SPECIAL SOFTWARE SS-PSA FOR INTEGRATED RELIABILITY AND SAFETY ANALYSIS OF NPPS WITH RBMK TYPE REACTORS

Vinnikov B.I.

RRC "Kurchatov Institute", Moscow, 123 182, Russia, Kurchatov sq., 1

E-mail: vinnikov@dcnr.vver.kiae.ru, Tel./fax: (095) 196 70 70

PREFACE

Description of a Special Software (SS-PSA), covering all the four levels of NPPs Probalistic Safety Analysis (PSA), is given. The SS-PSA software is intended for sequential fulfilment with a Personal Computer by one expert or a few experts of works for joint (integrated) analysis of reliability and safety of NPP with RBMK type reactor, beginning from an Initiating Event up to calculation of the radiation dose of a person. In particularly if experts are using only the first two levels of PSA, the SS-PSA software is the basis for development of a Risk Monitor, enabling to determine the NPP safety level in real time.

SUMMARY

Conditionally the methodology of reliability analysis of NPPs technical systems and NPPs operational safety may be splited into some dozens of sections, each of which contains its own methodology and its own computation package of codes. These methodologies and codes, as a rule, were developed by various institutes. In connection with it the modern methodology of NPPs reliability and safety analysis is inaccessible for solution of operative tasks of NPPs safety, because it requires effective interaction both between scientific, design and project organizations and with NPPs staff. So constantly there was the task to develop an express-methodology of NPPs reliability and safety analysis on the basis of the existing methodology. The methodology must be closed, i.e. the methodology must cover all the main sections of the analysis, but at the same time the one must be operative at its application. Here the operativeness means, in the first turn, that the whole complex of the necessary calculations must be conducted independently by one organization or by NPPs staff or, that is extremely desirable, by one highly skilled expert.

METHODOLOGY. For all main areas of the analysis, that are four levels of the Probalistic Safety Analysis (PSA), packages of codes were chosen. These codes are rather simple in using them at Personal Computers and which were developed on the basis of engineering techniques. In the result a Special Software (SS-PSA) was developed, consisting of the next sections, techniques and codes:

PSA-0: calculation of reliabiulity of technical systems, method of Fault Trees, codes PSA PACK, PC SETS, IRRAS, SAPHIRE.
PSA-1: determination of category of nuclear fuel damage for given Initiating Event and calculation of core damage frequency, method of Event Trees, code RELAP5.
PSA-2: calculation of accumulation of radionuclides and transference of the radioactivity into NPPs compartments and calculation of radioactive release into atmosphere, codes AFPA, VSPLESK, JET.
PSA-3: calculation of transference of the radioactivity into environment and calculation of radiation dose of a person, Gaus's theory of transference of the impurity into environment, technique of the International Commission for Radiation Protection (ICRP) for determination of radiation dose for a person, codes BIOMA, DOZA.

Further these codes were installed at a Personal Computer. In the result an Automated Working Place (Workstation) of a researcher was formed for NPPs intergrated reliability and safety analysis. Together with graphic opportunities of the Personal Computers the Workstation of a researcher provides convinient software for execution of reliability and safety analysis of different NPPs.

PILOT APPLICATION. In the most cases the SS-PSA software is intended for the NPPs integrated reliability and safety analysis. It means that with the help of this software a researcher can carry out the necessary series of the tasks for reliability and safety of NPPs, beginning to do it from an Initiating Event and ending it throught calculation of radiation dose of a person in the result of this Initiating Event. In principle it is possible to unite all the dominant Initiating Events. Then the SS-PSA software is transformed into a calculation system, enabling to determine the safety level (risk) of the considered NPP. It is possible, naturally, to carry out the necessary investigations for reliability and safety in parts for every main section of research. Pilot application of the SS-PSA software was conducted for solution of series of practically important tasks for NPPs with RBMK type reactors. In the result of the calculations very important recommendations were received for increasing of safety level of NPPs with RBMK type reactors, which were introduced during the up-grading reconstruction of the first Units of Leningrad and Kursk NPPs. The results of the calculations were also applied during development of measures for increasing of safety level of Ignalina NPP for reception of the licence for its long operation. Some time ago similar calculational investigations for review of the International project "Probabilistic Safety Analysis and Deterministic Safety Analysis of the second Unit of Leningrad NPP" were carried out.

Fifth International Information Exchange Forum

on

"SAFETY ANALYSIS FOR NUCLEAR POWER PLANTS OF VVER AND RBMK TYPES"

16-20 October, 2000, Obninsk, Russia

SPECIAL SOFTWARE "SS-PSA" FOR INTEGRATED RELIABILITY AND SAFETY ANALYSIS OF NPPS WITH RBMK TYPE REACTORS

Vinnikov B.I.

RRC "Kurchatov Institute", 123182, Kurchatov sq. 1, Moscow, Russia

vinnikov@dcnr.vver.kiae.ru, tel./fax: (095)196 70 70

RESUME

Description of a Special Software (SS-PSA), covering all four levels of NPPs Probalistic Safety Analysis (PSA), is given. The SS-PSA software is intended for sequential fulfilment with the help of a Personal Computer by one expert or a few experts of works for joint (integrated) analysis of reliability and safety of NPP with RBMK type reactor. The works begin from an Initiating Event up to calculation of the radiation dose of a person. In particularly if experts are using only the first two levels of PSA (PSA-0 and PSA-1) , the SS-PSA software is the basis for development of a Risk Monitor, enabling to determine the NPP safety level in real time.

1. METHODOLOGY

Conditionally the methodology of reliability analysis of NPPs technical systems and NPPs operational safety may be splited into some dozens of sections [1,2], each of which contains its own methodology and its own computing package of codes. These methodologies and codes, as a rule, were developed by various institutes. In connection with it the modern methodology of NPPs reliability and safety analysis is inaccessible for solution of operative tasks of NPPs safety, because it requires effective interaction both between scientific, design, project organizations and with NPPs staff. So constantly there was the task to develop an express-methodology of NPPs reliability and safety analysis on the basis of the existing methodology. The methodology must be closed, i.e. the methodology must cover all the main sections of the analysis, but at the same time the methodology must be operative at its application. Here the operativeness means,

in the first turn, that the whole complex of the necessary calculations must be executed independently by one organization or by NPPs staff or, that it is extremely desirable, by one highly skilled expert.

For all main areas of the analysis, that are four levels of the Probalistic Safety Analysis (PSA), packages of codes were chosen [3]. These codes are rather simple in using them at Personal Computers and which were developed on the basis of engineering techniques. In the result a Special Software, named SS-PSA, was developed, consisting of the next sections, techniques and codes, presented in Table 1.

TABLE 1. STRUCTURE OF THE SPECIAL SOFTWARE "SS-PSA".

