



CN9900393

CNIC-01292

HYIT-0008

中国核科技报告

CHINA NUCLEAR SCIENCE AND TECHNOLOGY REPORT

核电站堆内构件振动可靠性的模糊因素分析及防振措施

THE OBSCURE FACTOR ANALYSIS ON THE
VIBRATION RELIABILITY OF THE INTERNALS
OF NUCLEAR POWER PLANT REACTOR AND
ANTI-VIBRATION MEASURES

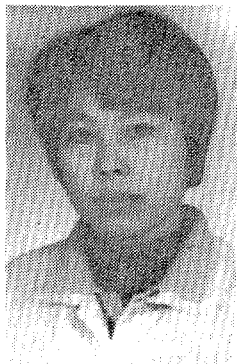
(In Chinese)



30 - 12

中国核情报中心
原子能出版社

China Nuclear Information Centre
Atomic Energy Press



傅戈雁：中南工学院机械系副教授，1982年元月毕业于中南工业大学。

Fu Geyan: Associate Professor of Central-south Insitute of Technology In Hengyang. Graduated from Central-south University of Industry in 1982.

CNIC-01292

HYIT-0008

核电站堆内构件振动可靠性的模糊 因素分析及防振措施

傅戈雁 朱齐荣

(中南工学院, 衡阳)

摘 要

核电站反应堆发生泄漏的最主要原因是反应堆堆内构件发生振动。引起堆内构件振动的诸多因素都具有随机性和模糊性。此文将模糊可靠性理论引入核电站堆内构件振动系统,以现有核电站大量的设计运行参数和经验为基础,分析了影响核电站堆内构件振动可靠性的模糊因素,提出了防止振动发生的模糊可靠性准则和模糊综合评判模型;并从机械设计与制造、热工水力设计、核反应性控制等多方面提出了一系列防止振动发生的可靠性措施,这些将有利于建立和完善堆内构件振动的模糊可靠性模型。

**The Obscure Factor Analysis on the Vibration
Reliability of the Internals of Nuclear Power Plant
Reactor and Anti-Vibration Measures**
(In Chinese)

FU Geyan ZHU Qirong
(Central-south Institute of Technology, Hengyang)

ABSTRACT

It is pointed out that the main reason making nuclear power plants reactors leak is the vibration of internals of reactors. The factors which lead the vibration all have randomness and obscureness. The obscure reliability theory is introduced to the vibration system of internals of nuclear power reactor. Based on a quantity of designing and moving data, the obscure factors effecting the vibration reliability of the internals of nuclear power plant reactor are analyzed and the anti-vibration reliability criteria and the evaluating model are given. And the anti-vibration reliability measures are advanced from different quarters of the machine design and building, the thermohydraulics design, the control of reactivity, etc. . They may benefit the theory and practice for building and perfecting the vibration obscure reliability model of the reactor internals.

引言

核电站建设中重点考虑的问题是辐射安全^[1,2]。辐射危害主要来源于反应堆一回路泄漏。如果一回路的主要设备及其管道系统发生破损或裂纹，放射性物质就会泄漏到安全壳内，污染安全壳内的所有机械设备和其中的空气，进而伤害停堆后进入安全壳内维修的工作人员。一回路的主要设备之一是反应堆压力容器，容器内的各部件称堆内构件，如图1所示。堆内构件主要包括堆芯下部支承构件、堆芯上部支承构件、堆内测量装置等。造成泄漏的原因有多种，其中最主要的原因因为堆内构件发生振动。此振动将引起构件材质裂纹的形成与扩展。因此，防止堆内构件发生振动是保证核电站安全可靠运行的重要环节。这种可靠性的评价即称为堆内构件振动可靠性评价。影响核电站堆内构件振动可靠性的因素有多种，包括核反应性控制的影响，热工水力设计的影响，机械设计、选材、制造工艺的影响，地震等非常事故的影响等。如此众多的、复杂的因素，使得很难提供一个简单的模型来描述振动物理过程。因此，建立核电站堆内构件振动模糊可靠性模型，用以指导设计、制造、运行控制等过程，对于确保核电站的安全可靠运行，具有十分重要的意义。

