

A PAKSI ATOMERŐMŰ VVER-440/213 TÍPUSÚ BLOKKJAI ÜZEMIDEJÉNEK MEGHOSSZABBÍTÁSA

EXTENSION OF OPERATIONAL LIFETIME OF WWER-440/213 TYPE UNITS AT PAKS NPP

Dr. Katona Tamás János*, Rátkai Sándor**, Jánosiné Bíró Ágnes***

ABSTRACT

Operational license of WWER-440/213 units at Paks NPP, is limited to the design lifetime of 30 years. Evaluation of plant condition performed in 2000 has shown that prolongation by additional 20 years of the operational lifetime is feasible, if the strict regulatory requirements are met. Moreover, enhancement of the reactor thermal power by 8% will increase both the net power output and the competitiveness of the plant. A regulatory framework and a comprehensive engineering practice have been developed during last decade for ensuring the safety of long-term operation via creative adaptation of best practices and with proper consideration of WWER-440/V213 features. That systematic engineering approach is in the focus of recent paper. Key elements of justification and measures ensuring the safety of long-term operation of Paks NPP WWER-440/213 units are identified and discussed in the paper. These are the assessment of plant condition and review of adequacy of ageing management programmes, also the review, validation and reconstitution of time limited ageing analyses as core tasks of license renewal.

KIVONAT

A paksi atomerőmű VVER-440/213 blokkjai üzemeltetési engedélyének érvényessége a 30 éves tervezési élettartamra korlátozódik. A 2000-ben elvégzett állapot-értékelés alapján megállapítható volt, hogy az atomerőmű üzemideje még 20 évvel meghosszabbítható, amire szigorú feltételek teljesítése esetén a jogszabályok lehetőséget adnak. A műszaki lehetőség mellett az üzemidő hosszabbításra vonatkozó döntést még az üzleti célszerűség is alátámasztja. Emellett a reaktor hőteljesítményének 8%-kal történő megnövelése a közelmúltban az erőmű versenyképességének fokozását eredményezte.

Az eltelt tíz évben a nemzetközi gyakorlat kreatív adaptálásával, a VVER-440/213 típusú blokkok sajátosságai és üzemeltetési tapasztalatai megfelelő figyelem-

bevétele mellett egy átfogó műszaki és jogi feltétel-rendszer és módszer alakult ki, ami a hosszú távú üzemeltetés biztonságát szavatolja. Jelen dolgozatban bemutatjuk a paksi atomerőmű VVER-440/213 blokkjai biztonságos hosszú távú üzemeltetését biztosító, annak elfogadhatóságát igazoló rendszert, amelynek fő elemei az erőmű állapotának értékelése, az öregedés-kezelési programok megfelelőségének igazolása, valamint az élettartamot korlátozó öregedési folyamatok elemzéséből származó korlátok felülvizsgálata.

BEVEZETÉS

A Paksi Atomerőmű négy, VVER-440/213 blokkja a tervezett és engedélyezett 30 éves üzemidő utolsó éveivel közelít. A 2000-ben készített részletes megvalósíthatósági tanulmány szerint lehetőség van az üzemidő további 20 évvel történő meghosszabbítására, mivel – köszönhetően az üzemeltetési és karbantartási gyakorlatnak, a szerkezetek és rendszerelemek robusztus konstrukciójának, illetve a számos felújításnak és biztonságnövelő intézkedésnek – az erőmű állapota lehetővé teszi a további biztonságos üzemelést. A reaktor hőteljesítményének 8 %-os növelésével a nettó teljesítmény is növekszik (440 MWe-ről kb. 510 MWe-re), melynek következtében tovább erősödtek az erőmű piaci pozíciói és nőtt versenyképessége, ami a hosszú távú üzemeltetés gazdasági ésszerűségét is alátámasztja. A paksi atomerőmű hosszú távú üzemeltetését Magyarország lakossága széles körben támogatja. A magyar nukleáris biztonsági szabályozás szerint az üzemeltetési engedély megújítása szükséges az üzemidő meghosszabbítása esetén, amely engedélyezési eljárásnak jól meghatározott célja és terjedelme van.

Az üzemidő biztonságos és gazdaságilag ésszerű meghosszabbítását azonban komplex módon kell értelmezni, s nem szabad csak a formális újraengedélyezési szempontokra korlátozni. Egyfelől az üzemidő meghosszabbítása megkövetel egy sajátos üzemeltetői attitűdöt, amely előtérbe helyez bizonyos tevékenységeket és képességeket, mint:

- a saját és az azonos típusú blokkok jellemző öregedési jelenségeinek ismerete,
- az öregedési folyamatok monitorozással, öregedéskezeléssel megvalósított felügyelete,

*tudományos tanácsadó, Paksi Atomerőmű Zrt, katonat@npp.hu

**osztályvezető, Paksi Atomerőmű Zrt, ratkai@npp.hu

*** projektvezető, Villamosenergiaipari Kutatóintézet, janosi@hu.inter.net

- a korábban nem tapasztalt öregedési jelenségek felismerésének képessége,
- a jó üzemeltetői gyakorlat és tapasztalatok átvétele és alkalmazása, a tapasztalatok visszacsatolása.

Másfelől a biztonságos és gazdaságos továbbüzemelés megvalósításához s egy olyan üzemeltetői gyakorlatra van szükség, amely az alkalmazott műszaki eszközök, módszertanok és ellenőrzési folyamatok mindenre kiterjedő, teljes rendszerét eredményezik.

A teljességet az alábbiak szerint értelmezzük:

- az üzemeltetői programok összességének – ami magában foglalja az öregedéskezelési, a tervszerű megelőző karbantartási, felújítási, stb. programokat – le kell fedni az erőmű összes rendszerét, rendszerelemét (RRE);
- biztonsági osztályba sorolt RRE esetén az erőművi programoknak és gyakorlatnak meg kell felelniük a hatósági előírásoknak; alkalmazni kell és célszerű a biztonsági relevancia szerint differenciálás elvét;
- biztonsági osztályba nem sorolt rendszerelem esetén a program komplexitása attól függ, hogy az adott RRE mennyire fontos az energiatermelés szempontjából, így alkalmazható például a tervszerű megelőző karbantartás és néhány esetben a meghibásodásig tartó működés elve is;
- minden öregedési folyamatot figyelembe kell venni;
- minden erőművi programot, tevékenységet figyelembe kell venni, azaz a rutinszerű fenntartási tevékenységet és a hosszú távú üzemeltetés szempontjából specifikus tevékenységet egy egységben kell kezelni, kihasználva a kettő közötti szinergiákat.

