

**NORME  
INTERNATIONALE  
INTERNATIONAL  
STANDARD**

**CEI  
IEC**

**60231D**

Première édition  
First edition  
1975-01

---

---

**Quatrième complément à la Publication 60231 (1967)**

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

Principes de l'instrumentation des réacteurs à eau  
sous pression

**Fourth supplement to Publication 60231 (1967)**

**General principles of nuclear reactor  
instrumentation**

Principles of instrumentation for pressurized water  
reactors



Numéro de référence  
Reference number  
CEI/IEC 60231D: 1975

## 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*.

\* 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.

**NORME  
INTERNATIONALE  
INTERNATIONAL  
STANDARD**

**CEI  
IEC**

**60231D**

Première édition  
First edition  
1975-01

---

---

**Quatrième complément à la Publication 60231 (1967)**

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

Principes de l'instrumentation des réacteurs à eau  
sous pression

**Fourth supplement to Publication 60231 (1967)**

**General principles of nuclear reactor  
instrumentation**

Principles of instrumentation for pressurized water  
reactors

© IEC 1975 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](mailto: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 . . . . .                                 | 6     |
| 1.3 Prescriptions générales . . . . .                               | 6     |
| 2. Mesures du débit de fluence des neutrons . . . . .               | 8     |
| 3. Mesures de températures . . . . .                                | 10    |
| 3.1 Considérations générales . . . . .                              | 10    |
| 3.3 Mesure de la température du combustible . . . . .               | 10    |
| 3.5 Mesure de la température du fluide de refroidissement . . . . . | 12    |
| 4. Mesures intéressant le fluide de refroidissement . . . . .       | 12    |
| 4.2 Débit du fluide de refroidissement . . . . .                    | 12    |
| 4.6 Pureté du fluide de refroidissement . . . . .                   | 12    |
| 4.8 Contrôle de la réactivité . . . . .                             | 14    |
| 5. Système de protection . . . . .                                  | 14    |
| 5.5 Mesure des variables de protection . . . . .                    | 16    |
| 5.9 Système de verrouillage de sécurité . . . . .                   | 16    |

## CONTENTS

|   | Page |
|---|------|
| FOREWORD . . . . .                                    | 5    |
| PREFACE . . . . .                                     | 5    |
| Clause  |      |
| 1. Introduction . . . . .                             | 7    |
| 1.1 General . . . . .                                 | 7    |
| 1.2 Scope . . . . .                                   | 7    |
| 1.3 General requirements . . . . .                    | 7    |
| 2. Neutron fluence rate (flux) measurements . . . . . | 9    |
| 3. Temperature measurements . . . . .                 | 11   |
| 3.1 General considerations . . . . .                  | 11   |
| 3.3 Measurement of fuel temperature . . . . .         | 11   |
| 3.5 Measurement of coolant temperature . . . . .      | 13   |
| 4. Coolant measurements . . . . .                     | 13   |
| 4.2 Coolant flow . . . . .                            | 13   |
| 4.6 Coolant purity . . . . .                          | 13   |
| 4.8 Reactivity control . . . . .                      | 15   |
| 5. Protection system . . . . .                        | 15   |
| 5.5 Measurement of protection variables . . . . .     | 17   |
| 5.9 Safety interlock system . . . . .                 | 17   |

COMMISSION ÉLECTROTECHNIQUE INTERNATIONALE

---

QUATRIÈME COMPLÈMENT À LA PUBLICATION 231 (1967)  
PRINCIPES GÉNÉRAUX DE L'INSTRUMENTATION DES RÉACTEURS NUCLÉAIRES  
PRINCIPES DE L'INSTRUMENTATION DES RÉACTEURS À EAU SOUS PRESSION

---

PRÉAMBULE

- 1) Les décisions ou accords officiels de la C E I 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 l'unification internationale, la C E I exprime le vœu que tous les Comités nationaux adoptent dans leurs règles nationales le texte de la recommandation de la C E I, dans la mesure où les conditions nationales le permettent. Toute divergence entre la recommandation de la C E I et la règle nationale correspondante doit, dans la mesure du possible, être indiquée en termes clairs dans cette dernière.

PRÉFACE

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

Elle constitue le quatrième complément à la Publication 231 de la C E I: Principes généraux de l'instrumentation des réacteurs nucléaires.

Des projets furent discutés lors des réunions tenues à Moscou en 1969, à Washington en 1970, à Bucarest en 1971 et à Londres en 1972. A la suite de cette dernière réunion, le projet, document 45A(Bureau Central)26, fut soumis à l'approbation des Comités nationaux suivant la Règle des Six Mois en février 1974.

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

|                                |                         |
|--------------------------------|-------------------------|
| Afrique du Sud (République d') | Pays-Bas                |
| Allemagne                      | Pologne                 |
| Australie                      | Roumanie                |
| Belgique                       | Royaume-Uni             |
| Danemark                       | Suède                   |
| Etats-Unis d'Amérique          | Suisse                  |
| Finlande                       | Turquie                 |
| France                         | Union des Républiques   |
| Italie                         | Socialistes Soviétiques |
| Japon                          | Yougoslavie             |

---

INTERNATIONAL ELECTROTECHNICAL COMMISSION

---

FOURTH SUPPLEMENT TO PUBLICATION 231 (1967)  
GENERAL PRINCIPLES OF NUCLEAR REACTOR INSTRUMENTATION  
PRINCIPLES OF INSTRUMENTATION FOR PRESSURIZED WATER REACTORS

---

FOREWORD

- 1) The formal decisions or agreements of the I E C 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 international unification, the I E C expresses the wish that all National Committees should adopt the text of the I E C recommendation for their national rules in so far as national conditions will permit. Any divergence between the I E C recommendation and the corresponding national rules should, as far as possible, be clearly indicated in the latter.