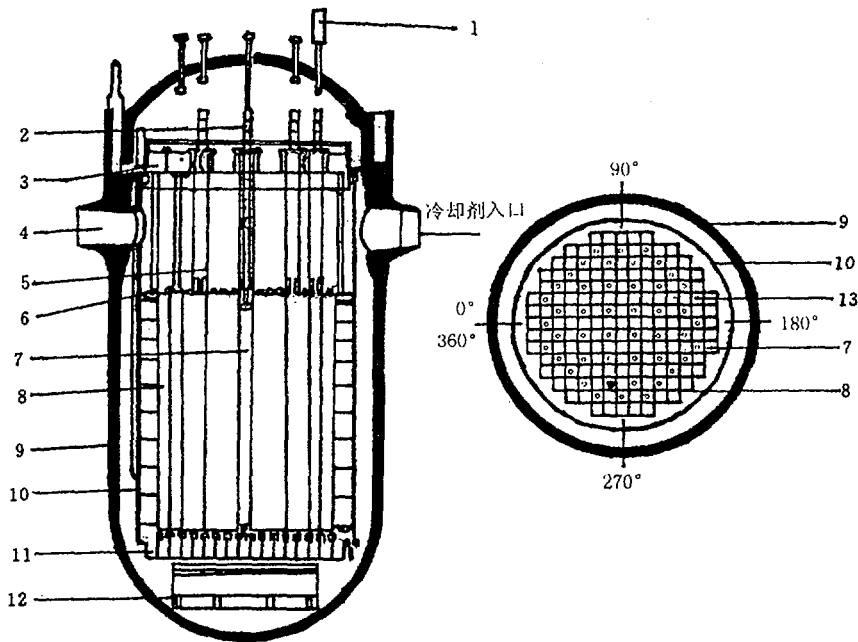


图1 压水堆本体简化结构图

- 1——控制棒驱动机构；2——控制棒导向组件；3——上部堆芯支承；4——冷却剂出口接管；
5——支承柱；6——栅格板；7——燃料组件；8——堆芯围板；9——压力容器；10——吊篮筒
体；11——下部堆芯支承；12——导流围裙；13——带控制棒组件的燃料组件。

1 堆内构件振动可靠性的模糊因素分析

1.1 载荷的模糊性

振动是由载荷引起的。在反应堆运行时，堆内构件承受着多种载荷，如压力载荷、高温热载荷、机械载荷、温度或压力变化时引起的变载荷及地震等特殊载荷。可靠性分析需要确知这些载荷及应力的实际分布以及分布特征，这只能通过实测的载荷（应力）时间历程按统计方法获得，是一项比较困难的工作。而传统的强度设计所用的载荷（应力）实际上是一个近似值。为此需用模糊数学方法分析载荷与应力，将设计者的经验与知识融合进去，以克服统计数据不足所带来的困难。

(1) 构件服役期最大载荷预测的模糊性描述

一般用在某值左右来描述构件所受最大载荷的数值。对于这类具有模糊性的变量，采用一个正态模糊变量来描述是十分合适的。其有关参数应通过专家基于经验和计算来得到，可采用类似 Delphi 法的步骤进行^[3]。

(2) 构件长期应力幅分布模型的模糊性描述

欲确定构件在环境载荷下的抗振性能，必须知道构件的长期应力幅分布。然而当预测构件在工作期间的长期应力幅分布时，存在着众多的模糊因素，因而所估计的应力幅分布的分布参数带有较大的主观不确定性。在预测时单纯采用概率方法是不妥的，应采用概率方法和经验方法结合进行。

(3) 环境影响的模糊综合评判

简单地说，反应堆运行时堆内构件所处的工作环境为高温、高压、强腐蚀、强辐射、强释热率及多种载荷冲击等^[1]。我们知道，构件所处的环境条件往往是变化的。这些变化将对构件的抗振性能产生较大影响，而对这些变化的描述又具有较大的模糊性。为此，应通过模糊综合评判来定量描述环境条件对堆内构件抗振性能的影响。

1.2 失效准则的模糊性

堆内构件的振动将导致裂纹的形成与扩展，进而导致放射性物质的泄漏而失效，其失效准则亦为一模糊概念。因为对堆内构件的振动问题不可能精确地描述其物理过程，振动的大小、泄漏量的多少都是模糊量，安全与不安全之间也没有绝对明显的界限。所以失效准则具有模糊性。