PSA level	Field of the analysis	Techniques	Codes
PSA-0	Calculation of technical systems reliability.	Method of Fault Trees [4]	PSA PACK PC SETS IRRAS SAPHIRE
PSA-1	Determination of nuclear fuel damage category for given Initiating Event.	Thermo-hydraulics theory	RELAP5
	Calculation of core damage frequency.	Method of Event Trees [1]	IRRAS SAPHIRE
PSA-2	Calculation of accumulation of radionuclides in the core.	MEPHI's method	AFPA
	Transference of the radioactivity into NPPs compartments and calculation of radioactive release into atmosphere	Method of Heating Engineering Institute (VTI) for calculation of spreading of steam-water-air mixture into NPPs compartments [5]	VSPLESK JET
PSA-3	Calculation of transference of the radioactivity into environment.	Gaus's theary of transference . of the impurity into environment [6]	BIOMA

Calculation of radiation dose of a person.	Technique of the International Commission for Radiation Protection (ICRP) for determination of radiation dose for a person [7]	DOZA

.....

Further these codes were installed at a Personal Computer. In the result an Automated Working Place (Workstation) of a researcher was formed for NPPs intergrated reliability and safety analysis. Together with graphic opportunities of the Personal Computers the Workstation of a researcher provides convinient software for execution of reliability and safety analysis of different NPPs.

2. PILOT APPLICATION OF THE "SS-PSA" SOFTWARE FOR RELIABILITY AND SAFETY ANALYSIS OF RBMK TYPE REACTORS

In the most cases the SS-PSA software is intended for the NPPs integrated reliability and safety analysis. It means that with the help of this software a researcher can carry out the necessary series of the tasks for reliability and safety of NPPs, beginning to do it from an Initiating Event and ending it up to the calculation of radiation dose of a person, in the result of this Initiating Event. In principle it is possible to unite all the dominant Initiating Events. Then the SS-PSA software is transformed into a calculation system, enabling to determine the safety level (risk) of the considered NPP. It is possible, naturally, to carry out the necessary investigations for reliability and safety in parts for every main section of research. Pilot application of the SS-PSA software was conducted for solution of series of practically important tasks for NPPs with RBMK type reactors. In the result of the calculations very important recommendations were received for increasing of safety level of NPPs with RBMK type reactors, which were introduced during
the reconstruction of the first Units of Leningrad and Kursk NPPs. The results of the calculations were also applied during development of measures for increasing of safety level of Ignalina NPP for reception of the licence for its long operation. Some time ago similar calculational investigations for review of the International project "Probabilistic Safety Analysis and Deterministic Safety Analysis of the second Unit of Leningrad NPP" were carried out.

RELIABILITY ANALYSIS (PSA-0):

1. Reliability analysis of RBMK Safety Systems of the Second part of Kursk NPP and the First

part of Smolensk NPP [8] was conducted.

2. Reliability analysis of RBMK Fast Acting Part and Long Acting Part of ECCS of Kursk NPP First Unit both before modernization [9, 10] and after modernization [11, 12] was carried out.

3. Reliability analysis of ECCS Fast Acting Part of Ignalina NPP First Unit was executed [13].

SAFETY ANALYSIS (PSA-2):

1. Consequences of accidents with breakage of Pressure and Distribution Group Headers of Smolensk NPP Third Unit were analysed [14].

2. Change of pressure in compartments of Leningrad NPP First Unit after hypothetical breakages of Pressure and Intake Headers of RBMK reactor were analysed [15].
The similar problem was solved also for partial breakages of Pressure Header and Intake Header [16].

3. Calculational substantiation of main measures for development of steam-air mixture dumping
for RBMK reactor of Leningrad NPP First Unit was conducted [17].

SAFETY ANALYSIS (PSA-1 and PSA-3):

By means of the SS-PSA software some problems were solved also for PSA-1 and PSA-3. Appropriate calculations were carried out for Deterministic Support of the preliminery PSA for Kursk and Smolensk NPPs.

3. FURTHER APPLICATION OF THE"SS-PSA" SOFTWARE

In the report [13] on the basis of reliability calculations of Ignalina NPP ECCS, using the USA's IRRAS package, the potential possibility for development of a Risk Monitor of real time by means of Personal Computers was studied. Below main results of this work are provided.

Similar analysis of ECCS reliability analysis of RBMK reactors was carried out earlier [18]. However in this case reliability characteristics of ECCS components were taken from the IAEA's Integrated Data Base, as far as at that time the reliability data for RBMK reactors were unsufficiently. Some time later such data were received and therefore there was the opportunity of fulfilment of similar calculations, using the real data. In this case, as earlier, the ECCS of Ignalina NPP Unit 1 was considered, reliability data were taken from the materials of the Russian-Swidish project "Barselina" [19].

In contrast to earlier used for reliability analysis of program FTAP (Fault Tree Analysis Programme) in given case the SETS code (Set Equation Transformation System) was applied. It should be noted, that the SETS code makes the basis of packages for reliability analysis, that is used at the present time : the American IRRAS and the Swedish RISK SPECTRUM packages. This program is included also into the last versions of the IAEA's PSA PACK package.

However in contrary to used packages, where the reliability analysis is carriing out for the Graphical Fault Tree, which is formed on the screen of Personal Computer monitor, in given case Boolean analogue of the Fault Tree was under construction. This circumstance has allowed to define "pure" time of the solving problem, i.e. without taking into account the running time for
the service-conversion of the Graphic Fault Tree in the Boolean one.

Such an approach was chosen according the two reasons:

1. The merging of small Graphic Fault Trees into the large one is not always executed successfully, at least, by means of the PSA PACK package.
2. Knowing the "pure" time of calculation of one Safety system everybody can evaluated the running time for analysis of one configuration of all Safety Systems of RBMK reactor.

The calculations were executed for two stages. During the first stage the separate reliability analysis of various Safety channels was was conducted for Fast Acting Part of the ECCS, i.e. for each safety channel its own Fault Tree was constructed and analysed. During the second stage common reliability analysis of various safety channels of the ECCS Fast Acting Part was conducted, i.e. by means of one large Boolean Fault Tree.

RELIABILITY ANALYSIS: The starting item during the execution of the work was the Graphical Fault Tree, given in the report for the project "Barselina" [19]. Reliability characteristics of the needed components are there. The final Boolean Fault Tree for all the ECCS Fast Acting Part (FAP) is given in Table 2.

TABLE 2.

