



N3a.18. sz. útmutató

Új reaktortartályok és primerköri berendezések ridegtöréssel szembeni biztonságának értékelése

Verzió száma:

1.

2021. május

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 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.

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 üzemen 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, sugárvédelmi, védettségi és non-proliferációs 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) 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 teljes körűségét 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

1. BEVEZETÉS	8
1.1. AZ ÚTMUTATÓ TÁRGYA ÉS CÉLJA	8
1.2. VONATKOZÓ JOGSZABÁLYOK ÉS ELŐÍRÁSOK	8
1.3. KAPCSOLÓDÓ OAH-ÚTMUTATÓK.....	11
2. MEGHATÁROZÁSOK	12
3. AZ ÚTMUTATÓ AJÁNLÁSAI	13
3.1. AZ ELEMZÉSEK ELVÉGZÉSÉNEK FELTÉTELEI	13
3.2. AZ ELEMZÉSI DOKUMENTÁCIÓ KIEMELT TARTALMI ELEMEI.....	15
3.3. AZ ELEMZÉSEK TERJEDELMÉNEK KIJELÖLÉSE	15
3.3.1. <i>Elemzendő rendszerelemek</i>	15
3.3.2. <i>Elemzendő üzemi állapotok, események</i>	16
3.4. A REAKTORTARTÁLY ÉS A PRIMERKÖRI BERENDEZÉSEK INTEGRITÁSÁNAK ÉRTÉKELÉSE	18
3.4.1. <i>Integritás értékelése normál üzemi állapotban (TA1) és várható üzemi események (TA2) során</i>	18
3.4.2. <i>Integritás értékelése szilárdsági nyomáspróba során</i>	19
3.4.3. <i>Integritás értékelése üzemzavarok (TA3, TA4, TAK1) során</i>	19
3.5. SZÍVÓS-RIDEG ÁTMENETI HŐMÉRSÉKLETEK MEGHATÁROZÁSA, ELLENŐRZÉSE	20
3.5.1. <i>Szívós-rideg átmeneti hőmérsékletek meghatározása</i>	20
3.5.2. <i>Reaktortartály sugárkárosodásfelügyeleti program</i>	21
3.6. TERMOHIDRAULIKAI ELEMZÉS	21
3.7. TÖRÉSMECHANIKAI ELEMZÉS	22
3.7.1. <i>Hőmérséklet- és feszültségeloszlás-számítások</i>	22
3.7.2. <i>Posztulálódó repedések</i>	23
3.7.3. <i>Törési szívósság</i>	23
3.7.4. <i>Törésmechanikai elemzések</i>	23
3.8. AZ ELEMZÉSEK DOKUMENTÁLÁSA	24
4. REFERENCIÁK	25

1. BEVEZETÉS

1.1. Az útmutató tárgya és célja

Az útmutató ajánlásokat tartalmaz az NBSZ 3a. kötete (Új atomerőművi blokkok tervezési követelményei) 3a.2, 3a.3, 3a.4. fejezetében rögzített előírások teljesítésére.

Az útmutató célja, hogy – ajánlásokat adva – egyértelművé tegye a hatósági elvárásokat, és ezzel elősegítse a nukleáris biztonsági követelmények teljesülését, az alkalmazott műszaki megoldásoknak megfelelően, a nukleáris biztonság szempontjából. Ezen ajánlások a tervezési, létesítési fázisban a reaktortartály és a primerkör ridegtöréssel szembeni biztonságának értékeléséhez a normál üzem, a szilárdsági nyomáspróba és a tervezési alap további üzemállapotaira, valamint nyomás alatti hőütésre (Pressurized Thermal Shock, PTS) készítendő elemzések terjedelmére és tartalmára vonatkoznak.

Az útmutató legtöbb ajánlása elsődlegesen a reaktortartályra van megfogalmazva és kifejtve, mindemellett a releváns részek a primerkör más nyomástartó komponenseire, berendezéseire is használandók.

A tervezés folyamán elvégzett, korlátozott időtartamra érvényes elemzések között, a jelen útmutató tárgyát képező ridegtörési elemzések mellett, szükség lehet további elemzésekre, amelyek a reaktortartály és a primerkör integritását, vagy törését vizsgálják, más tönkremeneteli módok figyelembevételével.

1.2. Vonatkozó jogszabályok és előírások

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

A primerkör ridegtöréssel szembeni biztonságának értékeléséhez a Rendelet mellékleteit képező NBSZ 3a, az atomerőművek tervezési követelményeit tartalmazó kötetét veszik figyelembe.

