

dc_138_10

MTA Doktori Értekezés tézisei

Rendszerszintű döntések paksi
atomerőmű hosszú távú, biztonságos
üzemeltetése érdekében

Katona Tamás János

2011

Bevezetés

Hazánk fejlődése szempontjából létfontosságú a kiszámítható, olcsó, megbízható és környezetkímélő villamosenergia-ellátás, amit – az ország rendkívüli importfüggőségére tekintettel – az elsődleges energiahordozók piacának megosztásával, a termelési technológiák sokféleségével, a hazai források kihasználásával lehet biztosítani. Ez a cél – az Európai Unió környezet- és klímavédelmi célkitűzéseire és hazánk érdekeire tekintettel – a kibocsátások korlátozása mellett, a megújuló források kihasználásának és az emisszió-mentes technológiáknak fejlesztésével érhető el, ahogy azt a 2008. évi energiapolitika, illetve a 2010-ben kidolgozott új, hosszú távú energia stratégia is rögzíti. A környezet- és klímavédelmi, gazdasági és ellátás-biztonsági célrendszer tekintve a nukleáris villamosenergia-termelés kedvező adottságokkal bír (Katona, 2008; Katona, 2010a). Következésképp, hazánk villamosenergia-ellátásának hosszú távon is meghatározó eleme a paksi atomerőmű üzemben tartása s a nukleáris villamosenergia-termelés fejlesztése (Csom et al, 2006).

A Paksi Atomerőmű Zrt. stratégiája ma három szóban foglalható össze: biztonság, versenyképesség és elfogadottság. Ezek adják a paksi atomerőmű üzemeltetésének és az új atomerőmű létesítésének alapját. Amellett, hogy a biztonság mindenkor elsőbbséget élvez, a biztonság növelése uralta a paksi atomerőmű történetének első két évtizedét, míg a teljesítmény növelése és az üzemidő meghosszabbítása, illetve az új atomerőmű létesítésének előkészítése az utóbbi évtized, s napjaink fő célkitűzése (a cégstratégia fejlődéséről lásd Katona, Bajsz, 1992; Katona, 1999; Katona, Kovács, 2000; Katona, 2001a; Katona, 2002b; Bajsz, Katona, 2002a; Katona, 2008).

Szakmai pályámat, s a kutatói érdeklődésem tárgyát az elmúlt huszonhét évben a paksi atomerőmű üzemeltetésének, fejlesztésének és bővítésének stratégiai feladatai határozták meg. A dolgozatban ezekből két fontos kutatási területet, az atomerőmű földrendés-biztonságának megvalósítását és az üzemidő hosszabbítását szolgáló tevékenységemet és eredményeimet foglaltam össze. Azokat a műszaki újdonságnak számító kezdeményezéseket mutatom be, amelyek szükségesek voltak a paksi atomerőmű e két fontos projektjének elindításához, illetve azt a munkát, amely a stratégiai célok és feladatok megfogalmazásához, illetve azokhoz a rendszer-szintű döntésekhez kellett, amelyek eredményeként a stratégiai célok egy működő, adott konstrukciójú atomerőműben értelmezhető, kivitelezhető feladatokká váltak, s megvalósultak.

Az atomerőműben megvalósuló innováció jogi, műszaki és módszertani kötöttségei

A működő atomerőmű esetében a biztonságot vagy a gazdasági eredményt szolgáló műszaki innovációnak, a tudományos eredmények hasznosításának számos feltétele és sajátossága van, amelyek az egyén szerepét is meghatározzák:

- az innováció a jogszabályban előírt hatósági engedélyezés után valósítható meg,
- csak kipróbált, ellenőrzött eredmények, módszerek alkalmazhatók,
- a létező konstrukció sajátosságait, s a termelési kényszert figyelembe kell venni a kivitelezhető, s a cél szempontjából szükséges és elégséges intézkedések körének meghatározásánál,
- az innováció interdiszciplináris – a megvalósításhoz a nukleáris- és hőenergetikai, gépészeti, villamos és irányítástechnikai szakterületek együttműködése szükséges,
- a megvalósítás kollektív erőfeszítés árán, az üzemeltető több szervezeti egységének, illetve több vállalkozónak együttműködésével történhet.

Az innováció megalapozásához az engedélyezhetőséget, a kivitelezhetőséget, s az intézkedés vagy módszer adekvát voltát igazoló alapos előtanulmányok szükségesek. *A szükséges és elégséges intézkedések halmazának meghatározása, valamint az alkalmazandó módszerek kiválasztása döntések sorozatát igénylik.* A döntések komplexek, rendszerszintű megfontolások alapján hozhatók meg. A döntésekért a felelősséget, jogi erkölcsi és gazdasági értelemben is, az atomerőmű engedélyese, azaz a Paksi Atomerőmű Zrt. viseli. A biztonsággal összefüggő döntések felelőssége senkire át nem hárítható. Legyen bár involvált a legnevesebb szakmai vállalkozó vagy tanácsadó, a probléma szakmai tartalmát kifejtheti, de a döntést az engedélyes hozza meg, s az alkalmazásért az engedélyes viseli a felelősséget. Következésképp a munkamódszer, amelyet a

paksi atomerőmű földrengés-biztonsága megvalósításánál és az üzemidő hosszabbítás előkészítésénél a felelősséggel arányos tudományos kompetencia megszerzéséhez alkalmaztunk, az alábbiakra épült:

- a) előtanulmányokra, amelyekben fel kellett dolgozni, s a paksi atomerőmű műszaki adottságaira értelmezni, adaptálni kellett a tárgyra vonatkozó tudományos ismereteket, a nemzetközi gyakorlatot, a nemzeti és nemzetközi biztonsági követelményeket;
- b) elméleti megfontolásokra és elemzésekre, amelyek igazolták az intézkedés adekvát voltát úgy a műszaki-biztonsági cél elérése, mint az engedélyezhetőség és a kivitelezhetőség szempontjából;
- c) speciális tesztekre, modell-kísérletekre, próba-számításokra, numerikus kísérletekre, amelyek a módszerek megfelelő voltát igazolták;
- d) az atomerőmű állapotának értékelésre, a kivitelezhetőség felmérésére, a megvalósítható műszaki megoldások meghatározására;
- e) determinisztikus és/vagy valószínűségi biztonság elemzésekre és üzleti elemzésekre.

A döntések, illetve az intézkedések optimalizálása – az elvárt biztonsági hozadékok mérceként tekintve – műszaki megfontolások vagy determinisztikus, illetve valószínűségi módszerrel végzett biztonsági elemzések alapján hozhatók meg. Üzleti elemzés tárgyát képezi a gazdaságosságot szolgáló innováció, de a nyereség-haszon elv a biztonságnövelés esetében is alkalmazható a prioritások meghatározásánál. Mérlegelni kell ugyanakkor, nem járhat-e a stratégiai célok megvalósítása egymásnak ellenható következményekkel, s fel kell ismerni a szinergiákat, amelyek úgyszintén fennállhatnak a különféle intézkedések között. A döntéseket nem csak műszaki körülmények, hanem például a társadalmi elfogadás is befolyásolhatja. A döntések motívumairól lásd (Katona, 1999) és (Katona, 2001a) közleményeket.

A kutató munka tárgya

A paksi atomerőmű földrengés-biztonságának megvalósítása

A paksi atomerőmű telepítésekor a földrengés-veszélyt az MSK-64 skála szerint ötös intenzitásfokra becsülték, amihez szabvány szerint 0,012-0,025g maximális vízszintes gyorsulást rendeltek. Ezért – az akkori szovjet normáknak megfelelően – az atomerőművet sem szerkezeti, sem rendszerteknikai, szempontból nem tervezték földrengés hatásaira, s az aktív berendezéseket nem vetették alá szeizmikus minősítésnek. A telephely szeizmicitásának fatális alábecslésére nyolcvanas évek második felében végzett geológiai, szeizmológiai vizsgálatok rámutattak. 1993-ban kiderült, hogy a tervezés alapját képező biztonsági földrengés maximális vízszintes gyorsulás értéke több mint tízszerese lehet a tervezéskor feltételezettnek.

A biztonsági probléma első értékelését az paksi atomerőmű 1994-ben publikált első szisztematikus biztonsági elemzéséhez adtam (AGNES, 1994).

1993-ban a Paksi Atomerőmű Zrt. egy átfogó projektet indított (Katona, 1995a; Katona, Szepes, 1997; Katona, 1997a; Katona Kostov, 1997), amely a paksi atomerőmű legnagyobb, s másfél évtizedig tartó biztonságnövelő projektje lett. A projekt a nemzetközi gyakorlatban egyedülálló volt, mivel egy földrengésre nem tervezett létesítményt kellett – a VVER erőművek között elsőként – földrengésállóvá tenni, azaz mind jogi, mind pedig műszaki értelemben kezelni kellett azt, hogy az atomerőmű tervezési alapja megváltozott (Katona, 2001b; Katona, 2003).

