

# A REAKTORTARTÁLY SZERKEZETI INTEGRITÁSA

Trampus Péter

a műszaki tudomány kandidátusa  
peter.trampus@jrc.nl

*A Paksi Atomerőmű tervezett üzemidő-hosszabbításának műszaki-tudományos megalapozásához elengedhetetlen a reaktortartályok aktuális állapotának meghatározása és élettartamuk megbízható becslése, azaz a reaktortartályok szerkezeti integritásának bizonyítása. Jelen cikk a reaktortartály funkciójának és a szerkezeti anyagai élettartam-kimerüléséhez hozzájáruló tényezőknek figyelembe vételével elemzi a tartály szerkezeti integritását, és bemutat egy koncepciót – a virtuális mélységi védelem koncepcióját – a tartály biztonságának elemzésére. A koncepció elemeit a szerkezeti integritás területén folytatott kutatások eredményeinek gyakorlati alkalmazási példái illusztrálják.*

## 1. Bevezetés

Az energia – ezen belül a villamos energia – az emberi élet minőségének egyik meghatározója. Napjainkban a világ lakosainak több mint egyharmada (több mint kétmilliárd ember) nem jut villamos energiához, és további mintegy kétmilliárd ember esetében az egy főre eső villamos teljesítmény nem éri el a 100 wattot. Atomerőművekben a huszadik század derekától állítanak elő villamos energiát polgári célokra. A villamos energia előállításának ez a technológiája – több mint tízezer reaktorév tapasztalatával – mára kipróbált technológiává érett. Az atomerőművek részesedése a világ villamosenergia-termeléséből 2002-ben megközelítőleg 16 % volt.

Habár valószínűsíthető, hogy az atomerőművek a belátható jövőben is jelentős részt vállalnak a világ rohamosan növekvő villamosenergia-igényének kielégítéséből, a technológia jövőjének megítélése mégis ellentmondásos. Új megvilágításba helyezheti az atomerőművek megítélését a Föld felszínének az üvegházhatású gázok kibocsátása következtében megindult fokozatos felmelegedése, illetve a fosszilis energiahordozók elégetésének igen valószínű hozzájárulása ehhez a folyamathoz.<sup>1</sup>

Egy-másfél évtizede a villamosenergia-ipart érintő jelentős változások zajlanak a világ egyre több országában. A villamosenergia-piac liberalizálása, valamint az iparág privatizációja olyan környezetet hozott létre, ahol versenyhelyzet alakult ki az egyes erőművek illetve technológiák között. Ez a verseny komoly hatással van az atomenergetikára. A hangsúly az új atomerőművek építéséről átkerült a jelenleg üzemelő atomerőművek minél hatékonyabb kihasználására, ami elsősorban az üzemidő meghosszabbítását, de emellett a teljesítmény növelését is takarja. A mérnöki tevékenységnek önálló, interdiszciplináris területévé fejlődött az atomerőművek élettartam-gazdálkodása, azaz az üzemeltetés és karbantartás optimalizálása oly módon, hogy a jelenleg üzemelő

<sup>1</sup> Érdemes megemlékezni róla, hogy csaknem fél évszázaddal ezelőtt Neumann János (Neumann, John von 1955) elsők között jelezte előre ennek a folyamatnak a lehetőségét és várható következményeit.

atomerőművek mindaddig szolgálatban maradjanak, ameddig az általuk termelt villamos energiára igény van, és a biztonság megkövetelt szintje gazdaságosan elérhető (Trampus, 1996).

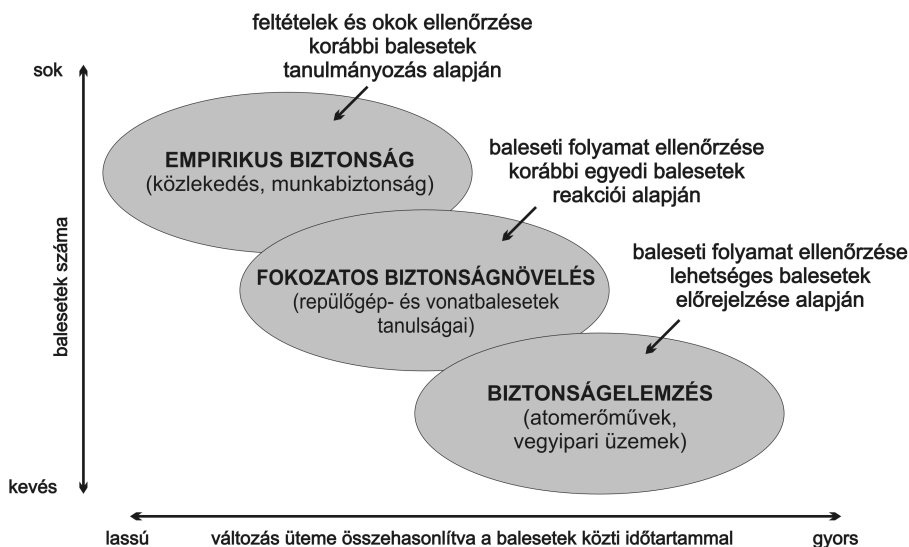
Magyarországon az atomerőműben termelt villamos energia hányada jelentős (2002-ben meghaladta a 36 %-ot) és a legolcsóbb. Az ország elemi érdeke tehát, hogy a még bizonyára jó ideig egyetlen atomerőművét hosszú távon, biztonságosan és megbízhatóan üzemeltesse. Az üzemidő meghosszabbításának megvalósíthatóságát elemző tanulmány bizonyítja a tervezési élettartamot húsz évvel meghaladó üzemeltetés műszaki megvalósíthatóságát és gazdasági előnyét (Katona et al., 2001), ezért az erőmű tulajdonosa és üzemeltetői célul tűzték ki a blokkok üzemidejének meghosszabbítását. Az üzemidő-hosszabbítás műszaki-tudományos meg-alapozásának alapfeltétele a reaktortartály aktuális állapotának ismerete, élettartamának megbízható becslése, továbbá az élettartamkimerülés lassítása vagy elkerülése, technológiáinak kézbe tartása. Jelen dolgozat e

tevékenységhez kíván hozzájárulni azzal, hogy ismertet egy, a reaktortartályok biztonságának elemzésére alkalmazható koncepciót, majd a koncepció illusztrálásához áttekinti a Paksi Atomerőmű reaktortartályai szerkezeti integritásának hosszú távon történő biztosítása érdekében az anyagtudomány és technológia területén folytatott kutatások eredményeinek gyakorlatban történő alkalmazását.

