

**AZ ATOMERŐMŰ BIZTONSÁGOS ÜZEMELTETÉSÉNEK
TÁMOGATÁSA ON-LINE FOLYAMATINFORMÁCIÓS
RENDSZEREK ALKALMAZÁSÁVAL**

PhD téziszfüzet

VÉGH JÁNOS

**KFKI Atomenergia Kutatóintézet
BME Nukleáris Technikai Intézet
Budapest, 2003**

1. A KUTATÁSOK ELŐZMÉNYEI

Az AEKI egyik hagyományos és sikeres kutatási-fejlesztési területe az atomerőművi operátorsegítő és folyamatinformációs rendszerek kidolgozása. A fejlesztések irányát régebben főleg a hazai atomerőmű igényei, illetve üzemeltetési problémái határozták meg, a 90-es évek közepétől kezdve azonban az AEKI kezdeményező szerepet vállalt olyan további operátorsegítő rendszerek kidolgozásában és üzembe helyezésében, amelyeket a nyugati erőművekben már bevezettek (és sikeresen alkalmaztak), de még hiányoztak a paksi blokkok operátorai által használható eszköztárból. Az AEKI ilyen irányú tevékenységét kedvezően befolyásolta az a körülmény, hogy 1995-ben társult tagja lett az OECD NEA Halden Reactor Project nemzetközi együttműködésének. A HRP tagsággal összefüggésben olyan információkhoz jutottunk az atomerőművi operátorsegítő rendszerekkel, illetve az ember-gép kapcsolati eszközök fejlesztésével kapcsolatban, amelyeket a későbbiekben sikeresen hasznosítottunk a fejlesztéseinkben. Kedvező körülmény volt az is, hogy az atomerőmű a biztonságnövelő intézkedések keretében nagyszabású fejlesztésekbe kezdett, melyek számítástechnikai átalakításokat is tartalmaztak, vagy indukáltak. Ezek közül a legfontosabbak az alábbiak:

- a reaktorvédelmi rendszer (RVR) rekonstrukciója,
- a blokkszámítógép (BSZG) rendszer rekonstrukciója,
- az állapot-orientált üzemzavarelhárítási utasítások kidolgozása és bevezetése,
- új típusú (profilírozott) üzemanyag alkalmazása,
- új teljesítménykorlátozási filozófia bevezetése.

A fenti fejlesztések jó lehetőséget teremtettek arra, hogy az erőművel együttműködve új rendszereket tervezzünk (pl. BSZG, kritikus biztonsági funkciók monitorozása), illetve a létező rendszereket jelentősen továbbfejlesszük (pl. zónaellenőrzés).

A nagyobb léptékű fejlesztések elkezdése előtt mindig áttekintettem az adott típusú operátorsegítő rendszerrel kapcsolatban fellelhető publikációkat, riportokat, továbbá elemeztem a fejlesztések irányának nemzetközi tendenciáit. A szakirodalom áttekintését az értekezés 1. Fejezete adja meg: itt összefoglalom azon operátorsegítő rendszerek jellemzőit, amelyek kapcsolódnak az értekezés témájához. Részletesen tárgyalom a zónaellenőrző rendszereket (lásd [Antila and Kuusisto, 1999]; [Adorján et al., 1985]; [Adorján et al., 1987]; [13]; [16]; [Boyd and Miller, 1996]; [Zalesky et al., 1997]), a biztonsági paraméter képernyőket (lásd [Manninen and Saastamoinen, 1994]; [Owre et al., 1993]; [Bastien et al., 1993]; [Meslin, 1987]), a blokkszámítógépeket (lásd [Manninen, 1990]; [Boettcher, 1994]; [Anderson et al., 1994]; [Aleite, 1989]; [Furet and Guesnier, 1995]), továbbá a kritikus biztonsági funkció monitorozó rendszerek jellemzőit (lásd [Owre et al., 1993]; [Bastien et al., 1993]; [Meslin, 1987]; [LO-CSF, 1992] és [Richelle et al., 1994]). A rendszerek funkcionális leírásán és fejlődésének elemzésén túl részletesen bemutatok néhány jelenleg is működő, modern rendszert, hogy az Olvasó ezeket össze tudja hasonlítani az általunk fejlesztett hasonló rendszerekkel. A leírásban alapvetően a VVER típusú reaktorokban használható rendszerekre koncentrálok.

2. CÉLKITŰZÉSEK

Az atomerőműben alkalmazandó számítógépes operátorsegítő rendszerek tervezésénél alapvető fontosságú feladat a rendszer szolgáltatásainak, vagyis a reaktorblokk egyes üzemállapotaiban betöltendő funkcióinak helyes definiálása. A reaktor és a kapcsolódó erőművi technológia állapotát monitorozó információs rendszereket funkcionálisan aszerint szokás csoportosítani, hogy milyen üzemállapotokban nyújtanak segítséget a felhasználóknak. A blokk állapotának jellemzésére általában az alábbi három alapvető kategóriát szokás megkülönböztetni: normálüzemi, üzemzavari és baleseti állapotokat. Normálüzemben a blokkszámítógép és a zónaellenőrző rendszer alapszolgáltatásait használják az operátorok, míg üzemzavari helyzetben áttérnek a biztonsági paraméter képernyő (BPK), vagy a kritikus biztonsági funkció monitorozó (KBFM) rendszer által megjelenített információ alkalmazására. Az üzemzavari és baleseti állapotok között általában nincs éles átmenet, ezért a baleset kezdeti szakaszában a BPK, vagy a KBFM használata elegendő, csak később (egy súlyos baleseti szituáció elérésekor) kell áttérni a súlyos baleset elhárítását hatékonyabban támogató, speciálisan erre a célra készített rendszerre (ha létezik). A legtöbb nyugati erőműre már kidolgozták az SAMG (Severe Accident Management Guidance, magyarul kb. Súlyos Balesetek Elhárítási Utasításai, rövidítve SBEUT) dokumentumokat (lásd pl. [WOG-SAMG, 1994]), ezeket azonban általában könyvek formájában kell használni, számítógépes támogatásuk még kevésbé terjedt el.

Az operátori tevékenység analízise (ld. az értekezés Bevezetését) azt mutatja, hogy a reaktort üzemeltető, felügyelő személyzet a reaktor mindhárom üzemállapotában az alábbi négy alapvető műveletet végzi:

- a reaktor állapotának meghatározása,
- a szükséges akciók (stratégia, illetve kezelési utasítások) kiválasztása,
- a kiválasztott akciók végrehajtása (aktív beavatkozás),
- az akciók eredményének ellenőrzése (új állapotmeghatározás).

A fenti tevékenységek hatékonyan támogathatók alkalmas számítógépes rendszerekkel, de a célkitűzések között – az atomerőművi környezet miatt – az aktív számítógépes beavatkozást végrehajtó operátorsegítő rendszerek kidolgozása nem szerepelt. A blokk állapotának meghatározása, az adott szituációnak megfelelő kezelési utasítások kiválasztása, valamint az operátori beavatkozások eredményeképpen előálló új állapot ellenőrzése azonban megítélésem szerint olyan operátori feladatok, amelyek alkalmas számítógépes rendszerekkel hatékonyan segíthetők.