A 3a. kötet 3a.3.3. "Nyomástartó berendezések és csővezetékek tervezése" alcímének előírásai vonatkoznak közvetlenül a nyomástartó berendezések szilárdsági elemzésére, amelybe a primerkör ridegtöréssel szembeni biztonságának igazolása is tartozik.

Ezen túlmenően a következő alcímek tartalmaznak olyan előírásokat, amelyek jelen útmutató témájára vonatkoztathatók.

3a.2. "Általános tervezési követelmények"

3a.4.2. "A fővízkör tervezése"

A primerkör ridegtörésére és a PTS-elemzésekre közvetlenül vonatkoznak az alábbi pontok:

3a.2.3.1400. *A TA1 üzemállapotban fellépő igénybevételekre, nyomáspróbákra, a TA2-4 üzemállapotot eredményező kezdeti eseményekre, valamint bármely, 10^{-6} /év-nél gyakoribb eseménylánc során kialakuló nyomás alatti hőítésre elemezni kell a reaktortartály integritására vonatkozó megfelelőségi kritériumok teljesülését.*

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 hőmérséklethez 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*

Új reaktortartályok és primerköri berendezések ridegtöréssel szembeni biztonságának értékelése

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.3.2.5200. 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.3.3.0200. „A méretezést megalapozó, a rendszerelemek megfelelőségét alátámasztó számításokat egységes, a nukleáris iparban elfogadott előírásrendszer vagy szabvány szerint, a rendszerek, rendszerelemek biztonsági osztályának megfelelően kell elvégezni. Be kell mutatni a méretezést alátámasztó számításokat, az egyes terhelési esetekre végzett ellenőrző elemzéseket, továbbá a tervezés során feltételezett körülményeket, megfontolásokat.

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.3.3.1400. A szilárdsági elemzések eredményeinek igazolniuk kell, hogy:

....

c) a szerkezetben a feszültségintenzitási tényező értéke a képlékeny alakváltozás figyelembevételével sehol sem haladja meg a kialakult hőmérséklethez tartozó törési szívósságot.

3a.3.3.1800. Vizsgálni kell a ridegtörés elleni védettséget azoknál a rendszerelemknél, ahol ez szükséges.

3a.3.3.1900. A szilárdsági elemzések segítségével ki kell mutatni, hogy TA1-4 és TAK1 üzemállapotokban a vizsgált rendszerelemek terhelése az elfogadható terhelési érték alatt marad.

3a.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 rendelet kritériumok szerint - teljesüljenek."

1.3. Kapcsolódó OAH-útmutatók

N1.2 Új atomerőművi blokk létesítési engedélyezési dokumentációjának tartalmi és formai követelményei

N1.7, Új atomerőművi gépészeti rendszerelemek gyártásának és beszerzésének engedélyezési dokumentációja

N3a.1 Új atomerőművi rendszerek és rendszerelemek biztonsági osztályba sorolásának alapelvei;

N3a.4 útmutató: Új atomerőmű nyomástartó berendezéseinek és csővezetékeinek tervezése;

N3a.11 Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések;

N3a.12 Általános tervezési elvek új atomerőművek és rendszereinek tervezéséhez;

N3a.32 sz. útmutató: Új atomerőműre vonatkozó determinisztikus biztonsági elemzések;

N3a.35 Új atomerőmű tervezése során alkalmazandó általános gépészeti ajánlások;

N3a.41. útmutató: Új atomerőmű tervezése során alkalmazandó primerköri gépészeti ajánlások;

N3a.50. sz. útmutató: Új reaktortartályok állapotfelügyelete (tervezet) ;

N9.3.sz útmutató: Szabványok használatának szabályai új atomerőmű létesítése során; N9.5. sz. útmutató: Új atomerőmű nyomástartó edényeinek és csővezetékeinek anyagvizsgálata;

2. MEGHATÁROZÁSOK

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

3. AZ ÚTMUTATÓ AJÁNLÁSAI

A következő fejezetekben leírt ajánlások a reaktortartály és a primerköri berendezések ridegtöréssel szembeni biztonsági tartalékának egy olyan értékelési módszerére vonatkoznak, amely kizárja a feltételezhető ridegtörési helyeken posztulált repedések instabil terjedésének a lehetőségét. A vizsgálati kritérium a posztulált repedésekre számított feszültségintenzitási tényezőnek (K_I) az anyag törési szívósságával (K_{Ic}) való összehasonlításán alapul; az anyag öregedését a törési szívóssági referenciagörbe szívós-rideg átmeneti hőmérséklete változásának megfelelő eltolódása veszi figyelembe.

