

**NORME
INTERNATIONALE
INTERNATIONAL
STANDARD**

**CEI
IEC**

60231B

Première édition
First edition
1972-01

Deuxième complément à la Publication 60231 (1967)

**Principes généraux de l'instrumentation
des réacteurs nucléaires**

Principes de l'instrumentation des réacteurs de
puissance à eau ordinaire bouillante et à cycle direct

Second supplement to Publication 60231 (1967)

**General principles of nuclear reactor
instrumentation**

Principles of instrumentation of direct cycle
boiling water power reactors



Numéro de référence
Reference number
CEI/IEC 60231B: 1972

Numéros des publications

Depuis le 1er 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*.

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*.

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

* See web site address on title page.

**NORME
INTERNATIONALE
INTERNATIONAL
STANDARD**

**CEI
IEC**

60231B

Première édition
First edition
1972-01

Deuxième complément à la Publication 60231 (1967)

**Principes généraux de l'instrumentation
des réacteurs nucléaires**

Principes de l'instrumentation des réacteurs de
puissance à eau ordinaire bouillante et à cycle direct

Second supplement to Publication 60231 (1967)

**General principles of nuclear reactor
instrumentation**

Principles of instrumentation of direct cycle
boiling water power reactors

© IEC 1972 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 photo-
copie 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.

International Electrotechnical Commission
Telefax: +41 22 919 0300

3, rue de Varembé Geneva, Switzerland
e-mail: inmail@iec.ch IEC web site <http://www.iec.ch>



Commission Electrotechnique Internationale
International Electrotechnical Commission
Международная Электротехническая Комиссия

CODE PRIX
PRICE CODE

J

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

SOMMAIRE

	Pages
PRÉAMBULE	4
PRÉFACE	4
Articles	
1. Introduction	6
1.1 Généralités	6
1.2 Domaine d'application	9
2. Mesure du débit de fluence des neutrons	6
2.2 Détecteurs de neutrons	6
2.4 Instrumentation pour la mesure des débits de fluence des neutrons	6
2.7 Distribution du débit de fluence des neutrons	8
3. Mesure de température	8
3.3 Mesure de la température du combustible	8
3.5 Mesure de la température du fluide de refroidissement	8
3.9 Mesure de la température de la cuve	8
4. Mesures concernant le fluide de refroidissement	8
4.2 Débit du fluide de refroidissement	8
4.3 Pression du fluide de refroidissement	10
4.4 Niveau du fluide de refroidissement	10
4.5 Fuite du fluide de refroidissement	10
4.7 Activité du fluide de refroidissement	10
5. Système de protection	10
5.1 Définitions	10
5.4 Fonctions du système de protection	12
9. Contrôle et commande du réacteur	14
9.1 Pression et puissance	14
9.2 Mouvement des barres de commande	14
9.3 Indication de la position et du mouvement des barres de commande	14
9.4 Contrôle de la distribution spatiale du débit de fluence	16

CONTENTS

	Page
FOREWORD	5
PREFACE	5
Clause	
1. Introduction	7
1.1 General	7
1.2 Scope	7
2. Neutron fluence rate (flux) measurement	7
2.2 Neutron detectors	7
2.4 Instrumentation for neutron fluence rate (flux) measurement	7
2.7 Neutron fluence rate (flux) distribution	9
3. Temperature measurement	9
3.3 Measurement of fuel temperature	9
3.5 Measurement of coolant temperature	9
3.9 Measurement of vessel temperature	9
4. Coolant measurements	9
4.2 Coolant flow	9
4.3 Coolant pressure	11
4.4 Coolant level	11
4.5 Coolant leakage	11
4.7 Coolant activity	11
5. Protection system	11
5.1 Definitions	11
5.4 Functions within protection system	13
9. Reactor control	15
9.1 Pressure and power	15
9.2 Control rod movement	15
9.3 Indication of control rod position and movement	15
9.4 Fluence rate (flux) pattern control	17

IECNORM.COM: Click to view the full PDF of IEC 60231B:1972

COMMISSION ÉLECTROTECHNIQUE INTERNATIONALE

DEUXIÈME COMPLÉMENT A LA PUBLICATION 231 (1967)