A földrengés-biztonság megvalósításáért a felelősséget a Paksi Atomerőmű Zrt. viselte. A projekt kidolgozásához és végrehajtásához olyan műszaki-tudományos irányításra volt szükség, amely meghatározta az egész projekt műszaki tartalmát, módszertanát, illetve elméleti és kísérleti munkákkal megalapozta azokat.

Az adott esetben a követelmények formális értelmezése azt jelentette volna, hogy:

- a telephelyi földrengés-veszély elemzését el kell végezni, s meg kell állapítani 10^{-4} /év meghaladási valószínűségű, biztonsági földrengés jellemzőit,
- erre az új tervezési alapra el kell végezni az atomerőmű ellenőrzését majd teljes újratervezését,
- végre kell hajtani az atomerőmű teljes körű minősítését/megerősítését.

Ezekből az első feladat végrehajtható, a második csak szélsőségesen nagy ráfordítások árán, míg a harmadik ésszerű keretek között nem lett volna megvalósítható. Következésképp a földrengés-biztonság megvalósításánál az *elégséges minimum* koncepcióját kellett követni.

A paksi atomerőmű földrengés-biztonságát illetően két koncepcionális kérdés volt, amelyek helyes megválaszolása előfeltétele volt a biztonsági cél elérésének:

1. meg kellett határozni az alapvető biztonsági funkciók megvalósításának – azaz a reaktor leállításának, lehűtésének, hűtve tartásának, s az aktivitás visszatartásának – módját, technológiáját a biztonsági határeseménynek számító földrengés esetére;
2. meg kellett határozni a felülvizsgálat, a minősítés és a megerősítés módszertanát.

A technológia kiválasztása kijelölte a projekt terjedelmét, azaz azokat a rendszereket, amelyek működőképességét biztosítani kell a 10^{-4} /év gyakoriságú földrengés esetére. Az alapvető biztonsági funkciók megvalósítására két technológiai koncepció létezett (Katona, 1995a; Katona, 1997a). A külső szakértők – a Skoda és az OKB Hidropressz – által javasolt, az üzemzavari zónahűtő rendszer átalakítását igénylő megoldással szemben az általam javasolt s megvalósított koncepció az volt, hogy a lehűtés és a tartós hőelvitel történjen az üzemi lehűtő rendszerrel. Ellentétben a konkurens változattal, előnye ennek az volt, hogy a zónaolvadás gyakoriságát ez nem növelte, mert nem járt primerkörü technológiai átalakítással, s – eltekintve egy igen kisszámú esettől – nem kellett gyorsműködésű izoláló armatúrák a megerősített és a nem megerősített rendszerek automatikus szétválasztására. E koncepció szerint – a konkurens változathoz képest – nagyobb számban kellett megerősíteni, illetve minősíteni a rendszereket. Mindezek azonban műszaki-gazdasági értelemben uralható feladatot jelentettek, hiszen ez a turbinacsarnok megerősítését, illetve a működőképesség biztosításához a komponensek kihorgonyzásának megerősítését igényelte, s ezek üzem alatt, illetve a főjavítási idők meghosszabbítása nélkül kivitelezhetők voltak. Ez a koncepció illeszkedett a 0,25g maximális vízszintes gyorsulással jellemzett biztonsági földrengéshez, amit az 1995-ben lezárult telephely-vizsgálat a korábbi 0,35g értékkel szemben megállapított. A kiválasztott/megvalósított technológiai koncepció lehetővé tette, hogy (kis) földrengés esetén a reaktort kárkritériumok alapján állíthassuk le, illetve eszerint határozzuk meg a földrengést követően a folyamatos üzemelés, s a biztonságos visszaindítás feltételeit, illetve a személyzet teendőit (Katona, 1995b).

A technológiai koncepció kiválasztása igen körültekintő és kutatásokkal alátámasztott döntés volt, amely a főépület földrengésállóságának előzetes elemzéseire (Katona et al, 1992; Halbritter et al, 1993a; Halbritter et al, 1993b; Katona et al, 1993) és ezek alapján felismert megerősítési igények mérlegelésére támaszkodott, amely a következőket mutatta:

- A legsérülékenyebb s vitális rendszereket magában foglaló galéria-épület megerősítése a turbinacsarnok megerősítésével együtt oldható meg, ahogy az utóbb megvalósult (Katona, Hajmási, 1999; Katona Hajmási, 2000a; Katona, Hajmási, 2000b; Hajmási, Katona, Kovács, 2000; Györgyi, Katona Lenkei, 2002; Katona, 2006b);
- A technológiai rendszerelemek nagy része relatíve jelentős beépített kapacitással rendelkezik így azok megerősítése mérsékelt ráfordításokkal megoldható. A gépészeti rendszerelemek maximális szabadfelszíni vízszintes gyorsulás-értékben kifejezett teherviselő képességük lognormális eloszlást követ, amely alapján becsülhető volt a megerősítések várható mennyisége (Katona 1997a, Katona et al, 1999). Az akkori tapasztalat matematikai leírását közelmúltban adtam meg (Katona, 2010b).

Ezek az eredmények az atomerőmű első időszakos biztonsági felülvizsgálatáról szóló jelentésekben (IBJ 1996; IBJ, 1999) is dokumentáltak.

A felülvizsgálat, a minősítés és a megerősítés módszertanának meghatározásánál figyelembe kellett venni a paksi atomerőmű műszaki sajátosságait, a kivitelezhetőséget, az idő és költségkorlátokat.

A szerkezetek, rendszerek biztonsági és földrengés-biztonsági osztálya szerint differenciáltuk a dinamikai válasz és az igénybevételek számítási módszerét s a minősítési eljárást (IBJ, 1996; IBJ, 1999; Györgyi, Katona, Lenkei, 2002; Katona, 2003; Katona, 2006), kombinálva az atomerőmű tervezéshez előírt, szabványos módszereket és az újraminősítéshez kidolgozott elemzési és empirikus minősítési módszertant (IPEEE, 1991).

A módszertan kiválasztását kísérletekkel, próbaszámításokkal, numerikus kísérletekkel alapoztuk meg, mint például:

- 1) Egyedülálló, az egész erőművet gerjesztő robbantásos kísérleteket végeztünk, s egy felműszerezett blokk dinamikai válaszát megmérve kísérleti modálanalízist végeztünk a rezonancia frekvenciák és a lengésalakok meghatározására, ezeket összehasonlítottuk az előzetes dinamikai számítások eredményével (Katona et al 1992; Katona et al, 1993; Halbritter et al, 1993a; Katona et al, 1997).
- 2) A fentiek alapján döntöttünk úgy, hogy
 - a) az egymástól igen eltérő mechanikai jellemzőkkel rendelkező, s egymáshoz csatolt konténmentet, galéria épületet, reaktor- és a turbina-csarnokot egy modellben kell leképezni, a főépület dinamikai számítását idő illetve a frekvencia tartományban célszerű végezni a válaszspektrum módszer helyett (Katona et al, 1995a);
 - b) a reaktor és fővízkör esetében a dinamikai számítás csatolt modellel történjen, s a főépület speciális modelljébe építettük be a reaktort és a primerkört, amit igen alapos előzetes vizsgálatok indokoltak (Halbritter, 1993b; Katona et al, 1994a).
- 3) Próbaszámításokat végeztünk (Katona et al, 1994a; Halbritter et al, 1993b; Katona et al, 1999) a megerősítések módjára vonatkozó döntés megalapozására.
- 4) Az egyes módszerek alkalmazhatóságát vizsgáltuk bizonyos szerkezetek, mint az irányítástechnikai keretek, (Katona, Kennerknecht, Henkel, 1995), illetve a föld alatti csővezetékek esetében (Krutzik et al, 1997), továbbá talaj-épület kölcsönhatás vonatkozásában (Halbritter et al, 1998).
- 5) Kísérletileg megvizsgáltuk egyes, analitikusan nehezen kezelhető, vagy kiemelten fontos szerkezetek földrengésállóságát.
 - a) Már az előkészítés igen korai szakaszában az üzemi háttér-gerjesztést kihasználva vizsgáltuk a primerkör dinamikai tulajdonságait (Katona, Turi, Rátkai, 1989).
 - b) Japán ösztöndíjjal Tsukubában, a National Research Institute for Earth Science and Disaster Prevention rázóasztalán végeztem a kisnyomású üzemzavari zónahűtő rendszer tartályát, amely különleges „hernyó” alakú, s amelyekben jelentős folyadéklengés is kialakulhat (Katona, 1997b).

A földrengés-biztonsági projekt irányításának gondoskodni kellett arról, hogy a projekt végrehajtható részfeladatokra legyen széttagolva, s ennek ellenére a módszereknek és a végeredménynek is koherens egésznek kellett alkotni. Ennek során figyelembe kellett venni a szinergiákat a földrengésállóság növelése és más biztonságnövelő intézkedések között. Így az üzemi rezgéscsökkentés (Katona et al, 1994b; Katona et al, 1994c) tapasztalatai alapján alkalmaztuk a megerősítéseknél viszkózus csillapítókat.