BOOLEAN ANALOG OF THE UNITED FAULT TREE FOR IGNALINA NPP ECCS

GABC	OR	GAB	GAC	GBC
GAB	AND	GA00	GB00	
GAC	AND	GA00	GC00	

GBC	AND	GB00	GC00		
GA00	OR	GAA00	GAB00		
GAA00	OR	GAA10	GAAA00		
GAA10	OR	GAA20	GAA21	TH15S03	TH15S04
GAA20	AND	GAA40	GAA41		
GAA40	OR	TH15S01	EKK11		
GAA41	OR	TH15S02	EP11		
GAA21	OR	TH30S01	TH30S02		
GAAA00	OR	GAAA10	RSTF1		
GAAA10	OR	GAAA20	GAAA22		
GAAA20	AND	GAA30	GAAA31		
GAAA30	OR	CUT1	TH30S03S		
GAAA31	OR	CUT1	TH30S04	S LV51	
GAAA22	OR	TH30 03	TH30 S04		
GAB00	OR	GAB10	GABA00		
GAB10	OR	GAB20	GAA21	TH25S03	TH25S04
GAB20	AND	GAB30	GAB31		
GAB30	OR	TH25S01	EK11		
GAB31	OR	TH25S02	EP11		
GABA00	OR	LSTF1	GAAA10		
GB00	OR	GBA00	GBB00		
GBA00	OR	GBA10	GBAA00		
GBA10	OR	GBA20	GBA21	TH14S03	TH14 S04
GBA20	AND	GBA40	GBA41		
GAB40	OR	TH14S01	EN11		
GAB41	OR	TH14S02	EJ11		
GBA21	OR	TH40S01	TH40S02		
GBAA00	OR	GBAA10	RSTF2		
GBAA10	OR	GBAA20	GBAA22		
GBAA20	AND	GBAA30	GBAA31		
GBAA30	OR	CUT2	TH40S03	SLU51	
GBAA31	OR	CUT2	TH40S04	S LV51	
GBAA22	OR	TH40S03	TH40 S04		
GBB00	OR	GBB10	GBB00		

GBB10	OR	GBB20	GBA21	TH24S03	TH24S04
GBB20	AND	GBB30	GBB31		
GBB30	OR	TH24S01	EN11		
GBB31	OR	TH24S02	EJ11		
GBBA00	OR	LSTF2	GBAA10		
GC00	OR	GL00	GR00		
GL00	OR	GL10	GLA00		
GL10	OR	GL20	GL21	GL22	
GL20	AND	GL80	GL82		
GL80	OR	TH19S05	TH19S04S		
GL82	OR	TH18S04	TH18S03S		
GL21	AND	GL41	GL42	GL43	
GL41	OR	TH18S02	LA22		
GL42	OR	TH19S02	LA23		
GL43	OR	TH19S03	LA22		
GL22	AND	TH18S01S	TH19 S01 S		
GLA00	OR	GLA10	RSPUR		
GLA10	OR	TH18S02S	TH19S02S	TH19 S03 S	
GR00	OR	GR10	GRA00		
GR10	OR	GR20	GR21	GR22	
GR20	AND	GR80	GR82		
GR80	OR	TH29S05	TH29S04S		
GR82	OR	TH28S04	TH28 S03 S		
GR21	AND	GR41	GR42	GR43	
GR41	OR	TH28S02	LA25		
GR42	OR	TH29S02	LA26		
GR43	OR	TH29S03	LA25		
GR22	AND	TH28S01S	TH29 S01 S		
GRA00	OR	RGA10	LSPUR		
GRA10	OR	TH28S02S	TH29S02S	TH29S03S	

Note:

1. OR and AND - logical operators,
2. logical variables begin with the letter G,
3. the rest variables, TH15S01, CUT1 and etc. type, represent parameters of reliability (basic

events) for appropriate components of the ECCS FAP of Ignalina NPP on the hydraulic diagram.

The calculational results are given in Table 3. From the results of calculations it follows, that the probability of failure on demand of the ECCS Fast Acting Part is small and equal to 1.0 E-04. Top value of this parameter as the Canadian experts think [20], is the value, equal to 1.0 E-03. Thus the ECCS FAP of Ignalina NPP is rather reliable safety system.

TABLE 3. MAIN RESULTS OF THE CALCULATIONS.

Safety Channel	Probability of Failure on demand	Running time, sec.
1-th balloon channel	7.87 E-03	1.5
2-th balloon channel	7.87 E-03	1.5
Pump channel	2.43 E-03	1.8
ECCS Fast Acting Part (as a single whole)	9.97 E-05	11.7

RUNNING TIME: From Table 3 it also follows, that the time, expended by a Personal Computer PC-386 for the reliability analysis of one safety system, consisting of about 70 components is small and equal to in all 12 sec. At the present time it is established [19], that the reliability analysis of RBMK reactors includes in consideration not more than 20 technical systems, important for safety. And in each system it is taken into account not more than 50-100 components. Therefore the reliability analysis of RBMK reactor (for one configuration of safety systems) can be executed by means of a Personal Computer during 3-4 minutes. It means, that on the basis of the methodology, used here, i.e.the application of the Boolean Fault Tree, one can develop operative indicator of safety lavel, frequently named by RISK MONITOR. However for it it is necessary previously to execute the next work: for each

Initiating Event it needs the particular Event Tree to be transformed in the Boolean Fault Tree and then to conduct summarising for all the Initiating Events.

4. CONCLUSION

1. Modern methodology of reliability analysis and safety of NPPs in view of its bulkyness does not permit to solve practical tasks operatively . So constantly there was the task to develop an express-methodology of NPPs reliability and safety analysis on the basis of the existing methodology. The methodology must be closed, i.e. the methodology must cover all the main sections of the analysis, but at the same time the one must be operative at its application.

2. For all main areas of the analysis (calculation of reliability of Technical Systems, determination of category of nuclear fuel damage for given Initiating Event and calculation of core damage frequency, calculation of accumulation of radionuclides and transference of the radioactivity into NPPs compartments and calculation of radioactive release into atmosphere) packages of codes were chosen. These codes are rather simple in using them at Personal Computers and which were developed on the basis of engineering techniques.

3. Further these codes were installed at a Personal Computer. In the result a Special Software (SS-PSA) for the personal computers was created. Together with graphic possibilities of the personal computers this Special Software provides convinient software for execution of reliability anf safety analysis of different NPPs.

4. By means of the SS-PSA software a series of practically important problems for analysis of reliability and safety of NPPs with RBMK type reactors was resolved.

REFERENCES

1. Reactor Safety Study. An Assessment of Accident Risk in U.S. Commercial Nuclear Power Plants. WASH-1400 (NUREG-75 / 014). U.S. Nuclear Regulatory Commission, October 1975.
2. Safety of Nuclear Power Plants. Scientific-Practical Conference, Moscow, April, 1989, Proceedings, part 2.
3. Vinnikov B.I. Development of a Special Software "SS-PSA" for execution of Probabilistic Safety Analysis of NPPs with RBMK type reactors, Moscow, Kurchatov Institute's report, inv.3331-1147-90, 1990.
4. Fault Tree Handbook, NUREG-0492, U.S.Nuclear Regulatory Commission, 1981.
5. Rzejnikov U.V., Indurskii M.S. and others. Calculations of pressure into compartments of NPPs during LOCA, Moscow, Energy, 1977.