1.3 设计过程中的模糊因素

(1) 设计人员的经验：反应堆堆内构件设计是一门实践性很强的科学，从实践中总结出来的经验又反过来指导设计工作，这些经验大多数具有模糊性。

(2) 振动模型的正确性：理论模型用于解决实际问题时总会存在一定的误差。况且对同一种问题，一般总存在好几种方法可供选择，如何选用也存在主观不确定性。

(3) 结构设计参数的合理性：堆内构件结构设计的参数选择是构件设计最主要的工作。这些参数包括反应堆压力容器内径、高度和接管部分筒体高度，堆芯尺寸和燃料组件的结构形式、尺寸及排列方式，燃料组件长度、横断面尺寸、重量，冷却剂及其流速、流量、流程、进出口温度和最大允许的总泄漏量，控制棒导向筒内径及其布置，中子源、毒物管的数量和分布位置，各种试验及测量管道的数量和分布位置等等。合理地选择这些参数显然是一个模糊命题。

1.4 制造与检验过程中的模糊因素

(1) 材料选用的合理程度：堆内构件的材料一般应具有良好的耐腐蚀、耐高温、耐中子辐照等性能，各构件又有不同的材料要求，如何选择材料品种以及确定材料的各项性能指标，应结合有关规范和经验进行模糊评判。

(2) 焊接质量：不良的焊接工艺，可能产生三种疵病，即残存焊渣、熔深不够及结构疏松。这些因素对结构的抗振性能的影响可用“焊渣长度”、“熔深”以及“疏松组织体积”来表示。当焊缝有焊渣时，焊渣长度对“良好”焊缝的隶属程度即可用模糊集中的隶属度来表示。

(3) 工艺及安装精度：精度要求中只能给出一些主要的具体指标，而大多数性能指标是模糊的，只能给出一个范围，其具体取值靠经验确定。

(4) 检验人员的素质及检验设备的精度：人员的素质及设备的精度都是模糊概念，其与检测结果精度之间的关系也是模糊的。

1.5 运行控制过程的模糊因素

核电站的运行监控系统有手动系统，也有自动控制系统。其控制过程一般为反馈过程，即通过对运行参数进行信息处理后，再发出控制指令以驱动相应的执行机构。显然，上述过程包括大量的模糊因素。如控制临界值的准确性，人脑或仪表判断的正确性，操纵机构的滞后性等等。

如上所述，引起堆内构件振动的各种因素具有随机性及模糊性的特点。对这类具有模糊性的系统，用常规可靠性理论和方法对其进行描述常常是困难的或是低精度的。要解决这些问题，必须借助新的工具，建立新的可靠性观念和方法。为确保反应堆运行的安全可靠，有必要对核电站堆内构件振动问题建立切实可行的模糊可靠性模型，用以指导设计、制造和运行的全过程。就目前的研究成果来看，对该模型进行全面精确的量化描述尚有待于进一步深入探讨和实践验证。笔者对现有核电站大量的设计运行参数进行了综合分析，按照模糊可靠性理论的思路，提出了防止核电站堆内构件振动的模糊可靠性准则以及一系列防止堆内构件振动的可靠性措施。

2 核电站堆内构件振动可靠性模糊评价

2.1 模糊可靠性准则

防止核电站堆内构件振动的模糊可靠性准则为：堆内构件在规定的条件下，规定的寿命期间，由于振动而引起的泄漏量应控制在允许范围内。其要点可分述如下：

(1) 规定的环境条件即如前所述的高温、高压、强腐蚀、强辐射、强释热率及多种载荷冲击等。其温度和压力的期望值以大亚湾核电站为例，进入汽轮机的蒸气压力为 6.11 MPa，温度为 276.7℃；反应堆的入口压力为 15.5 MPa，入口温度为 292.4℃，出口平均温度为 329.8℃；在压水反应堆的冷却剂中加了某些酸性物质，对堆内部件有强腐蚀；在堆芯辐照区受中子和 γ 射线辐照，中子注量达 $10^{21} \sim 10^{23} \text{ n/cm}^2$ 。

