

**RAPPORT
TECHNIQUE
TECHNICAL
REPORT**

**CEI
IEC
1510**

Première édition
First edition
1996-07

**Réacteurs nucléaires RBMK – Propositions
d'améliorations du contrôle-commande**

**RBMK nuclear reactors – Proposals for
instrumentation and control improvements**



Numéro de référence
Reference number
CEI/IEC 1510: 1996

Numéros des publications

Depuis le 1^{er} janvier 1997, les publications de la CEI sont numérotées à partir de 60000.

Publications consolidées

Les versions consolidées de certaines publications de la CEI incorporant les amendements sont disponibles. Par exemple, les numéros d'édition 1.0, 1.1 et 1.2 indiquent respectivement la publication de base, la publication de base incorporant l'amendement 1, et la publication de base incorporant les amendements 1 et 2.

Validité de la présente publication

Le contenu technique des publications de la CEI est constamment revu par la CEI afin qu'il reflète l'état actuel de la technique.

Des renseignements relatifs à la date de reconfirmation de la publication sont disponibles dans le Catalogue de la CEI.

Les renseignements relatifs à des questions à l'étude et des travaux en cours entrepris par le comité technique qui a établi cette publication, ainsi que la liste des publications établies, se trouvent dans les documents ci-dessous:

- «Site web» de la CEI*
- **Catalogue des publications de la CEI**
Publié annuellement et mis à jour régulièrement (Catalogue en ligne)*
- **Bulletin de la CEI**
Disponible à la fois au «site web» de la CEI* et comme périodique imprimé

Terminologie, symboles graphiques et littéraux

En ce qui concerne la terminologie générale, le lecteur se reportera à la CEI 60050: *Vocabulaire Electrotechnique International* (VEI).

Pour les symboles graphiques, les symboles littéraux et les signes d'usage général approuvés par la CEI, le lecteur consultera la CEI 60027: *Symboles littéraux à utiliser en électrotechnique*, la CEI 60417: *Symboles graphiques utilisables sur le matériel. Index, relevé et compilation des feuilles individuelles*, et la CEI 60617: *Symboles graphiques pour schémas*.

* Voir adresse «site web» sur la page de titre.

Numbering

As from 1 January 1997 all IEC publications are issued with a designation in the 60000 series.

Consolidated publications

Consolidated versions of some IEC publications including amendments are available. For example, edition numbers 1.0, 1.1 and 1.2 refer, respectively, to the base publication, the base publication incorporating amendment 1 and the base publication incorporating amendments 1 and 2.

Validity of this publication

The technical content of IEC publications is kept under constant review by the IEC, thus ensuring that the content reflects current technology.

Information relating to the date of the reconfirmation of the publication is available in the IEC catalogue.

Information on the subjects under consideration and work in progress undertaken by the technical committee which has prepared this publication, as well as the list of publications issued, is to be found at the following IEC sources:

- **IEC web site***
- **Catalogue of IEC publications**
Published yearly with regular updates (On-line catalogue)*
- **IEC Bulletin**
Available both at the IEC web site* and as a printed periodical

Terminology, graphical and letter symbols

For general terminology, readers are referred to IEC 60050: *International Electrotechnical Vocabulary* (IEV).

For graphical symbols, and letter symbols and signs approved by the IEC for general use, readers are referred to publications IEC 60027: *Letter symbols to be used in electrical technology*, IEC 60417: *Graphical symbols for use on equipment. Index, survey and compilation of the single sheets* and IEC 60617: *Graphical symbols for diagrams*.

* See web site address on title page.

**RAPPORT
TECHNIQUE – TYPE 3**

**TECHNICAL
REPORT – TYPE 3**

**CEI
IEC
1510**

Première édition
First edition
1996-07

**Réacteurs nucléaires RBMK – Propositions
d'améliorations du contrôle-commande**

**RBMK nuclear reactors – Proposals for
instrumentation and control improvements**

© CEI 1996 Droits de reproduction réservés — Copyright - all rights reserved

Aucune partie de cette publication ne peut être reproduite ni utilisée sous quelque forme que ce soit et par aucun procédé, électronique ou mécanique, y compris la photocopie et les microfilms, sans l'accord écrit de l'éditeur.

No part of this publication may be reproduced or utilized in any form or by any means, electronic or mechanical, including photocopying and microfilm, without permission in writing from the publisher

Bureau central de la Commission Electrotechnique Internationale 3, rue de Varembe Genève, Suisse



Commission Electrotechnique Internationale
International Electrotechnical Commission
Международная Электротехническая Комиссия

CODE PRIX
PRICE CODE

XB

● Pour prix, voir catalogue en vigueur
For price, see current catalogue

SOMMAIRE

	Pages
AVANT-PROPOS.....	6
INTRODUCTION.....	10
Articles	
1 Domaine d'application et objet	14
2 Généralités	16
2.1 Documents de référence	16
2.2 Abréviations	22
3 Contexte et règles de sécurité	30
3.1 Evénements initiateurs hypothétiques et limites d'exploitation	32
3.2 Protection, défense, alarmes et indication	34
4 Normes d'instrumentation et de contrôle-commande	36
4.1 Qualité, maintenance et technologie informatique	38
4.2 Normes spécifiques des instruments	42
4.3 Autres normes.....	42
5 Systèmes informatiques de tranche.....	44
5.1 Le rôle des systèmes informatiques dans l'exploitation du RBMK	44
5.2 Besoin d'amélioration des systèmes informatiques	44
5.3 Etat d'avancement à ce jour	46
5.4 Domaine d'application du remplacement.....	48
5.5 Spécifications fonctionnelles du nouveau système informatique.....	48
5.6 Réalisation.....	54
6 Système d'arrêt du réacteur diversifié.....	56
6.1 Généralités.....	56
6.2 Conformité des systèmes d'arrêt aux principes de sûreté et de fiabilité.....	60
6.3 Etude de faisabilité d'un système d'arrêt diversifié (DSS)	62
6.4 Développement d'actionneurs de système d'arrêt diversifiés de conception modulaire .	64
6.5 Apports attendus pour la mise à l'arrêt du réacteur	68
6.6 Etapes de réalisation du système d'arrêt diversifié.....	68
7 Contrôle et protection du canal de refroidissement.....	72
7.1 Dispositions de sûreté relatives au réacteur à canaux	72
7.2 Protection de canal RBMK.....	72
7.3 Débitmètres et prescriptions	74
7.4 Autres moyens de protection	74

CONTENTS

	Page
FOREWORD	5
INTRODUCTION	7
Clause	
1 Scope and object	15
2 General	17
2.1 Reference documents	17
2.2 Abbreviations	23
3 Background and safety requirements	31
3.1 Postulated initiating events and operating limits	33
3.2 Protection, defence, alarms and indication	35
4 Instrumentation and control standards	37
4.1 Quality, maintenance and computer based technology	39
4.2 Instrument specific standards	43
4.3 Other standards	43
5 Unit computer systems	45
5.1 The role of the computer systems in RBMK operation	45
5.2 The need for improved information systems	45
5.3 Progress to date	47
5.4 Scope of replacement	49
5.5 Functional requirements of the new computer system	49
5.6 Implementation	55
6 A diverse system of reactor shutdown	57
6.1 Background	57
6.2 Conformity of shutdown systems to reliability and safety principles	61
6.3 Feasibility study for a diverse shutdown system (DSS)	63
6.4 Development of diverse shutdown system actuators of module design	65
6.5 Benefits expected for reactor shutdown	69
6.6 Diverse shutdown system realization steps	69
7 Channel cooling supervision and protection	73
7.1 Channel reactor safety provisions	73
7.2 RBMK channel protection	73
7.3 Flow meters and requirements	75
7.4 Other means of protection	75

Articles	Pages
8 Contrôle-commande automatique de la distribution de puissance tridimensionnelle	76
9 Détection de fuite	78
9.1 Systèmes existants	80
9.2 Besoin d'amélioration de la détection de fuite et avantages attendus	80
9.3 Prescriptions relatives à l'instrumentation de la détection de fuite	82
9.4 Possibilités de mise en oeuvre des systèmes de détection de fuite	84
10 Contrôle et surveillance de la stabilité du coeur	88
10.1 Principes d'instabilité couplée neutronique-thermohydraulique	88
10.2 Discussion de la stabilité couplée neutronique-thermohydraulique du RBMK	90
10.3 Recommandations relatives à l'étude de la stabilité du RBMK	92
11 Surveillance du démarrage	92
11.1 Suspension commandée à distance pour une chambre à fission	94
12 Système de surveillance de l'hydrogène	94
13 Conclusions	98
Annexes	
A Accidents de rupture du canal de combustible dans les réacteurs RBMK	104
B Algorithme de bilan massique	110
C Description du système SKALA	112
D Système de contrôle de l'hydrogène (HCS) dans les installations et locaux du réacteur RBMK	134

Clause	Page
8 Automatic control of three dimensional power distribution	77
9 Leakage detection	79
9.1 Existing systems	81
9.2 Need for improvement of leakage detection and benefit expected.....	81
9.3 Requirements for leakage detection instrumentation.....	83
9.4 Possibilities for implementing leakage detection systems	85
10 Core stability monitoring and control	89
10.1 Principles of coupled neutronic-thermal hydraulic instability	89
10.2 Discussion of RBMK coupled neutronic-thermal hydraulic stability.....	91
10.3 Recommendations for investigating RBMK stability.....	93
11 Startup monitoring	93
11.1 Remote drive suspension for a fission chamber.....	95
12 Hydrogen monitoring system.....	95
13 Conclusions.....	99
Annexes	
A Fuel channel rupture incidents in RBMK reactors.....	105
B Mass balance algorithm.....	111
C Description of the SKALA system	113
D Hydrogen control system (HCS) in installations and rooms of RBMK reactor	135

COMMISSION ÉLECTROTECHNIQUE INTERNATIONALE

Réacteurs nucléaires RBMK – Propositions d'améliorations du contrôle-commande

AVANT-PROPOS

- 1) La CEI (Commission Electrotechnique Internationale) est une organisation mondiale de normalisation composée de l'ensemble des comités électrotechniques nationaux (Comités nationaux de la CEI). La CEI a pour objet de favoriser la coopération internationale pour toutes les questions de normalisation dans les domaines de l'électricité et de l'électronique. A cet effet, la CEI, entre autres activités, publie des Normes internationales. Leur élaboration est confiée à des comités d'études, aux travaux desquels tout Comité national intéressé par le sujet traité peut participer. Les organisations internationales, gouvernementales et non gouvernementales, en liaison avec la CEI, participent également aux travaux. La CEI collabore étroitement avec l'Organisation Internationale de Normalisation (ISO), selon des conditions fixées par accord entre les deux organisations.
- 2) Les décisions ou accords officiels de la CEI en ce qui concerne les questions techniques, préparés par les comités d'études où sont représentés tous les Comités nationaux s'intéressant à ces questions, expriment dans la plus grande mesure possible un accord international sur les sujets examinés.
- 3) Ces décisions constituent des recommandations internationales publiées sous forme de normes, de rapports techniques ou de guides et agréées comme telles par les Comités nationaux.
- 4) Dans le but d'encourager l'unification internationale, les Comités nationaux de la CEI s'engagent à appliquer de façon transparente, dans toute la mesure du possible, les Normes internationales de la CEI dans leurs normes nationales et régionales. Toute divergence entre la norme de la CEI et la norme nationale ou régionale correspondante doit être indiquée en termes clairs dans cette dernière.
- 5) La CEI n'a fixé aucune procédure concernant le marquage comme indication d'approbation et sa responsabilité n'est pas engagée quand un matériel est déclaré conforme à l'une de ses normes.
- 6) L'attention est attirée sur le fait que certains éléments du présent rapport technique peuvent faire l'objet de droits de propriété intellectuelle ou de droits analogues. La CEI ne saurait être tenue pour responsable de ne pas avoir identifié de tels droits de propriété et de ne pas avoir signalé leur existence.

La tâche principale des comités d'études de la CEI est d'élaborer des Normes internationales. Exceptionnellement, un comité d'études peut proposer la publication d'un rapport technique de l'un des types suivants :

- * type 1, lorsque, en dépit de maints efforts, l'accord requis ne peut être réalisé en faveur de la publication d'une Norme internationale ;
- * type 2, lorsque le sujet en question est encore en cours de développement technique ou lorsque, pour une raison quelconque, la possibilité d'un accord pour la publication d'une Norme internationale peut être envisagée pour l'avenir mais pas dans l'immédiat ;
- * type 3, lorsqu'un comité d'études a réuni des données de nature différente de celles qui sont normalement publiées comme Normes internationales, cela pouvant comprendre, par exemple, des informations sur l'état de la technique.

INTERNATIONAL ELECTROTECHNICAL COMMISSION

**RBMK nuclear reactors – Proposals for
instrumentation and control improvements**

FOREWORD

- 1) The IEC (International Electrotechnical Commission) is a world-wide for standardization comprising all national electrotechnical committees (IEC National Committees). The object of the IEC is to promote international cooperation on all questions concerning standardization in the electrical and electronic fields. To this end and in addition to other activities, the IEC publishes International Standards. Their preparation is entrusted to technical committees; any IEC National Committee interested in the subject dealt with may participate in this preparatory work. International, governmental and non-governmental organizations liaising with the IEC also participate in this preparation. The IEC collaborates closely with the International Organization for Standardization (ISO) in accordance with conditions determined by agreement between the two organizations.
- 2) The formal decisions or agreements of the IEC on technical matters, prepared by technical committees on which all the National Committees having a special interest therein are represented, express, as nearly as possible, an international consensus of opinion on the subjects dealt with.
- 3) They have the form of recommendations for international use published in the form of standards, technical reports or guides and they are accepted by the National Committees in that sense.
- 4) In order to promote international unification, IEC National Committees undertake to apply IEC International Standards transparently to the maximum extent possible in their national and regional standards. Any divergence between the IEC Standard and the corresponding national or regional standard shall be clearly indicated in the latter.
- 5) The IEC provides no marking procedure to indicate its approval and cannot be rendered responsible for any equipment declared to be in conformity with one of its standards.
- 6) Attention is drawn to the possibility that some of the elements of this technical report may be the subject of patent rights. IEC shall not be held responsible for identifying any or all such patent rights

The main task of IEC technical committees is to prepare International Standards. In exceptional circumstances, a technical committee may propose the publication of a technical report of one of the following types:

- * type 1, when the required support cannot be obtained for the publication of an International Standard, despite repeated efforts;
- * type 2, when the subject is still under technical development or where for any other reason there is the future but not immediate possibility of an agreement on an International Standard;
- * type 3, when a technical committee has collected data of a different kind from that which is normally published as an International Standard, for example «state of the art».

Les rapports techniques de types 1 et 2 font l'objet d'un nouvel examen trois ans au plus tard après leur publication afin de décider éventuellement de leur transformation en Normes internationales. Les rapports techniques de type 3 ne doivent pas nécessairement être révisés avant que les données qu'ils contiennent ne soient plus jugées valables ou utiles.

La CEI 1510, rapport technique de type 3, a été établie par le sous-comité 45A : Instrumentation des réacteurs, du comité d'études 45 de la CEI : Instrumentation nucléaire, avec la participation d'experts de l'AIEA.

Le texte de ce rapport technique est issu des documents suivants :

Projet de comité	Rapport de vote
45A/209/CDV	45A/231/RVC

Le rapport de vote indiqué dans le tableau ci-dessus donne toute information sur le vote ayant abouti à l'approbation de ce rapport technique.

IECNORM.COM: Click to view the full PDF of IEC TR 61510:1996

Technical reports of types 1 and 2 are subject to review within three years of publication to decide whether they can be transformed into International Standards. Technical reports of type 3 do not necessarily have to be reviewed until the data they provide are considered to be no longer valid or useful.

IEC 1510, which is a technical report of type 3, has been prepared by sub-committee 45A: Reactor instrumentation, of IEC technical committee 45: Nuclear instrumentation, with the participation of IAEA experts.

The text of this technical report is based on the following documents:

Committee draft	Report on voting
45A/209/CDV	45A/231/RVC

Full information on the voting for the approval of this technical report can be found in the report on voting indicated in the above table.

Withdrawing
IECNORM.COM: Click to view the full PDF of IEC TR 61510:1996

INTRODUCTION

Lors de leur réunion en janvier 1992 à Baden, les membres du groupe de travail A5 du sous-comité 45 A du comité d'études 45 de la Commission Electrotechnique Internationale (CEI) ont fait une proposition visant à améliorer la sûreté des réacteurs RBMK. La proposition est enregistrée dans le compte rendu de réunion "45A WGA5(Sec)110", janvier 1992. Le Comité National Suisse de la Commission Electrotechnique Internationale (CEI) a soumis une NWIP "45A(Suisse)10" en juillet 1992, basée sur les idées du document WG A5. La proposition s'intitule :

« Instrumentation nucléaire et matériel électrique pour la sûreté de fonctionnement des réacteurs de type RBMK (réacteurs à eau légère et modérateur graphite) »

La proposition suisse a été discutée une première fois lors de la réunion du CEI/SC 45A en septembre 1992 à Ottawa au Canada, au cours de laquelle le Comité National Suisse a fait la déclaration "45(Ottawa/Suisse)26", indiquant qu'il,

« convient que les mesures décrites dans le NWIP proposé améliorent la sûreté des RBMK tant que ce type de réacteur sera en fonctionnement »

Lors de la réunion, la nécessité d'impliquer d'autres organismes, dont l'Agence Internationale de l'Energie Atomique, actives dans le domaine des RBMK a été soulignée, l'AIEA était déjà impliquée dans des projets semblables. Il convenait donc que ce projet particulier soit développé en collaboration avec les experts de ces organismes.

Une fois la proposition suisse approuvée, le Bureau Central de la CEI, en accord avec le secrétariat du CEI/SC 45A a invité l'AIEA et la Commission des Communautés Européennes, la CEC, à participer au développement de ce projet.

Le CEI/SC 45A a déjà eu un contact officiel avec l'AIEA et il existe un accord de coopération entre la CEI et l'AIEA en vigueur depuis 1981. Suite à la réponse positive de l'AIEA à la proposition, une équipe d'experts de la CEI et de l'AIEA a été constituée pour mettre en place le projet. L'équipe de projet CEI/AIEA a accepté de rédiger un document qui serait finalement publié sous la forme d'un Rapport Technique de la CEI. Ce rapport identifiera les mesures pouvant être appliquées pour améliorer les systèmes d'I&C (Instrumentation et Contrôle-Commande) afin d'améliorer la sûreté des RBMK.

Par la suite, lors de la réunion du CE 45 à Kyoto en septembre 1993, le SC 45A a décidé qu'il n'était pas possible de commencer les travaux sur une norme CEI avant de disposer du document rédigé en commun par l'AIEA et le CEI contenant les « Prescriptions de Sûreté de Référence », mentionné dans le compte rendu de la réunion d'Ottawa. La réunion suivante du CE 45 a permis de mettre en évidence la nécessité d'établir des objectifs précis, un énoncé clair des problèmes de sûreté liés au réacteur, ainsi que la liste des points nécessitant une normalisation (référence RM 3734/CE 45 avril 1994). Il a été décidé d'intégrer les "Prescriptions de Sûreté de Référence" dans le document. Ce travail a été commencé mais n'a pu être entièrement effectué au chapitre 3.

Le projet est basé sur les résultats présentés dans les documents de l'AIEA TECDOC 694 et TECDOC 722, qui donnent des indications précieuses sur les problèmes et les questions de sûreté liés au RBMK, ainsi que des recommandations pratiques sur l'amélioration de la sûreté des réacteurs RBMK. De plus, on a tenu compte des points mentionnés lors de la réunion de la CEC du 10 juin 1994, résultant de l'étude sur la sûreté des RBMK, soutenue par la CEC.

Il a également été décidé qu'il fallait que les efforts se concentrent sur l'identification des améliorations jugées techniquement et financièrement viables pour être mises en place à court terme afin d'améliorer la sûreté et le facteur de disponibilité des centrales RBMK. De telles mesures ne peuvent évidemment pas garantir une sûreté totale et doivent être complétées d'un audit de sûreté complet, une démarche exceptionnelle mais appropriée au cas du RBMK.

INTRODUCTION

The members of working group A5 of the International Electrotechnical Commission (IEC) technical committee 45 sub-committee 45A made a proposal at their January 1992 meeting in Baden for action that would result in the improvement of the safety of the RBMK reactors. The proposal is recorded in the meeting minutes "45A WGA5(Sec)110", Jan 92. The Swiss National Committee of the International Electrotechnical Commission (IEC) submitted a New Work Item Proposal (NWIP) "45A(Switzerland)10" in July 1992 that was based on the ideas of WG A5. The proposal was titled

'Nuclear instrumentation and electrical items for the safe operation of RBMK type reactors (light water cooled graphite moderated reactors)',

The Swiss proposal was first discussed at the meeting of IEC/SC 45A in Ottawa Canada in September 1992, where the Swiss National Committee made the statement, "45 (Ottawa/Switzerland) 26", that,

'the measures in the proposed NWIP should increase the safety of the RBMK's as long as this type of reactor will be in operation'.

The meeting expressed the view that other organizations including the International Atomic Energy Agency who were active with RBMK's should be involved, the IAEA were already involved in similar projects. This particular project should therefore be jointly developed with experts of these organizations.

Once the Swiss proposal was approved, the IEC Central Office, in agreement with the Secretariat of IEC/SC 45A, invited the IAEA and the Commission of European Communities, CEC, to participate in the development of the project.

IEC/SC 45A already had an official liaison with the IAEA and an agreement on co-operation between the IEC and the IAEA had been in place since 1981. Thus following the IAEA's positive response to the proposal a joint project team of IEC and IAEA experts was set up to develop the project. The joint IEC/IAEA project team agreed to write a document that would eventually be published as an IEC Technical Report. This report will identify measures that can be implemented to improve RBMK safety through enhancement of the I&C systems.

Subsequently during the TC 45 meeting in Kyoto in September 1993 it was stated by SC 45A, that work on an IEC Standard could not be started until the joint IAEA/IEC document containing the "Reference Safety Requirements" referred to in the minutes of the Ottawa meeting, were available. In the following TC 45 meeting the requirement was identified for clear objectives, a clear statement of the safety issues associated with the reactor and a list of the topics for which standardization was required (reference RM 3734/TC 45 April 1994). It was agreed, that these "Reference Safety Requirements" would be integrated in the document. This has been attempted but not completely fulfilled in Chapter 3.

The basis for the project includes the results presented in IAEA TECDOC 694 and TECDOC 722, as these documents provide valuable indications of problems and issues relating to the safety of RBMK and practical recommendations as to how to improve the safety of RBMK reactors. In addition issues reported during the CEC meeting of 10th June 1994 arising from the CEC sponsored review of RBMK safety have been considered.

It was also agreed that effort must concentrate on identifying the improvements that are thought to be technically and financially viable for implementation in the short term so as to enhance the safety and availability of the RBMK plant. Such measures clearly cannot be comprehensive and must be completed without the benefit of a full safety review, an exceptional but appropriate step for the RBMK.

Le document est structuré de la façon suivante : les bases et principes de conception du RBMK sont décrits dans les chapitres 2 à 4 ; les systèmes de commande et de protection critiques sont traités dans les chapitres 5 à 8 ; et enfin, les systèmes de surveillance sont traités dans les chapitres 9 à 12. Le chapitre 13 contient les conclusions et les recommandations finales.

IECNORM.COM: Click to view the full PDF of IEC TR 61510:1996
Withdrawn

The document is structured with the design and standards basis for the RBMK being established in chapters 2 to 4. The protection and critical control systems are then treated in chapters 5 to 8 and finally the monitoring systems are treated in chapters 9 to 12. Chapter 13 draws conclusions and makes final recommendations.

IECNORM.COM: Click to view the full PDF of IEC TR 61510:1996
Withdrawn

Réacteurs nucléaires RBMK – Propositions d'améliorations du contrôle-commande

1 Domaine d'application et objet

L'objet de ce rapport est d'identifier, à l'aide des publications et rapports émanant de l'AIEA et d'autres organismes, les problèmes associés à l'exploitation sûre des réacteurs RBMK et d'établir des recommandations de travail visant à améliorer la sûreté de ces réacteurs. Les points discutés dans ce rapport technique n'ont pas été sélectionnés de manière systématique, en fonction de la sûreté par exemple, et n'ont pas la même importance pour tous les réacteurs RBMK. Il ne faut pas considérer la liste des problèmes comme exhaustive, de nombreux points importants n'ayant pas été discutés ou même identifiés dans ce rapport technique. Le premier objectif est d'identifier les problèmes et de définir un nombre limité de mesures physiques dont l'application permettrait des améliorations immédiates. Le deuxième objectif est de placer les problèmes et les mesures dans le cadre des normes internationales définies par l'AIEA et la CEI. Il convient de faire cela en effectuant un audit de sûreté en bonne et due forme, par exemple du type de l'audit de sûreté à long terme MAGNOX conduit en Grande-Bretagne. Les recommandations d'action découlent alors naturellement d'un tel audit de sûreté. Dans ce cas, on dispose d'un certain nombre de revues de l'AIEA sur le RBMK et d'autres études internationales et bilatérales sont en cours, comme le projet soutenu par la CEC. Ces études ne correspondent pas à l'audit officiel mentionné ci-dessus. Elles représentent néanmoins une source d'information importante sur ce problème. Ces études ont permis de mettre en évidence des points pouvant être améliorés, comme c'est le cas pour les documents de l'AIEA TECDOC 694 et TECDOC 722.

Les sujets suivants ont été identifiés et sélectionnés pour être inclus dans ce rapport technique :

- les systèmes informatiques de tranche donnent de nombreuses informations concernant la protection de la centrale par action de l'opérateur et le fonctionnement de la centrale. Les systèmes nécessitent d'être mis à jour afin d'éviter leur obsolescence et améliorer la qualité de l'information et de l'interface homme-machine. Disposer de systèmes d'affichage des paramètres de sûreté (SPDS) pour les RBMK permettra de traiter ce problème dans la mesure où les paramètres de sûreté sont concernés et permettra de remplacer partiellement les systèmes informatiques de tranche. Il convient de revoir le choix de la fonction du système informatique et du logiciel et matériel associé pour définir les améliorations de fiabilité nécessaires ;
- l'introduction de moyens diversifiés pour stopper la réaction nucléaire et d'arrêter le réacteur ;
- l'examen du problème de refroidissement du canal, sa surveillance et la protection du canal, et la prévention d'une panne dans l'éventualité d'une perte de circulation. Cet article tiendra compte et fera référence aux paramètres critiques associés à la capacité de refroidissement ;
- le contrôle automatique de la puissance, pour maintenir le réacteur à la puissance requise et permettre le contrôle des instabilités identifiées ci-dessus et la protection contre les pannes de matériel ;
- la détection de fuite dans le circuit primaire ;
- la stabilité des caractéristiques du coeur du réacteur doit être déterminée suivant les différents types d'instabilités de puissance et de débit. Ceci inclut les effets de rétroactivité dus au Xénon, à la température du modérateur et à la circulation du réfrigérant ;
- la surveillance et la protection au cours du démarrage du réacteur afin d'améliorer les pratiques et procédures liées aux matériels et ainsi renforcer la sûreté ;
- le contrôle de l'hydrogène.

RBMK nuclear reactors – Proposals for instrumentation and control improvements

1 Scope and object

The object of this report is to identify, using material published and reported by the IAEA and others, those problem areas relating to the safe operation of the RBMK reactors and to make recommendations to improve the safety of those reactors. The problem areas discussed in this technical report were not selected in a systematic manner, e.g. according to safety significance, nor do they apply with the same weight to all RBMK reactors. The list of problem areas is not to be regarded as being complete as there are many important issues that have not been discussed or even identified in this technical report. The first objective is to identify the problems and a limited number of physical measures that can be introduced to bring immediate benefit. A second objective is to place both the problems and the measures in the context of the international standards framework provided by the IAEA and the IEC. This type of exercise should be conducted by carrying out a formal safety review to identify problem areas, e.g. along the lines of the MAGNOX long term safety review that was completed in the UK. The recommendations for action then arise naturally from such a safety review. In this case, a number of IAEA reviews of the RBMK have been completed and further international and bi-lateral studies are under way, e.g. the CEC supported project. These are not the formal reviews indicated above. They will, however, bring considerable information to bear on the problem. The exercises have indicated some areas where there is scope for improvement; these are, for example, discussed in IAEA TECDOC 694 and TECDOC 722.

The following topics have been identified for consideration and inclusion in this technical report:

- the unit computer systems provide a lot of information for plant protection through operator action and plant operation. The systems need to be upgraded to combat obsolescence and improve the quality of information and man-machine interface. Providing safety parameter display systems (SPDS) at RBMKs will address the issue as far as safety parameters are concerned and provide a partial replacement of the unit computer systems. The balance of the function of the unit computer and associate hardware and software should be reviewed to define needed reliability improvements;
- the introduction of diverse means of stopping the nuclear reaction and shutting down the reactor;
- examination of the problem of channel cooling, its supervision and channel protection and failure prevention in the event of loss of flow. This clause will consider and make reference to critical parameters associated with coolability;
- automatic power control, to maintain the reactor at its required power and provide control of the instabilities identified above and defence against equipment failures;
- leakage detection from the primary circuit;
- the stability of characteristics of the core need to be identified in relation to the different types of power and flow instability. This includes feedback effects due to Xenon, moderator temperature and coolant voiding;
- monitoring and protection during reactor startup to improve the equipment practices and procedures and so enhance safety;
- hydrogen monitoring.

La liste ci-dessus ne constitue pas la liste complète des problèmes relatifs au RBMK, des points-clés tels que les conséquences d'une panne des composants du circuit et l'intégrité de ceux-ci n'ayant pas été pris en compte et d'autres points tels que la forte dépendance envers l'action de l'opérateur n'étant pas complètement traités. D'autres problèmes importants ne sont pas pris en compte : surveillance de la température, détection précoce d'une rupture de l'enveloppe du fluide primaire dans la région du coeur et autour du circuit de pression, protection contre les incendies, contamination par rayonnement ou activité et contrôle des rejets radioactifs. Les travaux du SC45B de la CEI Instrumentations pour la Radioprotection sont cités en référence dans le contexte de ces derniers éléments.

Des mesures pratiques sont nécessaires pour apporter des solutions aux points ci-dessus. Pour des raisons de rapidité, les mesures proposées seront basées sur les matériels et capteurs existants. Cependant, de nouveaux matériels et de nouvelles procédures d'exploitation seront nécessaires pour éliminer tous les problèmes de sûreté. Il est prévu dans le cadre de ce travail de spécifier les matériels possibles, indiquer leur fonction et comment ils peuvent être installés. Il faut que le coût soit pris en compte dans ces mesures pratiques, le champ d'application des propositions sera donc cohérent avec l'objectif consistant à proposer des mesures d'amélioration de la sûreté économiquement intéressantes. Les détails concernant les coûts et l'information sur les programmes sont considérés hors du champ d'application de ce rapport technique.

2 Généralités

2.1 Documents de référence

CEI 231A: 1969, *Principes généraux de l'instrumentation des réacteurs nucléaires – Premier complément*

CEI 231B: 1972, *Deuxième complément: Principes de l'instrumentation des réacteurs de puissance à eau ordinaire bouillante et à cycle direct*

CEI 232: 1966, *Caractéristiques générales de l'instrumentation des réacteurs nucléaires*

CEI 295: 1969, *Caractéristiques et méthodes d'essais des périodemètres à courant continu*

CEI 405: 1972, *Appareils nucléaires. Prescriptions de construction pour la protection individuelle contre les rayonnements ionisants*

CEI 476: 1993, *Instrumentation nucléaire – Appareils et systèmes électriques de mesure utilisant des rayonnements ionisants – Aspects généraux*

CEI 482: 1975, *Dimension des tiroirs d'appareils électroniques (pour appareils d'électronique nucléaire)*

CEI 515: 1975, *Détecteurs de rayonnement pour l'instrumentation et la protection des réacteurs nucléaires; caractéristiques et méthodes d'essai*

CEI 527: 1975, *Amplificateurs pour courant continu; caractéristiques et méthodes d'essai*

CEI 547: 1976, *Tiroirs et châssis de 19 pouces basés sur le système NIM (pour appareils d'électronique nucléaire) Modification 1 (1985)*

CEI 557: 1982, *Terminologie CEI sur les réacteurs nucléaires*

CEI 568: 1977, *Appareillage de mesure du débit de fluence neutronique dans le coeur des réacteurs de puissance*

The list above is not a complete list of issues for the RBMK as key topics such as the integrity of and the consequences of failure of circuit components are not considered and other issues such as the heavy dependence on operator action are not fully considered. Other important items such as temperature monitoring and early detection of the failure of the primary pressure boundary in both the core region and around the pressure circuit are not considered along with fire protection or activity and radiation contamination and release monitoring. The work of IEC SC45B Radiation Protection Instrumentation is referred in the context of the latter items.