6. Slade D.H., Meteorology and Atomic Energy, U.S. Atomic Energy Commission Report, TID-24190, 1968.
7. Calculational methods of radioactiv substances spreading from NPPs and radiation dose of the environmental population, NTD MXO IAE, 220-56-84, Moscow, Energy, 1981.
8. Vinnikov B.I., Rodionopv G.I. Preliminary analysis of Safety Systems Reliability of RBMK reactor. Moscow, Kurchatov Institute's report, 1992.
9. Vinnikov B.I., Rodionov G.I. Reliability analysis of ECCS of Kursk NPP Unit 1 RBMK reactor before modernization (Fast Acting Part). Moscow, Kurchatov Institute's report, 1993.
10. Vinnikov B.I., Rodionov G.I. Reliability analysis of ECCS of Kursk NPP Unit 1 RBMK reactor before modernization (Long Acting Part). Moscow, Kurchatov Institute's report, 1993.
11. Vinnikov B.I., Rodionov G.I. Preliminary reliability analysis of Kursk NPP Unit 1 RBMK reactor after reconstruction (Fast Acting Part). Moscow, Kurchatov Institute's report, inv. RB / 2467 of 27.06.93, 1993.
12. Vinnikov B.I., Rodionov G.I. Preliminary reliability analysis of ECCS of Kursk NPP Unit 1 RBMK reactor after reconstruction (Long Acting Part). Moscow, Kurchatov Institute's report, inv. RB / 2468 of 28.06.93, 1993.
13. Vinnikov B.I. Reliability analysis of ECCS Fast Acting Part of Ignalina NPP First Unit, Moscow, Kurchatov Institute's report, 1995.
14. Vinnikov B.I. Calculation of thermo-phisical parameters of medium into compartments of Accident Localization System (ALC) of Smolensk NPP Unit 3 after LOCA, Moscow, Kurchatov Institute's report, inv. 33 R / 1-141-88, 1988.
15. Vinnikov B.I. Calculational analysis of pressure change into compartments of Leningrad NPP Unit 1 after hypothetical breakages of Pressure and Intake Headers of RBMK reactor, Moscow, Kurchatov Institute's report, inv. RB / 2489 of 30.08.89, 1989.
16. Vinnikov B.I. Analysis of pressure change into premises of RBMK reactor of Leningrad NPP Unit 1 after partial breakages of Pressure Header and Soaking Header, Moscow, Kurchatov Institute's report, inv. RB / 2492 of 24.11.89, 1989.
17. Vinnikov B.I. Calculational substantation of main measures for development of accident steam-air dumping of Leningrad NPP Unit 1 RBMK reactor, Moscow, Kurchatov Institute's report, inv. 33 R / 1-431-89 of 16.05.89, 1989..

18. Vinnikov B.I. Application of IAEA's programm complex PSA PACK for reliability analysis
of Ignalina NPP RBMK-1500 reactor, Moscow, Kurchatov Institute's rreport,
inv. 33 Z / 1-980 -90, 1990.
19. BARSELINA project, Phase 2, Probabilistic Safety Analysis of Ignalina NPP Unit 2, Sweden-
Russia, 1993 - 03 - 10, vol. 1, 1993.
20. Snell V.G. Alikhan S. And others. CANDU Severe Accidents,
Atomic Energy of Canada Limited, AECL -9606, 1988.

УДК 621.039

ИНТЕГРИРОВАННЫЙ АНАЛИЗ НАДЕЖНОСТИ И БЕЗОПАСНОСТИ АЭС С РЕАКТОРАМИ РБМК

РНЦ "Курчатовский Институт",123182, Москва, пл. Академика Курчатова

Винников Б.И

.

Приводится описание специального математического обеспечения (СМО—ВАБ), охватывающего все четыре уровня Вероятностного Анализа Безопасности (ВАБ) АЭС. Математическое обеспечение СМО—ВАБ предназначено для последовательного выполнения на персональном компьютере одним сотрудником или небольшой группой сотрудников работ для совместного (интегрированного) анализа надежности и безопасности АЭС с реактором РБМК, начиная от Исходного События и кончая дозой облучения человека. В частности, если ограничиваться только первыми двумя уровнями ВАБа, математическое обеспечение СМО—ВАБ служит основой разработки Монитора Риска, позволяющего в реальном масштабе времени определять уровень безопасности АЭС.

INTEGRATED RELIABILITY AND SAFETY ANALYSIS OF NPPS WITH RBMK TYPE REACTORS. B.I. VINNIKOV. Description of a special software (SS—PSA), covering all the four levels of NPPs Probabilistic Safety Analysis (PSA), is given. The software SS—PSA is intended for sequential fulfillment with a personal computer by one expert or a few experts of works for joint (integrated) analysis of reliability and safety of NPP with RBMK type reactor, beginnig from an Initiating Event up to calculation of the radiation dose of a person. In particularly if you are using only the first two levels of PSA, the software SS—PSA is the basis for development of a Risk Monitor, that enabling to determine the NPP safety level in real time.

1. ПОТЕНЦИАЛЬНЫЕ ВОЗМОЖНОСТИ И ОГРАНИЧЕНИЯ МЕТОДОЛОГИИ ВЕРОЯТНОСТНОГО АНАЛИЗА БЕЗОПАСНОСТИ АЭС

Мировая практика анализа безопасности АЭС в прошлом и в большой степени в настоящем основывается на детерминистском подходе, обусловленном основными инженерными принципами обеспечения безопасности, такими как: концепция защиты в глубину, определение набора проектных аварий, принцип единичного отказа, специфические критерии проектирования для каждого типа АЭС и т.п. Выявляемые проблемы при этом решаются на основе сочетания инженерного подхода и опыта эксплуатации. Однако вероятностное суждение всегда было присуще процессу принятия решений и в этом случае. В качестве наиболее яркого примера можно указать сам принцип ALARA (As Low As Reasonably Achieved), лежащий в основе подхода к безопасности.

В этой связи совершенно закономерным явилось вначале постепенное, а сейчас бурное развитие в мировой практике собственно вероятностной методологии при анализе безопасности АЭС, позволяющей не только демонстрировать относительную безопасность АЭС, но и вскрывать неопределенности в этой проблеме. Пока не приходится говорить о вытеснении вероятностными методами детерминистского подхода, но уже является общепризнанной полезность и даже необходимость дополнения одного подхода другим.

Термин Вероятностный Анализ Безопасности (ВАБ), Probabilistic Safety Assessment (PSA), вошел ныне в общую практику как

обозначение применения методов вероятностного анализа риска в качестве инструмента исследования безопасности АЭС и инструмента оценки уровня безопасности АЭС. При этом используются логические структуры деревьев отказов и деревьев событий в сочетании с аналитическими методами моделирования процессов, например, американский код RELAP, для исследования эффективности сложных систем безопасности, а также для анализа реакции АЭС на различное сочетание исходных событий, внешних воздействий и отказов в системах.