PREFACE

This publication has been prepared by Sub-Committee 45A, Reactor Instrumentation, of I E C Technical Committee No. 45, Nuclear Instrumentation.

It constitutes the fourth supplement to I E C Publication 231, General Principles of Nuclear Reactor Instrumentation.

Drafts were discussed at the meetings held in Moscow in 1969, in Washington in 1970, in Bucharest in 1971 and in London in 1972. As a result of this latter meeting, the draft, document 45A(Central Office)26, was submitted to the National Committees for approval under the Six Months' Rule in February 1974.

The following countries voted explicitly in favour of publication:

|             |                            |
|-------------|----------------------------|
| Australia   | Romania                    |
| Belgium     | South Africa (Republic of) |
| Denmark     | Sweden                     |
| Finland     | Switzerland                |
| France      | Turkey                     |
| Germany     | Union of Soviet            |
| Italy       | Socialist Republics        |
| Japan       | United Kingdom             |
| Netherlands | United States of America   |
| Poland      | Yugoslavia                 |

---

QUATRIÈME COMPLÈMENT À LA PUBLICATION 231 (1967)  
PRINCIPES GÉNÉRAUX DE L'INSTRUMENTATION DES RÉACTEURS NUCLÉAIRES  
PRINCIPES DE L'INSTRUMENTATION DES RÉACTEURS À EAU SOUS PRESSION

---

## 1. Introduction

### 1.1 Généralités

Le présent complément a pour but, en ce qui concerne les réacteurs relevant de son domaine d'application, d'ajouter des normes à celles qui sont données dans les Publications 231 et 231A de la C E I.

Le numérotage des paragraphes de ce complément est en harmonie avec les articles des Publications 231 et 231A auxquels ils se réfèrent.

Les paragraphes qui sont d'application plus générale et devraient être inclus dans les Publications 231 et 231A de la C E I, lors d'une révision, sont marqués d'un astérisque.

### 1.2 Domaine d'application

Ce complément concerne les principes généraux de l'instrumentation des réacteurs appelés réacteurs à eau sous pression (désignés ci-après par PWR) et ayant les caractéristiques suivantes :

- a) l'eau ordinaire de refroidissement sert de modérateur et une ébullition appréciable ne se produit pas dans la cuve sous pression du réacteur. La vapeur d'entraînement de la turbine est produite dans un échangeur de chaleur;
- b) le combustible et le fluide de refroidissement primaire sont contenus dans une enceinte (enveloppe primaire) de haute résistance, elle-même habituellement contenue dans une structure de haute résistance;
- c) le combustible solide céramique est contenu dans un gainage métallique;
- d) la géométrie, combustible/modérateur/réflécteur, est fixée;
- e) le contrôle opérationnel de la réactivité est fait par des mécanismes télécommandés agissant sur des organes de contrôle dans le cœur;
- f) un contrôle de réactivité supplémentaire est obtenu quelquefois à l'aide d'absorbeurs de neutrons installés en position fixe et/ou à l'aide d'un absorbeur de neutrons dissous dans le modérateur selon une concentration lentement variable.

### 1.3 Prescriptions générales

1.3.4 On considère que le paramètre le plus important est la température de gaine du combustible. Elle n'est pas mesurée directement, mais déduite des mesures de température, pression et débit du fluide de refroidissement primaire, ainsi que de l'amplitude et de la distribution spatiale de la puissance engendrée.

On obtient confirmation que la puissance engendrée et la distribution spatiale de la densité de puissance sont dans les limites acceptables à l'aide de mesures nucléaires et thermiques et de mesures permettant de vérifier que le maintien de la configuration appropriée des barres de commande correspond au niveau de puissance et à d'autres conditions de fonctionnement du réacteur.

Des mesures indiquant la présence d'un déséquilibre significatif entre la puissance engendrée et la puissance demandée peuvent être utilisées pour créer des fonctions secondaires de protection. Ces types de mesures comprennent les indications de volume maximal et minimal du fluide de refroidissement primaire, généralement déduites de la mesure du niveau dans le pressuriseur. De plus, les conditions conduisant à un tel déséquilibre peuvent être également mesurées et ces mesures employées comme fonction secondaire de protection.

De telles conditions peuvent inclure l'arrêt de la turbine et le défaut d'évacuation de chaleur (qui peut être indiqué par le faible niveau de vapeur du générateur ou par un faible débit d'eau d'alimentation).

FOURTH SUPPLEMENT TO PUBLICATION 231 (1967)  
GENERAL PRINCIPLES OF NUCLEAR REACTOR INSTRUMENTATION  
PRINCIPLES OF INSTRUMENTATION FOR PRESSURIZED WATER REACTORS

---

## 1. Introduction

### 1.1 General

The purpose of this supplement is to submit standards pertaining to pressurized water reactors in addition to those given in I E C Publications 231 and 231A.

The numbering of the clauses in this supplement is in line with the clauses of I E C Publications 231 and 231A to which they refer.