Principes généraux de l'instrumentation des réacteurs nucléaires
Principes de l'instrumentation des réacteurs de puissance
à eau ordinaire bouillante et à cycle direct

PRÉAMBULE

- 1) Les décisions ou accords officiels de la CEI en ce qui concerne les questions techniques, préparés par des Comités d'Etudes 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.
- 2) Ces décisions constituent des recommandations internationales et sont agréées comme telles par les Comités nationaux.
- 3) Dans le but d'encourager cette unification internationale, la CEI exprime le vœu que tous les Comités nationaux ne possédant pas encore de règles nationales, lorsqu'ils préparent ces règles, prennent comme base fondamentale de ces règles les recommandations de la CEI dans la mesure où les conditions nationales le permettent.
- 4) On reconnaît qu'il est désirable que l'accord international sur ces questions soit suivi d'un effort pour harmoniser les règles nationales de normalisation avec ces recommandations dans la mesure où les conditions nationales le permettent. Les Comités nationaux s'engagent à user de leur influence dans ce but.

PRÉFACE

La présente publication a été établie par le Sous-Comité 45A: Instrumentation des réacteurs, du Comité d'Etudes N° 45 de la CEI: Instrumentation nucléaire.

Elle constitue le deuxième complément à la Publication 231 de la CEI: Principes généraux de l'instrumentation des réacteurs nucléaires.

Un projet fut discuté lors de la réunion tenue à Washington en 1970. A la suite de cette réunion, un projet fut soumis à l'approbation des Comités nationaux suivant la Règle des Six Mois en septembre 1970.

Les pays suivants se sont prononcés explicitement en faveur de la publication:

Afrique du Sud	Pays-Bas
Allemagne	Pologne
Australie	Royaume-Uni
Belgique	Suède
Danemark	Suisse
Etats-Unis d'Amérique	Tchécoslovaquie
France	Turquie
Israël	Union des Républiques
Japon	Socialistes Soviétiques

INTERNATIONAL ELECTROTECHNICAL COMMISSION

SECOND SUPPLEMENT TO PUBLICATION 231 (1967)

General principles of nuclear reactor instrumentation
Principles of instrumentation of direct cycle boiling water power reactors

FOREWORD

- 1) 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.
- 2) They have the form of recommendations for international use and they are accepted by the National Committees in that sense.
- 3) In order to promote this international unification, the IEC expresses the wish that all National Committees having as yet no national rules, when preparing such rules, should use the IEC recommendations as the fundamental basis for these rules in so far as national conditions will permit.
- 4) The desirability is recognized of extending international agreement on these matters through an endeavour to harmonize national standardization rules with these recommendations in so far as national conditions will permit. The National Committees pledge their influence towards that end.

PREFACE

This Publication has been prepared by Sub-Committee 45A, Reactor instrumentation, of IEC Technical Committee No. 45, Nuclear instrumentation.

It constitutes the second supplement to IEC Publication 231, General principles of nuclear reactor instrumentation.

A draft was discussed at the meeting held in Washington in 1970. As a result of this meeting, a draft was submitted to the National Committees for approval under the Six Months' Rule in September 1970.

The following countries voted explicitly in favour of publication:

Australia	Poland
Belgium	South Africa
Czechoslovakia	Sweden
Denmark	Switzerland
France	Turkey
Germany	Union of Soviet Socialist Republics
Israel	United Kingdom
Japan	United States
Netherlands	of America

DEUXIÈME COMPLÉMENT A LA PUBLICATION 231 (1967)

Principes généraux de l'instrumentation des réacteurs nucléaires

Principes de l'instrumentation des réacteurs de puissance

à eau ordinaire bouillante et à cycle direct

1. Introduction

1.1 Généralités

Le but de ce complément est de donner des recommandations relatives aux réacteurs de puissance à eau ordinaire bouillante et à cycle direct, complétant celles qui sont présentées dans les publications 231 et 231A de la CEI.

Le numérotage des paragraphes de ce complément est en harmonie avec les articles de la publication 231 de la CEI auxquels ils se réfèrent.