Nyilvánvaló, hogy a fentiekben vázolt rendszer értéke nem annak tudományos újdonságából ered, hanem az erőművi öregedési problémák kezelését szolgáló kipróbált módszerek kreatív alkalmazásából úgy, hogy közben megvalósul egy sajátos egyensúly az üzemeltetés biztonsága és gazdaságossága között. A paksi atomerőmű hosszú távú üzemeltetésének és engedély megújításának leírását az [1] és [2] irodalom tartalmazza.

A fent vázolt elvek szisztematikus alkalmazását a paksi atomerőmű esetében azzal a céllal mutatjuk be, hogy az demonstrálja, miként lehet és kell a hosszú távú üzemeltetési gyakorlatot az adott erőműre kialakítani, figyelembe véve az erőmű konstrukciójának sajátosságait, a nemzeti szabályozásokat és az erőmű meglévő gyakorlatát. Bemutatjuk, hogy bármely egyedi üzemeltetői gyakorlat megfelelő lehet, ha követi a teljesség fent vázolt alapelvét.

A BIZTONSÁG HOSSZÚ TÁVÚ MEGVALÓSÍTÁSÁNAK KONCEPCIÓJA

A szabályozási háttér

Az erőmű biztonságát hosszútávon garantáló szabályozási rendszernek az alábbiakra kell kiterjednie:

- a) létezzenek hatósági eszközök annak ellenőrzésére, hogy az erőmű megfelel az engedély-feltételeknek;
- b) az üzemeltetési engedély megújításánál ellenőrizni kell, hogy az élettartamot korlátozó szerkezetek és rendszerelemek teljesítik e biztonsági funkciójukat a meghosszabbított üzemidő végéig;
- c) létezzenek hatósági eszközök annak ellenőrzésére, hogy az üzemeltető tevékenysége teljes körű és megfelelő az a) és b) pont vonatkozásában.

A magyar szabályozásoknak megfelelően, az aktuális engedélyezési alapnak történő megfelelés ellenőrzése megvalósul az évenként aktualizált Végleges Biztonsági Jelentéssel (VBJ) és a rendszeres hatósági ellenőrzésekkel, engedélyekkel. A VBJ tartalma hasonló az USA nukleáris biztonsági hatósága, az US NRC 1.70 hatósági irányelvében megköveteltekhez. A VBJ tartalmazza a tervezési alapot is.

Az Időszakos Biztonsági Felülvizsgálat (IBF) az erőmű biztonságának átfogó értékelésére szolgál, ami bár nem eszköze az üzemeltetés engedélyezésének, de a felülvizsgálat eredménye alapján a hatóság az üzemeltetési engedélyre vonatkozóan korlátozásokat és feltételeket fogalmazhat meg, illetve biztonságnövelő intézkedéseket írhat elő. A felülvizsgálat hazai szabályozása és gyakorlata lényegében azonos a NAÜ NS-G-2.10 Biztonsági Irányelvben leírtakkal.

A magyar szabályozás szerint a működést és a biztonsági funkciók ellenőrzését és/vagy meghatározott erőművi programmal kell biztosítani, vagy annak meglétét elemzéssel kell igazolni. Ez utóbbiak a KIBE¹ betűszóval illetett elemzések, amelyek az öregedési folyamatok, mint például a fáradás elemzései, amelyekből az élettartamra vonatkozó korlátok származnak.

A passzív, hosszú élettartamú szerkezetek és rendszerelemek működő és teljesítő képességét öregedéskezelési programokkal kell biztosítani. Az aktív rendszerek működőképességét karbantartással kell biztosítani, s üzem közben ellenőrizni kell (és a passzív rendszerelmektől eltérően lehet is). A karbantartás megfelelőségét biztonsági kritériumok alapján kell értékelni. Az aktív és egyes passzív rendszerelemek megfelelőségét környezetállósági minősítéssel és a minősített állapot fenntartását szolgáló programokkal lehet elérni. Az üzemeltető kiválaszthatja és optimalizálhatja, milyen módszert alkalmaz egy adott rendszerelem esetében a megkövetelt állapot fenntartására, de az erőművi gyakorlatnak teljes körűnek kell lennie, azaz a rendszernek ki kell terjednie a biztonsági funkciókat befolyásoló összes rendszerre és rendszerelemre, illetve romlási mechanizmusra. nyilvánvaló, hogy alkalmazni kell a biztonság szerinti differenciálás elvét is, ahogy azt a bevezetőben hangsúlyoztuk.

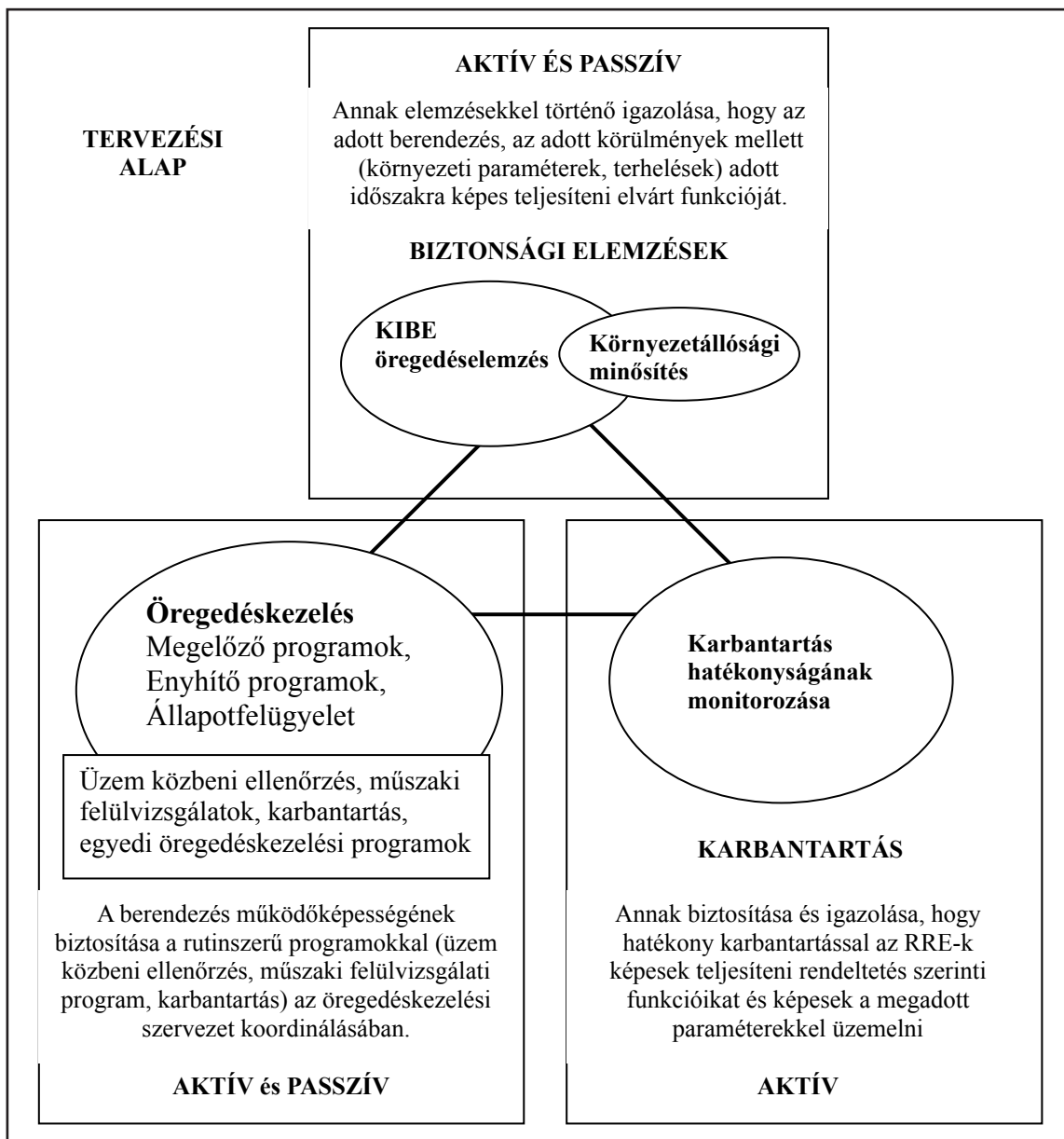
A biztonság szempontjából kiemelkedő jelentőségű passzív szerkezetek és rendszerelemek esetén az üzemeltető választási lehetősége korlátozott, a szabályozás speciális öregedéskezelési programok végrehajtását írja elő. A zord környezeti körülmények között üzemelő