## 2. A szerkezeti integritás helye a biztonság komplex rendszerében

Az ipari technológiák biztonságának kezelését, illetve ellenőrzését tekintve – általánosságban – három stratégiát különböztethetünk meg (Rasmussen, 1993).

A biztonságelemzés stratégia foglalja magába azokat a technológiákat, amelyek esetében a társadalom által nem elfogadható balesetek igen kis valószínűséggel fordulhatnak elő. Ide soroljuk a nukleáris technológiát. A technológiai fejlődés felgyorsulása következtében – e stratégiát alkalmazva – már nincs lehetőség alacsony kockázatú



1. ábra • Különböző biztonsági stratégiák

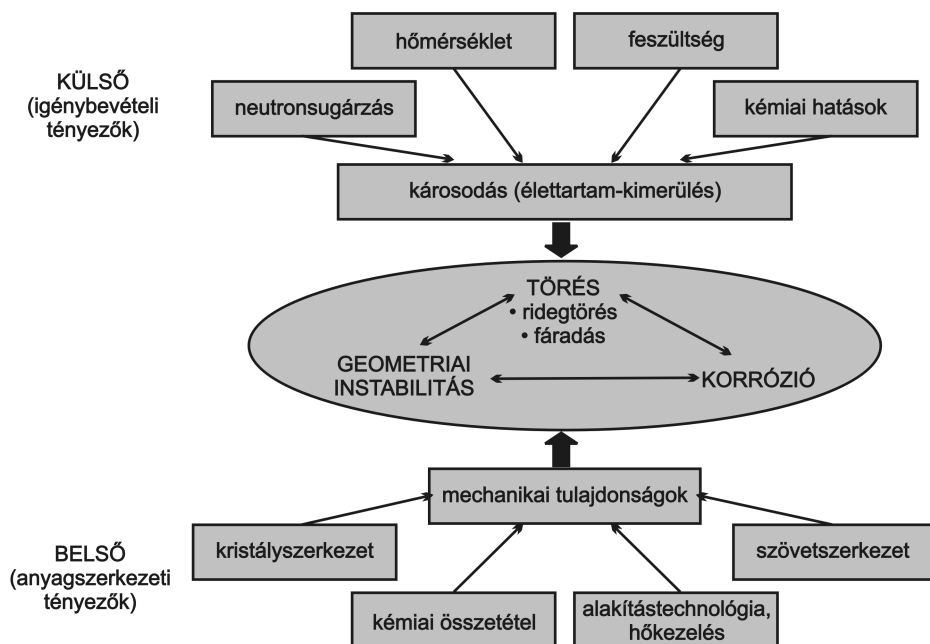
rendszerek egyedi kifejlesztésére, hanem – például atomerőművek esetén – az erőmű kockázatát előre kell megbecsülni az alkalmazott folyamatok modellezése útján és a lehetséges veszélyforrások figyelembe vételével. Erre a célra szolgál a valószínűségi biztonságselemlzés (*Probabilistic Safety Assessment – PSA*), ahol a rendszerek tervezésének alapja egy teljes léptékű baleset valószínűségének becslése, figyelembe véve a betervezett valamennyi védelem egyidejű megsérülésének lehetőségét.

Az atomerőmű potenciális veszélyforrása a technológiából adódó – és az erőmű kezelőire, a lakosságra és a környezetre veszélyt jelentő – radioaktív sugárzás. Az előzőekben vázolt stratégiát szem előtt tartva dolgozták ki és alkalmazzák az atomerőművekre a „mélységben tagolt védelem” tervezési filozófiát, ami több egyidejű műszaki meghibásodás és emberi tévedés esetén is védelmet

jelent a potenciális veszélyforrással szemben. Ez a stratégia egymásra épülő védelmi rétegek meglétén alapszik, úgymint:

- helyettesítő berendezések működésbe lépése egy adott berendezés meghibásodása esetén,
- automatikus védelmi rendszerek működésbe lépése az energia- vagy tömegkoncentráció feletti ellenőrzés megszűnésekor,
- fizikai korlátok rendszerének kialakítása arra az esetre, amennyiben az előző védelmi rétegek nem működnek,
- szélsőséges és valószínűtlen meghibásodások illetve balesetek elemzése és az elhárításukhoz szükséges intézkedések előzetes meghatározása, valamint az ezekre való felkészülés.

Belátható, hogy csak a meghibásodásoknak és az emberi hibáknak valamennyi védelmi réteget érintő szélsőséges egybeesése válthat ki egy súlyos balesetet, tehát a ve-



2. ábra • A szerkezeti anyagok élettartam kimerülését befolyásoló tényezők

szély csökkentésének kézenfekvő módja az egyes védelmi rétegek integritásának biztosítása. Ezek közé tartozik a „fizikai korlátok” szerkezeti integritásának biztosítása. Egy atomerőműben a fizikai korlátok talán legfontosabb eleme a nyomástartó berendezések és csővezetékek rendszere, amelynek szerkezeti integritása szavatolja azt, hogy radioaktív közeg nem kerülhet ellenőrizetlenül a technológiai rendszeren kívül, ezért biztosítása elsődleges fontosságú az erőmű teljes üzemideje alatt.

### *3. A reaktortartály szerkezeti integritásának fontossága*

Az atomerőmű berendezései szerkezeti anyagainak élettartam-kimerülésében, valamint a berendezések esetleges tönkremenetelében különböző tényezők játszanak szerepet.