(2) 规定的寿命期指核电站系统的服役期，一般规定为 40 年。

(3) 泄漏量的允许范围应遵循我国国家标准《核电厂环境辐射防护规定 GB 6249—86》所规定的允许剂量^[2]。

2.2 可靠性模糊综合评判模型

核电站堆内构件振动可靠性考核是比较复杂的系统工程，牵涉到多种影响因素，而且如上所述，许多影响因素的概念是模糊的。传统的总分法和加权平均法等方法是在普通集合理论基础上的，并不能准确描述可靠性“高与低”这一模糊的概念和变化过程，因而不能得到科学的评价结果。1965年，查德（Zadeh）创立的模糊数学理论，为解决具有模糊性的问题提供了有效的方法。基于模糊数学的模糊综合评价法能较好地解决评价过程中各因素间的相互关系以及对评价结果的影响，能定量地处理评价过程中的模糊因素，从而使评价结果更加合理、科学。

选取各评价因素时一般应遵循以下原则^[4]：

- (1) 完整性：即评价因素应能全面反映防止堆内构件振动的可靠性水平，力求做到全面、精确、可靠、有效；
- (2) 方便性：即考核数据应较容易地根据试验数据或现场使用统计确定其估计值；
- (3) 可比性：评价因素和评定方法应相对稳定，具有统一的指标值，以便在同类系统或者同一系统的不同运行时刻之间进行比较。
- (4) 先进性：应尽量采用国内外通用的可靠性标准和成熟的可靠性评价方法。

我们可以确定堆内构件振动可靠性影响因素集（简称因素集） $U = (u_1, u_2, u_3, \dots, u_m)$ ，并确定评价集（备择集） $V = (v_1, v_2, v_3, v_4, v_5) = (\text{优等, 良好, 中等, 合格, 不合格})$ ，则模糊矩阵

$$\tilde{Q} = \begin{bmatrix} Q_1 \\ Q_2 \\ \vdots \\ Q_m \end{bmatrix} = \begin{bmatrix} q_{11} & q_{12} & q_{13} & q_{14} & q_{15} \\ q_{21} & q_{22} & q_{23} & q_{24} & q_{25} \\ \vdots & \vdots & \vdots & \vdots & \vdots \\ q_{m1} & q_{m2} & q_{m3} & q_{m4} & q_{m5} \end{bmatrix} \quad (1)$$

为评价矩阵， $Q_i = (q_{i1}, q_{i2}, \dots, q_{i5})$ 是对应于评价因素 u_i 的单因素模糊评价集，它是评价集 V 上的模糊子集， q_{ij} 是对于第 u_i 个评价因素对评价集中 $v_j (j = 1, 2, \dots, 5)$ 的隶属程度。 \tilde{Q} 是 $U \times V$ 上的模糊关系，可记为 $\tilde{Q} = U \times V$ ，由 (U, V, \tilde{Q}) 构成我们所定义的评价空间^[5]。

评价指标集 U 中各因素 u_i 是不相同的，并且各因素的重要程度也是不等同的，可根据各项指标的重要程度赋予各评价指标一权重 a_i ，从而得到 U 上模糊子集 $\tilde{A} = (a_1, a_2, \dots, a_m)$ ，称为权重集。另设模糊综合评价集 \tilde{B} 是 V 上的模糊子集，是 (\tilde{A}, \tilde{Q}) 上的模糊变换，即 $\tilde{B} = \tilde{A} \cdot \tilde{Q} = (b_1, b_2, b_3, b_4, b_5)$ ， $b_j (j = 1, 2, \dots, 5)$ 的含义是综合考虑所有影响因素时，评价对象对评价集中第 j 个元素的隶属度。 \tilde{B} 的计算方法可采用普通矩阵法，即