Les paragraphes qui sont d'application plus générale et devraient être inclus dans la Publication 231 de la CEI, lors d'une révision, sont marqués d'un astérisque.

1.2 Domaine d'application

Ce complément couvre les principes généraux de l'instrumentation des réacteurs refroidis à l'eau dans lesquels le fluide de refroidissement primaire est de l'eau ordinaire pouvant bouillir de manière appréciable, c'est-à-dire, des réacteurs à eau bouillante (BWR). Ces réacteurs comprennent une circulation forcée du type à cycle direct. La vapeur provenant du réacteur est utilisée pour actionner directement la turbine sans passer par un échangeur intermédiaire.

2. Mesure du débit de fluence des neutrons

2.2 Détecteurs de neutrons

Dans un BWR le débit de fluence des neutrons en tout point particulier est susceptible de varier avec le rapport eau/vapeur et avec la densité de l'eau.

- *2.2.2 Pour les petits réacteurs dans lesquels existe une fuite de neutrons appréciable, le besoin d'une mesure globale de la puissance peut être satisfait en utilisant des détecteurs montés à l'extérieur de la cuve du réacteur. Cependant, il peut être nécessaire du fait des grandes dimensions du cœur, ou pour d'autres raisons, de placer plusieurs détecteurs dans le cœur pour obtenir une indication précise de la puissance locale et de la puissance globale. De ce fait, il peut être également nécessaire de combiner les signaux de plusieurs détecteurs dans un système qui mesurera correctement la puissance globale de tout le réacteur. De même l'utilisation de détecteurs dans le cœur peut être nécessaire pour rendre possible la protection par une surveillance continue des conditions anormales, statiques ou transitoires du débit de fluence des neutrons, dues à des mouvements de barres ou à des réductions de réfrigération.

2.4 Instrumentation pour la mesure des débits de fluence des neutrons

- *2.4.1.1 Le débit de fluence des neutrons peut être surveillé en mesurant les fluctuations du signal d'un détecteur. Cette méthode est appelée la méthode de variance.
- 2.4.3.1 Le « bruit » produit par l'ébullition exige de choisir avec soin les constantes de temps des ensembles de mesure de période. De même, contrairement au paragraphe 2.4.3.1 de la publication 231 de la CEI, la mesure de la période peut être limitée aux gammes de faible puissance. La protection vis-à-vis de taux excessifs de variation de puissance peut également être obtenue par des niveaux de déclenchement à maximum de puissance sur des appareils linéaires équipés de gammes commutables. Le choix de la gamme de travail doit, dans ce cas, être limité afin d'éviter des marges de déclenchement excessives.

SECOND SUPPLEMENT TO PUBLICATION 231 (1967)
General principles of nuclear reactor instrumentation
Principles of instrumentation of direct cycle boiling water power reactors

1. Introduction

1.1 General

The purpose of this supplement is to make recommendations pertaining to direct cycle boiling water power reactors in addition to those given in IEC Publications 231 and 231A.

The numbering of the clauses in this supplement is in line with the clauses of IEC Publication 231 to which they pertain.

Clauses which are generally applicable and should be included in IEC Publication 231 when it is revised, are marked with an asterisk.

1.2 Scope

This supplement covers the general principles for instrumentation of water cooled reactors in which the primary coolant is light water and appreciable boiling may occur, that is, boiling water reactors (BWR). A forced circulation direct cycle reactor is assumed. Steam from the reactor is used to drive the turbine directly without passing through an intermediate heat exchanger.

2. Neutron fluence rate (flux) measurement

2.2 Neutron detectors

In a BWR the neutron fluence rate (flux) at any particular point is likely to vary with the water/steam ratio and water density.

- *2.2.2 For small reactors where adequate leakage neutrons are present, the requirements for bulk power measurements may be satisfied using detectors mounted outside the reactor vessel. However, it may be necessary, because of the large size of the core or for other reasons, to place several detectors in the core to achieve accurate local and bulk power representations. Hence, it may be necessary to combine signals from several detectors in a system that will adequately measure the overall reactor power. The use of in-core detectors may also be necessary in order to provide the capability for protection by continuously monitoring for abnormal steady state or transient neutron fluence rate (flux) conditions caused by rod movement or coolant restrictions.