A szerkezeti anyagok anyagszerkezete által adott tényezők, amelyeket belső tényezőknek is nevezhetünk, határozzák meg a mechanikai tulajdonságokat (szilárdság, törési szívósság stb.). Az igénybevétel körülményeiből adódó külső tényezők vezetnek a kiinduló mechanikai tulajdonságok megváltozásához, azaz az anyagkárosodási folyamatokhoz, amelyek az élettartam kimerülését vonják maguk után. Az élettartam-kimerülés egy határállapot elérésekor a berendezés tönkremeneteléhez vezet, ami lehet törés, geometriai instabilitás vagy korrózió. A bemutatott folyamatok az atomerőmű egyes berendezései esetében eltérő mértékben játszanak szerepet, s általában egy adott károsodási folyamat vezet az élettartam kimerüléséhez. A bemutatott tényezők közül a reaktortartálynak az aktív zóna magasságában lévő tartományát érő neutron sugárzás jelenti a dolgozatban tárgyalt problémakör különlegességét.<sup>2</sup>

<sup>2</sup> Több mint fél évszázaddal ezelőtt Wigner (1946) hívta fel először a figyelmet a neutronok azon tulajdonságára, hogy szerkezeti anyagokkal kölcsönhatásba lépve megváltoztatják azok tulajdonságait, megváltoztatva ezzel a sugárkárosodás fogalmát.

Az üzemelő atomerőművek legelterjedtebb típusa a nyomottvízes atomerőmű, ezt a technológiát alkalmazzák az orosz tervezésű VVER atomerőművek is. Pakson négy VVER-440/V-213 típusú blokk üzemel. Nyomottvízes atomerőművekben a reaktortartály áll az első helyen, ha a szerkezeti integritás biztosítását vizsgáljuk. A reaktortartály foglalja magába az aktív zónát, és közös szerkezeti eleme a nukleáris gőzfejlesztő rendszer főkeringtető vezetékének és a zóna üzemzavari hűtőrendszerének, ezért egyértelműen biztonsági funkciót tölt be. Amennyiben a reaktortartály fala az aktív zóna magasságában vagy az alatt olyan mértékben megsérülne, hogy az a hűtőközeg elfolyásához vezetne és az üzemzavari hűtés az elfolyást nem tudná pótolni, akkor a reaktor hűtés nélkül maradna és túlhevülne. Ez súlyosan károsítaná az aktív zónát is, ami végül a következő fizikai korlát (a konténment) megsérüléséhez, és ennek következtében ellenőrizetlen mennyiségű radioaktív anyag kibocsátásához vezetne. Tehát az erőmű teljes üzemideje alatt biztosítani kell, hogy a reaktortartály előzőekben leírt sérülése bekövetkezésének igen kicsi legyen a valószínűsége.

A reaktortartály szerkezeti integritásának elemzése a tartályfal szilárdságának, illetve töréssel szembeni ellenállásának elemzését jelenti. A reaktortartályokat alapvetően úgy tervezik, gyártják és üzemeltetik, hogy üzemidejük alatt ne sérüljenek meg. Az üzemeltetés körülményeit úgy kell megválasztani, hogy a tartályfal szerkezeti anyaga ne kerüljön az eredetileg képlékeny (szívós) állapotból rideg állapotba. Így a tervezés és üzemeltetés során ki lehet aknázni a tartályfal anyagának azon tulajdonságát, miszerint egy szívós törés létrejöttének energiaszükséglete lényegesen nagyobb, mint amennyi energiát a tartályfal esetleges ridegtörése felemészít. A reaktortartály szerkezeti integritásának elemzése során tehát a tartály ridegtöréssel szembeni ellenállására kell koncentrálnunk.

A reaktortartály szerkezeti integritása az átmeneti üzemmállapotokban, illetve a zóna üzemzavari hűtőrendszerének működése során van veszélyben. Ezen belül is a legkritikusabb állapotot az jelenti, amikor az üzemzavari hűtőközeg betáplálásával – azaz a tartályfal belső felületének gyors lehűtésével – egyidejűleg a tartály belső nyomása akár az üzemi nyomást meghaladó értékre növekszik. Ez a nyomás alatti hűtés (*Pressurized Thermal Shock – PTS*). A PTS-t kiváltják primer oldali, valamint szekunder oldalról eredő események. A reaktortartály épességét – az előbbieket figyelembevételével – a következő tényezők megfelelő mértékű és egyidejű jelenléte veszélyeztetheti:

1. Alacsony hőmérséklet és ezzel egyidejűleg megnövekedett feszültség kialakulása a reaktortartály falában;

2. a reaktortartály szerkezeti anyagának neutron sugárzás következtében lecsökkent törési szívóssága;

3. megfelelő méretű, alakú és elhelyezkedésű repedés vagy repedésjellegű folytonossági hiány jelenléte a tartályfal azon tartományában, ahol az előzőekben leírt feltételek adóttak.

A biztonsági szempontokon túlmenően a reaktortartályra azért is kell kiemelt figyelmet fordítani, mert gyakorlatilag nem cserélhető berendezésnek tekintik. Ez egyúttal azt is jelenti, hogy a reaktortartály az atomerőmű azon berendezése, amelyik az üzemidő kerekeit kijelöli.

#### 4. A virtuális mélységi védelem koncepció

Miután a reaktortartály esetében a szerkezeti integritás sérülése katasztrofális következményekkel járna, ami nem fogadható el, ezért meghibásodása bekövetkezésének valószínűsége csak rendkívül alacsony lehet. Általánosan elfogadott gyakorisági érték erre az esetre, ha a  $10^{-7}$ /év (IAEA, 1992). Az említett gyakorisági érték létezése és elfogadottsága ellenére a reaktortartályok biztonságát

általában determinisztikus módon elemzik. Az Egyesült Királyságban a 70-es években a biztonság alapkövetelményeként elfogadták, hogy egy megfelelően tervezett és gyártott reaktortartály igen kis valószínűséggel hibásodhat meg, továbbá az esetleges meghibásodások okait kiküszöbölő kiegészítő intézkedéseket is bevezettek, ami a 80-as években a „meghibásodás kizárása” (*Incredibility of Failure – IoF*) elv érvrendszerének megalkotásához vezetett (Geraghty, 1996). *Németországban* a Biztonsági Alapelvek (*Basis Safety Concept – BSC*) testesítik meg az előzőekben leírtakat (Kussmaul, 1984). A BSC valószínűségi módszerek alkalmazása nélkül igazolja a katasztrofális meghibásodás lehetőségének tökéletes kizárását a német tervezésű atomerőművek esetében. Az USA-ban a vonatkozó tervezési és ellenőrzési előírás (ASME, 1995a, b) nem foglalja közre a katasztrofális törés kizárásának explicit bizonyításával, a berendezéseknek, illetve csővezetékeknek a tervezési előírásban található osztályba sorolása azonban lényegében ugyanazt az elvet hordozza magában.