$$b_j = \sum_{i=1}^m a_i \cdot q_{ij} \quad (j = 1, 2, \dots, 5) \quad (2)$$

对评价指标 $b_j (j = 1, 2, \dots, 5)$ 的处理有多种方法，其中最常用的有以下两种：

(1) 最大隶属度法

取与最大的评判指标 $\max b_j$ 相对应的备择元素 v_i 为评判的结果，即

$$v = \{v_L | v_L \rightarrow \max b_j\} \quad (3)$$

由最大隶属度法提供的结论是清晰扼要的。但它仅考虑了最大评判指标的贡献，舍弃

了其它指标提供的信息，有时难以确定具体的评判结果。

(2) 加权平均法

取以 b_j 为权数，对各个备择元素 v_j 进行加权平均的值为评判结果，即

$$v = \frac{\sum_{j=1}^n b_j v_j}{\sum_{j=1}^n b_j} \quad (4)$$

下面用算例说明上述评价模型的应用。

2.3 考核指标的选取及计算

根据上述评价因素的选取原则，我们制定了核电站堆内构件振动考核指标体系即评价因素（包括五个方面），如图 2 所示。

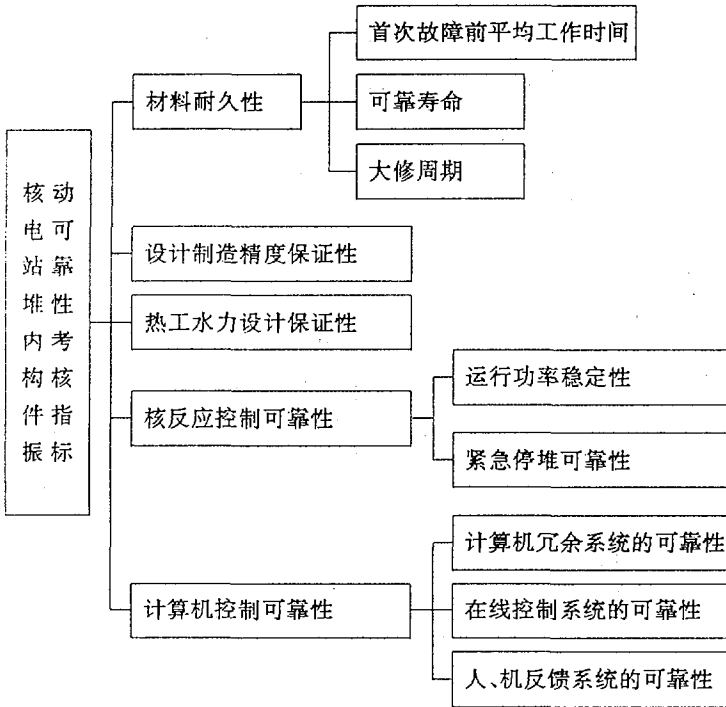


图2 核电站堆内构件振动可靠性考核指标体系

模糊综合评判的步骤是：

(1) 建立因素集

如图 2 所示，因素集为

$$U = (u_1, u_2, u_3, u_4, u_5) \\ = (\text{材料耐久性, 设计制造精度保证性, 热工水力设计保证性,} \\ \text{核反应控制可靠性, 计算机控制可靠性}) \quad (5)$$

(2) 建立权重集

为防止核电站堆内构件发生振动，式 (5) 因素集中核反应控制可靠性是最重要的，其次为热工水力设计保证性，然后依次为设计制造精度保证性、计算机控制可靠性和材料耐

久性。权重集为

$$A = (0.12, 0.20, 0.22, 0.28, 0.18) \quad (6)$$

(3) 建立备择集

为确定具体的数量指标，用 5 分制表示备择集中的各元素，即

$$\begin{aligned} V = (v_1, v_2, v_3, v_4, v_5) &= (\text{优等}, \text{良好}, \text{中等}, \text{合格}, \text{不合格}) \\ &= (5, 4, 3, 2, 1) \end{aligned} \quad (7)$$

(4) 单因素评判

单因素评判采用模糊统计方法，让参与评判的各位专家按预先划定的评定标准给各评价因素划分等级，然后依次统计各评价因素等级的频数。由此得到单因素模糊综合评价矩阵

$$\tilde{Q} = \begin{bmatrix} 0 & 0.4 & 0.5 & 0.1 & 0 \\ 0.2 & 0.5 & 0.3 & 0 & 0 \\ 0.1 & 0.4 & 0.3 & 0.2 & 0 \\ 0.1 & 0.3 & 0.4 & 0.2 & 0 \\ 0.1 & 0.5 & 0.3 & 0.1 & 0 \end{bmatrix} \quad (8)$$

(5) 模糊综合评判

$$\tilde{B} = \tilde{A} \cdot \tilde{Q}$$

$$= (0.12, 0.20, 0.22, 0.28, 0.18) \cdot \begin{bmatrix} 0 & 0.4 & 0.5 & 0.1 & 0 \\ 0.2 & 0.5 & 0.3 & 0 & 0 \\ 0.1 & 0.4 & 0.3 & 0.2 & 0 \\ 0.1 & 0.3 & 0.4 & 0.2 & 0 \\ 0.1 & 0.5 & 0.3 & 0.1 & 0 \end{bmatrix} \quad (9)$$

$$= (0.11, 0.41, 0.35, 0.13, 0)$$

(6) 模糊可靠性水平的判定

按最大隶属度法，由式 (3) $v = \{v_i | v_i \rightarrow \max b_j\}$ 对应于式 (9) 中的 0.41，可知总体模糊可靠性水平为良好。