Clauses which are generally applicable and should be included in I E C Publications 231 and 231A when they are revised are marked with an asterisk.

### 1.2 Scope

This supplement relates to general principles of instrumentation applied to pressurized water reactors (PWR's) having the following characteristics:

- a) the pressurized light water coolant serves as moderator and appreciable boiling does not occur in the reactor pressure vessel. Steam to drive the turbine is generated in a heat exchanger;
- b) fuel and primary coolant enclosed in a envelope (primary envelope) of high integrity which is usually enclosed in a containment structure of high integrity;
- c) solid ceramic fuel enclosed in metallic cladding;
- d) fixed fuel/moderator/reflector geometry;
- e) operational control of reactivity by remotely-actuated mechanisms which move core control components;
- f) supplementary operational control of reactivity sometimes accomplished by use of fixed-position neutron-absorbing materials and/or by slowly varying concentration of neutron absorbing material dissolved in the moderator.

### 1.3 General requirements

1.3.4 The parameter of greatest concern is considered to be the fuel cladding temperature. This is not measured directly but inferred from measurements of temperature, pressure and flow of the primary coolant system as well as the magnitude and spatial distribution of the power generation.

Confirmation that the power generation and the spatial distribution of power density are within allowable limits is obtained from nuclear and thermal measurements and measurements to verify that the proper control rod pattern, consistent with power level and other reactor conditions, is maintained.

Measurements which indicate the presence of a significant unbalance between power generation and power demand may be used to provide secondary protective functions. These measurements include high- and low-primary system coolant volume, usually inferred from the measurement of pressurizer level. In addition, conditions which lead to an unbalance between reactor power generation and power demand may be measured and employed as secondary protective functions.

Such conditions may include turbine trip and loss of heat sink (which may be indicated by low-steam generator level or low-feedwater flow).

Une suppression de l'enceinte primaire est évitée par la mise en route des soupapes de sûreté et/ou par une réduction de la puissance du réacteur.

Une brèche dans l'enveloppe primaire, conduisant à une fuite d'eau supérieure à la capacité du système de réalimentation, produit une baisse de pression du fluide de refroidissement primaire, une baisse de niveau de l'eau du pressuriseur et une élévation de pression dans l'enceinte de confinement. La barrière de confinement établie pour résister à la pression, à la température, etc., résultant d'une brèche dans l'enveloppe primaire, doit être équipée de dispositifs pour mettre en route les systèmes de protection afin d'assurer l'intégrité à court et à long terme de l'enceinte, à la suite d'un accident.

Bien que des mesures directes de l'intégrité des barrières ne soient pas toujours possibles, on devra mesurer certains paramètres de fonctionnement permettant de déceler une situation *a*) qui par elle-même pourrait entraîner des contraintes inadmissibles pour l'une des trois barrières (gainés de combustible, enveloppe primaire et enceinte) ou *b*) qui, si on n'y remédiait pas, conduirait à de telles contraintes. Par une sélection appropriée des mesures correspondant à ces deux types de situations, il devrait être possible, dans la plupart des situations anormales, d'assurer à la fois les fonctions de protections principales et secondaires des enveloppes de protection de façon à avoir toutes garanties contre le rejet non contrôlé de radioactivité.

\* 1.3.5 La plupart des fonctions assurées par le système de conduite nécessitent les mesures des mêmes paramètres de fonctionnement que ceux qui sont utilisés pour le système de protection et cela dans beaucoup de cas avec une précision, une vitesse de réponse, etc, similaires. En vue de diminuer le nombre de mesures d'un paramètre particulier, on peut réduire les problèmes associés à l'installation physique des moyens de mesure (tels que l'obtention d'une localisation optimale, la fourniture de structures de support et la protection contre les facteurs agressifs de l'environnement). Cela suggère d'utiliser les mêmes mesures de processus redondantes pour les fonctions de conduite et pour les fonctions de sécurité, si cela est possible sans contrevenir aux règles de protection du système.

Dans ce cas, les raisons techniques et de sécurité devraient être données et le projet devrait comprendre les dispositions du paragraphe 5.5 de la présente norme.

\* 1.3.6 Durant la phase initiale de fonctionnement de la centrale, des dispositions appropriées doivent être prises afin de permettre de faire la preuve que les objectifs fixés pour un bon fonctionnement du système en toute sécurité sont atteints. Il peut être nécessaire, dans ce dessein, d'installer temporairement ou de manière permanente des équipements supplémentaires.

\* 1.3.7 Les détecteurs essentiels pour le contrôle et la protection pour lesquels des rechanges n'ont pas été mis en place devraient être montés de façon à pouvoir être remplacés sans avoir à enlever le cœur.

## 2. Mesures du débit de fluence des neutrons

\* 2.1.2 et \* 2.1.4 Pour un fonctionnement sûr du réacteur, il est nécessaire que le débit de fluence des neutrons (ou le taux de fission) soit connu sur une gamme très large. Si plus d'un seul ensemble de mesures est employé pour couvrir la totalité de cette gamme, les signaux envoyés au système de protection doivent provenir des ensembles dont l'échelle de mesure correspond au niveau de débit de fluence auquel le réacteur fonctionne. Des dispositions seront prises pour éviter le transfert de la fonction de protection d'un groupe d'ensembles de mesures à un autre fonctionnant sur une échelle plus élevée, avant que les nouveaux ensembles de mesures ne produisent un signal indiquant qu'ils sont en fonctionnement. En plus des mesures du débit de fluence des neutrons, il est souhaitable dans la partie de puissance faible (sous le niveau où une puissance thermique sensible est engendrée) d'indiquer le taux de variation du débit de fluence des neutrons (constante de temps du réacteur).