¹ Korlátozott Időre érvényes Biztonsági Elemzések - KIBE

rendszerek esetén a környezeti minősített állapot fenntartására irányuló speciális program szükséges. A magyar szabályozás fent bemutatott koncepcióját a magyarországi Nukleáris Biztonsági Szabályzat (NBSZ) 4.12. számú útmutatója [3] alapján készített 1. ábra szemléltet, ami megfelel a fokozatos megközelítés elvének.

osztályba sorolt szerkezetek és rendszerelemek állapotát, öregedéskezelését és várható élettartamát. Ez az eljárás nagyon hasonlít az USA engedélymegújítási előírásaihoz (10 Code of Federal Regulation Part 54).

A magyarországi szabályozás azonban néhány területen eltér az amerikai engedélymegújítási szabályoktól. A



1. ábra: A biztonsági funkciók és a működőképesség teljesítése igazolásának lehetséges módjai az előírt teljesítmény paraméterek szerint (1÷3 és + biztonsági osztályok)

Az egyes kööttségek ellenére ez a rendszer lehetőséget nyújt az erőmű erőfeszítéseinek optimalizálására mindamelllett, hogy biztosítja, hogy az erőművi gyakorlat mindenre kiterjedő, hiánytalan lesz a fent említett értelemben.

Az engedélymegújítás egy olyan tevékenység, amikor a szabályozó hatóság gyakorlatilag az összes engedélyezési feltételt ellenőrzi az erőmű élettartamának korlátai szempontjából: a hosszú élettartamú, passzív, biztonsági

leglényegesebb az, hogy a hazai előírások szerint el kell készíteni az üzemidő hosszabbítást szolgáló programot, amelyet ellenőrzésre a hatósághoz kell benyújtani legkésőbb az üzemeltetési engedély lejárta előtt négy évvel, azaz a paksi atomerőmű esetében 2008 végén.

Az üzemidő hosszabbítási program (a továbbiakban: program) megalapozásához az erőmű állapotának és az üzemeltető állapot fenntartási gyakorlatának átfogó

felmérésére van szükség, amely alapján meghatározhatók az üzemeltető gyakorlatot érintő intézkedések és módosítások, amelyekkel biztosítható a továbbüzemelés lehetősége. A program végrehajtásának első három éve után a tapasztalatokat értékelni kell, és az eredményeket össze kell foglalni az engedélymegújítási kérelemben, és igazolni kell, hogy az erőművi üzemeltetési és állapotfenntartási gyakorlat hatékony az erőmű hosszú távú üzemeltetésének biztonsága szempontjából.

A program középpontjában az öregedéskezelési programok és az élettartam korlátokat meghatározó öregedés-elemzések (KIBE) felülvizsgálatának eredményei és következtetései, valamint ezen felülvizsgálatokból származó intézkedések állnak, amelyet kiegészítenek a karbantartás hatékonyságának, a környezetállósági minősítés fenntartásának kiegészítésére, javítására szolgáló intézkedések, illetve az állapotfüggő felújítások cserék és átalakítások programja, valamint az üzemeltető szervezet képességét/tudását biztosító programok. Ez azt jelenti, hogy az engedélymegújítás szabályozása szoros kapcsolatot létesít a meghosszabbított üzemidő engedélyezésének specifikus területei és más erőművi tevékenységi területek között, mint például a tudásmenedzsment, a technikai eszközök avulásából származó problémák megoldása, stb.

Az engedélymegújításra vonatkozó hivatalos kérelmet egy évvel az engedély lejártá előtt (az 1. blokk esetében 2011 végére) kell elkészíteni és a hatóságnak benyújtani. A kérelemben értékelni kell a program szerinti hároméves üzemeltetés tapasztalatait. Be kell mutatni, hogy a program hatékony, jól szolgálja a biztonságos üzemeltetést, valamint azt is, hogy az üzemidő hosszabbítás biztonságának igazolására készült indoklások/számítások a három év tapasztalatai (természetesen a megelőző 26 év tapasztalataival együtt) alapján megállapítható öregedési trendek szerint érvényesek maradnak.

A magyar szabályozási keret többszörösen redundánsnak tűnhet. A Végleges Biztonsági Jelentés és annak évenkénti aktualizálása, a tízévenkénti Időszakos Biztonsági Felülvizsgálat, valamint az engedélymegújítás közötti kapcsolat bár redundanciákat mutat, de valójában az egymást kiegészítő eszközei a biztonság hatósági ellenőrzésének.

Az évenként aktualizált VBJ-ben szemléltetni kell az erőmű biztonságát és az aktuális engedélyezési alapnak való megfelelést, miközben az erőmű biztonságára ható hosszú távú tendenciákat (öregedés, tapasztalatok visszacsatolása, új tudományos bizonyítások, új követelmények) tízévente értékelni kell az IBF keretében. A paksi atomerőműben már az első Időszakos Biztonsági Felülvizsgálat (1995-1999) eredményeképpen egy átfogó biztonságnövelő program fogalmazódott meg. A második IBF 2007-ben történt, és nagyrészt az erőmű rendszer-elemei öregedésének vizsgálatára és értékelésére irányult. A soron következő IBF-ek az engedélymegújítás megalapozásaként megfogalmazott, az öregedés trendjére vonatkozó előrejelzéseket is érvényesíteni fogják.