A munka során az aktív beavatkozást nem tartalmazó információs rendszerek kidolgozására koncentráltam: a létrehozott rendszerek szerepe kizárólag a megfigyelt folyamat monitorozására és a jól megalapozott diagnózisokon alapuló tanácsadásra korlátozódik. A rendszerek tervezésekor azt az alapelvet követtem, hogy az operátor a folyamat vezérlésének központi és legfontosabb szereplője: megbízható és könnyen áttekinthető információ birtokában képes megfelelően elemezni a bonyolult helyzetet és szükség esetén képes helyes döntéseket hozni. Az általunk létrehozott operátorsegítő

rendszerek legfontosabb funkciója éppen a helyes döntésekhez szükséges információ előállítás és áttekinthető megjelenítése.

A kényelmes, "felhasználóbarát" megjelenítés a nagy tömegű mérési és számítási adatot kezelő rendszereknél kulcskérdés, ezért valamennyi fejlesztésünkben fontos cél volt, hogy olyan felhasználói felületet alakítsunk ki, amely biztosítja a folyamat könnyű és szemléletes áttekintését, gyors és egyértelmű riasztást ad a potenciálisan veszélyes állapotok kialakulásáról, továbbá kezelése olyan egyszerű, hogy az operátor még a nagy terhelést jelentő üzemzavari helyzetekben is megfelelően tudja használni.

További célkitűzés volt az operátorsegítő rendszerek alkalmazhatósági területének fokozatos kiterjesztése a normálüzemi állapotokról az üzemzavari és a potenciális baleseti állapotokra. A paksi blokkok üzembe helyezésével párhuzamosan először a normálüzemi állapotban használható rendszerekre koncentráltunk, ennek a munkának az eredménye a VERONA zónaellenőrző rendszer. A közelmúltban felújított BSZG (blokkszámítógép) rendszer alapfunkciói szintén ebbe a kategóriába tartoznak, de ez a konfiguráció már tartalmazza az általunk kidolgozott Kritikus Biztonsági Funkció Monitorozó rendszert is, amely üzemzavari állapotban segíti az operátor munkáját.

A baleseti állapotban is működő információs rendszer kidolgozásának igénye először a hazai nukleáris hatóság CERTA nukleáris baleseti krízisközpontjának létrehozásához kapcsolódva merült fel. A központban működik az általunk kidolgozott biztonsági paraméter képernyő rendszer, amely a paksi blokkok feltételezett baleseti állapotaiban on-line adatátvitellel és megjelenítéssel segíti az NBI szakértői csoportjának munkáját.

A súlyos balesetek kezelését segítő SBEUT készlet kidolgozása a hazai atomerőműben csak a következő években várható, ehhez kapcsolódóan valószínűleg sor kerül egy számítógépes támogató rendszer létrehozására is. Ezzel a rendszerrel teljessé válhat az általunk kidolgozott operátorsegítő rendszerek által "lefedett" üzemállapotok köre: a normálüzemi állapottól egészen a súlyos baleseti állapotig rendelkezni fogunk olyan információs rendszerrel, amely megfelelően képes segíteni az operátor munkáját.

3. VIZSGÁLATI MÓDSZEREK

A folyamatinformációs és operátorsegítő rendszerek fejlesztése egy szerteágazó, több szakmai részterületet átfogó tevékenység: egy megbízhatóan működő, a felhasználók által elfogadott rendszer kialakításához szükség van a megfigyelt technológiai folyamat kellő mélységű ismeretére, az alkalmazandó számítástechnikai eszközök (hardver, hálózat és szoftver) professzionális fejlesztői szintű kezelésére, az on-line programozás szakmai fogásainak elsajátítására. A felhasználói felület megfelelő kialakítása igényli a kezelő személyzet tevékenységi formáinak ismeretét, az ergonómiai és funkcionális követelmények részletes feltérképezését, továbbá ismerni kell az optimális ember-gép kapcsolat kialakítására alkalmazható eszközöket is.

Egy számítógépes operátorsegítő rendszer létrehozásának talán legfontosabb fázisa a tervezés időszaka. A tervezés lényegében három fő alaptevékenységből áll: a munka legelső fázisában meg kell határozni az új rendszer feladatait. Definiálni kell a rendszer funkcióit a blokk különböző üzemállapotaiban, a rendszer által felhasználható mérések

elérésének módját és terjedelmét, az input jelekből képzendő számított mennyiségeket, és a felhasználói felülettel (megjelenítéssel) szemben támasztott követelményeket. Meghatározzuk azokat a kvantitatív jellemzőket is, melyeket a rendszernek teljesítenie kell: pl. mérési ciklusidő, maximális méretezési adatfluxus, a képernyő frissítésének ideje, rendelkezésre állási és megbízhatósági mutatók, adatbázis maximális mérete, stb. A specifikációk készítésében fontos szerepet játszanak a rendszer későbbi felhasználói, bevonásuk a munkába elengedhetetlen. A munka eredményeképpen létrejön a rendszer Feladatterve (funkcionális specifikációja), amely a későbbiekben a részletes tervezés meghatározó dokumentuma lesz. A tervezés következő mérföldköve a Koncepcióterv (megvalósíthatósági tanulmány) elkészítése, amely rögzíti a fejlesztők javaslatait, elképzeléseit arra vonatkozóan, hogy milyen hardver és szoftver eszközökkel, ill. milyen algoritmusokkal (modellekkel) kívánják teljesíteni a Feladattervben rögzített követelményeket. A Koncepcióterv elkészítését általában sokrétű analízis előzi meg, ennek legfontosabb területei az alábbiak:

- A megfigyelendő technológiai folyamatra vonatkozó mérések elemzése

Az elemzés során ki kell választani a folyamat jellemző paramétereit, és azonosítani kell a paraméterek mérési pontjait. Meg kell határozni ezek működőképességét a blokk azon üzemállapotaiban, ahol a tervezett rendszernek üzemelnie kell (pl. a mérések által nem lefedett tartományok azonosítása, az egyes távadók viselkedése szélsőséges hőmérséklet-, nyomás-, illetve sugárzási viszonyok között, redundáns mérések elérhetősége, stb.). Az analízis eredménye meghatározza azt a minimális mért jelfelületet, amely a rendszer feladatainak teljesítéséhez még éppen elegendő.

- A folyamat monitorozásához szükséges számítások elemzése

Meg kell határozni azokat az algoritmusokat, amelyek egyrészt képesek előállítani az adott monitorozási feladat megvalósításához szükséges összes származtatott jelet (pl. az aktív zóna számított paramétereit), másrészt teljesítik a Feladattervben leírt pontossági követelményeket. Természetesen ez az elemzés olyan eredménnyel is járhat, hogy még jelentős modellfejlesztésre van szükség a kívánt célok eléréséhez.