2.2.1 Dans un PWR, des détecteurs de neutrons qui mesurent le débit de fluence dans le domaine de puissance peuvent être associés pour donner une lecture moyenne sur une hauteur appréciable du cœur ou sur tout le volume du cœur. En fonction des impératifs du système de protection et de contrôle, cela peut aboutir soit à des détecteurs hors du cœur dont la hauteur effective est approximativement égale à la hauteur totale du cœur, soit à des détecteurs répartis dans le cœur.

\* 2.2.3 Les détecteurs pour faibles débits de fluence, utilisés dans le domaine des sources, peuvent être mis hors d'activité lors du fonctionnement du réacteur au-delà de l'étendue de mesure de ces détecteurs. Pour certains types

Overpressure of the primary envelope is prevented by actuation of safety valves and/or by reduction of reactor power.

A breach in the primary envelope beyond the capability of the water charging system leads to low-primary coolant system pressure, low-pressurizer water level and high-containment pressure. The containment barrier, designed to withstand the pressure, temperature, etc., resulting from a breach in the primary envelope, shall be provided with instrumentation to initiate the protection system to ensure the short- and long-term integrity of the containment following an accident.

Although direct measurement of barrier integrity cannot always be achieved, process parameters shall be measured which indicate a condition (a) which by itself would overstress one of the three barriers (fuel cladding, primary envelope and containment) or (b) which if left unabated would result in a condition which would overstress one of the three barriers. By proper selection of measurements related to these two types of conditions, it should be possible, in most abnormal situations, to provide first and second line protective functions for the physical barriers which guard against uncontrolled release of radioactivity.

\* 1.3.5 Most of the functions performed by the control system require measurements of the same process parameters as are used for the protection system, in many cases with similar accuracy, speed of response, etc. By minimizing the number of measurements of a particular parameter, the problems associated with the physical mounting of the measuring devices (such as obtaining the optimum location, the provision of support structures and ensuring protection against adverse environmental factors) may be reduced. This suggests the use of the same redundant process measurements for both control and safety functions, where this is permissible without violating protection-system requirements.

When this is done, the technical and safety reasons should be stated and the design should incorporate the provisions of Sub-clause 5.5 of this standard.

\* 1.3.6 Suitable provisions shall be made to permit demonstration, during initial plant operation, that system performance objectives for safe operation are being met. It may be necessary to install, temporarily or permanently, additional equipment for this purpose.

\* 1.3.7 Detectors which are vital for control and protection and for which no installed spares are provided should be installed in a manner that permits replacement without the necessity for removing the core.

## 2. Neutron fluence rate (flux) measurements

\* 2.1.2 and \* 2.1.4 For the safe operation of a reactor, it is required that the neutron fluence rate (or fission rate) be known over a very wide range. If more than a single measuring assembly is employed to cover the full range of neutron flux operation, signals to the protection system shall be provided from the measuring assemblies that are on scale at the level of flux at which the reactor is operating. Provisions should be made to prevent transferring the protection function from one set of measuring assemblies to those for the next higher range of operation until these measuring assemblies are producing an indication that they are in operation. In addition to neutron fluence rate measurements, it is desirable when in the subpower range (below the level where sensible thermal power is generated) to indicate the rate of change of the neutron fluence rate (reactor time constant).

2.2.1 In a PWR, neutron detectors that measure flux in the power range may be arranged to produce an averaged reading over an appreciable height of the core or over the core volume. Depending upon protection and control system design requirements, this can result in either ex-core detectors whose effective height is approximately equal to full core height or detectors distributed within the core.

\* 2.2.3 The low fluence rate (flux) detectors used in the source range may be deactivated for operation of the reactor beyond the effective range of these detectors. For certain detector types, this can be accomplished by

de détecteurs, cela peut être réalisé en coupant la haute tension lorsque les ensembles de mesure utilisés pour un niveau de débit de fluence plus élevé sont sur la gamme convenable de fonctionnement et si les fonctions de protection leur ont été transférées. Cette opération permet de prolonger la durée de vie effective des détecteurs sans avoir à les déplacer.

\* 2.4.1.1 Le débit de fluence neutronique peut être surveillé par la mesure des fluctuations du signal du détecteur. Cette méthode est appelée « méthode de la variance ou du carré moyen ».

2.4.2 a) Dans un PWR de grande taille, les détecteurs de neutrons, placés hors du cœur contre la cuve du réacteur, détectent essentiellement des neutrons rapides produits dans les régions extérieures du cœur du réacteur et thermalisés dans les régions proches des détecteurs. La relation entre le courant des détecteurs de neutrons et la puissance globale engendrée peut être altérée par des effets qui peuvent ne pas être directement proportionnels à la puissance globale engendrée, tels que les changements de position des barres de commande, les changements de température du fluide de refroidissement et les changements dans la distribution spatiale du xénon. L'effet de grandeur d'influence doit être pris en considération comme faisant partie des causes d'erreurs de l'ensemble de mesures à moins que des moyens de compensation ne soient prévus.

La précision de la mesure du courant du détecteur doit être compatible avec les exigences de la fonction de protection.

