú Fe-, Nb-, Cu-monitorokat kell elhelyezni a próbatestek mellett;
- j) A hőmérséklet ellenőrzéséhez olyan olvadó hőmérsékletmonitorokat kell alkalmazni, amelyek lefedik a teljes üzemeltetésihőmérséklet-tartományt. Ez a következőt jelenti  $T_{\bar{u}}-20^{\circ}\text{C} < T_{\bar{u}} < T_{\bar{u}}+20^{\circ}\text{C}$  ( $T_{\bar{u}}$  - tartályfal üzemi hőmérséklete), a hőmérsékletkülönbség nem lehet  $10^{\circ}\text{C}$ -nál nagyobb.
- k) A termikus öregedés monitorozására további konténer elhelyezése szükséges, azon helyek közelében, ahol a reaktortartály falának hőmérséklete a legmagasabb.
- l) További tartalékkészletekre van szükség, amelyek lehetővé teszik a programok módosítását, továbbá a későbbi kiegészítő programok végrehajtását.

m) Próbatestek kivételi terve:

A kivételi terv vegye figyelembe az alábbiakat:

- Az időszakos vizsgálati program;
- Karbantartási program (belső berendezések kivétele);
- Besugárzott minták kivételére (a kiadvány időpontjában rendelkezésre álló ismeretek alapján) javasolt a 8, 16, 24, 32, 40, 48. kampány utáni időpont (irodalmi adatok alapján a lead faktor közelítőleg 2,5);

### Új reaktortartályok állapotfelügyelete

---

- A kivételi tervet a kapott vizsgálati eredmények függvényében kell felülvizsgálni;
- Termikus kapszulákat a tervezett élettartam 32., 40. évében.

A blokkspecifikus felügyeleti próbatestekkel elvégzett vizsgálatok eredményei alapján az ütőpróbatestek vizsgálatával az átmeneti hőmérséklet-eltolódást ( $\Delta T_K$ ), a törésmechanikai próbatestek vizsgálatával a referenciahőmérsékletet ( $T_0$ ) és a feszültségintenzitási tényezőt ( $\overline{K_{JC}}$ ) kell meghatározni.

Az átmeneti hőmérséklet-eltolódás mértéke az azonos neutronfluencia-állapothoz tartozó „V” bemetszésű Charpy-próbatestek ütőmunkavizsgálati eredményekre illesztett tangens-hiperbolikus görbék eltolódásával határozható meg.

- a) A mért neutronsugárzás hatására bekövetkező blokk-, illetve elemspecifikus átmeneti hőmérséklet-eltolódása, a tangens-hiperbolikus görbéken a 41 J ütőmunka kritérium alapján kijelölt átmeneti hőmérséklet mellett határozható meg.
- b) A felügyeleti próbatesteken végzett vizsgálatok eredményei alapján a reaktortartály kritikus elemei becsült valós sugárkárosodási állapotának (átmeneti hőmérséklet eltolódásának) meghatározása során az RD EO 1.1.2.99.0920–2014-ban [4] leírtakon kívül a következő bizonytalanságokat szükséges figyelembe venni:
  - a tartályfalat és a próbatesteket érő neutronfluxus számítások bizonytalanságai,
  - az esetleges besugárzásihőmérséklet-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 tartalék próbadarabokkal kapcsolatban az OAH N9.5v3. sz. (Új atomerőmű nyomástartó edényeinek és csővezetékeinek anyagvizsgálata) útmutatójának 3.2.4 pontja tartalmaz információkat. A tartalék próbadarabok, illetve az ezekből későbbiekben kimunkálható próbatestek lényeges információt adhatnak az öregedéskezelés, fáradás, ridegtörés, korrózióállóság vagy például a termikus fáradás kérdéskörében. A tartalék próbadarabok azonosításáról, dokumentációjáról, tárolásáról az engedélyesnek eljárásrenddel kell rendelkeznie. A tartalék próbadarabok megéléte a reaktortartály állapotának a teljes üzemidő alatti tulajdonságváltozásának megfigyelését és egy esetleges üzemidő-hosszabbítás megalapozását célozza.

## Új reaktortartályok állapotfelügyelete

---

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.

### 3.5. Alternatív módszer alkalmazása

Alternatív elemzési módszerként, más nemzetközileg elfogadott elmélet (például: Mestergörbe) alkalmazható az útmutató nem átmeneti hőmérséklet-specifikus előírásainak és biztonsági filozófiájának betartása mellett.

Az alternatív elemzési módszerek alkalmazása esetén a vonatkozó elemzések elkészítése, dokumentálása, átadása szükséges a hatóságnak, szerepeltetni kell bennük az összes szükséges hivatkozást, inputadatot, modellt, anyagtulajdonságot, öregedési/degradációs folyamat modellt/mérést, verifikációt, validációt stb. a szükséges terjedelemben.

### 3.6. Kritikus elemek átmeneti hőmérsékletének meghatározása

A tartály várható neutronfluencia-terhelését értékelés során számítással határozzák meg, amihez figyelembe veszik a tartály geometriai felépítését és kiemelt környezeteit (pl.: felügyeletipróbatest-pozíciók, plattírozás, övzóna-alapanyag, 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 surveillance mérési eredményekkel nem rendelkező kritikus elemek elemzése során az orosz módszertani dokumentumban (RD EO 1.1.2.99.0920–2014 [4]), vagy a vonatkozó TU-ban [2] garantált  $T_{k0}$  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.