Az elemzésekhez használt számítógépi kódok kódleírással rendelkeznek, amelyek bemutatják a folyamatokat leíró fizikai modelleket és az ezekből levezethető numerikus eljárásokat, azok származásának megjelölésével. Az elemzésekhez csak megfelelően verifikált kód alkalmazható. A verifikáció azt igazolja, hogy az egyes numerikus eljárások úgy működnek és az adatszervezési modulok valóban azt a feladatot hajtják végre, amelyet a kódleírás tartalmaz. A kód verifikációja a kódot fejlesztő intézmény feladata, mindemellett a verifikáció elvégzése független módon történik az elemzéseket végző személytől, munkacsoporttól.

A számításokhoz a számítógépi kódok segítségével elemzési modelleket hoznak létre, amely a gyakorlatban a kódok konkrét feladatra való alkalmazásához elkészített inputjait jelenti. Az elemzési modell létrehozását olyan szakemberek végzik, akik megfelelő képzettséggel és gyakorlattal rendelkeznek. Az elemzési modellek létrehozása során validációs számításokat végeznek, amelyek igazolják a modell elfogadhatóságát az adott számítási feladatra. Az elemzési modell eredményei abban az esetben fogadhatók el, ha a számítás bizonytalansága – amely a számítási módszerek, valamint a bemeneti adatok bizonytalanságából ered – nem befolyásolja szignifikánsan az eredményt, vagy az integritási kritérium teljesülését. Az elemzési modell eredményei elfogadhatóságának igazolása érzékenységvizsgálat segítségével, és a számítások független eszközökkel történő megisméltésével történhet.

3.1. Az elemzések elvégzésének feltételei

Jelen útmutató feltételezi, hogy az elemzések készítői tételesen követik az N9.3. sz. útmutató alapján a tervezéshez alkalmazandó szabványok rendszerét (továbbiakban: tervezési szabvány), amely összhangban van az N3a.4., N3a.41.

Új reaktortartályok és primerköri berendezések ridegtöréssel szembeni biztonságának értékelése

útmutatók alapján a szilárdsági számításokhoz alkalmazott szabványok rendszerével. Jelen útmutatóban szereplő ajánlások nem alkalmazhatók önálló módszertanként, hanem kiegészítik a tervezési szabványt. Amennyiben valamely kérdésben az ajánlás és a tervezési szabvány ellentmondásban van egymással, ennek feloldása a biztonság szempontjából konzervatívabb megoldás alkalmazásával lehetséges.

Jelen útmutatóban rögzített ajánlásoknak megfelelő elemzések elkészítésének egyik feltétele a vizsgált berendezésekre vonatkozó tervezési specifikáció megléte (a kapcsolatos részletes elvárásokat az N3a.4.sz útmutató 7. fejezete tartalmazza). A tervezési specifikáció (NBSZ 10. 158a, NBSZ 3a.2.1.0700.; 3a.3.1.0850.; 3a.3.2.0600.b) a rendszerek és rendszerelemek tervezésével szemben támasztott követelményeket összefoglaló dokumentum, mely tartalmazza a műszaki jellemzőket, a normatív dokumentumok hivatkozásait, valamint az általános műszaki követelményeket. A tervezési specifikáció tartalmazza a ridegtörési elemzések elvégzéséhez szükséges összes inputadatot. Ezen adatok köre kiterjed a ridegtörési elemzésekhez alkalmazandó szabványok, előírások rendszerének definiálására, az érintett rendszerelemek biztonsági osztályba sorolására, a rendszerelemek megfelelőségének igazolásához:

- a geometriai jellemzőkre, a rendszerelemek határainak egyértelmű megjelölésére,
- a hegesztési varratok helyeire, kialakítására és egyéb jellemzőire;
- az anyagminőségre és anyagjellemzőkre (az öregedési folyamatokat is figyelembe véve a tervezett üzemidőre);
- az elemzésekben feltételezettek szerint a tervezett gyártásközi, üzembe helyezést megelőző és az üzemeltetés közbeni időszakos ellenőrzés elvárt jellemzőire.

Jelen útmutatóban rögzített ajánlásoknak megfelelő elemzések elkészítésének további feltétele, a vizsgált berendezésekre vonatkozó olyan méretezési-, szilárdsági- és kifáradási elemzések megléte (a kapcsolatos részletes elvárásokat az N3a.4.sz útmutató 8., 9. fejezete tartalmazza), amelyekkel a ridegtörési elemzések összhangban vannak (azonos szabványbázisban készültek, azonos inputadatokkal).

További feltétel olyan determinisztikus és valószínűségi biztonsági elemzések megléte, amelyek a primerkör nyomás alatti hűtés tranziensek szűrését

(valószínűségi) és a számításokhoz szükséges jellemzőik (determinisztikus) meghatározását biztosítják.