Bár az engedélymegújítás a hosszú élettartamú, passzív szerkezetek és rendszerelemek öregedésére és öregedéskezelésére összpontosít, el kell végezni az aktív rendszerek és berendezések rendeltetés szerinti biztonsági funkciójának fenntartására szolgáló programok felülvizsgálatát, hatékonyságuk értékelését is az engedélymegújításra vonatkozó kérelemben.

Az öregedési folyamatok elemzéséből származó időkorlátokra s az öregedéskezelésre vonatkozó eredményeket, amelyek az engedélymegújítás megalapozása során keletkeztek, szükségképpen dokumentálni kell a Végleges Biztonsági Jelentésben.

AZ ENGEDÉLY-MEGÚJÍTÁS FŐ FELADATAI

Az üzemidő hosszabbítás előkészítésének legfontosabb feladatai közvetlenül az engedély megújításával vannak kapcsolatban. Ezek a következők:

- A. az erőmű állapotának, az erőművi öregedéskezelési programok megfelelőségének felülvizsgálata és bemutatása;
- B. az üzemidő korlátot meghatározó öregedés-elemzések (KIBE) felülvizsgálata, érvényesítése és átdolgozása;
- C. hosszú távú üzemeltetést szolgáló program kidolgozása.

A fenti első két feladat az engedélymegújításhoz szükséges ismert alapfeladatok, hasonlóan, mint a már hivatkozott USA gyakorlatban. Ezen a területen a nemzetközi tapasztalatok is felhasználásra kerültek, lásd a [4] hivatkozást. Mindezek ellenére itt is vannak figyelemreméltó műszaki sajátosságok, amelyeket az alábbiakban ismertetünk és bemutatjuk az üzemidő hosszabbítás programjának legfőbb elemeit is.

AZ ÖREGEDÉSKEZELÉS FELÜLVIZSGÁLATA

Az öregedéskezelés terjedelme

Az üzemeltetési engedélyt a biztonság mérlegelése alapján újítják meg, tehát az eljárás kiterjed az összes olyan biztonsági osztályba sorolt szerkezetre, rendszerre és rendszerelemre (RRE), amelyeknek a teljes üzemidő során rendeltetés szerinti biztonsági funkciót kell ellátniuk. Azokat a nem biztonsági funkciójú rendszer elemeket is be kell vonni a mérlegelés körébe, amelyek meghibásodása akadályozhatja/befolyásolhatja a biztonsági funkciókat.

Az öregedéskezelés hatálya alá tartozó szerkezetek, rendszer elemek körének meghatározása két lépésből áll. Először a rendszerek, rendszer elemek fent meghatározott kell kijelölni, majd ebből a teljes terjedelemből kell a passzív, hosszú élettartamú szerkezeteket, rendszer elemeket kiválasztani, s ezek tartoznak az öregedéskezelés körébe, terjedelmébe.

Ugyanakkor – a bevezetőben megfogalmazott teljesség elve szerint – az öregedéskezelési terjedelemben nem tartozó rendszerek és rendszerelemek megkövetelt műszaki állapotát és biztonsági funkcióját is fenn kell tartani valamilyen programmal, ahogy azt az 1. ábrán szemléltettük.

A VVER-440/213 típusú kapcsolatos problémák

Az öregedéskezelés terjedelmének fent vázolt meghatározása a rendszerek, rendszerelemek rendkívül tág körét jelöli ki. A paksi atomerőmű esetében az 1., 3. biztonsági osztályba tartozó rendszerlemek száma meghaladja a százazretet. A passzív, hosszú élettartamú szerkezetek és rendszerlemek száma is nagyon nagy. Mindez a hathurkos konstrukcióval és a VVER-440/213 típus organikus-evolúciós kifejlesztésével magyarázható. A biztonságot érintő elemek nagy számának másik oka a determinisztikus besorolási mód, amely a zónaolvasási gyakorlatokra látszólag minimális hatással lévő rendszerlemeket is nagy számban kötelezően biztonsági osztályba sorolja.

Az aktív és rövid élettartamú rendszerek kiszűrése után mintegy 35000 gépészeti, 6500 villamos és 2000 tartószerkezeti rendszerlem marad a terjedelemben. Ez a terjedelem rendkívül megnövelte volna az erőmű öregedéskezeléssel kapcsolatos teendőit, valamint az engedélymegújítás szempontjából szükséges felülvizsgálatok nagyságát. Ezért alkalmas módszereket kellett találni az ilyen nagy tételszám ésszerű kezeléséhez. Ilyen például:

- Az öregedéskezelés strukturált szervezése;
- Az öregedéskezelés szervezéséhez és a szerkezetek, rendszerlemek állapotával kapcsolatos információ kezeléséhez hatékony információtechnológiai eszközök alkalmazása.

Az öregedéskezelés és az engedélymegújítás támogatásához kifejlesztett információtechnológiai rendszer bemutatását lásd a [5] irodalomban. Itt az öregedéskezelési strukturálását, a programok strukturált szervezését mutatjuk be.

Az öregedéskezelés STRUKTÚRÁLT szervezése

Itt a differenciált, fokozatos megközelítést kell alkalmazni az adott szerkezet vagy rendszerlem biztonsági jelentősége, valamint az adott öregedéskezelési mechanizmusnak az erőmű élettartamát korlátozó jellegének jelentősége szerint. Ennek megfelelően a szerkezeteket és rendszerlemeket két kategóriába osztottuk fel:

- összetett tulajdonságokkal és öregedési mechanizmusokkal rendelkező, a biztonság szempontjából nagyon fontos szerkezetek és rendszerlemek;
- öregedéskezelési csoportok (commodities), azaz olyan elemek, mint pl. csővezetékek, csőelemek (könyökök, T-idomok), szelepek, hőcserélők.

A nagyon fontos szerkezeteknek és rendszerlemeknek (mint például a reaktortartály a belső berendezé-

sekkel együtt, a fő keringtető hurok elemei), azaz az 1. biztonsági osztályba sorolt (ABOS1) és néhány 2. biztonsági osztályba sorolt (ABOS2) szerkezetnek és rendszerlemnek speciális öregedéskezelési programokkal kell rendelkezniük. ezek lényegében több, egyenként egy-egy degradációs mechanizmust vagy kritikus helyet kezelő programból állnak.

Az öregedéskezelési csoportokat típusonként, biztonsági osztályonként, azonos tervezési jellemzők szerint, anyaguk és üzemeltetési körülményeik szerint, valamint a domináns öregedési mechanizmus alapján lehet kialakítani. Mindegyik öregedéskezelési csoportra vonatkozóan speciális öregedéskezelési programot lehet végrehajtani.