\* 2.4.2 b) De plus, au fur et à mesure que le combustible se consume et que les caractéristiques du détecteur changent avec le temps, le rapport entre le courant du détecteur de neutrons et la production globale de puissance se modifie. Pour compenser cet effet, il peut être nécessaire de refaire périodiquement l'étalonnage des ensembles de mesures à détecteurs nucléaires.

#### 2.4.3.2 Ensembles de mesures à courant logarithmique

Dans un PWR, les niveaux de déclenchements de ces ensembles sont habituellement suffisants pour fournir une protection dans les domaines intermédiaires de niveau de puissance et, par conséquent, les déclenchements basés sur la constante de temps ou la vitesse de démarrage peuvent ne pas être nécessaires. Cependant, la constante de temps ou la vitesse de démarrage peuvent être mesurées et fournies à l'opérateur pour l'aider dans l'estimation des effets des changements de la réactivité tels que ceux provoqués par les déplacements des barres de commande ou les variations de concentrations du bore.

2.7 Les détecteurs placés hors du cœur peuvent être utilisés pour évaluer un déséquilibre dans la distribution de puissance du cœur dépassant les limites permises et pour fournir un signal d'arrêt du réacteur ou pour réduire le niveau de déclenchement relatif à d'autres fonctions de protection d'une quantité correspondant au risque dû au déséquilibre constaté.

Des systèmes de contrôle du débit de fluence dans le cœur peuvent être prévus pour évaluer la distribution du débit de fluence neutronique dans le cœur et pour permettre une meilleure évaluation de la distribution de puissance. Le système peut être constitué de détecteurs fixes donnant des signaux continus ou de systèmes d'exploration donnant des informations seulement quand ils sont mis en route. Le système est aussi utilisé pour aider à tirer du réacteur la puissance maximale et pour faciliter la gestion efficace du combustible.

### 3. Mesures de températures

#### 3.1 Considérations générales

Dans un PWR, le fluide de refroidissement est aussi le modérateur, et le but principal du système de conduite du réacteur est de maintenir une relation donnée entre la température du fluide de refroidissement et la puissance du réacteur.

#### 3.3 Mesure de la température du combustible

Comme indiqué dans le paragraphe 1.3.4, la mesure directe de la température du combustible n'est généralement pas faite dans un PWR.

turning off the high voltage if the measuring assemblies for the higher flux level are on scale and if the protective function has been transferred to these measuring assemblies. This may be done to prolong the effective life of the detectors without their having to be physically relocated.

\* 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.

2.4.2 a) In a large PWR, neutron-sensitive ex-core detectors adjacent to the reactor vessel detect primarily fast neutrons that are produced in the outer regions of the reactor core and thermalized in the region adjacent to the detectors. The relationship between neutron detector current and gross power generation can be altered by effects that may not be directly proportional to gross power generation such as control rod position changes, coolant temperature changes and changes in xenon spatial distribution. These sources of variation in calibration shall be taken into consideration as part of the measuring assembly instrument error, unless some means of compensation is provided.

The accuracy of the detector current measurement shall be consistent with the requirements for the protective function.

\* 2.4.2 b) In addition, as the fuel is burned and the detector characteristics change with time, the relationship between neutron detector current and gross power generation changes. Compensation for this effect may require periodic readjustment of the nuclear detector measuring assemblies.

#### 2.4.3.2 *Logarithmic current measuring assemblies*

In a PWR, level trips from these assemblies are usually sufficient to provide protection in intermediate ranges of reactor power and therefore period or start-up rate trips may not be required. However, the period or start-up rate may be measured and indicated to the operator to assist him in assessing effects of reactivity changes such as those caused by control rod or boron concentration variations.

2.7 The ex-core detectors may be used to assess an unbalance in core power distribution that exceeds allowable limits and to provide a reactor trip signal or to reduce the trip level for some other protective function by an amount consistent with the adversity of the unbalanced power distribution.

In-core fluence rate (flux) monitoring systems may be provided to assess neutron fluence rate distribution within the core and to allow more accurate assessment of the detailed power distribution. The system may consist of fixed detectors giving continuous signals or of scanning systems that give readouts only when initiated. The system is also used to assist in obtaining maximum reactor output and to facilitate effective fuel management.

### 3. **Temperature measurements**

#### 3.1 *General considerations*

In a PWR, coolant and moderator are the same fluid and the primary purpose of the reactor control system is to maintain a given coolant temperature relationship as a function of reactor power level.

#### 3.3 *Measurement of fuel temperature*

As indicated in Sub-clause 1.3.4, the direct measurement of fuel temperature is not generally made in a PWR.

### 3.5 *Mesure de la température du fluide de refroidissement*

#### 3.5.2 *Température du fluide de refroidissement à l'entrée et à la sortie du réacteur*

Dans un PWR, les mesures des températures des boucles d'entrée et de sortie du fluide de refroidissement sont utilisées à la fois pour la conduite et la protection. Quand la stratification de température se produit dans les tuyauteries de sortie de la cuve du réacteur et dans celles du générateur de vapeur, des dispositions convenables devront être prises pour obtenir des mesures de température minimisant les effets de cette stratification. Pour atteindre ce but, la température d'entrée dans la cuve du réacteur devra être mesurée en aval des pompes du système de refroidissement primaire. Comme il peut être difficile d'obtenir une moyenne de la distribution spatiale de la température de sortie de la cuve, le nombre et l'emplacement des détecteurs de température devraient être choisis de façon à minimiser les effets de changements à court terme dans la distribution de puissance dans le cœur.