3.2. Az elemzési dokumentáció kiemelt tartalmi elemei

A következő tartalmi elemeket kiemelten kezelik az elemzési dokumentációban:

Érvényességi korlátok és feltételek megadása: Azon főbb korlátok és feltételek megadása, amelyek feltételezésével a ridegtöréssel szembeni ellenállás elemzése készült és amelyek mellett az elemzések következtetései érvényben maradnak. Az érvényességi korlátokat és feltételeket úgy határozzák meg, hogy a tervezett üzemidőre vonatkozóan biztosíthatók legyenek.

Elemzések ismertetése:

- A berendezések ridegtörés szempontjából kritikus szerkezeti elemei szívós-rideg átmeneti hőmérsékletének meghatározása
- Nyomás alatti hűtés események, eseményláncok meghatározása
- Termohidraulikai elemzés
- Törésmechanikai elemzés
- A reaktortartály és a primerköri berendezések integritásának értékelése

Következtetések: Az elemzési eredményeknek, az elfogadási kritérium, vagy egyéb elemzési szempont alapján kritikusnak tekinthető berendezéseknek, kritikus szerkezeti elemeknek, környezeteknek a felsorolása és ridegtöréssel szembeni megfelelőségük biztonsági tartalékának megítélését lehetővé tevő megállapításoknak a megjelenítése.

3.3. Az elemzések terjedelmének kijelölése

3.3.1. Elemzendő rendszerelemek

A jelen útmutatóban rögzített ridegtörési elemzések a primerkört alkotó összes rendszerelem olyan komponenseire vonatkoznak, amelyek ridegtöréssel szembeni biztonsága a tervezési szabvány szerint csak számítással igazolható és sérülése jelentős primerköri közegvesztéssel járhat. Mindemellett az elemzések mindenképpen kiterjednek az alábbiakra:

- a) Reaktortartály;

Új reaktortartályok és primerkörü berendezések ridegtöréssel szembeni biztonságának értékelése

- b) Térfogat-kiegyenlítő tartály;
- c) Egyéb, nem ausztenites, korrózióálló acél alapanyagú, ABOS1 besorolású nyomástartó elemek, amelyek sérülése jelentős primerkörü közegvesztéssel jár.

Az egyes rendszerelemek vizsgált környezetei legalább a következők:

- a) Nagy falvastagságú ($t \geq 50$ mm) plattírozott, hengeres komponensek alapanyaga és hegesztési varratai;
- b) Nagy átmérőjű ($NA \geq 150$) és hidegvíz-beáramlásra szolgáló csomók hegesztési varratai, íves átmenetei;

A reaktortartály vizsgált környezetei legalább a következők:

- a) Reaktortartály-zóna öv alapanyaga és a hengeres rész hegesztési varratai;
- b) Reaktortartály nagy átmérőjű ($NA \geq 150$) csomkjainak íves átmenete és hegesztési varratai;
- c) Reaktortartály fedele, hegesztési körvarratai és a nagy átmérőjű ($NA \geq 150$) csomkok hegesztési varratai;

3.3.2. Elemzendő üzemállapotok, események

A tervezési alap egyes üzemállapotainak és eseményeinek kategóriái alapján jelen útmutató a 3.3.1. szerinti terjedelemben tartozó berendezések ridegtöréssel szembeni ellenállásának elemzésére vonatkozik a következő üzemállapotoknak megfelelően:

- a) TA1-üzemállapotok: Normál üzemi p - T görbe meghatározása; Szilárdsági nyomáspróba minimális hőmérsékletének meghatározása;
- b) TA2-üzemállapotok: A terjedelemben sorolt berendezések ridegtörési elemzésének elvégzése a várható üzemi eseményekhez kapcsolódó tranziensek során fellépő terhelések mellett;
- c) TA3, TA4 üzemállapotok: a terjedelemben sorolt berendezések nyomás alatti hűtés elemzésének elvégzése a tervezési üzemzavarokhoz kapcsolódó tranziensek során fellépő terhelések mellett.

d) Az a-c pontokban felsoroltakon felüli, minden további, 10^{-6} /év-nél gyakoribb – a tervezési alapba, vagy a tervezési alap kiterjesztésébe (TAK1) – tartozó eseménylánc: A primerkör és a reaktortartály ridegtörés-elemzésének elvégzése minden további, a 10^{-6} /év-nél gyakoribb olyan eseménylánc során létrejövő tranziensre, amely nyomás alatti hűtést okozhat. Az ilyen, a ridegtörés

Új reaktortartályok és primerköri berendezések ridegtöréssel szembeni biztonságának
értékelése

lehetősége szempontjából elemzendő események, eseményláncok meghatározása determinisztikus és valószínűségi biztonsági elemzések elvégzésével történik.