In order to address the topics above and provide solutions, some practical measures will be needed. The proposed measures will for reasons of speed be based upon use of existing sensors and equipment. However in order to fully achieve the ultimate objective of eliminating the safety problems, new equipment and operating procedures will be required. It is intended to identify possible equipment, indicate its function and how it might be installed as part of this process. In considering practical measures, cost must be taken into account thus the scope of the proposals will be consistent with the objective of producing cost effective measures to improve safety. Details of cost and programme information are regarded as being out of the scope of this technical report.

2 General

2.1 Reference documents

IEC 231A: 1969, *General principles of nuclear reactor instrumentation – First supplement*

IEC 231B: 1972, *Second supplement: Principles of instrumentation of direct cycle boiling water power reactors*

IEC 232: 1966, *General characteristics of nuclear reactor instrumentation*

IEC 295: 1969, *D.C. periodmeters: characteristics and test methods*

IEC 405: 1972, *Nuclear instruments: Constructional requirements to afford personal protection against ionizing radiation*

IEC 476: 1993, *Nuclear instrumentation – Electrical measuring systems and instruments utilizing ionizing radiation sources – General aspects*

IEC 482: 1975, *Dimensions of electronic instrument modules (for nuclear electronic instruments)*

IEC 515: 1975, *Radiation detectors for the instrumentation and protection of nuclear reactors; characteristics and test methods*

IEC 527: 1975, *Direct current amplifiers; characteristics and test methods*

IEC 547: 1976, *Modular plug-in unit and standard 19-inch rack mounting unit based in NIM standard (for electronic nuclear instruments)*
Amendment 1(1985)

IEC 557: 1982, *IEC terminology in the nuclear reactor field*

IEC 568: 1977, *In-core instrumentation for neutron fluence rate (flux) measurements in power reactors*

CEI 639: 1979, *Réacteurs nucléaires – Utilisation du système de protection à d'autres fins que la sécurité*

CEI 643: 1979, *Application des calculateurs numériques à l'instrumentation et à la conduite des réacteurs nucléaires*

CEI 650: 1979, *Ictomètres analogiques – Caractéristiques et méthodes d'essai*

CEI 671: 1980, *Essais périodiques et surveillance du système de protection des réacteurs nucléaires*

CEI 709: 1981, *Séparation dans le système de protection des réacteurs*

CEI 737: 1982, *Mesures de température en coeur ou dans l'enveloppe primaire des réacteurs nucléaires de puissance – Caractéristiques et méthodes d'essai*

CEI 739: 1983, *Ictomètres numériques – Caractéristiques et méthodes d'essai*

CEI 770: 1984, *Méthodes d'évaluation des caractéristiques de fonctionnement des transmetteurs utilisés dans les systèmes de conduite des processus industriels*

CEI 770-2: 1989, *Transmetteurs utilisés dans les systèmes de conduite des processus industriels – Deuxième partie: Guide pour l'inspection et les essais individuels de série*

CEI 780: 1984, *Qualification des constituants électriques du système de sûreté des centrales électronucléaires*

CEI 880: 1986, *Logiciel pour les calculateurs utilisés dans les systèmes de sûreté des centrales nucléaires*

CEI 911: 1987, *Mesures pour surveiller la bonne réfrigération du coeur des réacteurs à eau légère pressurisée*

CEI 964: 1989, *Conception des salles de commande des centrales nucléaires de puissance*

CEI 965: 1989, *Points de commande supplémentaires pour l'arrêt des réacteurs sans accès à la salle de commande principale (salle de commande de repli)*

CEI 980: 1989, *Pratiques recommandées pour la qualification sismique du matériel électrique du système de sûreté dans les centrales électronucléaires*

CEI 987: 1989, *Calculateurs programmés importants pour la sûreté des centrales nucléaires*

CEI 1031: 1990, *Critères de conception, d'implantation et d'application pour les matériels de surveillance du débit de dose de rayonnement gamma à poste fixe, utilisés dans les centrales nucléaires pendant le fonctionnement normal et lors d'incidents de fonctionnement prévus*

CEI 1151: 1992, *Instrumentation nucléaire – Amplificateurs et préamplificateurs utilisés avec des détecteurs de rayonnements ionisants – Méthodes d'essais*

CEI 1224: 1993, *Réacteurs nucléaires – Temps de réponse des détecteurs de température à résistance (RTD) – Mesures in situ*

CEI 1225: 1993, *Centrales nucléaires – Systèmes d'instrumentation et de contrôle-commande importants pour la sûreté – Prescriptions pour les alimentations électriques*

IEC 639: 1979, *Nuclear reactors – Use of the protection system for non-safety purposes*

IEC 643: 1979, *Application of digital computers to nuclear reactor instrumentation and control*

IEC 650: 1979, *Analogue counting ratemeters – Characteristics and test methods*

IEC 671: 1980, *Periodic tests and monitoring of the protection system of nuclear reactors*

IEC 709: 1981, *Separation within the reactor protection system*

IEC 737: 1982, *In-core temperature of primary envelope temperature measurements in nuclear power reactors – Characteristics and test methods*

IEC 739: 1983, *Digital counting ratemeters – Characteristics and test methods*

IEC 770: 1984, *Methods of evaluating the performance of transmitters for use in industrial-process control systems*

IEC 770-2: 1989, *Transmitters for use in industrial-process control systems – Part 2: Guidance for inspection and routing testing*

IEC 780: 1984, *Qualification of electrical items of the safety system for nuclear power generating stations*

IEC 880: 1986, *Software for computers in the safety systems of nuclear power stations*

IEC 911: 1987, *Measurements for monitoring adequate cooling within the core of pressurized light water reactors*

IEC 964: 1989, *Design for control rooms of nuclear power plants*

IEC 965: 1989, *Supplementary control points for reactor shutdown without access to the main control room*

IEC 980: 1989, *Recommended practices for seismic qualification of electrical equipment of the safety system for nuclear generating stations*

IEC 987: 1989, *Programmed digital computers important to safety for nuclear power stations*

IEC 1031: 1990, *Design, location and application criteria for installed area gamma radiation dose rate monitoring equipment for use in nuclear power plants during normal operation and anticipated operational occurrences*

IEC 1151: 1992, *Nuclear instrumentation – Amplifiers and preamplifiers used with detectors of ionizing radiation – Test procedures*

IEC 1224: 1993, *Nuclear reactors – Response time in resistance temperature detectors (RTD) – In situ measurements*

IEC 1225: 1993, *Nuclear power plants – Instrumentation and control systems important for safety – Requirements for electrical supplies*

CEI 1226: 1993, *Centrales nucléaires – Systèmes d'instrumentation et de contrôle-commande importants pour la sûreté – Classification*

CEI 1227: 1993, *Centrales nucléaires de puissance – Salles de commande – Commandes opérateurs*

CEI 1250: 1994, *Réacteurs nucléaires – Systèmes d'instrumentation et de contrôle-commande pour la sûreté – Détection des fuites dans les systèmes de refroidissement*

CEI 1343: 1996, *Instrumentation des réacteurs nucléaires – Réacteurs à eau bouillante (BWR) – Mesures dans la cuve pour la surveillance adéquate du refroidissement du coeur*

CEI 1771: 1995, *Centrales nucléaires de puissance – Salle de commande principale – Vérification et validation de la conception*

CEI 1772: 1995, *Centrales nucléaires de puissance – Salle de commande principale – Utilisation des unités de visualisation*

AIEA Code 50-C-D: 1988, *Conception pour la sûreté des centrales nucléaires*

AIEA Guide de sûreté 50-SG-D3: 1981, *Système de protection et dispositifs associés dans les centrales nucléaires*

AIEA Guide de sûreté 50-SG-D8: 1985, *Systèmes d'instrumentation et de commande liés à la sûreté dans les centrales nucléaires*

AIEA Guide de sûreté 50-SG-D9: 1987, *Conception de la protection radiologique dans les centrales nucléaires*

AIEA Code 50-C-O: 1989, *Code pour la sûreté des centrales nucléaires: exploitation*

AIEA Guide de sûreté 50-SG-O2: 1980, *Inspection en service des centrales nucléaires*

AIEA Guide de sûreté 50-SG-O8: 1983, *Surveillance des constituants importants pour la sûreté dans les centrales nucléaires*

AIEA Code 50-C-QA: 1989, *Code pour la sûreté des centrales nucléaires: assurance de la qualité*

AIEA TR 237: 1984, *Manual on quality assurance programme auditing*

AIEA TR 268: 1986, *Manual on maintenance of systems and components important to safety*

AIEA TR 282: 1988, *Manual on quality assurance for computer software related to the safety of nuclear power plants*

AIEA TR 301: 1989, *Manual on quality assurance for installation and commissioning of instrumentation, control and electrical equipment in nuclear power plants*

AIEA TR 367: 1994, *Software related to the safety of nuclear power plants*

AIEA TECDOC 694: 1993, *Safety assessment of proposed improvements to RBMK nuclear power plants*

AIEA TECDOC 722: 1994, *Safety assessment of design solutions and proposed improvements to SMOLENSK Unit 3 RBMK-NPP*

AIEA TECDOC 808: 1995, *Computerization of operation and maintenance for nuclear power plants*

IEC 1226: 1993, *Nuclear power plants – Instrumentation and control systems important for safety – Classification*

IEC 1227: 1993, *Nuclear power plants – Control rooms – Operator controls*

IEC 1250: 1994, *Nuclear reactors – Instrumentation and control systems important for safety – Detection of leakage in coolant systems*

IEC 1343: 1996, *Nuclear reactor instrumentation – Boiling light water reactors (BWR) – Measurements in the reactor vessel for monitoring adequate cooling within the core*

IEC 1771: 1995, *Nuclear power plants – Main control-room – Verification and validation of design*

IEC 1772: 1995, *Nuclear power plants – Main control room – Application of visual display units (VDU)*

IAEA Code 50-C-D: 1988, *Code on the safety of nuclear power plants: Design*

IAEA Safety guide 50-SG-D3: 1980, *Protection system and related features in nuclear power plants*

IAEA Safety guide 50-SG-D8: 1984, *Safety-related instrumentation and control systems for nuclear power plants*

IAEA Safety guide 50-SG-D9: 1985, *Design aspects of radiation protection for nuclear power plants*

IAEA Code 50-C-O: 1988, *Code on the safety of nuclear power plants: Operation*

IAEA Safety Guide 50-SG-O2: 1980, *In-service inspection for nuclear power plants*

IAEA Safety guide 50-SG-O8: 1982, *Surveillance of items important to safety in nuclear power plants*

IAEA Code 50-C-QA: 1988, *Code on the safety of nuclear power plants: Quality assurance*

IAEA TR 237: 1984, *Manual on quality assurance programme auditing*

IAEA TR 268: 1986, *Manual on maintenance of systems and components important to safety*

IAEA TR 282: 1988, *Manual on quality assurance for computer software related to the safety of nuclear power plants*

IAEA TR 301: 1989, *Manual on quality assurance for installation and commissioning of instrumentation, control and electrical equipment in nuclear power plants*

IAEA TR 367: 1994, *Software related to the safety of nuclear power plants*

IAEA TECDOC-694: 1993, *Safety assessment of proposed improvements to RBMK nuclear power plants*

IAEA TECDOC-722: 1994, *Safety assessment of design solutions and proposed improvements to SMOLENSK Unit 3 RBMK-NPP*

IAEA TECDOC-808: 1995, *Computerization of operation and maintenance for nuclear power plants*

AIEA TECDOC Draft report: Nov 1994, *Verification and validation of software related to nuclear power plant control and instrumentation*

AIEA, Draft report: Feb. 1994, *RBMK shutdown systems*

IAEA, RBMK-SC-011 revision 3: Avril 1994, *Report of a consultants meeting on prioritisation of safety improvements of RBMK NPPs*

75-INSAG-3: 1988, *Principes fondamentaux de sûreté pour les centrales nucléaires*

75-INSAG-5: 1992, *Sûreté de l'énergie d'origine nucléaire*

75-INSAG-7: 1992, *The Chernobyl accident: upgrading of INSAG-1*

IEEE 7-4.3.2: 1993, *IEEE standard criteria for digital computers in safety systems of nuclear power generating stations*

IEEE 1012: 1986, *IEEE standard for software verification and validation plans*

OPB-88: 1989, *General safety norms of the Russian Federation*

PBJa-RU-89: 1990, *Nuclear safety norms of the Russian Federation*

R-8, Canada: Feb. 1991, *A regulatory policy statement – Requirements for shutdown systems for CANDU nuclear power plants*

2.2 Abréviations

Il existe un nombre important d'abréviations utilisées dans le domaine des RBMK et de l'instrumentation et contrôle-commande. Beaucoup sont familières mais pour des raisons de commodité, nous avons essayé d'en donner une liste aussi complète que possible.

2.2.1 Généralités

AGR	Réacteur avancé refroidi au gaz
ALS	Système de localisation d'accident
APRM	Superviseur du niveau de puissance moyenne
ASSET	Equipes d'analyse des événements importants pour la sûreté
BWR	Réacteur à eau bouillante
Candu	Réacteur canadien à eau lourde
CEC	Commission des communautés européennes
CR	Grappes de commande
DBA	Accident de dimensionnement
AIEA	Agence internationale de l'énergie atomique
I&C	Instrumentation et contrôle-commande
ICD	Détecteurs internes du coeur
CEI	Commission Electrotechnique Internationale

IAEA TECDOC Draft report: Nov. 1994, *Verification and validation of software related to nuclear power plant control and instrumentation*

IAEA, Draft report: Feb. 1994, *RBMK shutdown systems*

IAEA, RBMK-SC-011 revision 3: April 1994, *Report of a consultants meeting on prioritisation of safety improvements of RBMK NPPs*

75-INSAG-3: 1988, *Basic safety principles for nuclear power plants*

75-INSAG-5: 1992, *The safety of nuclear power*

75-INSAG-7: 1992, *The Chernobyl accident: upgrading of INSAG-1*

IEEE 7-4.3.2: 1993, *IEEE standard criteria for digital computers in safety systems of nuclear power generating stations*

IEEE 1012: 1986, *IEEE standard for software verification and validation plans*

OPB-88: 1989, *General safety norms of the Russian Federation*

PBJa-RU-89: 1990, *Nuclear safety norms of the Russian Federation*

R-8, Canada: Feb. 1991, *A regulatory policy statement – Requirements for shutdown systems for CANDU nuclear power plants*

2.2 Abbreviations

There are a considerable number of abbreviations use in connection with the RBMK and instrumentation and control. Many are familiar but for convenience an attempt has been made to produce a comprehensive list.

2.2.1 General

AGR	Advanced Gas Cooled Reactor
ALS	Accident Localization System
APRM	Average Power Range Monitor
ASSET	Assessment of Safety Significant Events teams
BWR	Boiling Water Reactor
Candu	Canadian heavy water reactor
CEC	Commission of European Communities
CR	Control Rod
DBA	Design Basis Accident
IAEA	International Atomic Energy Agency
I&C	Instrumentation and Control
ICD	In-Core Detector
IEC	International Electrotechnical Commission

ISO	Organisation Internationale de Normalisation
LAR	Régulateur automatique local
LBB	Fuite avant rupture
LPRM	Superviseur du niveau de puissance locale
Magnox	Réacteur graphite gaz
NPP	Centrale nucléaire
NWIP	Proposition d'étude nouvelle
ORM	Marge de réactivité en exploitation
PD	Distribution de puissance
PIE	Evénements initiateurs hypothétiques
PWR	Réacteur à eau pressurisée
RF	Fédération russe
RBMK	Nom de réacteur (abréviation russe)
RDPIE	Institut de recherche et développement pour l'ingénierie d'énergie (Russie)
SC	Sous-Comité
Selsyn	Nom russe de l'indicateur de position des grappes de commande
SKALA	RBMK-1000 type de système informatique
TITAN	RBMK-1500 type de système informatique
TOB	Abréviation russe du rapport d'analyse de sûreté
USS	Communauté des états indépendants
VVER	Abréviation russe du réacteur pressurisé à eau légère

2.2.2 Système informatique de tranche

AD	Affichage alphanumérique
AISCM	Microcircuit de collecte de signal analogique et ICIS
AM	Multiplexeur analogique
AP	Imprimante alphanumérique
ASSB	Commutateur de signal analogique
CANPPS	Chef adjoint de quart
CBCST	Système informatisé de commande de la turbine
CC	Armoire transversale
CCB-3H	Ordinateur de commande de type B-3H
CCC	Ensemble informatique central
CPU	Unité centrale

ISO	International Organization for Standardization
LAR	Local Automatic Regulator
LBB	Leak Before Break
LPRM	Local Power Range Monitor
Magnox	Gas cooled graphite moderated reactor
NPP	Nuclear Power Plant
NWIP	New Work Item Proposal
ORM	Operating Reactivity Margin
PD	Power Distribution
PIE	Postulated Initiating Events
PWR	Pressurized Water Reactor
RF	Russian Federation
RBMK	Reactor name (Russian abbreviation)
RIPE	Research and Development Institute of Power Engineering (Russian)
SC	Sub-Committee
Selsyn	Name of the Russian control rod position indicator
SKALA	RBMK-1000 Computer System Type
TITAN	RBMK-1500 Computer System Type
TOB	Russian abbreviation of safety analysis report
USS	Union of Sovereign States
VVER	Russian abbreviation for pressurized light water reactor

2.2.2 Unit computer system

AD	Alphanumeric Display
AISCN	Analogy and ICIS Signal Collection Microcircuit
AM	Analogue Multiplexor
AP	Alphanumeric Printer
ASSB	Analogue Signal Switch Board
CANPPS	Chief Assistant of NPP Shift
CBCST	Computer-Based Control System of Turbine
CC	Cross Cabinet
CCB-3H	Control Computer of B-3H-type
CCC	Central Computing Complex
CPU	Central Processing Unit

CCMPC	Armoire de contrôle des tableaux mnémoniques des canaux
CCS	Système de commande informatisé
CDPS	Armoire de signalisation des points non-conformes
CPOLDR	Partie informatique de l'enregistrement du diagnostic non connecté
CGD	Ecran de visualisation couleur
CSDP-M	Armoire de signalisation des points non-conformes (modernisée)
CUFRS	Module convertisseur pour les capteurs de débit
DISCM	Microcircuit de collecte de signal numérique et ISIS
DSCM	Microcircuit de collecte de signal numérique
DSI	Entrée de signal numérique
FCSC	Contrôle d'étanchéité du canal combustible
HSRH	Moyen de communication à distance haute rapidité
ICIS	Système d'instrumentation interne
IPIM	Microcircuit d'entrée de paramètre individuel
LFRCS	Logique du système de contrôle du débit
LP	Tableau lumineux
MC	Diagramme mnémonique
MICFRS	Convertisseur d'induction magnétique pour capteur bas débit
MSPC	Microcircuit de collecte de paramètres commutés
MTS	Stockage sur bande magnétique
NPPSA	Analyseur de sûreté de centrale nucléaire
PC	Ordinateur personnel
PDTORM	Déclenchement de dispositif de protection sur la marge de réactivité opérationnelle
PSCD	Appareil de contrôle de l'alimentation électrique
RCH	Contrôleur de bus distant
RHCC	Retirer le bus pour connexion C
SB	Tableau de distribution électrique
SEPUC	Ingénieur de commande de l'unité de puissance
SERC	Ingénieur de commande du réacteur
SETC	Ingénieur de commande de la turbine
SI	Interface Série
SPDS	Système d'affichage des paramètres de sûreté
SSERCT	Ingénieur de quart responsable de l'informatique

CCMPC	Control Cabinet of Mnemonic Panel of Channels
CCS	Computer-based Control System
CDPS	Cabinet for Deviation Points Signalling
CPOLDR	Computing Part of the Off-Line Diagnostic Registration
CGD	Colour Graphic Display
CSDP-M	Cabinet for Signalling Deviation Points (Modernised)
CUFRS	Converter Unit for Flow Rate Sensors
DISCM	Digital and ISIS Signal Collection Microcircuit
DSCM	Discrete Signal Collection Microcircuit
DSI	Discrete Signal Input
FCSC	Fuel Channel Sealing Control
HSRH	High-Speed Remote Highway
ICIS	In-Core Instrumentation System
IPIM	Individual Parameter Input Microcircuit
LFRCS	Logic of the Flow Rate Control System
LP	Light Panel
MC	Mnemonic chart
MICFRS	Magnetic-Induction Converter for Flow Rate Sensors
MSPC	Microcircuit for Switched Parameters Collection
MTS	Magnetic Tape Storage
NPPSA	Nuclear Power Plant Safety Analyser
PC	Personal Computer
PDTORM	Protection Device Tripping on Operating Reactivity Margin
PSCD	Power Supply Control Device
RCH	Remote Controller Highway (bus)
RHCC	Remove Highway for C Connection
SB	Switch Board
SEPUC	Senior Engineer in Power Unit Control
SERC	Senior Engineer in Reactor Control
SETC	Senior Engineer in Turbine Control
SI	Serial Interface
SPDS	Safety Parameter Display System
SSERCT	Senior Shift Engineer Responsible for Computer Technology

SSTLWL	Déclenchement du système de sûreté sur un niveau d'eau bas en distribution de groupe
SSTRP	Déclenchement du système de sûreté sur des paramètres techniques de réacteur
T	Téléscripteur
TPC	Contrôle des paramètres de température
UCS	Système informatique de tranche
UPSU	Alimentation ininterrompue en courant
VDU	Ecran de visualisation

2.2.3 *Système d'arrêt diversifié*

AZ-1	Système d'arrêt normal
AZ-3	Réduction à 50 % de puissance
AZ-4	Réduction à 60 % de puissance
BAZ	Système d'arrêt rapide
CPS	Système de protection et de commande
DSS	Système d'arrêt supplémentaire
EM	Executive Mechanism, actionneur
EP	Protection d'urgence
FASS	Système d'arrêt à action rapide
GSC	Conditions générales de sûreté
MCS	Système de commande et de surveillance
NSR	Règlementations de la sûreté nucléaire
PDSA	Capteur axial de densité de puissance
P (F) C	Canal combustible
PMF	Centrale polymétal
PSA	Analyse probabiliste de la sûreté
RP	Centrale à réacteur
ROS	Système de conduite de production
RSD	Appareil de démarrage de la rétention
SER	Rapport de Sûreté
S (M)	Sûreté (Moyens)
SS	Système d'arrêt
UM	Moyens non conventionnels

SSTLWL	Safety System Tripping on Low Water Level in group-distribution
SSTRP	Safety System Tripping on Technological Reactor Parameters
T	Teletype
TPC	Temperature Parameters Control
UCS	Unit Computer System
UPSU	Uninterruptable Power Supply Unit
VDU	Visual Display Unit

2.2.3 *Diverse shutdown system*

AZ-1	Normal shutdown system
AZ-3	Power setback to 50 % power
AZ-4	Power setback to 60 % power
BAZ	Fast acting shutdown system
CPS	Control and Protection System
DSS	Diverse Shutdown System
EM	Executive Mechanism, actuator
EP	Emergency Protection
FASS	Fast-Acting Shutdown System
GSC	General Safety Conditions
MCS	Monitoring and Control System
NSR	Nuclear Safety Regulations
PDSA	Power Density Sensor Axial
P (F) C	Process (Fuel) Channel
PMF	Polymetal Factory
PSA	Probabilistic Safety Assessment
RP	Reactor Plant
ROS	Routing Operation System
RSD	Retention Startup Device
SER	Safety Evaluation Report
S (M)	Safety (Means)
SS	Shutdown System
UM	Unconventional Means

2.2.4 Détection de fuite

FFM	Surveillance des éléments combustibles défectueux
LBB	Fuite avant Rupture

2.2.5 Système de surveillance de l'hydrogène

H	Hydrogène
HCS	Système de surveillance de l'hydrogène
HMS	Système de surveillance de l'hydrogène
LFL	Limites inférieures d'inflammabilité
MDA	Accident de dimensionnement maximum

3 Contexte et règles de sécurité

Il existe aujourd'hui 15 réacteurs RBMK en fonctionnement répartis dans trois pays :

Russie	Leningrad	4	(dans la région de Saint-Petersbourg)
	Kursk	4	
	Smolensk	3	
Ukraine	Tchernobyl	2	
Lituanie	Ignalina	2	(à Visaginas)
Total		15	

La construction de ce type de réacteur a débuté en 1970 suivant les normes de sécurité, de conception et de construction utilisées de l'ex-Union Soviétique. Les normes ont été rapidement codifiées après le début de la construction sous les références suivantes :

- Norms for Nuclear Safety PBJa-RU-1974;
- General Safety Rules OPB-1982.

Les prescriptions relatives aux systèmes et à la sûreté de la centrale sont inspirées de ces réglementations et ont du prendre en compte les normes et règles en vigueur en Union Soviétique lors de la construction. Les plans et les systèmes de sûreté étaient alors soumis à l'approbation des autorités compétentes en matière de sûreté en URSS. Suite à l'accident de Tchernobyl, les normes ont été révisées et de nouvelles normes ont été publiées :

- Norms for Nuclear Safety of the Russian Federation PBJa-RU-1989 ;
- General Safety Norms of the Russian Federation OPB-1988.

Il est également évident que les problèmes de sûreté ont été revus en profondeur à cette époque.

2.2.4 *Leakage detection*

FFM Failed Fuel Monitoring

LBB Leak Before Break

2.2.5 *Hydrogen monitoring system*

H Hydrogen

HCS Hydrogen Control System

HMS Hydrogen Monitoring System

LFL Lower Flammability Limits

MDA Maximum Design Accident

3 **Background and safety requirements**

There are currently 15 RBMK reactors in operation in three countries, these are:

Russia	Leningrad	4	(in St-Petersburg region)
	Kursk	4	
	Smolensk	3	
Ukraine	Chernobyl	2	
Lithuania	Ignalina	2	(in Visaginas)
Total		15	

The construction of this type of reactor was started in 1970 and the safety, design and construction standards used were those of the former Soviet Union. The standards were codified shortly after the start of construction as:

- Norms for Nuclear Safety PBJa-RU-1974;
- General Safety Rules OPB-1982.

The requirements on the systems and for the safety of the plant were derived from these regulations and had to take into account the norms and standards prevailing in the Soviet Union at the time of construction. The adequacy of the design and the safety systems was then determined by the Soviet safety authority. Following Chernobyl, the standards were reviewed and new ones issued:

- Norms for Nuclear Safety of the Russian Federation PBJa-RU-1989;
- General Safety Norms of the Russian Federation OPB-1988.

It is also apparent that there was a major review of the safety arguments for the reactors at this time.

Actuellement, à la suite de l'éclatement de l'Union Soviétique, la sûreté des réacteurs à Kursk, Leningrad et Smolensk est sous la responsabilité de l'organisme de réglementation russe. Concernant les réacteurs de Tchernobyl et d'Ignalina, ce sont les organismes de réglementation ukrainien et lituanien qui gèrent le fonctionnement de ces centrales, bien que les réacteurs aient été construits suivant la réglementation en vigueur en Union Soviétique, c'est-à-dire la réglementation russe. La réglementation russe est la seule existant à ce jour pour le RBMK, et il faut donc la considérer comme la plus appropriée pour le RBMK aujourd'hui.

Un certain nombre de tentatives d'examen de la sûreté des RBMK ont été conduites ou sont en cours. Ces tentatives ont été conduites, pour la plupart d'entre elles, sans faire référence à la réglementation russe mais suivant les pratiques d'usage et normes nationales et internationales. Ces tentatives, telles que celles rapportées dans les documents de l'AIEA TECDOC 694 et 722 par exemple, ont permis d'établir des recommandations pour l'amélioration de la sûreté. Il n'est pas exclu que ces recommandations deviennent des prescriptions dans le cadre des normes en cours de développement ou de mise en application pour le réacteur RBMK, et sont à la base de cette tentative. Pour déterminer des règles de sécurité, on effectue généralement une analyse de sûreté, afin de déterminer les événements initiateurs hypothétiques et d'identifier les prescriptions pour les différents systèmes, alarmes et signalisations afin de pouvoir se protéger contre l'événement. Cette tentative a débuté mais est inachevée. Néanmoins, la liste complète est à déterminer par l'organisme de réglementation compétent comme indiqué dans le Rapport de Sûreté de la Centrale (TOB).

La sûreté des réacteurs de type RBMK dépend d'un ensemble de systèmes automatisés dont le comportement a été grandement amélioré depuis Tchernobyl. Cependant, il existe encore dans certaines centrales une forte dépendance vis-à-vis de l'opérateur; dans certains cas la surveillance et l'action par l'opérateur sont les seules défenses en cas de défaillance, dans d'autres cas, il faut que l'opérateur réagisse à une alarme. La sûreté peut être améliorée grâce à la surveillance du cœur et de la réactivité par l'opérateur et l'aptitude de celui-ci à mener les actions correctives opportunes dans tous les cas de figure.

3.1 *Événements initiateurs hypothétiques et limites d'exploitation*

Les événements initiateurs hypothétiques (EIH), pour lesquels la surveillance et l'action automatiques ou conduites par l'opérateur constituent la méthode de protection visant à prévenir la violation des limites d'exploitation, sont intégrés dès la conception de la centrale. On peut citer les éléments suivants :

- excursion de flux générale ;
- excursion de flux locale :
 - distorsion du profil de distribution axiale de la puissance,
 - distorsion du profil radial ;
- excursion de la réactivité liée à la barre de commande, défaillance de la barre ou du réglage local ;
- panne du régulateur de puissance local ;
- excursion du refroidissement local en entrée ;
- bouchage ou non-irrigation monocanal ;
- panne de refroidissement du CPS ;
- rupture de l'enveloppe de pression du système de commande et de protection (CPS) ;

The current position is that, following the breakup of the Soviet Union, the safety of the reactors at Kursk, Leningrad and Smolensk is determined by the Russian regulator. The position for the reactors at Chernobyl and Ignalina is that the Ukrainian and Lithuanian regulators govern the operation of the reactors, although the reactors were constructed under the regulations applicable in the Soviet Union, i.e. the Russian regulations. The Russian regulations are currently the only ones available for the RBMK so must be considered the most appropriate ones for the RBMK at this point in time.

A number of exercises to review the safety of the RBMK have been performed and are under way. These exercises have, in the main, been carried out without reference to the Russian regulations but by reference to national and international standards and best practice. The outcome of these exercises as reported in for example IAEA TECDOC' 694 and 722 have resulted in recommendations for safety improvements. These recommendations may in fact become requirements under the developing and emerging standards for the RBMK reactor and form the basis of this exercise. It is usual in determining safety requirements to complete a safety analysis, to postulate initiating events and to identify the requirements for systems, alarms and indications to provide defence against the event. This exercise has been started below but remains incomplete. The complete list is however for the relevant regulator to determine as is done in the plant Safety Analysis Report (TOB).

The safety of RBMK type reactors is dependent on a range of automatic systems whose response has been improved significantly since Chernobyl. There is however still a very significant dependence on the operator in some plants as on some occasions operator monitoring and action alone provide the only early defence against some faults. In other cases operator response to alarms is required. Safety is enhanced by operator monitoring of the core and reactivity and performance of timely corrective actions in all cases.

3.1 *Postulated initiating events and operating limits*

The postulated initiating events (PIE) in which automatic and operator monitoring and action provides the protection method to prevent violation of the operating limits are set down in the plant design as the design base. Some issues are as follows:

- global flux excursion;
- local flux excursion:
 - distortion of axial power profile,
 - distortion of radial profile,
- control rod excursion, local rod or control fault;
- failure of local power controller;
- inlet subcooling excursion;
- blockage, flow starvation, of a single channel;
- failure of CPS cooling;
- failure of control and protection system (CPS) pressure (hydraulic) boundary;

- rupture de l'enveloppe de pression dans le coeur :
 - . défaillance sur un seul tube,
 - . défaillances sur plusieurs tubes ;
- rupture de l'enveloppe de pression dans les salles des systèmes de localisation d'accident (ALS) ;
- panne du turbo-alternateur ;
- panne de la pompe primaire ;
- incendie ;
- panne d'alimentation, y compris une perte d'alimentation de la centrale ;
- agressions d'origine externe, crash aérien, missile, inondation.

Ces défaillances peuvent se produire de façon isolée ou être multiples. Par exemple, l'incident dans la tranche 1 de la centrale de Leningrad en 1975 était dû à une panne de turbo-alternateur qui a provoqué une distorsion du profil de puissance lorsque l'alimentation est revenue. La distorsion du profil de distribution de la puissance, ajoutée à la violation des règles d'exploitation a empêché le retour à la pleine puissance.

Il existe des limites d'émission de radiation qu'il ne faut pas dépasser. Celles-ci ont été interprétées comme les limites à ne pas dépasser dans une des situations ci-dessus pour les paramètres suivants :

- puissance thermique linéique du combustible ;
- marge d'assèchement ;
- puissance de l'assemblage combustible ;
- température locale du graphite ;
- marge de réactivité en exploitation ;
- puissance du réacteur ;
- vitesse de variation de la puissance dans le réacteur ;
- pression dans le circuit d'écoulement, collecteur de vapeur inclus ;
- pression dans la cavité du réacteur.