A VVER-440 típusú reaktorokra nem ismeretes az előzőekkel összemérhető komplex előírásrendszer. A tervezés, gyártás, üzembe helyezés és üzemeltetés bizonyos szempontjait és tapasztalatait figyelembe véve azonban ki lehet dolgozni egy tudományos alapokon nyugvó műszaki érvrendszert, amely elegendő bizonyítékot szolgáltat arra nézve, hogy a reaktortartály elfogadhatatlan következményekkel járó tönkremenetele nem fog bekövetkezni az atomerőmű normál üzeme, normál üzemtől eltérő és üzemzavari körülményei között még a meghosszabbított üzemidő alatt sem. Ilyen rendszerhez jutunk, ha definiáljuk a szerkezeti integritás ún. alappilléreit és ezek összetevőit, azaz az alappillérek építőköveit. Ez az elemzési struktúra elég szemléletes ahhoz, hogy megjelenítésével is segíti az érvrendszer megértését, a nukleáris biztonság

igazolásának ilyen formája elfogadott és javasolt (TAGSI, 1998).

Az alappillérek, amelyek a szerkezeti integritás biztosításának szükséges, de egyenként nem elégséges feltételei, egymástól független információkon alapulnak, kiválasztásuk különböző elvek szerint lehetséges. A pillérek alkotó összetevők a legfontosabb biztosítékok illetve érvék, és némelyikük elvileg megjelenhet több pillérben is. Miután a reaktortartály szerkezeti integritásának esetleges sérülése esetén nincs egy másik, vele egyenértékű (helyettesítő) fizikai korlát, ezért ezt a koncepciót a mélységben tagolt védelem alternatívájaként – és annak analógiájára – virtuális mélységi védelemnek nevezhetjük. A virtuális mélységi védelem a reaktortartály esetében a szerkezeti integritás többszörös biztosítéka oly módon, hogy az egyes alappillérei, amenny-

nyire lehetséges, függetlenek egymástól, és bármely pillér (érv) gyengeségeit kompenzálják a többi érv erősségei.

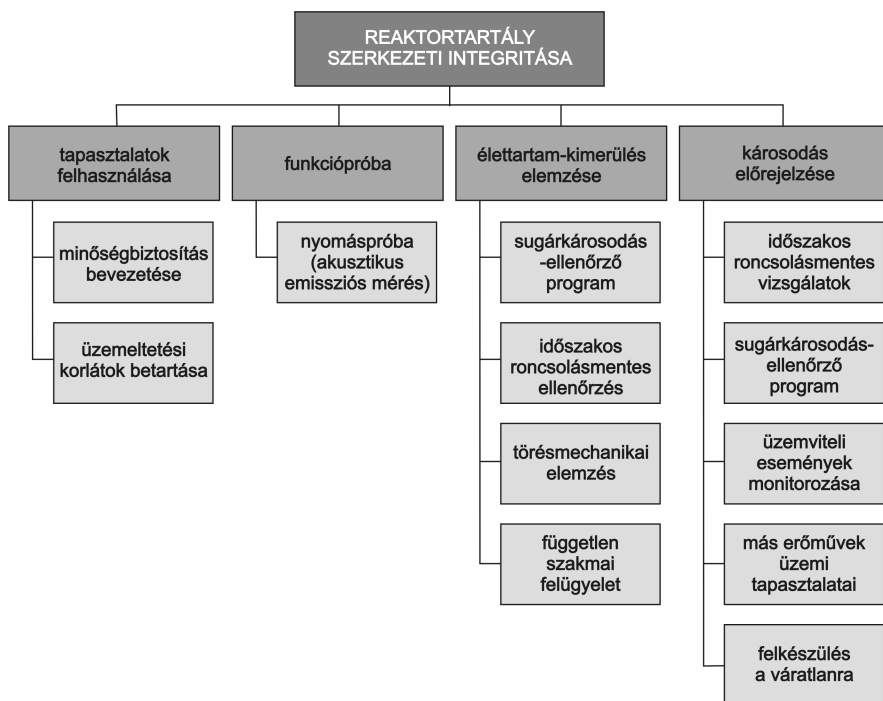
Négy, koncepcionálisan különböző feltétel együttest, azaz alappillért vezetünk be (3. ábra), amelyek a Paksi Atomerőmű reaktortartályai szerkezeti integritását tekintve az alábbiak:

#### 1.) Tapasztalatok felhasználása

A tapasztalatok felhasználása a „korábban már bevált” elv megvalósítását jelenti (megfelelő tervezés és gyártás, a szerelés és üzembe helyezés, továbbá az üzemeltetés tapasztalataiból fakadó megbízhatóság).

#### 2.) Funkciópróba

A funkciópróba a funkcióképesség igazolása reprezentatív vizsgálattal, ami a paksi reaktortartályok esetében az akusztikus emissziós méréssel kiegészített hidraulikus nyomáspróba.



3. ábra • Virtuális mélységi védelem a Paksi Atomerőmű reaktortartályai esetében

### 3.) Élettartam-kimerülés elemzése

A szerkezeti integritást (azaz az élettartam kimerülését) a kor színvonalának megfelelő tudományos alapokon kell bizonyítani. Ide tartozik a reaktortartály töréssel szembeni biztonságának folyamatos felügyelete és az élettartam becslése, aminek az alapját a sugárkárosodás-ellenőrző próbatestek vizsgálatai, valamint az időszakos roncsolásmentes vizsgálatok eredményeinek komplex értékelése adja.