A gépészeti rendszerlemeket tekintve mintegy száz öregedéskezelési csoportot határoztunk meg. A tartószerkezetek öregedéskezelési csoportjainak száma meghaladja a huszonötöt.

Az öregedéskezelési programokat hierarchikusan rendszerét az építészeti szerkezetek (tartószerkezetek) és szerkezeti elemek (például állványok, szupportok) példájával lehet szemléltetni.

A VVER-440/213 architektúrája és tartószerkezeti kialakítása nagyon különbözik a nyomottvízes reaktorok szokásos felépítésétől. A paksi atomerőmű esetében gyakorlatilag az erőműben található összes épület az öregedéskezelési terjedelem része. Ezen építmények a szerkezeti kialakítás, elrendezés, az elemek gyártása és összeállítása, az anyagösszetétel és a környezettel való érintkezés szempontjából is összetett és heterogén szerkezetek. Megállapítható volt, hogy a paksi atomerőmű esetében nem lehet az USA gyakorlatából ismert GALL Jelentésben [6] leírt öregedéskezelési programok alkalmazásával az épületek öregedéskezelését elintézni, hiszen ott az építészeti szerkezeteknek mindössze kilenc csoportja, a szerkezeti rendszerlemeknek pedig hét csoportja van, és tíz öregedéskezelési program fedile a teljes terjedelmet. A paksi atomerőműben az építészeti szerkezetek és szerkezeti elemek nagy száma és sokfélesége miatt az öregedéskezelési programokat hierarchikus rendszerként kellett kialakítani. Az „A” típusú programokat vagy konkrét szerkezetekre (alapozás, földemek, a reaktor alátámasztó szerkezetek, acélszerkezetek, előgyártott panelek, téglafalak, ajtók és zsilipek, kábel- és csőalátámasztások, bevonatok, kábel- és csőátvezetések, tűzvédelmi szerkezetek, szekrények alátámasztó szerkezetei, tömitések és szigetelések) vagy pedig konkrét folyamatokra (épületmozgások, főépület süllyedés), illetve környezeti körülményekre (magas hőmérséklet, bórsavas környezet, acél és vasbeton víz alatt) dolgoztuk ki. A felsoroltak mellett speciális „A” típusú program vonatkozik a konténment tömörségének ellenőrzése.

A meghatározott biztonsági funkciókkal rendelkező épületek több, a fentiekben felsorolt elemből állhatnak (alapozás, vasbeton vagy acélszerkezet, stb.), illetve több folyamat is okozhatja degradációjukat. Így az épületek,

mint komplex rendszerek öregedéskezelése is összetett, több „A” típusú program integrálásának eredményeként áll elő. Ezek a „B” típusú programok, amelyek az adott épület komplexitásának megfelelő „A” típusú programok integrálásával alakíthatók ki. A szerkezet-típusokra vagy mechanizmusokra (öregedéskezelési csoportokra) vonatkozó „A” típusú programok felhasználásával harminc „B” típusú program készült, amelyek lefedik az erőmű összes épületét.

Nyilvánvaló, hogy az öregedéskezelési programok hierarchikus struktúrája erőmű specifikus. A példa mutatja, hogy nem lehet egyszerűen másolni akár a legjobb nemzetközi gyakorlatot sem a VVER-440/213 erőmű típusra, még akkor sem, ha az öregedési mechanizmusok hasonlóak, továbbá azok kezelése is lényegében hasonló, a nemzetközi gyakorlatnak megfelelő elvek szerint kidolgozott programokkal történik [3], [5].

AZ ÖREGEDÉSI FOLYAMATOK ELEMZÉSE

Egyes öregedési folyamatok elemzését ab'ovo a tervező elvégzi, és igazolja, hogy a tervezett üzemidő alatt a rendszerem integritása, funkciója megmarad. Ennek tipikus példája az erózióra-korrózióra, a fáradásra vagy a neutron-besugárzás által kiváltott ridegedésre vonatkozó elemzések. Ezeket az elemzéseket a tervező a körülményekre és a terhekre, stresszorokra tett feltételezések alapján végzi el. Az elemzésekből megállapított élettartam-korlátok, illetve az elemzések maguk is érvényüket veszítik, illetve veszíthetik, ha az üzemidőt a tervezetten túl meghosszabbítják és/vagy a körülmények, a stresszorok jellemzői és gyakorisága megváltozik. Az üzemidő hosszabbítás megalapozása keretében el kell végezni ezen elemzések felülvizsgálatát és igazolni kell megállapításait, következtetéseit érvényességét a meghosszabbított üzemidőt figyelembe véve. A felülvizsgálat kimenetele többféle lehet:

- elképzelhető, hogy az adott elemzés és megállapításai érvényesek a meghosszabbított üzemidő esetén is (például azért, mert ciklusszám a meghosszabbított üzemidő alatt sem éri el a megengedett értéket);
- a tervező elemzéseit korrigálni kell és lehet, mivel a tapasztalatok alapján a tényleges üzemi stresszorok kedvező irányban eltérnek a tervezéskor feltételezettől;
- egyes esetekben egy korszerű módszerrel elvégzett részletes elemzéssel lehet kiváltani az egykori, esetenként túl konzervatív elemzéseket,
- egy célzott öregedéskezelési programmal vagy más intézkedéssel (például a berendezés cseréjével) kell a megfelelőséget biztosítani.

A fenti feladat – a többi VVER-440/213 erőműhöz hasonlóan – nehezen végrehajtható a paksi atomerőmű esetében a tervezési alapra vonatkozó információ és a leszállított tervezési dokumentáció hiányosságai miatt. Az utólagos erőfeszítések ellenére az eredeti tervezési feltételezések, input adatok részben ismeretlenek szá-

munkra. Gyakran csak az elemzések végleges eredményei ismertek, néhány esetben az elemzések beláthatóan elavultak. A leglényegesebb probléma azonban az, hogy az elemzések alapját képező előírások is megváltoztak a tervezés óta eltelt csaknem harminc év alatt. E problémák miatt az elemzéseket vagy korszerű módszerekkel végzett számításokkal ellenőrizni kell, vagy sok esetben ezeket az öregedés-elemzéseket újból végre kell hajtani az aktuális követelményeknek és útmutatóknak megfelelően.

A fentiekben vázolt munkát a [7] dolgozat taglalja, itt a munka fontos lépéseit mutatjuk be.