- A kvantitatív követelmények teljesíthetőségének elemzése

Meg kell határozni, hogy a Feladattervben előírt megbízhatósági, rendelkezésre állási és adatfeldolgozási (pl. sebesség) követelményeket milyen hardver és hálózati architektúrával, milyen erőforrásokkal, továbbá milyen operációs rendszerrel és felhasználói szoftver elemekkel lehet (és célszerű) teljesíteni. A folyamatosan működő, fontos üzemi rendszerekre definiálni kell az adatvesztés elkerülésére, továbbá az erőforrások automatikus átcsoportosítására bevezetendő megoldásokat (pl. folyamatos öndiagnosztika és felügyelő rendszer). Elemezni kell a redundáns mérések szétosztását az adatgyűjtőkben, illetve a tartalékolási stratégiát a hálózati kommunikációban. Az analízis eredménye végül konkrét méretezési információkat szolgáltat: ezek birtokában már megtervezhetők a rendszert alkotó adatgyűjtők, szerverek, munkaállomások erőforrásai (memória, processzor, diszkek kapacitása, stb.), továbbá a szükséges hálózati adatátvitel sávszélessége és redundanciája. Ez az

elemzés általában sok kísérletet, hardver és szoftver bevizsgálást igényel, néha már csaknem a végleges formájában ki kell dolgozni egy-egy modult a tesztekhez.

- A felhasználói felület kialakításának és funkcióinak elemzése

A megjelenítő tervezése általában a felhasználói modell kialakításával kezdődik, amely azonosítja a rendszerrel kapcsolatba kerülő felhasználókat (feladatköröket), továbbá meghatározza azt, hogy a felhasználók napi munkájuk során milyen szolgáltatásokat milyen feladatok elvégzésére használnak. Egy ilyen modell megalapozott kialakítása nagymértékben hozzájárulhat ahhoz, hogy a jogosultsági rendszert és a megjelenítő funkcióit az egyes felhasználói munkakörök igényeihez igazítsuk. Ez az elemzés előkészíti az egyes felhasználói csoportok munkájának támogatására kialakítandó eszközök, megjelenítési formák és funkciók tervezését. A modell létrehozásához felhasznált információ általában a leendő felhasználók által kitöltött kérdőívek és személyes interjúk válaszainak értékeléséből származik, kiegészítve a helyszíni bejárások tapasztalataival.

A tervezési fázis befejező szakaszában elkészül a Rendszerterv (műszaki terv), amely a Koncepciótervben felvázolt megoldási javaslatokat olyan részletesen fejti ki, hogy az alkalmas az operátorsegítő rendszer programozott megvalósítására. Üzemi információs rendszerek esetén a Rendszerterv képezi a hatósági engedélyezés alapját, ezért a leírásnak olyan mélységűnek és pontosságúnak kell lennie, hogy a megvalósítás során csak kevés eltérésre legyen szükség. Ilyenkor a Rendszertervhez biztonsági elemzés is társul, amely leírja a rendszer által megvalósított biztonsági funkciókat, illetve elemzi a rendszer kiesésének, vagy degradációjának hatását a blokk biztonságos üzemeltetésére.

Az értekezésben tárgyalt valamennyi operátorsegítő rendszer tervezése lényegében a fentiekben vázolt, többlépcsős eljárás követésével készült.

A megvalósítási fázis első szakaszában a Rendszertervben leírtaknak megfelelően létrejönnek azok a programok, amelyek megvalósítják az információs rendszer összes funkcióját. A programfejlesztő környezet egyrészt függ attól, hogy milyen jellegű feladat programozásáról van szó, másrészt attól, hogy az információs rendszer milyen platformon és milyen operációs rendszer alatt fog működni. Az algoritmusok (pl. termohidraulikai vagy reaktorfizikai számítások) “nyelve” hagyományosan a Fortran, ennek már megjelentek az interaktív, ablakozó technikát használó, “Visual” verziói is. A PC-n működő fejlesztőeszközök térhódításával párhuzamosan terjed a Visual C és C++ nyelvek használata, ezeket eredetileg a megjelenítés programozására alkalmazták, de a PC-s világban lassan egyeduralmukodóvá válnak egyéb (pl. adatátviteli) programok fejlesztésében is. VMS és Unix operációs rendszerek alatt hosszú ideig kizárólag az X Windows/Motif grafikus szabványt, illetve az ehhez kapcsolódó fejlesztő eszközöket lehetett használni a felhasználói felületek programozására. Ez egy robusztus, alacsony hálózati forgalmat generáló kliens-szerver modell, amely azonban a PC alapú grafika rohamos fejlődésének következtében lassan visszaszorult. Jelenleg a Windows GUI (Graphical User Interface) az ember-gép kapcsolati eszközök fejlesztésének egy hatékony és kiemelkedő ár/teljesítmény viszonyt biztosító eszköze. Ezen még az sem változtat, hogy a megjelenítéshez szükséges hálózati adatforgalom jelentősen megnőtt,

mivel az adatokat a hálózaton keresztül el kell juttatni a megjelenítést végző PC-hez (az X kliens-szerver modellben csak a grafikus parancsok közlekednek a hálózaton). A megnövekedett hálózati adatforgalmat kompenzálta a hálózati hardver és szoftver jelentős fejlődése: jelenleg a 100 Mbps sebességű hálózatok már az ipari alkalmazások területén is elterjedtek, a megbízhatósága és kényelmes programozhatósága miatt régebben általánosan kedvelt DECnet hálózati protokollt pedig mindenütt felváltotta a TCP/IP (ez az Internet miatt lényegében egyeduralkodóvá vált). Az Internet fejlődése fontos változásokat hozott a dokumentumok (szöveges információk) kezelésének terén is: a szabványos hipertext böngészővel (pl. Internet Explorer) megtekinthető HTML formátum alkalmazása az ipari rendszerek üzemviteli dokumentációjának elektronikus kezelésében és megjelenítésében olyan áttörést hozott, amelynek távlatai ma még nem beláthatók (pl. a papír alapú utasítások használatának teljes mellőzése). A HTML alapú oldalak megjelenítéséhez szükséges animációt támogató programozási nyelv a Java, amely azért terjedt el, mert platform-független alkalmazások fejlesztését teszi lehetővé. Végül szólni kell egy – az ipari alkalmazások területén terjedő – új megközelítésről, az ún. Scada (Supervisory Control And Data Acquisition) rendszerek alkalmazásáról. A Scada lényegében egy általános célú ipari keretrendszer, amely tartalmazza az elterjedt szabványos ipari adatgyűjtő interfészeket, adatfeldolgozási és megjelenítési funkciókat, valamint egy egyszerű adatbázist. Egy ilyen rendszerrel a technológusok programozói szakértelem nélkül létre tudnak hozni egy kisebb méretű adatgyűjtő, vagy monitorozó rendszert. Előnye az alkalmazások hatékony létrehozása, hátránya viszont a “zártság”, vagyis a speciális, vagy új funkciók beépítésének nehézkessége. Ennek ellenére az ilyen rendszerek ipari alkalmazása rohamosan terjed, főleg a szabványosság miatt.

Az általunk létrehozott operátorsegítő eszközök VAX/VMS, OpenVMS és Win-NT operációs rendszerek alatt működnek, fejlesztésükhöz elsősorban a Fortran és a C/C++ (Microsoft és Borland verziók) nyelveket használtuk. A szintén sokáig használt X Windows grafikáról fokozatosan áttértünk a Windows GUI alkalmazására, hálózati adatátvitelt végző programjaink pedig kizárólag a TCP/IP protokollal működnek. Az elektronikus dokumentáció kezelésére a HTML szabványt alkalmazzuk, a kapcsolódó programozást Java (Sun) nyelven végezzük. Az Intellution iFIX Scada rendszerre épül a paksi atomerőmű új blokkszámítógépe, és – részben – a Kritikus Biztonsági Funkció Monitorozó rendszer.