### 4.) Károsodás előrejelzése

Az előremutató információkhoz jutásnak a biztosítéka a károsodás előrejelzése. Erre szolgálnak a vizsgálatok, diagnosztikai mérések, vonatkozó események tapasztalatai, beleértve a nem várt eseményekre való reagálás képességét is.

Az egyes alappillérek viszonylagos fontossága, illetve hangsúlya az üzemeltetési idő előrehaladásával változik. Az élettartam-gazdálkodást tekintve nyilvánvaló a harmadik és negyedik pillér fokozatos előtérbe kerülése. A virtuális mélységi védelem érvrendszere be kell, hogy ágyazódjék az erőmű üzemeltetésének biztonsági kultúrájába,<sup>3</sup> és a kettő együttesen biztosítja a szerkezeti integritás műszaki megalapozottságát és biztosításának végrehajthatóságát.

### 5. A paksi reaktortartályok szerkezeti integritásának áttekintése

A következőkben vázlatosan áttekintjük a virtuális mélységi védelem elemeit, röviden bemutatva azokat a területeket, amelyeket a reaktortartályok ridegtöréssel szembeni biztonsága elemzésekor részletesen értékelni kell, illetve utalunk azokra az eredményekre, amelyeket a Paksi Atomerőmű ezen a téren elért. A dolgozat nem értékeli a reaktortartályok biztonságát.

### 5. 1. Tapasztalatok felhasználása

A Paksi Atomerőmű létesítése során ipari körökben jelentős igény fogalmazódott meg, hogy a hazai gyakorlatot igazítani kell a fejlett ipari országok nukleáris létesítményeinek megvalósítása során alkalmazott minőség-biztosítási előírások érdemi tartalmához, amelyek alapját a Nemzetközi Atomenergia Ügynökség minőségbiztosítási útmutatói képezték (IAEA, 1978). A minőségbiztosítás égisze alatt került sor az atomerőműben egy speciális laboratórium kialakítására a reaktorból kivételre kerülő és a sugárkárosodás ellenőrzésére szolgáló anyagvizsgálati próbatestek vizsgálatához, ami lényegében megteremtette a saját lábbon álló élettartam-gazdálkodási programot. Ugyancsak ide sorolható, hogy a korabeli hazai kutatási háttér (VASKUT, KFKI, VEIKI, BME) az atomerőmű létesítésének idején jelentős mértékben hozzájárult a roncsolásos és roncsolásmentes vizsgálati illetve értékelési módszerek kidolgozásához, a termohidraulikai, törésmechanikai, neutron transzport és más kódok kifejlesztéséhez, valamint bizonyos eszközfejlesztésekhez.

### 5. 2. Funkciópróba

A reaktortartály szerkezeti integritását figyelembe véve az üzemi nyomásnál magasabb értéken végrehajtott hidraulikus nyomáspróba számít funkciópróbának. A reaktortartályra a tervező által előírt próbanyomás értéke a reaktor üzemi nyomásának 1,56-szorososa, ami lényegesen meghaladja a más előírásrendszerekben előforduló értékeket, és a nyomáspróbát – a hatósági szabályozás értelmében – az üzemeltetés időszakában négyévenként meg kell ismételni. Az időszakos szilárdsági nyomáspróba ilyen extrém magas próbanyomáson történő végrehajtása nem egyértelműen járul hozzá a reaktor biztonságához (Marshall, 1982). Ezért, továbbá figyelembe véve, hogy a gyártás és az üzembe helyezés időszakában minden reaktor-

<sup>3</sup> Jelen dolgozat nem foglalkozik a biztonsági kultúrával kapcsolatos megfontolásokkal.

tartályon három sikeres nyomáspróbát hajtottak végre, az erőmű kezdeményezte, a hatóság pedig engedélyezte a próbanyomás értékének csökkentését az üzemi nyomás 1,35-szöröséig.

Az erőműnek a próbanyomásérték csökkentését alátámasztó műszaki elemzésében jelentős szerepet kaptak azok a kiegészítő vizsgálatok, amelyeket azért javasoltak bevezetni, hogy a reaktortartályok állapotáról a nyomáspróba alatt megfelelő információ álljon rendelkezésre. Ezek közül a legfontosabb a tárolt energiából irreverzibilis folyamatok lejátszódása által kiváltott akusztikus emisszió vizsgálata volt. Az akusztikus emisszió fő forrásai a szerkezeti anyag inhomogenitásai (mikrorepedések, hegesztési kötéshibák, nemfemes zárványok), amelyek a terhelés hatására növekedésnek indulhatnak, és növekedésük akusztikus impulzusok kibocsátásával jár együtt. Az alkalmazott rendszer alkalmas a nyomáspróba alatt jelentkező akusztikus események lokalizálására is (Trampus, 1991).

### 5. 3. Élettartam-kimerülés elemzése

A neutron sugárzás hatására megváltozott mikroszerkezet jelentős változásokat idéz elő a reaktortartályfal szerkezeti anyagainak mechanikai tulajdonságaiban. Ezen változások közül a legalapvetőbb a folyáshatár (és vele együtt a szakítószilárdság) növekedése és a szívósság csökkenése. Mind a négy paksi reaktortartályba a sugárkárosodás ellenőrzése céljából hat próbatestkészletet helyeztek el, amelyek kivételének ütemezését és sorrendjét az 1. táblázat mutatja.

blokk	1984	1985	1986	1987	1988	1989	1990	1991
1.	2	3	5, 6	4				
2.		2	3, 5	6	4			
3.				2	3, 5	6	4	
4.					2	3, 5	6	4