Azt, hogy a definiált intézkedések valóban a biztonság „szükséges és elégséges” szintjét eredményezték, utólag a valószínűségi biztonsági elemzés bizonyította (lásd például Katona, Bareith, 1999, Elter, 2006). Az 2007-ben elvégzett időszakos biztonsági felülvizsgálat (IBJ, 2007) során egyfelől igazoltuk, hogy a földrengés-biztonság megvalósítása megfelel az aktuális nemzeti és a nemzetközi normáknak, s megtettük azokat a korrekciókat, amelyek a viszkózus csillapítók kiválasztásánál az üzemi hőmérséklet hibás meghatározására voltak visszavezethetők.

A jelenlegi kutatások egyfelől fundamentális jellegűek, szolgálják a földrengés-veszély értékelésének javítását (Tóth, Győri, Katona, 2008), valamint a tönkremenetel valószínűsége és a sérülékenység leírásának fejlesztését (Katona, 2010b). Értelmeztem a kumulált abszolút sebesség fizikai tartalmát, és megmutattam kárkritériumként való alkalmazását különösen a fáradásos tönkremenetel esetén, javasoltam továbbá a p-doboz elmélet alkalmazását a sérülés valószínűségi leírásánál (Katona, 2010b Katona, 2010c, Katona, 2011a, Katona, 2011b).

A fenti műszaki-tudományos eredmények szerzői közreműködésemmel hasznosultak a NAÜ dokumentumainak kidolgozásánál (NAÜ, 1993; NAÜ, 2003), s a VVER típusú atomerőművek földrengés-biztonsága tárgyában folyó kutatási programban (NAÜ, 2000). A jelenlegi kutatások a NAÜ legújabb koordinált kutatási programjához kapcsolódnak (ISSC, 2010).

A paksi atomerőmű üzemidejének meghosszabbítása

Az atomerőmű tervezett üzemideje harminc év, ami az egyes blokkokat tekintve 2012 és 2017 között jár le. A tervezett üzemidő korlátozza a blokkok üzemeltetési engedélyének érvényességét, ám az engedély meghosszabbítható, ha az újraengedélyezés keretében és szabályai szerint az atomerőmű biztonsága bizonyított a meghosszabbított üzemidőre is.

1998-1999-ben a Paksi Atomerőmű Zrt. két fő cél megvalósításának előkészítését határozta el: a teljesítmény növelését és az üzemidő meghosszabbítását (Katona 2001a; Katona, 2002a; Katona, 2002b; Katona 2002c; Bajsz, Katona 2002b). Ezt a lépést a nemzetközi tendenciák és az iparág egyébként korlátos fejlesztési esélyei (Katona, Kovács, 2000) motiválták, és az atomerőmű műszaki állapotának értékelése alapozta meg (Katona, 2001a).

Az üzemidő hosszabbítás elvi lehetőségét a VVER típusra vonatkozóan a szakirodalomban elsőként vetettem fel (Katona, Bajsz, 1992) a biztonságnövelés és az atomerőmű műszaki állapota közötti szinergiák értékelése, mérlegelése alapján.

Az 1998-2000-ben, közreműködéssel készült megvalósíthatósági tanulmány bemutatta, hogy az atomerőmű üzemideje húsz évvel meghosszabbítható (Katona et al, 2001a, Katona et al, 2001b). Ezzel elkezdődött az a szisztematikus műszaki-tudományos munka, amely szükséges az üzemeltetési engedély – az eredetileg tervezett üzemidőn túl még húsz évre történő – megújításához. 2000-2003 között a vezetéssel működő stratégiai előkészítő projekt keretében, kidolgoztam a teljesítmény növelésének és az üzemidő meghosszabbításának projekt-tervét, amely már csak a szükségszerű intézkedéseket, s azok megvalósításának módját, feltételeit határozta meg (Katona, 2002a; Katona, 2002b; Katona 2002c). Ennek alapján 2003 márciusában döntött a Paksi Atomerőmű Zrt. Közgyűlése az üzemidő hosszabbítási és a teljesítménynövelési projektek végrehajtásáról.

A projekt-terv meghatározta az üzemidő hosszabbítás előkészítésének feladatait, biztosította azok adekvát voltát és teljességét, s a vállalkozásba adott feladatok tartalmi és módszertani illeszkedését. Az üzemidő hosszabbítás környezetvédelmi engedélyt kapott 2006-ban (Elter, Katona, Pécsi, 2007). 2008-ban kezdődött a nukleáris biztonsági engedélyezési folyamat az Üzemidő Hosszabbítás Programjának elkészítésével, amelyet követ az üzemeltetési engedély meghosszabbítása, az 1. blokk esetében 2011-ben, majd sorra, a többi blokkra. Az üzemidő hosszabbítási projekt a paksi atomerőmű történetének legjelentősebb projektje, amely úttörő jellegű, nem az feltétlenül az elsőség okán, hanem a paksi VVER-440/V213 típusú atomerőmű üzemidejének meghosszabbítását szolgáló megalapozó munkák volumene és mélysége tekintetében. A Paksi Atomerőmű Zrt. engedélyesként felel a projekt megvalósításáért bevonva és működtetve a kompetens hazai tudományos kapacitásokat.

Módszertant és egyben a feladatok tartalmát tekintve az üzemidő hosszabbítási projekt megalapozása és végrehajtása az alábbiakat követelte meg:

- az atomerőmű tervezett és aktuális állapotának megismerését és értékelését, ami a tervezésnél feltételezett terhek, körülmények, anyagválasztás elemzését, illetve az üzem alatti terhek, körülmények és a szerkezeti anyagok tapasztalt viselkedésének vizsgálatát és értékelését jelentette (Katona et al, 2002; Katona, et al, 2003a; Katona et al, 2003b);
- az atomerőmű élettartamát korlátozó szerkezetek és komponensek és ezek degradációját okozó folyamatok megismerését, ezek elemzését, a nemzetközi tapasztalatok és a tudományos eredmények paksi relevanciájának megállapítását (Katona et al, 2003b, Katona et al, 2009a; Katona 2010d);
- a atomerőmű megkövetelt műszaki állapota fenntartását szolgáló gyakorlat értékelését, a kötelezettségek értelmezését, és az erősségek, gyengeségek, illetve az egyes tevékenységek közötti szinergiák felismerését (Katona, 2006a; Katona, Rátkai, 2007; Katona, Rátkai, 2008; Katona, Rátkai, 2010);
- a nemzetközi jó gyakorlat adaptációját az élettartamot korlátozó öregedési folyamatok elemzése, az öregedéskezelés, a karbantartás hatékonyságának monitorozása terén (Contri, Katona, 2003; Katona et al, 2010).

A munkának eddig számos, igen értékes részeredménye, és három fő eredménye volt, mint:

- 1) A megvalósíthatósági tanulmány, amely a stratégia döntés alapját képezte, s amelyben a fenti elemzések, értékelések még alapvetően a szakértői mérlegelés szintjén realizálódtak, s amely tartalmazta az üzemben tartás ráfordításainak becslését is, beleértve az tervezett cserék és rekonstrukciók, a nemzetközi trendek alapján valószínűsíthető biztonság-növelési intézkedések ráfordításainak becslését (Katona et al, 2001a, Katona et al, 2001b, Katona, Jánosi, Rátkai, 2002).
- 2) Az Üzemidő Hosszabbítási Projekt projekt-terve (Katona, 2002b, Katona et al, 2002), amelyben a hazai hatósági követelményeket, a paksi atomerőmű sajátosságait, és a nemzetközi jó gyakorlatot figyelembe véve definiáltam a továbbüzemelés előkészítésének munkálatait, amelyek súlypontját az alábbiak képezték:
 - a) *Az öregedéskezelés körébe tartozó rendszerek, rendszerelemek körének meghatározása, ezek öregedéskezelésének felülvizsgálata.* Ennek eredményeként meghatároztuk a VVER-440/213 típus sajátosságainak megfelelő új, strukturált öregedéskezelési rendszert és programokat, amely újszerű a nemzetközi mintákhoz képest (Katona et al, 2003a, Katona et al, 2003b, Katona et al, 2004; Katona et al, 2005a, Katona et al, 2005b, Katona, 2007; Katona, Rátkai, Jánosiné, 2009; Katona et al, 2009; Katona et al, 2010b);
 - b) *Az atomerőmű élettartamát korlátozó komponensek élettartam-kimerülésének elemzése,* ami a fáradás-elemzések, a termikus és neutron-besugárzásra bekövetkező ridegedés, stb. elemzését foglalja magában. A tervező eredeti számításai helyett ez a munka az elemzések újbóli végrehajtását jelentette: a tervezési alap újrafogalmazását, ebből az igénybevételek és üzemelési körülmények újbóli meghatározását, a számítási eljárás meghatározását és a számítások elvégzését, beleértve a tényleges üzemi történet és az aktuális állapot értékelését is (Katona, Rátkai, Pammer, 2008; Katona, Rátkai, Pammer, 2010; Katona et al, 2010);
 - c) *Az atomerőmű megkövetelt műszaki állapotának fenntartását szolgáló üzemeltetői programok felülvizsgálata,* amely a minősített állapot fenntartását szolgáló tevékenység, a karbantartás és hatékonyságának monitorozása, a tervszerű cserék és rekonstrukciók programjára terjedt ki (Katona et al, 2003c; Katona, Rátkai, 2007).
- 3) Az Üzemidő Hosszabbítási Program, amely az előzőek eredményei alapján meghatározta az üzemeltető konkrét intézkedéseit, amelyek a továbbüzemelés megvalósításához és az engedély-kérelem megalapozásához szükségesek és elégségesek, így a strukturált öregedéskezelési rendszer teljes kidolgozását és bevezetését. A Program egyúttal meghatároz egy koherens élettartam-gazdálkodási rendszert is, amely lényegében minden komponenshez rendel valamilyen eljárást a megkövetelt műszaki állapot fenntartására, alkalmazva a biztonság szerinti fokozatosság elvét, kezdve a a biztonság szempontjából kiemelten fontos rendszerelemek öregedéskezelésével egészen a biztonsági osztályba nem sorolt rendszerelemek javító karbantartásáig, lásd például (Katona, Rátkai, 2007; Katona, Rátkai, 2008; Katona, Rátkai, 2010; Katona, Rátkai, Jánosiné, 2010; Katona, 2010d).