A megvalósítási fázis következő periódusában kerül sor a programok modulszintű, ill. a teljes rendszer integrális vizsgálatára, a validációs és verifikációs (V&V) tesztekre. Az operátorsegítő rendszerek ellenőrzésének legfontosabb része az integrális teszt, ezért a továbbiakban ennek módszereivel foglalkozom. Az operátorsegítő rendszerek megfelelő teszteléséhez alapvető fontosságúak a konzisztens technológiai adatok, a rendszer által “lefedett” összes reaktor üzemállapotra. Az ilyen adatok előállítására a legjobb eszköz a paksi atomerőmű teljesléptékű szimulátora, ezért ezt a berendezést messzemenően használtam az értekezésben tárgyalt rendszerek minősítésére. A tesztek során a vizsgált információs rendszert (vagy funkcionális megfelelőjét) telepítettük a szimulátor mellé, az adatgyűjtőktől érkező mért jeleket azonban szimulált jelekkel helyettesítettük. A “mért” jeleket speciális programok gyűjtik a szimulátorban, majd a hálózaton keresztül átadják az információs rendszernek, ahol a jelek feldolgozása a

blokki rendszerrel teljesen azonos módon történik. Az operátorsegítő rendszer egyes funkcióinak teszteléséhez alkalmas szimulációs gyakorlatokat (ún. tranzienseket) terveztünk az instruktorokkal közösen, majd a tranzienseket rendre lejátszottuk a szimulátorban. A gyakorlatokon az operátorok az információs rendszer kezelői felületét használták, miközben megfigyelők feljegyezték az operátorok tevékenységét, a rendszer működését, illetve a megjelenített információ helyességét, konzisztenciáját. Több esetben a gyakorlatok után interjúkat készítettünk a felhasználókkal, akik olyan kérdőíveket töltöttek ki, amelyek a rendszer használhatósága, ergonómiája, illetve gyenge pontjai iránt érdeklődtek. Az így nyert tapasztalatokat összesítettük, majd a megjelenítésben és az algoritmusokban szükséges javításokat elvégeztük. A felhasználók aktív bevonása a V&V tesztekbe igen kedvező eredményekkel járt: a végleges blokki rendszer már mentes volt a zavaró, vagy a napi munkát nehezítő hibáktól, és az operátorok által elfogadott módon működött. A fenti módszert teljes mértékben alkalmaztam a paksi KBFM rendszer tesztelésére: az első – főleg az algoritmusok helyes működésének ellenőrzésére irányuló – V&V teszt az új üzemzavarelhárítási utasítások szimulátoros validációjával párhuzamosan folyt, majd ezt követte egy olyan vizsgálat, amely elsősorban a felhasználói felületet minősítette.

Ettől eltérő, de gyakran alkalmazott tesztelési módszer az ún. párhuzamos üzem, ill. az általam bevezetett távoli adattáplálás. Az első esetben az új információs rendszer teljes blokki konfigurációját telepítjük a későbbi működés helyén, az összes mérési adatot ez a rendszer is on-line megkapja, miközben a régi konfiguráció zavartalanul kiszolgálja a személyzetet. A tesztek során jól össze lehet hasonlítani azokat a mennyiségeket, amelyeket a régi és az új rendszer egyaránt képez, ill. valóság-hű tesztek lehet végezni az adatgyűjtőkkel. A módszer hátránya az, hogy az adatgyűjtők “párhuzamosítása” elég költséges, néha pedig megvalósíthatatlan feladat. Ezt a hátrányt küszöböli ki a távoli adattáplálás, amikor az adatokat nem az adatgyűjtőktől, hanem a feldolgozást végző számítógépektől vesszük el és a hálózaton át továbbítjuk egy “távoli” konfigurációhoz. Ez a konfiguráció hardver és szoftver tekintetében azonos a blokki gépekkel, de nem tartalmaz adatgyűjtőket. Általában egy már működő rendszeren végrehajtandó szoftver módosítások átfogó teszteléséhez használható, a tesztekben jól össze lehet hasonlítani a módosított és az eredeti szoftver által adott eredményeket. A párhuzamos üzemet sikeresen alkalmaztuk a VERONA zónamonиторozó rendszer, és az új blokkszámítógép ellenőrzésére. A távoli adattáplálás a VERONA rendszer szoftver módosításainak a hatóság által is elfogadott, bevált eszköze.

Végül szólni kell az ún. gyártóművi teszteken gyakran alkalmazott tesztelési eljárásról, a mesterséges jelek használatáról. Ezeket alkalmas, ún. stimulátor programok képzik, amelyek szimulálják az adatgyűjtőket, de képesek szélsőségesen nagy adatfluxusok előállítására is. Ezt a módszert főleg nagy terhelések előidézésére használjuk, ilyenkor vizsgálható a rendszer viselkedése a méretezési adatfluxus mellett (pl. a kommunikáció zavartalansága, adatvesztés elkerülése az archívokban, megjelenítés késleltetése). Ezt a módszert gyakran alkalmaztuk az új blokkszámítógép “terheléses” vizsgálatára.

A megvalósítási fázis végső szakasza a telepítés (üzembe helyezés), a helyszíni tesztek, a hivatalos próba, valamint a rendszer felhasználói és fejlesztői szintű dokumentálása.

Az üzembe helyezést kísérő tesztek során a fentiekben részletezett tesztek valamilyen kombinációját hajtják végre, általában a gyártóművi tesztre készül V&V Terv alapján. Az elfogadási kritériumokat a Feladatterv és a Rendszerterv alapján definiálják.

Minden operátorsegítő rendszer alapvetően egy nagy szoftver rendszer, így életciklusa természetesen nem ér véget a telepítéssel és a sikeres átadással. A szoftver életciklus további részében azonban főleg olyan módszerekre és tevékenységekre van szükség, amelyek nem kapcsolódnak közvetlenül az értekezés témájához (pl. a módosítások nyomkövetése és nyilvántartása).

4. ÚJ TUDOMÁNYOS EREDMÉNYEK ÉS GYAKORLATI ALKALMAZÁSOK

1) A paksi atomerőmű VERONA zónaellenőrző rendszerének első verziójában megterveztem és kidolgoztam a primerköri hűtőközeg forgalmakat, a primerköri és szekunderköri teljesítményeket az elérhető technológiai mérések alapján on-line meghatározó modulokat.