3.2 Protection, défense, alarmes et indication

Les dispositifs de protection, de défense, d'alarme et d'indication relatifs aux événements initiateurs hypothétiques sont très nombreux, un cas d'événement unique est décrit ci-dessous. La liste des mesures déjà en vigueur, comme celle des événements initiateurs, n'est pas complète mais donne des indications sur les niveaux de protection et de dépendance des régimes automatiques de chute de puissance contrôlée atteints grâce à la protection automatique. Le cas décrit fait également ressortir la dépendance vis-à-vis de l'opérateur et l'utilisation du système informatique pour évaluer les paramètres de sûreté.

- failure of pressure boundary in the core:
 - . single tube failure,
 - . multiple tube failure,
- failure of pressure boundary in accident localization system (ALS) rooms;
- turbo generator failure;
- coolant pump failure;
- fire;
- failure of power supply including station blackout;
- external events, aircraft crash, missile, flood.

These failures may occur singly or in combination. For example, the incident at Leningrad unit 1 in 1975 arose from a turbo generator fault that resulted in a distortion of the power shape following the power setback. The power shape distortion plus violation of operation rules led to failure on return to full power.

There are limits on radiation release that must not be violated. These have been interpreted as limits of parameters which must not be violated in the circumstances of one of the events above. These parameters include:

- fuel linear heat rate;
- dryout margin;
- fuel assembly power;
- local graphite temperature;
- operational reactivity margin;
- reactor power;
- rate of change of reactor power;
- pressure in the flow circuit including the steam drum;
- pressure in the reactor cavity.

3.2 *Protection, defence, alarms and indication*

The protection, defence, alarms and indication for the postulated initiating events are extensive and introduction for a single case is identified below. The number of measures already in place, like that of initiating events, is not complete but indicates the available protection and the dependence on the automatic power setback regimes provided by automatic protection. The case indicated also highlights the dependence on the operator and the use of the computer system to evaluate the safety parameters.

Excursion radiale de flux locale

protection & défense – Système de pilotage radial & AZ-6

alarme & indication – affichage mnémonique & système informatique marge d'assèchement et autres paramètres via l'informatique

4 Normes d'instrumentation et de contrôle-commande

L'architecture générale des systèmes de mesure, de commande et de protection mis en oeuvre sur les réacteurs RBMK est régie par les réglementations nationales appropriées, qui sont aujourd'hui les réglementations de l'ex-URSS :

- Norms for Nuclear Safety PBJa-RU-1974 ;
- General Safety Norm OPB-1982,

et les dernières versions :

- Norms for Nuclear Safety of the Russian Federation PBJa-Ru-1989 ;
- General Safety Norm of the Russian Federation OPB-1988.

Ces réglementations et les normes associées peuvent être complétées par l'AIEA et les normes internationales, dont celles de la CEI. Il est suggéré de faire ceci en commençant au niveau système, puis en descendant jusqu'au niveau détaillé de l'instrumentation. Les gains de sûreté ne seront pas directement quantifiables mais il est possible d'identifier un certain nombre de domaines pour lesquels les bénéfices seront cumulés, tels que :

- séparation ;
- pratiques de maintenance.

Il convient que les normes et directives de haut niveau proviennent des publications de l'AIEA relatives à la sûreté. Ainsi le document applicable au plus haut niveau est :

- AIEA 50-C-D (Rev 1) Code pour la sûreté des centrales nucléaires, conception,

complété par des guides de sûreté d'un niveau plus détaillé, comprenant en ce qui concerne l'instrumentation et le contrôle-commande les documents suivants :

- AIEA 50-SG-D3 Système de protection et dispositifs connexes dans les centrales nucléaires : guide de sûreté ;
- AIEA 50-SG-D8 Instrumentation et commande des centrales nucléaires : guide de sûreté.

A ces documents, on peut ajouter différentes publications techniques provenant des séries de rapports techniques et TECDOC de l'AIEA. On trouve également une expression des principes fondamentaux de sûreté dans la documentation de l'INSAG :

- INSAG-3 Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants ;
- INSAG-5 The Safety of Nuclear Power ;
- INSAG-7 The Chernobyl accident: Updating of INSAG 1.

Local flux excursion radial

protection & defence – Radial power control system & AZ-6

alarm & indication – mnemonic display & computer system Dryout Margin and other parameter via computer

4 Instrumentation and control standards

The general architecture of measurement, control and protection systems deployed on the RBMK reactors are governed by the appropriate national regulations. These are currently the following regulations of the former Soviet Union:

- Norms for Nuclear Safety PBJa-RU-1974;
- General Safety Norm OPB-1982.

and the latter versions:

- Norms for Nuclear Safety of the Russian Federation PBJa-Ru-1989;
- General Safety Norm of the Russian Federation OPB-1988.

These regulations and the accompanying standards can be supplemented by IAEA and international, including IEC, standards. It is proposed that this be done by starting at the system level and moving down to the detailed instrument level. The safety benefits will not be directly quantifiable, however, a number of areas where benefits will accrue can be identified. These include:

- segregation;
- maintenance practices.

The high level standards and guidance should come from the IAEA safety publications. Thus the relevant material is at the highest level, i.e.:

- IAEA 50-C-D (Rev 1) Code on the Safety of Nuclear Power Plants: Design

and supported by safety guides at the more detailed level which for instrumentation and control include:

- IAEA 50-SG-D3 Protection systems and related features in Nuclear Power Plants: A Safety Guide
- IAEA 50-SG-D8 Safety related instrumentation and control systems for Nuclear Power Plants: A Safety Guide

This material is supported by a range of technical publications in both the IAEA technical report and IAEA TECDOC series. There is also an expression of the fundamental safety principles given in the INSAG material:

- INSAG-3 Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants;
- INSAG-5 The Safety of Nuclear Power;
- INSAG-7 The Chernobyl accident: Updating of INSAG 1.

Les principes énoncés dans ces guides de haut niveau sont développés sous la forme de normes. Ces normes concernent le niveau système :

- classification des systèmes e.g. CEI 1226 ;
- séparation dans le système de protection e.g. CEI 709 ;
- matériels à double usage e.g. CEI 639 ;
- sources d'alimentation e.g. CEI 1225 et IEC 780 ;
- homologation antisismique e.g. CEI 980.

Elles sont complétées par des normes plus détaillées, dont certaines sont très anciennes, comprenant les principes généraux et caractéristiques de l'instrumentation des réacteurs nucléaires e.g. CEI 231A, CEI 231B et CEI 232.

Les normes relatives à la conception de la salle de commande e.g. CEI 964, CEI 965 et CEI 1227 et à la surveillance des rayonnements e.g. CEI 1031 ne sont pas prises en compte dans le contexte de ce rapport technique autrement que par leur impact sur les nouveaux systèmes.

4.1 *Qualité, maintenance et technologie informatique*

Les points essentiels des normes et directives qu'il convient de prendre en considération mais qui ne sont pas spécifiquement associés à un instrument ou un système de commande se trouvent dans les documents relatifs à :

- la qualité ;
- la maintenance du matériel ;
- l'utilisation de la technologie informatique.

4.1.1 *Qualité*

Le document de base pour la qualité est l'AIEA 50-C-QA.

Des informations complémentaires peuvent être trouvées dans les autres documents de la série et des recommandations très pratiques sur la mise en oeuvre et les audits sont données dans les documents suivants :

- AIEA Technical Report 237, Manual on Quality Assurance Programme Auditing ;
- AIEA Technical Report 301, Manual on Quality Assurance for Installation and Commissioning of Instrumentation, Control and Electrical Equipment in Nuclear Power Plants.

4.1.2 *Maintenance du matériel*

La maintenance et la conservation des enregistrements a souvent été soulignée comme un point important, voir par exemple AIEA TECDOC 694, 722 et le document relatif aux priorités. La plupart des textes sur le sujet de la maintenance peuvent être trouvés dans la série de documents de l'AIEA sur la qualité complétés par un rapport technique. Quelques documents-clés sont répertoriés ci-dessous :

- AIEA 50-C-O Sûreté de l'exploitation des centrales nucléaires, y compris les essais de mise en service et l'arrêt définitif : code de bonne pratique ;

The principles expressed in these high level guides are developed for use in the form of standards. These standards will now be identified at the system level, as follows:

- system classification e.g. IEC 1226;
- segregation in the protection system e.g. IEC 709;
- dual use of equipment e.g. IEC 639;
- power supplies e.g. IEC 1225 and IEC 780;
- seismic qualification e.g. IEC 980.

These are supported by more detailed standards, some of which are quite old, including general principles and characteristics of nuclear reactor instrumentation e.g. IEC 231A, IEC 231B & IEC 232.

Standards relating to control room design e.g. IEC 964, IEC 965 & IEC 1227 and radiation monitoring e.g. IEC 1031 are not considered in the context of this technical report other than in their impact on new systems.

4.1 *Quality, maintenance and computer based technology*

Key areas of standards and guidance that should be considered but that are not instrument or control system specific are the material relating to:

- quality;
- equipment maintenance;
- use of computer based technology.

4.1.1 *Quality*

The parent document for quality is IAEA 50-C-QA.

Further information is available in the remaining documents of the series and very practical guidance on the implementation and auditing is given in the following:

- IAEA Technical Report 237, Manual on Quality Assurance Programme Auditing;
- IAEA Technical Report 301, Manual on Quality Assurance for Installation and Commissioning of Instrumentation, Control and Electrical Equipment in Nuclear Power Plants.

4.1.2 *Equipment maintenance*

Maintenance and record keeping have been frequently indicated as areas of concern (see, for example, IAEA TECDOC 694, 722 and the priorities document). The majority of the material on the maintenance topic can be found in the IAEA code of practice and safety guides supported by technical reports. Some of the key documents are listed below:

- IAEA 50-C-O Safety in nuclear power plant operation, including commissioning and decommissioning: code of practice;

- AIEA 50-SG-O2 Inspection en servie des centrales nucléaires : guide de sûreté ;
- AIEA 50-SG-O8 Surveillance des constituants importants pour la sûreté dans les centrales nucléaires : guide de sûreté.

Des informations générales complémentaires sont données dans :

- AIEA Technical Report 268, Manual on Maintenance of Systems and Components Important to Safety.

Les éléments des normes relatifs à la maintenance et à la vérification sont généralement spécifiques à un instrument ou un matériel et font partie de la norme concernant l'instrument ou le matériel, ex. :

- CEI 737 Mesures de température en coeur ou dans l'enveloppe primaire des réacteurs nucléaires de puissance. Caractéristiques et méthodes d'essai.

Il existe cependant des normes très spécifiques ex.:

- CEI 1151 Instrumentation nucléaire – Amplificateurs et préamplificateurs utilisés dans les détecteurs de rayonnement ionisant – Méthodes d'essai.
- CEI 671 Essais périodiques et surveillance du système de protection des réacteurs nucléaires.

4.1.3 Utilisation de technologie informatique

L'utilisation de logiciels, particulièrement pour la protection primaire, est sujette à discussions quant aux moyens de déterminer ou de démontrer que le système répond à la fiabilité cible déclarée. Il convient de considérer la norme CEI 880 avec les rapports et TECDOC de l'AIEA qui sont particulièrement pertinents dans ce domaine. Nous attirons l'attention sur le fait que les documents suivants ont été ou sont sur le point d'être publiés :

- AIEA Technical Report 282, Manual on Quality Assurance for Computer ;
- AIEA Technical Report 367, Software Related to the Safety of Nuclear Power Plants ;
- AIEA TECDOC 808, Computerization of Operation and Maintenance for Nuclear Power Plants ;
- AIEA TECDOC, Verification and Validation of Software Related to NPP Control and Instrumentation.

Les normes essentielles relatives à l'utilisation des ordinateurs dans les systèmes nucléaires couvrent à la fois l'utilisation et la production de logiciel, i.e. CEI 643, CEI 880 et CEI 987.

Les projets pour compléter la CEI 880 sont en cours dans le sous-comité CEI SC 45A.

De plus, il existe un certain nombre de normes nationales qui peuvent apporter un soutien. Les documents suivants en sont des exemples représentatifs :

- IEEE 7-2.3.4 ;
- IEEE 1012.

Le matériel, et plus particulièrement celui qui est associé aux éléments d'entrée/sortie de toute technologie informatique, est également codifié. Ces codes se présentent généralement dans des formats prescriptifs, tels que montrés dans les normes ISO.

- IAEA 50-SG-O2 In Service Inspection for Nuclear Plants: A Safety Guide;
- IAEA 50-SG-O8 Surveillance of Items Important to Safety in Nuclear Power Plants: A Safety Guide.

General supporting information is available in:

- IAEA Technical Report 268, Manual on Maintenance of Systems and Components Important to Safety.

Standards material pertaining to testing and maintenance is usually expressed on an instrument or device specific basis as part of the standard for the instrument or device, e.g.:

- IEC 737 In core temperature of primary envelope temperature measurements in nuclear power reactors. Characteristics and test methods.

There are however some quite specific standards e.g.:

- IEC 1151 Nuclear Instrumentation – Amplifiers and preamplifiers used with detectors of ionizing radiation – Test procedures;
- IEC 671 Periodic tests and monitoring of the protection system of nuclear reactors.

4.1.3 Use of computer based technology

The use of software particularly for primary protection is the subject of much debate, as to how to determine or demonstrate the system meets its declared reliability target. IEC 880 should be considered with IAEA reports and TECDOCs which have significant value in this area. Attention is drawn to the following material that has been or is about to be published:

- IAEA Technical Report 282, Manual on Quality Assurance for Computer;
- IAEA Technical Report 367, Software Related to the Safety of Nuclear Power Plants;
- IAEA TECDOC 808, Computerization of Operation and Maintenance for Nuclear Power Plants;
- IAEA TECDOC, Verification and Validation of Software Related to NPP Control and Instrumentation.

The key standards relating to the use of computers in nuclear systems cover both the use of computers and the production of software, i.e. IEC 643, IEC 880 & IEC 987.

Projects to supplement the IEC 880 are in progress in the IEC sub-committee 45A.

In addition there are a number of national standards that are available to provide assistance. As typical example, see :

- IEEE 7-2.3.4;
- IEEE 1012.

The hardware, particularly that associated with the input / output elements of computer based technology, are also codified. These codes are generally in the form of prescriptive formats as exemplified by ISO standards.

4.2 Normes spécifiques des instruments

Les normes relatives aux instruments peuvent être traitées en deux parties, la première concernant le fonctionnement, les caractéristiques et les méthodes d'essai pour les capteurs et/ou l'électronique associée, et les normes relatives aux composants et matériaux utilisés pour construire les capteurs et/ou l'électronique. Ce qui suit ne concerne que le fonctionnement, les caractéristiques et méthodes d'essai pour les capteurs et/ou l'électronique associée. Les informations et les normes relatives aux classes de composants peuvent être trouvées dans le catalogue CEI des composants.

4.2.1 Instrumentation du flux

Parmi les normes relatives aux appareils de mesure du flux neutronique qui pourraient être utilisés dans les systèmes de surveillance et de protection des réacteurs nucléaires, on trouve la CEI 515, la CEI 568 et la CEI 1151.

De plus, on peut trouver des informations dans les normes de la CEI dont la CEI 293, CEI 293A, CEI 295, CEI 323, CEI 405, CEI 476, CEI 482, CEI 527, CEI 547, CEI 650, CEI 739.

4.2.2 Température

Les normes CEI concernant la mesure de la température comprennent la CEI 737, la CEI 911 et la CEI 1224.

4.2.3 Pression

Deux normes concernant la mesure de la pression sont la CEI 770 et la CEI 770-2.

Ces normes devront être complétées par des normes plus spécifiques sur les instruments qui peuvent être inspirées de documents relatifs à une centrale conventionnelle.

4.2.4 Débit

Il n'existe pas de norme CEI traitant spécifiquement de la mesure du débit. Il convient de rechercher d'autres normes, par exemple des normes nationales.

4.2.5 Niveau

Il existe des normes relatives à la mesure du niveau dans le pressuriseur des PWR : CEI 911 et du niveau dans le cœur des BWR : CEI 1343.

Ces normes ne sont pas directement applicables aux réacteurs RBMK. Elles présentent toutefois la plupart des questions techniques relatives à la mesure du niveau.

Elle sont de ce fait intéressantes et il convient de les prendre en compte quand on évalue le système pour mesurer le niveau de liquide dans les séparateurs de vapeur des réacteurs RBMK.

4.3 Autres normes

En pratique, il est courant pour les opérateurs de centrales nucléaires de disposer de normes spécifiques à une compagnie d'exploitation ou à une centrale permettant de répondre à des besoins spécifiques ou à des principes en matière d'exploitation qui soient propres à la centrale ou à la compagnie. Les normes contiennent souvent des informations très spécifiques qui assurent la compatibilité de matériels anciens et nouveaux et garantissent que les composants et les éléments mécaniques ne sont pas soumis à des contraintes excessives en cours d'exploitation normale.

4.2 *Instrument specific standards*

The standards relating to instruments can be considered in two parts, the material relating to the performance, characteristics and test methods for the sensors and/or related electronics and the standards relating to the components and materials used to construct the sensors and/or electronics. The material below relates only to the performance, characteristics and test methods for the sensor and/or related electronics. Information and standards relating to classes of components can be found in the IEC catalogue of components.

4.2.1 *Flux Instrumentation*

Standards pertaining to neutron flux measuring equipment that might be used in nuclear reactor protection and monitoring systems include IEC 515, IEC 568 and IEC 1151.

In addition, there is a range of material in IEC standards including IEC 293, IEC 293A, IEC 295, IEC 323, IEC 405, IEC 476, IEC 482, IEC 527, IEC 547, IEC 650, IEC 739.

4.2.2 *Temperature*

The IEC standards pertaining to temperature measurement include IEC 787, IEC 911 and IEC 1224.

4.2.3 *Pressure*

Two standards relating to pressure measurements are IEC 770 and IEC 770-2.

These standards will need to be supplemented by more specific instrument standards which can be drawn from material relating to conventional plant.

4.2.4 *Flow*

There are no specific IEC standards on flow measurement. Other standards should be sought, for example national standards.

4.2.5 *Level*

These are standards relating to measurement of the pressurizer level in the PWR: IEC 911, and of the level in the correct the BWR IEC 1343.

These standards are not directly applicable to the RBMK reactor. They do, however, present many of the technical issues relevant to level measurement.

Thus they will be of value, and should be considered when evaluating the system for measuring the liquid level in the steam separators of the RBMK reactors.

4.3 *Other standards*

It is in practice usual for nuclear power plant operators to have station or utility specific standards available to meet specific needs or principles of operation relevant to the plant or the company. The standards often contain important very specific material that ensures that old and new equipment are compatible and ensure that in the course of normal operation components and mechanical elements are not subjected to undue stress.

5 Systèmes informatiques de tranche

Les systèmes informatiques des centrales RBMK sont souvent appelés par le terme générique SKALA et il est recommandé d'utiliser ce terme avec précaution, celui-ci étant initialement utilisé pour décrire à la fois les systèmes informatiques et les écrans de visualisation. De plus, le système équivalent dans la centrale d'Ignalina de 1500 MW est appelé TITAN. Une partie du système informatique et surtout les postes d'affichage sont commandés directement depuis les instruments et non par le système informatique. Le système informatique fournit cependant des informations très importantes à l'opérateur. Le système SKALA original a été développé à la tranche 1 de Leningrad au cours de la période 1968-1973 et il existe quatre variantes principales en exploitation. Le système SKALA est décrit en détail dans l'annexe C et les principales fonctions et temps de réponse sont donnés dans le tableau 1. Le tableau 1 montre également les différences de fonctionnalité et de temps de réponse des quatre principales variantes des systèmes informatiques et les propositions pour le nouveau système informatique.

5.1 Le rôle des systèmes informatiques dans l'exploitation du RBMK

Le système de surveillance informatisé sur le RBMK donne à l'opérateur des informations sur le niveau de puissance, la distribution de puissance, les paramètres du processus, les pannes de matériels, les alarmes, etc. Une des fonctions essentielles du système informatique est de fournir des informations mises à jour et un guide à l'opérateur pour le contrôle de la distribution de puissance.

Le système collecte et traite les informations provenant de nombreux systèmes de mesure, dont :

- surveillance du débit de circulation de refroidissement à la fois pour le combustible et les barres de commande ;
- surveillance de la température de l'empilement de graphite et des structures métalliques ;
- contrôle de l'intégrité des canaux par mesure de la température et de l'humidité dans les gaz environnants ;
- système de surveillance de la distribution de puissance ;
- état du système de protection et de commande ;
- débit d'alimentation en eau ;
- niveau et pression du collecteur de vapeur.

La sûreté de l'exploitation de la centrale est très fortement dépendante de l'action de l'opérateur et l'opérateur est dépendant des informations transmises par l'ordinateur, c'est pourquoi le système informatique est un système important pour la sûreté. D'après les réglementations générales sur la sûreté des centrales nucléaires en Russie (OPB-88), les systèmes SKALA et TITAN sont classés de niveau 3H, ce qui correspond à un système de marche normale important pour la sûreté. Suivant l'AIEA-SG-D8, cette classification correspond à celle d'un "système lié à la sûreté".

5.2 Besoin d'amélioration des systèmes informatiques

Pour un certain nombre de raisons, les réacteurs RBMK nécessitent de nouveaux systèmes informatiques améliorés. Les raisons suivantes peuvent être invoquées :

- de nombreux ordinateurs en service sont obsolètes, ils ont près de 20 ans, et le plus ancien est entré en service en 1968 ;

5 Unit computer systems

The RBMK plant computer systems are often referred to by the generic term SKALA and care should be taken when using the term SKALA as it is used to describe both the information and the display systems. Further, the equivalent system on the 1500 MW Ignalina power plant is referred to as TITAN. Some of the information and particularly the display systems are driven directly from the instruments and not through the computer system. The computer system does however supply the operator with very important information. The original SKALA was developed at Leningrad unit 1 over the period 1968 - 1973 and there are currently four major variants in operation. The SKALA system is described in detail in annex C and the main functions and response times are given in table 1. Table 1 also shows the differences in functionality and time response of the four main variants of the computer systems and the proposals for the new information system.

5.1 *The role of the computer systems in RBMK operation*

The computer-based monitoring system in the RBMK provides the operator with information about the power level, power distribution, process parameters, equipment failures, alarms, etc. One essential function of the computer system is to provide updated information and guidance to the operator for the control of the power distribution.

The system collects and processes information from many measuring systems, including:

- channel coolant flow rate monitoring for both the fuel and control rod channels;
- temperature monitoring of the graphite stack and the metal structures;
- channel integrity monitoring using measurement of the temperature and humidity in the surrounding gas;
- power distribution monitoring system;
- status of the control and protection system;
- feed water flow rate;
- steam drum level and pressure.

The very heavy dependence on operator action for the safe operation of the plant and the dependence of the operator on the computer information result in the computer system being a system important to safety. The general regulations on the provision of safety at nuclear power plants in Russia (OPB-88) classify the SKALA and TITAN systems as systems of grade 3H, i.e. abnormal operation system important to safety. This classification according to IAEA-SG-D8 corresponds to that of a "safety-related" system.

5.2 *The need for improved information systems*

The need for new, improved information systems for the RBMK reactors arises for a number of reasons. These include the following:

- many of the current computers are obsolete. They are about 20 years old, the first going into service in 1968;

- les systèmes sont surchargés, ce qui conduit à des pertes d'informations vitales et des retards de mise à jour d'informations importantes ;
- les systèmes peuvent difficilement être améliorés et il est évident qu'un certain nombre d'améliorations sont possibles et pourraient aider à l'exploitation sûre et économique des réacteurs.

Les possibilités d'amélioration du système en termes de performance et d'interface homme-machine sont illustrées par l'amélioration significative apportée en terme d'information de l'opérateur par la mise en place d'un PC à Smolensk III. Si les ordinateurs des systèmes SKALA et/ou TITAN étaient remplacés par exemple par des machines modernes 32 bits telles que des stations de travail ou même de gros serveurs PC, d'autres améliorations seraient alors possibles telles que :

- l'approximation actuellement appliquée au niveau des algorithmes pourrait être supprimée et des algorithmes plus précis pourraient être utilisés. Par exemple, il serait possible de passer à des neutroniques 2D ou 3D ;
- de nouvelles fonctions pourraient être introduites pour étendre le fonctionnement des systèmes de détection de fuite ou de rupture de gaine ;
- des fonctions nouvelles ou améliorées pourraient être mises en place pour permettre une mise en garde précoce en fonction de conditions pouvant conduire à un incident.

Les arguments en faveur de l'amélioration des systèmes informatiques sur les réacteurs RBMK, à savoir SKALA et TITAN, sont nombreux.

Le document AIEA TECDOC 694 est un bref examen de la sûreté des centrales nucléaires RBMK et indique que les systèmes SKALA sont surchargés et ont actuellement un temps de cycle lent ; par exemple la mise à jour de la distribution de puissance interne et de la marge d'assèchement est effectuée toutes les 5 min à 15 min. Le rapport recommande fortement que la puissance de calcul du système SKALA soit augmentée afin de permettre des mises à jour de l'état du réacteur plus fréquentes que l'intervalle actuel de 5 min. Il est noté sur le rapport que la sûreté de la centrale est fortement dépendante des actions de l'opérateur.

Les missions de l'ASSET ont également noté que l'opérateur est fortement dépendant du système SKALA et des informations limitées transmises à l'opérateur en régime permanent et particulièrement en régime transitoire. On a suggéré que ces problèmes pouvaient être significativement améliorés par une mise à niveau du système en utilisant les méthodes avancées. Il a été admis que des améliorations supplémentaires étaient possibles si des ordinateurs plus puissants étaient installés.

5.3 *Etat d'avancement à ce jour*

Des mesures d'amélioration des systèmes de traitement de données sur les réacteurs RBMK ont déjà été prises.

Tout d'abord, lors du développement du système TITAN pour les réacteurs d'Ignalina, il a été possible d'introduire des systèmes informatiques du marché, des transferts automatiques des points de consignes aux systèmes de signalisation et l'introduction d'écrans couleurs permettant la représentation 2D et 3D des courbes de puissance et de température.

La mesure suivante a été l'installation d'un dispositif de transfert de données à Smolensk III qui a permis de traiter les données brutes sur un ordinateur auxiliaire, un PC dans la salle de commande. Ce système dépend encore du SKALA original pour la collecte et le traitement des données, aussi la mise à jour des informations est-elle encore d'environ 1 min pour de nombreux paramètres.

Concernant les travaux d'améliorations effectués à Leningrad, SKALA-M a été introduit à Leningrad I et Leningrad II. Ces deux systèmes utilisent des processeurs Intel mais utilisent encore dans SKALA-M les matériels d'acquisition de données d'origine de SKALA, tandis que de nouveaux matériels d'acquisition de données seront utilisés pour Kursk V.

- the systems are overloaded leading to loss of vital information and delays in updating important information;
- the systems have little scope for expansion and it is apparent that a number of improvements are possible which would assist in the safe economic operation of the reactors.

The scope for improvement of the system in terms of performance and man-machine interface is apparent from the significant improvement in operator information that has been achieved by the introduction of an PC at Smolensk III. Should the current SKALA and/or TITAN computers be replaced by modern 32-bit machines such as workstations or even large PC servers then there is scope for additional system enhancements. These enhancements include the following:

- the current approximation in the algorithms could be removed and more accurate algorithms employed. For example, one might move from the use of 2D to 3D neutronics;
- new functions could be introduced to extend the performance of the leakage and failed fuel detection systems;
- new and enhanced functions could be introduced, to provide an early warning conditions leading to unwanted events.

There is considerable support for improving the data systems on the RBMK reactors i.e. SKALA and TITAN.

The material in IAEA TECDOC 694 is a brief safety review of RBMK NPP and indicates that the SKALA systems are overloaded and currently have a slow cycle time, for example the update of in-core power distribution and dryout margin is only every 5 min to 15 min. The report strongly recommend that the computing power of the SKALA system be increased to enable more frequent updates of the reactor status than the current 5 min interval. It is noted in the report that there is a heavy dependence on operator actions to ensure plant safety.

The ASSET missions also noted the heavy reliance of the operator on the SKALA system and the limited information provided to the operator in steady state and particularly transient conditions. It was suggested that matters could be significantly improved by a system upgrade using the advanced methods. It was recognized that additional enhancements would be possible should more powerful computers be installed.

5.3 Progress to date

There have already been significant steps in upgrading of the data processing systems on the RBMK reactors.

First, the development of the TITAN system for the Ignalina reactors saw the introduction of commercial computer systems, some automatic transfer for warning setpoints to the indication systems and the introduction of colour VDU displays for 2D and 3D imaging of the power and temperature profiles.

The next step was the addition of a data transfer facility at Smolensk III which allowed the raw data to be processed by an auxiliary PC in the control room. This system still relies on the original SKALA for data collection and processing, so consequently the data update is still about 1 min for many parameters.

The upgrade exercises at Leningrad have seen the introduction of SKALA-M at Leningrad I and Leningrad II. Both systems use Intel processors but the original SKALA data collection equipment in SKALA-M while new data collection equipment will be used for Kursk V.

L'addition de fonctions SPDS dans la tranche 2 de Kursk et leur installation future dans d'autres RBMK affichera les paramètres de sûreté d'une manière fiable et opportune. Le nouveau système d'acquisition de données fournira des données mises à jour toutes les 2 s.

5.4 *Domaine d'application du remplacement*

Un certain nombre de décisions importantes doivent être prises pour le choix de l'approche de mise à jour des systèmes SKALA. La première de ces décisions est peut-être de déterminer le domaine d'application du nouveau système et par conséquent de l'interface des nouveaux matériels électroniques avec les appareils existants. Pour cela, des schémas de flux des données et des informations complètes sont nécessaires ainsi que la description des circuits. Il apparaît clairement, d'après les descriptions des systèmes jointes en annexes, que les matériels d'acquisition de données alimentent d'autres systèmes que les ordinateurs, par exemple les signaux d'avertissement et la plupart des écrans de visualisation sont commandés directement depuis les niveaux inférieurs du système SKALA. Ceci indique que le meilleur moyen de remplacer l'ordinateur serait éventuellement de prendre les sorties des systèmes d'acquisition de données existants et de les utiliser comme entrées pour les nouveaux ordinateurs. Il faut noter que, dans cette approche, le temps de réponse de l'actuel système d'acquisition SKALA sera un facteur limitatif et empêchera d'améliorer les temps de réponse indiqués dans le tableau 1. La décision de remplacer le matériel d'acquisition de données a été prise pour Kursk V et cela peut devenir l'approche préférentielle recommandée pour la mise à jour complète d'une centrale. Le remplacement de ce matériel deviendra clairement indispensable en raison de son obsolescence et également si la durée de vie de la centrale est prolongée. Le deuxième point-clé est la présentation des images et la mesure dans laquelle les terminaux de visualisation ou les écrans existants sont utilisés. Une fois encore, les travaux d'amélioration déjà effectués indiqueraient que l'utilisation de terminaux de visualisation est préférée.

L'actuelle implémentation des fonctions SPDS à Kursk 2 et leur future installation dans d'autres RBMK offre une autre approche du remplacement du calculateur de tranche grâce à laquelle un système d'acquisition de données dédié fonctionnant en parallèle avec l'acquisition des données du calculateur de tranche existant fournit en temps opportun l'affichage des paramètres de sûreté. Cette approche va dans le sens du besoin d'améliorer la sûreté des RBMK sans remplacer totalement le calculateur de tranche. Cette approche est une première étape significative dans le remplacement du calculateur de tranche.

Il est clair que pour la détermination du format des entrées et des affichages, il existe un nombre de normes CEI tout à fait appropriées qu'il convient d'appliquer. Les normes relatives à l'utilisation de technologie informatique et la production de logiciel sont spécifiées à l'article 4.

Les propositions d'amélioration des commandes automatiques et de la protection contre des événements tels qu'une distorsion de la distribution de puissance interne ou une perte de réfrigérant dans un seul canal sont traitées séparément des améliorations du système informatique. Cette distinction est faite sachant que pour être efficaces, les systèmes remplissant les fonctions de commande et de protection doivent pouvoir déplacer les barres de commande. Ces systèmes sont donc d'un niveau de sûreté nettement plus élevé que celui du système informatique relatif à la sûreté, en effet ces systèmes se trouvent dans la classe critique pour la sûreté. Ces questions sont discutées dans les articles 7 et 8.

5.5 *Spécifications fonctionnelles du nouveau système informatique*

Les fonctions essentielles requises pour le système informatique sont répertoriées ci-après avec le temps de cycle d'exécution améliorés correspondants. Dans certains cas, la même fonction se trouve dans le système SKALA mais un algorithme plus performant est employé.

The addition of SPDS functions at Kursk unit 2 and future implementation at other RBMKs will provide timely and reliable display of safety parameters. New data acquisition system will provide data update every 2 s.