Jelenleg ennek végrehajtásával készül a paksi atomerőmű üzemidő hosszabbítását megalapozó dokumentum, amely 2011-ben az 1. blokk üzemidő hosszabbításának engedély-kérelmét fogja alátámasztani.

Az üzemidő hosszabbítás műszaki-tudományos megalapozásának eredményei, tapasztalatai beépültek a NAÜ öregedéskezelésre vonatkozó biztonsági útmutatójába (NAÜ, 2009) és felülvizsgálati útmutatójába (NAÜ, 2008a), illetve az élettartam-gazdálkodási műszaki dokumentumaiba (NAÜ, 2006; NAÜ 2008b), továbbá az OECD NEA üzemidő hosszabbítás tárgyában kiadott stratégiai dokumentumába (NEA, 2006). Ezen dokumentumokat kidolgozó szerzői kollektívák tagja voltam. A kutató munka részét képezte a NAÜ Safety Aspects of Long-term Operation of Water Moderated Reactors (SALTO) programjának (NAÜ, 2007). Jelenleg a Paksi Atomerőmű Zrt. képviselőjeként részvételemmel folyó nemzetközi kutatások az International Generic Ageing Lessons Learned (Nemzetközi Általános Öregedéskezelési Tapasztalatok) tudásbázis létrehozására irányulnak.

A tudományos eredmények és azok hasznosítása

A földrengés-biztonság megvalósítását szolgáló tudományos eredmények

- I. Kidolgoztam a paksi atomerőmű földrengés-biztonsága felülvizsgálatának és megvalósításának koncepcióját, meghatároztam a földrengés-biztonság megvalósításához szükséges és elégséges feladatokat, azaz a biztonságnövelő projekt tervét. Meghatároztam az alapvető biztonsági funkciók megvalósításához szükséges technológia koncepcióját, s ezzel együtt annak az eljárásnak és műszerezésnek alapjait, amely nem igényli a reaktor automatikus leállítását.**

A szükséges és elégséges intézkedések meghatározása széleskörű tudományos megalapozást igényelt, amely azon túl, hogy a tárgyra vonatkozó aktuális műszaki-tudományos ismereteket alkalmaztam a VVER-440/213 típusú paksi atomerőművi blokkokra, kezeltem azt az alapvető, s nemzetközi összehasonlításban egyedülálló problémát, hogy egy földrengésre nem tervezett atomerőművet kellett egy jelentős biztonsági földrengésre megerősíteni.

Komplex módon mérlegeltem a főépület egyes részeinek megerősítésére kínálkozó, az előzetes elemzések alapján azonosított megoldások, a lehűtési technológia és a földrengést követő operátori eljárások változatait, s ebből következtettem arra, hogy a normál lehűtő rendszer használatára épülő technológiai koncepciót javaslom. Elméleti vizsgálatokat végeztem az általam javasolt lehűtési technológia és földrengés esetén követendő eljárás műszaki megvalósíthatóságára, a megerősítések mennyiségi meghatározására.

Ezeket az eredményeket többek között a (Katona, 1995a), (Katona, 1997a), (Katona, Szepes, 1997) közlemények, illetve a (Katona, 1995b) NAÜ kutatási jelentés ismertetik. A programot hivatalosan dokumentálják és hivatkozzák a Paksi Atomerőmű Időszakos Biztonsági Felülvizsgálat Jelentései (IBJ, 1996), (IBJ, 1999).

- II. Meghatároztam a felülvizsgálat, a minősítés és a megerősítések módszertanának rendszerét. Igazoltam a módszertan kiválasztásának megfelelőségét az irányításom alatt, illetve a részvételemmel folyó, egyedülálló robbantásos kísérletekkel, rázóasztalos tesztekkel, próbaszámításokkal és numerikus kísérletekkel.**

A módszertan meghatározásánál figyelembe vettem a paksi atomerőmű műszaki sajátosságait, a végrehajtás szakmai, idő- és költségkorlátait. Az adott szerkezet, rendszer biztonsági és földrengés-biztonsági osztálya szerint differenciáltam a dinamikai választ, illetve a földrengés által a szerkezetekre ható igénybevételek számítási módszerét, a minősítési eljárást és a megerősítések tervezésének követelményeit. A meghatározott rendszerben biztosítottam a részfeladatok metodikai illeszkedését és az egész projekt módszertani egységét.

A módszertan megválasztására és igazolására kísérleteket és elemzéseket végeztem a primerkör (Katona, Turi, Rátkai, 1989) dinamikai viselkedésének vizsgálatára. Egyedülálló robbantásos kísérleteket végeztem a reaktor főépület és a primerkör vizsgálatára (Katona et al, 1992) és (Halbritter et al, 1993a), (Katona et al, 1997). Különös eljárást igényelt a főépület modellezésének és dinamikai számításának optimális módja (Katona et al, 1995a), a primerkör és a befoglaló vasbeton konténment-tömb csatolt modellben történő leképzése és számítása (Katona et al, 1994a, Katona et al, 1999). Átfogó módszertani ismertetést (Katona, 2006b) tartalmaz.

Vizsgáltam a kisnyomású üzemzavari zónahűtő rendszer tartálya dinamikai viselkedését (Katona, 1997b), illetve egyes módszerek alkalmazhatóságát az irányítástechnikai keretek, (Katona, Kennerknecht, Henkel, 1995), illetve a föld alatti csővezetékek esetében (Krutzik et al, 1997), továbbá talaj-épület kölcsönhatás vonatkozásában (Halbritter et al, 1998). A megalapozáshoz végzett robbantásos kísérletet a NAÜ felvette a nemzetközi kutatási programjába (NAÜ, 2000), s ezek az eredményei szolgáltak referenciaként a VVER-440/213 típus esetére (NAÜ, 1999, p.82).

A módszertant hivatalosan dokumentálja a Paksi Atomerőmű Végleges Biztonsági Jelentés 3.8.3. fejezete. A földrengés-biztonsági megvalósításának módszertanát és annak

alkalmazását a Nemzetközi Atomenergia Ügynökség hat alkalommal, legutóbb 2009-ben, felülvizsgálta és megfelelőnek találta.

III. A földrengés-biztonsági projekt keretében megvalósult a paksi atomerőmű felülvizsgálata, megerősítése és minősítése a tervezés alapját képező biztonsági földrengésre.

Az I. és II. tézispont alatt hivatkozott munkák meghatározták a földrengés-biztonsági projekt tartalmát, végrehajtásának módját, s egyben sikeres megvalósítását is.

A felülvizsgálatokról a (Katona 1997a), (Katona 2003b), közleményekben számoltam be. Az elemzésekről és a megerősítésekről átfogó ismertetést (Katona, 2006b) ad. Az épületek megerősítésének koncepciójáról a döntés (Katona et al, 1999) alapján történt, a megerősítésekről (Katona, Hajmási, 1999), (Katona, Hajmási 2000a) és (Katona, Hajmási 2000b) szólnak. A gépészeti szerkezetek földrengésállóságának növelését, a megerősítés koncepciójáról való döntést (Katona et al, 1999), (Katona et al, 1999) alapozta meg és ismerteti. A viszkózus csillapítók alkalmazását a földrengés-állóság növelésére a kritikus üzemi rezgések csökkentésére – közreműködésemmel – kidolgozott megoldás üzemi tapasztalati adták az alapot (Katona et al, 1994b) és (Katona et al, 1994c).