Des mesures sur le système de refroidissement peuvent être faites pour obtenir une protection thermique contre les dépassements de puissance et/ou de température. Si les limites permises pour les mesures de température sont une fonction de paramètres tels que la distribution de puissance du réacteur, le niveau de déclenchement devrait être abaissé automatiquement par des signaux tels que ceux représentatifs de la distribution de puissance défavorable. Ou encore, le niveau de déclenchement devrait être fondé sur la distribution de puissance la plus défavorable prévisible, compte tenu des contraintes opératoires sur les appareils de contrôle du cœur et les possibilités des méthodes de surveillance de la distribution de puissance.

#### 3.5.3 *Température du fluide de refroidissement à la sortie des canaux*

Souvent, les assemblages combustibles des cœurs de PWR ne sont pas séparés par des cloisons qui les isoleraient les uns des autres. Dans ces cas, si l'on procède à des mesures de température de sortie, il n'est pas nécessaire de les faire dans tous les canaux de combustible. Le nombre et l'emplacement des mesures de température de sortie devraient être choisis pour donner un échantillon représentatif de la distribution radiale de température dans le réacteur.

Il n'est pas toujours facile d'obtenir un étalonnage direct, *in situ*, des détecteurs de température du cœur. En remplacement, un étalonnage indirect peut être obtenu en comparant les indications de ces détecteurs de température à ceux des détecteurs de la température du fluide primaire dans des conditions de fonctionnement isothermiques et en les comparant également aux mesures de distribution de puissance dans le cœur faites par un système contrôlant le débit de fluence des neutrons ou des photons gamma lorsque le réacteur atteint ou approche sa puissance maximale.

## 4. **Mesures intéressant le fluide de refroidissement**

### 4.2 *Débit du fluide de refroidissement*

Dans un PWR à boucles multiples avec des pompes à débit volumique constant dans chacune des boucles, il peut être difficile d'obtenir une mesure précise du débit dans toutes les conditions opératoires possibles des boucles. Dans ce cas, une mesure de perte de charge dans une courbure de tuyauterie ou dans le générateur de vapeur ou les mesures de vitesse des pompes (avec des dispositions particulières si des vannes d'isolement sont incluses) peuvent être utilisées pour les besoins du système de protection, et la vérification que les conditions prévues de débit sont réalisées est obtenue par d'autres moyens durant le démarrage de la centrale. Lorsque le réacteur ne fonctionne pas avec toutes ses boucles de refroidissement, les niveaux de déclenchement du système de protection doivent être ajustés pour tenir compte de la réduction de débit du fluide de refroidissement. Si ce mode d'opération est peu fréquent et est utilisé provisoirement en attendant la remise en route d'une boucle à l'arrêt, l'ajustement du niveau de déclenchement peut être réalisé manuellement sous contrôle strict de consigne. Le redémarrage d'une boucle à l'arrêt doit être régi par les principes donnés au paragraphe 5.9. Si le système de conduite est conçu pour réduire automatiquement la puissance du réacteur quand une boucle de refroidissement est hors service, l'abaissement du niveau de déclenchement doit être automatique.

### 4.6 *Pureté du fluide de refroidissement*

Le contrôle chimique du fluide primaire de refroidissement est très important. Des moyens doivent être installés pour une surveillance continue ou intermittente des additifs chimiques et des impuretés dans le fluide primaire.

### 3.5 *Measurement of coolant temperature*

#### 3.5.2 *Reactor inlet and outlet coolant temperature*

In a PWR, measurements of coolant loop inlet and outlet temperature are used both for control and protection. When temperature stratification occurs in the reactor vessel outlet pipes and in the steam generator outlet pipes, suitable provision should be made to obtain temperature measurements which minimize the effects of this stratification. To achieve this, the reactor vessel inlet temperature should be measured downstream of the primary coolant system pumps. Since it may not be practical to obtain a spatial averaged measurement of vessel outlet temperature, the numbers and location of the temperature detectors should be such as to minimize the effect of short-term changes in core power distribution.

Coolant system measurements may be used to provide overpower and/or over temperature thermal protection. If the allowable limits of the temperature measurements are a function of parameters such as reactor power distribution, the trip level should be automatically reduced by signals such as those representative of the adverse power distribution. Alternatively, the trip level should be based on the most adverse power distribution anticipated, consistent with operating restrictions on core control components and the capabilities of power distribution monitoring procedures.

#### 3.5.3 *Channel coolant outlet temperature*

Many PWR cores do not have fuel assemblies enclosed to isolate them one from another. In such cases, if outlet temperature measurements are made, not all fuel channels need to be instrumented. The number and location of outlet temperature measurements should be selected to give a representative sample of the radial temperature distribution across the reactor.

It is not always practical to obtain a direct calibration, *in situ*, of core temperature detectors. Instead an indirect calibration may be performed by comparing indications of these temperature detectors against primary coolant temperature detectors under isothermal operating conditions and against in-core power distribution measurements made by a neutron or gamma flux monitoring system when the reactor is at or near full power.