По установившейся в мире традиции ВАБ АЭС подразделяется на четыре уровня. Ставший в мире почти традиционным анализ характеристик надежности отдельных систем назван нижним или нулевым уровнем ВАБа, ВАБ—0. На первом уровне ВАБа, ВАБ—1, анализируются и рассчитываются последовательности событий (сценарии аварий), приводящие к превышению проектных пределов повреждения барьеров, удерживающих радиоактивность. Сценарии разрушения или плавления активной зоны, исследование процессов в системе локализации, распространение радиоактивных веществ в пределах энергоблока и формирование внешних по отношению к энергоблоку источников радиоактивности анализируются на втором уровне ВАБа, ВАБ—2. На третьем, последнем уровне ВАБа, ВАБ—3, анализируются последствия аварии для населения и окружающей среды. Выполнение всех этапов обеспечивает полномасштабный ВАБ.

В настоящее время ВАБ АЭС стал стандартным методом оценки риска от АЭС, а также стандартным методом дальнейшего усовершенствования этих установок. ВАБ является инструментом, используемым для систематической

проверки конструктивных и проектных решений по АЭС или проверки эксплуатационных условий с целью нахождения эффективных путей повышения безопасности установки.

Главной исходной целью развития методологии риска было количественное определение риска, которому подвергается население в связи с эксплуатацией станции (доклад группы Расмуссена [1]), для того, чтобы сравнить его с риском от других производств и других видов деятельности. Впоследствии интерес сфокусировался на методологии ВАБ уровня 1 (то есть, по существу, на определении риска повреждения активной зоны), которая приняла достаточно стандартизованный вид. В настоящее время большинство стран выполнило, по крайней мере, несколько ВАБ уровня 1 для отдельных станций.

ВАБ обеспечивает формирование подробных моделей для анализа и получения количественных оценок риска, связанных с возможным влиянием различных переходных событий и аварий, которые могут происходить на АЭС. Модели обьединяют в себе различные аспекты конструкции АЭС и их эксплуатации, что позволяет сбалансировать влияние важных факторов на величину риска. Самая очевидная польза, которая может быть получена от ВАБ, это использование его в целях принятия решения об усовершенствованиях на основе опыта эксплуатации. ВАБ является наилучшим инструментом для выявления слабых мест установки, а также для их ранжирования по степени их вклада в риск. Эти усовершенствования на основе прежнего опыта должны пониматься как изучение различных вопросов, в которых модели ВАБ и его результаты могут помочь в выявлении слабых мест станции.

Во—первых, ВАБ позволяет выявить те аспекты в конструкции установки, которые можно улучшить с целью уменьшения риска. По результатам ВАБа выявляют критические единичные отказы или сочетания отказов, а также отказы по общей причине и общие зависимости, которые могут приводить к отказу сразу нескольких технологических систем безопасности. Также указываются возможные изменения в конструкции, направленные на сокращении времени, требуемого для некоторых критических действий персонала, особенно, если они требуют включения оборудования в работу по месту, например, путем замены арматуры, управляемой локально, на дистанционно управляемую. Очень важно заметить, что ВАБ позволяет произвести ранжирование важности различных проектных изменений на основе оценок чувствительности и значимости. Это позволяет легко принять решение о том, какое изменение следует вносить в первую очередь.

Другой областью, в которой, как уже доказано, ВАБ полезен, являются аварийные инструкции (АИ). ВАБ широко использует АИ при описании аварийных последовательностей и при анализе вероятностей ошибочных действий персонала. Таким путем можно обнаружить и исправить внутренние несоответствия в АИ, а также предложить изменения или найти альтернативы, которые не были приняты во внимание ранее, но были определены после анализа последовательностей. При этом могут быть сделаны рекомендации по улучшению АИ с точки зрения повышения человеческого фактора.

Третьей областью, в которой ВАБ дает ценную информацию,

являются вопросы испытаний и ремонтов оборудования. ВАБ помогает выявить оборудование, которое совсем не проверяется или не проверяется должным образом относительно определенных отказов. Это требует более детальной информации по процедурам проверки и ремонта оборудования или навыкам персонала. ВАБ позволяет предложить некоторые изменения в процедуры обслуживания для того, чтобы быть уверенным в том, что оборудование проверяется соответствующим образом. Аналогичным образом можно выявить критическое оборудование с высокой неготовностью, обусловленной проверками или обслуживанием. В этом случае можно оптимизировать процедуру обслуживания для того, чтобы максимально уменьшить его частоту и требуемое время.

Как было сказано выше, ВАБ обеспечивает исчерпывающие и целостные модели для количественной оценки рисков, связанных с различными авариями и переходными событиями на АЭС. Эти модели являются очень мощным инструментом, который может быть использован в качестве основы документации по вопросам обеспечения безопасности станции. Важными областями применения таких ВАБ для конкретных условий являются: установление приоритетного перспективного повышения безопасности, оценки с точки зрения безопасности предлагаемых изменений на АЭС и сравнение альтернативных проектов или изменений в инструкциях, оптимизация технических условий в отношении периодичности испытаний и допускаемого времени простоя для обслуживания и ремонта, планирование испытаний и обслуживания, контроль за конфигурацией систем безопасности станции, мониторинг уровня безопасности установки.

Создание адекватной математической модели ВАБа энергоблока АЭС требует объединения усилий специалистов различных специальностей: конструкторов, механиков, физиков, проектировщиков, специалистов по электрическим и управляющим системам, эксплуатационников и многих других. Такое объединение различных специалистов в создании вероятностной модели является наиболее эффективным способом объективно и глубоко проанализировать свойства АЭС. Обусловлено это тем, что любая АЭС является по своей сложности объектом, практически недоступным для глубокого понимания одним человеком. Мировая практика свидетельствует о достаточно успешном применении коллективами специалистов методов ВАБа в целях выявления слабых, с точки зрения безопасности, мест в проекте и эксплуатации АЭС, а также в целях оптимизации затрат для устранения выявленных недостатков.

Происходящие процессы совершенствования методологии и расширения областей и глубины применения ВАБ обусловливаются главным образом стремлением обеспечить безопасность АЭС за счет: достижения достаточного уровня безопасности проекта АЭС и достаточного уровня эксплуатации АЭС, управление риском в течение всего жизненного цикла АЭС, оптимального распределения ресурсов при повышении безопасности АЭС, рационализации процессов принятия решений, выработки эффективной стратегии управления тяжелыми авариями.

Характеризуя в общем современное состояние методологии ВАБ

необходимо отметить, что системный анализ АЭС в отношении аварийных событий и процессов, обусловленных внутренними причинами, достиг относительно высокого уровня. Однако об исследованиях аварий, связанных с внешними воздействиями, этого сказать нельзя. Такая же ситуация имеется в отношении моделирования отказов по общим причинам, а также влияние человеческого фактора. Полученные соответствующие результаты сопровождаются значительными неопределенностями.

Следует также отметить, что первоначально ВАБ ориентировался на получение количественной оценки риска для здоровья населения. Однако сложность получения достоверных количественных результатов, обусловленная спецификой анализируемых процессов сделали в настоящее время более актуальным использование методологии ВАБ в качестве инструмента сравнительного анализа различных вариантов предлагаемых проектных и организационных решений.