A felsorolt elemzések intervalluma a tervezett üzemidő, az eredmények a tervezett üzemidő végére, és/vagy az üzemidő függvényében adhatók meg.

3.4. A reaktortartály és a primerköri berendezések integritásának értékelése

Az integritás értékelésének célja, a ridegtörés kizárását biztosító kritériumok teljesülésének igazolása. Adott üzemállapotban a primerköri rendszer elemek integritását biztosító követelményeknek való megfelelést igazoló számítási módszerek a szerkezeti anyag kvázi-statisztikus terhelésre érvényes törési szívósságának (K_{Ic}) és a ridegtörés szempontjából kritikus környezetekben posztulált repedésekre meghatározott feszültségintenzitási tényezőnek (K_I) az összehasonlításán alapulnak. Az integritás igazolásának alapja a tervezési szabványban, az adott üzemállapotoktól függően eltérő biztonsági szinteken meghatározott elfogadási kritérium, amelynek teljesülését az elemzések a posztulált repedések minden pontjában, a vizsgált üzemállapotok, tranziensek minden pillanatában igazolják.

Az értékelés során olyan üzemeltetési paramétereket határoznak meg, amelyek betartása biztosítja, hogy egy megfelelő konzervativizmussal posztulált repedés sem okozhatja a vizsgált elem ridegtörését és ezzel nem akadályozza meg a biztonsági funkciók –üzemállapothoz rendelt kritériumok szerinti – teljesülését.

Az értékelés során megadják az elemzés érvényességi korlátait és feltételeit, például a tervezett, gyártóműi és üzem közbeni anyagvizsgálatokra vonatkozó előírásokat, valamint minden előírást, amelyek biztosítják, hogy az elemzés peremfeltételei érvényben maradjanak.

Az érvényességi korlátok között megjelenítik azokat a nyomás alatti hőítés szempontjából megengedhető maximális komponens-specifikus szívós-rideg átmeneti hőmérséklet értékeket is ($T_{k\text{ meg}}$), amelyek mellett még igaz, hogy az adott nyomástartó elem, berendezés ridegtöréssel szembeni integritása biztosított.

3.4.1. Integritás értékelése normál üzemben (TA1) és várható üzemi események (TA2) során

A tervezési szabvány szerinti számítással normál üzemben az adott hőmérséklethez tartozóan megengedhető maximális nyomásérték (azaz a p-T görbe) határozandó meg, amely mellett a ridegtörés szempontjából kritikus környezetekben posztulált repedések instabil terjedése kizárható. Igazolják, hogy

az így meghatározott p-T görbe minden TA1 és TA2 besorolású üzemi tranzienst és ridegtörés szempontjából kritikus komponenst lefed, illetve felülburkol.

A p-T görbe meghatározása során a következő, összerendelt paramétereket adják meg táblázatosan és grafikusán:

- a) A szerkezeti elem adott hőmérsékletéhez és a hőmérséklet ellenőrzésére szolgáló mérési helyen mért hőmérsékletéhez tartozó megengedhető nyomások;
- b) A szerkezeti elem üzemidőtől függő szívós-rideg átmeneti hőmérséklete.

A számítások intervalluma a tervezett üzemidő, az eredmények a tervezett üzemidő végére, és/vagy az üzemidő függvényében adhatók meg.

3.4.2. Integritás értékelése szilárdsági nyomáspróba során

Szilárdsági nyomáspróbák esetére, a tervezési szabvány szerinti számítással határozzák meg a minimálisan megengedhető nyomáspróba-hőmérsékletet. Ez a hőmérséklet az elemzésekben vizsgált, ridegtörés szempontjából kritikus környezetekre érvényes. Amennyiben nincs tervezett hőmérsékletmérés ezekben a környezetekben, a tervezett hőmérsékletmérés helyére is meghatároznak korlátozó hőmérsékletértéket, amelynek ellenőrzése biztosítja az elemzésben szereplő környezetek hőmérsékletkorlátjának betartását.

A szilárdsági nyomáspróba minimális, megengedhető hőmérsékletének számítási eredményei alapján a kritikus elemekre a tervezett üzemidő végéig megadják – és ezeket az elemzés érvényességi korlátjaiként is megjelenítik – a következő összerendelt paramétereket, táblázatosan és grafikusán:

- A szerkezeti elem adott hőmérsékletéhez és a hőmérséklet ellenőrzésére szolgáló mérési helyen mért hőmérsékletéhez tartozó megengedhető nyomások a nyomáspróba során (a tervezett nyomáspróbák időpontjaiban).
- A szerkezeti elem üzemidőtől függő szívós-rideg átmeneti hőmérséklete, kiemelve a tervezett nyomáspróbák időpontjaiban meghatározott pillanatnyi szívós-rideg átmeneti hőmérsékletet.
- A nyomáspróba során a primerköri nyomás és a hőmérséklet ellenőrzésére szolgáló mérési helyen mért hőmérsékletek várható lefutása az idő függvényében.