A biztonságnövelő projekt tervét nukleáris biztonsági hatóság az RE-1103 sz. határozatával jóváhagyta, a projektet a Paksi Atomerőmű Zrt. sikeresen végrehajtotta. A technológiai koncepció alapján részleteiben kidolgozott technológiát és üzemzavar-elhárítási eljárást a RE-1728 sz. határozattal jóváhagyta, s az megvalósult a paksi atomerőműben. A megerősítések és az egész projekt sikeres végrehajtását az RE-1103 határozattal indított földrengésbiztonság növelési projekt lezárását a 2004.03.22-én kelt RE-3647 határozatában elfogadta. A földrengés-biztonsági projekt megvalósulásával elért biztonságot a Paksi Atomerőmű Végleges Biztonsági Jelentése (3.8.3. fejezet, illetve 15. fejezet) mint hivatalos dokumentum is tartalmazza, illetve a közleményeket hivatkozva.

IV. A valószínűségi biztonsági elemzésekkel összefüggésben a szerkezetek sérülékenysége új módszerekkel történő leírására tettem javaslatot és megadtam a kumulált abszolút sebesség mint kár-indikátor értelmezését.

Megállapítottam, hogy a szerkezetek teherviselő képességének eloszlása azért írható le jól lognormális eloszlással, mert a teherviselő képesség elképzelhető mint a medián kapacitás és a tervezési tartalékok véletlenszerűségét, s a bizonytalanságokat jellemző tényezők szorzata, s centrális határeloszlás-tétel szerint a szorzat eloszlásfüggvénye lognormális, függetlenül attól, milyen az egyes tényezők eloszlása (Katona, 2010b). Ezt a törvényszerűséget használtam ki például az I. tézispontban a várható megerősítések becslésére a próbaszámítások eredményeinek feldolgozásánál, bár ennek egzakt megfogalmazását a közelmúltban dokumentáltam. Javasoltam a kumulált abszolút sebesség mint kár-indikátor alkalmazását és értelmeztem annak fizikai tartalmát, különös tekintettel a fáradásos tönkremenetre (Katona, 2010b) és (Katona, 2010c). E témakörben további eredményeim vannak közlés alatt (Katona, 2011b) és (Katona, 2011c). Javasoltam úgyszintén a sérülékenység leírására a p-doboz elméletet (Katona, 2010b).

Az üzemidő-hosszabbítás megalapozását szolgáló tudományos eredmények

V. Az üzemidő hosszabbításra vonatkozó stratégiai döntés során meghatározó kezdeményező és előkészítő szerepet játszottam. Meghatároztam az üzemidő hosszabbítás előkészítésének feladatait. Kidolgoztam a Paksi Atomerőmű üzemidő hosszabbítása előkészítésének projekt-tervét, amelynek végrehajtásával elkészült az Üzemidő Hosszabbítás Programja. E Program képezi az üzemidő hosszabbítás megvalósításának és az üzemeltetési engedély-kérelem megalapozásának alapját.

Az üzemidő hosszabbítás elvi lehetőségét elsőként vettem fel 1992-ben, mérlegelve az atomerőmű műszaki állapota és a biztonságnövelés közötti szinergiákat (Katona, Bajsz, 1992). Ez szakmai bátorságot és előrelátást igényelt, hiszen ekkor még a VVER-440/V213 típusú blokkok biztonsága igazolásra várt, s egyes szakmai és politikai tényezők ezen erőművek bezárását sem tartották kizártnak.

Az üzemidő hosszabbítást a megvalósíthatósági tanulmány 2000-ben, majd az általam vezetett előkészítő projekt előzetes vizsgálatai is igazolták (Katona et al, 2001b), (Katona, 2002a), (Katona, 2002b). A projekt-tervben – kollégáimmal együttműködve – meghatároztam az akkor még kialakulóban lévő hazai követelmények és a nemzetközi gyakorlat alapján azokat a feladatokat és módszereket, amelyekkel megvalósítható a továbbüzemelés és igazolható a meghosszabbított üzemidő biztonsága. Ez a későbbiek során a projekt végrehajtásának támogatása sokoldalú szakmai munkát követelt meg (lásd például Katona et al, 2004; Katona et al, 2010). Kiemelten fontos volt a nemzetközi gyakorlat feldolgozása (Katona, 2010d), a bevált módszerek kritikai felülvizsgálata, adaptálhatóságának értékelése lásd (Katona, Rátkai, Pammer, 2010) és (Katona et al, 2010).

Kollégáimmal, Rátkai Sándorral és Kovács Ferencsel együtt kidolgoztam az Üzemidő Hosszabbítás Programját (Magyar Szabványügyi Hivatal nyilvántartási szám 000734), amelyet a Paksi Atomerőmű Zrt. az ÜHP 1107 M044/A sz. alatt 2008. okt. 28-án végrehajtásra elfogadott, s amit az Országos Atomenergia Hivatal Nukleáris Biztonsági Igazgatósága a HA 4918 sz. határozattal jóváhagyott.

A Program mint rendszer jelent műszaki-tudományos értéket, amelyben figyelembe vettük a VVER-440/V213 típus tervezési és gyártási sajátosságait, integráltuk a Paksi Atomerőmű Zrt. üzemeltetői gyakorlatát, a kutatási eredményeket, a nemzetközi tapasztalatot és jó gyakorlatot (Katona, Rátkai, 2008), (Katona, Rátkai, Jánosiné, 2009), (Katona, Rátkai, 2010) és (Katona, Rátkai, Jánosiné, 2010b). Az elvégzett vizsgálatok alapján a Program az öregedéskezelés új, a VVER-440/213 sajátosságaihoz illesztett, strukturált rendszerének kidolgozását, az élettartam elemzések egyedi metodika szerinti elvégzését, és az atomerőmű állapota fenntartásának egységes rendszerben történő megvalósítását határozza meg. A Program egyúttal meghatároz egy koherens élettartam-gazdálkodási rendszert is, amely kidolgozásához a VVER atomerőművek gyakorlatának kritikai áttekintését elvégeztem (Katona, 2010d).

Az eredmények nemzetközi hasznosulása

VI. Hozzájárultam a nemzetközi nukleáris biztonsági követelmények kifejlesztéséhez.

E komplex tudományos munka eredményei és tapasztalatai beépültek a nemzetközi nukleáris biztonsági szabályozásba és normatív jellegű dokumentumokba, amelyek szerzői kollektívájának tagja voltam:

Probabilistic Safety Assessment for Seismic Events. IAEA, Vienna, 1993. IAEA-TECDOC-724. ISSN 1011-4289. Printed by the IAEA in Austria. October 1993

IAEA-TECDOC-1176 Benchmark Study for the Seismic Analysis and Testing of WWER Type NPPs. 31 October 2000

Seismic Evaluation of Existing Nuclear Power Plants, IAEA Safety Reports Series No. 28, International Atomic Energy Agency, Vienna, 2003

Plant Life Management for Long Term Operation of Light Water Reactors.: Principles and Guidelines. Technical Reports Series No. 448. IAEA, 2006, Vienna

Safety Aspects of Long term Operation of Water Moderated Reactors, IAEA-EBP-SALTO, IAEA, July, 2007, Vienna

NAÜ) SALTO Guidelines. Guidelines for Peer Review of Long Term Operation and Ageing Management of Nuclear Power Plants. IAEA Services Series No. 17., Vienna, 2008

Safe long term operation of nuclear power plants. Safety reports series no. 57, Vienna: International Atomic Energy Agency, 33p. ISBN: 9789201060082, 2008, Vienna

Ageing Management for Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. NS-G-2.12, International Atomic Energy Agency, Vienna, 2009, (ISBN:978-92-0-112408-1)

A dolgozat témakörében készült reprezentatív publikációk jegyzéke

Katona T, Bajsz J Plex at paks - making a virtue out of necessity. **NUCLEAR ENGINEERING INTERNATIONAL** 37:(455) pp. 27-31. (1992) IF: 0.126

Katona T, Élettartam-hosszabbítás a Paksi Atomerőműben. **GÉP** 11-12: pp. 8-19. (2002)

Katona T J Plant life management practices for water-cooled water-moderated nuclear reactors. In: *Tipping PhG (szerk.) Understanding and mitigating ageing in nuclear power plants: Materials and operational aspects of plant life management (PLiM). Cambridge: Woodhead Publishing Limited, 2010. pp. 633-705. (Woodhead Energy Series; No. 4.) (ISBN:1 84569 511 9; 978 1 84569 511 8)*

Katona T J, A Paksi Atomerőmű biztonságának szerkezet-dinamikai aspektusai. In: Györgyi J (szerk.) *Szerkezetek dinamikája*. Budapest: Műegyetemi Kiadó, 2006. pp. 375-392. (ISBN:963-420-868-1)