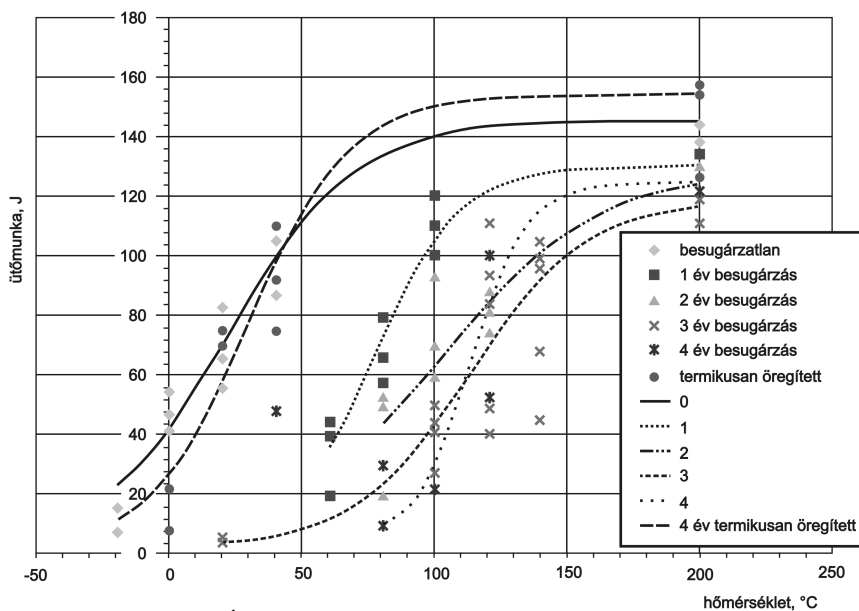
1. táblázat • A próbatestkészletek kivételi sorrendje (Reaktoronként egy – termikus öregedés-ellenőrző próbatesteket is tartalmazó – készletet további döntésig a reaktorban hagyunk.)

A törésmechanikai elemzés hipotézise – összhangban a nemzetközileg elfogadott módszerrel – az volt, hogy a törési szívósság neutron sugárzás okozta változása jó egyezést mutat a Charpy-féle ütvehajlító vizsgálattal meghatározott képlékeny-rideg átmeneti hőmérséklet eltolódásával. A 4. ábra példaként az 1. blokk reaktortartály-varratfém átmeneti hőmérsékletgörbéit mutatja be (Trampus, 1990).

Az alkalmazott törésmechanikai hipotézis alapvetően azért terjedt el a világban, mert a szükséges méretű törésmechanikai próbatestek besugárzása akadályokba ütközik. A módszernek az elvi problémája az, hogy a sugárkárosodás ellenőrzéséhez használatos referenciagörbék nem „valódi” törési szívósságot fejeznek ki, hanem csak a törési szívósság változásával összefüggésbe hozható értékeket. Ennek az a gyakorlati következménye, hogy nagy az eredmények szórása a képlékeny-rideg átmeneti tartományban. Az utóbbi évtizedben számos, a ridegtörés statisztikus természetét figyelembe vevő (ún. lokális megközelítési) modellt dolgoztak ki, amelyek közül a legelterjedtebb a mestergörbe módszer (Wallin, 1999). Ennek lényege az, hogy a törési szívósság-értékeket közvetlenül a kisméretű próbatesteken mérik a rugalmas-képlékeny törésmechanikai anyagjellemzők felhasználásával. A korai paksi törésmechanikai vizsgálatok eredményei felhasználhatók a mestergörbe módszer szerinti újraértékelésre (Oszwald – Gillemot, 2001).

A vizsgálatok és értékelésük a sugárkárosodás-ellenőrző program több gyenge pont-





4. ábra • Átmeneti hőmérséklet-görbék (1. blokk, varratfém)

jára világítottak rá, amelyek a reaktortartály élettartama meghatározásának bizonytalanságát növelik. Ezek kiküszöbölésére, továbbá kihasználva a VVER-440 reaktorok azon adottságát, hogy a kivett próbatestkészletek helyére újak helyezhetők, az erőmű egy kiegészítő ellenőrző programot tervezett (Gillemot et al., 1993). Ennek az „új hazai” sugárkárosodás-ellenőrző programnak a célja négyéves időszakonként végzett vizsgálatokkal annak ellenőrzése, hogy a tartályfal sugárkárosodásának kinetikája azonos-e az első négy üzemév után elvégzett vizsgálat eredményével vagy eltér-e attól. A próbatestkészletek összeállítása során arra is törekedtünk, hogy az előzőekben említett bizonytalanságok forrásait lehetőség szerint megszüntessük. Az eddig elvégzett vizsgálatok eredményei megerősítik a korábbi élettartambecslés helyességét (Oszvald et al., 1995).

Az időszakos roncsolásmentes vizsgálatok szolgáltatják a szerkezeti integritás elemzéséhez az információt a reaktortartályban található folytonossági hiányok jelenl-

téről, helyzetéről, méretéről és egyéb jellegzetességeiről. A nyugati típusú nyomottvizes atomerőművek reaktortartályainak időszakos roncsolásmentes vizsgálatát hagyományosan a tartály belső felülete felől végzik. Ezzel szemben a VVER-440/V-213 típusú atomerőművekben, így a Paksi Atomerőmű valamennyi blokkján is, telepítésre került a reaktortartály kívülről történő gépesített ultrahangos vizsgálatára alkalmas berendezés. A berendezés nem kielégítő érzékenysége, a korszerű adatfeldolgozás hiánya, üzembiztonsági problémák és bizonyos hegesztési varratoknak a geometriai viszonyokból adódó korlátozott terjedelmű vizsgálhatósága igen hamar más megoldás keresésére indítottak bennünket. Egyrészt végrehajtottuk a vizsgáló berendezés műszaki rekonstrukcióját, másrészt pedig bevezettük a reaktortartályok belső felület felőli ultrahangos vizsgálatát a négyévenkénti – teljes zónakirakással járó – főjavítások időszakában. E kétirányú tevékenységhez az a gondolkodás vezetett, hogy a külső és a belső vizsgálat előnyei ki-

egészíthetik egymást, és a kettő együttesen biztosíthatja a reaktortartály optimális ellenőrzését. A koncepció helyességét az idő igazolta: a VVER-440 atomerőművek többsége, valamint VVER-1000 erőművek is követték a Paksi Atomerőmű által elsőként végrehajtott vizsgálatkorszerűsítést (Trampus, 2002).

