

COMMISSION ÉLECTROTECHNIQUE INTERNATIONALE
NORME DE LA CEI

INTERNATIONAL ELECTROTECHNICAL COMMISSION
IEC STANDARD

Publication 780

Première édition — First edition

1984

**Qualification des constituants électriques
du système de sûreté des centrales électronucléaires**

**Qualification of electrical items
of the safety system for nuclear power generating stations**



© CEI 1984

Droits de reproduction réservés — Copyright - all rights reserved

Bureau Central de la Commission Electrotechnique Internationale

3, rue de Varembé

Genève, Suisse

Withdrawn

COMMISSION ÉLECTROTECHNIQUE INTERNATIONALE
NORME DE LA CEI

INTERNATIONAL ELECTROTECHNICAL COMMISSION
IEC STANDARD

Publication 780

Première édition — First edition
1984

**Qualification des constituants électriques
du système de sûreté des centrales électronucléaires**

**Qualification of electrical items
of the safety system for nuclear power generating stations**



© CEI 1984

Droits de reproduction réservés — Copyright - all rights reserved

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

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

Bureau Central de la Commission Electrotechnique Internationale

3, rue de Varembe
Genève, Suisse

SOMMAIRE

	Pages
PRÉAMBULE	4
PRÉFACE	4
Articles	
1. Domaine d'application	6
2. Objet	6
3. Définitions	8
4. Principes de la qualification	12
5. Procédures et méthodes de qualification	18
6. Diagramme d'essai en conditions d'utilisation simulées	34
7. Documentation	34

Withdrawn

CONTENTS

	Page
FOREWORD	5
PREFACE	5
Clause	
1. Scope	7
2. Object	7
3. Definitions	9
4. Principles of qualification	13
5. Qualification procedures and methods	19
6. Simulated operational condition test profile	35
7. Documentation	35

Withdrawn

COMMISSION ÉLECTROTECHNIQUE INTERNATIONALE

**QUALIFICATION DES CONSTITUANTS ÉLECTRIQUES
DU SYSTÈME DE SÛRETÉ
DES CENTRALES ÉLECTRONUCLÉAIRES**

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

Un projet fut discuté lors de la réunion tenue à Tokyo en 1981. A la suite de cette réunion, ce projet fut diffusé selon la Procédure Accélérée en janvier 1982 et, en tant que document 45A(Bureau Central)81, fut soumis à l'approbation des Comités nationaux suivant la Règle des Six Mois en juin 1982.

Les Comités nationaux des pays ci-après se sont prononcés explicitement en faveur de la publication:

Allemagne
Australie
Autriche
Belgique
Canada
Egypte
Espagne
Etats-Unis d'Amérique

Finlande
France
Italie
Pays-Bas
Pologne
République Démocratique Allemande
Tchécoslovaquie

Autre publication de la C E I citée dans la présente norme:

Publication n° 557: Terminologie C E I sur les réacteurs nucléaires.

INTERNATIONAL ELECTROTECHNICAL COMMISSION

**QUALIFICATION OF ELECTRICAL ITEMS
OF THE SAFETY SYSTEM
FOR NUCLEAR POWER GENERATING STATIONS**

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

A draft was discussed at the meeting held in Tokyo in 1981. As a result of this meeting, the draft was circulated under the Accelerated Procedure in January 1982 and, as Document 45A(Central Office)81, was submitted to the National Committees for approval under the Six Months' Rule in June 1982.

The National Committees of the following countries voted explicitly in favour of publication:

Australia
Austria
Belgium
Canada
Czechoslovakia
Egypt
Finland
France

German Democratic Republic
Germany
Italy
Netherlands
Poland
Spain
United States of America

Other I E C publication quoted in this standard:

Publication No. 557: I E C Terminology in the Nuclear Reactor Field.

QUALIFICATION DES CONSTITUANTS ÉLECTRIQUES DU SYSTÈME DE SÛRETÉ DES CENTRALES ÉLECTRONUCLÉAIRES

1. Domaine d'application

La présente norme est applicable aux constituants électriques du système de sûreté utilisés dans les centrales électronucléaires, y compris les composants ou l'équipement de toute interface dont la défaillance pourrait diminuer les caractéristiques de fonctionnement du système de sûreté. Elle est également applicable aux interfaces non électriques associées à une fonction de sûreté.