Katona T J, Options for the treatment of uncertainty in seismic probabilistic safety assessment of nuclear power plants. **POLLACK PERIODICA** 5:(1) pp. 121-136. (2010) DOI: 10.1556/Pollack.5.2010.1.9

Hivatkozások

- AGNES Jelentés (1994), A Paksi Atomerőmű biztonságának újraértékelésére szolgáló AGNES projekt fő következtetései. KFKI AEKI, 1994. október.
- Bajsz J, Katona T (2002a) Achievements and challenges of Paks NPP, International Conference Nuclear Energy for New Europe 2002, Kranjska Gora, Slovenia, September 9-12, 2002
- Bajsz J, Katona T. (2002b), Teljesítménynövelés a Paksi Atomerőműben. MAGYAR ENERGETIKA 3: pp. 10-14. (2002)
- Contri P, Katona T (2003) Safety Aspects of Long Term Operation of Nuclear Power Plants. In: 17th international conference on structural mechanics in nuclear engineering (SMiRT 17). Prague, Csehország, 2003.08.17-2003.08.22. Paper D02-1. DIVISION D: AGING, LIFE EXTENSION AND LICENSE RENEWAL (ISBN:80-214-2413-3)
- Csom Gy, Aszódi A, Gadó J, Gerse L, Hegyháti J, Katona T, Lux I (2006) Az új magyar energiapolitika tézisei a 2006-2030 közötti időszakra, 8. fejezet A nukleáris energia szerepe a jövő energiaellátásában, különös tekintettel a Paksi Atomerőmű jövőjére, készült a Gazdasági és Közlekedési Minisztérium felkérésére, 2006. január, http://www.gkm.gov.hu/data/cms753132/08albiz_teljesanyag.pdf
- Elter J. (2006), Insights from the seismic probabilistic safety analysis of Paks Nuclear Power Plant, International Conference on Reliability, Safety and Hazard, Mumbai 2005 (ICRESH05), in Reliability, Safety and Hazard: Advances in Risk-informed Technology, Editor: P.V. Varde, 2006, pp. 381-387.
- Elter E, Katona T J, Pécsi Zs (2007) A Paksi Atomerőmű tervezett üzemidő-hosszabbításának környezetvédelmi engedélyeztetési eljárása. MAGYAR ENERGETIKA 5: pp. 5-9.
- Györgyi J, Katona T, Lenkei P (2002) Szerkezeti és modellezési problémák a Paksi Atomerőmű földrengésbiztonsága értékelése és megerősítése során. Magyarország földrengésbiztonsága. Tudományos konferencia. , Győr, 2002. november 05.
- Hajmási P, Katona T, Kovács P (2000), A Paksi Atomerőmű főépületének földrengésállósági megerősítése. In: Balázs LGy, Kovács B (szerk.), Tartók 2000: VI. Magyar Tartószerkezeti Konferencia. Budapest, Magyarország, 2000.05.25-2000.05.26. Budapest: Budapest University of Technology and Economics, pp. 196-213.(ISBN:963-420-640-9)
- Halbritter A, Katona T, Krutzyk NJ, Turi L (1993a) Dynamic Response of VVER-440/213 PAKS Nuclear Power Plant to Seismic Loading Conditions and Verification of Results by Natural Scale Experiments. In: Godoy A, Gürpinar A (szerk.) Proceedings of the SMiRT-12 Conference Seminar No. 16 on Upgrading of Existing NPPs with 440 and 1000 MW VVER type Pressurized Water Reactors for Severe External Loading Conditions. Vienna, Austria, 1993.08.23-1993.08.25. Vienna: IAEA, pp. 534-568.
- Halbritter A, Katona T, Krutzyk NJ, Ratkai S (1993b) Structural Dynamic Response of the Primary System of the VVER-440/213 PAKS NPP due to Seismic Loading Conditions. In: Godoy A, Gürpinar A (szerk.) Proceedings of the SMiRT-12 Conference Seminar No. 16 on Upgrading of Existing NPPs with 440 and 1000 MW VVER type Pressurized Water Reactors for Severe External Loading Conditions. Vienna, Austria, 1993.08.23-1993.08.25. Vienna: IAEA, pp. 569-582.
- Halbritter AL, Krutzyk NJ, Boyadjiev Z, Katona T (1998), Dynamic analysis of VVER type nuclear power plants using different procedures for consideration of soil-structure interaction effects. NUCLEAR ENGINEERING AND DESIGN 182:(1) pp. 73-92. (1998)
- IBJ (1996), Paksi Atomerőmű 1-2. blokk Időszakos Biztonsági Jelentés, Paksi Atomerőmű Zrt Paks, 1995-1996. Katona T által írt fejezetek: 1.1.5. A telephely földtudományi jellemzése, a mértékadó földrengés meghatározása; 3.4.6. A földrengésbiztonság (földrengés veszélyeztetettség) elemzése
- IBJ (1999), Paksi Atomerőmű 3-4. blokk Időszakos Biztonsági Jelentés, Paksi Atomerőmű Zrt Paks, 1998-1999, Katona T által írt fejezetek: 1.1.5. A telephely földtudományi jellemzése, a mértékadó földrengés meghatározása; 2.2.4. fejezet, Berendezések földrengés-állósági minősítése; 2-3. melléklet, Berendezések földrengés-állósági minősítése; 3.3.6. A földrengésbiztonság (földrengés veszélyeztetettség) elemzése.
- IBJ (2007), Paksi Atomerőmű 1-4. blokk Időszakos Biztonsági Jelentés, Paksi Atomerőmű Zrt Paks, 2007; ebben Burján T, Katona T, Papp S, 3.3.6.V számú vizsgálati jelentés, A földrengés-tűrési minősítésének felülvizsgálata
- IPEEE (1991), USNRC NUREG-1407 "Procedural and Submittal Guidance for the Individual Plant Examination of External Events (IPEEE) for Severe Accident Vulnerabilities", May 1991.
- ISSC (2010) International Atomic Energy Agency, International Seismic Safety Center, <http://www-ns.iaea.org/tech-areas/seismic-safety/>