A vizsgálat teljesítőképességének igazolására a hatósági szabályozásban világszerte a roncsolásmentes vizsgálórendszerek formális minősítését vezetik be, és a minősítés mindinkább az üzemeltetés mindennapi gyakorlatának részévé válik (Trampus, 1999). A minősítés szemléletváltást jelent az időszakos ellenőrzés előírásrendszerében. Ellenkéntben a korábbi gyakorlattal, nem a vizsgálati kódokban lefektetett általános elfogadási határértékek és vizsgálati eljárások az irányadók, hanem azt kell bizonyítani, hogy a vizsgálórendszer képes-e a reaktortartályra meghatározott vizsgálati cél elérésére (adott méretű, elhelyezkedésű folytonossági hiány meghatározott valószínűséggel történő megtalálására, és méretének, illetve helyzetének adott pontossággal történő megmérése) a roncsolásmentes vizsgálatok minősítésének bevezetése megkezdődött a Paksi Atomerőműben.

A törésmechanikai elemzések során a feszültségintenzitási tényező és az aktuális törési szívósság értékek egymáshoz való viszonyát kell vizsgálni a feltételezett üzemzavari tranziens lefolyása alatt. A paksi reaktortartályok övzónája töréssel szembeni biztonságának megítéléséhez az első próbatestkészlet 1984-ben történt kivételével, vizsgálatával és értékelésével kezdődően végeztünk törésmechanikai ellenőrzést. A törésmechanikai ellenőrzést eleinte analitikus és végeselemes módszerek kombinációjával végeztük, hazai fejlesztésű végeselemes programok felhasználásával (Szabolcs, 1991). A 90-es évek első felében, az atomerőmű biztonságának korszerű módszerekkel történő

újraértékelése során (Advanced and Generally New Evaluation of Safety – AGNES Projekt) nemzetközileg verifikált kódokkal ismételtünk meg (AGNES, 1994), és az esetleges operátori beavatkozás következményeit is figyelembe vettük. Jelenleg a PTS elemzés módszertani továbbfejlesztése folyik, figyelembe véve a nemzetközi fejlesztési irányokat és az érvényben lévő kódok hiányosságait (Fekete, 2001).

A reaktortartály töréssel szembeni biztonságával kapcsolatos vizsgálati és értékelési tevékenység több tudományterület széleskörű ismeretét és eredményeinek integrálását igényli. Ezen területek közül a legfontosabbak a következők: anyagtudomány és technológia, szilárdságtan, törésmechanika, termohidraulika, neutronfizika és valószínűségi kockázatelemzés. Ebből következően az integritás elemzése interdiszciplináris ismereteket és megközelítésmódot követelt meg. A VVER-440 típusú reaktorra vonatkozó vizsgálati és értékelési módszerek, illetve az elfogadás kritériumai nem egyenértékűek a nyugati reaktorok esetében alkalmazott módszerekkel, illetve követelményekkel, és intenzív kutatások tárgyát képezik mind a mai napig. Kielégítő elemzés illetve értékelés elvégzése némely esetben a szükséges adatok hiánya vagy elégtelensége miatt nehezen végrehajtható.

Az említett nehézségek ellensúlyozására a Paksi Atomerőmű – az első ellenőrző próbatestkészlet kivételét megelőzően – létrehozott egy független szakértő testületet, amely hazai intézetek vezető kutatóiból és tudósaiból áll. Ennek a testületnek az a feladata, hogy tudományos felügyeletet gyakoroljon a paksi reaktortartályok szerkezeti integritásával kapcsolatos valamennyi vizsgálati és értékelési tevékenység fölött, konzulensi szerepet töltsön be a nukleáris biztonságtechnikai hatósággal, valamint a reaktor főkonstruktorával és szállítójával folytatott szakmai vitákban, és segítsen kijelölni a reak-

torbiztonság területén a vonatkozó hazai kutatási irányokat.

#### 5. 4. Károsodás előrejelzése

A roncsolásmentes vizsgálatok, sugárkárosodás-ellenőrzés területek egyszer már megjelentek mint az *Élettartam-kimerülés ellenőrzése* alappillére elemei, de ahogyan utaltunk rá a virtuális mélységi védelem koncepció bevezetésekor, ez nem mond ellent a koncepciónak. Ebben az alappilléren e vizsgálati területek tágabban értelmezendők, és több – az előző pontban ismertetett és elsősorban a szabályzatokban előírt vizsgálatokon túlmutató – kiegészítő vizsgálatot is magukba foglalhatnak. E kiegészítő vizsgálatok célja lehet információk megszerzése és kiértékelése a reaktortartály élettartam-kimerülési folyamatának az elfogadási határértékeket jóval megelőző időszakából, a folyamat esetleges anomáliáiról, illetve olyan kérdésekről, amelyek jobb megértése növelheti az élettartambecslés megbízhatóságát.

Az üzemi események monitorozása kapcsán elsősorban azoknak az eseményeknek a monitorozására kell figyelmet fordítani, amelyek valamilyen kapcsolatban lehetnek a reaktortartály szerkezeti integritásával. A reaktortartály övzóna utáni második kiemelt fontosságú tartománya – a csonkzóna – élettartam-kimerüléséhez a különböző terhelési (nyomás, hőmérséklet) ciklusok előidézte anyagkifáradás vezethet.

Nem szükséges külön magyarázat ahhoz, hogy bizonyos esetekben milyen értékes lehet más erőművek vonatkozó tapasztalatainak ismerete és az azokból levonható következtetések felhasználása.

A bevezetőben a mai kor atomerőművi technológiáját úgy jellemeztük, mint érett technológiát, elvben mégis felmerülhet a kérdés, hogy a reaktortartály szerkezeti integritásának elemzése során, itt is elsősorban a károsodási mechanizmusokat illetően,

elegendő mélységűek-e az ismereteink. Valóban arra koncentrálunk-e, ami ténylegesen az élettartam-kimerülés folyamatát meghatározza, és nem ér-e bennünket váratlan meglepetés (meghibásodás) korábban kevésbé figyelembe vett vagy figyelmen kívül hagyott károsodási mechanizmus eredményeként? Esetünkben a hazai kutatási apparátus folyamatos foglalkoztatása és a nemzetközi kutatási programokban történő részvétel segíthet a kérdés megnyugtató megválaszolásában.