5.4 *Scope of replacement*

There are a number of important decisions to be made in selecting the approach to updating the SKALA systems. Perhaps the first of these decisions is to determine the scope of the new system and consequently the interface for the new electronics with existing equipment. In order to do this, full information and data flow diagrams are required along with circuit descriptions. It is clear from the system descriptions given in the annexes that the data collection equipment feeds systems other than the computers, for example the warnings and most of the displays are driven directly from the lower levels of the SKALA system. This implies that computer replacement might be best achieved by initially taking the output from the current data collection system and using it as the input to the new computers. It must be noted that in this approach the response time of the existing SKALA data acquisition will be limiting and prevent meeting the upgrade response times suggested in table 1. The decision to replace the data collection equipment has been adopted for Kursk V and this may be the preferred approach for a full station upgrade. The replacement of this equipment will clearly become necessary because of obsolescence and will be necessary if the station life is to be extended. The second key item is the format presentation and the extent to which VDUs or existing displays are used. Here again the upgrade work already completed would appear to indicate that the introduction of VDUs is preferred.

The present implementation of SPDS functions at Kursk unit 2 and future implementation at other RBMKs provides another approach to unit computer replacement whereby a dedicated data acquisition system operating in parallel with the existing unit computer data acquisition provides timely display of safety parameters. This approach, while not a total replacement of the unit computer, supports the need to improve RBMK safety. This approach is a significant first step in the replacement of the unit computer.

It is clear that in determining the form of both the input and the displays; there are a number of very appropriate IEC standards that should be applied. The standards relating to the use of computer technology and the production of the software are identified in clause 4.

The proposals made for improved automatic control and protection to defend against events such as distortion of the core power distribution and single channel loss of cooling are dealt with separately from the improvements to the information system. Since to be effective, the systems performing the control and protection functions must be able to move the control rods. The system grade is thus considerably higher than that of the information system which is safety related, indeed the systems would appear to fall into the safety critical classification. These questions are discussed in clauses 7 and 8.

5.5 *Functional requirements of the new computer system*

The key functions which are required for the computer system are listed below along with the improved cycle times for execution. In a number of cases, the same function is present as in SKALA but an improved algorithm is employed.

**Tableau 1 – Fonctions principales des systèmes informatiques unitaires actuels
et prévus et temps de réponse correspondants**

Réacteur et système informatique Fonction	RBMK-1000, Système SKALA	RBMK-1000, Système amélioré
1) Signalisation d'un écart de distribution de puissance par rapport au seuil dans les canaux équipés de capteurs à l'intérieur du cœur	1 s	1 s
2) Transmission automatique des valeurs des seuils de l'ordinateur au système de signalisation	n.d. *	5 s
3) Calculs neutroniques bidimensionnels de la distribution de puissance (en géométrie x-y) pour la restitution de la distribution de puissance	7 jours	<5 s
4) Reconstitution bidimensionnelle de la distribution de puissance (en géométrie x-y)	5 min - 25 min	5 s
5) Reconstruction de la répartition axiale de flux aux emplacements des capteurs internes axiaux	5 min - 25 min	< 1 s
6) Calculs neutroniques tridimensionnels de la distribution de puissance (en géométrie x-y) pour la restitution de la distribution de puissance	n.d.	5 s
7) Reconstruction de la distribution de puissance tridimensionnelle dans tous les assemblages combustibles	n.d.	5 s
8) Diagnostic des signaux provenant des capteurs internes, des indicateurs de position de barre de commande, des mesures des débitmètres et de température du graphite, des calculs des neutroniques	5 min - 25 min	5 s
9) Calcul et signalisation de déséquilibre axial de puissance au niveau des emplacements des capteurs internes au cœur	n.d.	<1 s
10) Contrôle automatique d'isolement de capteur interne	n.d.	2 h
11) Calcul des marges d'assèchement et de température du graphite	5 min - 25 min	5 s
12) Calcul de la fiabilité thermique du cœur	5 min - 25 min	5 s
13) Calcul des valeurs courantes et prédites des coefficients de réactivité et de sous-criticité d'arrêt	n.d.	5 s
14) Mesure de la sous-criticité d'arrêt et de sa vitesse de variation	n.d.	5 s
15) Evaluation de l'erreur sur la restitution de la distribution de puissance pour chaque assemblage combustible	5 min - 25 min	5 s
16) Calcul de la marge de réactivité pour les barres de commande insérées	<5 min	5 s
* n.d. : non disponible.		

Table 1 – The main functions of the current and planned unit computer systems and the associated response time

Reactor and UCS		RBMK-1000, SKALA system	RBMK-1000, upgraded UCS
Function			
1)	Signals for deviated power distribution as compared with the setpoint value in the channels where in-core detectors are installed	1 s	1 s
2)	Automatic transmission of the setpoint values from the computer to the indication system	N/A *	5 s
3)	Two dimensional neutronic calculations of power distribution (in x-y geometry) for power distribution reconstruction	7 days	<5 s
4)	Two dimensional reconstruction of power distribution (in x-y geometry)	5 min-25 min	5 s
5)	Reconstruction of axial flux distribution at the points of axial in-core detector location	5 min-25 min	< 1 s
6)	Three-dimensional neutronic calculations of power distribution (in x-y geometry) for reconstructing power distribution	N/A	5 s
7)	Reconstruction of three-dimensional power distribution in all fuel assemblies	N/A	5 s
8)	Diagnosis of signals from in-core detectors, control rod position indicators, flow meters and graphite temperature measurements, results of neutronic calculations	5 min-25 min	5 s
9)	Calculation and indication of axial offset deviations at the points of axial in-core detector location	N/A	<1 s
10)	Automatic check of in-core detector insulation resistance	N/A	2 h
11)	Calculation of dryout and graphite temperature margins	5 min-25 min	5 s
12)	Calculation of the current thermal reliability of the core	5 min-25 min	5 s
13)	Calculation of the current values and prediction of reactivity coefficients and shutdown subcriticality	N/A	5 s
14)	Measurement of the shutdown subcriticality and the rate of its variation	N/A	5 s
15)	Assessment of the error of power distribution reconstruction for each fuel assembly	5 min-25 min	5 s
16)	Calculation of reactivity margin for inserted control rods in axial in-core detector locations	<5 min	5 s
* N/A: not available.			

Tableau 1 (suite)

Réacteur et système informatique Fonction	RBMK-1000, Système SKALA	RBMK-1000, Système amélioré
17) Recommandations relatives aux signaux des détecteurs internes pour le réglage des seuils de déclenchement des systèmes préventifs de protection / arrêt d'urgence	n.d. *	5 s
18) Enregistrement de l'historique et de la séquence accidentelle		
19) Recommandations à l'opérateur du réacteur concernant la surveillance de la distribution de puissance	n.d.	5 s
20) Enregistrement des caractéristiques les plus importantes pendant le quart	n.d.	8 h
21) Diagnostic des composants du circuit primaire	n.d.	5 s
22) Diagnostic complexe du réacteur basé sur les indications des instruments existant et des systèmes de diagnostic additionnels, avec génération de signaux de protection	n.d.	5 s
23) Commande automatique numérique de la position des barres au cours de la mise en service et de l'exploitation	n.d.	<1 s
24) Surveillance du niveau et de la densité du réfrigérant pendant et après des accidents de dimensionnement.	n.d.	<1 s
25) Surveillance des données caractéristiques de stabilité	n.d.	5 s
26) Surveillance des éléments de structure du coeur et enregistrement de l'historique des conditions de fonctionnement.	n.d.	8 h
27) Méthode alternative de calcul des paramètres internes importants pour la sûreté	n.d.	<1 s
* n.d. : non disponible		

Les commentaires généraux suivants sont faits sur ces fonctions :

- Il est nécessaire de transmettre l'indication de la position de l'assemblage combustible depuis la machine de rechargement jusqu'au système informatique, afin de permettre la reconstitution des paramètres distribués pendant le rechargement du combustible. L'opération de chargement et déchargement du combustible au cours du rechargement dure environ 14 min. Ceci implique la mise à jour toutes les 10 s à 20 s.
- Il est nécessaire de transmettre automatiquement au système informatique les données relatives au type de nouvel assemblage combustible installé et la localisation de la campagne de renouvellement du combustible.
- Il est souhaitable d'introduire des méthodes supplémentaires de surveillance des paramètres internes distribués importants pour la sûreté. Une des actions les plus importantes est de mettre en place le calcul en ligne du coefficient de la marge d'assèchement, c'est à dire le coefficient d'échange calorifique.
- Il faut s'assurer que tous les paramètres importants pour la sûreté soient surveillés et enregistrés pour analyse post-accidentelle.

Table 1 (continued)

Reactor and UCS Function	RBMK-1000, SKALA system	RBMK-1000, upgraded UCS
17) Recommendations for in-core detector signals as regards adjusting the setpoints of preventive protection/ scram systems	N/A *	5 s
18) Recording of the history and the accident sequence		
19) Recommendations to reactor operator as to the control of power distribution	N/A	5 s
20) Recording of most important characteristics for the process during the shift	N/A	8 h
21) Diagnosis of the primary circuit components	N/A	5 s
22) Complex reactor diagnosis based on the readings of existing instrumentation and additional diagnosis systems, with generation of protection signals	N/A	5 s
23) Digital automatic control of rod positions during start-up and power operation	N/A	<1 s
24) Monitoring of the core coolant level/density during design-basis and beyond design-basis accidents.	N/A	<1 s
25) Monitoring of stability characteristics	N/A	5 s
26) Monitoring the core structure and logging the history of environmental conditions.	N/A	8 h
27) Alternative method of calculation in-core parameters important for the safety	N/A	<1 s
* N/A: not available.		

The following general comments are made on the functions.

- a) It is necessary to transmit the fuel assembly position signal from the refuelling machine to the information system. In order to enable fast reconstruction of the in-core distributed parameters during fuel reloading, the refuelling operation for fuel assembly motion both in and out is about 14 min. This implies that an update is required every 10 s to 20 s at the very minimum.
- b) It is necessary to provide data automatically to the information system about the type of new assembly that is being installed and the location of the refuelling operation.
- c) It is desirable to introduce additional methods of monitoring distributed in-core parameters important to the safety. One of the most important tasks is to provide an on-line calculation of the dryout margin coefficient, i.e. the coefficient to the heat transfer crisis.
- d) It is necessary to ensure that all important safety parameters are monitored and logged for post-accident analysis.

- e) Il est souhaitable d'introduire un certain degré de surveillance croisée des fonctions afin de permettre le diagnostic du fonctionnement du coeur et des appareils pour la protection, le contrôle et la surveillance du coeur utilisé. Ces dispositifs nécessiteront impérativement des systèmes de pointe qui devront être introduits dans le cadre d'une stratégie d'amélioration par étapes.
- f) Il est clairement nécessaire d'enregistrer les paramètres relatifs à l'état des éléments du coeur et associés à la durée de vie du réacteur, tels que l'interstice entre le tube de force et le graphite.
- g) Il serait très avantageux de pouvoir échanger automatiquement des informations entre le système SKALA, le système de détection de rupture de gaine et le système de détection de fuite du canal de combustible.
- h) Il pourrait être possible de réduire les erreurs de calcul des paramètres distribués en utilisant un programme de calcul nodal en 3D de la distribution de puissance plutôt que les méthodes semi-empiriques utilisées actuellement pour la correction en ligne. Ces dernières sont encore nécessaires en raison de la faible rapidité des calculs neutroniques de la distribution de puissance.
- i) Il serait souhaitable de pouvoir suivre en ligne les effets en réactivité et leurs conséquences sur les composants internes, il serait alors possible de faire de prédire les variations de réactivité.
- j) Il faudra prendre en compte l'importance des variables en terme de sûreté pour la conception et la définition des priorités des processus, ainsi il est recommandé que les variables utilisées pour les fonctions de sûreté ou non du système SKALA soient découplées afin de répondre à la norme CEI 639.
- k) Il est recommandé de revoir l'interface homme-machine dans la salle de commande principale de façon à ce qu'elle réponde aux prescriptions telles que celles de la norme CEI 964 et de ses suppléments, CEI 1227, CEI 1772 et CEI 1771. Ceci permettra de garantir que les informations et les procédures d'exploitation ont une présentation optimale pour supporter les opérateurs dans leur travail.

Il est proposé que le système SKALA soit amélioré afin de remplir toutes les fonctions existantes avec des intervalles de temps réduits et que des fonctions supplémentaires soient ajoutées pour améliorer la sûreté des réacteurs RBMK. Des détails sont donnés dans le tableau 1.

5.6 Réalisation

Il convient d'envisager un développement en deux étapes. En premier lieu, des actions à court terme sont recommandées, de façon à :

- développer et mettre en place un nouveau niveau supérieur pour le système SKALA sur des stations de travail modernes qualifiées par la pratique industrielle ;
- créer un nouveau système en réseau local ;
- développer une interface spéciale entre le premier niveau du système SKALA et le nouveau matériel.

En second lieu, à long terme, il est proposé de :

- développer un système support à l'opérateur, intégré au système informatique de tranche amélioré ;

- e) It is desirable to introduce a degree of cross-monitoring of the functions to allow diagnostics of the performance of the core and the equipment used for core monitoring, control and protection. These systems will necessarily require advanced systems that will have to be introduced as part of an incremental upgrade strategy.
- f) There is a clear need to record parameters relating to the state of the core components associated with the reactor life e.g. the gap between the pressure tube and the graphite moderator.
- g) Considerable benefit should be possible if automatic information exchange between the SKALA system, the fuel failure monitoring system and the fuel channel leakage monitoring systems is introduced.
- h) Errors in the calculation of distributed parameters could be reduced by using nodal 3D power distribution calculation rather than the current semi-empirical methods for the on-line correction. The latter are currently necessary because of the low speed of the neutronic calculations of the power distribution.
- i) It would be beneficial to provide some on-line monitoring capability for reactivity effects and the consequences on core components. Such a facility should also be able to make predictions of reactivity changes.
- j) The design and prioritization of the processes will need to take account of the safety significance of the function; thus process variables used for the safety and the non-safety functions of the SKALA system should be decoupled to fulfil IEC 639.
- k) The man-machine interface (MMI) in the main control room should be redesigned in such a way, that requirements, such as those in IEC 964 and its supplements, IEC 1227, IEC 1772, IEC 1771 are met. This will help ensure that the information and operating procedures are presented in a manner that supports the operators task in an optimal way.

It is proposed that the upgraded SKALA system will perform all existing functions with reduced time intervals and additional functions will be added to enhance the safety of RBMK reactors. Details are given in table 1.

5.6 Implementation

A two-stage development should be considered. First short- term actions are recommended; in order to:

- develop and implement a new upper level of the SKALA system using modern workstations with industrial qualification;
- realize a new system as a local area network;
- develop a special interface between first level of the SKALA system and new equipment.

Second, in the long term, action is proposed in order to:

- develop an operator support systems as a part of the upgraded unit computer system;

- envisager la faisabilité et planifier une mise à jour complète du système informatique de la tranche pour toutes les centrales nucléaires RBMK.

6 Système d'arrêt du réacteur diversifié

Il y a un risque d'incident critique instantané si des défaillances sur plusieurs tubes se produisent dans un réacteur à tubes de force avec un coefficient de réactivité positif. Donc, il est important d'avoir des systèmes diversifiés pour l'arrêt rapide du réacteur dans le cas de réacteurs de type RBMK, CANDU.

6.1 Généralités

L'analyse de solutions techniques particulières pour les systèmes de mise à l'arrêt des réacteurs RBMK montre dans certains cas que les prescriptions de diversité et de différence entre les deux systèmes existants BAZ et AZ-1 ne sont pas complètement remplies (voir AIEA TECDOC 722 pour la tranche 3 de la centrale de Smolensk et le projet AIEA sur les systèmes d'arrêt des réacteurs RBMK fév. 1994). La comparaison des dispositifs d'arrêt du RBMK avec ceux des autres types de réacteurs permet de montrer que la situation est comparable à celle des centrales à réacteur de type CANDU.

Les règlements relatifs aux systèmes d'arrêt pour les centrales à réacteurs CANDU comportent les points importants suivants :

- tous les réacteurs CANDU sont équipés de deux systèmes d'arrêt à action rapide indépendants et différents ;
- chaque système d'arrêt fonctionne indépendamment et peut assurer que le réacteur est maintenu sous-critique de façon certaine ;
- chaque système d'arrêt doit être conçu de telle façon qu'il puisse être actionné manuellement depuis la salle de commande. Il doit être également possible de commander chaque système d'arrêt depuis un emplacement à distance de la salle de commande principale ;
- un système d'arrêt ne doit jamais être intentionnellement mis hors service lorsqu'il y a du combustible dans le réacteur sauf si le réacteur est dans un état d'arrêt garanti.

Ces prescriptions et d'autres, doivent être prises en compte pour l'acceptation d'un système d'arrêt supplémentaire pour les réacteurs RBMK. La nécessité d'un système d'arrêt diversifié pour les réacteurs RBMK est également la conséquence de « l'examen de sûreté des RBMK » financé en partie par la CEC, la Suède, la Finlande et le Canada. La deuxième priorité pour les améliorations techniques recommandées est « qu'un système d'arrêt complètement diversifié, capable de maintenir la sous-criticité du réacteur à long terme, soit développé et installé sur toutes les tranches RBMK ». Une des carences du système de protection et de commande (CPS) existant est le fait qu'une défaillance du système de refroidissement du CPS conduise à un apport de réactivité inacceptable.

Sur la base de ces recommandations formulées dans le document AIEA TECDOC 694, une étude a été effectuée au RDIPE à Moscou en plusieurs étapes :

- conformité des systèmes d'arrêt aux principes de sûreté et de fiabilité (6.2) ;
- étude de faisabilité pour un système d'arrêt diversifié (DSS) (6.3) ;
- amélioration des actionneurs des CPS afin de diminuer l'effet de dénoyage du canal ;
- développement d'une structure générale du DSS semblable à celle proposée sur la figure 1 ;
- développement d'actionneurs du DSS de conception modulaire pour action rapide (6.4).

Les avantages attendus après la mise en place du DSS sont récapitulés en 6.5 et les étapes de réalisation du DSS sont formulées en 6.6.

- consider feasibility and plan a full upgrade of the unit computer system at all RBMK.

6 A diverse system of reactor shutdown

There is a risk of prompt criticality incidents if multiple tubes rupture would occur at a pressure tube reactor (PTR) with positive reactivity coefficient. Therefore it is important to have diverse systems for fast reactor shutdown with this type of reactor, RBMK, CANDU.

6.1 Background

Analysis of particular engineering solutions on RBMK Shutdown Systems shows that in some cases the requirement for independency and diversity of the two existing systems BAZ and AZ-1 are not completely met (see IAEA TECDOC 722 for Smolensk NPP Unit - 3 and the IAEA DRAFT Report on RBMK Shutdown Systems Feb. 1994). Comparing RBMK situation with other reactor types specially in connection with shutdown means, it can be shown that comparable situation is available in case of CANDU-NPP.

Regulations for shutdown systems for CANDU include the following important points:

- all CANDU reactors are equipped with two independent and diverse fast acting shutdown systems;
- each shutdown system acts alone and can ensure that the reactor is rendered subcritical and is maintained subcritical;
- the design shall be such that each shutdown system can be actuated manually from the control room. It shall also be possible to manually initiate the shutdown system action for each shutdown system from a location remote from the main control room;
- a shutdown system shall not be intentionally made unavailable at any time when there is fuel in the reactor except when the reactor is in an approved guaranteed shutdown state.

These and other requirements have to be taken into account in accepting a diverse shutdown system for RBMK-reactors. The necessity of a diverse shutdown system for the RBMK reactor is also a result of the "RBMK Safety Review" which was partly funded by CEC, Sweden, Finland and Canada. The second priority in the RBMK safety review recommendations for engineering improvements is "That a fully diverse shutdown system able to maintain long-term subcriticality of the reactor, should be developed and installed on all RBMK units". One deficiency of the available control and protection system (CPS) is the fact that a failure of the CPS cooling system leads to an unallowable insertion of high reactivity.

Based on the recommendations formulated in IAEA TECDOC 694 a study was carried out in RDIPE-Moscow which included several steps as:

- conformity of shutdown systems to reliability and safety principles (6.2);
- feasibility study for a diverse shutdown system (DSS) (6.3);
- improvement of CPS actuators for decreasing the effect of channel dewatering;
- development of general system structure of DSS similar to the proposal given in figure 1;
- development of DSS actuators of Module Design for fast acting part (6.4).

A summary of the benefits expected after introducing DSS is given in 6.5 and DSS realization steps are formulated in 6.6.

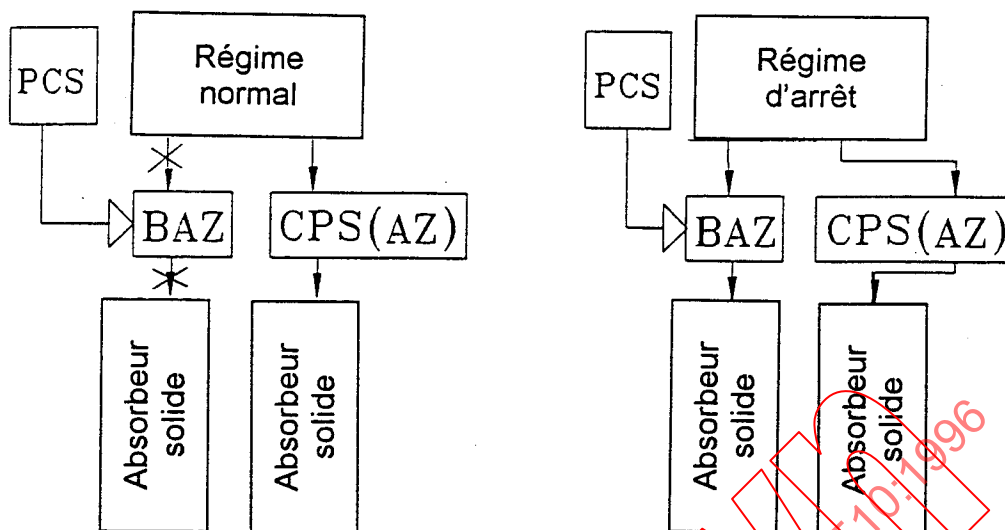


Figure 1 a – Système principal

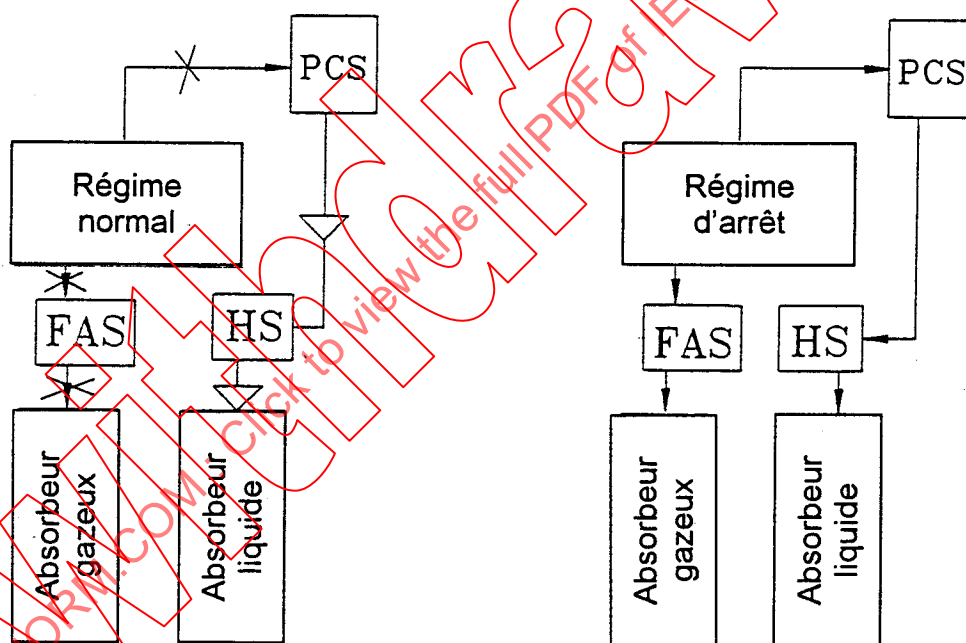


Figure 1 b – Système supplémentaire indépendant

- AZ: protection d'urgence
- BAZ: protection d'urgence à action rapide
- CPS: système de protection et de commande
- FAS: système à action rapide
- HS: système de rétention
- PCS: système de circuit pneumatique

Figure 1 – Structures des systèmes d'arrêt

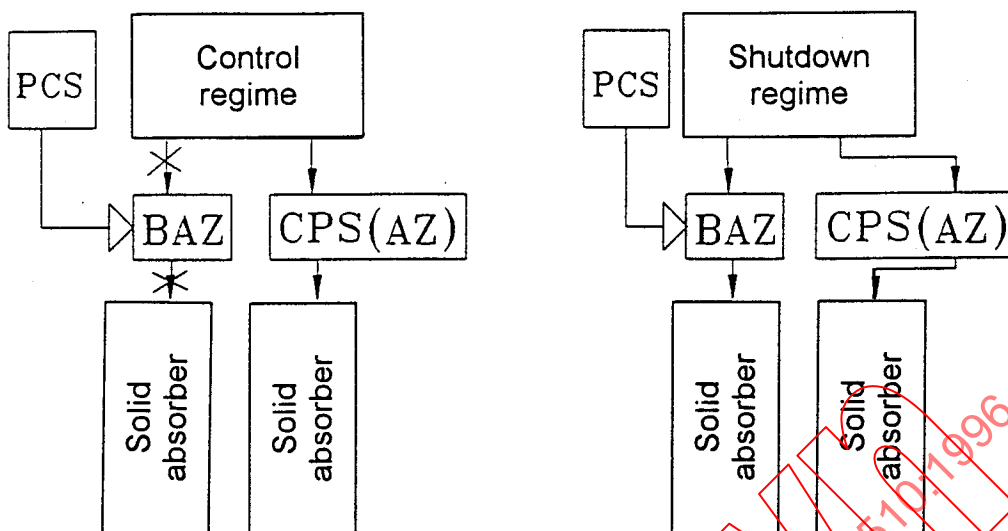


Figure 1 a – Principal system

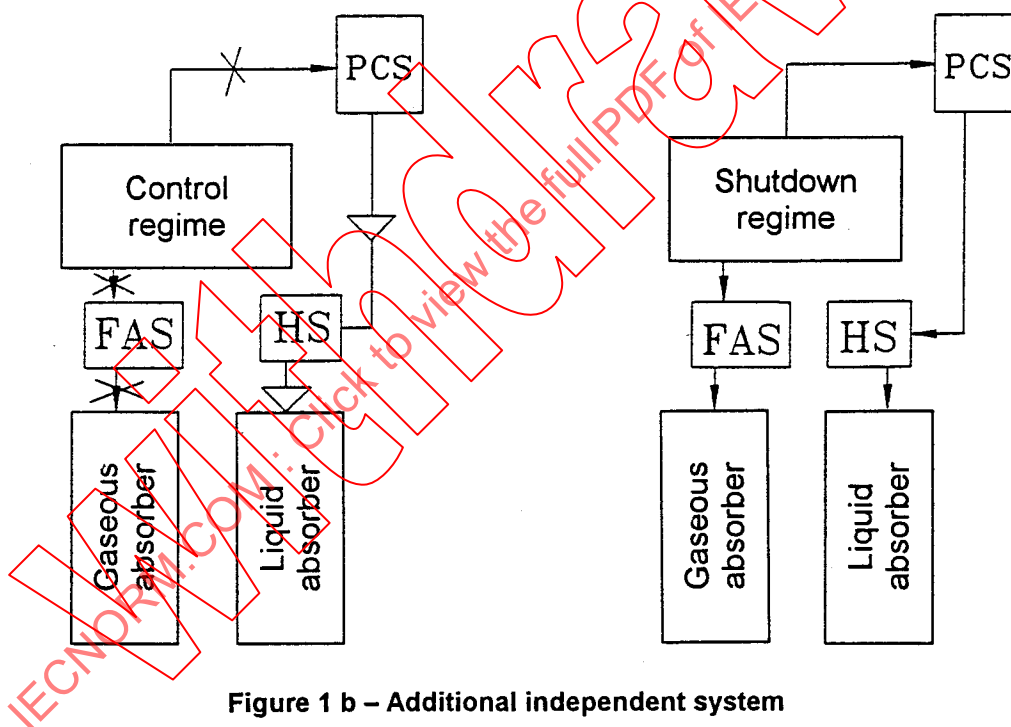


Figure 1 b – Additional independent system

AZ: emergency protection
 BAZ: fast acting emergency protection
 CPS: control and protection system
 FAS: fast acting system
 HS: holding system
 PCS: pneumatic circuit system

Figure 1 – Shutdown system structures

6.2 Conformité des systèmes d'arrêt aux principes de sûreté et de fiabilité

Après l'accident de Tchernobyl (1986), un système d'arrêt à action rapide a été installé sur tous les réacteurs RBMK. Les différents niveaux de protection existants sont donnés dans le tableau suivant :

Tableau 2 – Modes d'arrêt du réacteur

Mode	Caractéristiques résumées
BAZ	Mise à l'arrêt rapide. 24 barres BAZ sont insérées en 2,5 s, les autres barres en 12 s - 14 s
AZ-1	Mise à l'arrêt automatique. Les barres BAZ sont insérées en 7 s, les autres en 12 s - 14 s
AZ-4	Diminution automatique de la puissance à 60 % de la puissance nominale
AZ-3	Diminution automatique de la puissance à 50 % de la puissance nominale

Les actionneurs de BAZ et AZ-1 sont commandés par les barres.

Tous les actionneurs BAZ fonctionnent dans les modes de protection d'urgence

L'analyse préliminaire du système d'arrêt utilisé menée par le RDIPE a mis en évidence les déficiences suivantes :

- il n'y pas d'autre système d'arrêt complètement indépendant (par ses fonctions et son emplacement) ;
- en cas de panne du système d'arrêt principal, il n'y pas de dispositif de commande du réacteur suffisant, spécialement en cas de grosse perturbation ;
- il n'y a pas redondance complète. Seuls quelques actionneurs sont redondants; il est souhaitable d'obtenir la redondance pour tous les composants du système ;
- le principe de diversification n'est pas appliqué ;
- le système est accessible et peut être endommagé (délibérément ou par inadvertance).

On effectuera une analyse complète du système d'arrêt par rapport aux principes de sûreté suivants, identifiés dans les normes mentionnées à l'article 3 :

- sûreté en cas de défaillance (y compris une défaillance du système) ;
- redondance (pour l'ensemble du système et ses composants) ;
- indépendance (des fonctions et des emplacements) ;
- diversité (des sous-systèmes de commande et d'actionnement) ;
- défense en profondeur ;
- possibilité de contrôler la fiabilité et l'état de marche ;

6.2 Conformity of shutdown systems to reliability and safety principles

After the Chernobyl accident (1986) a fast acting shutdown system was introduced on all RBMK reactors. The different levels of protection now available are summarized in the following table:

Table 2 – Modes of reactor shutdown

Mode	Short characteristics
BAZ	Rapid shutdown. 24 BAZ rods insert in 2,5 s, other rods in 12 s to 14 s
AZ-1	Automatic shutdown. BAZ rods insert in 7 s, others in 12 s to 14 s
AZ-4	Automatic power reduction to 60 % nominal power
AZ-3	Automatic power reduction to 50 % nominal power

BAZ and AZ-1 actuators are rod-driven.

All BAZ actuators are working in the emergency protection modes.

Preliminary analysis of the operating shutdown system carried out by RDIPE has shown the following deficiencies:

- there is no other fully independent (by function and placement) shutdown system available;
- in case of system failure of the main shutdown system, there is not enough control means of the reactor specially in case of big disturbances;
- there is no full redundancy. Only several actuators are redundant; it is desirable to have redundancy in all system components;
- diversity principle is not realized;
- the system is accessible and can be damaged (deliberately or inadvertently).

A comprehensive analysis of the shutdown system with respect to the following safety principles which have been identified from the standards reported in clause 3 will be performed:

- fail safety (including system failure);
- redundancy (for the whole system and for its elements);
- independence (in functions and placement);
- diversity (in actuating and control subsystems);
- defence in-depth;
- possibility to monitor reliability and actuation;

- essai en mode d'exploitation normale ;
- sûreté intrinsèque, auto-protection et passivité ;
- dédié à un seul objectif (fonction unique) ;
- protection contre le sabotage ;
- modularité et simplicité ;
- localisation des matériels ;
- utilisation sans risque et interaction conviviale ;
- complétude des actions.

La conformité aux principes répertoriés ci-dessus sera vérifiée pour :

- l'ensemble du système d'arrêt (BAZ et AZ) ;
- les parties des systèmes d'exploitation normaux associées à l'arrêt sûr du réacteur ;
- les sous-systèmes des CPS et des systèmes d'arrêt : exécutifs, responsables de l'actionnement, du contrôle, de la surveillance et des diagnostics et de l'alimentation.

On identifiera les composants non conformes aux prescriptions.

6.3 Etude de faisabilité d'un système d'arrêt diversifié (DSS)

Si un événement conduit à une perte d'eau du canal du système de protection et de commande (CPS), il se produira un apport de réactivité de 4 β à 5 β . Dans ce cas, les trois signaux d'avertissement sont déclenchés (niveau, pression et débit) et en raison de la lenteur de la perte d'eau (environ 1 min), il reste du temps pour le fonctionnement du système de protection d'urgence à action rapide (BAZ).