2. СПЕЦИАЛЬНОЕ МАТЕМАТИЧЕСКОЕ ОБЕСПЕЧЕНИЕ ДЛЯ ИНТЕГРИРОВАННОГО АНАЛИЗА НАДЕЖНОСТИ И БЕЗОПАСНОСТИ АЭС С РЕАКТОРАМИ РБМК

Условно методологию анализа надежности технических систем в отдельности и безопасности АЭС, как единое целое, можно разбить на несколько десятков разделов [2], каждый из которых содержит свою методологию и свои расчетные программы, которые, как правило, разрабатывались и разрабатываются различными организациями. Поэтому полномасштабная методология анализа надежности и

безопасности АЭС недоступна для решения оперативных задач безопасности АЭС, так как требует эффективного взаимодействия как между научными, конструкторскими и проектными организациями, так и их взаимодействия с персоналом АЭС. В связи с этим постоянно возникала задача разработать на основе существующей методологии анализа надежности и безопасности АЭС экспресс—методологию, которая была бы замкнутой, то есть охватывала бы все основные разделы анализа, но вместе с тем была бы оперативной при ее применении. Здесь под оперативностью в первую очередь понимается то, чтобы весь комплекс необходимых расчетов можно было бы проводить самостоятельно одной организацией, в том числе и персоналом АЭС, или, что крайне желательно, одним высококвалифицированным специалистом.

Поэтому для всех основных областей исследования, которыми являются четыре уровня Вероятностного Анализа Безопасности (ВАБ) АЭС, были выбраны программы расчета [3], которые просты в их использовании на персональных компьютерах и которые разработаны на основе инженерных методик. В результате было образовано специальное математическое обеспечение (СМО—ВАБ), состоящее из следующих разделов, методик и программ, представленных в табл.1.

Т а б л и ц а 1. **Структура Специального Математического Обеспечения СМО-ВАБ**

Уровень ВАБа	Область анализа	Методики и программы
ВАБ−0:	надежность технических систем	метод деревьев отказов [4], программы PSA PACK, IRRAS
ВАБ−1:	категория и частота повреждения горючего,	метод деревьев событий [1], программа RELAP
ВАБ−2:	перенос радиоактивности по помещениям АЭС, выброс радиоактивности в атмосферу	методика ВТИ расчета распространения паро−воздушной смеси [5], программа VSPLESK
ВАБ−3:	распространения радиоактивности в в окружающей среде	Гауссовская теория распространения примесей в атмосфере [6], программа BIOMA
	доза облучения человека	метод МКРЗ расчета дозы облучения человека [7], программа DOZA

Далее эти программы были инсталлированы на персональный компьютер. Вместе с графическими возможностями персональных компьютеров математическое обеспечение СМО−ВАБ предоставляет исследователю удобную

инженерно—ориентированную среду для проведения анализа надежности и безопасности АЭС с реакторами РБМК.

3. ПИЛОТНОЕ ПРИМЕНЕНИЕ МАТОБЕСПЕЧЕНИЯ СМО-ВАБ

В самом общем случае разработанное математическое обеспечение СМО—ВАБ предназначено для интегрированного анализа надежности и безопасности АЭС. Это означает, что с помощью этого математического обеспечения исследователь может выполнить необходимый ряд задач по надежности и безопасности АЭС, начиная от Исходного События и кончая расчетом дозы облучения человека в результате этого Исходного События. В принципе возможно объединение всех доминантных Исходных Событий. Тогда математическое обеспечение СМО—ВАБ превращается в расчетную систему, позволяющую определить уровень безопасности (риска) рассматриваемой АЭС. Возможно, естественно, проведение необходимых исследований и по частям, то есть можно проводить необходимые независимые расчеты по анализу надежности и безопасности АЭС для любого основного раздела исследования.

Пилотное (пробное) применение математического обеспечения СМО—ВАБ проводилось при решении целого ряда практически важных задач для АЭС с реакторами РБМК. В частности были решены следующие задачи:

АНАЛИЗ НАДЕЖНОСТИ (ВАБ-0):

1. Проводился анализ надежности Систем Безопасности реакторов РБМК—1000 2—й очереди Курской АЭС и 1—й очереди Смоленской АЭС [8].

2. Анализировалась надежность Быстродействующей Части и Части Длительного Расхолаживания САОР реактора РБМК—1000 1—го блока Курской АЭС как до модернизации [9, 10], так и после
модернизации [11, 12].

3. Анализировалась надежность Быстродействующей Части САОР 1—го блока Игналинской АЭС [13].

АНАДИЗ БЕЗОПАСНОСТИ (ВАБ-2):

1. Анализировались последствия аварий с разрывом Напорного Коллектора и Раздаточного Группового Коллектора 3—го блока Смоленской АЭС [14].

2. Анализировалось изменение давления в помещениях 1—го блока Ленинградской АЭС при гипотетических разрывах Напорного и Всасывающего Коллекторов КМПЦ реакторов РБМК—1000[15].
Подобная задача решалась для частичных разрывов Напорного и Всасывающего Коллекторов[16].

3. Проводилось расчетное обоснование основных мероприятий по разработке паро—воздушной смеси реакторов РБМК—1000 1—ой очереди Ленинградской АЭС [17].

С помощью математического обеспечения СМО—ВАБ решались соответствующие задачи также для ВАБ—1 и ВАБ—3. Были проведены также соответствующие расчеты для Детерминистской Поддержки предварительного ВАБа Курской и Смоленской АЭС.

В результате расчетов были получены важные рекомендации для повышения уровня безопасности АЭС с реакторами РБМК, которые были внедрены при реконструкции первых блоков Ленинградской и Курской АЭС. Результаты расчетов также применялись при разработке мероприятий по повышению

уровня безопасности Игналинской АЭС для получения лицензии на ее длительную эксплуатацию. В настоящее время проводятся аналогичные расчетные исследования для экспертизы международного проекта по анализу надежности и безопасности 2—го блока Ленинградской АЭС.

4. ОЦЕНКА ВОЗМОЖНОСТИ РАЗРАБОТКИ МОНИТОРА РИСКА РЕАЛЬНОГО ВРЕМЕНИ НА ОСНОВЕ ПЕРСОНАЛЬНЫХ КОМПЬЮТЕРОВ

В работе [13] на основе расчета по пакету МАГАТЭ PSA PACK надежности САОР Игналинской АЭС изучалась потенциальная возможность разработки Монитора Риска реального времени с помощью персональных компьютеров. Ниже приводятся основные результаты этой работы. Подобный нализ надежности САОР реакторов РБМК проводился ранее [18]. Однако при этом надежностные характеристики составляющих САОР элементов брались из Обобщенной Базы Данных МАГАТЭ, поскольку в то время данных по надежности для реакторов РБМК было недостаточно. Несколько позже такие данные были получены и поэтому появилась возможность проведения аналогичных расчетов с реальными данными. При этом, как и ранее, рассматривалась САОР 1—го блока Игналинской АЭС, а данные по надежности брались из материалов российско—шведского проекта "Барселина"[19].