Az első teendő azon szerkezetek és rendszerlemek meghatározása, amelyekre fáradás-elemzést kell végezni. Az elemzések körének a paksi atomerőmű esetében is le kell fedni a releváns területeket, mint például a fáradás, ridegedés, anyagtulajdonság változások. A számítási tételek tekintetében azonban itt is szembesülni kellett azzal, hogy egyfelől a konstrukció sajátosságai miatt, másfelől a magyar szabályozás miatt az elemzések száma lényegesen nagyobb, mint az atomerőművek legtöbbjében. A fáradás-elemzést kell végezni az 1. és 2. biztonsági osztályba (ABOS 1 és 2) sorolt csővezetékerekre és komponensekre, mint a reaktortartály, a gőzfejlesztők, a térfogat-kiegyenlítő tartály, a fő keringtető szivattyú és a főelzáró tolózár házak, egyéb 1. és 2. biztonsági osztályba sorolt csővezetékek, tartályok, szivattyúk, hőcserélők és szelepek. Figyelembe véve a hőretegződés jelenségeket is. A reaktortartályt illetően a nyomás alatti hősokk (Pressurised Thermal Shock – PTS) elemzésen kívül ellenőrizni kell a biztonságos üzemeltetés korlátait és feltételeit is. Specifikus elemzések például az alábbiak:

- A reaktortartály és a gőzfejlesztők belső szerkezeti áramlás okozta rezgésének nagyciklusú fáradás elemzése;
- 1. és 2. biztonsági osztályba sorolt (ABOS 1 és 2) rendszerlemek termikus öregedés-elemzése;
- Fáradás-elemzés biztonsági funkciót ellátó darukra;
- Élettartam korlát elemzés gőzfejlesztő csövek anyagtulajdonság változására tekintettel;
- Élettartamkorlát-elemzés a biológiai védelemként szolgáló nehéz beton szerkezetek anyagtulajdonság változására tekintettel;
- A konténment fáradás elemzése integrális tömörség vizsgálatok nyomás-terheléseire;
- a 2. és 3. biztonsági osztályba sorolt villamos és irányítástechnikai rendszerlemek környezetállítási minősítésének érvényesítése a meghosszabbított üzemidőre;
- A Roncsolásmentes vizsgálatok során észlelt hibák repedésterjedés-elemzése.

Specifikus követelmény annak ellenőrzése, hogy az 50 év üzemeltetésen túl van-e további 10 év tartalék a szerkezetben. Az elemzések felülvizsgálata, érvényesítése és átdolgozása lényegében magában foglalja az adott szerkezetek, rendszerlemek meglévő szilárdsági elemzéseinek ellenőrzését is.

A fentiekből látható, hogy a magyarországi szabályozás által megkövetelt elemzések terjedelme igen jelentős, a nemzetközi összehasonlítást tekintve meghaladja a máshol szokásos terjedelmet.

A következő lépés a terhek és üzemeltetési körülmények felülvizsgálata, illetve újbóli meghatározása. Erre mindenképp szükség van, mivel ma a feltételezett kezdeti események, tranziens- és baleseti scenáriók körét – a szabályozás változása miatt – a tervezésnél figyelembe vettekől lényegesen eltérően definiáljuk. A terhelési ciklusokra vonatkozó de facto üzemi ismeretek is eltérhetnek a tervezéskor figyelembe vettekől. Következésképp, új terhelés-katalógust kellett összeállítani a meglévő tervezési információ, a Végleges Biztonsági Jelentéshez készített üzemzavar-elemzések eredményei és az üzemeltetési történet alapján és a meghosszabbított üzemidő figyelembevételével.

A magyarországi szabályozás a mindig kor színvonalának megfelelő módszerek, kódok és szabványok alkalmazását követeli meg a tárgyi öregedés-elemzések végrehajtásánál. Esetünkben az ASME Boiler & Pressure Vessel Code, Section III 2001. évi kiadását (a továbbiakban ASME BPVC III) tekintjük az elemzések és a szilárdsági ellenőrző számítások alapjának. Az ASME kód általános alkalmazása eldöntött kérdés a paksi atomerőműben. Megtörtént az üzem közbeni vizsgálati programok átfogó felülvizsgálata és előkészítették ezek ASME BPVC Section XI. kódnak való megfeleltetését.

A szabvány és módszertan meghatározása nagy körültekintést igényelt, hiszen igazolni kellett azt is, hogy milyen feltételek és megszorítások esetén korrekt az ASME BPVC III alkalmazása a szovjet szabványok szerint tervezett, gyártott VVER-440/213 típusú blokkokra. Részletes módszertani és kritérium dokumentum készült a számításokhoz, amely definiálja az ASME BPVC III rutinszerű használat mellett a specifikus számítási utasításokat is, amelyek az ASME BPVC III rutinszerű alkalmazásától eltérnek vagy a speciális szabályozási környezet, vagy a VVER-440/213 blokkok műszaki sajátosságai miatt. Az alábbiakban néhány fontos sajátosságot bemutatunk.

Az ASME BPVC III alkalmazását illetően lényeges kérdés az anyagtulajdonságok meghatározása. Itt a gyártó ország akkor alkalmazott ipari szabványait, a tervezők és a gyártó műszaki specifikációit, valamint az anyagokra és a szerelésre vonatkozó ténylegesen alkalmazott magyar hatósági normákat kell figyelembe venni. Akkor, ha az anyagtulajdonságok nem azonosíthatók a leszállított dokumentációból, az orosz PNAE G-7-002-86 [8] szabványt kell alkalmazni.

A VVER-440/213 berendezések anyaga – a fáradás elemzések körébe tartozó rendszerelemeket tekintve – lehet szénacél, gyengén ötvözött acél (ST20, 22K, 15H2MFA, 18H2MFA) és rozsdamentes acél (08H18N10T, 08H18N12T). Az elemzés alapját a fáradás görbék képezik. Itt az orosz PNAE szabvány által előírt anyag specifikus fáradási görbéket kell alkalmaz-

ni, s ennek megalapozásához elemeztük a fáradás görbék meghatározásának empirikus és elméleti hátterét.

A ridegtörés elemzését az előírások szerint el kell végezni az összes kritikus berendezésre, illetve keresztmetszetre. A már működő szivattyúk és szelepek esetében azonban az ütővizsgálatok eredményei az adott anyagokra nem állnak rendelkezésre. Ebben az esetben az elemzést a VERLIFE Projekt keretében kidolgozott módszer és eljárásrend szerint kell végrehajtani [9].