A paksi atomerőmű blokkjainak indításakor a VVER-440 típusú blokkok biztonságos üzemeltetésének fontos feltétele volt egy olyan on-line zónamonitorozó rendszer léte, amely az operátoroknak folyamatos és megbízható információt nyújt a reaktor aktív zónájának mindenkori állapotáról, ill. a fontos zónaparaméterek biztonsági limitektől vett távolságáról. Az AEKI kezdeményező és vezető szerepet vállalt egy ilyen zónaellenőrző rendszer létrehozásában, kollégáimmal együtt részt vettem a VERONA rendszer első verziójának tervezésében, kivitelezésében. Megterveztem és kidolgoztam a reaktor, a primerköri hurkok és a gőzfejlesztők teljesítményét számító on-line algoritmusokat, valamint a primerköri hűtőközeg forgalmakat meghatározó modult (lényegében a jelenlegi VERONA verzióban is ezek működnek). Ezekon kívül számos fontos program modul tervezését és létrehozását is elvégeztem (ilyen pl. a hosszúidejű integrálok képzését, az akkumulációt végző program). Részletesen lásd az értekezés **2.1.** fejezetében, az algoritmusokat pedig az **F2.** Függelékben.

2) A Kurcsatov Intézet MR anyagvizsgáló reaktorához kifejlesztett EMERIS on-line információs rendszerben megterveztem és kidolgoztam a reaktor és a kísérleti hurkok neutronfizikai és termohidraulikai jellemzőit számító modulokat.

A KFKI AEKI egy nagyszabású projekt keretében kifejlesztette és installálta az EMERIS (eMeR Information System) on-line információs rendszert, mely a moszkvai Kurcsatov Atomenergia Kutatóintézet MR anyagvizsgáló reaktorának és kísérleti hurkainak valósidejű felügyeletét végezte. Az információs rendszer alapvető feladata a bonyolult kísérleti berendezés operátorainak segítése az alábbi funkciókkal: (1) a technológiai mérések átvétele a hálózati adatgyűjtőktől, majd a mért jelek szabványos feldolgozása; (2) periodikus reaktorfizikai-termohidraulikai számítások végzése, az aktív zóna és a kísérleti hurkok állapotának folyamatos analízise; (3) események és alarmok képzése, a mért és számított jelek tárolása a változásérzékeny és periodikus archívokban; (4) a technológiában fellépő anomáliák automatikus azonosítása és diagnosztizálása; (5) a folyamatinformáció áttekinthető megjelenítése. Részt vettem az EMERIS tervezésében és kivitelezésében, megterveztem és kidolgoztam a reaktorzóna

és a kísérleti hurkok neutronfizikai és termohidraulikai jellemzőit meghatározó modulok algoritmusait (pl. teljesítmény számítás, axiális hőmérséklet eloszlások számítása a burkolatra és a hűtőközegre, kilépő gőztartalom meghatározás, forráskrízis analízis, kiegész követés, xenon mérgezettség számítása, reaktivitás jellemzők meghatározása, időintegrálok képzése) de ezen kívül számos fontos program modul tervezését és létrehozását is elvégeztem (pl. az adatok archiválását végző modulok). Részletesen lásd az értekezés **2.2.** fejezetében, az algoritmusokat pedig az **F3.** Függelékben (Ref.: [17] és [18]).

Az információs rendszer mind reaktorfizikai, mind számítástechnikai szempontból kiemelkedő műszaki terméknek tekinthető, különösen a közel 100%-os rendelkezésre állást biztosító automatikus erőforrás átcsoportosítási (rekonfigurációs) elvek, az objektum-orientált adatbázis, illetve az adatbázis által vezérelt technológiai számítási eljárások tekintetében.

3) Szakértői rendszer prototípusának kidolgozását kezdeményeztem a hazai atomerőmű on-line analízisére, majd szakmailag vezettem az AEKI ilyen irányú K+F tevékenységét. Kidolgoztam a VVER-440 technológia objektum-orientált leírását, megterveztem és létrehoztam a szakértői rendszer felhasználói felületét.

A 90-es évek közepén a számítástechnika rohamos fejlődése lehetővé tette, hogy egyes nagyteljesítményű szakértői keretrendszereket atomerőművi folyamatok on-line monitorozására is alkalmazzanak. Nemzetközi tapasztalatok alapján kezdeményeztem egy ilyen szakértői keretrendszer, a G2 (Gensym, USA) hazai alkalmazását integrált atomerőművi információs rendszer prototípusának létrehozására. A későbbiekben szakmailag vezettem a KFKI AEKI és az MTA SZTAKI által folytatott közös K+F munkát, amelyet az OMFB is támogatott. A fejlesztési munka során megterveztem a prototípus rendszer architektúráját és szolgáltatásait, valamint létrehoztam a VVER-440 típusú blokk technológiájának objektum-orientált leírását. Kidolgoztam a rendszer szimulátoros meghajtásának módszerét és a szükséges interfészt, valamint a rendszer szimulátoros validációjának, tesztelésének elveit. Megterveztem és létrehoztam a prototípus rendszer felhasználói felületét, az alarm és esemény megjelenítés eszközeit. Részletesen lásd az értekezés **4.1.** fejezetében (Ref.: [12], [15] és [21]).

A GPCS (G2-based Plant Computer Subsystem) nevű valósídejű, on-line információs mintarendszer nagyszámú on-line jelet integrál az erőmű különböző adatgyűjtőiből, képes intelligens folyamatfigyelésre és állapotfelismerésre, továbbá képes a procedurális és szabályalapú tudást párhuzamosan kezelni. Hazai viszonyok között a létrehozott prototípus rendszer, ill. az alkalmazott megközelítés újdonságnak számított.

4) Megterveztem és kidolgoztam a paksi atomerőmű VERONA zónaellenőrző rendszer kibővített és felújított verziójában az operátorok által használt kezelői felületet, továbbá számos fontos funkciót megvalósító modult.

A paksi atomerőmű AEKI által készített VERONA-plus zónaellenőrző rendszerének általános rekonstrukciója 1998-ra fejeződött be. A rendszer alaposan átalakított, VERONA-u nevű verziójának tervezésében, a felújítás koncepciójának kialakításában,

továbbá a rendszer programozásában, tesztelésében és üzembe helyezésében végig vezető szerepet játszottam. Ezen belül megterveztem és kidolgoztam az új rendszer modern ember-gép kezelői felületét, de emellett számos fontos program tervezését és létrehozását is elvégeztem (pl. interfész az on-line reaktorfizikai számításokkal, időintegrálok képzése, adattáplálás a szimulátorból). Az utóbbi években hasonló szerepem van a rendszer funkcionális továbbfejlesztéseinek megvalósítására indított projektek tervezésében és megvalósításában. Részletesen lásd az értekezés **2.3**, **2.4** és **2.5** fejezetében, a felhasználói felület elemeit az **F4**. Függelék mutatja be (Ref.: [1], [4], [13], [16] és [22]).

A zónaellenőrző rendszer mind reaktorfizikai, mind számítástechnikai szempontból kiemelkedő műszaki terméknek tekinthető. A VERONA jelenleg a paksi atomerőmű összes blokkján (és a szimulátor mellett) üzemszerűen működik, az elmúlt években szolgáltatásaival sikeresen segítette az erőmű biztonságos üzemeltetését.

5) Kritikus biztonsági paramétereket monitorozó on-line rendszer prototípusának kidolgozását kezdeményeztem a hazai VVER-440 reaktorokra, majd szakmailag vezettem az AEKI ilyen irányú K+F tevékenységét. Megterveztem és létrehoztam a rendszer felhasználói felületét, kidolgoztam az üzemzavarelhárítási utasítások megjelenítésének elveit.