2.4 Instrumentation for neutron fluence rate (flux) measurement

- *2.4.1.1 The neutron fluence rate (flux) may be monitored by measuring the fluctuations of the detector signal. This method is called the variance or mean-square method.
- 2.4.3.1 The "noise" produced by boiling requires that special attention be given to the time constants of period measuring assemblies. Hence, in contrast to Sub-clause 2.4.3.1 of IEC Publication 231, period measurement may be restricted to low power ranges. Protection against excessive rate of change of power may also be obtained from high-level trips on linear instruments having switched ranges. Range selection should, in this case, be restricted to prevent excess trip margin.

***2.4.5** *Ensembles de mesure du type à variance*

Pour un signal dans lequel se superposent plusieurs événements aléatoires, la variance est proportionnelle au nombre d'événements, donc au débit de fluence des neutrons. Des ensembles de mesure appropriés amplifient la partie fluctuante du signal du détecteur et extraient soit la valeur de la variance, soit l'écart type. La sortie peut être linéaire, linéaire avec gammes commutables ou logarithmique. La gamme d'utilisation est limitée vers le bas par la sensibilité du détecteur et par le rapport signal sur bruit. La limite supérieure d'utilisation est une fonction de la saturation du détecteur et s'étend dans la gamme de production de puissance. Un soin particulier devrait être donné au choix des constantes de temps et à celui de la position des détecteurs lorsque l'on utilise la méthode de la variance. Par rapport à la mesure du courant moyen, la méthode de la variance accentue la portion du signal due à la détection de neutrons par rapport à la portion du signal due aux rayons gamma. En particulier dans les applications exigeant des détecteurs fonctionnant à haute température, l'emploi de la méthode de la variance diminue la gêne apportée par les fuites de courant continu grâce à l'utilisation de la seule partie fluctuante du signal.

***2.7** *Distribution du débit de fluence des neutrons*

Une surveillance du débit de fluence des neutrons dans le cœur peut être prévue pour en connaître la distribution et permettre une connaissance plus précise de la distribution détaillée de la puissance. Elle sert également à faciliter l'utilisation optimale du combustible dans le but d'obtenir une puissance et une vie maximales du cœur.

3. Mesure de température

***3.3** *Mesure de la température du combustible*

Du fait que les caractéristiques de transfert de chaleur, la distribution de puissance et la température du fluide de refroidissement sont connues ou mesurées, il est possible de déterminer la température des gaines du combustible sans avoir à en faire la mesure directe. La température des gaines du combustible peut ainsi être maintenue dans des limites sûres en maintenant le débit de fluence des neutrons, le débit et la température du fluide de refroidissement dans des limites appropriées.

3.5 *Mesure de la température du fluide de refroidissement*

La mesure de la température du fluide de refroidissement à la sortie du réacteur n'est pas nécessaire, le fluide de refroidissement étant dans des conditions de saturation; une mesure de la pression du fluide de refroidissement, comme recommandé dans l'article 4, est plus sensible et donne une information plus significative à l'opérateur.

La mesure de la température de l'eau d'alimentation est importante dans un BWR du fait du grand coefficient négatif de vide qui résulterait d'une erreur d'admission d'eau froide; une augmentation de puissance pouvant devenir dangereuse surviendrait. On devra installer une instrumentation de mesure de température de l'eau d'alimentation pour détecter une telle éventualité.

***3.9** *Mesure de la température de la cuve*

La température de la paroi de la cuve devrait être surveillée durant les cycles d'échauffement et de refroidissement pour que les limites de contrainte de la cuve déterminées par le taux de variation de la température ne soient pas dépassées.