按加权平均法，由式 (4) 得

$$v = \sum_{j=1}^n b_j v_j / \sum_{j=1}^n b_j = 3.5 \quad (10)$$

此值可用于对同类系统进行比较，或是对同一系统在不同运行时刻之间进行比较，以定性地判定系统可靠性水平的高低。

3 防止核电站堆内构件振动的可靠性措施

从图 2 可知，影响核电站堆内构件振动的主要因素，防止振动发生的可靠性措施有以下几个方面。

(1) 机械设计与制造方面的可靠性措施

设计堆内构件，首先要满足堆芯核设计、热工水力和变形等设计准则的要求^[2]。从图 1 看出，堆芯组件（主要为核燃料组件）安装在吊篮筒体内，吊篮筒体属堆内下部支承构件，它被悬挂在压力容器的筒体法兰上端。堆内上部支承构件安装在吊篮筒体内的堆芯组件上

方。堆内上部、下部支承构件本身各自像一副巨型高级精密镗模，它们组装起来仍然像一副精密镗模。由于反应堆压力容器是轴对称形，所以堆内各构件的形状也应呈轴对称布置，使质心与形心重合，防止附加动载荷的产生；各部件本身合乎六点定位原则，各个部件组装起来也应合乎六点定位要求，以实现稳定的刚性结构，避免水流冲击或局部体积沸腾时发生振动；堆芯组件下板及堆内上部支承构件下板的定位面应与吊篮筒体严格垂直，其上的所有定位销必须与燃料组件的上、下定位孔精确对中；堆内构件的每个零件都应有足够高的精度，达到精密机械的公差要求，实现各部件组装后堆芯燃料组件径向间隙 $\pm 1\text{ mm}$ 。堆芯下部的流量分配板要设计科学分布的精密孔组，并严格控制形位公差，以确保冷却剂合理流动；为了确保燃料组件及相关组件能被可靠地支承、压紧和精确定位，必须设计多种弹簧，靠紧固力和弹簧力来压紧和吸振；为了防松，除了保证各个零件的质量外，各处联接应牢固可靠，所有联接件紧固后焊牢；堆内下部有防地震结构件，使整个反应堆能承受可能发生的最大地震载荷的冲击；为防止堆内部件因堆内冷却剂发生整体沸腾而造成的振动，在压水堆核电站一回路应设计稳压器。

另外，由于堆内各构件既是大件又是精密件，所以工艺难度很大。对于这种精密重型零件，必须用精密的重型工作母机来制造。例如秦山核电厂的堆内下部支承构件中的吊篮筒体，就是一件又高又大的薄壁圆筒，该圆筒高约6 m，外径约3 m，壁厚约100 mm，其上有多个高精度内外圆、环槽及台阶，还有上千个异径孔和螺丝孔，加工难度很大。制造厂为此专门建造了一座厂房，专门设计制造了一台3立柱精密重型车镗床，确保了该筒的加工质量，实现了轴对称结构。

(2) 材料选择方面的可靠性措施

前已述及，堆内构件所处的环境十分恶劣，所以设计堆内构件时要选用特种钢材。堆内构件所用的材料必须具有耐辐照性能，因为强辐照会使材料的晶格扭曲、畸变、肿胀，引起尺寸变化，或使金属变硬变脆；堆内构件所用材料必须具有热中子吸收截面小的核性能，以减少中子的损失；材料还必须具有高纯度、抗腐蚀、耐高温等性能，否则会引起严重后果，不仅会引起振动，而且会严重地降低材料的耐久性。