Cependant, l'avertissement et l'action ne sont valides que dans le cas d'une perte d'eau des CPS mais ils ne sont pas fiables s'il se produit une entrée d'air dans la boucle des CPS.

Depuis que le BAZ est utilisé en exploitation (5 ans à ce jour), quatre autres problèmes concernant l'hydrogène, les dégagements radioactifs, l'irradiation par écoulement et la chimie de l'eau ont été pris en considération.

- a) Avant la mise en oeuvre du BAZ il était autorisé d'avoir une teneur volumique de 1 % à 2 % en hydrogène dans les soufflures. Après l'introduction de BAZ, une teneur en hydrogène de 4 % à 5 % était tolérée. Les cinq années d'expérience avec le BAZ ont montré qu'en fait cette valeur ne dépassait pas 2 % à 3 % (occasionnellement, elle a atteint 5 %).
- b) La mise en place du BAZ peut également augmenter la quantité de substances radioactives mais, dans certaines tranches, pratiquement aucun dégagement n'a été enregistré.
- c) L'irradiation observée dans la salle de commande était normale lorsque la barre était complètement insérée et sa valeur ne devenait anormale qu'en cas d'arrêt d'urgence ou de coupure de la barre.
- d) Un changement de la qualité de l'eau (pH, etc.) n'affecte pas le fonctionnement du circuit du CPS. Cependant, la consommation de garniture du filtre augmente légèrement dans ce cas.

- testing under the standard operational mode;
- inherent safety, self-protection and passivity;
- dedication to single aim (one-purpose operation);
- protection from sabotage;
- module-based and simplicity;
- location of equipment;
- harmless operation and friendly interaction;
- completeness of the actions.

The conformity of the above-mentioned principles will be checked with respect to:

- the whole shutdown system (BAZ and AZ);
- the parts of normal operation systems relevant to safety reactor shutdown;
- the subsystems of CPS and shutdown systems are executive, responsible for actuation, control, monitoring-diagnostics and supply.

The components which do not comply with the requirements will be identified.

6.3 Feasibility study for a diverse shutdown system (DSS)

In case of an event which leads to a loss of water from the control and protection system channel (CPS) reactivity insertion of 4 β to 5 β will occur. In this case, there are three warning signals (level, pressure, and flow rate) and, due to the slow rate of loss of water (about 1 min), there will be some time left for operation of the fast-acting emergency protection system (BAZ).

However, both warning and action are valid only in case of CPS loss of water but they cannot be relied upon if there is an air ingress into the CPS loop.

During the operational experience with the BAZ (5 years now) four additional problems with respect to hydrogen, radioactive release, streaming irradiation and water chemistry were considered.

- a) Before the implementation of BAZ it was allowed to have 1 % - 2 % hydrogen content by volume in the gas cavities. When the BAZ was introduced, a 4 % - 5 % of hydrogen content was permitted. In the five years operation, the value of hydrogen content did not exceed 2 % - 3 % on a regular basis (it has occasionally risen up to 5 %).
- b) BAZ introduction can also increase the amount of radioactive material, but in some units no release was practically recorded.
- c) Streaming of irradiation into the reactor hall was found to be normal when the rod was fully inserted but its value became abnormal in case of emergency outage or cutting of the rod.
- d) Changing the water quality (pH, etc.) does not effect the performance of CPS circuit. However, filter packing consumption increased a little.

Ceci démontre que tous les problèmes initialement prévus à la suite de l'installation de BAZ ont été résolus.

Le RDIPE a les améliorations possibles du système BAZ indiquées ci-dessous :

- augmentation du nombre de barres du BAZ de 24 à 36, afin d'augmenter l'efficacité du système CPS ;
- utilisation de barres de commande spéciales avec déplaceur à gaz et canal de refroidissement pelliculaire (voir figure 2). Le refroidissement de l'actionneur du CPS par une pellicule d'eau réduira considérablement les effets d'une perte d'eau de la boucle CPS.

De telles propositions peuvent être utiles pour améliorer le système d'arrêt existant, mais il est nécessaire de prendre en compte d'autres conceptions pour répondre au principe de diversité. Le RDIPE a proposé deux possibilités pour un système d'arrêt diversifié.

- a) Insérer directement l'absorbeur dans le volume du canal du CPS.
- b) Insérer des modules Ampoul, qui doivent être basés sur des travaux de développement, de validation et de recherche confirmés.

6.4 Développement d'actionneurs de système d'arrêt diversifiés de conception modulaire

Le système d'arrêt du RBMK diversifié proposé est conçu selon un principe modulaire décrit en figure 3. L'actionneur du DSS (80 mm de diamètre) peuvent être installés à l'intérieur de n'importe quel canal de refroidissement. Ils peuvent occuper un certain nombre de cellules du coeur de différents types tels que CPS, PDSA ou FC, et contiennent tous les éléments structuraux du système : exécution, commande, contrôle, surveillance, support et maintenance.

Le dispositif de commande proposé est un module de conception tubulaire (diamètre externe - 80 mm, hauteur - 20 mm) installé dans les canaux de refroidissement du coeur (FC, CPS). Ce module comporte l'ensemble des composants nécessaires :

- organe(s) de commande (hauteur 8 m à 16 m) ;
- réservoir d'absorbeur (hauteur 7 m à 8 m) ;
- dispositifs d'arrêt à air comprimé (hauteur 0,5 m à 7 m) ;
- dispositif de démarrage de la rétention (RSF) (hauteur 0,5 m) ;
- canal pour les actionneurs et dispositifs de génération des signaux d'urgence (hauteur 16 m à 20 m, diamètre 10 mm à 20 mm) ;
- bouchon de protection (contre les radiations) ;
- supports de montage pour les détecteurs de surveillance d'état dans le RSF.

Le module est conçu pour utiliser un absorbeur de fluide de type gazeux, liquide ou granulaire (sable). Ces absorbeurs sont en cours de développement et de validation au RDIPE en Russie. Le dispositif de rétention doit être équipé de dispositifs d'arrêt pneumatiques, de détecteurs de surveillance d'état (capteurs de pression), de connexions d'alimentation électrique externe. Les paramètres et caractéristiques en vraie grandeur seront déterminées et vérifiées.

This shows that the problems initially expected on the introduction of the BAZ system are resolved.

RDIPe proposed the following possibilities to improve the BAZ system:

- increase the number of BAZ rods from 24 to 36 which will lead to an efficiency increase of the CPS system;
- use the special control rods with a gaseous displacer and film cooling channel (see figure 2). Water film cooling of CPS actuator will decrease considerably the effect of loss of water from the CPS-loop.

Such proposals can be helpful to improve the available shutdown system but in order to realize the diversity principle, it is necessary to account for other designs. Two possibilities are proposed by RDIPe for a diverse shutdown system.

- a) Provide absorber insertion directly into the volume of CPS channel.
- b) Insertion of Ampoul modules which are to be based on development, validation, proven investigations.

6.4 Development of diverse shutdown system actuators of module design

The RBMK diverse shutdown system is designed on a module principle which is shown in figure 3. The DSS actuators (80 mm in diameter) can be installed inside any coolant channel. They can occupy a number of core cells from different types like CPS, PDSA or FC, and incorporates all structural components of the system, i.e. executing, actuating, controlling, monitoring, supporting, maintaining.

Developing of an actuator which represents a module of a tubular design (external diameter - 80 mm, height - 20 m) could be installed in the core cooling channels (FC, CPS). This module will incorporate all components to be developed for the module which are:

- operating element (s) (height 8 m to 16 m);
- absorber reservoir (height 7 m to 8 m);
- pneumatic catches (height 0,5 m to 7 m);
- retention startup facility (RSF) (height 0,5 m);
- channel for emergency signal generation devices and actuators (height 16 m to 20 m, diameter 10 mm to 20 mm);
- shielding plug (against radiation);
- mounting seats for state monitoring detectors in the RSF.

The module is designed to use an absorber of the fluid type such as gas, liquid or granular (sand) type. These absorbers are under development and validation in RDIPe, Russia. The retaining startup device should be equipped with electric-magnetic-pneumatic catches, state monitoring detectors (pressure gauges), connections for external power supply. The full-scale parameters and characteristics will be determined and demonstrated.

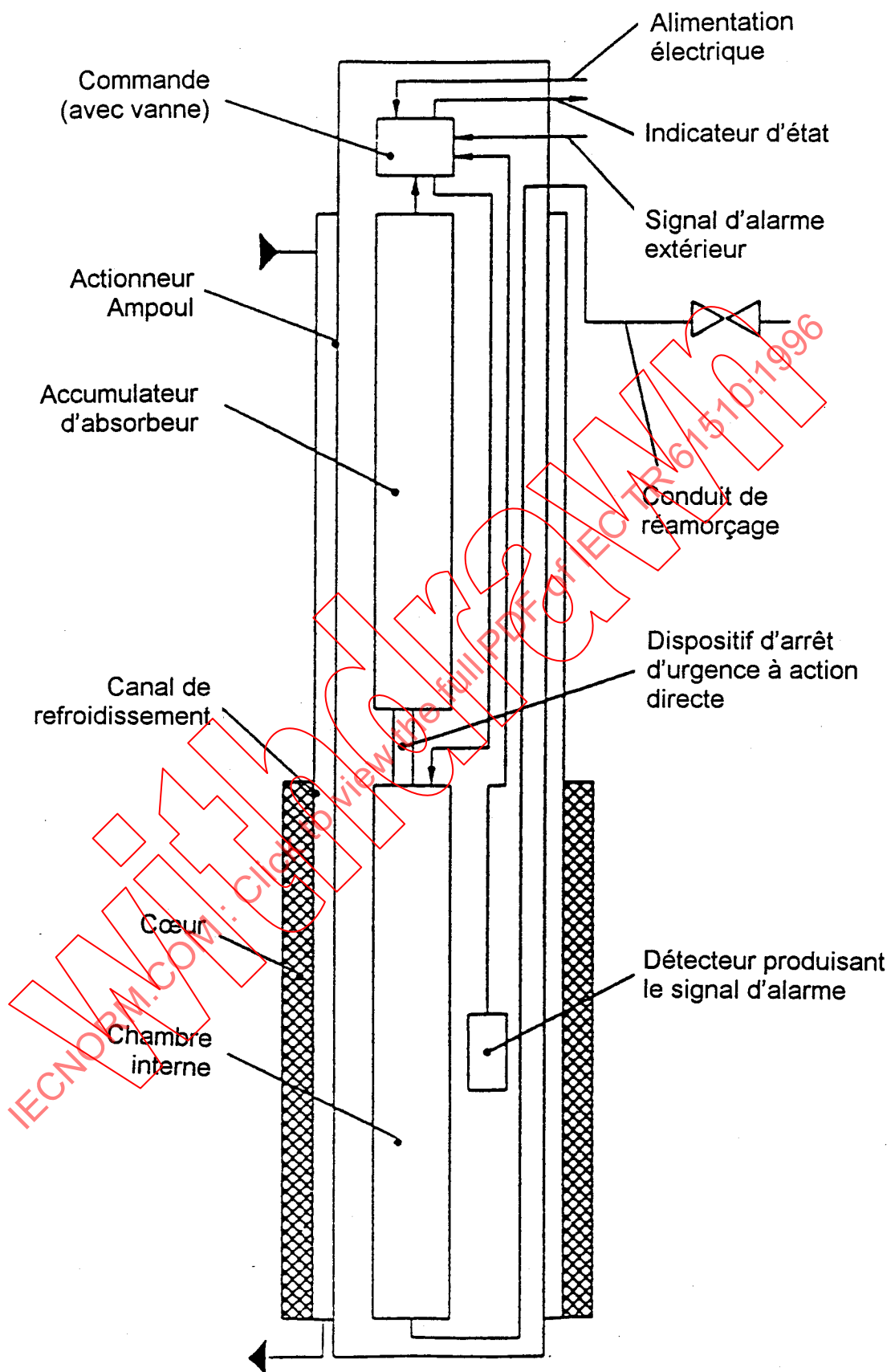


Figure 2 – Système d'arrêt d'urgence à action rapide

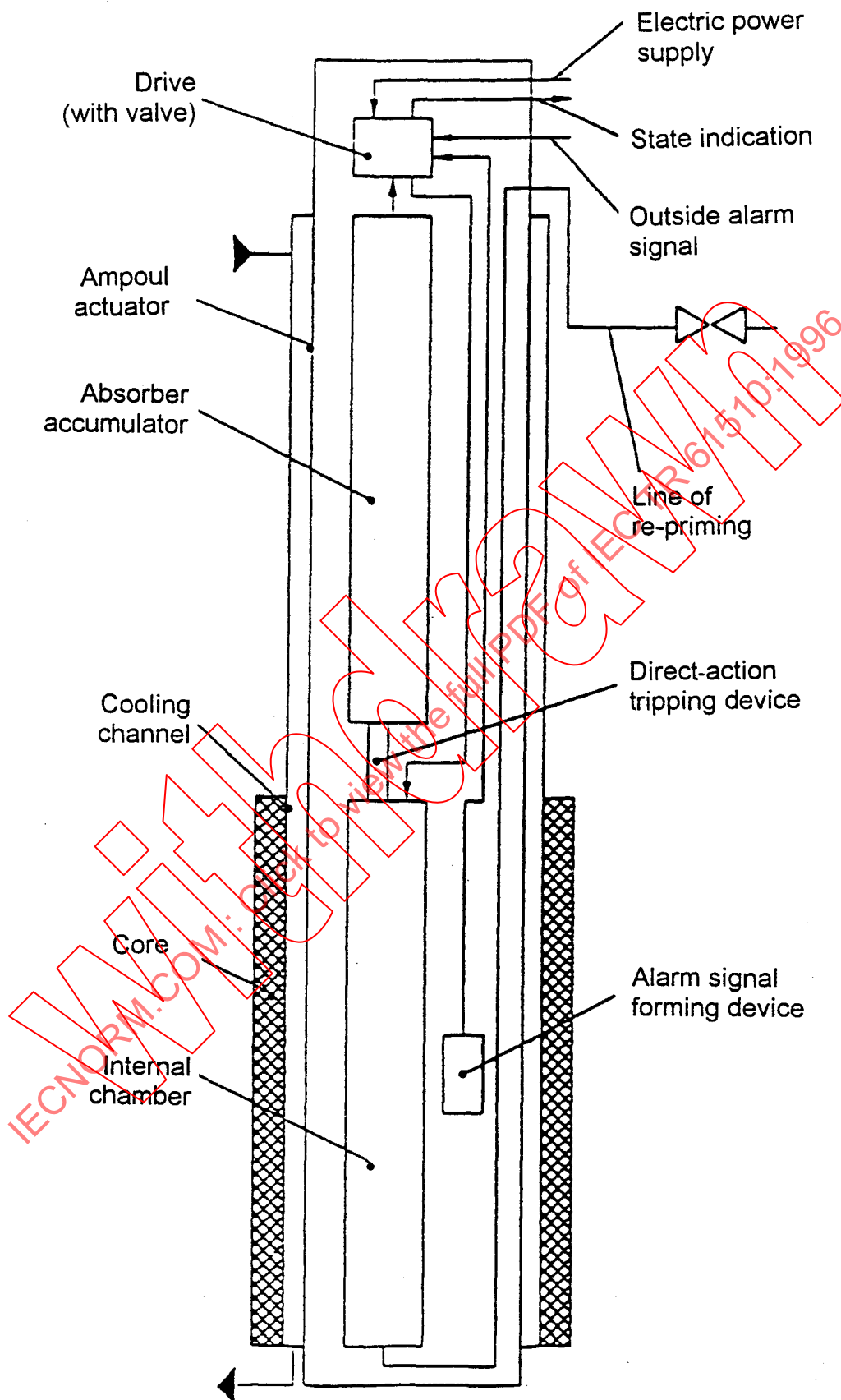


Figure 2 – Fast-acting scram system

6.5 *Apports attendus pour la mise à l'arrêt du réacteur*

Les experts du RBMK estiment que le système diversifié avec les systèmes d'arrêt déjà en exploitation doivent répondre à tous les principes de fiabilité et sûreté grâce à :

- une plus grande défense en profondeur, présentant plus de fiabilité, pour compenser l'effet de l'insertion d'air dans la chaîne de pilotage ;
- un développement et une validation d'une structure de système échelonnée (i.e. par actionnements successifs) : système d'arrêt par barre (AZ) ; à action rapide (BAZ) ; indépendant ;
- un développement d'un système pas à pas pour la mise en forme des signaux d'alarme : tous signaux d'alarme menant à l'arrêt ; les signaux d'alarme indiquant des situations particulièrement dangereuses ; les signaux d'alarme après une défaillance du système d'arrêt (partie du CPS) ; les signaux d'alarme en cas de déconnexion générale du système ;
- une application complète du principe de diversification : introduction du système d'arrêt gazeux basé sur des approches non conventionnelles utilisées pour les actionneurs, les appareils de surveillance et de commande, les matériels de diagnostic et auxiliaires ;
- une application des principes de passivité, auto-protection et protection contre le sabotage aux différents systèmes d'arrêt et à l'ensemble constitué par AZ, BAZ et DSS, grâce à la mise en oeuvre de dispositifs modulaires intégrés pour la génération des signaux d'alarme et les dispositifs à action directe ;
- un raccourcissement du temps d'actionnement de 12 s à 14 s pour AZ-1 et de 2 s à 2,5 s pour BAZ à 1 s à 1,5 s pour le système d'arrêt supplémentaire.

6.6 *Etapes de réalisation du système d'arrêt diversifié*

L'analyse préliminaire effectuée au RDIPE décrite en 6.1 et les résultats des travaux de la CEC et de ses partenaires ont démontré le besoin d'améliorer le système d'arrêt existant et d'ajouter un système d'arrêt diversifié pour tous les réacteurs RBMK.

Le système d'arrêt diversifié est fortement recommandé. Sa procédure de mise en oeuvre doit comporter les étapes suivantes :

- analyse approfondie décrite en 6.2 ;
- calcul de la puissance et de la réactivité du coeur avec les nouveaux actionneurs de barres DSS retirés et complètement insérés ainsi que des phénomènes de réactivité transitoires au cours du démarrage et de l'arrêt ;
- détails décrivant la facilité d'installation et les coûts en homme-rem au cours de la rénovation comme indiqué dans le projet de rapport AIEA sur les systèmes d'arrêt des RBMK (février 1994) ;
- comparaison du système DSS-Ampoul décrit en 6.4, avec un système similaire au deuxième système utilisé dans les réacteurs CANDU, BWR et AGR, particulièrement en ce qui concerne le coût et le temps nécessaire pour la réalisation ;
- étude de la possibilité d'actionner manuellement les deux systèmes d'arrêt ensemble depuis la salle de commande et depuis un lieu de commande supplémentaire conformément à la CEI 965 (comme la salle de commande d'urgence à Smolensk-3).

6.5 *Benefits expected for reactor shutdown*

It is stated by the RBMK experts that the diverse system together with already operating shutdown systems shall meet all several reliability and safety principles through:

- more reliable and greater defence in depth to compensate for the effect of entry of air into the control channel;
- development and validation of echeloning system structure (i.e. successive actuation): rod driven (AZ); fast-acting (BAZ); diverse shutdown system;
- development of a step-by-step system for shaping the alarm signals: any alarm signals leading to shutdown; alarm signals testifying about especially dangerous situations; alarm signals after failure of the shutdown system (part of CPS); alarm signals in case of overall system disconnection;
- complete use of the diversity principle: introduction of the gaseous shutdown system based on unconventional approaches used in actuators, control and monitoring devices, diagnostic and supporting equipment;
- use of the passivity, self-protection and sabotage protection principles at the diverse shutdown system and in the whole complex of AZ, BAZ and DSS by application of modular integrated devices for alarm signals formation and direct-acting devices;
- shortening of actuation time from 12 s to 14 s (AZ-1) and 2 s to 2,5 s (BAZ) to 1 s to 1,5 s for the diverse shutdown system.

6.6 *Diverse shutdown system realization steps*

The preliminary analysis carried out in RDIPE as explained in 6.1 and the results of the CEC and associates work have shown the need for the improvement of the available shutdown system and the addition of a diverse shutdown system to all operating RBMK reactors.

The diverse shutdown system is highly recommended. Its realization procedure have to account for the following steps:

- the comprehensive analysis described in 6.2;
- calculation of core power and reactivity with the new DSS rods actuators withdrawn and fully inserted as well as transient reactivity effects during startup and shutdown;
- details describing ease of installations and man-rem expenditures during backfitting as mentioned in the IAEA draft report on RBMK shutdown system (Feb. 1994);
- comparison between the DSS-Ampoul system described in 6.4, with a system similar to the 2 s shutdown system in CANDU, BWR and AGR reactors specially in connection with the time needed for implementation and cost;
- investigation of the possibility of actuating both shutdown systems manually from the control room and from a supplementary control point in accordance with IEC 965 (like emergency control room in Smolensk-3).

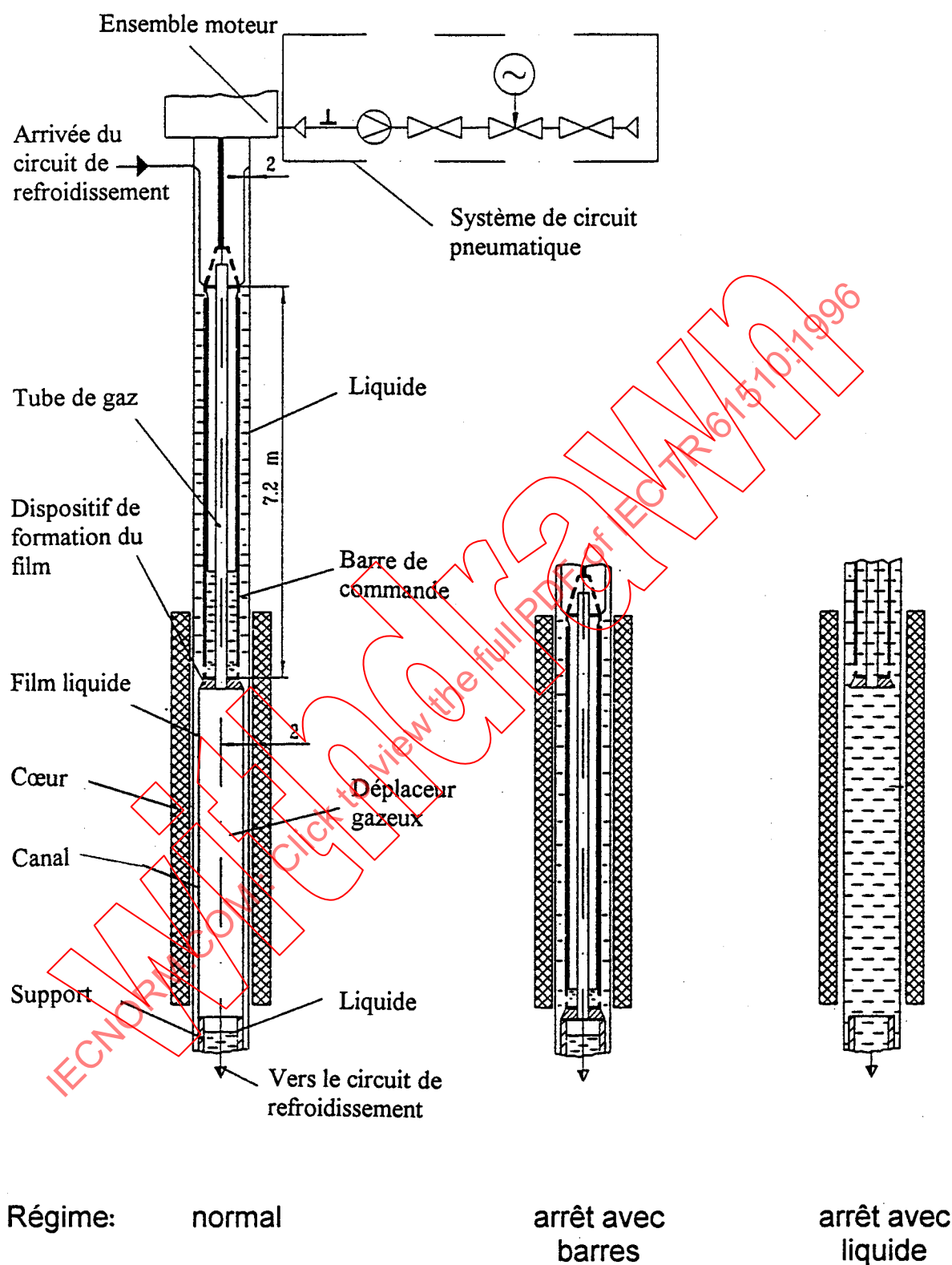


Figure 3 – Système de rétention indépendant

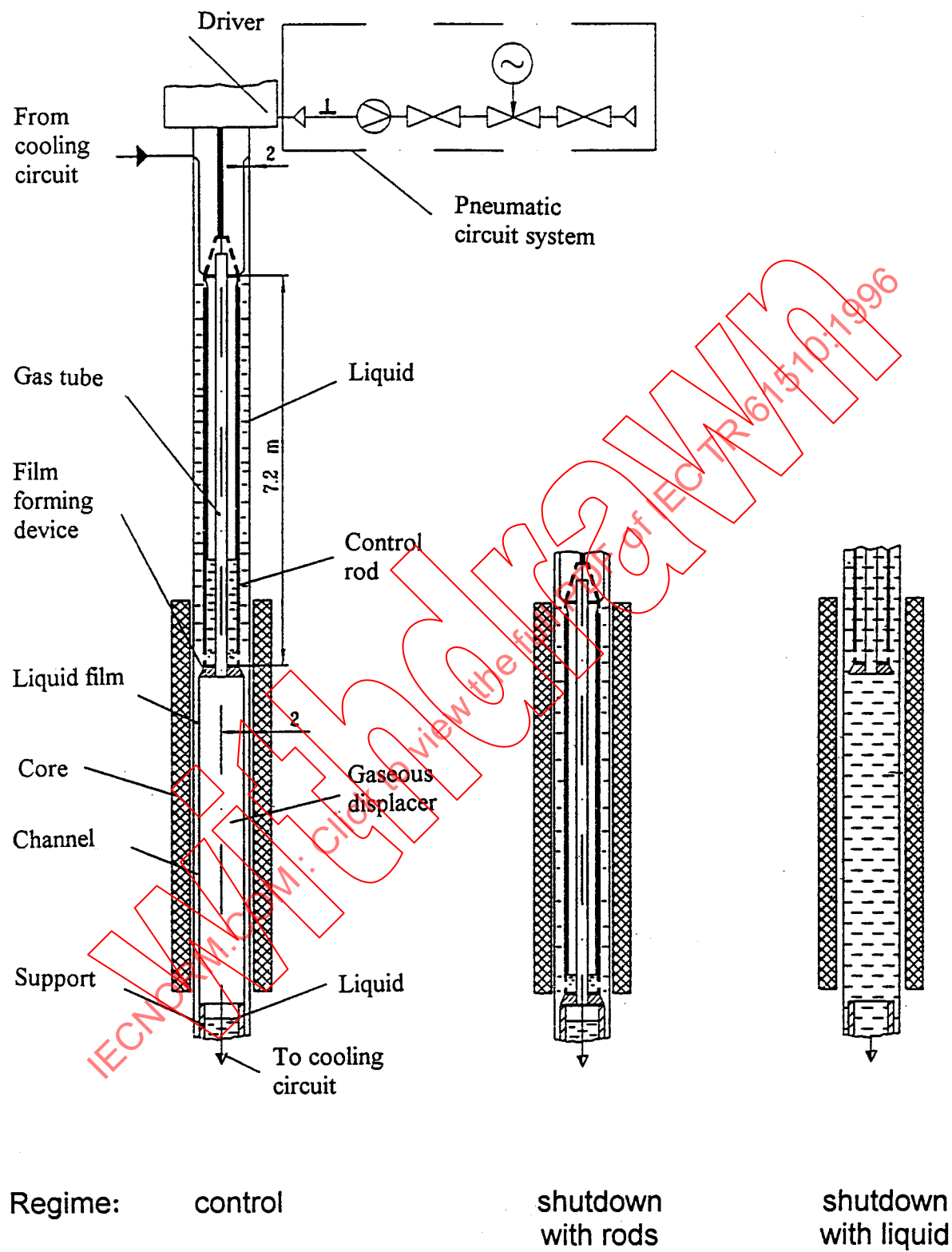


Figure 3 – Independent holding system

7 Contrôle et protection du canal de refroidissement

7.1 Dispositions de sûreté relatives au réacteur à canaux

Une disposition de sûreté difficile à appliquer sur les réacteurs à canaux est la protection mono-canal, qui est particulièrement nécessaire si l'analyse de sûreté montre la possibilité de propagation d'un accident. La protection mono-canal doit être prise en considération pour un nombre surprenant de types de réacteurs, dont les suivants :

- réacteurs Rapides combustible enveloppé ;
- VVER combustible enveloppé ;
- BWR combustible enveloppé ;
- Magnox canal ;
- AGR canal ;
- Candu tube de force ;
- RBMK tube de force.

L'approche adoptée pour la protection des réacteurs Rapides, Magnox et AGR est basée principalement sur la surveillance de la température du réfrigérant et sur les arguments associés à la probabilité d'incident et les conséquences de cet incident. Le seul réacteur de cette conception qui dispose d'une protection mono-canal est l'AGR Dungeness B. Les arguments relatifs à une panne de canal sur le VVER ne sont pas connus, tandis que les arguments pour le type CANDU sont qu'une panne de canal, même grave, ne se propagera pas, et il y a atténuation due au contenu froid de la calandre. Des arguments ont également été avancés indiquant qu'une défense contre une telle défaillance n'est pas possible de façon fiable.

7.2 Protection de canal RBMK

Les réacteurs RBMK comportent des tubes de force et ont subi trois pannes de canal: Leningrad I en 1975, Tchernobyl en 1982, et Leningrad 3 en 1992. Il y a donc une forte pression, pour des raisons économiques et de sûreté, pour prévenir toute autre panne de canal sur le RBMK.

Il a été proposé (e.g. AIEA TECDOC 694 et 722) que la protection mono-canal soit envisagée pour le RBMK, en utilisant les mesures de débit existantes. Il a été conclu, après un bref examen du problème, que la protection mono-canal basée sur un seul capteur dans chaque canal n'est pas assez fiable, et que des instruments supplémentaires seront nécessaires si la protection mono-canal doit être mise en œuvre. Dans le cadre des études plus approfondies sur ce point, il a été proposé que le développement d'un appareil de mesure fiable de la circulation dans le canal soit envisagée.

On pourrait alors envisager d'inclure cet appareil dans un système de protection fonctionnant directement sur la mesure du débit et/ou un système intégrant la mesure du débit avec d'autres signaux instrumentaux utilisés pour le calcul de certains paramètres comme la marge d'assèchement réduite.

7 Channel cooling supervision and protection

7.1 Channel reactor safety provisions

A safety provision that is difficult to implement on channel reactors is single channel protection, which is particularly necessary should the safety analysis indicate that there is a possibility that an accident might propagate. Single channel protection must be considered for a surprising number of reactor designs, which include:

- Fast reactors shrouded fuel;
- VVER shrouded fuel;
- BWR shrouded fuel;
- Magnox channel;
- AGR channel;
- Candu pressure tube;
- RBMK pressure tube.

The approach adopted for protection in the Fast, Magnox and AGR reactors has been based primarily on coolant temperature monitoring plus arguments relating to the probability of an incident and the consequences of that incident. The only reactor of this design which is known to have single channel protection is the Dungeness B AGR. The arguments relating to channel failure on the VVER are not known, while the arguments for the CANDU design is that a channel failure, while serious, will not propagate, and there is mitigation due to the cold calandria contents. Arguments have also been put forward indicating that defence against such a failure is not possible on a reliable basis.

7.2 RBMK channel protection

RBMK reactors have pressure tubes and, on three occasions, have suffered channel failures: Leningrad I in 1975, Chernobyl in 1982, and Leningrad 3 in 1992. There is thus a strong incentive, for safety and economic reasons, to prevent any further occurrence of channel failure in the RBMK.

It has been proposed (e.g. IAEA TECDOC 694 and 722) that single-channel protection be considered for the RBMK, using the existing flow measurements. It was concluded, after a brief consideration of the problem, that single-channel protection using a single sensor in each channel is not sufficiently reliable, and that additional instruments will be needed if single channel protection is to be achieved. As part of the further exploration of this area, it has been proposed that consideration be given to the development of a reliable channel flow measuring device.

The device could then be considered for inclusion into a protection system working directly on flow measurement and/or a system using the flow measurement together with other instrument signal inputs used to derive some parameter such as reduced dryout margin.