3.4.3. Integritás értékelése üzemzavarok (TA3, TA4, TAK1) során

Az elemzés terjedelmének kijelölése során meghatározott üzemzavari tranziensekre a tervezési szabvány szerinti számítással értékelik az integritást a tervezett üzemidő végére vonatkozóan, és az eredményeket a következők szerint mutatják be:

- Minden vizsgált tranziensre, a kritikus környezetekben posztulált repedés mindegyik vizsgált pontjára, az anyagtulajdonság változását reprezentáló törési szívóssági görbe és a posztulált repedés igénybevételének mértékét képviselő feszültségintenzitási tényező egy ábrán való megjelenítése, a hőmérséklet és az idő függvényében.
- A kritikusrepedés-méretek, valamint az azokhoz tartozó $T_{k\text{meg}}$ hőmérsékletek felsorolása.
- Az elemzés érvényességi korlátjai között az egyes rendszerelemek, komponensek tervezett üzemidő végére vonatkozó $T_{k\text{ meg}}$ értékeinek feltüntetése.

3.5. Szívós-rideg átmeneti hőmérsékletek meghatározása, ellenőrzése

3.5.1. Szívós-rideg átmeneti hőmérsékletek meghatározása

Az elemzés célja a vizsgált rendszerelem ridegtörés szempontjából kritikus környezeteire vonatkozóan, a „0” állapotához tartozó szívós-rideg átmeneti hőmérséklet, valamint annak a sugárzás- és/vagy egyéb környezeti, terhelési viszonyok hatására bekövetkező megváltozásának, (szívós-rideg átmeneti hőmérséklet-eltolódásnak) a meghatározása.

Tervezéskor a vizsgált rendszerelem „0” állapotához tartozó szívós-rideg átmeneti hőmérsékleteként a tervezési szabványban rögzített T_{k0} értékeket lehet felhasználni.

Az értékelés során a reaktortartályfal-komponensek várható neutronfluencia-terhelését számítással határozzák meg, a tervezett zónakonfigurációkat és a tartály geometriai felépítését figyelembe véve.

A sugárzás hatására bekövetkező károsodás tervezés során feltételezett (üzemidőfüggő) várható mértékét (szívós-rideg átmeneti hőmérséklet-eltolódást) a kémiai összetételt és a gyorsneutron-fluenciát figyelembe vevő (ún. vegyi) képlettel lehet meghatározni, a tervezési szabvány alapján.

Az olyan nyomástartó elemek esetében, ahol ez nem elhanyagolható mértékű, a nem sugárzás hatására bekövetkező szívós-rideg átmeneti hőmérsékletváltozást – amelynek oka például a fáradás vagy a termikus öregedés – figyelembe veszik.

Az érvényességi korlátok között feltüntetik minden vizsgált elem „0” állapotára (T_{k0}) és a tervezett üzemidő végére prognosztizált (T_k) szívós-rideg átmeneti hőmérsékletét.

3.5.2. Reaktortartály sugárkárosodásfelügyeleti program

A sugárzás szempontjából kritikus elemek szívós-rideg átmeneti hőmérsékletének tervezés során feltételezett üzemidőtől függő értékeinek igazolására a felügyeleti próbatestekkel végzett vizsgálati program szolgál (*Surveillance útmutató*). Az igazoláshoz tartozóan az érvényességi korlátok és feltételek között megjelenítik a felügyeleti próbatestekkel végzett vizsgálati programmal kapcsolatos főbb elvárásokat.

3.6. Termohidraulikai elemzés

A p-T görbék és a szilárdági nyomáspróba megengedhető minimális hőmérsékletének meghatározásához a szilárdsági, kifáradási számítások során alapul vett, az Üzemeltetési Feltételek és Korlátok megalapozása során felhasznált termohidraulikai számítások figyelembevételével meghatározott, a tervezési specifikációban rögzített üzemi terhelések paramétereit veszik alapul.

Az üzemzavari események termohidraulikai elemzésének célja az elemzendő nyomás alatti hűtést okozó tranzienslefutások meghatározása és a kiválasztott tranzienslefutások alapján alapadatok képzése az egyes rendszerelemek vizsgált környezeteinek ridegtörési számításaihoz.