## 4. **Coolant measurements**

### 4.2 *Coolant flow*

In a multiloop PWR with constant volumetric flow pumps in each loop, it may not be practical to obtain an accurate measure of the flow over the range of all possible operating conditions of the loops. In such a case, a measurement of pressure drop across a pipe bend or across the steam generator or of pumps speed (with proper provisions if isolation valves are included) may be used for protection system purposes and the assessment that design flow conditions have been met is achieved by other means during plant start-up. When the reactor is operated with less than the full number of coolant loops, protection system levels shall be adjusted to account for the reduced coolant flow. If this mode of operation is infrequent and is employed as a conditional operation until maintenance can be performed to restart the inactive loop, the trip level adjustment may be performed manually under strict administrative control. The restart of an inactive loop shall be governed by principles given in Subclause 5.9. If the control system is designed to automatically reduce reactor power when a coolant loop is lost, the reduction in trip level shall be automatic.

### 4.6 *Coolant purity*

Chemical control of the primary coolant is very important. Means shall be provided for continuous or intermittent monitoring of chemical additives and impurities in the primary coolant.

#### 4.8 Contrôle de la réactivité

Les variations dans la concentration du matériau absorbeur de neutrons dissous et dans la température du fluide de refroidissement sont des moyens importants de contrôle de la réactivité. Les mesures nécessaires à la surveillance continue ou intermittente de ces deux paramètres devront être prévues. Cela s'applique spécialement aux situations consécutives à un arrêt d'urgence du réacteur. Dans certains projets, l'action des barres de contrôle sur la réactivité peut ne pas être suffisante pour maintenir de manière sûre l'arrêt du réacteur dans certaines conditions de défauts. Des moyens d'injection d'absorbants (poison) peuvent être nécessaires.

### 5. Système de protection

#### 5.4.2 Système d'arrêt d'urgence de sécurité

Une liste type des paramètres qui peuvent être utilisés pour provoquer un arrêt d'urgence, si des limites pré-établies sont dépassées, est donnée ci-après. Si certains de ces paramètres ne sont pas applicables à la configuration de l'installation, on pourra les omettre. Si d'autres paramètres sont nécessaires pour satisfaire aux critères du système de protection, ils seront ajoutés :

- 1) Débit de fluence des neutrons trop élevé pour le domaine des sources, les domaines intermédiaires et le domaine de puissance.
- 2) Vitesse de démarrage trop élevée et/ou constante de temps trop faible.
- 3) Marge thermique (voir la note 1).
- 4) Manque de pression du fluide primaire.
- 5) Excès de pression du fluide primaire.
- 6) Niveau d'eau trop élevé dans le pressuriseur.
- 7) Débit du fluide primaire insuffisant.
- 8) Surveillance de l'alimentation électrique des pompes primaires.
- 9) Débit insuffisant de l'eau d'alimentation.
- 10) Débit d'eau insuffisant dans le générateur de vapeur.
- 11) Déclenchement de l'arrêt de la turbine-génératrice (voir la note 2).
- 12) Arrêt d'urgence manuel.

De plus, dans certains projets, la mise en route d'autres actions de sûreté telles que le système de refroidissement de secours du cœur, l'isolement et le refroidissement de l'enceinte de confinement actionneront également le système d'arrêt d'urgence.

*Notes 1.* — L'arrêt par marge thermique peut être utilisé pour se protéger contre une ébullition trop forte dans le cœur et contre un démarrage de caléfaction ou une densité de puissance excessive.

*2.* — Le déclenchement de l'arrêt de la turbine-génératrice peut ne pas être nécessaire dans les installations disposant d'une capacité de décharge de vapeur suffisante ou prévues pour des baisses brutales de puissance.

#### \* 5.4.7 Dispositifs de secours

Un dispositif de secours doit fonctionner pendant et après un accident pour en limiter les 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 dispositifs de secours mais la conception du système de puissance de secours n'est pas prise en considération dans la présente norme.

Les dispositifs de secours ci-après ont été utilisés dans la conception et la construction des réacteurs à eau sous pression, et ils doivent être pris en considération.

##### 5.4.7.1 Mise en route du dispositif de secours pour l'isolement de l'enceinte de confinement

L'isolement de l'enceinte devrait être provoqué par les conditions suivantes :

- Mise en route du dispositif de secours pour le refroidissement d'urgence du cœur.
- Mise en route du dispositif de secours pour le refroidissement de l'enceinte de confinement.

#### 4.8 *Reactivity control*

Changes in the concentration of dissolved neutron absorbing material and in the coolant temperature are important means for controlling reactivity. Measurements shall be provided for continuous or intermittent monitoring of these two parameters. This applies especially to consecutive conditions after an emergency shutdown of the reactor. In some designs, the control rod reactivity investment may not be sufficient to maintain a safe shutdown in some fault conditions. A means of initiation of reactivity poison injection may be necessary.

### 5. **Protection system**

#### 5.4.2 *Safety shutdown system*

A typical list of parameters that may be used to initiate a safety shutdown system action, should pre-set limits be exceeded, is given below. If any of the parameters are not applicable to the plant configuration, they may be omitted. If other parameters are required to meet the protection system criteria, they shall be added:

- 1) Too-high neutron flux for source range, intermediate range and power range.
- 2) Too-high start-up rate and/or low period.
- 3) Thermal margin (see Note 1).
- 4) Low primary coolant pressure.
- 5) High primary coolant pressure.
- 6) Too-high pressurizer water level.
- 7) Low primary coolant flow.
- 8) Monitored electrical supply to primary coolant pumps.
- 9) Low feedwater flow.
- 10) Low steam generator water level.
- 11) Turbine-generator trip (see Note 2).
- 12) Manual safety shutdown.