Il a également été suggéré que l'on envisage la possibilité d'utiliser les mesures de circulation dans le canal pour la détection précoce des ruptures de l'enveloppe de fluide primaire, comme une fissuration ou une défaillance du collecteur de distribution de circulation inférieur. Il convient qu'une surveillance suffisante de l'intégrité du collecteur de distribution soit mise en place en plaçant un certain nombre de débitmètres de canal au niveau du collecteur. Le nombre de mesures de circulation nécessiterait une optimisation pour rendre le système fiable et sensible aux modifications de circulation et pour être en mesure de détecter une fissure de façon précoce.

7.3 Débitmètres et prescriptions

Dans le canal de refroidissement existant, les débitmètres fonctionnent par introduction d'un tourbillon dans la circulation du canal: ce tourbillon fait circuler une balle en matière ferromagnétique dans un bief à l'intérieur de la circulation du canal et ainsi croiser un champ magnétique qui induit un courant dans un transformateur. La vitesse de la balle et donc du tourbillon est indiquée par la fréquence des impulsions du transformateur. Le signal est transmis au système de mesure qui le convertit en un signal de potentiel proportionnel au débit de circulation.

Pour la mesure et la protection du fonctionnement du canal, il faudrait que le capteur de débit puisse mesurer le débit du réfrigérant dans la gamme $8 \text{ m}^3/\text{h}$ à $50 \text{ m}^3/\text{h}$ avec une précision meilleure que $\pm 5 \text{ m}^3/\text{h}$. Il est recommandé que le temps de transmission du signal ne dépasse pas $0,5 \text{ s}$ à $0,7 \text{ s}$. Afin de répondre aux prescriptions réglementaires et aux prescriptions de fiabilité pour les systèmes de protection d'urgence, il est nécessaire d'installer plus d'un capteur dans chaque canal. Il n'est pas indispensable que le second capteur réponde à la prescription de précision absolue si le signal du second capteur peut être normé par rapport au débit mesure par le premier capteur, qui lui est précis, et si le signal du second capteur est répétable. Il convient que les mesures de circulation basées sur toute pression différentielle de canal (coude, tubulure d'arrivée) soient suffisantes, dans la mesure où les autres prescriptions sont remplies.

C'est aussi préférable si les capteurs de circulation du canal fonctionnent suivant des principes différents. Les prescriptions relatives à la probabilité de panne du système de protection en condition d'urgence est de 10^{-4} . Certains problèmes sont envisagés en ce qui concerne le calibrage des capteurs, les possibilités de diagnostic de l'état des capteurs et l'éventuel remplacement des capteurs, c'est pourquoi il est recommandé que la durée de vie des capteurs ne soit pas inférieure à 15 ans.

Le système d'instrumentation de la protection du canal doit être conforme à toutes les prescriptions relatives à la sûreté pour un système de protection, dont la séparation des canaux, la redondance, des sources d'alimentation fiables, etc., comme indiqué dans les guides de sûreté de l'AIEA et les normes de la CEI.

7.4 Autres moyens de protection

Un moyen supplémentaire de protéger le canal de circulation consiste à examiner la possibilité de mesurer d'autres paramètres que le débit. Une telle approche a l'avantage d'éviter l'hypothèse selon laquelle la non-irrigation est le seul événement initiateur de rupture du canal, bien qu'il soit effectivement à l'origine de deux des trois événements s'étant produits à ce jour, ceux de Leningrad en 1992 et Tchernobyl en 1982.

L'instrumentation la plus à même d'apporter une protection suffisante du canal autre qu'un système utilisant la mesure de la circulation dans le canal, est un système qui prendrait en compte des effets tels que le changement d'arrivée de sous-refroidissement, augmentation de puissance et dépressurisation, des systèmes par conséquent basés sur la mesure de la température et de la pression. Il est également possible de calculer l'assèchement et les conditions de panne associées au canal et de prévoir la protection sur la base de ces résultats. Un tel système doit être informatisé étant donné la complexité des calculs.

It was also suggested that consideration should be given to the use of the channel flow measurements for early detection of failures of the primary pressure boundary, such as cracking or failure of the lower flow distribution header. Adequate monitoring for distribution header integrity should be achieved using a number of the channel flowmeters on channels attached to the header. The number of flow measurements used would need to be optimized to make the system reliable and sensitive to changes in flow and so be able to detect a crack at an early stage.

7.3 *Flow meters and requirements*

In the existing coolant channel, flowmeters work by introducing a swirl in the channel flow: this swirling flow causes a ball made of ferromagnetic material to run around a raceway within the flow channel and so cross a magnetic field and induce a current in a transformer. The speed of the ball and hence of the swirl of the flow is indicated by the frequency of the transformer impulses. The signal is carried to the measurement system where it is converted into a voltage signal proportional to the flow rate.

For channel performance measurement and protection, the flow sensor would be required to measure the coolant flow rate in the range $8 \text{ m}^3/\text{h}$ to $50 \text{ m}^3/\text{h}$ with an accuracy better than $\pm 5 \text{ m}^3/\text{h}$. The signal delay time should not exceed 0,5 s to 0,7 s. In order to meet the regulatory and reliability requirements for emergency protection systems more than one sensor must be installed in each channel. It is not necessary for the second sensor to meet the absolute accuracy requirement if the second sensor signal can be normalized to the flow measured by the first, accurate sensor, and if the second sensor signal is repeatable. Flow measurements based on any channel differential pressure (elbow, inlet nozzle) should be adequate, given that the other requirements are met.

It is also preferable if the channel flow sensors operate on different principles. The requirements for probability of failure of the protection system under emergency conditions is 10^{-4} . Some problems are foreseen with respect to sensor calibration, provision of sensor state diagnostics and a possible need to replace sensors, thus implying that sensor life should be no less than 15 years.

The channel protection instrumentation system shall meet all of the safety-related requirements for a protection system, including channel separation, redundancy, reliable power supplies, etc., as found in the appropriate IAEA Safety Guides and IEC standards.

7.4 *Other means of protection*

Additional means of providing protection of the flow channel is to examine the possibility of measuring quantities other than the flow. Such an approach has the advantage that it avoids the presumption that flow starvation is the only initiator of channel rupture although it did give rise to two of the three events that have occurred to date, those at Leningrad in 1992 and Chernobyl in 1982.

The instrumentation most likely to provide adequate channel protection other than a system using channel flow measurement, is one that take into account other effects such as change of inlet subcooling, power rise and depressurization, thus based on temperature and pressure measurements. It may also be possible to calculate the dry-out and the failure conditions relating to the channel and provide protection on the basis of these results. Such a system would appear to have to be computer based given the complexity of the calculations.

Un certain degré de protection peut être atteint par l'instrumentation de détection de fuite proposée et discutée dans l'article 9, par exemple, détection précoce par recherche des indices de fuite avant rupture.

8 Contrôle-commande automatique de la distribution de puissance tridimensionnelle

Le contrôle automatique de la distribution de puissance tridimensionnelle a été mise en place avec succès pour plusieurs réacteurs à canal. Le meilleur exemple connu est celui des réacteurs CANDU, pour lesquels ces fonctions permettent d'exclure l'influence des erreurs de l'opérateur du réacteur sur la sûreté du réacteur.

La stabilisation automatique et le contrôle de la distribution de puissance radiale (bidimensionnelle) a été obtenue dans les réacteurs RBMK en implémentant un régulateur automatique local à 12 zones (LAR), bien que ce système ne soit pas adapté à tous les réacteurs. Même avec ce système, l'opérateur du réacteur doit encore effectuer la procédure délicate qui consiste à régler manuellement la distribution de puissance bidimensionnelle et de maintenir manuellement le contrôle de la puissance de distribution axiale en utilisant les barres de commande manuelles. La procédure est assez compliquée, particulièrement lors du rechargement à pleine puissance. Dans ce cas, il faut apporter le plus grand soin afin de ne pas dépasser les limites supérieures pour les paramètres suivants pendant que le réacteur traverse localement une phase de puissance transitoire :

- puissance d'assemblage combustible ;
- coefficient de marge d'assèchement ;
- puissance thermique linéique du combustible.

Les études de sûreté du RBMK présentées dans AEA TECDOC 694 indiquent que les tâches les plus importantes pour l'amélioration de la sûreté du RBMK sont l'automatisation des fonctions de sûreté les plus importantes et la réduction des actions manuelles. Il est fortement recommandé d'automatiser la commande de la distribution de puissance tridimensionnelle. L'introduction de commande automatique non seulement réduirait la charge de l'opérateur mais conduirait également à la diminution du nombre de pannes d'assemblage combustible dues à des altérations de la gaine du combustible.

Les difficultés dues à la commande manuelle du profil de puissance sont admises depuis longtemps et des actions ont été recherchées pour y remédier. En 1992, le personnel de la centrale de Tchernobyl a demandé que le travail effectué par commande automatique à la suite d'un incident lors duquel les limites d'exploitation du combustible ont été dépassées au cours du rechargement en combustible. La demande de Tchernobyl a été faite sachant que des essais concluants d'un système de commande de la puissance tridimensionnelle avaient été effectués à la centrale de Tchernobyl avec un programme d'aide à l'opérateur du réacteur.

Le système proposé ne remplit aucune fonction de protection, il est admis que les données de tous les sous-systèmes existants de SKALA soient utilisées comme entrées dans l'algorithme de commande. Cependant, étant donné la dépendance envers un tel système, il est nécessaire de garantir que si le système est installé, une forme suffisante de protection locale contre la surpuissance soit en place pour couvrir la possibilité de panne du système de commande.

Il est recommandé que la conception et la mise en oeuvre du système soient effectuée en deux étapes. La première étape consiste à introduire une protection préventive de puissance provoquant une réduction de puissance au cas où les limites d'exploitation de l'assemblage combustible soient dépassées dans la gamme de puissance 60 % à 100 %. La deuxième étape consiste à introduire le commande automatique de distribution de puissance tridimensionnelle.

Some degree of protection can be achieved by the proposed leakage detection instrumentation, discussed in clause 9, e.g. early detection by appeal to leak before break arguments.

8 Automatic control of three dimensional power distribution

Automatic control of the three-dimensional power distribution has been successfully achieved in several channel reactors. The best publicized example is that for the CANDU reactors where these functions permit exclusion of the influence of reactor operator mistakes on reactor safety.

The automatic stabilization and control of the radial (i.e. two-dimensional) power distribution was achieved in the RBMK reactors on the basis of implementation of 12-zone local automatic regulator (LAR), although this system is not fitted to all the reactors. Even with this system the reactor operator must still perform the difficult procedure of manually trimming the two dimensional power distribution and manually maintaining the axial power distribution control using manual control rods. The procedure is rather complicated, especially during fuel reloading at full power. In this case great care must be taken not to exceed the upper limits for the following parameters as the reactor goes through a local power transient:

- fuel assembly power;
- margin dry-out coefficient margin;
- linear fuel heat rate.

The safety investigation of the RBMK presented in IAEA TECDOC 694 indicated that the more important tasks for the RBMK safety improvement include, the automatization of the most important safety functions and the reduction of manual actions. There is a clear invitation to automate control of the three-dimensional power distribution. The introduction of automatic control would not only reduce operator load but also lead to a reduction in the number of fuel assemblies failures caused by the fuel cladding damage.

Difficulties arising from manual control of the power profile have long been recognized and action sought. In 1992 the Chernobyl NPP staff requested that work be done on automating control following an incident in which the fuel operating limits were exceeded during fuel reloading. The Chernobyl request was made in the knowledge that a successful trial of a three-dimensional power control system had been completed at Chernobyl NPP using a reactor operator advice programme.

The suggested system does not perform any protection function, therefore data from all existing subsystems of the SKALA may be used as input to the control algorithm. However given the dependence that will be placed on the system, it will be necessary to ensure that if the system is introduced an adequate form of local overpower protection is in place to cover the possibility of failure of the control system.

The system design and implementation should be performed in two stages. The first stage requires that local preventive power protection is introduced with reduction of power in the event that the operation limits of fuel assembly are exceeded in the power range 60 % to 100 %. The second stage requires the introduction of automatic three-dimensional power distribution control.

Les signaux d'entrée suivants sont prescrits pour le système proposé de contrôle automatique de distribution de puissance tridimensionnelle :

- signaux de tous les détecteurs internes radiaux et axiaux (du système d'instrumentation interne) ;
- signaux de position de la barre de commande (des indicateurs Selsyn) ;
- signaux de position de la recharge d'assemblage combustible (de la machine de rechargement) ;
- débit de circulation du canal.

Le système nécessitera également plus d'informations sur la nature de l'assemblage combustible à chaque emplacement et sur l'épuisement des assemblages combustibles et des détecteurs internes. Ces informations peuvent provenir du système SKALA ou du système informatique de tranche.

La partie protection du système aura par conséquent sa propre évaluation interne des seuils de déclenchement, tandis qu'il faut que la partie commande du système actionne le déplacement des barres. Il serait souhaitable et nécessaire d'être en conformité avec les règles de l'AIEA et de disposer de moyens indépendants d'actionner les barres pour la fonction de commande et la fonction de protection.

Il faut que les limites suivantes sur le déplacement de la barre de commande soient respectées :

- le mouvement de la barre ne doit pas dépasser 0,4 m à chaque cycle de commande ;
- l'intervalle de temps entre deux mouvements des barres de commande ne doit pas être inférieure à 30 s ;
- il ne doit pas y avoir plus de quatre barres déplacées simultanément.

Le système ne doit fonctionner qu'avec un régulateur automatique local en marche, qui fonctionne dans ce mode de surveillance.

La mise en place du système de contrôle ne sera possible qu'après la réalisation d'améliorations du système d'instrumentation du cœur et du système SKALA prévues pour tous les RBMK-1000 russes. Cette amélioration doit inclure le remplacement des détecteurs lents en argent par des détecteurs HfO_2 à réponse rapide.

9 Détection de fuite

Cet article décrit les prescriptions relatives à l'instrumentation de détection des fuites des canaux de combustible du cœur et du système de refroidissement de réacteur des RBMK. Les prescriptions relatives à un système de détection de fuite, classé comme système d'instrumentation important pour la sûreté, sont spécifiées dans les documents AIEA50-SG-D3, D8 et D13, et CEI 639, CEI 1227 et CEI 1250. Les recommandations de cette dernière norme peuvent être adoptées pour le RBMK.

La détection de fuite de la filière de réacteurs d'une centrale nucléaire est nécessaire parce que des petites fuites peuvent conduire à des fuites plus importantes ou à une rupture - « fuite avant rupture ». Pendant l'exploitation du réacteur, une détection de fuite de parties non isolables du réacteur est importante pour permettre l'identification précoce de défauts mineurs avant qu'ils ne puissent endommager les systèmes et composants, ou avant qu'ils ne provoquent la rupture d'une conduite ou d'un composant qui pourrait conduire à un accident de perte de réfrigérant. Il est recommandé que l'instrumentation de détection de fuite différencie les fuites tolérées de celles qui sont anormales, et soit suffisamment sensible pour permettre la détection de petites fuites, mais il est recommandé que la sensibilité soit sélectionnée afin d'éviter des signaux d'alarme erronés.

The following signals will be required as input to the proposed three-dimensional power distribution control system:

- signals of all radial and axial in-core detectors (from in-core instrumentation system);
- control rod position signals (from Selsyn indicators);
- reloaded fuel assembly position signals (from refuelling machine);
- channel flow rate.

The system will also require information on the nature of the fuel assembly at each location and burn-up of both the fuel assemblies and the in-core detectors. This information may be available from SKALA-system or from unit computer system.

The protection part of the system will therefore have an internal evaluation of the setpoints, while the control part of the system must actuate rod motion. It would be desirable and necessary to conform to IAEA rules to have independent means of actuating the rods for the control function and the protection function.

The following limits on control rod motion must be applied:

- the rod motion not to exceed 0,4 m at each control cycle;
- the time interval between switching of control rod shall be not less than 30 s;
- no more than four rods shall be moved simultaneously.

The system has to work only together with a switched-on local automatic regulator which in this case works in the supervision regime.

Implementation of the control system will only be possible after improvements in the in-core instrumentation system and the SKALA system, planned for all Russian RBMK-1000, have been made. This upgrade is to include replacement of the slow silver detectors with of fast response HfO_2 -detectors.

9 Leakage detection

This clause defines requirements for instrumentation to detect leakage from core fuel channels and the reactor coolant system of the RBMK. Requirements for a leakage detection system, classified as an instrumentation system important for safety, are identified in IAEA50-SG-D3, D8 and D13, and IEC 639, IEC 1227 and IEC 1250. Recommendations of this last standard can be adopted for the RBMK.

Leakage detection from the reactor system of a nuclear power plant is necessary because small leaks may develop into larger leaks or ruptures - "leak before break". During reactor operation, detection of leakage from non-isolable portions of the reactor system is important to allow early identification of minor flaws before they can cause damage to systems and components, or before they develop into a pipe break or component rupture that could result in a loss of coolant accident. Leakage detection instrumentation should differentiate between allowable and abnormal leakage, and should be sensitive enough to facilitate detection of small leaks, but the sensitivity should be selected to avoid spurious leakage alarms.

9.1 *Systèmes existants*

L'instrumentation de détection de fuite dans le RBMK a été utilisée pour surveiller les canaux de combustibles et le circuit de refroidissement du réacteur, et les méthodes de détection de fuite ont été efficaces pour détecter les fuites et composants détériorés du RBMK.

Une fuite des canaux de combustible peut être détectée pour des taux de fuite de 100 g/h ou plus. Dans les autres canalisations, des taux de fuite de 50 l/h ou plus peuvent être détectés. Deux systèmes sont utilisés pour contrôler l'intégrité du canal de combustible. Les systèmes utilisent un tube de percolation de 14 mm (de longueur minimale de 35 m) à la sortie de chaque canal graphite pour obtenir un échantillon du mélange gazeux azote-hélium circulant dans le coeur. Dans l'éventualité d'une rupture du tube de pression, le mélange vapeur-eau à capacité thermique élevée peut être conduit vers une cellule de détection dans laquelle il est possible de détecter une augmentation de température. La rupture est confirmée après une mesure d'humidité. Pour cette fonction, le coeur est divisé en 26 zones.

A ce jour, le système de détection de fuite est basé sur la mesure de la pression et de la radioactivité dans les compartiments hermétiques. Un système récemment développé est en cours d'installation à la centrale Leningrad 2, basé sur les mesures de bruit acoustique, d'humidité et d'aérosol. A peu près 211 capteurs sonores seront placés sur les tuyaux (à une température inférieure à 286 °C).

Le système de détection de rupture de gaine (FFMS) est un système de surveillance du coeur qui est capable de détecter les assemblages combustibles comportant des éléments combustibles défectueux en cours de fonctionnement en régime de puissance. Le FFMS permet la surveillance générale en continu du coeur à l'aide du FFMS global sélectionné, et de la surveillance individuelle de chaque assemblage combustible aux moyens d'un FFMS canal-par-canal sur demande.

L'enregistrement du signal du FFMS canal-par-canal est effectué sous forme analogique sur l'appareil d'enregistrement et sous forme numérique. Le FFMS canal-par-canal standard utilise des détecteurs à scintillation équipés d'un système de signalisation de l'emplacement et de déplacement. L'enregistrement et la sortie du signal sont effectués sous forme analogique pour l'acquisition sur l'appareil d'enregistrement.

9.2 *Besoin d'amélioration de la détection de fuite et avantages attendus*

Le principe de conception de "fuite avant rupture" (LBB) a été introduit pour garantir que les petites fuites dans les grosses canalisations soient détectées de façon fiable avant qu'une conduite ne se rompe, ce qui a ainsi permis d'éliminer le besoin de définir des principes de sûreté tels que le refroidissement d'urgence du coeur en cas de rupture de grosses canalisations. Le principe de LBB permet également de détecter les fuites avant que la rupture d'une conduite ou d'un composant provoque des dégâts importants ou mette en danger la sûreté de la centrale. Pour les petites fuites ou les ruptures de petites conduites, il se passe généralement un temps suffisant après la détection d'une fuite pour prendre des mesures correctives manuelles ou automatiques afin de limiter les conséquences de la fuite à l'intérieur et à l'extérieur de la centrale, et maintenir par conséquent les fonctions de sûreté de la centrale.

Afin d'améliorer l'intégrité de l'enveloppe primaire du RBMK et garantir que toutes les fuites puissent être détectées et localisées en un temps satisfaisant, les systèmes de surveillance de fuite de sensibilité de détection appropriée doivent être installés dans chacun des locaux occupés par les composants du RBMK fonctionnant sous pression et à température élevées.

Généralement, il convient de prendre en compte deux formes de fuite :

- fuite de produit de fission de l'assemblage combustible dans le réfrigérant ;
- fuite de réfrigérant des conduites d'eau/vapeur dans les locaux des matériels.

9.1 Existing systems

Leakage detection instrumentation in the RBMK has been used to monitor the fuel channels and the reactor coolant circuit, and the leakage detection methods have been effective in finding leaks in degraded RBMK components.

Leakage from fuel channels can be detected for leakage rates of 100 g/h or greater; in other piping, leakage rates of 50 l/h or greater can be detected. Two systems are used to monitor fuel channel integrity. The systems use a 14 mm diameter (minimum length 35 m) sipper tube at the exit of each graphite channel to obtain a sample of the nitrogen-helium gas mixture that is circulating through the core. In the event of a pressure tube rupture, the high thermal capacity steam-water mixture can be carried off to a sensing room where a temperature rise can be detected. The rupture is confirmed with a humidity measurement. The core is divided into 26 zones for this purpose.

At present, the leakage detection system is based on the measurement of the pressure and radioactivity in hermetic compartments. A newly developed system is being installed at the Leningrad 2 plant, based on acoustic noise, humidity and aerosol measurements. Approximately 211 acoustic noise sensors will be attached to pipes (with temperature below 286 °C).

The failed fuel monitoring system (FFMS) is a core monitoring system which is able to detect the fuel assemblies with failed fuel elements during reactor power operation. The FFMS provides continuous general monitoring of the core by means of the group sample-chosen FFMS, and individual monitoring of each fuel assembly by means of the channel-by-channel FFMS on demand.

The channel-by-channel FFMS signal recording is performed in the analog form on the recording device and in the digital form. The standard channel-by-channel FFMS utilizes scintillation detectors equipped with a displacement and location indication system. The signal recording and output are performed in the analog form with recording on the recording device.

9.2 Need for improvement of leakage detection and benefit expected

The design principle of "leak before break" (LBB) was introduced to assure that small leaks in larger pipes could be reliably detected before a pipe failed, so the need to design safety features such as emergency core cooling for larger pipe breaks was eliminated. The LBB principle also allows leaks to be detected before a piping or component failure could result in significant damage or safety hazard at the plant. For small leaks or for ruptures of smaller pipes, there is usually sufficient time after detection of a leak to actuate either manual or automatic countermeasures to limit the consequences of the leak both inside and outside of the plant, and thus maintain the safety functions of the plant.

To improve RBMK pressure boundary integrity and to assure that all leaks can be detected and located in sufficient time, leakage monitoring systems with appropriate detection sensitivity shall be provided in each of the rooms occupied by RBMK components operating at high pressure and temperature.

Generally two forms of leakage should be considered:

- leakage of fission product from the fuel assembly into the coolant;
- leakage of coolant from water/steam pipes into the component rooms.

Le besoin de détection de fuite des boucles primaire et d'alimentation en vapeur/eau dans des cellules individuelles est pertinent pour les emplacements vitaux suivants :

- piscine du réacteur ;
- canaux d'entrée du coeur du réacteur ;
- canaux de sortie du coeur du réacteur ;
- locaux comportant des conduites vers le collecteur de vapeur ;
- locaux des collecteurs de vapeur ;
- locaux comportant des conduites vers les pompes de circulation principales ;
- locaux comportant des conduites venant des pompes de circulation principales.

Le concept LBB n'a pas été utilisé comme base de conception technique pour définir la sûreté du RBMK (AIEA TECDOC 694). Il faut mettre en place d'autres mesures incluant l'inspection et la maintenance, en plus de la détection de fuite, afin d'assurer l'intégrité de l'enveloppe de pression.

9.3 Prescriptions relatives à l'instrumentation de la détection de fuite

Les prescriptions suivantes relatives aux systèmes de détection de fuite pour les réacteurs RBMK proviennent de la CEI 1250 et de la CEI 1226.

9.3.1 Classification des fuites

L'importance d'une fuite dépend de l'emplacement de la fuite, du taux de fuite, de la durée et de la nature du trajet de fuite. Les fissures ou défauts des cloisons sont les plus difficiles à détecter et à surveiller car ils peuvent se produire n'importe où. Ce type de fuite est des plus importants car la fuite peut provenir de la combinaison imprévue de défauts internes et de pressions externes dans une portion non isolable du système. La majorité des fuites sera sous forme de vapeur, et des dispositifs de condensation et de piégeage adaptés peuvent être nécessaires.

La possibilité de différencier une fuite anormale (non identifiée) d'une fuite due à des causes normales (identifiée), comme un joint de pompe ou le boîtier d'une vanne, est un point très important. Pouvoir différencier une fuite anormale ou normale est essentiel pour l'évaluation des conditions d'exploitation de la centrale.

9.3.2 Redondance du système

Au moins trois méthodes indépendantes et différentes de surveillance des fuites de la filière de réacteurs doivent être proposées. Une de ces méthodes sera la surveillance du niveau du puisard et/ou du débit de pompe d'épuisement. Au moins deux appareils de détection de fuite (dont un appareil de surveillance du puisard) doivent être placés dans chaque local occupé par des composants du RBMK contenant des hautes énergies si une fuite ne peut pas être détectée par les appareils de surveillance situés dans les autres parties de la centrale.

9.3.3 Performances du système

Les caractéristiques de sensibilité et de réponse de chaque système de surveillance des fuites doivent être démontrées par des calculs effectués lors de la conception ou des tests de performance afin de pouvoir détecter une augmentation du taux de fuite, en accord avec les taux prescrits pour la détection LBB ou les prescriptions d'exploitation ou de sûreté de la centrale.

The need for leakage detection from primary and steam/feedwater loops into individual compartments is relevant at least at the following vital locations:

- reactor cavity;
- channel entrances to the reactor core;
- channel exits from the reactor core;
- rooms with piping to the steam drums;
- steam drum rooms;
- rooms with piping to the main circulation pumps;
- rooms with piping from the main circulation pumps.

The LBB concept was not the technical design basis for the RBMK safety concept (IAEA TECDOC-694). Other measures including inspection and maintenance must be provided, in addition to leakage detection, to ensure pressure boundary integrity.

9.3 *Requirements for leakage detection instrumentation*

The following requirements for leakage detection systems applicable to the RBMK reactors were obtained from IEC 1250 and IEC 1226.

9.3.1 *Leakage classification*

The significance of reactor system leakage depends upon the location of the leak, the leakage rate, the duration and the nature of the leakage flow path. Through-wall cracks or flaws are the most difficult to detect and monitor because they can occur at any location. This type of leak is of most concern because the leak may develop from some unpredicted combination of internal defects and external stresses in a non-isolable portion of the system. The majority of leakage will be in the form of vapour, and therefore suitable condensing or trapping means may be needed.

A principal leakage monitoring concern is the capability to discriminate between abnormal (unidentified) leakage and leakage collected from normal (identified) sources, such as pump seals and valve packing. Being able to discriminate between normal and abnormal leakage is essential for rapid and reliable assessment of plant operating conditions.

9.3.2 *System redundancy*

At least three dissimilar, diverse, and independent methods to monitor leakage from the reactor system shall be provided. One of these methods shall be sump level and/or a sump pump flow monitor. At least two leakage detection monitors (including a sump monitor) shall be located in each room occupied by high energy-containing parts of the RBMK if leakage cannot be detected by monitors located in other areas of the plant.

9.3.3 *System performance*

The sensitivity and response characteristics for each leakage monitoring system shall be shown by design calculations or performance tests to be capable of detecting an increase in leakage rate, consistent with rates required for LBB detection or plant operational or safety requirements.

9.3.4 *Classification de sûreté*

La conception du système de détection de fuite doit satisfaire à la classification de sûreté associée à l'événement de fuite/rupture qu'il faut éviter par la détection de fuite. Si des mesures correctives automatiques relatives à la sûreté doivent être prises, le système de détection de fuite doit être conçu en conséquence.

9.3.5 *Disponibilité du système*

Les systèmes de détection de fuite doivent être opérationnels dès que la centrale est sous pression. Les systèmes doivent maintenir la précision et les caractéristiques de performance spécifiées pour la gamme de température ambiante, les niveaux d'humidité, électromagnétiques et de radiation attendus aux emplacements des composants en cours de fonctionnement normal de la centrale. Il doit être démontré que les systèmes fonctionnent conformément aux prescriptions de conception après un événement sismique pour lequel l'arrêt de la centrale n'est pas prescrit.

9.3.6 *Alimentation*

Les systèmes de détection de fuite redondants doivent être alimentés par des sources différentes. Les systèmes de détection de fuite homologués antisismiques doivent être alimentés par des sources d'alimentation qualifiées antisismiques.

9.3.7 *Exploitabilité du système*

Les écrans de surveillance des fuites doivent fournir des indications claires et sans ambiguïté sur les paramètres de fuite, l'état de l'étanchéité courant, et l'évolution du débit de fuite. La logique de définition des seuils d'alerte et d'alarme doit respecter les prescriptions relatives à la détection de fuite lorsque des seuils de consigne sont définis, afin de donner un signal dans le temps voulu pour la sûreté d'exploitation, tout en évitant les alarmes erronées correspondant à un fonctionnement normal de la cellule. Les écrans et alarmes pour tous les systèmes de détection de fuite doivent être situés dans la salle de commande principale.

9.4 *Possibilités de mise en oeuvre des systèmes de détection de fuite*

9.4.1 *Principes de détection*

L'instrumentation utilisée pour détecter les fuites doit pouvoir détecter une fuite sur une gamme allant des plus faibles débits de fuite associés au principe de LBB et sûreté de la centrale, jusqu'aux taux de fuite pouvant être détectés par d'autres moyens, comme la protection du refroidissement du canal, décrit à l'article 7.

La détection des plus faibles débits de fuite la plus efficace est effectuée avec les instruments sensibles au changement d'environnement de la zone autour de l'emplacement de la fuite. Les mesures associées à la circulation du réfrigérant du réacteur, telles que la pression de circulation, ou le bilan massique du système, ne permettent pas de détecter les modifications résultant de petites fuites.

La détection de fuite peut être significativement améliorée en combinant les signaux de tous les instruments de détection de fuite, et de traiter ces signaux avec les entrées des signaux de fonctionnement de la centrale (fonctionnement de pompe ou de ventilateur) pour générer rapidement des alarmes de fuite fiables et si cela se justifie, confirmées par d'autres informations, ou pour éviter des alarmes superflues lorsque les autres signaux montrent que la condition détectée n'est pas une fuite.

Les systèmes instrumentaux considérés comme adaptés pour la détection de fuite, et les prescriptions spécifiques relatives à ces systèmes, sont brièvement décrits dans les paragraphes suivants.

9.3.4 *Safety classification*

The design of the leakage detection system shall satisfy the safety classification related to the leakage/rupture event which must be avoided by leakage detection. If safety-related automatic countermeasures must be initiated, the leakage detection system shall be designed accordingly.

9.3.5 *System availability*

Leakage detection systems shall be operational whenever the plant is pressurized. The systems shall maintain the specified accuracy and performance features for the range of ambient temperature, humidity electromagnetic and radiation levels that are expected at the component locations during normal plant operations. The systems shall be demonstrated to perform according to the design requirements following a seismic event for which plant shutdown is not required.

9.3.6 *Power sources*

Redundant leakage detection systems shall be energized from separate power sources. Seismically qualified leakage detection systems shall be powered from seismically qualified power sources.

9.3.7 *System operability*

Leakage monitoring displays shall provide clear and unambiguous indication of leakage parameters, current leakage status, and trend in leakage rate. Logic for alert and alarm setpoints shall consider requirements for leakage detection when setpoints are established, to provide an indication within the required time consistent with safe operation, while avoiding spurious alarms due to normal plant operations. Displays and alarms for all leakage detection systems shall be located in the main control room.

9.4 *Possibilities for implementing leakage detection systems*

9.4.1 *Detection principles*

Instrumentation to detect leakage shall be capable of detecting leakage over a range from the smaller rates associated with the principle of LBB and plant safety, up to the leakage rates that would be detected by other means, such as for protection of channel cooling, as covered in clause 7.

Detection of the smaller leakage rates is best accomplished by instruments sensitive to the change in the environment of the area surrounding the location of the leak. Reactor coolant process measurements, such as the process pressure, or system mass inventory measurements, are not likely to be capable of detecting the changes resulting from small leaks.

Leakage detection can be significantly improved by combining the inputs from all leakage detection instruments, and processing the inputs with inputs from plant operation signals (pump or fan operation), to produce reliable leakage alarms rapidly and when warranted, confirmed by other information, or to prevent unnecessary alarms when the condition detected is shown by other inputs not to be a leak.

Instrument systems considered to be appropriate for leakage detection, and specific requirements for these systems, are described briefly in the following sub-clauses.

9.4.2 Surveillance du niveau de puisard/débit de pompe d'épuisement

Comme indiqué en 9.2 et 9.3.2, chaque local occupé par des composants du RBMK contenant des hautes énergies doit être équipé de systèmes de détection de fuite, et un de ces systèmes doit surveiller le niveau du puisard et/ou le débit de la pompe d'épuisement. Les prescriptions suivantes doivent être respectées.