4. Mesures concernant le fluide de refroidissement

4.2 *Débit du fluide de refroidissement*

La mesure du débit à travers le cœur peut être difficile dans un BWR, particulièrement dans les cas où des pompes à réaction sont montées à l'intérieur de la cuve de pression. Une combinaison

***2.4.5 Variance measuring assemblies**

In a signal comprising many superimposed, random events, the variance is proportional to the number of events and thus proportional to the neutron fluence rate (flux). Typical assemblies amplify the fluctuating portion of the detector signal and extract either the mean-square value, the r.m.s. value, or an average magnitude of fluctuations. The output can be either linear, linear with switched range, or logarithmic. The range of operation is limited on the lower end by detector sensitivity and signal-to-noise ratio. The upper limit of operation is a function of detector saturation and extends into the power producing range. Special attention should also be given to the time constants and the position of the detectors in using the variance method. The signal squaring technique enhances the portion of the signal due to detection of neutrons, as compared to the portion of the signal due to gamma rays and owing to this the lower end of the range of operation is extended in comparison with the d.c. measurement technique. In applications requiring detector operation at high temperatures the variance method overcomes the d.c. leakage problem by utilizing only the fluctuating portion of the signal.

***2.7 Neutron fluence rate (flux) distribution**

In-core fluence rate (flux) monitoring may be provided to assess neutron fluence rate (flux) distribution within the core and to allow more accurate assessment of the detailed power distribution. It is also used to facilitate effective fuel management with a view to obtaining the maximum output and life from the core.

3. Temperature measurement

***3.3 Measurement of fuel temperature**

Since the heat transfer characteristics, the power distribution and the coolant temperature are known or measured, it is feasible to determine fuel cladding temperature without having to make the measurement directly. Thus the temperature of the fuel cladding can be maintained within safe limits by maintaining the neutron fluence rate (flux), the coolant flow, and the coolant temperature within appropriate limits.

3.5 Measurement of coolant temperature

The measurement of the reactor coolant outlet temperature is not required, the coolant being at saturation conditions. A measurement of coolant pressure, as recommended in Clause 4, is more sensitive and gives more meaningful information to the operator.

Feedwater temperature measurements in a BWR are of importance due to the large negative void coefficient. In the event of a drop in coolant temperature, as would result from a cold water admission fault, a potentially hazardous power increase would occur. Instrumentation of the feedwater temperatures shall be provided to detect such an occurrence.

***3.9 Measurement of vessel temperature**

The temperature of the reactor vessel wall should be monitored during vessel heating and cooling to assure that vessel stress limits determined by the rate of temperature change are not exceeded.

4. Coolant measurements

4.2 Coolant flow

The measurement of flow through the core may be difficult in a BWR, especially for those systems where jet-type pumps are mounted within the pressure vessel. In such cases an adequate

adéquate de mesures d'autres variables (telles que la distribution du débit de fluence des neutrons, etc.) peut alors être nécessaire pour permettre d'assurer le maintien de l'intégrité des gaines du combustible.

De plus, une mesure de pression différentielle le long du cœur du réacteur peut être utilisée comme surveillance du débit au travers du cœur.

4.3 *Pression du fluide de refroidissement*

Les mesures de pression de vapeur sont d'importance primordiale dans un réacteur à eau bouillante à grand coefficient de vide. Elles peuvent être utilisées pour le contrôle et la commande normale de puissance et pour actionner des vannes de court-circuit en vue de réduire un excès de vapeur dans le cas d'une soudaine réduction de charge. Dans l'éventualité d'une pression excessive de vapeur, un arrêt d'urgence pourra être pratiqué pour réduire la production de chaleur dans le cœur. De même, une instrumentation de surveillance peut être utilisée pour ouvrir, dans des conditions appropriées, les vannes de décharge automatisées.

Du fait que la réduction de la consommation principale d'énergie calorifique engendrera un grand transitoire de pression dans le fluide de refroidissement du réacteur, des signaux d'anticipation, tels que ceux qui résultent de la fermeture des vannes d'isolement des conduits principaux de vapeur, de la fermeture de la vanne d'arrêt des turbines et, dans certains cas, de la décharge des générateurs, devraient être utilisés comme paramètres d'arrêt d'urgence.

4.4 *Niveau du fluide de refroidissement*

Une attention particulière devrait être donnée aux mesures, au contrôle et à la commande du niveau de l'interface vapeur/eau dans la cuve des BWR afin d'éviter que cette interface ne se situe à un niveau n'assurant plus la sécurité du refroidissement des éléments combustibles.