Amikor a blokkspecifikus felügyeleti próbatesteken végzett vizsgálatok eredményei rendelkezésre állnak, akkor a megfelelő megbízhatóság ellenőrzése érdekében összehasonlítják az RD EO 1.1.2.99.0920–2014 [4] alapján becsült  $\Delta T_k$  eltolódási értékekkel.

## Új reaktortartályok állapotfelügyelete

---

### *$\Delta T_K$ meghatározása felügyeleti próbatesteken végzett vizsgálatok eredményei alapján*

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

- Az átmeneti hőmérséklet-eltolódás mértékét az azonos besugárzottsági állapothoz tartozó Charpy ütőmunkavizsgálati eredményekre illesztett tangens-hiperbolikus görbék eltolódásával határozzák meg.
- A mért sugárzás hatására bekövetkező blokk-, illetve elemspecifikus átmeneti hőmérséklet-eltolódást a tangens-hiperbolikus görbéken a 41 J ütőmunka alapján kijelölt átmeneti hőmérséklet segítségével határozzák meg.
- 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,
  - az esetleges besugárzási hőmérséklet-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 reaktortartály-övező integritását igazoló törésmechanikai számítások inputadataként felhasznált, az adott reaktortartályra jellemző  $K_C$ -görbék úgy származtathatók, hogy a felügyeletipróbatest-eredményeket beillesztik RD EO 1.1.2.99.0920–2014 [4] vonatkozó egyenletébe.

#### *3.6.1. Az üzemeltetést megelőző állapothoz tartozó átmeneti hőmérséklet*

Az üzemeltetést megelőző állapothoz tartozó átmeneti hőmérséklet meghatározása a tervezési szakaszban az alkalmazott tervezési szabványban rögzített  $T_{K_0}$ -értékek felvételével történik. Azonban szükséges igazolni, hogy a tervezett gyártóművi, és esetleg felügyeleti mérések alapján a későbbiekben ellenőrizhetők lesznek a szabvány alapján felvett értékek.

#### *3.6.2. Neutronfluencia meghatározása*

### Új reaktortartályok állapotfelügyelete

A reaktortartály falában, a reaktortartályon belüli szerkezetekben részletes neutronfluencia-számítások elvégzésére van szükség.

A számításokhoz felhasznált geometria és anyagjellemzők megadása során szükséges figyelembe venni a részletes zónakonfigurációt, valamint a zóna és a fal között lévő komponenseket és azok hőmérsékletét.

Az üzemanyagciklusok szimulációja a részletes zónakonfigurációra épül és figyelembe veszi az egyes kazetták üzem közbeni kiegészi szintjét és neutronspektrumát.

A neutronfluencia-számításokhoz a Monte-Carlo-módszer alkalmazása szükséges és a vizsgált komponensek mellett ki kell terjedniük a dozimetriai mérések helyeire is. Az elemzésnek részletesen ki kell terjednie továbbá arra, hogy milyen dozimetriai mérési programra lesz szükség a blokk üzemelése során, a számítások igazolására.

A számítási eljárásokat analitikus modellekkel és benchmark feladatokkal kell validálni.

A számítási modellt olyan módon kell elkészíteni, hogy annak eredményei a későbbiekben alátámaszthatók és pontosíthatók legyenek a tervezett reaktor dozimetriai mérési programjával.

#### 3.6.3. Az üzemelés hatására bekövetkező átmeneti hőmérséklet-eltolódás

Az üzemelés hatására bekövetkező átmeneti hőmérséklet-eltolódást a következő összefüggés alapján lehet meghatározni (RD EO 1.1.2.99.0920–2014) [4]:

$$\Delta T_k(F,t) = \Delta T_t(t) + \Delta T_F(F) + \delta T_k$$

ahol:

- $\Delta T_k$  az üzemelés hatására bekövetkező átmeneti hőmérséklet-eltolódás
- $\Delta T_t$  a termikus öregedés okozta átmeneti hőmérséklet-eltolódás
- $\Delta T_F$  a neutronsugárzás hatására bekövetkező átmeneti hőmérséklet-eltolódás
- $\delta T_k$  hőmérséklet-tartalék
- F gyorsneutron-fluencia ( $E > 0.5$  MeV)

A fluencia változása figyelembe vehető a reaktortartályfal vastagsága mentén, ideértve a plattírozást, a változó ridegedettséggű zónák meghatározása érdekében.

Egyértelműen jelölni kell, hogy az adott alap- és hegesztőanyagokra (varratra) szereplő jellemzők, tényezők stb. az RD EO 1.1.2.99.0920–2014 [4] mely szakaszából származnak.

## Új reaktortartályok állapotfelügyelete

**4. HIVATKOZÁSOK:**

- [1] GOST R 50.05.12-2018 Control of the RPV irradiation embrittlement of nuclear power plant. (2018)
- [2] TU 0893-13-00212179-2003 - Заготовки из стали марок 15X2НМФА, 15X2НМФА-А и 15X2НМФА класс 1 для корпусов крышек и других узлов реакторных установок.
- [3] IAEA SSR 2/1 (rev 1)- IAEA Safety Standards Safety of Nuclear Power Plants – Design
- [4] RD EO 1.1.2.99.0920–2014, Calculation of the Resistance to Brittle Fracture of the Vessels of Water Moderated and Cooled Reactors at the Design Stage: Procedure, Concern Rosenergoatom (2014).
- [5] ASTM 1921-19b Standard Test Method for Determination of Reference Temperature, TO, for Ferritic Steels in the Transition Range