Az OMFB támogatásával végzett fejlesztőmunka eredményeképpen létrejött egy olyan operátorsegítő rendszer prototípusa, amely VVER-440 típusú reaktorok kritikus biztonsági paramétereinek on-line kiértékelését és megjelenítését képes végezni. A CRISP (**Critical Safety Parameters**) mintarendszer létrehozása során áttekintettem és rendszereztem a VVER-440 reaktorokra alkalmazható ún. kritikus (létfonosságú) biztonsági funkciókat és meghatároztam a funkciók monitorozásához szükséges technológiai paramétereket. Prototípus kritikus biztonsági funkció (KBF) állapotfákat dolgoztam ki és kialakítottam az állapotfák on-line kiértékelésének és szemléletes megjelenítésének módszereit. A KBF állapotok monitorozásához kapcsolódva megterveztem az üzemzavarelhárítási utasítások számítógépes kezelésének egy olyan mintarendszerét, amely képes az utasítások végrehajtását nyomon követni, valamint az egyes lépésekhez tartozó technológiai információt automatikusan megjeleníteni. A prototípus rendszer fejlesztése során olyan fontos tapasztalatokat szereztem, amelyeket később a paksi üzemi rendszer tervezésekor és létrehozásakor nagymértékben hasznosítottam. A munka szakmai vezetésén kívül számos fontos modul tervezését és létrehozását is elvégeztem (pl. a reaktor biztonsági állapotának kiértékelését és az állapot megjelenítését végző modulok). Részletesen lásd az értekezés **4.2.** fejezetében (Ref.: [11], [12], [19] és [20]).

6) Az OAH NBI számára fejlesztett CERTA VITA on-line biztonsági paraméter képernyő kidolgozására irányuló munkát szakmailag vezettem, a rendszer tervezésében, kialakításában meghatározó szerepem volt. Létrehoztam a rendszer felhasználói felületét, továbbá a reaktor biztonsági állapotát on-line meghatározó, illetve a potenciális baleseti helyzeteket kategorizáló modulokat.

Az Országos Atomenergia Hivatal Nukleáris Biztonsági Igazgatósága (OAH NBI) 1996-ban nagyszabású projektet indított egy modern nukleáris balesetelhárítási és oktatási központ, a CERTA (Centre for Emergency Response, Training and Analysis) létrehozására. A krízisközpont fontos részét képezi a VITA (Vital Information Transfer and Analysis) nevű on-line információs rendszer, amelyet az AEKI tervezett és helyezett üzembe. A VITA alapvető funkciója a paksi atomerőmű négy VVER-440 típusú blokkjának on-line monitorozása és az NBI szakértői csoportjának segítése az alábbi szolgáltatásokkal: (1) on-line adatkapcsolat fenntartása az erőmű technológiai számítástechnikai rendszerével; (2) az átvett mérési adatok feldolgozása és archiválása; (3) biztonsági paraméter képernyő, sémaképek, trendek, p-T diagramok megjelenítése; (4) a baleseti állapotok automatikus kategorizálása; (5) a hűtőközegvesztéssel járó baleseti helyzetekben a reaktortartály vízszintjének becslése és egyéb törétparaméterek számítása; (6) on-line és archivált adatok átadása a CERTA központban működtetett gyors baleseti előrebecslő és prognosztizáló kódoknak; (7) a paksi teljesléptékű szimulátorban felvett üzemzavari tranziensek lejátszása oktatási célokból.

A VITA rendszer tervezésén és a munka szakmai vezetésén kívül vezető szerepet játszottam a rendszer programozásában, tesztelésében és üzembe helyezésében is. Ezen belül alapvető feladatomban a biztonsági paraméter képernyő és a grafikus kezelői felület kialakítása volt, de emellett számos fontos program létrehozását is elvégeztem (pl. a reaktor biztonsági állapotának kiértékelése, a technológiai alrendszerek állapotának analízise, a baleseti állapotok kategorizálása, egyes kommunikációs modulok, baleseti előrebecslő kódok adattáplálása). Részletesen lásd az értekezés **3.** fejezetében, az **F5.** Függelék a biztonsági paraméter képernyőt mutatja. (Ref.: [5], [10], [11] és [20]).

A VITA jelenleg az OAH NBI CERTA központjában folyamatosan üzemel és lehetővé teszi a paksi atomerőmű összes blokkjának on-line hatósági felügyeletét. A rendszer mind szolgáltatásait tekintve, mind számítástechnikai szempontból kiemelkedő műszaki terméknek tekinthető, különösen a teljesléptékű szimulátor oktatási célú felhasználása, a baleseti előrebecslő kódok on-line adattáplálása, illetve az adatbázis által vezérelt számítási eljárások tekintetében.

7) Kezdeményeztem és szakmailag vezettem a paksi atomerőmű számára fejlesztett Kritikus Biztonsági Funkció Monitorozó rendszer kidolgozását. Megterveztem a rendszer felhasználói felületét, kidolgoztam reaktor biztonsági állapotának monitorozását és az állapot-orientált üzemzavarelhárítási utasítások modern megjelenítési elveit.

A paksi atomerőmű elavult blokkszámítógépeinek modernizálását 1998-ban kezdte meg: a rekonstrukció során korszerű, nagy erőforrásokkal rendelkező rendszerek kerültek üzembe az összes blokkon, a reaktorvédelmi rekonstrukcióval párhuzamosan. Az új rendszer megnövekedett számítástechnikai kapacitása és a modern programozási eszközök kedvező lehetőséget teremtettek arra, hogy a felújított blokkszámítógépben új funkcionális modulokat és operátorsegítő eszközöket is alkalmazzunk az erőmű üzemeltetési biztonságának javítására. Ezek sorában az első a KFKI AEKI által tervezett és az erőmű szakembereinek aktív közreműködésével megvalósított Kritikus Biztonsági Funkció Monitorozó (KBFM) rendszer, amely az operátorokat az alábbi

szolgáltatásokkal segíti: (1) a kritikus biztonsági funkciók állapotát tükröző ún. KBF állapotfák kiértékelése és szemléletes megjelenítése; (2) a reaktor és a legfontosabb alrendszerek aktuális biztonsági állapotának folyamatos kiértékelése és megjelenítése; (3) az ún. állapot-orientált üzemzavarelhárítási utasítások számítógépes megjelenítése (szabályozott böngészése), az utasítások egyes lépéseihez tartozó folyamatinformáció automatikus megjelenítése. Az új operátorsegítő rendszer fejlesztését nemzetközi együttműködés is segítette: a munka az OECD/NEA támogatásával a PLASMA (Plant Safety Assessment and Monitoring) nevű projekt keretében folyt, amelyben az IFE Halden (OECD Halden Reactor Project) norvég kutatóintézet is végzett fejlesztéseket. A projekt hazai részének vezetésében az AEKI képviselőjeként, az operátorsegítő rendszer tervezésében, kivitelezésében pedig szakmai vezetőként tevékenykedtem. A rendszer architektúrájának és funkcióinak tervezésén kívül a rendszer szimulátoros tesztelésében, majd blokki üzembe helyezésében is vezető szerepet játszottam. Ezen belül alapvető feladatom a reaktor biztonsági állapotát meghatározó algoritmusok elvének kidolgozása és szimulátoros validálása volt, beleértve a tesztelési és értékelési metodika létrehozását is. Megterveztem a rendszer felhasználói felületét, valamint az állapot-orientált üzemzavarelhárítási utasítások modern (HTML böngészőre épülő) megjelenítésének, és az utasítások technológiai folyamatba történő "beágyazásának" elveit. Részletesen lásd az értekezés **4.3, 4.4 és 4.5** fejezetében, az **F6**. Függelék a rendszer kezelői felületének elemeit mutatja. (Ref.: [2], [3], [6], [7], [8] és [9]).