*4.5 *Fuite du fluide de refroidissement*

Lorsque le réacteur est contenu dans une enceinte de sécurité, une pression excessive dans cette enceinte (ou la valeur d'autres paramètres mesurés) peut être indicative d'une rupture dans le confinement de l'enveloppe primaire (voir paragraphe 5.1.2.1) et devra engendrer un arrêt d'urgence.

4.7 *Activité du fluide de refroidissement*

Un rayonnement excessif à proximité des conduits principaux de vapeur peut indiquer un défaut sérieux des gaines de combustible. Lorsqu'un seuil supérieur spécifié de rayonnement est dépassé près des conduits de vapeur, un arrêt d'urgence devra être pratiqué pour limiter la quantité de produits de fission émis par le combustible.

4.7.4 *Emission de produits radioactifs*

Les gaz radioactifs produits dans le cœur du réacteur et extraits de la turbine et de son condenseur devront être continuellement surveillés au point de vue de leur niveau de radioactivité avant d'être dilués ou rejetés dans l'atmosphère. Si la radioactivité du gaz dépasse une limite préétablie, la vanne contrôlant le rejet du gaz devra se fermer automatiquement.

5. **Système de protection**

5.1 *Définitions*

*5.1.2.1 *Enveloppe primaire*

Enveloppe de sécurité de haute résistance contenant le combustible et le fluide de refroidissement primaire.

combination of measurements of other variables (such as neutron fluence rate (flux) distribution, etc.), may be necessary to ensure that the integrity of the fuel cladding is maintained.

In addition, a differential pressure measurement over the length of the reactor core may be used as a monitor of the flow through the core.

4.3 *Coolant pressure*

The measurement of steam pressure is of primary importance in boiling water reactors with large void coefficients. It may be used in normal power control and for actuating by-pass valves to dump excess steam in case of a sudden load reduction. In the event of high steam pressure, a safety shutdown shall be initiated to reduce the heat generation rate within the core. Monitoring instrumentation may also be used to open power-operated relief valves under appropriate conditions.

Since the loss of the main heat sink will generate a large pressure transient in the reactor coolant, anticipatory signals such as those from closure of the main steam line isolation valves, the turbine stop valves and in some cases generator load rejection should be utilized as safety shutdown parameters.

4.4 *Coolant level*

Special attention should be given to the measurement and control of the steam/water interface in the BWR vessel, to avoid reduction of this level to a point which is unsafe with respect to the cooling of the fuel elements.

*4.5 *Coolant leakage*

When the reactor is enclosed in a containment structure, high containment pressure or other measured parameters may be indicative of a break in the primary envelope (see Sub-clause 5.1.2.1) and in this case shall initiate a safety shutdown.

4.7 *Coolant activity*

High radiation in the vicinity of the main steam lines could indicate a serious failure of the fuel cladding. When specified high radiation limits are exceeded near the steam lines, a safety shutdown should be initiated to limit the amount of fission products released by the fuel.

4.7.4 *Radioactive material release*

The radioactive gases generated in the reactor core and extracted from the turbine and condenser shall be continuously monitored for radioactivity level before they are diluted or discharged to the atmosphere. If the radioactivity of the gas exceeds a preset limit, then the valve which controls the discharge of the gas shall be closed automatically.

5. **Protection system**

5.1 *Definitions*

*5.1.2.1 *Primary envelope*

An enclosure of high integrity containing the fuel and the primary coolant.

5.4 Fonctions du système de protection

5.4.2 Système d'arrêt d'urgence

Dans les BWR, certaines variables devront être surveillées de manière à provoquer un arrêt d'urgence si des limites préétablies sont dépassées. Différentes grandeurs physiques d'anticipation devraient être surveillées et devraient également provoquer un arrêt d'urgence.