A tranziensek közül elhagyhatók az olyanok, amelyeket más, ténylegesen elemzett tranziensek konzervatív módon burkolnak felül. A kiválasztás során legalább a következő tényezőket veszik figyelembe:

- a) az elért gyűrűkamra-hőmérséklet,
- b) a hőmérsékletcsökkenési sebesség,
- c) a reaktortartályfal-hűtés esetleges egyenlőtlenségei,
- d) a primerköri nyomás szintje.

A termohidraulikai számítás a törésmechanikai analízishez az adott vizsgált környezetekben ébredő feszültségek meghatározásához biztosítja a szükséges bemenő adatokat. A termohidraulikai folyamatok elemzésére rendszerkódokat célszerű használni. Az olyan tranziensek esetén, amelyek során a reaktortartály gyűrűkamrájában jelentős mértékben megváltozik az áramlási kép a normál üzemihez képest, a tartályon belüli keveredés pontosabb leírására háromdimenziós CFD-modellszámítások elvégzése javasolt. Ebben az esetben a CFD-modell és számítás megfelelőségét a CFD-modell validálásával igazolják. Mindemellett, amennyiben ez nem befolyásolja szignifikánsan az integritási kritérium teljesülését és a számítás konzervativizmusa igazolható, egyszerűsített keveredési modellek is elfogadhatóak.

A termohidraulikai számítások eredményei alapján minden tranziensre meghatározzák a vizsgált rendszerelemek falhőmérsékletének eloszlását, amihez a következő jellemzőket (háromdimenziós eloszlást) adják meg:

- a) Hűtőközeg-hőmérséklet
- b) Hűtőközeg nyomása
- c) Hőátadási tényező a hűtőközeg és a tartály fala között

3.7. Törésmechanikai elemzés

A törésmechanikai elemzés célja a ridegtörés szempontjából kritikus környezetekben posztulált repedésekhez tartozó feszültségintenzitási tényezők meghatározása, az adott üzemállapotot jellemző, a termohidraulikai számításokkal meghatározott terhelések, terhelésváltozások jellemzőinek figyelembevételével.

3.7.1. Hőmérséklet- és feszültségeloszlás-számítások

A vizsgált elemek hőmérséklet- és feszültségeloszlását az adott üzemállapotnak megfelelően (tranziens esetben az idő függvényében) határozzák meg. A feszültség számítás során az anyagjellemzők üzemeltetés során végbement öregedési folyamatok miatti változását (neutronfluencia, hőmérséklet és a fáradás hatására), valamint az anyagjellemzők hőmérsékletfüggését is figyelembe veszik.

Az üzemzavari tranziensek esetében figyelembe veszik a plattírozás hatását, valamint a varratokban ébredő maradófeszültséget.

3.7.2. *Posztulálandó repedések*

A posztulálandó repedések felületi, félelliptikus, a belső és a külső felületre kifutó repedések a kritikus környezetekben, mélységük a teljes falvastagság 1/4-e, alaktényezőjük a tervezési szabvány alapján határozható meg.

Amennyiben az adott környezet vizsgálatát minősített roncsolásmentes vizsgálórendszerrel végzik, és ez része az érvényességi korlátoknak és feltételeknek, akkor az 1/4 falvastagságnál kisebb mélységű repedés is posztulálható.

Amennyiben a plattírozás integritását minősített roncsolásmentes vizsgálórendszerrel végzett vizsgálattal igazolják, és ez része az érvényességi korlátoknak és feltételeknek, akkor plattírozás alatti repedés is posztulálható a tervezési szabványnak megfelelően. Azonban a TA1, TA2 üzemállapotok értékelése során, a p-T görbe meghatározásánál és a szilárdsági nyomáspróba hőmérséklet elemzések esetében mindenképpen a plattírozáson átmenő, felületre kifutó, 1/4 falvastagság mélységű repedéseket tételeznek fel.

3.7.3. *Törési szívósság*

A kritikus elemek szerkezeti anyagának törési szívósságát, az adott kritikus elem T_K hőmérsékletéhez történő illesztéssel határozzák meg, a tervezési szabványban megadottak szerint. A reaktortartály-felügyeleti program végrehajtása során történő, a ridegtörés szempontjából kritikus komponens anyagok törési szívósságának szabványos feltételeknek megfelelő, közvetlen meghatározásával kapott értékek felhasználhatók.

3.7.4. *Törésmechanikai elemzések*

A K_I feszültségintenzitási tényező értékének kiszámítása a posztulált repedés alapanyagban fekvő repedésfrontján történik. A repedésfront reprezentálható két jellegzetes pontjával, azaz a repedés legmélyebb, valamint a plattírozás és az alapanyag érintkezésénél lévő interfészponttal.

3.8. Az elemzések dokumentálása

Az elemzéseket az NBSZ 3a.2.3.0500. pontja előírásainak megfelelően dokumentálják.