A reaktortartály üzemeltetésének maximális időtartamát figyelembe véve a neutron besugárzás miatti károsodást, a termikus öregedést és a reaktortartály anyagainak szívósságát csökkentő kisciklusú fáradást kell elemezni. Az átmeneti hőmérséklet öregedés miatti változása kiszámítható mind a PNAE kód, mind pedig a VERLIFE szerint metodika szerint. A tervező és magyar szakértők által készített stúdiumok szerint a nyomás alatti hősokk (PTS) a legkritikusabb élettartam korlátozó esemény a reaktortartály esetében. A neutron besugárzás okozta hatás az aktív zóna közelében domináns. A reaktortartálynak ez a része a legérzékenyebb a rideg repedés kialakulás és a repedés-növekedés szempontjából. A reaktortartály többi részén (például a csonkok környékén) a feszültség jóval nagyobb lehet, és a neutron fluencia pedig jóval alacsonyabb, mint az övzónában. Ilyenek a csonkok és azok környezete, a támasztó peremek környezete és a tartály 3/5 varrata. Az elvégzett tanulmányok szerint a 8/9 varrat nem kritikus a PTS szempontjából, azonban mégis szerepel az elemzésben. A reaktor főosztósík és környezete nincs kitéve magas neutronsugárzásnak, következésképpen, nem kritikus a PTS szempontjából. Ugyanez érvényes a reaktortartály fedélre és az azon lévő csonkokra is. A reaktortartály ezen alkatrészei nincsenek kitéve magas neutronsugárzásnak, és a belső nyomásból származó feszültségek lényegesen alacsonyabbak, mint a csonk zónájában. A PTS elemzés módszertanát az erre a célra készült magyarországi hatósági útmutatók tartalmazzák.

A reaktortartály biztonságát tekintve az üzemidő hosszabbítás programja tartalmazza az újabb próbatetek vizsgálatát, s a neutron besugárzás által okozott ridegedést befolyásoló intézkedések (kis kiszökésű zóna) várható hatásainak vizsgálatát.

A fáradás különböző mértékben van hatással a reaktortartály komponenseire. A tervező és a gyártó alap kifáradás elemzéseket hajtott végre a reaktortartály kritikus elemeire. Az engedélymegújítás előkészítése keretében ezeket az elemzéseket megújították a tervezési alap megváltozásának figyelembevételével.

A reaktortartály kifáradás szempontjából kritikus helyei az szabályzó és biztonságvédelmi csonkok belső csöveinek hegesztési varratai.

Az öregedés-elemzések keretében újraértékelték a reaktortartály anyagok kritikus ridegtörési hőmérsékletének értékét (T_k) az öregedett állapotra. A validált számított neutron fluencia-értéket vették figyelembe a jellegzetes pontokban; az alapanyagban és az 5/6 varrat

anyagában, a reaktor hatvanadik és ötvenedik üzemévére vonatkozóan. A PTS számítások eredményei megerősítik az összes blokkra vonatkozóan az 50 éves üzemeltetés lehetőségét az 5/6 varratok utólagos hőkezelése nélkül. Az 1. blokki reaktortartály rendelkezik a legrövidebb élettartammal, de ebben az esetben sincs szükség semmilyen intézkedésre.

AZ ÜZEMIDŐ HOSSZABBÍTÁS PROGRAMJA

A program tartalma

Az üzemidő hosszabbítás programjának kidolgozása, végrehajtása és értékelése fontos és sajátos eleme a magyar gyakorlatnak. A program tartalmát a szabályozás írja elő, mivel annak benyújtása és hatósági jóváhagyása az újraengedélyezési folyamat első lépése. A programban megfogalmazott intézkedések forrása az öregedéskezelési programok, az élettartam-korlátokat meghatározó öregedés-elemzések, valamint az üzemeltető egyéb, az erőmű megkövetelt állapota fenntartását szolgáló programjainak felülvizsgálata és hatékonyságának értékelése, amelyből az erőművi gyakorlat módosítására vonatkozó intézkedések levezethetők. A program részei az alábbiak:

- a) a megfelelően minősített erőművi programok folytatása;
- b) új erőművi programok kidolgozása vagy a meglévők módosítása, azok bevezetése;
- c) az üzemeltetési engedély megújításához előírt feladatok végrehajtása, feltételek teljesítése.

A programba foglalt intézkedéseket be kell építeni az erőmű átfogó élettartam-gazdálkodási programjába, amely kiterjed a nem biztonsági osztályba sorolt rendszerre, és biztosítja az összes erőforrást és feltételt az üzemidő hosszabbításhoz és az üzemeltető működéséhez.

Az üzemidő hosszabbítás programját olyan stratégiai programnak kell tekinteni, amely meghatározza az üzemeltető cég összes tevékenységi területét, pl. a humán erőforrás menedzsmentet, tudásmenedzsmentet, valamint szemlélteti az erőmű elkötelezettségét.

A program végrehajtását három év után értékelni kell, és az eredményeket össze kell foglalni az engedély-kérelemben.

Annak ellenére, hogy az üzemidő hosszabbítás programja társasági szintű program, de az engedélyezési folyamatban betöltött szerepe miatt nem tartalmaz minden, az erőmű és tulajdonosai számára fontos intézkedést és szempontot. Ilyenek az üzemidő hosszabbítás üzleti értékelése, a műszaki, engedélyezési és gazdasági kockázatok értékelése, valamint a lakossági elfogadáshoz kapcsolódó kockázatok. Ezek a megvalósíthatósági tanulmány részét képezték. Az immár csaknem egy évtizede folyó szisztematikus előkészítő munka eredményeképpen az üzemidő hosszabbítás műszaki, engedélyezési és üzleti kockázata elhanyagolható. A meghosszabbított

üzemeltetés széles körű lakossági támogatást élvez, és 2005-ben a magyar Országgyűlés is egyetértéssel tudomásul vette a paksi atomerőmű üzemidő hosszabbítását.

Szinergiák

A programban meghatározott intézkedések kapcsolatban vannak az üzemeltető szinte minden más tevékenységével. A tevékenységek közötti szinergiákat ki lehet használni, amelyre az alábbiakban néhány példát hozunk.

A paksi atomerőműben átfogó biztonságnövelő programot hajtottak végre, s ennek keretében jelentős átalakítások történtek. Ennek köszönhetően a zónasérülés gyakorisága a ~10-5/év szintre csökkent. Itt nyilvánvaló pozitív kapcsolat létezik: a biztonságnövelés nélkülözhetetlen előfeltétele volt az üzemidő hosszabbításnak, továbbá a biztonság és az üzemeltető biztonság iránti elkötelezettsége a lakossági elfogadottság legfontosabb feltétele. A biztonságnövelés közvetlen vagy implicit műszaki előnnyel járt: A biztonságnövelő átalakítások miatt egyes rendszereket vagy azok létfontosságú részeit felújították, azok újszerű állapotba kerültek. Néhány esetben a biztonságnövelő intézkedések közvetlen hatással vannak az élettartamot korlátozó folyamatokra. A térfogat-kiegyenlítőn telepített új nyomásszabályozó szelepek biztosítják a reaktor túlnyomás elleni védelmének lehetőségét hideg állapotban, azaz megszüntetik a reaktortartály ridegtörésének veszélyét.