- a) Une fuite identifiée sur les presse-étoupes des grandes tige de vanne et autres sources facilement identifiables doivent être surveillées en conduisant par des canalisations la circulation vers des cuves de drainage fermées ou des puisards afin qu'un débit de fuite de fond moyen puisse être déterminé.
- b) Les puisards des locaux techniques doivent collecter les fuites non identifiées dont le condensât du système de refroidissement (voir 9.4.4). La sensibilité et le temps de réponse doivent être tels que l'augmentation du débit de fuite (voir 9.3.3) collecté dans le puisard soit détecté. Pour que l'instrumentation soit acceptable pour une configuration donnée, il est prescrit que des vérifications par le calcul que les prescriptions ci-dessus sont satisfaites soient effectuées.

9.4.3 Détection de fuite par surveillance de la radioactivité

La surveillance du contenu du réacteur en radioactivité est une prescription spécifiée dans le guide de sûreté de l'AIEA 50-SG-D9, et cette prescription s'applique à la surveillance des locaux techniques du RBMK. Il est permis d'utiliser les appareils de surveillance pour répondre à cette prescription pour la détection de fuite dans la mesure où les appareils de surveillance répondent aux prescriptions de cette norme. Les caractéristiques de sensibilité et de réponse de l'instrumentation de surveillance des rayonnements doivent être corrélés au taux de fuite et à l'activité dans le réfrigérant.

9.4.4 Collecte du débit de condensât du réfrigérant atmosphérique pour la détection de fuite

La méthode de détection de fuite par surveillance du débit de condensât consiste à mesurer le débit de liquide s'écoulant des cuvettes de drainage situées sous chaque local d'unité de réfrigération atmosphérique. L'augmentation du ruissellement de liquide peut indiquer une augmentation de la fuite de phase vapeur dans le local.

9.4.5 Détection de fuite par surveillance de l'humidité

La surveillance de l'humidité permet de détecter l'augmentation de la teneur en vapeur produite par la phase vapeur de la fuite de réfrigérant. Les détecteurs d'humidité sont les plus efficaces et les plus sensibles pour la détection et la localisation d'une fuite lorsqu'ils sont installés dans des zones petites et circonscrites. Les caractéristiques de réponse et la sensibilité des détecteurs d'humidité doivent être traitées en déterminant l'efficacité pour des taux de fuite et une humidité de fonctionnement normaux.

9.4.6 Système acoustique de détection des fuites

Une fuite à travers une enveloppe de pression génère des signaux acoustiques transmis par l'air qui peuvent être détectés par des capteurs acoustiques situés près des parties du système contenant des hautes énergies. Une fuite génère également des ondes acoustiques transmises par le métal qui peuvent être détectées par des capteurs acoustiques montés sur l'enveloppe de pression. Un système de capteur acoustique peut permettre la détection rapide et la localisation approximative de fissures dans les enveloppes de pression en surveillant les bandes de fréquence sonore appropriées. Le système acoustique doit être calibré initialement à la magnitude du bruit de fond rencontré en exploitation normale de la centrale. Les seuils des points de consigne peuvent alors être définis au dessus du bruit de fond afin d'envoyer un signal d'alerte ou d'alarme indiquant un début de fuite.

9.4.2 *Sump level/sump pump flow monitoring*

As stated in 9.2 and 9.3.2, each room occupied by high energy-containing parts of the RBMK shall be provided with leakage detection systems, and one of those systems shall be sump level and/or sump pump flow monitoring. The following requirements apply.

- a) Identified equipment leakage from large valve stem packing glands and other readily identifiable sources shall be monitored by piping the flow to closed equipment drain tanks or sumps so that an average background identified leakage rate can be established.
- b) Equipment room sumps shall collect unidentified leakage including cooling system condensate (see 9.4.4). Sensitivity and response time shall be such that the increased rate of leakage (see 9.3.3) collected in the sump can be detected. For instrumentation to be acceptable for a given configuration, verification by calculation that the above requirements will be satisfied is required.

9.4.3 *Radiation monitoring leakage detection*

Monitoring the reactor containment for radioactivity is a requirement specified in IAEA safety guide 50-SG-D9, and this requirement would apply to monitoring the equipment rooms of the RBMK. Monitors used to meet this requirement may be used for leakage detection provided the monitors meet the requirements of this standard. Radiation monitoring instrumentation response and sensitivity characteristics shall be correlated to leakage rate and coolant activity.

9.4.4 *Air cooler condensate flow collection for leakage detection*

The condensate flow-monitoring leakage detection method consists of measuring the flow rate of the liquid run-off from the drain pans under each room air cooler unit. The increase of such condensate run-off can be indicative of increased vapour phase leakage into the room.

9.4.5 *Humidity monitoring leakage detection*

Humidity monitoring can detect the increased vapour content produced by the vapour phase portion of coolant leakage. Humidity detectors are the most effective and responsive in detecting and locating leakage when installed in small, contained areas. The response characteristics and sensitivity of humidity detectors shall be considered in determining effectiveness, accounting for the normal operating humidity and normal leakage rates.

9.4.6 *Acoustic monitoring leakage detection*

A leak through a pressure boundary generates airborne acoustic signals which can be detected by acoustic sensors located near the high energy-containing parts of the system. A leak also generates metal-borne acoustic waves which can be detected by acoustic sensors mounted on the pressure boundary. An acoustic sensor system can provide rapid detection and the approximate location of cracks in pressure boundaries by monitoring the appropriate acoustic noise frequency bands. The acoustic system shall be calibrated initially to the background noise magnitudes encountered during plant operation. Threshold setpoints can then be established above background to alert or alarm on initiation of leakage.

9.4.7 Observations visuelles

Les observations visuelles constituent la plus flexible de toutes les méthodes de surveillance, mais la sensibilité de la détection et le temps de réponse dépendent grandement de la fréquence d'inspection et de l'accessibilité des zones techniques. L'utilisation de matériels tels que système de surveillance par télévision, bandes et peinture sensibles à la température peuvent constituer des aides précieuses pour la localisation et l'identification de l'origine d'une fuite. Cette méthode n'est pas recommandée comme un des principaux systèmes de surveillance. Il est cependant permis de l'utiliser pour compléter les autres méthodes de détection relatives à la localisation des fuites.

10 Contrôle et surveillance de la stabilité du coeur

On peut identifier plusieurs oscillations :

- oscillations axiales azimutales induites par le xénon d'une période de l'ordre de plusieurs heures ;
- oscillation associée à une variation de température d'une période de l'ordre de plusieurs minutes ;
- oscillations couplées neutroniques-thermohydrauliques d'une période de l'ordre de quelques secondes ;
- oscillations induites par un mauvais réglage du système de commande automatique ;
- oscillations forcées de densité du réfrigérant courantes pour les systèmes à refroidissement diphasique après quelques phénomènes transitoires rapides.

Certains de ces phénomènes ont été identifiés comme partiellement responsables de l'accident de Tchernobyl et justifient par conséquent une attention particulière.

Une diminution du coefficient de vide et le maintien d'un coefficient de puissance négatif dans toute la zone d'exploitation du coeur du RBMK ont été mis en place afin de réduire au minimum la possibilité d'instabilité couplée neutronique-thermohydraulique. Des systèmes de commande améliorés ont été conçus et installés dans l'objectif de supprimer toute instabilité spatiale.

Le comportement dynamique du coeur du réacteur dépend essentiellement du niveau de puissance et de la configuration de la barre de commande. En général, la stabilité diminue à puissance partielle. Les instabilités peuvent conduire à altérer potentiellement les excursions ou oscillations de puissance. A l'extrême, les oscillations d'un seul canal de refroidissement, qui représentent une instabilité purement thermohydraulique, peuvent se produire en cas de perte de charge diphasique relativement importante. Ce scénario pourrait avoir un impact sur l'intégrité du canal de refroidissement et de l'assemblage combustible.

10.1 Principes d'instabilité couplée neutronique-thermohydraulique

Le coeur du RBMK comprend un grand nombre de canaux réfrigérants, ayant un comportement hydraulique radialement indépendant, qui sont couplés à leur entrée et à leur sortie par l'intermédiaire des collecteurs de distribution de canal supérieur et inférieur du réacteur. Des phénomènes d'ébullition à l'intérieur de ces canaux les rend susceptibles d'instabilités d'onde de densité du réfrigérant du réacteur qui peuvent être provoquées par des perturbations de la pression à l'entrée du coeur.

9.4.7 *Visual observations*

Visual observations are the most flexible of all monitoring methods, but the detection sensitivity and speed of response is heavily dependent upon the frequency of inspection and accessibility of equipment areas. The use of devices such as closed-circuit television, temperature sensitive tapes and paint can be valuable aids in locating and identifying leakage sources. This method is not recommended as one of the principal monitoring systems; however. It may however be used to complement other detection methods with respect to leak location.

10 **Core stability monitoring and control**

Several different oscillations can be identified:

- xenon induced axial and azimuthal oscillations with a period of order of hours;
- temperature variation related oscillation with a period of order of minutes;
- coupled neutronics-thermal hydraulic oscillations with a period of order a few seconds;
- oscillations induced by poor tuning of the automatic control system;
- forced oscillations of coolant density usual for systems with two-phase cooling after some fast transients.

Some of these instability phenomena have been implicated as contributing to the Chernobyl accident and therefore warrant considerable attention.

A reduction in the positive void coefficient and maintenance of negative power coefficient throughout the entire operating domain of RBMK core have been implemented to minimize the possibility of coupled neutron-thermal hydraulic instability. Improved control systems have been designed and installed with the objective of suppressing any spatial instability.

The dynamic behaviour of the reactor core depends mainly on the power level and control rod configuration. Generally speaking, the stability decreases at partial power. Instabilities can lead to potentially damaging power excursions or oscillations. In the extreme, single coolant channel oscillations, which represent a purely thermal hydraulic instability, may be possible with relatively high two-phase pressure drops. This scenario could impact the integrity of the coolant channel and the fuel assembly.

10.1 *Principles of coupled neutronic-thermal hydraulic instability*

The RBMK core consists of a large number of coolant channels, exhibiting radially independent hydraulic behaviour, that are coupled at their inlet and exit via the reactor upper and lower channel distribution headers. The presence of boiling within these channels makes them susceptible to reactor coolant density-wave instabilities which can be initiated by pressure perturbations at the core inlet.

Une complexité supplémentaire est introduite par le fait que la puissance du réacteur dépend de la densité du réfrigérant. Le rapport de vide local répond à l'onde de densité variant en fonction du temps. La variation du vide affecte le flux neutronique local, et se manifeste après un certain temps (constante de temps thermique du réacteur) comme les modifications de flux thermique surfacique du canal et finalement l'expulsion locale du réfrigérant. Ce mécanisme peut provoquer une réactivité positive aux oscillations d'onde de densité. Le gain de réactivité neutronique est dépendant de la constante de temps thermique efficace associée à la génération et au dépôt de puissance thermique dans le réfrigérant et du rapport de vide local.

Il est permis de coupler les deux mécanismes de réactivité, thermohydraulique et neutronique, dans le coeur d'un RBMK et ils pourraient potentiellement générer des oscillations de puissance de la circulation du coeur et de la puissance thermique. Ces oscillations peuvent affecter les marges des limites de sûreté thermique si elles ne sont pas contrôlées.

10.2 Discussion de la stabilité couplée neutronique-thermohydraulique du RBMK

Les caractéristiques physiques des réacteurs RBMK justifient d'envisager l'éventualité de ce type d'instabilité. Le coeur du réacteur, et donc les canaux de refroidissement, sont très grands. La grande colonne diphasique correspondante dans les tubes de pression ont pour conséquence un temps de transit à vide long. Il est possible que ceci puisse à son tour retarder de façon significative la contre-réaction de pression et pourrait permettre une réactivité neutronique couplée plus rapprochée. De plus, il est possible que des phénomènes transitoires de vide durables augmentent la susceptibilité à des effets déstabilisants de la réactivité du système de commande du réacteur.

Le coeur du réacteur RBMK est couplée de façon approximative dans la dimension radiale. Par conséquent, il est possible que la probabilité pour des modes d'oscillation d'un ordre plus élevé, c'est-à-dire au-delà du mode fondamental ou global pour l'ensemble du coeur, soit augmentée. A l'extrême, des oscillations mono-canal du réfrigérant, qui représentent une instabilité purement thermique, peuvent être possibles avec des couplages très faibles et des pertes de charge diphasiques élevées. Suivant le mode d'oscillation, il est possible que la détection d'oscillations d'un ordre aussi élevé soit difficile, même avec une instrumentation et des algorithmes d'analyse de pointe. Ce scénario pourrait affecter l'intégrité du canal de refroidissement.

La distribution du flux neutronique axial dans le coeur du RBMK présente normalement deux pics (cf. AIEA TECDOC 694). Ce type de profil de flux axial est connu pour affecter négativement la stabilité du coeur pour un état de fonctionnement circulation/puissance du réacteur donné dans les réacteurs à eau bouillante (BWR). Les mêmes effets d'augmentation de la réactivité neutronique dans la région de la sortie du canal significativement vidé, et la limite inférieure d'ébullition peut être transférable au concept du réacteur RBMK. Dans ce cas, il est possible que la répartition du flux normale du RBMK soit déstabilisante.

Enfin, les ordinateurs du système SKALA actuellement utilisés n'ont pas été conçus à cet effet et il est possible qu'ils ne puissent donc pas détecter l'instabilité couplée neutronique-thermohydraulique en routine. La possibilité de surveiller ce type d'instabilité sur le coeur du RBMK par acquisition de données haute vitesse existe bien mais n'est pas fréquemment utilisée.

An additional complexity is introduced because of the reactor power dependency on coolant density. The local void fraction responds to the time-varying density wave. The void change affects local neutron flux and is manifested after a time delay (core thermal time constant) as changes in channel surface heat flux and ultimately in local coolant voiding. This mechanism can provide positive feedback to density wave oscillations. The neutronic feedback gain is dependent on the effective thermal time constant associated with thermal power generation and deposition into the coolant and on the local void fraction.

The two feedback mechanisms, thermal-hydraulic and neutronic, may be coupled in an RBMK core and could potentially generate power oscillations in both core flow and thermal power. These oscillations may affect margins to fuel thermal safety limits if they are not controlled.

10.2 Discussion of RBMK coupled neutronic-thermal hydraulic stability

The physical characteristics of RBMK reactors make it relevant to discuss the potential for this type of instability. The reactor core, and thus the coolant channels, are very tall. The corresponding large two-phase column in the pressure tubes results in a long void transit time. This in turn may significantly delay pressure feedback and could permit more closely couple neutronic feedback. In addition, long void transit times may increase susceptibility to destabilizing effects of reactor control system feedback.

The RBMK reactor core is loosely coupled in the radial dimension. As a result, the probability for higher order oscillation modes, i.e. beyond the fundamental or core-wide mode, may be increased. In the extreme, single coolant channel oscillations, which represent a purely thermal hydraulic instability, may be possible with very small coupling and high two phase pressure drops. Depending on the oscillation mode, detection of such high order oscillations may be difficult, even with advanced instrumentation and analysis algorithms. This scenario could impact the integrity of the coolant channel.

The axial neutron flux distribution in RBMK core is normally double peaked (cf. IAEA TECDOC 694). This type of axial flux profile is known to adversely affect core stability at a given reactor power/flow operating state in boiling water reactors (BWR). The same effects of enhanced neutronic feedback in the highly voided channel exit region, and low boiling boundary may be transferable to the RBMK reactor design. In this case, the normal RBMK flux distribution may be destabilizing.

Finally, the current plant computers SKALA were not designed and so they may not currently be capable of detecting coupled neutronic-thermal hydraulic instability on a routine basis. The capability to monitor the RBMK core for these instabilities using high speed data acquisition does exist but this is not frequently used.

10.3 Recommandations relatives à l'étude de la stabilité du RBMK

10.3.1 Vérification de la stabilité du RBMK

Les connaissances sur les caractéristiques de stabilité du RBMK sont insuffisamment connues. Pour obtenir plus d'informations sur les caractéristiques de stabilité, il est recommandé qu'un programme de mesures de stabilité soit effectué sur les RBMK. Dans une première phase, il est recommandé que les mesures soient restreintes au domaine de fonctionnement normal du RBMK. Il convient de mesurer les signaux suivants : flux neutronique (LPRM et APRM), débit, niveau du sécheur de vapeur, pression du système, circulation d'eau d'alimentation et densité du réfrigérant en sortie. Il est recommandé que les signaux soient analysés aux moyens de technique d'analyse du bruit. Les résultats de telles investigations forment la base du travail d'analyse suivant. L'objectif des méthodes analytiques est de déterminer si d'autres mesures dans d'autres parties du domaine de fonctionnement sont permises et nécessaires, et si les oscillations sont un problème important pour la sûreté des RBMK. Une fois que ces travaux sont effectués, de nouvelles recommandations peuvent être données. Conformément aux pratiques occidentales, les recommandations dépendent du risque potentiel des oscillations.

10.3.2 Surveillance de la stabilité des coeurs de RBMK

Il convient d'étudier la possibilité de surveiller la marge de stabilité du coeur si les RBMK apparaissent comme étant susceptibles de façon significative à ce type de phénomène. Le niveau de capacité de surveillance installée dépend des ressources disponibles, et du degré de sophistication qui est estimé nécessaire. Les algorithmes de détection d'oscillation de puissance simples pouvant signaler des réductions inacceptables de marge de stabilité avec relativement peu de matériel. Par ailleurs, ce type de système de détection réagit rapidement. Une autre solution est d'utiliser des systèmes de surveillance de stabilité sur PC qui utilisent l'analyse du bruit neutronique pour donner des informations plus sophistiquées concernant la stabilité du coeur. Ce type de fonction de surveillance mobilise plus de ressources. Cependant, les deux méthodes peuvent apporter des améliorations à court terme.

11 Surveillance du démarrage

L'approche actuelle de surveillance de la puissance au cours du démarrage nécessite qu'une suspension avec une chambre d'ionisation à impulsions (KNT 31M) soit placée au niveau du canal interne dans le réflecteur du réacteur. Une telle chambre d'ionisation est située sur l'axe du coeur. Le flux neutronique augmentant, les lectures de l'instrumentation atteignent la limite supérieure de son domaine de fonctionnement. La suspension est ensuite déplacée manuellement par les opérateurs dans la salle centrale du réacteur. Il n'y a actuellement aucun moyen adapté de positionner la suspension, il est habituellement maintenu en plaçant un pied sur les câbles de suspension. Tandis que la suspension est déplacée, la communication avec l'opérateur du réacteur est maintenue via un interphone, de telle façon que les opérateurs dans la salle du réacteur sachent quand déplacer la chambre et que les opérateurs de la salle de commande sachent quand la chambre a été déplacée. La procédure est répétée alors que la puissance augmente, jusqu'à ce que les appareils de surveillance fixés tels que ceux utilisant des détecteurs KNK 56 arrivent dans leur domaine de fonctionnement.

La procédure actuelle de démarrage et de déplacement du détecteur ne fournit pas des informations fiables à l'opérateur sur la position du détecteur, et elle n'exclut pas la possibilité d'un déplacement par inadvertance du détecteur. Un tel événement pourrait provoquer une dose supplémentaire pour le personnel, un retard au démarrage du réacteur, l'opérateur du réacteur et les opérateurs dans la salle centrale pourraient également voir leur charge de travail augmenter pour résoudre le problème. Il se pourrait également que la suspension et le câblage du détecteur soient endommagés au cours de l'exercice.

10.3 Recommendations for investigating RBMK stability

10.3.1 RBMK stability benchmarking

There is insufficient knowledge about the stability characteristic of the RBMK. To get more information about the stability characteristic, it is recommended that a programme of stability measurements is made in the RBMKs. In the first step the measurements should be restricted to the normal operation-range of the RBMK. The following signals should be measured: neutron flux (LPRM and APRM), flow rate, drum separator level, system pressure, feedwater flow and outlet coolant density. The signals should be analyzed by the means of noise analyses technique. The results from such investigations form the basis for the following analytical work. The aim of the analytical methods is to decide, whether further measurements in other parts of the operation-range are allowed and necessary and whether oscillations are a safety significant problem for the RBMKs. After these activities have been finished further recommendations can be given. According to the western practice the recommendations depend on the risk potential of the oscillations.

10.3.2 Stability monitoring of RBMK cores

The capability for monitoring the stability margin of the core should be considered if the RBMK is found to be significantly susceptible to this type of phenomenon. The degree of monitoring capability installed will in part be dependent on the resources available, and the degree of sophistication that is deemed necessary. Simple power oscillation detection algorithms that can provide a warning of unacceptable reductions in stability margin with relatively little associated hardware. This type of detection system is also fast reacting. Alternatively, PC-based stability monitors are available that utilize neutron noise analysis to provide more sophisticated information regarding the stability of the core. This type of monitoring capability is more resource intensive. However, both methods may provide short-term improvements.

11 Startup monitoring

The present approach to power monitoring during startup requires that a suspension with a pulse fission chamber (KNT 31M) be placed at the inside channel in the reactor reflector. Such a fission chamber is located on the core centre line. As neutron flux increases the readings of instrumentation reaches the upper limit of its operating range. The suspension is then moved upwards such that the readings return close to the lower limit of the measuring range. The suspension is moved by hand by operators in the reactor central hall. There is currently no proper means of positioning the suspension, it is usually be held in place by placing a foot on the suspension cables. While the suspension is being moved communication with the reactor operator is maintained via an intercom system such the operators in the reactor hall know when to move the chamber and the control room operators know when the chamber is being moved. The procedure is repeated as power increase until the fixed monitors such as those using KNK 56 detectors enter their operating range.

The current procedure for startup and moving the detector does not provide the operators with reliable information the detector position nor does it exclude the possibility of an unintentional displacement of the detector. Such an event could cause staff to receive addition dose, delay to reactor startup, the reactor operator and the operators in the central hall could also see their work load increase as the situation is resolved. There would also appear a possibility that the suspension and detector cabling could be damaged during the exercise.

A la lumière de ces commentaires, il est jugé souhaitable d'envisager l'introduction d'une commande à distance avec un indicateur de position qui serait actionné par l'opérateur du réacteur. Des tentatives ont été effectuées pour améliorer la position, cependant, cela n'a pas été possible car il y avait des câbles très spéciaux qui peuvent supporter des charges mécaniques, et on ne disposait pas de préamplificateurs miniaturisés.

Une autre approche consiste à installer de nouveaux détecteurs à position fixe. Il est recommandé que ces détecteurs soient capables de surveiller la puissance du réacteur du niveau sous-critique au niveau de démarrage, lorsque les détecteurs fixes existants deviennent opérationnels. S'il n'est pas possible de couvrir l'ensemble du domaine avec un seul détecteur, il est recommandé alors d'utiliser plus d'un détecteur. Ces détecteurs seraient fixés à différentes distances de l'axe du coeur et il suffirait, au démarrage, de prendre le signal venant de chacun à tour de rôle pour couvrir la gamme prescrite de flux neutronique.

11.1 *Suspension commandée à distance pour une chambre à fission*

Il est proposé de développer un système de suspension de chambre à fission afin de pouvoir suivre le niveau de puissance du réacteur de l'arrêt à la puissance nominale 1,2. Il est recommandé que la suspension permette également de mesurer la répartition axiale de flux neutronique à l'arrêt du réacteur afin de fournir des données pour le contrôle de la sous-criticité du réacteur.

Il est recommandé que la suspension et l'entraînement permettent de positionner la chambre à fission n'importe où sur la hauteur du coeur. Il convient que l'indication de la position soit précise à ± 10 cm. Lorsque la chambre est à sa position la plus haute, 1 m au-dessus du coeur, il convient que le flux neutronique soit 5×10^{14} n m⁻² s⁻¹, au niveau de puissance nominale du réacteur.

Il convient que la chambre puisse fonctionner en mode courant et pulsé afin qu'elle dispose de la gamme et du niveau de circulation nécessaires et il convient que la période soit donnée. Etant donné les problèmes prévisibles de transmission des données pulsées, il est proposé que l'électronique du couvercle soit placée aussi près de la chambre que possible mais dans un environnement à faible température et faible niveau de rayonnement. Il est recommandé de fournir la sortie du préamplificateur dans un format approprié, format binaire par exemple.

Il est recommandé qu'il y ait un nombre suffisant de canaux de mesure pour une hauteur de 17 m, du bord inférieur du coeur au plancher du réacteur pour un diamètre interne de 65 mm.

12 **Système de surveillance de l'hydrogène**

Il existe un risque grave que des quantités importantes d'hydrogène soient produites dans les canaux de combustible et de barres de commande et puissent s'accumuler dans les cellules du réacteur. Si ces accumulations ne sont pas prises en compte, elles sont susceptibles de provoquer une explosion et de causer des dégâts.

Une grande quantité d'hydrogène est produite par la radiolyse de l'eau au cours de sa circulation à travers le coeur du réacteur. Dans certaines parties de l'installation et des locaux (comme les cavités gazeuses dans les cuves et certaines parties du couvercle, etc.), l'hydrogène peut s'accumuler à des concentrations élevées (14 % à 18 % vol.). Ces teneurs ont été confirmées par des données expérimentales. En étudiant le problème, les experts de RBMK ont mentionné la description suivante de certains incidents: « un certain nombre de cas d'altération des matériels dans lesquels le couvercle de l'entraînement des barres de commande était ouvert et les tubes du déplaceur et du détecteur axial ont été immobilisés, se sont produits. Ils étaient dus à un pic de pression important pouvant provenir d'une explosion d'hydrogène ».

Des efforts supplémentaires sont nécessaires pour clarifier les problèmes de génération, accumulation, recombinaison d'hydrogène, d'incendie ou d'explosion d'hydrogène dans les réacteurs RBMK. Différents rapports de l'AIEA traitent le problème de l'hydrogène de la façon suivante.

In light of these comments, it is thought to be desirable to consider introducing a remote drive with a position indicator that would be actuated by the reactor operator. Attempts have been made to improve the position, however, it was not possible because there were special cables which could stand mechanical loads, and miniature preamplifiers were not available.

An alternative approach is to install new detectors which would be fixed in position. These detectors should be able to monitor the reactor power from subcritical to the startup levels, when the existing fixed detectors become operational. Should it not be possible to cover the range using a single detector then more than one detector should be used. These detectors would be fixed at different distances from the core centre line and then, during startup, the signal would be taken from each in turn to cover the required range of neutron flux.

11.1 Remote drive suspension for a fission chamber

It is proposed to develop a fission chamber suspension system to enable the reactor power level to be monitored from shutdown to 1,2 nominal power. The suspension should also enable the axial neutron flux distribution to be measured at reactor shutdown to provide data for reactor subcriticality control.

The suspension and drive should enable the fission chamber to be positioned anywhere along the core height. The position indication should be accurate to ± 10 cm. When the chamber is at its upper position i.e. 1 m above the core, the neutron flux should be $5 \times 10^{14} \text{ n m}^{-2} \text{ s}^{-1}$ at reactor nominal power level.

The chamber should be able to operate in pulse and current mode to give it the necessary range and flux level and period should be output. Given the anticipated problems with transmission of the pulse data it is proposed that the head electronics be located as close to the chamber as possible but in a low radiation/temperature environment. The output from the preamplifier should be in an appropriate form, e.g. binary format.

There should be a sufficient number of measuring channels with height 17 m, i.e. extending from the lower edge of the core to the reactor floor and with an inner diameter of 65 mm.

12 Hydrogen monitoring system

There is a major concern that significant amounts of hydrogen can be produced in both the fuel and control rod channels and can accumulate in the reactor compartments. If these build ups are not dealt with, they could result in a damaging explosion.

A large amount of hydrogen is produced by water radiolysis during its flow through the reactor core. In some parts of the installation and rooms (such as gaseous cavities in vessels and parts of headers, etc.), hydrogen can accumulate in high concentrations (14 % to 18 % by volume). These levels have been confirmed experimentally. In investigating the problem, the RBMK experts mentioned the following description of some incidents: "A number of cases of equipment damage in which the driver of the control rod covers were opened and the displacer and axial detector tubes were crippled have taken place. These have resulted from a sharp pressure pulse arising possibly from a hydrogen explosion."

Additional effort is required to clarify the problems of hydrogen generation, accumulation, recombination, hydrogen burn or hydrogen explosion in RBMK reactors. Different IAEA reports handled the hydrogen problem as follows.

- a) Les deux premiers scénarios de l'accident de Tchernobyl en 1986 donnés dans le chapitre 45 de la section I du document INSAG-7 sont consacrés aux explosions d'hydrogène. Aucune autre explication n'a été donnée pour rejeter ces deux hypothèses.
- b) Le contrôle de l'hydrogène est décrit dans le chapitre 10.2 de la section III de l'AIEA TECDOC 694 comme suit: "les gaz non condensables sont expulsés des différents locaux ou chambres et dirigés vers des filtres à charbon avant d'être rejetés par la cheminée. Si la concentration en hydrogène dépasse le point de consigne, une alarme est activée dans la salle de commande. Un opérateur doit alors démarrer le recombiner d'hydrogène".

Un système d'élimination de l'hydrogène est maintenant installé dans les réacteurs RBMK. Le système peut être mis en service manuellement en cas de nécessité. Deux questions ont été discutées au cours de la préparation de ce rapport.

- Quelle est la fréquence de fonctionnement des recombiners de H_2 ?
- Combien d'incidents dus à la combustion ou à l'explosion d'hydrogène se sont produits dans l'installation ou les locaux ?

Les réponses aux questions ont été les suivantes :

- Le système d'élimination d'hydrogène n'a pas été souvent activé et ces utilisations n'ont pas toutes été enregistrées.
- Trois types d'événements dont la cause principale était l'accumulation d'hydrogène se sont produits :
 - 1) explosion dans la cavité du réacteur en 1976 à la centrale de Leningrad - 1 ;
 - 2) explosion dans l'écran biologique ;
 - 3) légère explosion dans le cœur due à l'accumulation d'hydrogène dans les canaux de CPS.
- c) Le problème de l'hydrogène est également commenté dans l'AIEA TECDOC 722. Le problème est discuté en fonctionnement normal ainsi qu'en situation d'accident.

La génération d'hydrogène en situation d'accident a été établie dans l'AIEA TECDOC 722 lors de l'analyse de l'UDBA pour Smolensk-3 à l'aide des codes du RDIPE TRANS-8, TRIADA and RAPTA. L'analyse a montré que la quantité totale d'hydrogène produit au cours des 30 min initiales de l'accident est 24 m^3 à 20°C sous pression atmosphérique. Quand cette quantité d'hydrogène est répartie uniformément dans le volume de la salle abritant les collecteurs et les conduites de vapeur, la concentration moyenne est de 2,4 %, ce qui est plus faible que la concentration minimale permettant la combustion de l'hydrogène dans un mélange air/vapeur. Cet argument est basé sur une répartition uniforme et montre qu'un incendie d'hydrogène n'a pas une forte probabilité dans les conditions d'accident analysées, cependant l'argument de répartition uniforme doit être considéré comme suspect et on peut s'attendre à des explosions d'hydrogène car les concentrations locales d'hydrogène sont supérieures à 4 %.

Les limites explosives de l'hydrogène dans l'air sont :

- limite explosive inférieure (LEL) 4 % concentration ;
- limite explosive supérieure (UEL) 76 % concentration.

- a) The first two scenarios of the 1986 Chernobyl accident given in item 45 of section I of INSAG-7 were devoted to hydrogen explosions. No further explanations were given to reject these two assumptions.
- b) Hydrogen control is described in item 10.2 of section III of IAEA TECDOC 694 as follows: "The non-condensable gases are drawn out of the various rooms or chambers and directed through charcoal filters before being released out the stack. When the hydrogen concentration exceeds the set-point, an alarm is activated in the control room. An operator must then start the hydrogen recombiner".

A hydrogen removal system is now available in RBMK reactors. The system can be brought into services manually when needed. Two questions were discussed during the preparation of this report.

- How often are the H₂ recombiners operated?
- How many incidents have occurred that were due to hydrogen burn or hydrogen explosion in installations or rooms?

The answers to the questions were the following:

- The hydrogen removal system was not often activated and all operations were not recorded.
 - Three types of events occurred which were mainly due to hydrogen accumulation:
 - 1) explosion in the reactor cavity occurred 1976 in Leningrad - 1 NPP;
 - 2) explosion in the biological shield;
 - 3) small explosion in the core due to accumulation of amounts of H₂ in CPS channels.
- c) Further comment was made on the hydrogen problem in IAEA TECDOC-722. The problem is discussed both in connection with normal operation and under accident condition.