In addition, in some designs, initiation of other safety actions such as emergency core cooling, containment isolation and containment cooling will also activate the safety shutdown system.

*Notes 1.* — Thermal margin trip may be used to protect against excessive boiling in the core or against departure from nucleate boiling and against excessive power density.

*2.* — Turbine-generator trip may be unnecessary in plants where sufficient steam discharge capability or fast power cut-back is provided.

#### \* 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 emergency 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 standard.

The following is a typical list of several engineered safety features that have been used in PWR design and construction and must be taken into consideration.

##### 5.4.7.1 *Initiation of emergency containment isolation*

Containment isolation should be initiated as a result of the following conditions:

- Initiation of emergency core cooling.
- Initiation of containment cooling.

#### 5.4.7.2 *Mise en route du dispositif de secours pour le refroidissement d'urgence du cœur*

Le système de refroidissement d'urgence du cœur devrait être mis en route à la suite d'une ou de plusieurs des conditions suivantes :

- Excès de pression dans l'atmosphère de l'enceinte de confinement (habituellement 10 % à 25 % de la pression prévue).
- Coïncidence d'une pression trop faible et d'un niveau d'eau trop bas dans le pressuriseur.
- Manque de pression dans le système primaire.

#### 5.4.7.3 *Mise en route du dispositif de secours pour le refroidissement de l'enceinte de confinement*

Quand il y a des soufflantes de refroidissement de l'enceinte, elles devraient être mises en route par les mêmes conditions qui provoquent le refroidissement d'urgence du cœur. De même le système d'arrosage de l'enceinte devrait, quand il existe, être mis en route par une pression trop élevée de l'enceinte (habituellement 50 % de la pression prévue).

#### 5.4.7.4 *Mise en route de l'alimentation auxiliaire en eau des générateurs de vapeur*

L'alimentation auxiliaire en eau devrait être mise en route à la suite d'une ou de plusieurs des conditions suivantes :

- Niveau d'eau insuffisant dans les générateurs de vapeur.
- Panne ou fuite d'une pompe d'alimentation en eau.
- Mise en route du système de refroidissement d'urgence du cœur.

#### \* 5.5 *Mesure des variables de protection*

Quand des variables utilisées dans le système de protection sont également employées par le système de conduite, pour les raisons indiquées au paragraphe 1.3.5, des dispositions devront être prises dans le projet pour éviter que l'action de sûreté soit affectée de quelque manière que ce soit.

Ces dispositions devraient comprendre des moyens d'isoler électriquement le circuit du système de protection de l'appareillage du système de contrôle, et des moyens de traiter une panne non sûre dans le système de protection (provenant d'un défaut simple ou de défauts multiples ayant une même origine) dans le cas où ce genre de panne provoque également une action de contrôle nécessitant une protection. D'autres dispositions peuvent aussi comprendre des circuits redondants supplémentaires et une diversité dans les mesures.

#### 5.9 *Système de verrouillage de sécurité*

Du fait que des changements simultanés de température et de la concentration d'absorbeurs de neutrons dans le fluide de refroidissement affectent les caractéristiques de ralentissement et d'absorption des neutrons du cœur du réacteur, des verrouillages doivent être prévus afin d'éviter une introduction soudaine d'eau froide ou non empoisonnée dans le cœur.

#### 5.4.7.2 *Initiation of emergency core cooling*

The emergency core cooling system should be actuated as a result of one or more of the following conditions:

- Too-high pressure in the containment atmosphere (typically 10% to 25% of containment design pressure).
- Coincident low pressurizer pressure and low pressurizer water level.
- Too-low primary system pressure.

#### 5.4.7.3 *Initiation of containment cooling*

If provided, the emergency containment fan cooler units should be initiated by the same conditions that initiate the emergency core cooling system. If provided, the containment spray system should be initiated by too-high containment pressure (typically 50% of containment design pressure).

#### 5.4.7.4 *Initiation of auxiliary feedwater system for steam generators*

The auxiliary feedwater system should be initiated as a result of one or more of the following conditions:

- Low steam generator water level.
- Failure or loss of feedwater pump.
- Initiation of emergency core cooling system

#### \* 5.5 *Measurement of protection variables*

When variables which are measured for use in the protection system are also employed by the control system, for reasons stated in Sub-clause 1.3.5, provisions shall be made in the design to prevent the safety action from being affected in any way.

These provisions should include means to electrically isolate the protection system channel from the control system equipment, and means to deal with unsafe failure (both single and multiple failures resulting from a single event or cause) in the protection system where such failures also cause a control action which requires protection. Other provisions may also include additional redundant channels and measurement diversity.

#### 5.9 *Safety interlock system*

Since changes in both coolant temperature and coolant neutron absorbing material concentration affect the moderating and neutron absorbing characteristics of the reactor core, interlocks shall be provided to prevent the sudden introduction of cold or unpoisoned water into the core.

---

LICENSED TO MECON Limited. - RANCHI/BANGALORE  
FOR INTERNAL USE AT THIS LOCATION ONLY, SUPPLIED BY BOOK SUPPLY BUREAU.

LICENSED TO MECON Limited. - RANCHI/BANGALORE  
FOR INTERNAL USE AT THIS LOCATION ONLY, SUPPLIED BY BOOK SUPPLY BUREAU.

---

**ICS 27.120.10**

---