A KBFM rendszer mind számítástechnikai szempontból, mind szolgáltatásait tekintve világszínvonalú műszaki terméknek tekinthető, különösen az állapot-orientált utasítások számítógépes megjelenítése, az információ integrálása és a modern programozási eszközök felhasználása tekintetében. Az új blokkszámítógépbe integrált rendszer jelenleg a paksi atomerőmű összes blokkján (valamint a szimulátor mellett) próbaüzemben működik, üzemi rendszerré nyilvánítása az új üzemzavarelhárítási utasítások bevezetésével párhuzamosan, 2003-ban várható.

Az igénypontokban vázolt munkák döntő többsége az atomerőművek biztonságos üzemeltetését támogató K+F tevékenységek közé sorolható. Az eredmények jelentős része közvetlenül kapcsolódik a paksi atomerőmű biztonsági kérdéseinek megoldásához, illetve az atomerőmű üzemeltetési biztonságának fokozásához. A munka jellegéből kifolyólag az eredmények közzététele elsősorban konferencia előadásokban, riportokban, tanulmányokban, továbbá NAÜ és OECD NEA szakértői értekezletekre készített anyagokban, valamint különböző hazai és nemzetközi szervezetek részére készített kutatási jelentésekben történt.

5. IRODALOM

- Antila M., Kuusisto J. (1999): Recent Improvements in On-Line Core Supervision at Loviisa NPP, Core Monitoring for Commercial Reactors: Improvements in Systems and Methods, Proc. of the OECD NEA Workshop, Stockholm, Sweden
- Adorján F., Bürger L., Cserháti A., Lux I., Makai M., Valkó J., Végh E. (1985): Experiences with the VERONA core monitoring system recently installed at Paks NPP, Report KFKI-1985-96, Budapest, Hungary

- Adorján F., Bánáti J., Bürger L., Kántor G., Keresztúri A., Szabó L. (1987): VERONA-plus: Extended core monitoring system for VVER-440 type nuclear power plants, Report KFKI-1987-28/M, Budapest, Hungary
- Boyd W. A., Miller R. W. (1996): The BEACON On-Line Core Monitoring System, Functional Upgrades and Applications, OECD/NEASC INCORE-96 Specialists Mtg. On In-Core Instrumentation and Reactor Core Assessment, Mito, Japan
- Zalesky, K. et al. (1997): SCORPIO-VVER Core Surveillance System, ENS International Topical Meeting on VVER Instrumentation and Control, Prague, Czech Republic
- Manninen T., Saastamoinen J. (1994): VVER-440 safety parameter display system as first step to advanced replacement process information system, Proc. of the Specialists' Meeting on Instrumentation and Control of VVER Type Nuclear Power Plants, Řež, Czech Republic
- Owre F. et al. (1993): System Description and Experience Gained from Developing and Integrating an Expert System and a Modern Graphic System for a Swedish NPP Control Room, OECD Halden Reactor Project, Halden, Norway
- Bastien R. et al. (1993): Westinghouse Approach to Implement Post-Accident Recovery, ENS TOPNUX'93, The Hague, The Netherlands
- Meslin T. (1987): Development of Computerized Aid for Post-Accident Operation. Principles and Coherence of the EDF approach. IAEA-NPPCI Specialist's Meeting on Operational Experience with Control and Instrumentation Systems in Nuclear Power Plants, Brussels, Belgium
- Manninen T. (1990): Computers replaced at Finland's Loviisa PWR - on-line and on-time, Nuclear Engineering International
- Boettcher D. (1994): State-of-the-art at Sizewell B, Atom 433, March/April 1994.
- Anderson J.J. et al. (1994): Upgrading Temelin to international standards, Nuclear Engineering International, July 1994.
- Aleite W. (1989): PRISCA KWU's New NPP Process Information System, Nuclear Europe 9-10/1989.
- Furet J., Guesnier G. (1995): Electricite de France N4 control room and I&C system, Control Room Systems Design for Nuclear Power Plants, IAEA-TECDOC-812, IAEA, Vienna
- LO-CSF (1992): Critical Safety Functions Monitoring System for VVER Nuclear Power Plants, IVO International Ltd., Helsinki, Finland
- Richelle G. et al. (1994): Westinghouse Computer-Based Operator Support Systems, Technical Document, IAEA-TECDOC-762, IAEA, Vienna
- WOG-SAMG (1994) The Westinghouse Owners Group (WOG) Severe Accident Management Guidance, Revision 0, June 1994 (Vol. I-II-III).

6. A TÉZISPONTOKHOZ KAPCSOLÓDÓ TUDOMÁNYOS KÖZLEMÉNYEK

Folyóirat cikkek

1. Adorján F., Czibók T., Kiss S., Krinizs K., Végh J.: Core Asymmetry Evaluation Using Static Measurements and Neutron Noise Analysis, Annals of Nuclear Energy (2000), Vol. 27/7, pp. 649-658.
2. Hornaes A., Hulsund J.E., Végh J., Major Cs., Horváth Cs., Lipcsei S., Kapocs Gy.: The EOP Visualization Module Integrated Into the PLASMA On-Line Nuclear Power Plant Safety Monitoring and Assessment System, Nuclear Technology (Vol. 135, August 2001, pp. 123-130.)
3. Tapolcai L., Végh J., Sopronfalvi Z., Barota Zs., Major Cs., Farkas R., Ignits M., Eiler J.: A Paksi Atomerőmű blokkszámítógépeinek rekonstrukciója, Magyar Energetika (2001/3, pp. 41-48.)
4. Kiss S., Lipcsei S., Végh J.: Overview of Recent KFKI AEKI Activities in the Field of Plant Surveillance and Diagnostics, Power Plant Surveillance and Diagnostics – Modern Approaches and Advanced Applications, Editors: Da Ruan and Paolo F. Fantoni, pp. 51-62., Physica-Verlag, Germany (2002)
5. Végh J., Major Cs., Horváth Cs., Hózer Z., Adorján F., Lux I., Horváth K.: Building Up an On-Line Plant Information System for the Emergency Response Centre of the Hungarian Nuclear Safety Directorate, Nuclear Technology (Vol. 139, August 2002, pp. 156-166.)