Les conditions d'arrêt d'urgence suivantes ont été établies dans plusieurs BWR construits récemment et devraient être prises en considération. Selon la configuration de l'installation, d'autres grandeurs physiques pourraient nécessiter une surveillance. Par contre, si certaines des conditions ci-dessous ne sont pas applicables à la configuration de l'installation, elles ne seront pas prises en considération:

- débit de fluence des neutrons excessif et si nécessaire rapport de ce débit à celui du fluide de refroidissement dans la gamme de production de puissance;
- excès de pression du fluide de refroidissement du réacteur;
- niveau insuffisant du fluide de refroidissement du réacteur;
- excès de pression de l'atmosphère de l'enceinte de confinement;
- excès de radioactivité de la vapeur dans les conduits principaux de vapeur;
- excès de débit de fluence des neutrons durant le démarrage (lorsque des gammes linéaires commutables sont utilisées exclusivement);
- fermeture de la vanne d'isolement du conduit principal de vapeur ou de la vanne directe des turbines ou fermeture rapide des vannes de contrôle de la turbine, dans la gamme de production de puissance;
- défaut spécifique du système d'arrêt d'urgence tel que la diminution du volume disponible prévu pour recueillir l'eau déplacée par le mécanisme de contrôle et de commande lors d'un arrêt d'urgence;
- nombre insuffisant d'ensembles de surveillance du débit de fluence des neutrons;
- arrêt d'urgence manuel.

5.4.7 Dispositifs de secours

Un dispositif de secours doit fonctionner pendant et après un accident pour limiter ses conséquences. Les contrôles, l'instrumentation et la puissance de secours nécessaires aux dispositifs de secours seront prévus en accord avec les critères applicables au système d'arrêt d'urgence.

Une puissance de secours est essentielle pour plusieurs types de système de secours mais la conception du système de puissance de secours n'est pas prise en considération dans ce document.

Les dispositifs de secours ci-après ont été utilisés dans la conception et la construction des réacteurs à eau bouillante récents et ils devraient être pris en considération.

5.4.7.1 Dispositif de secours pour l'isolement de l'enceinte de confinement

Le conduit principal de vapeur doit être isolé dans les cas ci-dessous:

- niveau du fluide de refroidissement insuffisant;
- excès de pression de l'atmosphère de l'enceinte de confinement;
- rupture du circuit principal de vapeur (qui peut être décelée par la mesure d'une température élevée au voisinage des circuits de vapeur, par un débit élevé dans les circuits principaux de vapeur et /ou par une faible pression dans les circuits principaux de vapeur).

Une radioactivité élevée de la vapeur dans les circuits principaux de vapeur devrait aussi être prise en considération.

5.4.7.2 Dispositif de secours pour le refroidissement d'urgence du cœur

Le système de refroidissement d'urgence du cœur doit être mis en route dans les conditions suivantes:

- excès de pression de l'atmosphère de l'enceinte de confinement;
- niveau du fluide de refroidissement insuffisant.

5.4 *Functions within protection system*

5.4.2 *Safety shutdown system*

In BWRs, certain variables shall be monitored in order to initiate a safety shutdown, should preset limits be exceeded. Various anticipatory parameters should be monitored and should also initiate a safety shutdown.

The following is a list of safety shutdown conditions that have been used in several BWRs constructed and should be considered. Depending on plant configuration, other parameters may need monitoring. Contrarily, in order to minimize the number of reactor safety shutdowns and the attendant inconveniences, if any of the following conditions are not applicable to the plant configuration, they shall be omitted:

- high average neutron fluence rate (flux), if necessary with respect to coolant flow in the power range;
- high reactor coolant pressure;
- low reactor coolant level;
- high pressure of the containment atmosphere;
- high radiation of the steam in the main steam lines;
- high neutron fluence rate (flux) during start-up (when linear switched ranges are used exclusively);
- closure of the main steam line isolation valves or the turbine stop valves or fast closure of the turbine control valves, in the power range;
- specific failures of the safety shutdown system such as the decrease in margin of available volume in which to discharge the water displaced by the control rod drive mechanism during a safety shutdown;
- low number of neutron fluence rate (flux) safety monitoring assemblies;
- manual safety shutdown.

5.4.7 *Engineered safety features*

An engineered safety feature must function during or after an accident to limit the consequences of the accident. Engineered safety features, controls, instrumentation and emergency power shall be designed in accordance with applicable safety shutdown system criteria.