#### 6. Zárás

Jelen dolgozatban áttekintettük a reaktortartály szerkezeti integritása elemzésének legfontosabb tényezőit, bevezettük a virtuális mélységi védelem koncepciót mint a tartály szerkezeti integritása bizonyításának egy lehetséges érvrendszerét, és azt a Paksi Atomerőmű reaktortartályaival kapcsolatos tevékenység példáival illusztráltuk. A kérdéskör időszerűségét aláhúzza a Paksi Atomerőmű tulajdonosának és üzemeltetőjének a blokkok üzemidőhosszabbításával kapcsolatos elhatározása. Az üzemidő meghosszabbításáról hozott döntés minden esetben egy tudatos élettartam-gazdálkodás eredménye lehet, és az élettartam-gazdálkodás alapvető hajtóereje a gazdasági haszon. Napjainkban azonban egyre bővül és általánosodik az élettartam-gazdálkodás jelentése, és kimondhatjuk, hogy az élettartam-gazdálkodás általános célkitűzése az erőmű rendelkezésre állásának és biztonságának a növelése. Alapvető ezért az üzemeltetés folyamán az erőmű magas rendelkezésre állása és természetesen a folyamatosan jó biztonsági mutatók. Az első tényező az alacsony üzemelési és karbantartási költségek révén jelent előnyt, míg a biztonság hatása abban nyilvánul meg, hogy a nem tervezett leállások a termelés kiesésén túl a hatóság magatartását és a közvélemény kockázattűrő képességét is megváltoztathatják.

Kulcsszavak: *Biztonság, mélységben tagolt védelem, élettartam-gazdálkodás, reaktor-tartály, szerkezeti integritás, élettartam-*

*kimerülés, sugárkárosodás, ridegtörés, roncsolásmentes vizsgálat*

#### HIVATKOZÁSOK

- AGNES Project, Final Report (1994): *Safety Reassessment of the Paks Nuclear Power Plant*. Budapest ASME (1995a): *Boiler and Pressure Vessel Code, Section III: Nuclear Power Plant Components*. New York
- ASME (1995b): *Boiler and Pressure Vessel Code, Section XI: Rules for Inservice Inspection of Nuclear Power Plant Components*. New York
- Fekete Tamás (2001): Extension of ACIB-RPV for Risk Informed Evaluation. in Proc. IAEA Techn. Meeting *Risk Informed Aspects of NPP Life Management – Emphasis on Integrity of Primary Circuit Components*. Budapest, 84-95
- Gillemot Ferenc et al. (1993): Surveillance Extension Experience at WWER-440 Type Reactors. Presented: Joint IAEA/NEA Spec. Meeting *Irradiation Embrittlement and Optimisation of Annealing*. Paris
- Geraghty, J. E. (1996): Structural Integrity of Sizewell B – The Way Forward. *Nuclear Energy*. **2**, 97-103
- IAEA (1978): Safety Series No. 50-C-QA. *Quality Assurance for Safety in Nuclear Power Plants – A Code of Practice*. Vienna
- IAEA (1992): Safety Series No. 75-INSAG-6. *Probabilistic Safety Assessment*. Vienna
- Katona Tamás et al. (2001): A Paksi Atomerőmű jövője, élettartam-gazdálkodás, élettartam-növelés. *Magyar Tudomány*. **11**, 1355-1363
- Kussmaul, Karl (1984): German Basis Safety Concept Rules Out Possibility of Catastrophic Failure. *Nuclear Engineering International*. **12**, 41-46
- Marshall, Walter (1982): An Assessment of the Integrity of PWR Pressure Vessels. Second Report of a Study Group, UKAEA. Harwell, Oxfordshire, UK
- Neumann, John von (1955): Can We Survive Technology? *Fortune*. **6**, 106-152
- Oszvald Ferenc – Gillemot Ferenc – Tóth László (1995): Preliminary Results of the Surveillance Extension Program of NPP Paks. in Proceedings of the IAEA Specialists' Meeting on Irradiation Embrittlement and Mitigation. Espoo, Finland
- Oszvald Ferenc – Gillemot Ferenc (2001): Application of Master Curve Concept on Irradiated Samples at Paks NPP. in Proc. IAEA Techn. Meeting *Master Curve Testing and Results Applications*. Prague, 264-272
- Rasmussen, Jens (1993): Market Economy, Management Culture and Accident Causation: New Research Issues? in Proc. *2<sup>nd</sup> World Congress Safety Science*. Budapest, 191-208
- Szabolcs Gábor (1991): Törésmechanikai ellenőrző számítások. in Gillemot Ferenc et al. (eds): *A Paksi Atomerőmű reaktortartályainak megbízhatósága*. kézirat. Budapest-Paks
- TAGSI (1998): *TAGSI Response to NII Questions on Incredibility of Failure Safety Cases*. TAGSI/P 97, 140, Rev 6, AEA Technology, Risley
- Trampus Péter (1990): Paks surveillance Shows Reactor Vessels Safe from Embrittlement. *Nuclear Engineering International*. **7**, 38-40
- Trampus Péter (1991): A Paksi Atomerőmű reaktortartályainak első időszakos műszaki biztonságtechnikai felülvizsgálata. *Energia és Atomtechnika*. **3**, 97-101
- Trampus Péter (1996): Az atomerőművek élettartam gazdálkodása. *Magyar Energetika*. **1**, 15-20
- Trampus Péter (1999): Elvárások és gyakorlat az atomerőművi roncsolásmentes anyagvizsgáló rendszerek minősítése terén. *Anyagvizsgálók Lapja*. **2**, 48-50
- Trampus Péter (2002): Technical Co-operation with Central and Eastern European Countries with Special Focus on Engineering Aspects of Lifetime Optimisation. in Proc. Int. Symposium *NPP Life Management*. Budapest
- Wallin, Kim (1999): The Master Curve Method: A New Concept for Brittle Fracture. *International Journal of Materials and Product Technology*. **2/3/4**, 342-354
- Wigner, Eugene Paul (1946): Theoretical Physics in the Metallurgical Laboratory of Chicago. *Journal of Applied Physics*. **11**, 857-863