- Katona T, Turi L, Ratkai S (1989), Predvaritelnie issledovaniya seismostoykosti na AES Paks, ENERGIAGAZDÁLKODÁS 8: (Auguszt, 1989) pp. 35-36., Moskva, UDK 699.841.002.5
- Katona T, Bajsz J (1992) Plex at paks - making a virtue out of necessity. NUCLEAR ENGINEERING INTERNATIONAL 37:(455) pp. 27-31.
- Katona T, Turi L, Halbritter A, Krutzik NJ (1992), Experimental and Analytical Investigation of PAKS NPP Buildings Structures. In: Proceedings of the Tenth World Conference on Earthquake Engineering. Madrid, Spanyolország, 1992.07.19-1992.07.24. Rotterdam: A.A.Balkema, pp. 1609-1618.
- Katona T, Ratkai S, Turi L, Halbritter AL, Krutzik NJ (1993), Dynamic Analysis of VVER-440 Nuclear Power Plant for Seismic Loading Conditions at PAKS. In: KUSSMAUL K F (szerk.) 12th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT-12). Stuttgart, Németország, 1993.08.15-1993.08.20. Elsevier - North-Holland, pp. 229-234. Paper K08/4.
- Katona T, Ratkai S, Halbritter AL, Krutzik NJ, Schütz W (1994a), Requalification of the dynamic behavior of the primary system of the VVER-440/213 at PAKS. In: Duma G (szerk.) Proceedings 10th European Conference on Earthquake Engineering. Vienna, Austria, 1994.08.28-1994.09.02. Rotterdam: Balkema, pp. 2839-2845.(ISBN:90-5410-528-3 (set)
- Katona T, Ratkai S, Delinic K, Zeitner W (1994b), Reduction of operational vibration and seismic design of the feed-water piping system of the VVER-440/213 at Paks. In: Duma G (szerk.), 10th European Conference on Earthquake Engineering. Vienna, Ausztria, 1994.08.28-1994.09.02. Rotterdam: A.A.Balkema, pp. 2847-2852.
- Katona T, Ratkai S, Zeitner W, Richter G, Delinic K, Reinsch KH (1994c), Reduktion der Betrieb-schwingungen der Speise-wasserleitung des KKW Paks. In: 20th MPA Seminar: Safety and reliability of plant technology with special emphasis on approaches to lifetime extension of nuclear power plants. Vol. 1-2. Stuttgart, Németország, 1994.10.06-1994.10.07.
- Katona T (1995a), A Paksi Atomerőmű földrengésbiztonsága. ENERGIAGAZDÁLKODÁS XXXVI:(2) pp. 43-46. (1995)
- Katona T (1995b), Description of the ASTS at NPP Paks. In: Advisability of an Automatic Seismic Trip System (ASTS) in Nuclear Power Plants, : RER/9/035, IAEA, Vienna, Austria, (1995), pp. 64-78.
- Katona T, Kennerknecht H, Henkel FO (1995), Earthquake design of switchgear cabinets of the VVER-440/213 at Paks. In: Riera J D (szerk.), Transactions of the 13th international conference on structural mechanics in reactor technology (SMiRT-13). Porto Alegre, Brazília, 1995.08.13-1995.08.18. Porto Alegre: Universidade Federal do Rio Grande do Sul, pp. 435-440. Paper K073. DIVISION K: SEISMIC ANALYSIS AND DESIGN
- Katona T, Ratkai S, Halbritter A, Krutzik NJ, Schütz W. (1995a), Time versus frequency domain calculation of the main building complex of the VVER 440/213 NPP PAKS. In: Riera JD (szerk.), Transactions of the 13th international conference on structural mechanics in reactor technology (SMiRT-13). Porto Alegre, Brazília, 1995.08.13-1995.08.18. Porto Alegre: Universidade Federal do Rio Grande do Sul, pp. 187-192. Paper K032. Division K: Seismic analysis and design, vol. 3
- Katona T, Szepes K (1997), Seismic assessment and upgrading of the Paks nuclear power plant. SCIENCE AND TECHNOLOGY IN HUNGARY HU ISSN1215-489X: pp. 32-36. (1997)
- Katona T, Kostov M (1997) Seismic assessment and upgrading of nuclear power plants in Eastern Europe. In: International symposium on seismic safety relating to nuclear power plants. Kobe, Japán, 1997.03.03-1997.03.06. Paper 625/1573/1997.
- Katona T (1997a), Seismic assessment and upgrading of PAKS nuclear power plant. SMiRT-14 Post Conference Seminar No. 16, organized by the International Atomic Energy Agency. Vienna, Ausztria, 1997.08.25-1997.08.27. In: Seismic Evaluation of Existing Nuclear Facilities: IAEA-TECDOC-1202, Vienna. 2001, ISSN 1011-4289, pp. 9-17
- Katona T (1997b), Analysis of the Dynamic Behaviour of the Low-Pressure Emergency Core Cooling System Tank at Paks NPP. SMiRT-14 Post Conference Seminar No. 16, organized by the International Atomic Energy Agency. Vienna, Ausztria, 1997.08.25-1997.08.27. In: Seismic Evaluation of Existing Nuclear Facilities: IAEA-TECDOC-1202, Vienna. 2001, ISSN 1011-4289, pp. 305-321
- Katona T, Ratkai S, Halbritter A, Krutzik NJ, Schütz W (1997) Verification of dynamic characteristics and response results of the VVER-440/213 main building complex Paks based on latest blast experiments. In: Chokshi NC, Livolant M (szerk.) Structural mechanics in reactor technology: transactions of the 14th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT 14). Lyon, Franciaország, 1997.08.17-1997.08.22. pp. 583-590. Paper KW2/8. PART 2., DIVISION K: SEISMIC ANALYSIS AND DESIGN

- Katona T (1999), The Paks Nuclear Power Plant: scientific inventions – practical applications, Fizikai szemle, ISSN 0015-3257, 1999. (49. évf.), 5. sz., pp. 186-198.
- Katona T, Papp S, Ratkai S, Halbritter A, Krutzik NJ, Schütz W (1999) Dynamic Analysis and Seismic Upgradings of the Reactor Cooling Systems of the VVER-440/213 PAKS 1-4. In: 15th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT 14). Seoul, Dél-Korea, 1999.08.15-1999.08.20. Paper K11/3.
- Katona T, Hajmási P (1999) A Paksi Atomerőmű földrengésbiztonsági programja és a reaktor (üzemi) főépület földrengésállósági megerősítése : I. rész., MAGYAR ÉPÍTŐIPAR 11-12: pp. 346-350.
- Katona T, Bareith A, (1999), Seismic Safety Evaluation and Enhancement, at The Paks Nuclear Power Plant. In: Proceedings of the OECD/NEA Workshop on Seismic Risk: NEA/CSNI/R(99)28. Tokyo, Japán, 1999.08.10-1999.08.12. Paris: Nuclear Energy Agency, Paper III-3.
- Katona T, Kovács P (2000) Az atomerőmű-bővítés lehetőségei, Magyar energetika, ISSN 1216-8599, 2000. (8. évf.), 6. sz., pp. 9-12
- Katona T, Kovács P., Rátkai S. (2000), Plant lifetime management and possibility of lifetime extension at Paks NPP. SCIENCE AND TECHNOLOGY IN HUNGARY, pp. 112-117. HU ISSN 1215-489X
- Katona T, Hajmási P (2000a) A Paksi Atomerőmű földrengésbiztonsági programja és a reaktor (üzemi) főépületének földrengésállósági megerősítése : II. rész. MAGYAR ÉPÍTŐIPAR 1-2: pp. 39-43.
- Katona T, Hajmási P (2000b) A Paksi Atomerőmű földrengésbiztonsági programja és a reaktor (üzemi) főépület földrengésállósági megerősítése : III. rész. MAGYAR ÉPÍTŐIPAR 3-4: pp. 106-113.
- Katona T (2001a) Kettős szorításban – a magyar atomenergetika esélyei és lehetőségei, In: Vértés A. (szerk.) Nukleáris Tudomány és a 20. század, Budapest: Magyar Tudományos Akadémia, 2001, (ISBN:963-508-322-X), pp. 119-133.
- Katona T (2001b) Seismic Safety Evaluation and Enhancement at the Paks Nuclear Power Plant. In: Workshop on the seismic re-evaluation of all nuclear facilities: workshop proceedings. Ispra, Olaszország, 2001.03.26-2001.03.27.
- Katona T, Rátkai S, Jánosiné Bíró Á, Gorondi Cs (2001a) A Paksi Atomerőmű jövője MAGYAR TUDOMÁNY, ISSN 0025-0325, 2001. (48.(108.) évf.), 11. sz., 1355-1363. p.
- Katona T, Rátkai S, Jánosiné Bíró Á, Gorondi Cs (2001b), Élettartam-hosszabbítás a paksi atomerőműben. FIZIKAI SZEMLE 12: pp. 341-346.
- Katona T (2002a), Élettartam-hosszabbítás a Paksi Atomerőműben. GÉP 11-12: pp. 8-9.
- Katona T (2002b) A Paksi Atomerőmű Rt. jövőképe – élettartam-gazdálkodás, élettartam-növelés. MAGYAR ENERGETIKA 2: pp. 25-30.
- Katona T (2002c) Élettartam-hosszabbítás a paksi atomerőműben, FIZIKAI SZEMLE 12: pp. 341-346.
- Katona T, Jánosiné Bíró Á, Rátkai S (2002) Lifetime management and lifetime extension at the Paks Nuclear Power Plant. In: Nuclear power plant life management: Proceedings of an international symposium. Budapest, Magyarország, 2002.11.04-2002.11.08. Paper IAEA-CN-92/59.
- Katona T J (2003) Seismic upgrading of Paks NPP, International Symposium on Seismic Evaluation of Existing Nuclear Facilities, IAEA, Vienna, 2003. Paper IAEA-CN-106/51.
- Katona T, Jánosiné Bíró Á, Rátkai S, Tóth A (2003a) Main Features of Design Life Extension of VVER-440/213 Units NPP Paks Hungary. In: 11th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE 11). Tokyo, Japán, 2003.04.20-2003.04.23. Paper 36330.
- Katona T, Jánosiné Bíró Á, Rátkai S, Toth A (2003b) Lifetime-Management and Operational Lifetime Extension at Paks Nuclear Power Plant. In: 17th international conference on structural mechanics in nuclear engineering (SMiRT 17). Prague, Csehország, 2003.08.17-2003.08.22. Paper D02-2. DIVISION D: AGING, LIFE EXTENSION AND LICENSE RENEWAL (ISBN:80-214-2413-3)
- Katona T, Ratkai S, Janosi AB, Gorondi C (2003c) Future of the Paks Nuclear Power Plant Lifetime-Management and Lifetime-Extension. In: Blombach J, Cojazzi GGM (szerk.) Lifetime management: proceedings of the 21st ESReDA seminar, hosted by Framatome - ANP. Erlangen, Németország, 2001.11.05-2001.11.06. Luxembourg: Office for Official Publications of the European Communities, pp. 21-36.(ISBN:92-894-5665-5)
- Katona T, Biro A J, Ratkai S, Palfi T, Toth A. (2004), Equipment Aging Management and Operational Lifetime Extension at the Paks Nuclear Power Plant. PVP2004-2975 In: Bezdikian G, Shah VN (szerk.) Aging management and license renewal: presented at the 2004 ASME/JSME Pressure Vessels and Piping Conference. San Diego, Amerikai Egyesült Államok, 2004.07.25-2004.07.29. New York: American Society of Mechanical Engineers, pp. 119-125. (PVP (Series); PVP-487.)(ISBN:0791846822)
- Katona T, Jánosiné Bíró Á, Rátkai S, Ferenczi Z (2005a) Key Elements of the Ageing Management of the WWER-440/213 type Nuclear Power Plants. In: 18th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT 18). Beijing, Kína, 2005.08.07-2005.08.12. Paper D02-4. DIVISION D: AGING, LIFE EXTENSION, AND LICENSE RENEWAL