A számítás egyértelműen beazonosítja az elemzett komponenst, és az elemzés alapjául szolgáló tervezési specifikációt.

A számítás bemutatja, hogy a tervezési specifikációban megadott összes kiinduló adatot, anyag- és környezeti paramétereket, terheket, terheléskombinációkat és tranzienseket a tervezési specifikációban előírt kritériumoknak megfelelően vették figyelembe.

Az elemzéseket oly módon és olyan mélységben dokumentálják, hogy azok az atomerőmű tervezett üzemideje során megismételhetők, független felülvizsgálatnak alávetethetők, és az átalakítások értékeléséhez szükséges terjedelemben módosíthatók legyenek, továbbá a számítás konzervativizmusa és az elemzésekkel kimutatott tartalékok mértéke felülvizsgálható és újraértékelhető legyen.

A dokumentum a számítás menetét olyan részletességgel tartalmazza, hogy abból a számítás módszerének megfelelőségét független szakértők megítélhessék, a feltüntetett, ridegtörés szempontjából megengedhető maximális komponensspecifikus szívós-rideg átmeneti hőmérsékletértékekből, illetve a dokumentált számítási eredményekből egyértelműen kiderüljön, hogy a komponenst érő hatásokból származó feszültségintenzitási tényezők a megengedett törési szívóssági értékek alatt maradnak.

A dokumentáció minden hivatkozása olyan részletességű, amelynek segítségével a megnevezett dokumentumok hivatkozott szakaszai külső, független felülvizsgáló személy számára egyértelműen beazonosíthatók.

A számítógépes kódokkal elvégzett elemzések független értékelhetősége érdekében biztosítják a kódok részletes dokumentációjának rendelkezésre állását.

4. REFERENCIÁK

1. 1996. évi CXVI. törvény az atomenergiáról
2. 118/2011. (VII. 11.) Korm. rendelet a nukleáris létesítmények nukleáris biztonsági követelményeiről és az ezzel összefüggő hatósági tevékenységről
3. NBSZ 3a. kötet: Nukleáris Biztonsági Szabályzatok 3/A. melléklet a 118/2011. (VII. 11.) Korm. rendelethez Új atomerőművi blokkok tervezési követelményei
4. Országos Atomenergia Hivatal N1.2. sz. útmutató: Új atomerőművi blokk létesítési engedélyezési dokumentációjának tartalmi és formai követelményei, v1, 2018. szeptember
5. Országos Atomenergia Hivatal N1.7. sz. útmutató: Új atomerőművi gépészeti rendszerelemek gyártásának és beszerzésének engedélyezési dokumentációja v3, 2020. július
6. Országos Atomenergia Hivatal N3a.1. sz. útmutató: Új atomerőművi rendszerek és rendszerelemek biztonsági osztályba sorolásának alapelvei, v1, 2017. június
7. Országos Atomenergia Hivatal N3a.4. útmutató: Új atomerőmű nyomástartó berendezéseinek és csővezetékeinek tervezése, v1, 2020. július
8. Országos Atomenergia Hivatal N3a.11. sz. útmutató: Új atomerőműre vonatkozó valószínűségi alapú biztonsági elemzések, v1, 2015. október
9. Országos Atomenergia Hivatal N3a.12. sz. útmutató: Általános tervezési elvek új atomerőművek és rendszereinek tervezéséhez, v1, 2015. október
10. Országos Atomenergia Hivatal N3a.32. sz. útmutató: Új atomerőműre vonatkozó determinisztikus biztonsági elemzések, v1 2015. október

Új reaktortartályok és primerköri berendezések ridegtöréssel szembeni biztonságának értékelése

11. Országos Atomenergia Hivatal N3a.35. sz. útmutató: Új atomerőmű tervezése során alkalmazandó általános gépészeti ajánlások, v2, 2019. július
12. Országos Atomenergia Hivatal N3a.41. útmutató: Új atomerőmű tervezése során alkalmazandó primerköri gépészeti ajánlások, v2, 2019. július
13. Országos Atomenergia Hivatal N9.3. sz. útmutató: Szabványok használatának szabályai új atomerőmű létesítése során v2, 2019. augusztus
14. Országos Atomenergia Hivatal N9.5. sz. útmutató: Új atomerőmű nyomástartó edényeinek és csővezetékeinek anyagvizsgálata, v3, 2020. január
15. Országos Atomenergia Hivatal N3a.50. sz. útmutató: Új reaktortartályok állapotfelügyelete (tervezet)
16. ASTM-1921-20: Standard Test Method for Determination of Reference Temperature, T_0 , for Ferritic Steels in the Transition Range