2. Objet

Cette norme décrit les conditions de base exigées pour la qualification des constituants mentionnés ci-dessus. Les conditions présentées comprennent les principes, les procédures et les méthodes de qualification. Ces conditions imposées à la qualification confirmeront, si elles sont satisfaites, la validité de la conception des appareillages du système de protection à remplir leur fonction. On doit considérer qu'il existe différentes catégories de qualification en fonction du rôle et de la localisation de l'équipement. Lorsqu'on exige une qualification obéissant à d'autres normes ou recommandations de la C E I relatives aux centrales électronucléaires, on peut, pour établir cette qualification, se servir des directives contenues dans la présente norme.

Les méthodes de qualification décrites ici doivent être utilisées pour la qualification initiale des équipements et la mise à jour de la qualification après modifications.

D'autres manuels de qualification se rapportant à des équipements électriques ou à des méthodes d'essai spécifiques peuvent couvrir des spécifications particulières; ils devront alors être utilisés en complément de la présente norme.

La présente norme ne concernant que la «vie qualifiée», les méthodes ou références visant à déterminer la durée de vie à la conception ne sont pas incluses ici.

Il est demandé aux fabricants et aux utilisateurs d'équipements du système de sûreté de fournir la garantie que de tels équipements satisferont aux prescriptions de fonctionnement qui leur sont imposées, ou les dépasseront, pendant toute leur durée de vie installée. On y parvient grâce à un programme méticuleux d'assurance de qualité englobant, sans s'y limiter, la conception, la qualification, le contrôle de qualité à la production, l'installation, l'entretien et les essais périodiques. Cette norme ne traite que de la partie du programme réservée à la qualification.

La qualification a pour rôle essentiel de vérifier que la conception et les procédés de fabrication de chaque type d'équipement du système de sûreté sont tels qu'ils garantissent, avec un degré de certitude élevé, que les futurs équipements de même type fonctionneront comme exigé. Les autres étapes du programme d'assurance de qualité exigent un contrôle strict pour s'assurer que les équipements de même type, fabriqués ultérieurement, seront conformes à celui qui a fait l'objet de la qualification, et qu'ils seront convenablement utilisés, installés, entretenus et périodiquement essayés. Les tolérances appliquées pendant les essais de type fournissent l'assurance supplémentaire que l'équipement fonctionnera comme exigé.

QUALIFICATION OF ELECTRICAL ITEMS OF THE SAFETY SYSTEM FOR NUCLEAR POWER GENERATING STATIONS

1. Scope

This standard is applicable to electrical items of the safety system that are used in nuclear power generating stations including components or equipment of any interface whose failure could adversely affect the performance of the safety system. It is also applicable to non-electrical interfaces associated with a safety function.

2. Object

The standard describes the basic requirements for qualifying the above items. The requirements presented include the principles, procedures and methods of qualification. These qualification requirements, when met, will confirm the adequacy of the protection system equipment design to perform its function. It should be taken into account that there exist different categories of qualification according to the task and the location of the equipment. Where qualification is required by other IEC standards or recommendations for nuclear power generating stations, this can be demonstrated by using the guidance provided in this standard.

The qualification methods described shall be used for the initial qualification of the equipment and for updating qualification following modifications.

Other qualification guides for specific electrical equipment or test methods will cover specific requirements and should be used to supplement this standard.

Since this standard is concerned with "qualified life", references and methods for determining design life are not directly covered.

The manufacturers and users of equipment of the safety system are required to provide assurance that such equipment will meet or exceed its performance requirements throughout its installed life. This is accomplished through a disciplined programme of quality assurance that includes, but is not limited to, design, qualification, production quality control, installation, maintenance and periodic testing. This standard covers only the qualification portion of the programme.

It is the primary role of qualification to ensure that, for each type of safety-related equipment, the design and the manufacturing processes are such that there is a high degree of confidence that future equipment of the same type will perform as required. The other steps in the quality assurance programme require strict control to ensure that subsequent equipment of the same type matches that which was qualified and is suitably applied, installed, maintained and periodically tested. Margins used during type testing provide additional assurance that the equipment will perform as required.

3. Définitions

Ces définitions établissent le sens des mots utilisés dans le contexte de la présente norme.

3.1 *Vieillessement (naturel)*

Modifications dans le temps des propriétés physiques, chimiques et électriques d'un composant ou d'un module, dans un domaine de fonctionnement prévu à la conception, qui peut entraîner la dégradation des caractéristiques de performance significatives.