A teljesítménynövelés többszörösen összefügg az üzemidő hosszabbítással. A teljesítmény növelését az üzemanyag-kazetták modernizálásával érték el, ezért normálüzemben csak a hűtővíz entalpiája nőtt a reaktor kimeneténél, s csak néhány tranzienst folyamatban alakulhatnak ki magasabb paraméterek, amit egyes elemzésekben figyelembe kell venni. Az elemzések szerint ezek a változások nem okozhatják a kritikus rendszer-elemek élettartamának csökkenését. Néhány, viszonylag egyszerű átalakítás is történt, például a primerköri nyomásszabályozó rendszer és a zónamonиторozó rendszer modernizációja, a fő keringtető szivattyú járókerekek cseréje egyes blokkokon. Ezek következtében üzemi nyomástartás egyenletesebb lett, s megoldódott a szivattyú járókerekek repedését okozó öregedési probléma is. Nyilvánvaló, hogy a teljesítménynövelés fokozza a versenyképességet és hatással van a hosszú távú üzemeltetés gazdaságosságára.

A biztonságnövelő célzatúak mellett történtek az üzemeltetés megbízhatóságának javítására és az energiatermelés költséghatékonyságára irányuló rekonstrukciók is, mint a turbina kondenzátorok cseréje, a nagynyomású előmelegítők átalakítása, stb. A turbina kondenzátor cseréje lényeges hatással van a gőzfejlesztők élettartamára. A VVER-440/213 típusú blokkok esetében a gőzfejlesztők gyakorlatilag ne cserélhetők, ezért a gőzfejlesztők öregedése korlátozza az erőmű élettartamát. A domináns öregedési mechanizmus a gőzfejlesztő hőcserélő cső fe-

szültségkorróziója. A rozsdamentes acél csövezésű új kondenzátorok tömörök, lehetővé teszik a magas pH értékű vízüzem bevezetését a szekunderkörben, csökken a szennyeződések bekerülése a kondenzátor hűtővízből, ami jobb üzemeltetési feltételeket biztosít a tápvízrendszer komponensei, valamint a gőzfejlesztők számára, s ezt a gőzfejlesztők 100%-os ellenőrzése igazolja. Az értékelések szerint a gőzfejlesztőket 50 évig üzemeltetni lehet.

KÖVETKEZTETÉSEK

Az elmúlt évtizedben átfogó szabályozási rendszer és az atomerőmű megkövetelt műszaki állapota fenntartására egy teljes körű erőművi rendszer alakult ki a paksi atomerőmű hosszú távú, biztonságos üzemeltetésének megvalósítására. Mind a szabályozási rendszer, mind pedig az üzemidő hosszabbítását szolgáló erőművi program a jelen dolgozatban vázolt elveken alapul. Ezáltal – a biztonsági relevancia és a termelésre gyakorolt hatása szerint differenciált módon – minden rendszer és rendszerelem valamilyen meghatározott módon felügyelt és megoldott a műszaki állapotának fenntartása, és az üzemidő hosszabbítás programja szerint a hosszú távú üzemeltetés összes feltétele biztosított, összhangban teljesség elvével.

Az üzemeltetési engedély megújításának előkészítése és megalapozása a nemzetközi gyakorlat és a kor színvonalának megfelelő módszerek kreatív alkalmazását követelték meg, figyelembe véve a tervezési jellemzőket, a nemzeti szabályozást és a paksi atomerőműben kialakult gyakorlatot.

A fent bemutatott módszerek, programok, a hatósági jóváhagyás és ellenőrzés alkalmazása biztosítja a paksi atomerőmű lehető leghosszabb ideig tartó biztonságos és gazdaságilag ésszerű, magas teljesítményen történő üzemeltetését.

SUMMARY

A comprehensive regulatory framework and plant system have been developed for ensuring the safety of long-term operation of WWER-440/213 type plant at Paks. Both the regulatory framework and the plant programme are based on the principles outlined in the paper. Applying these principles a gapless system could be established which ensures that any SSCs will be covered by some of the plant programmes, and within the frame of Long-term Operation Programme all conditions of proper operation will be ensured in line with basic criterion of completeness of plant practice.

Best international practice and state-of-the-art methodologies have been applied while performing the particular tasks for preparation and justification of long-term operation and license renewal. However, as it has

been demonstrated, any good examples and experiences should be adapted in creative way taking into account the design features, national regulations, and existing plant practice.

Applying methods, programmes, regulatory control described above, the strategy of Paks NPP to operate safely as long as possible and economically reasonable at higher power level will be ensured.

HIVATKOZÁSOK

- [1] KATONA T. J., JÁNOSINÉ BÍRÓ A., RÁTKAI S. AND FERENCZI Z. (2005). „Key Elements of the Ageing Management of the WWER-440/213 type Nuclear Power Plants” 18th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT 18), Beijing, China, August 7-12, 2005, paper D02-4, http://www.iasmirt.org/iasmirt-2/SMiRT18/D02_4.pdf
- [2] KATONA T., RÁTKAI S., Key Elements of Long Term Operation of WWER-440/213 Units at Paks NPP, paper IAEA-CN-155-003, Second International Symposium on Nuclear Power Plant Life Management, Shanghai, China 15-18 October 2007, IAEA, Vienna, paper IAEA-CN-155-018
- [3] Országos Atomenergia Hivatal, 4.12. Öregedéskezelés az atomerőművek üzemeltetése során, 2007. március, http://www.haea.gov.hu/web/v2/portal.nsf/letoltes_hu/
- [4] Safety Aspects of Long Term Operation of Water Moderated Reactors, IAEA-EBP-SALTO, International Atomic Energy Agency, Vienna, July 2007
- [5] KATONA T., JÁNOSINÉ BÍRÓ Á., CZIBOLYA L., RÁTKAI S.: Aging Management Database at the VVER-440/213 Units of Paks NPP, 18th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT 18), Beijing, China, August 7-12, 2005, paper Post Conference Seminar 12
- [6] Generic Aging Lessons Learned (GALL) Report, NUREG-1801, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC 20555-0001, July 2001
- [7] KATONA T.J., RÁTKAI S., PAMMER Z., 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, Canada, 12 August 2007, paper D02/2-1
- [8] PNAE G-7-002-86: Nukleáris létesítmények berendezéseinek és csövezetékeinek szilárdsági számítási normái, 1990. (orosz nyelven), Moszkva, ATOMIZDAT, 1989
- [9] VERLIFE Unified Procedure for Lifetime Assessment of Components and Piping in WWER NPPs. 2003, EURATOM Fifth Framework Programme on lifetime assessment of components and piping in VVER NPPs, Final Report, EU Contract No.:FIKS-CT-2001-20198