В отличие от ранее применявшейся для анализа надежности программы FTAP (Fault Tree Analysis Programme) в данном случае применялась программа SETS (Set Equation Transformation System). Отметим, что программа SETS составляет основу применяемых в

настоящее время пакетов по анализу надежности: американского пакета IRRAS и шведского пакета RISK SPECTRUM. Эта программа включена также в последние версии пакета МАГАТЭ PSAPACK.

Однако в отличие от применяющихся пакетов, где анализ надежности проводится для графического дерева отказов, формируемого на экране дисплея персонального компьютера, в данном случае строился булевский аналог дерева отказов. Это обстоятельство позволило определить "чистое" время решаемой задачи, т.е. без учета машинного времени на сервис —превращение графического дерева отказов в булевское.

Такой подход был выбран по двум причинам: 1. Слияние малых графических деревьев отказов в большое не всегда выполняется успешно, по крайней мере, с помощью пакета PSA PACK. 2. Зная "чистое" время расчета одной системы безопасности можно
оценить время анализа одной конфигурации всех систем безопасности реактора РБМК.

Расчеты выполнялись в два этапа. На 1—м этапе проводился раздельный анализ надежности различных каналов безопасности Быстродействующей Части САОР, т.е. для каждого канала безопасности строилось и анализировалось свое дерево отказов. На 2—м этапе проводился совместный анализ надежности различных каналов безопасности Быстродействующей Части САОР, т.е. с помощью одного большого булевского дерева отказов.

АНАЛИЗ НАДЕЖНОСТИ: Исходным пунктом при проведении работы явилось графическое дерево отказов, приведенное в отчете по проекту "Барселина" [19].

Там же имеются и надежностные характеристики учитываемых элементов. Окончательное булевское Дерево Отказов для всей Быстро— Действующей Части (БДЧ) САОР приведено в табл. 2.

Т а б л и ц а 2. **Булевский аналог единого Дерева Отказов для САОР Игналинской АЭС**

GABC	**OR**	**GAB**	**GAC**	**GBC**	
GAB	**AND**	**GA00**	**GB00**		
GAC	**AND**	**GA00**	**GC00**		
GBC	**AND**	**GB00**	**GC00**		
GA00	**OR**	**GAA00**	**GAB00**		
GAA00	**OR**	**GAA10**	**GAAA00**		
GAA10	**OR**	**GAA20**	**GAA21**	**TH15S03**	**TH15S04**
GAA20	**AND**	**GAA40**	**GAA41**		
GAA40	**OR**	**TH15S01**	**EKK11**		
GAA41	**OR**	**TH15S02**	**EP11**		
GAA21	**OR**	**TH30S01**	**TH30S02**		
GAAA00	**OR**	**GAAA10**	**RSTF1**		
GAAA10	**OR**	**GAAA20**	**GAAA22**		
GAAA20	**AND**	**GAA30**	**GAAA31**		
GAAA30	**OR**	**CUT1**	**TH30S03S**		
GAAA31	**OR**	**CUT1**	**TH30S04S**	**LV51**	
GAAA22	**OR**	**TH30S03**	**TH30S04**		
GAB00	**OR**	**GAB10**	**GABA00**		
GAB10	**OR**	**GAB20**	**GAA21**	**TH25S03**	**TH25S04**

GAB20	AND	GAB30	GAB31		
GAB30	OR	TH25S01	EK11		
GAB31	OR	TH25S02	EP11		
GABA00	OR	LSTF1	GAAA10		
GB00	OR	GBA00	GBB00		
GBA00	OR	GBA10	GBAA00		
GBA10	OR	GBA20	GBA21	TH14S03	TH14S04
GBA20	AND	GBA40	GBA41		
GAB40	OR	TH14S01	EN11		
GAB41	OR	TH14S02	EJ11		
GBA21	OR	TH40S01	TH40S02		
GBAA00	OR	GBAA10	RSTF2		
GBAA10	OR	GBAA20	GBAA22		
GBAA20	AND	GBAA30	GBAA31		
GBAA30	OR	CUT2	TH40S03S	LU51	
GBAA31	OR	CUT2	TH40S04S	LV51	
GBAA22	OR	TH40S03	TH40S04		
GBB00	OR	GBB10	GBB00		
GBB10	OR	GBB20	GBA21	TH24S03	TH24S04
GBB20	AND	GBB30	GBB31		
GBB30	OR	TH24S01	EN11		
GBB31	OR	TH24S02	EJ11		
GBBA00	OR	LSTF2	GBAA10		
GC00	OR	GL00	GR00		
GL00	OR	GL10	GLA00		
GL10	OR	GL20	GL21	GL22	

GL20	**AND**	**GL80**	**GL82**	
GL80	**OR**	**TH19S05**	**TH19S04S**	
GL82	**OR**	**TH18S04**	**TH18S03S**	
GL21	**AND**	**GL41**	**GL42**	**GL43**
GL41	**OR**	**TH18S02**	**LA22**	
GL42	**OR**	**TH19S02**	**LA23**	
GL43	**OR**	**TH19S03**	**LA22**	
GL22	**AND**	**TH18S01S**	**TH19S01S**	
GLA00	**OR**	**GLA10**	**RSPUR**	
GLA10	**OR**	**TH18S02S**	**TH19S02S**	**TH19S03S**
GR00	**OR**	**GR10**	**GRA00**	
GR10	**OR**	**GR20**	**GR21**	**GR22**
GR20	**AND**	**GR80**	**GR82**	
GR80	**OR**	**TH29S05**	**TH29S04S**	
GR82	**OR**	**TH28S04**	**TH28S03S**	
GR21	**AND**	**GR41**	**GR42**	**GR43**
GR41	**OR**	**TH28S02**	**LA25**	
GR42	**OR**	**TH29S02**	**LA26**	
GR43	**OR**	**TH29S03**	**LA25**	
GR22	**AND**	**TH28S01S**	**TH29S01S**	
GRA00	**OR**	**RGA10**	**LSPUR**	
GRA10	**OR**	**TH28S02S**	**TH29S02S**	**TH29S03S**

Примечания:

1. **OR** и **AND** – логические операторы,
2. логические переменные начинаются с буквы **G**,
3. остальные переменные типа TH15S01, CUT1 и т.п. представляют собой параметры надежности **(basic events)** для соответствующих элементов БДЧ САОР Игналинской АЭС на гидравлической схеме..

Результаты расчетов представлены в табл. 3. Из результатов расчетов следует, что вероятность отказа на требование БДЧ САОР небольшая, равная 1.0E−04. Предельное же значение этой величины, как считают канадские специалисты [20], является значение, равное 1.0E−03. Таким образом БДЧ САОР 1−го блока Игналинской АЭС является весьма надежной системой безопасности.