Hydrogen generation under accident conditions was determined in IAEA TECDOC 722 during the analysis of the Ultimate Design Basis Accident (UDBA) for Smolensk-3 using the RDIPE codes TRANS-8, TRIADA and RAPTA. The analysis showed that the total amount of hydrogen produced during the initial 30 min of the accident is 24 m³ at 20 °C and atmospheric pressure. When this amount of hydrogen is distributed uniformly through out the volume of the room housing the steam drums and streamlines the average concentration is 2,4 % which is lower than the lower limits for hydrogen burns in steam/air mixtures. This argument is based on uniform distribution and shows that a hydrogen burn is not highly probable under the accident conditions analyzed however the uniform distribution argument must be regarded as being flawed and hydrogen explosions are to be expected because local hydrogen concentrations can be higher than 4 %.

The explosive limits of hydrogen in air are:

- lower explosive limit (LEL) 4 % concentration;
- upper explosive limit (UEL) 76 % concentration.

Pour les appareils de détection de gaz, il est courant de mentionner un domaine de détection de 0 % à 100 % de la LEL, avec des alarmes fixées à 20 % et 50 %, ce qui permet de signaler une accumulation à risque explosif. D'autres détecteurs peuvent être nécessaires pour surveiller des teneurs plus élevées (dans la bande explosive), mais lorsque 100 % de la LEL (concentration de 4 %) est atteint, un risque existe.

Il est recommandé que les détecteurs d'hydrogène soient placés avec soin en tenant compte des schémas de dispersion probables du gaz, avec une mention particulière pour les conduits d'extraction.

Il faut effectuer une étude des zones à risque et des classifications de zones (0, 1 ou 2) attribuées.

Il faut que tout autre matériel électrique situé dans les zones dangereuses soit de conception adaptée tel qu'intrinsèquement sûr (Exi), protégé contre les explosions (Exd), etc. en fonction de la zone.

Le problème de l'hydrogène est vu par certains comme plus urgent et un projet spécial a été formulé, celui-ci est intitulé:

"Système de contrôle d'hydrogène (HCS) dans la salle et les installations du réacteur RBMK" et est joint en annexe D.

Etant donné l'incertitude actuelle, il est suggéré d'effectuer des études complémentaires afin de déterminer s'il y a réellement un problème et la nature de ce problème. Une fois que ceci est fait, des propositions fermes sur un programme d'exécution peuvent être formulées.

13 Conclusions

Les sujets traités dans ce document n'ont pas été sélectionnés de façon systématique mais ont été choisis par la CEI et les experts russes pour leur pertinence par rapport aux activités de la CEI et pour l'expertise technique, dont on disposait. Les points identifiés ne reflètent donc aucun classement des problèmes de sûreté ou une quelconque priorité ou impact sur la sûreté de l'une des mesures, même si elles étaient mises en application. De nombreux problèmes et aspects importants de la sûreté pour lesquels des mesures physiques sont prescrites afin d'améliorer la sûreté ont été omis et ne sont même pas mentionnés dans ce document. Les recommandations ci-dessous diffèrent de celles normalement publiées par la CEI sous forme de normes, celles-ci étant de nature transitoire et certaines ayant déjà été dépassées par le processus continu des améliorations de la sûreté des centrales.

- a) L'expérience a démontré le besoin d'améliorer l'instrumentation relative à la sûreté des réacteurs de type RBMK en utilisant une technologie moderne et reconnue.

Le groupe de travail a identifié les améliorations et changements prioritaires en se basant sur l'évaluation des systèmes RBMK et les événements pour lesquels l'instrumentation s'est révélée insuffisante pour une exploitation sûre.

- b) Le groupe de travail s'est concentré sur les questions d'I&C, cependant deux sujets ont été inclus dans le domaine d'application de ce travail bien qu'ils ne soient généralement pas considérés comme des problèmes majeurs d'I&C. Le premier concerne l'addition d'un système d'arrêt diversifié incluant le mécanisme d'absorption qui est important pour la sûreté du réacteur. Le second sujet est la surveillance de l'hydrogène et l'installation d'un système qui devrait fournir des informations détaillées sur une concentration dangereuse de H_2 dans les zones-clés de la centrale.

For gas detection equipment it is usual to quote the detection range as 0 % to 100 % LEL, with typical alarms being set at 20 % and 50 %, thus giving warning of explosive hazard build up. Further detectors may be required to monitor higher ranges (within the explosive band), but when 100 % LEL (4 % concentration) is reached, a hazard exists.

Hydrogen detectors should be sited with care to take account of the likely gas dispersal patterns, with particular note being taken of extract ducts.

A hazardous area study must be carried out and classification zones (0, 1 or 2) allocated.

Any other electrical equipment within the hazardous areas must be of suitable design such as intrinsically safe (Exi), flameproof (Exd), etc. as appropriate to the area.

The hydrogen problem is seen by some as more urgent and a special project has been formulated with the title:

"Hydrogen Control System (HCS) in Installations and Room of RBMK-Reactor" which is presented in annex D.

Given the current uncertainty it is suggested that further investigations are completed to determine if there really is a problem and the nature of that problem. Once this is completed firm proposals on a course of action can be made.

13 Conclusions

The subjects discussed in this document were not selected on a systematic basis but were selected by the IEC and Russian experts as considered to be appropriate to the activities of the IEC and for which technical experience was available. The items identified therefore do not reflect any ranking of the safety issues or any priority or impact on safety of any of the measures were they to be implemented. Many important safety issues and areas where physical measures are required to improve safety have been omitted and indeed not even acknowledged in this document. The recommendations below differ from those normally produced by the IEC in the form of standards as they are of a transitory nature and some have already been overtaken by the continuing process of improvements to plant safety.

- a) Experience has demonstrated the need to improve the safety instrumentation of the RBMK type reactors using well proven modern technology.

The working group identified the upgrades and changes of the highest priority based on the evaluation of the RBMK systems and the events where the instrumentation was found to be inadequate for safe operation.

- b) The working group concentrated on I&C matters however two subjects were included in the scope of work although they are generally not considered as central issues of I&C. The first one deals with the addition of a diverse shutdown system including the absorber mechanism which is important to the reactor safety. The second subject is hydrogen monitoring and the installation of system which should provide detailed information about the dangerous H₂ concentration in key areas of the plant.

- c) Le système de traitement des données et de présentation des informations est utilisé pour des mesures importantes et il est recommandé de l'améliorer ou de le remplacer. Il est recommandé que le nouveau matériel soit capable de manipuler et traiter l'information plus rapidement que le système existant et soit en mesure de présenter l'information critique à l'opérateur sous une forme facilement compréhensible. Les prescriptions de performance cible sont indiquées dans le tableau 1.

Le système informatique amélioré avec un traitement de l'information plus avancé fournirait également à l'opérateur des informations indiquant l'approche des conditions conduisant à la violation des conditions d'exploitation ou de l'épuisement du combustible. L'amélioration de l'interface homme-machine doit permettre d'améliorer encore la sûreté, une plus grande fiabilité pouvant être attendue de l'action correcte de l'opérateur. L'ordinateur permet également d'améliorer les alarmes et le système d'affichage des paramètres de sûreté (SPDS).

- d) Le système d'arrêt actuel est vulnérable aux accidents impliquant une perte d'eau de refroidissement qui pourraient causer un important apport de réactivité. Il est essentiel d'améliorer les moyens de détecter de tels incidents pour assurer la protection en arrêtant rapidement le réacteur. Cette protection est apportée en effectuant directement les mesures sur le système CPS, cependant leur fiabilité pourrait être grandement améliorée par une plus forte redondance et la mise en place additionnelle de nouveaux instruments. Il est également suggéré que la masse d'eau des canaux de protection et de commande soit diminuée afin de réduire l'amplitude des phénomènes transitoires de réactivité dans l'éventualité d'une perte de réfrigérant.

Le système d'arrêt actuel est basé sur l'utilisation d'un absorbeur solide sous forme de barres de commande, il est recommandé qu'un dispositif indépendant d'arrêt du réacteur soit introduit. Il est recommandé que le système d'arrêt à action rapide basé sur l'injection de gaz, dont les principaux éléments ont récemment subi des essais concluants, ainsi que l'injection de poison liquide soient évalués pour leur utilisation dans le réacteur.

- e) Le réacteur RBMK contient environ mille six cents canaux de refroidissement du combustible (tubes de pression). Dans les cas de perte de refroidissement du combustible, des accidents et des émissions de rayonnement importants se sont produits. Il est par conséquent vital de protéger le combustible et de prévenir toute rupture des tubes de pression afin d'exclure une violation des limites du coefficient de la marge d'assèchement. Il a été conclu que des débitmètres supplémentaires sont nécessaires si la protection mono-canal doit être atteinte. Un certain nombre d'autres moyens de surveiller la circulation de réfrigérant ont été identifiés et il est recommandé que ceux-ci soient étudiés plus avant et que l'un d'entre eux soit sélectionné pour sa mise en oeuvre immédiate sur tous les réacteurs RBMK.
- f) Le contrôle effectif de la distribution de puissance tridimensionnelle dans le coeur est une nécessité absolue pour la sûreté du réacteur. Il est recommandé que des mesures soient prises afin de réduire la dépendance du contrôle de la distribution de puissance envers l'opérateur et introduire des systèmes automatiques numériques de contrôle du profil de puissance dans l'espace et maintenir les barres dans leur plage efficace. Ce système doit également inclure une possibilité de contrôler la réduction de puissance dans des conditions spéciales.
- g) Des fuites se sont produites de nombreuses fois dans tous types de centrales nucléaires. La détection précoce des fuites est essentielle pour les identifier comme précurseur de rupture possible avec des conséquences graves. Les spécifications pour un système de détection de fuite efficace sont données ci-dessus, il est recommandé que ce système donne une indication précoce d'une rupture de tube ou autre défaillance afin de pouvoir appliquer des mesures d'atténuation de l'accident.

- c) The data processing and information presentation system is used for important measurements and should be upgraded or replaced. The new equipment should be capable of handling and processing the information faster than the existing system and have the means of presenting the critical information to the operator in an easily understandable form. Target performance requirements are indicated in table 1.

The improved computer system with more advanced information processing would also provide the operator with information indicating the approach to the conditions leading to violation of operating conditions or to fuel failures. Improvement to the human-machine interface will further enhance safety as a higher reliability can be placed on correct operator action. The computer also allows for improved alarms and safety parameter display system (SPDS).

- d) The present shutdown system is vulnerable to incidents involving loss of water cooling which would cause a large reactivity insertion. It is essential to improve the means of detecting such incidents to provide protection by rapid reactor shutdown. Such protection is provided by direct measurement on the CPS system however their reliability could be greatly improved by increased redundancy and additional application of new instruments. It is also suggested that the water inventory of the control and protection channels is reduced so decreasing the size of the reactivity transient in the event of a loss of coolant.

The current reactor shutdown system is based on the use of solid absorber in the form of control rods, it is recommended that diverse means of reactor shutdown is introduced. It is suggested the fast acting shutdown system based on gas injection the main elements of which recently passed trial tests along with liquid poison injection are investigated for use on the reactor.

- e) The RBMK reactor contains about sixteen hundred individual fuel coolant channels (pressure tubes). In those cases where cooling of the fuel has been lost significant accidents and radiation releases occurred. It is therefore vital to protect the fuel and prevent the pressure tubes from rupturing to exclude a violation of and prevent the limits on the dryout margin coefficient. It was concluded that additional flowmeters will be needed if single channel protection is to be achieved. A number of additional ways of monitoring the coolant flow have been identified and it is recommended that these are to be further investigated and one selected for immediate implementation on all RBMK reactors.
- f) Effective control of the three-dimensional power distribution in the core is an absolute necessity for reactor safety. It is recommended that measures are taken to reduce the dependence of power distribution control on operator and introduce digital automatic systems for control of the spatial power profile and maintain the rods in their effective range. This system has to provide also a possibility to control power reduction in special conditions.
- g) Leaks occurred many times in all types of nuclear power plants. An early detection of leakage is essential in order to recognize them as forerunners of possible ruptures with serious consequences. The specifications for an effective leak detection system is described above, this should provide an early indication of a tube break or other failure to enable accident mitigation measures to be employed.

- h) Les caractéristiques de réacteur RBMK le rendent sujet à plusieurs types d'instabilités. Des instabilités peuvent engendrer des excursions de puissance ou des oscillations potentiellement dommageables. Les méthodes utilisées à l'ouest – mesures de stabilité accompagnées d'études analytiques – sont identifiées et il est recommandé de les utiliser pour déterminer les caractéristiques de stabilité du RBMK.
- i) Le démarrage d'un réacteur est une phase sensible de l'exploitation et les dispositions actuelles ne sont pas suffisantes car la possibilité d'erreur humaine est importante. Une proposition est faite pour des améliorations des dispositions des matériels de surveillance du démarrage afin d'automatiser le déplacement des détecteurs et introduire un dispositif précis de mesure de la position du détecteur ou d'introduire des détecteurs à poste fixe capables de suivre le domaine d'arrêt. Ces mesures, si elles sont adoptées, réduiront également les besoins en personnel présent dans la salle du réacteur pendant le démarrage et l'ensemble des activités d'augmentation de puissance et de mesure seront prises en main par l'opérateur.
- j) L'hydrogène produit en cours d'exploitation peut s'accumuler dans certains espaces du réacteur pour atteindre des concentrations potentiellement explosives. Il est suggéré qu'un régime de surveillance de l'hydrogène soit établi afin d'identifier les zones à surveiller dans la centrale. Un système de détection précoce et de ventilation ou de combustion de l'hydrogène peut alors être introduit.
- k) Les annexes contiennent des descriptions détaillées sur les incidents de rupture du canal de combustible, l'algorithme de bilan massique (une méthode alternative de détection de fuite, de surveillance du refroidissement du cœur et autres diagnostics du cœur), la description du système informatique SKALA et le système de contrôle de l'hydrogène (HCS) dans les installations et locaux de réacteurs RBMK.

- h) The characteristic of the RBMK reactor makes it susceptible to several types of instabilities. Instabilities can lead to potentially damaging power excursions or oscillations. The methods used in the west – stability measurements accompanied by analytical investigations – are identified and it is recommended that these are used to determine the stability characteristic of the RBMK.
- i) The startup of a reactor is a sensitive phase of operation and the current arrangements would not appear to be adequate as there appears a significant possibility of human error. A proposal is made for improvements to the arrangement of the startup monitoring equipment to automate the motion of the detectors and introduce accurate means of measuring detector position or introduce fixed position detectors capable to monitor shutdown range. The measures if adopted will also reduce the need for staff to be in the reactor hall during startup and place the operator in the control room in charge of all measuring and power raising activities.
- j) Hydrogen produced during operation can accumulate in some of the reactor spaces to reach potentially explosive concentrations. It is suggested that a regime of hydrogen monitoring be established to identify the key areas of the plant. A system for early detection and venting or burn off of the hydrogen can then be introduced.
- k) In annexes detailed descriptions are given on fuel channel rupture incidents, mass balance algorithm (an alternate way of leakage detection, core cooling monitoring and other core diagnostics), description of the SKALA computer system and hydrogen control systems (HCS) in installations and rooms of an RBMK reactor.

Annexe A

Accidents de rupture du canal de combustible dans les réacteurs RBMK

A.1 Généralités

Au cours des années de fonctionnement des réacteurs RBMK, trois incidents se sont produits au cours desquels une rupture de canal de combustible s'est produite à la suite de circonstances dans lesquelles le refroidissement du sous-assemblage de combustible n'était plus effectif. Dans chacun de ces cas, le sous-assemblage de combustible s'est asséché en raison d'une perte de débit primaire combinée à une surpuissance. Les trois incidents sont :

- centrale nucléaire de Leningrad (LNPP) Tranche 1 en 1975 ;
- centrale nucléaire de Tchernobyl NPP (CHNPP) Tranche 1 en 1982 ;
- centrale nucléaire de Leningrad (LNPP) Tranche 3 en 1992

L'évolution et les conséquences de ces incidents sont totalement différentes par rapport aux nombreux incidents au cours desquels le canal de combustible s'est rompu. Dans ces cas, le refroidissement est conservé et les fuites dans le réacteur ont été arrêtées avant que les conditions du sous-assemblage de combustible s'écartent significativement de celles rencontrées en exploitation normale.

A.2 Leningrad Tranche 1 1975

L'accident à la LNPP Tranche 1 s'est produit en mai, 1975. Le réacteur était en régime de fonctionnement stationnaire à une puissance proche de la puissance nominale de 1000 MWe avec une marge de réactivité de 35 barres. Une panne des turbines de la tranche a généré un signal AZ-5 de chute de puissance contrôlée du réacteur résultant en une chute de la puissance à 0 %.

Après avoir supprimé la panne, l'opérateur du réacteur a commencé à augmenter la puissance du réacteur pour remettre la tranche en exploitation. Cependant, pour maintenir un état critique, la marge de réactivité en exploitation a été fortement réduite pour combattre les effets de l'empoisonnement xénon. Cette action a causé une déformation majeure de la distribution axial et radiale-azimutale de la densité de puissance.

Afin d'éviter une chute de puissance contrôlée automatique du réacteur, les niveaux des seuils d'arrêt d'urgence protégeant d'une différence de puissance entre chambres d'ionisation externes adjacentes ont été ajustés par le personnel de quart à la demande de l'opérateur du réacteur. Cette action constituait une violation des consignes d'exploitation du réacteur.

Le réacteur était équipé de 117 détecteurs de neutron à argent auto-alimentés pour la mesure et la surveillance de la distribution radiale de puissance. Dix de ces détecteurs dans la région du canal 13-33 indiquaient un changement brusque de puissance. Les sept détecteurs par zone de neutron à argent auto-alimentés utilisés pour mesurer et surveiller le profil de puissance axiale indiquaient une augmentation importante de la densité de puissance dans la partie supérieure du réacteur.

Les signaux des systèmes de surveillance de l'humidité et de l'activité du gaz dans la cavité du réacteur indiquaient que les seuils d'urgence avaient été dépassés. Il n'y avait à ce moment aucun signal de protection sur l'augmentation de pression dans la cavité du réacteur. Les signaux d'alarme se sont déclenchés lorsque le réacteur a atteint 30 % de la puissance nominale, la marge de réactivité en exploitation était de 3,5 barres. L'opérateur a arrêté le réacteur par une chute de puissance contrôlée manuelle du réacteur provoquant l'insertion des barres de protection d'urgence.

Annex A

Fuel channel rupture incidents in RBMK reactors

A.1 General

During the years of operation of the RBMK reactors, there have been three incidents in which the a fuel channel has ruptured following circumstances in which effective cooling of the fuel subassembly was lost. In each case, the fuel subassembly went into dryout due to a combination of loss of flow or over power. The three incidents are:

- Leningrad NPP (LNPP) Unit 1 in 1975;
- Chernobyl NPP (CHNPP) Unit 1 in 1982;
- Leningrad NPP (LNPP) Unit 3 in 1992.

The evolution and consequences of these incidents differ quite dramatically from the numerous incidents in which the fuel channel has ruptured. In these cases the cooling was not lost and the leaks resulted in the reactor tripping before the fuel subassembly conditions departed significantly from those encountered in normal operation.

A.2 Leningrad Unit 1 1975

The accident at the LNPP Unit 1 occurred in May, 1975. The reactor was in steady power operation at a power close to the rated power of 1000 MWe with a reactivity margin of 35 rods. A failure of the unit turbines generated an AZ-5 reactor trip signal resulting in the reduction of the power to 0 %.

After removing the failure, the reactor operator started increasing the reactor power to return the unit to operation. However, to maintain a critical state, the operational reactivity margin had to be reduced drastically to combat the effects of xenon poisoning. The action resulted in a major distortion of the radial-azimuth and axial distribution of the power density.

In order to prevent an automatic reactor trip the setpoint levels of the system providing protection on power difference between adjacent ex-core ionization chambers were adjusted by shift personnel at the direction of the reactor operator. This action was in violation of the reactor operating instructions.

The reactor was equipped with 117 silver self-powered neutron detectors for measurement and monitoring of the radial power distribution. Ten of the detectors in the region of channel 13-33 indicated a sharp change in the power. The seven zone silver self-powered neutron detectors used for measuring and monitoring the axial power profile showed a significant increase in the power density in the upper part of the reactor.

The indication signals from the systems monitoring the humidity and activity of gas in the reactor cavity indicted that the emergency levels had been exceeded. There was at the time no protection signalling on the increase in the pressure in the reactor cavity. The signals caused an alarm when the reactor was at 30 % of nominal power and the operational reactivity margin was 3,5 rods. The operator shutdown the reactor by a manual trip of the reactor resulting in the insertion of the emergency protection rods.

L'analyse post-accidentelle a révélé qu'une grande ouverture s'était formée dans la partie supérieure du canal de combustible 13-33 à une hauteur de 5 m depuis le bas, à 2 m du bord supérieur du cœur. Les aiguilles de combustible étaient déformées et la gaine était endommagée. L'examen a également montré que les assemblages de gaine de combustible des neuf canaux adjacents au 13-33 étaient également endommagés. L'accident était également caractérisé par un dégagement important de produits de fission dans le circuit primaire de refroidissement, ce qui a nécessité une opération de décontamination complexe et à long terme.

L'événement a été causé par une déformation de la distribution spatiale de puissance. Il a été suggéré que les conditions avaient été aggravées par la perturbation du débit de réfrigérant et le sous-refroidissement à l'arrivée du réfrigérant dans les canaux touchés résultant de l'incident initial. Il a été conclu que c'était la distorsion de la distribution de puissance et non une brusque diminution du débit dans les canaux 13-33 qui avaient causé la rupture du tube de pression et les dégâts sur la gaine de combustible.

Le réacteur est resté hors service pendant un mois jusqu'à ce que les réparations soient terminées.

A.3 *Tchernobyl Tranche 1 1982*

L'accident à la tranche 1 de la centrale nucléaire de Tchernobyl s'est produit en septembre 1982. Le réacteur fonctionnait à une puissance stationnaire de 700 MW thermique. L'accident s'est produit en raison d'actions erronées du personnel d'exploitation de la centrale dont les actions ont causé un le bouchage presque complet du canal de combustible 62-44 lorsque la vanne d'isolement de réglage a été mal réglée. Ceci a causé une chute spectaculaire de la circulation de réfrigérant privant le canal de combustible de réfrigérant.

Au moment de l'incident, le système de protection et de surveillance utilisant la pression de la cavité du réacteur n'était pas complet et en fonctionnement. La première indication de l'incident a été une augmentation d'activité dans le circuit de gaz du cœur de la tranche 2 qui a des composants de circuit communs avec le circuit de gaz de la tranche 1. Il n'a pu être déterminé, si la tranche 2 avait subi une chute de puissance contrôlée ou un arrêt, le temps écoulé avant l'arrêt de la tranche 1 et quelle défaillance avait été attribuée à la tranche 1 ou à la tranche 2.

L'accident a provoqué une rupture importante d'un canal de combustible, non identifié, à environ 5 m du bord inférieur et 2 m du bord supérieur du cœur. L'altération du combustible est décrite comme grave avec destruction des aiguilles de combustible et le dégagement de pratiquement tout le contenu du canal de combustible dans le canal de graphite. Ceci laisse supposer qu'il pourrait y avoir eu un retard important de l'arrêt du réacteur.

Le réacteur est resté hors service pendant deux mois et au cours de l'opération de décontamination, un container spécial a été installé dans la cavité située en dessous du cœur réacteur pour recevoir le combustible endommagé et les débris du canal.

A.4 *Leningrad Tranche 3 1992*

L'accident de la LNPP tranche 3 s'est produit en mars 1992. Le réacteur fonctionnait à une puissance stationnaire proche de la puissance nominale de 1000 MWe. L'accident s'est produit lorsque la vanne d'isolement et de réglage du canal 52-16 a subi une panne mécanique. La défaillance a provoqué un déplacement des composants internes de la vanne qui a causé un bouchage presque total du canal de refroidissement à l'entrée et l'assemblage combustible a été privé de réfrigérant. La panne a été identifiée lorsque le système de protection du cœur a déclenché une chute de puissance contrôlée du réacteur.

L'absence de refroidissement efficace a provoqué une défaillance du tube de pression et une rupture de gaine de combustible, ce dernier étant centré à 5 m du bord inférieur et 2 m du bord supérieur du cœur. La panne a résulté en un dégagement important de produits de fission bien qu'il n'y ait eu qu'une légère contamination du circuit primaire et du réfrigérant.

The post-accident analysis revealed that a large opening had formed in the upper part of the fuel channel 13-33 at a height 5 m from the lower, 2 m from the upper boundary of the core. The fuel pins were distorted and the cladding was damaged. The examination also showed that the cladding of the fuel pins assemblies in the nine channels adjacent to 13-33 was also damaged. The accident was also characterised by a major release of fission products into the primary coolant circuit. This required a long-term, complex decontamination operation.

The event was caused by a distortion of the spatial power distribution. It has been suggested that the conditions were exacerbated by the resulting disturbance of the coolant flow rate and the inlet subcooling of the coolant in the affected channels. It is concluded that it was the distortion of the power distribution and not a drastic reduction in the flow rate in channel 13-33 that caused the pressure tube to rupture and the fuel clad to be damaged.

The reactor was out of service for one month while repairs were completed.

A.3 Chernobyl Unit 1 1982

The accident at the Chernobyl NPP Unit 1 occurred in September, 1982. The reactor was operating at a steady power of 700 MW thermal. The accident occurred because of erroneous actions of the plant operating personnel whose actions caused an almost complete blockage of fuel channel 62-44 when the control isolating valve was incorrectly adjusted. This in turn caused the coolant flow to fall dramatically starving the fuel channel of coolant.

At the time of the incident, the monitoring and protection systems using reactor cavity pressure were not completed and in operation. The first indication of incident was an increase of activity in the core gas circuit of power unit 2 which has common circuit elements with the gas circuit of power unit 1. It is unclear if unit 2 was tripped or shutdown, what was the duration of the unit 1 shutdown and was as the fault identified as being in unit 1 and not in unit 2.

The accident resulted in a significant rupture of a fuel channel, identity unknown, some 5 m from the lower and 2 m from the upper boundaries of the core. Fuel damage is reported as being severe with destruction of the fuel pins and the release of almost the whole channel fuel inventory into the graphite channel. This suggests there may have been a significant delay in shutting the reactor down.

The reactor was out of service for two months and during the clean-up operation a special container had to be installed in the cavity below reactor core to accommodate the damaged fuel and debris from the channel.

A.4 Leningrad Unit 3 1992

The accident at the LNPP Unit 3 occurred in March 1992. The reactor was operating at a steady power close to the rated power of 1000 MWe. The accident occurred when the control and isolation valve of fuel channel 52-16 suffered a mechanical failure. The failure resulted in the motion of internal components of the valve which caused an almost complete blockage of the coolant channel at the inlet and the fuel assembly was starved of coolant. The failure was identified when the reactor was tripped by the core protection system.

The loss of effective cooling resulted in fuel and pressure tube failure, the latter was centered at a position 5 m from the lower and 2 m from the upper boundary of the core. The failure resulted in a significant release of fission products although there was only mild contamination of the primary circuit and coolant.

Le réacteur est resté hors service pendant trois mois jusqu'à ce que les réparations soient terminées.

A.5 *Commentaire*

Les incidents ont tous eu pour conséquence une rupture du canal à la même position, 5 m du bas, 2 m du haut du cœur. La position est indicative d'une rupture d'origine thermique due à l'absence de refroidissement efficace i.e. l'assèchement du combustible. L'incident de 1975 serait le plus grave, celui-ci ayant endommagé le combustible dans plus d'un canal. Ceci laisse supposer que la distorsion du profil de puissance constitue un problème de sûreté plus important que la perte de réfrigérant, bien qu'une panne du collecteur pourrait priver de refroidissement jusqu'à 40 canaux de combustible. Ceci laisse supposer que la protection contre la distorsion de la distribution de puissance peut être plus urgente que la protection contre la perte de débit primaire dans un seul canal.

Withdrawing
IECNORM.COM: Click to view the full PDF of IEC TR 61510:1996

The reactor was out of service for three months while repairs were completed.

A.5 *Comment*

The incidents all resulted in channel failure at the same position, 5 m from the bottom, 2 m from the top of the core. The position is indicative of thermal induced failure due to loss of efficient cooling i.e. fuel dryout. The 1975 incident would appear to have been the most serious, resulting in damage to fuel in more than one channel. This suggests that distortion of the power profile is a greater safety threat than loss of coolant, although header failure could result in cooling in up to 40 fuel channels. This in turn suggests that protection against distortion of the power distribution may be more urgent than protection against single channel loss of coolant.

Withdawn
IECNORM.COM: Click to view the full PDF of IEC TR 61510:1996

Annexe B

Algorithme de bilan massique

La première étape pour développer un modèle dynamique de circuit est :

$$F(X_1, \dots, X_n, Mc, a_1, \dots, a_k, t) = 0 \quad (1)$$

qui donne le type de relation entre les paramètres de circuit surveillés $X_1, \dots, X_n$ (tels que puissance du réacteur, débit total de réfrigérant à l'entrée du réacteur; pression et température à divers points du circuit; niveau dans le sécheur de vapeur; débit d'eau d'alimentation; capacité de la turbine; débit d'alimentation en vapeur pour la turbine; extraction de vapeur pour des besoins de service; position des vannes et régulateurs mobiles; débit chauffage de l'eau utilisée pour refroidir les condenseurs de la turbine, etc.) ainsi qu'entre les constantes du modèle $a_1, \dots, a_k$, le temps t et la masse Mc de réfrigérant dans le circuit.

Dans un second temps, le modèle est adapté aux conditions réelles, on recherche les constantes a_m qui correspondent le mieux aux paramètres mesurés dans des conditions d'exploitation transitoire et stationnaire dans des états de multitude aux temps $t_1, \dots, t_i, t_f$. Ceci est effectué en résolvant le système d'équations ci-dessous :

$$F(X_1, \dots, X_n, Mc, a_1 \dots a_m, t) = 0 \quad (2)$$

A l'aide des paramètres obtenus, on obtient les différences $D_{X_n}(X_n^* - X_n)$ entre les paramètres mesurés et ceux calculés par le modèle.

Ensuite, dans un troisième temps, le diagnostic des résultats anormaux est effectué par un critère de non-acceptation au cours de l'exécution de l'algorithme:

$$|X_n^* - X_n| \geq Q_n \sqrt{D_{X_n}} \quad (3)$$

où Q_n est le paramètre du critère de non-acceptation.

Dans tous les états de multitude pris en compte dans la deuxième étape, on détermine (pour chaque état) les valeurs de $Mc^*(t_e)$ donnant la plus faible différence des moindres carrés entre les valeurs mesurées et calculées $(X_n^* - X_n)$, ainsi que la dispersion $D_{Mc}(t_e)$ entre la quantité massique de réfrigérant prévue par le modèle $Mc^*(t_e)$.

Le diagnostic de l'état de la masse de réfrigérant est déterminé par le critère de non-acceptation en cours de fonctionnement.

$$|Mc(t_e) - Mc^*(t_e)| \geq Q_m \sqrt{D_{Mc}} \quad (4)$$

où Q_m est le paramètre statistique du critère de non-acceptation.

L'adaptation des constantes de l'algorithme est périodiquement répétée au cours de l'exécution de l'algorithme.

Annex B

Mass balance algorithm

The first stage in the development of a dynamic model of the circuit is:

$$F(X_1, \dots, X_n, Mc, a_1, \dots, a_k, t) = 0 \quad (1)$$

which gives the type of relation between monitored circuit parameters $X_1, \dots, X_n$ (such as reactor power, total coolant flow rate at reactor inlet: pressure and temperature at various points of the circuit; level in drum separator; feed water flow rate; turbine capacity; rate of steam supply for turbine; steam extraction for service needs; position of slide valves and regulators; flow rate and heating of water used for turbine condensers cooling, etc.) as well as between the model constants $a_1, \dots, a_k$, time t and mass Mc of the circuit coolant.

At the second stage, the model is adopted to real conditions, i.e. they look for constants a_m which the best satisfy the measured parameters under reactor stationary and transient operating conditions in multitude states at time moment $t_1, \dots, t_i, t_l$. It is realized by solving the below system of equations:

$$F(X_1, \dots, X_n, Mc, a_1 \dots a_m, t) = 0 \quad (2)$$

With the help of obtained parameters, they obtain the differences $D_{X_n}(X_n^* - X_n)$ between the measured parameters and those calculated by the model.

Later on at the third stage, diagnostics of measurements anomalous results is made by non-acceptance criterion in the course of the algorithm operation:

$$|X_n^* - X_n| \geq Q_n \sqrt{D_{X_n}} \quad (3)$$

where Q_n is parameter of non-acceptance criterion.

In all multitude states considered at the second stage, they determine (for each state) the values of $Mc^*(t_e)$ providing for the least mean square divergence between the measured and calculated values $(X_n^* - X_n)$, as well as dispersion $D_{Mc}(t_e)$ between the coolant mass quantity envisaged by the model $Mc^*(t_e)$

Diagnostics of coolant mass state is determined by non-acceptance criterion during operation.

$$|Mc(t_e) - Mc^*(t_e)| \geq Q_m \sqrt{D_{Mc}} \quad (4)$$

where Q_m is statistical parameter of non-acceptance criterion.

Adaptation of the algorithm constants are periodically repeated in the course of the algorithm operation.