3.2 *Vieillessement accéléré*

Processus accéléré destiné à simuler un fonctionnement de longue durée en une courte période de temps. Ce processus qui consiste à soumettre un module ou un composant à des contraintes compatibles avec des lois connues de dégradation mesurable, physique et chimique, a pour but d'obtenir des propriétés physiques et électriques identiques à celles qu'ils auraient eues à l'issue d'une longue utilisation dans des conditions de fonctionnement normal.

3.3 *Analyse*

Processus utilisant un raisonnement mathématique ou un autre raisonnement logique qui, partant de prémisses établies, mène aux conclusions concernant les aptitudes spécifiques du matériel et la possibilité de l'employer pour une application particulière.

3.4 *Données se prêtant à la vérification*

Information technique documentée et organisée de façon à être facile à comprendre et à retrouver, et permettant une vérification indépendante des déductions ou conclusions fondées sur cette information.

3.5 *Composants*

Éléments à partir desquels le système est assemblé (par exemple résistances, condensateurs, câbles, connecteurs, transistors, tubes, interrupteurs, ressorts, etc.).

3.6 *Enceinte de confinement*

Partie des dispositifs de sauvegarde conçue pour jouer le rôle de barrière venant après l'enveloppe du circuit primaire du réacteur afin d'empêcher le relâchement, même en conditions d'accident, de quantités inacceptables de matière radioactive au-delà d'une zone contrôlée.

3.7 *Démonstration*

Raisonnement montrant qu'un certain résultat est une conséquence de prémisses prises comme hypothèses; explication ou illustration à l'aide d'exemples comme dans l'enseignement.

3.8 *Événements initiateurs hypothétiques*

Événements (ou combinaisons possibles d'événements) tels que des défaillances de matériel, des erreurs d'opérateur, des tremblements de terre et leurs conséquences, pris en compte à la conception, qui pourraient conduire à des incidents de fonctionnement prévus ou à des situations accidentelles.

3. Definitions

These definitions establish the meanings of words in the context of their use in this standard.

3.1 *Ageing (natural)*

The change with passage of time of physical, chemical or electrical properties of a component or module under design range operating conditions, which may result in degradation of significant performance characteristics.

3.2 *Accelerated ageing*

The acceleration process designed to simulate an advanced life condition in a short period of time. It is the process of subjecting a module or component to stress conditions in accordance with known measurable physical or chemical laws of degradation in order to render its physical and electrical properties similar to those it would have at an advanced age operating under expected operational conditions.

3.3 *Analysis*

A process of mathematical or other logical reasoning that leads from stated premises to the conclusion concerning specific capabilities or equipment and its adequacy for a particular application.

3.4 *Auditable data*

Technical information which is documented and organized in a readily understandable and traceable manner that permits independent auditing of the inferences or conclusions based on the information.

3.5 *Components*

Items from which the system is assembled (for example resistors, capacitors, wires, connectors, transistors, tubes, switches, springs, etc.).

3.6 *Containment*

The portion of the engineered safety features designed to act as the barrier, after the reactor primary envelope, to prevent the release, even under reactor accident conditions, of unacceptable quantities of radioactive material beyond a controlled zone.

3.7 *Demonstration*

A course of reasoning showing that a certain result is a consequence of assumed premises; an explanation or illustration as in teaching by use of examples.

3.8 *Postulated initiating events*

Events (or their credible combinations) such as equipment failures, operator errors, earthquakes and their consequences which are postulated as part of the design basis and which could lead to anticipated operational occurrences or accident conditions.

3.9 *Durée de vie à la conception*

Durée pour laquelle on démontre à partir des conditions de conception que des caractéristiques de fonctionnement satisfaisantes sont conservées.

3.10 *Qualification du matériel*

Réunion et mise à jour des données garantissant que le matériel fonctionnera sur demande de façon à satisfaire aux impératifs de fonctionnement du système.

3.11 *Marge de qualification*

Différence entre les conditions d'utilisation les plus sévères spécifiées de la centrale et les conditions mises en œuvre lors de l'essai de type pour tenir compte des dispersions normales de fabrication du matériel et des erreurs que l'on peut raisonnablement faire dans la définition d'un comportement satisfaisant.