- Katona T, Jánosiné Bíró Á, Czibolya L, Rátkai S (2005b) Aging Management Database at the VVER-440/213 Units of Paks NPP. 18th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT 18): Post Conference Seminar 12, Beijing, Kína, 2005.08.07-2005.08.12.
- Katona T J (2006a) Core tasks of long-term operation and their relation to plant processes at Paks NPP. In: PLIM + PLEX 2006. Párizs, Franciaország, 2006.04.10-2006.04.11.
- Katona T J (2006b) A Paksi Atomerőmű biztonságának szerkezet-dinamikai aspektusai. In: Györgyi J (szerk.) Szerkezetek dinamikája. Budapest: Műegyetemi Kiadó, 2006. pp. 375-392. (ISBN:963-420-868-1)
- Katona T J (2007), A paksi atomerőmű üzemidő-hosszabbítása. MAGYAR TUDOMÁNY 1: pp. 23-26.
- Katona T J, Rátkai S, Pammer Z (2007) Reconstitution of Time-limited Ageing Analyses for Justification of Long-Term Operation of Paks NPP. In: 19th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT 19). Toronto, Kanada, 2007.08.12 Paper D02/2-1.
- Katona T J, Rátkai S (2007) Key Elements of Long-term Operation of WWER-440/213 units at Paks NPP. In: Second International Symposium on Nuclear Power Plant Life Management. Shanghai, Kína, 2007.10.15-2007.10.18. Vienna: IAEA, Paper IAEA-CN-155-003.
- Katona T J (2008) A nukleáris energia szerepe a fenntartható fejlődésben, Nukleon 17: 1-11
- Katona T J, Rátkai S (2008), Extension of Operational Life-Time of WWER-440/213 Type Units at Paks Nuclear Power Plant. NUCLEAR ENGINEERING AND TECHNOLOGY 40:(4) pp. 269-276.
- Katona T, Rátkai S, Jánosiné Bíró Á (2009) Extension of Operational Life-Time of WWER-440/213 Type Units at Paks Nuclear Power Plant. In: Proceedings of the ASME Pressure Vessels and Piping Conference. ASME 2009: Sustainable Energy for the Third Millennium. Prague, Csehország, 2009.07.26-2009.07.30. American Society of Mechanical Engineers, p. CD-ROM. Paper PVP2009-77911. (ISBN:9780791838549)
- Katona T, Rátkai S, Jánosiné Bíró Á, Gösi P (2009) Assessment and Management of Ageing of Civil Structures of Paks NPP. In: Proceedings of the ASME Pressure Vessels and Piping Conference. ASME 2009: Sustainable Energy for the Third Millennium. Prague, Csehország, 2009.07.26-2009.07.30. American Society of Mechanical Engineers, p. CD-ROM. Paper PVP2009-77513. (ISBN:9780791838549)
- Katona T J (2010a) Nuclear power generation as a reasonable option for energy strategies (Chapter 1). In: Tsvetkov P (szerk.) Nuclear Power. Rijeka: SCIYO, 2010. pp. 1-15. (ISBN:978-953-307-110-7)
- Katona T J (2010b) Options for the treatment of uncertainty in seismic probabilistic safety assessment of nuclear power plants. POLLACK PERIODICA 5:(1) pp. 121-136.
- Katona T J (2010c), Új elvi lehetőségek a földrengés PSA bizonytalanságának kezelésében. NUKLEON május:(3. évf.) Paper 63.
- Katona T J (2010d) Plant life management practices for water-cooled water-moderated nuclear reactors. In: Tipping PhG (szerk.) Understanding and mitigating ageing in nuclear power plants: Materials and operational aspects of plant life management (PLiM). Cambridge: Woodhead Publishing Limited, 2010. pp. 633-705. (Woodhead Energy Series; No. 4.) (ISBN:1 84569 511 9; 978 1 84569 511 8)
- Katona T J, Rátkai S, Jánosiné Bíró Á, Gosi P (2010a) Time-limited Ageing Analyses for Justification of Long-Term Operation of Paks NPP. In: ASME International Mechanical Engineering Congress and Exposition. Vancouver, Kanada, 2010.11.12-2010.11.18. Paper IMECE2010-40201. (ISBN:978-0-7918-3891-4)
- Katona T J, Rátkai S, Pammer Z (2010) Reconstitution of time-limited ageing analyses for justification of long-term operation of Paks NPP. NUCLEAR ENGINEERING AND DESIGN Article in Press: p. Available online 15 May 2010. (2010) IF: 0.785* DOI: 10.1016/j.nucengdes.2010.04.012
- Katona T J, Rátkai S (2010) Programme of Long-term Operation of Paks Nuclear Power Plant. In: Transactions of ENC 2010: European Nuclear Conference 2010. Barcelona, Spanyolország, 2010.05.30-2010.06.02. Paper A0114. (ISBN:978-92-95064-09-6)
- Katona Tamás János, Rátkai Sándor, Jánosiné Bíró Ágnes (2010b) A paksi atomerőmű VVER-440/213 típusú blokkjai üzemidejének meghosszabbítása. GÉP 61:(4) pp. 3-11. Paper INDEX 25343.
- Katona T (2011a) Options for improvement of description of nuclear power plant seismic fragility. In: 39th ESReDA Seminar on Challenges in Structural Safety and Risk Analysis. Coimbra, Portugália, 2010.10.19-2010.10.21.
- Katona T J (2011b), Interpretation of the physical meaning of the cumulative absolute velocity. POLLACK PERIODICA közlésre elfogadva.
- Krutzik NJ, Schutz W, Boyadjiev Z, Katona T (1997) Dynamic behavior of buried pipelines of VVER 440 and VVER 1000 MW nuclear power plants. In: Chokshi NC, Livolant M (szerk.) Structural mechanics in reactor technology: transactions of the 14th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT 14). Lyon, Franciaország, 1997.08.17-1997.08.22. pp.

- 539-546. Paper KW2/1. PART 2., DIVISION K: SEISMIC ANALYSIS AND DESIGN
- NAÜ (1993) Probabilistic Safety Assessment for Seismic Events. IAEA, Vienna, 1993. IAEA-TECDOC-724. ISSN 1011-4289. Printed by the IAEA in Austria. October 1993, Katona T. a szerzői kollektíva tagja
- NAÜ (1999) Final Report of the Programme on the Safety of WWER and RBMK Nuclear Power Plants, IAEA-EBP-WWER-15, IAEA, Vienna
- NAÜ (2000) IAEA-TECDOC-1176 Benchmark Study for the Seismic Analysis and Testing of WWER Type NPPs. 31 October 2000, Katona T. a szerzői kollektíva tagja
- NAÜ (2003) Seismic Evaluation of Existing Nuclear Power Plants, IAEA Safety Reports Series No. 28, International Atomic Energy Agency, Vienna, 2003, Katona T. a szerzői kollektíva tagja
- NAÜ (2006) Plant Life Management for Long Term Operation of Light Water Reactors.: Principles and Guidelines. Technical Reports Series No. 448. , IAEA, Vienna, Katona T. a szerzői kollektíva tagja.
- NAÜ (2007) Safety Aspects of Long term Operation of Water Moderated Reactors, IAEA-EBP-SALTO, IAEA, July, 2007, Vienna
- NAÜ (2008a) SALTO Guidelines. Guidelines for Peer Review of Long Term Operation and Ageing Management of Nuclear Power Plants. IAEA Services Series No. 17., Vienna, International Atomic Energy Agency. Katona T. a szerzői kollektíva tagja.
- NAÜ (2008b) Safe long term operation of nuclear power plants. Safety reports series no. 57, Vienna: International Atomic Energy Agency, 33p. ISBN: 9789201060082 Katona T. a szerzői kollektíva tagja
- NAÜ (2009) Ageing Management for Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. Ns-G-2.12, International Atomic Energy Agency, Vienna, 2009, (ISBN:978-92-0-112408-1) Katona T. a szerzői kollektíva tagja
- NEA (2006) Nuclear Power Plant Life Management and Longer-term Operation. OECD Publishing. NEA No. 6105. ISBN: 9789264029248 OECD Code: 662006111P1. Katona T. a szerzői kollektíva tagja.
- Tóth L, Győri E, Katona TJ (2008) Current Hungarian Practice of Seismic Hazard Assessment. In: OECD NEA CSNI Workshop on Recent Findings and Developments in Probabilistic Seismic Hazards Analysis (PSHA) Methodologies and Applications. Lyon, Franciaország, 2008.04.07-2008.04.09. OECD NEA, pp. 313-344. Paper NEA/CSNI/R(2009)1.