Konferencia cikkek és előadások

6. Végh J., Major Cs., Lipcsei S., Horváth Cs., Hornaes A., Hulsund J.E., Kapocs Gy., Eiler J.: Experiences with the PLASMA On-Line Nuclear Power Plant Safety Status Monitoring System, OECD Halden Reactor Project, Proc. of the Enlarged Halden Programme Group Mtg., HPR-357/29, Lillehammer, Norway (11-16 March, 2001)
7. Hornaes A., Hulsund J.E., Végh J., Major Cs., Horváth Cs., Lipcsei S., Kapocs Gy.: The EOP Visualization Module Integrated Into the PLASMA On-Line Nuclear Power Plant Safety Monitoring and Assessment System, Third ANS International Topical Mtg. on Nuclear Plant Instrumentation, Control and Human-Machine Interface Technologies (NPIC&HMIT 2000), Washington, D.C., USA (13-17 November, 2000)
8. Végh J., Major Cs., Bürger L., Lipcsei S., Horváth Cs., Kapocs Gy., Eiler J., Hornaes A., Hulsund J.E.: Development and Installation of a New On-Line Plant Safety Monitoring System for the Paks VVER-440 Units, Proc. of the International Conference on Nuclear Energy in Central Europe 2000, Bled, Slovenia (11-14 September, 2000)
9. Hornaes A., Hulsund J.E., Lipcsei S., Major Cs., Rácz A., Végh J., Eiler J.: PLASMA, A Plant Safety Monitoring System for VVER-440 Reactors, OECD

Halden Reactor Project, Proc. of the Enlarged Halden Programme Group Mtg., HPR-352/21, Loen, Norway (24-29 May, 1999)

10. Adorján F., Bürger L., Köveshegyi L., Lux I., Végh J.: Installation of an On-Line Safety Parameter Display System for the Hungarian Nuclear Safety Directorate, OECD Halden Reactor Project, Proc. of the Enlarged Halden Programme Group Mtg., HPR-350/25, Lillehammer, Norway (15-20 March, 1998)
11. Végh J., Adorján F., Lux I., Bürger L., Kiss S., Rácz A.: Developing Operator Support Systems for VVER-440 Type Nuclear Power Plants, OECD Halden Reactor Project, Proc. of the Enlarged Halden Programme Group Mtg., HPR-348/25, Loen, Norway (19-24 May, 1996)
12. Végh J.: Recent Trends in the Development of Computerized Operator Assisting Systems, Ageing Phenomena and Diagnosis for WWER-type Reactors, IAEA Regional Training Course, Lecture #32, IAEA-LM/C&I-95, IAEA, Vienna, Austria (1995)
13. Lux I., Végh J., Adorján F., Bürger L.: Experiences with the Upgraded VERONA-u VVER-440 Core Monitoring System, Proc. of the IAEA IWG-NPPCI Specialist's Meeting, IAEA-12-SP-384.37, pp. 36-47, Halden, Norway (September, 1994)
14. Végh J., Bodnár M., Bürger L., Tanyi M., Sefcsik F.: Prototype of an Expert System Based Nuclear Power Plant Information System, Proc. of the IAEA IWG-NPPCI Specialist's Meeting, IAEA-12-SP-384.37, pp. 155-165, Halden, Norway (13-15 September, 1994)
15. Végh J., Bodnár M., Bürger L., Tanyi M., Sefcsik F.: Application of G2 for Developing the Prototype of an Integrated Nuclear Power Plant Information System, Gensym Users Society Worldwide Mtg., Washington, D.C., USA (4-6 May, 1994)
16. Végh J., Adorján F., Lux I., Bürger L., Kálya Z., Sopronfalvi Z.: Upgrading of the VERONA core monitoring system at Unit 2. of the Hungarian Paks NPP, Proc. of the OECD NEA/IAEA International Symposium on Nuclear Power Plant Instrumentation and Control, Tokyo, Japan (18-22 May, 1992)
17. Adorján F., Bürger L., Ivanov V.V., Lux I., Meskó[†] L., Mozhaev A.A., Szabó K., Végh J., Yakovlev V.V.: Advanced operator support system (EMERIS), including automatic disturbance analysis for a materials testing reactor, Proc. of the NEACRP Specialists' Mtg. on In-Core Instrumentation and Reactor Core Assessment, Pittsburg, USA (1-4 October, 1991)
18. Adorján F., Bürger L., Ivanov V.V., Lux I., Meskó[†] L., Mozhaev A.A., Szabó K., Végh J., Yakovlev V.V.: EMERIS, an advanced information system for a materials testing reactor, Proc. of the IAEA/OECD International Symposium on Balancing Automation and Human Action in Nuclear Power Plants, IAEA-SM-315, pp. 223-234, Munich, FRG (9-13 July, 1990)

Riportok, tanulmányok, kutatási jelentések

19. Végh J., Major Cs., Köveshegyi L., Láz J., Glódi O.: CRISP, A Prototype Critical Safety Functions Monitoring System for VVER-440 Type Reactors, Report HWR-562, OECD Halden Reactor Project, Halden, Norway (June 1998)
20. Adorján F., Lux I., Jánosy J. S., Végh J.: Developing Operator Support and Simulation Systems, Science and Technology in Hungary, Safety of Nuclear Energy, Editor: Hungarian Atomic Energy Authority, Budapest, Hungary (December 1997)
21. Végh J., Bodnár M., Bürger L., Tanyi M., Sefcsik F.: Development and Testing of a Prototype NPP Information System Based on the G2 Expert System Shell, Report KFKI-1994-1/G (1994)
22. Végh J., Lux I., Adorján F.: New Man-Machine Interfaces in NPP's: Main Features and Evaluation from a Human Factor and Safety Point of View, Hungarian Contribution to Task 3 Report, NEA PWG1 Expanded Task Force on Human Factors, Task 3: Advanced Control Rooms, Final Report, OECD NEA (1993)

7. TOVÁBBI TUDOMÁNYOS KÖZLEMÉNYEK

23. Czibók T., Kiss G., Kiss S., Krinizs K., Végh J.: Regular Neutron Noise Diagnostics Measurements at the Hungarian Paks NPP, Progress in Nuclear Energy (Vol. 43. No. 1-4, pp. 67-74, 2003)
24. Lipcsei S., Végh J., Horváth Cs., Kapocs Gy.: On-Line Evaluation and Presentation of Operating Limits and Conditions in the Reconstructed Paks NPP Process Computer, OECD Halden Reactor Project, Proc. of the Enlarged Halden Programme Group Mtg., HPR-358/C4.7, Storefjell, Norway (September, 2002)
25. Green M., Hornaes A., Hulsund J.E., Végh J., Major Cs., Lipcsei S., S. Borbély: Usability Studies of the Plant Safety Monitoring and Assessment System, PLASMA, Report HWR-645, OECD Halden Reactor Project, Halden, Norway (January 2001)
26. Bürger L., Horváth Cs., Kapocs Gy., Lenkei I., Lipcsei S., Major Cs., Végh J.: Critical Safety Functions Monitoring for the Paks VVER-440 Units, Science and Technology in Hungary, Nuclear Energy in the New Millenium, Editor: Hungarian Atomic Energy Authority, Budapest, Hungary (October 2000)
27. Végh J., Huszár J., Láz J.: Development of an X Window Based Operator's Interface for a Core Monitoring System, Report KFKI-1992-26/G (1992)