3.12 *Durée de vie installée*

Intervalle de temps entre l'installation et le démontage durant lequel l'appareillage ou l'un de ses composants sont susceptibles d'être soumis à des conditions d'utilisation prévues au projet, ou à des sollicitations du système.

Note. — L'appareillage peut avoir une durée de vie installée de 40 ans tout en changeant périodiquement certains de ses composants; la durée de vie installée de ces composants est alors inférieure à 40 ans.

3.13 *Interface entre les systèmes de sûreté et d'autres systèmes*

Système de liaison entre un appareillage du système de sûreté et un autre appareillage ou dispositif. (Exemples: boîtes de connexion, épissures, plaquettes de connexions, connexions électriques, passe-fil caoutchouc, joints, câbles, conduits, gaines, etc.)

3.14 *Centrale électronucléaire*

Installation dans laquelle l'énergie électrique est produite à partir de l'énergie nucléaire au moyen d'appareils appropriés. La centrale peut comprendre une ou plusieurs tranches nucléaires pouvant avoir en commun ou non différents auxiliaires.

3.15 *Expérience d'exploitation*

Accumulation de données vérifiables relatives au fonctionnement, pour des conditions équivalentes à celles pour lesquelles il est nécessaire d'établir la qualification d'un équipement particulier.

3.16 *Durée de vie qualifiée*

Période de temps pendant laquelle il peut être vérifié que les caractéristiques restent satisfaisantes dans un ensemble spécifié de conditions d'utilisation.

Note. — La durée de vie qualifiée d'un élément particulier de l'équipement peut être modifiée au cours de la durée de vie installée de celui-ci, lorsque cette modification se justifie.

3.17 *Système de sûreté*

Tous les systèmes importants pour la sûreté prévus pour assurer, dans tous les cas, l'arrêt sûr du réacteur et l'évacuation de la puissance résiduelle du cœur et/ou pour limiter les conséquences des incidents de fonctionnement prévus et des situations accidentelles (*cf.* Publication 557 de la C E I: Terminologie C E I sur les réacteurs nucléaires).

Note. — Le système de sûreté comprend le système de protection, les systèmes actionneurs de sûreté et les dispositifs auxiliaires du système de sûreté. Les composants du système de sûreté peuvent être destinés uniquement à remplir des fonctions de sûreté ou peuvent remplir des fonctions de sûreté pour certains états de fonctionnement de la centrale et des fonctions non liées à la sûreté dans d'autres états de fonctionnement de la centrale.

3.9 *Design life*

The time during which satisfactory performance based on full design consideration can be demonstrated for a specified set of operating conditions.

3.10 *Equipment qualification*

The generation and maintenance of evidence to ensure that the equipment will operate on demand to meet the system performance requirements.

3.11 *Qualification margin*

The difference between the most severe specified operational conditions of the plant and the conditions used in type testing to account for normal variations in production of equipment and reasonable errors in defining satisfactory performance.

3.12 *Installed life*

The interval from installation to removal, during which the equipment or components thereof may be subjected to design operational conditions and system demands.

Note. — Equipment may have an installed life of 40 years with certain components changed periodically; thus the installed life of the components would be less than 40 years.

3.13 *Interface between safety system and other systems*

A junction or junctions between equipment of the safety system and other equipment or devices. (Examples: connection boxes, splices, terminal boards, electrical connections, grommets, gaskets, cables, conduits, enclosures, etc.)

3.14 *Nuclear generating station*

A plant wherein electric energy is produced from nuclear energy by means of suitable apparatus. The station may consist of one or more units which may or may not share some common auxiliaries.

3.15 *Operating experience*

Accumulation of verifiable operational data for conditions equivalent to those for which particular equipment is to be qualified.

3.16 *Qualified life*

The period of time for which satisfactory performance can be verified for a specified set of operational conditions.

Note. — The qualified life of a particular equipment item may be changed during its installed life where justified.

3.17 *Safety system*

All those systems important to safety provided to ensure, in any condition, the safe shutdown of the reactor and the heat removal from the core and/or to limit the consequences of anticipated operational occurrences and accident conditions (*cf.* IEC Publication 557: IEC Terminology in the Nuclear Reactor Field).

Note. — The safety system consists of the protection system, the safety actuation system, and the safety system support features. Components of the safety system may be provided solely to perform safety functions or may perform safety functions in some plant operating states and non-safety functions in other plant operational states.