Emergency power is essential to several engineered safety features but the design of the emergency power system is not considered in this document.

The following is a typical list of several engineered safety features that have been used in BWR design and construction and shall be considered.

5.4.7.1 *Initiation of containment isolation*

The main steam lines shall be isolated as a result of the following conditions:

- low reactor coolant level;
- high pressure of the containment atmosphere;
- main steam line rupture (may be sensed by measuring high temperature in the vicinity of the steam lines, high flow in the main steam lines and/or low pressure in the main steam lines).

High radiation of steam in the main steam lines should be also considered.

5.4.7.2 *Initiation of emergency core cooling*

The emergency core cooling system shall be actuated as a result of the following conditions:

- high pressure in the containment atmosphere;
- low reactor coolant level.

***9. Contrôle et commande du réacteur**

(Ceci est un nouvel article non encore inclus dans la Publication 231 de la CEI.)

9.1 Pression et puissance

Du fait des effets importants sur la réactivité provoqués par la présence de vide dû à la vapeur, la puissance d'un réacteur à eau bouillante dépend directement de la pression de sa vapeur. Par conséquent, quand un système de contrôle et de commande est prévu pour maintenir une pression de vapeur constante, le réacteur ajustera automatiquement sa puissance à la charge. Le couplage entre la charge et la puissance du réacteur se produit par l'intermédiaire d'un système de circulation du fluide de refroidissement. La puissance du réacteur peut être contrôlée et commandée soit par la mesure de la température de l'eau de recirculation, soit par le contrôle de son débit pour assurer la capacité d'adaptation à la charge.

9.2 Mouvement des barres de commande

L'utilisation du mouvement des barres pour la commande automatique de la puissance du réacteur peut ne pas être nécessaire car seules les variations de charge dépassant la capacité d'adaptation à la charge (par changement de la température ou du débit de recirculation) nécessitent des changements dans la position des barres et ces changements peuvent être généralement effectués manuellement.

Dans les réacteurs à eau bouillante à forte densité de puissance, il peut être nécessaire d'empêcher des forts niveaux locaux de débit de fluence neutronique. Dans ces cas, des verrouillages doivent être réglés pour tenir compte des conditions thermiques et hydrauliques du cœur au voisinage des points chauds. Un verrouillage identique peut être prévu pour empêcher le retrait des barres quand la puissance moyenne dépasse des limites spécifiées, établies à partir des conditions thermiques et hydrauliques réelles.

Dans les réacteurs de puissance où il est nécessaire de suivre une séquence prédéterminée de retrait des barres pour éviter des variations anormales de distribution de réactivité ou de puissance, la séquence correcte de mouvement des barres devrait être assurée au moyen de verrouillages jusqu'à un niveau de puissance où un coefficient de vide appréciable apparaît.

Dans les réacteurs de puissance où les barres de contrôle et de commande peuvent être actionnées durant les opérations de rechargement, il conviendra d'ajouter des circuits de retrait de barres de contrôle et de commande équipés de verrouillages pour éviter les accidents de rechargement, par exemple le circuit contrôlant le treuil de chargement et celui contrôlant le retrait des barres devront être verrouillés entre eux.

9.3 Indication de la position et du mouvement des barres de commande

Ce qui suit est relatif aux réacteurs dans lesquels les barres de commande sont normalement mues manuellement, une à la fois, comme cela est courant pour les réacteurs à eau bouillante.

Une information donnant la position et le mouvement des barres de commande doit être disponible dans la salle de contrôle et de commande pour fournir à l'opérateur les moyens d'accomplir les configurations prescrites des barres. La position de chaque barre de commande devrait être fournie à l'opérateur sous la forme d'une représentation complète du cœur de façon continue ou bien à la demande de l'opérateur.

Des moyens devraient aussi être prévus pour l'enregistrement et le datage des données concernant la position des barres.

Un calculateur en ligne peut fournir, à la demande, un tableau de position et d'enregistrement des données. Quand une barre de commande est choisie pour effectuer un mouvement, sa position devra être mise en évidence et celle des barres voisines devrait l'être également.

On devrait prévoir une alarme qui annoncerait tout mouvement anormal des barres de commande.