Т а б л и ц а 3. **Основные результаты расчета**

Канал безопасности	Отказ на требование	Время счета, сек
1−й баллонный канал	7.87E−03	1.5
2−й баллонный канал	7.87E−03	1.5
Насосный канал	2.43E−03	1.8
Быстродействующая часть САОР (как единое целое)	9.97E−05	11.7

ВРЕМЯ СЧЕТА: Из Табл. 3 также следует, что время, затрачиваемое персональным компьютером PC−386 для анализа надежности одной системы безопасности, состоящей из 70 элементов, невелико и составляет всего 12 сек. В настоящее время установлено [19], что анализ надежности реакторов РБМК включает в себя рассмотрение не более 20

систем безопасности и систем, важных для безопасности. Причем в каждой системе учитывается не более 50—100 элементов. Поэтому анализ надежности реактора РБМК (для одной конфигурации систем безопасности) можно выполнить на персональном компьютере всего за 3—4 минуты. Это означает, что на базе применявшейся здесь методологии (именно применения булевского дерева отказов) можно разработать оперативный индикатор уровня безопасности, часто называемый Монитором Риска (RISK MONITOR). Однако для этого необходимо предварительно выполнить следующую работу: для каждого Исходного События необходимо соответствующее Дерева Событий превратить в булевское Дерево Отказов и затем провести суммирование по всем Исходным Событиям.

5. ВЫВОДЫ

1. Современная методология анализа надежности и безопасности АЭС ввиду ее громоздкости не позволяет оперативно решать практические задачи. В связи с этим постоянно возникала задача разработать на основе существующей методологии экспресс—методологию, которая охватывала бы основные области Вероятностного Анализа Безопасности (ВАБ), но вместе с тем была бы эффективной при ее применении.

2. Для всех основных областей анализа: расчет надежности Систем Безопасности, расчет частоты повреждения активной зоны, расчет переноса радиоактивности по помещениям АЭС, расчет распространения радиоактивности в атмосфере, расчет дозы облучения человека были выбраны, доработаны и составлены программы расчета, которые просты в их использовании на персональных компьютерах и которые разработаны на

основе методик, которые могут быть быстро и глубоко понимаемы специалистами, ведущими соответствующие практические расчетные исследования для АЭС. Далее эти программы были инсталлированы на персональный компьютер. В результате было создано Специальное Математическое Обеспечение (СМО—ВАБ) для персональных компьютеров. Вместе с графическими возможностями персональных компьютеров это Специальное Математическое Обеспечение обеспечивает удобную вычислительную среду для проведения интегрированного анализа надежности и безопасности АЭС.

3. С помощью подготовленного Специального Математического Обеспечения СМО—ВАБ был решен ряд практически важных задач по анализу надежности и безопасности АЭС с реакторами РБМК.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. **Reactor Safety Study.** An Assessment of Accident Risk in U.S. Commercial Nuclear Power Plants. WASH−1400 (NUREG−75/014). U.S. Nuclear Regulatory Commission, October 1975.
2. **Безопасность Атомных Станций.** Научно−Практическая Конференция, Москва, апрель 1989, Сборник трудов, часть 2.
3. **Винников Б.И.** Структурирование Специального Математического Обеспечения для проведения Вероятностного Анализа Безопасности АЭС с реакторами РБМК. Отчет ИАЭ, инв.№3331−1147−90, 1990.
4. **Fault Tree Handbook,** NUREG−0492, U.S.Nuclear Regulatory Commission, 1981.
5. **Ржезников Ю.В., Индурский М.С. и др.** Расчеты давлений в помещениях АЭС при аварийном разуплотнении оборудования. М.:Энергия, 1977.
6. **Slade D.H.,** Meteorology and Atomic Energy, U.S. Atomic Energy Commission Report, TID−24190, 1968.
7. **Методы расчета** распространения радиоактивных веществ с АЭС и облучения окружающего населения, НТД МХО ИАЭ, 220−56−84, М.: Энергия, 1981.
8. **Винников Б.И., Родионов Г.И.** Предварительный анализ надежности Систем Безопасности реактора РБМК−1000. Отчет ИАЭ, 1992г.
9. **Винников Б.И., Родионов Г.И.** Анализ надежности САОР−1 реактора РБМК−1000 1−го блока Курской АЭС до модернизации (быстродействующая часть). Отчет РНЦ КИ, 1993 г.
10. **Винников Б.И., Родионов Г.И.** Анализ надежности САОР−1 реактора РБМК−1000 1−го блока Курской АЭС до модернизации (часть длительного расхолаживания). Отчет РНЦ КИ, 1993г.
11. **Винников Б.И., Родионов Г.И.** Предварительный анализ надежности САОР реактора РБМК−1000 1−го блока Курской АЭС после реконструкции (быстродействующая часть). Отчет РНЦ КИ, инв. № РБ/2467 от 27.06.93г., 1993г.

12. **Винников Б. И., Родионов Г.И.** Предварительный анализ надежности САОР РБМК−1000 1−го блока Курской АЭС после реконструкции (часть длительного расхолаживания). Отчет РНЦ КИ, инв. № РБ/2468 от 28.06.93г., 1993г.

13. **Винников Б.И.** Анализ надежности Быстродействующей Части САОР 1−го блока Игналинской АЭС, отчет РНЦ КИ, 1995г.

14. **Винников Б.И.** Расчет теплофизических параметров среды в помещениях Системы Локализации аварий (СЛА) 3−го блока Смоленской АЭС при истечении теплоносителя. Отчет ИАЭ, инв. № 33Р/1−141−88, 1988г.

15. **Винников Б.И.** Расчет и анализ изменения давления в помещениях 1−го блока Ленинградской АЭС при гипотетических разрывах Напорного и Всасывающего Коллекторов КМПЦ реактора РБМК−1000. Отчет ИАЭ, инв. № РБ/2489 от 30.08.89 г., 1989г.

16. **Винников Б.И.** Анализ изменения давления в помещениях реактора РБМК−1000 1−го блока Ленинградской АЭС при авариях с частичными разрывами Напорного и Всасывающего Коллекторов КМПЦ. Отчет ИАЭ, инв. № РБ/2492 от 24.11.89, 1989.

17. **Винников Б.И.** Расчетное обоснование основных мероприятий по разработке Системы аварийного сброса паро−воздушной смеси реакторов РБМК−1000 1−ой очереди Ленинградской АЭС. Отчет ИАЭ, инв. № 33Р/1−431−89 от 16.0589г., 1989г.

18. **Винников Б.И.** Применение программного комплекса МАГАТЭ PSA PACK для расчета надежности Системы Аварийного Охлаждения Реактора РБМК−1500 Игналинской АЭС, отчет ИАЭ, инв № 33З/1−980 −90, 1990.

19. **BARSELINA project**, Phase 2, Probabilistic Safety Analysis of Ignalina NPP Unit 2, Sweden−Russia, 1993 − 03 − 10, vol. 1, 1993.

20. **Snell V.G. Alikhan S. and others**. CANDU Severe Accidents, Atomic Energy of Canada Limited, AECL −9606, 1988.