(3) 热工水力设计可靠性保证措施

压水反应堆运行时，不允许堆内的冷却剂发生整体沸腾。核电站是利用反应堆内核反应裂变的辐射热来制造蒸汽的，其热功率由冷却剂（兼载热剂）载热方程来计算。设载热剂将热量送到堆外做功的热功率为 P_t （单位：W），由能量守恒定律得：

$$P_t = Q_m \cdot C_p (T_{ou} - T_{in})$$

式中： Q_m —— 冷却剂的质量流量， $\text{kg} \cdot \text{s}^{-1}$ ；

C_p —— 定压比热容， $\text{J} \cdot (\text{kg} \cdot \text{K})^{-1}$ ；

T_{ou} —— 载热剂的出口温度，K；

T_{in} —— 载热剂的入口温度，K。

从上式看出，欲提高 P_t ，可提高 Q_m 或提高 T_{ou} ，或降低 T_{in} 。由于核电站的冷却剂泵是大流量泵，其流量已达到 $25000\text{ M}^3/\text{h}$ ，再提高流量是不经济的；若降低 T_{in} ，又受到二回路给水制约，因为降低给水温度，则降低了电厂的热效率；因此只有提高 T_{ou} ，但这样做有可能发生整体体积沸腾，如果发生整体体积沸腾，堆内的压力和容积会发生突变，其后果就不堪设想。为了抑制这种体积沸腾，采用提高反应堆内水压的办法。另外，为对付核

电站的负荷发生突变，采用前述的稳压器调节并稳定堆内的压力，从而避免因压力变化而产生的振动。

(4) 核反应性控制方面的可靠性措施

核反应性及热功率是通过在反应堆内添加慢化剂、在核燃料组件上方设置控制棒等措施来调节和控制的，以确保反应堆始终在临界状态下安全运行。采用各种核反应性控制方法都应结合操作人员的经验并正确地控制仪表，从而防止功率波动过大特别是防止功率的发散振荡而引起堆内构件振动。

(5) 计算机控制方面的可靠性设计措施

核电站计算机控制的任務是对运行参数进行信息处理，以协助人的操作；监控常规控制操作系统，以指导操作和处理事故；给出控制指令以驱动相应的执行机构等。迄今为止，大多数压水堆核电站采取的基本方针是：使计算机系统与常规控制系统及安全保护系统相独立。我们最关心的是计算机在线控制。其功能有：当反应堆运行参数超过限值或产生异常时，自动发出信号；按操作人员要求，显示各种运行参数及变化趋势、相关量的计算结果，并进行预测等；监视异常或事故现象，记录反应堆紧急停闭前、后的状态，承担数据分析等等。通常，用两台计算机进行在线控制，其中一台备用。人们根据计算机输出的信息，制定对策，以确保反应堆安全可靠运行。这些，都可间接地消除堆内构件振动的根源。

4 结束语

本文按照模糊可靠性理论的思路，较全面地分析了引起堆内构件振动的模糊因素，提出了堆内构件振动可靠性的模糊准则，并建立了模糊可靠性综合评价模型，该模型能客观地反映防止系统振动的总体可靠性水平，指出系统已有的优势以及存在的薄弱环节。通过逐年或连续考核，还可以显示系统可靠性水平的动态变化过程，从而促进系统可靠性水平的不断提高。本文特别总结提出了一系列防振可靠性措施。我国现有核电站设计与运行的实践证明，这些措施对防止堆内构件振动是行之有效的。本研究尚为初步的探索，但为进一步完善堆内构件振动的模糊可靠性模型提供了理论和实际的依据。

参考文献

- 1 朱齐荣. 核电厂机械设备及其设计. 北京: 原子能出版社, 1991, 6
- 2 薛汉俊. 核动力装置. 北京: 原子能出版社, 1990
- 3 黄洪钟等. 影响疲劳强度可靠性的模糊因素分析. 面向 21 世纪的现代设计科学. 北京: 人民交通出版社, 1997
- 4 苏春. 机械产品可靠性考核中的模糊综合评价法. 机构设计, 1996, (6)
- 5 王彩华, 宋连天. 模糊论方法学. 北京: 中国建筑出版社, 1995

图书在版编目 (CIP) 数据

中国核科技报告 CNIC-01292 HYIT-0008: 核电站堆内构件振动可靠性的模糊因素分析及防振措施/傅戈雁等著. —北京: 原子能出版社, 1998. 11

ISBN 7-5022-1909-9

I. 中… II. 傅… III. 核技术-研究报告-中国 IV. TL-

2

中国版本图书馆 CIP 数据核字 (98) 第 29991 号

核电站堆内构件振动可靠性的模糊因素分析及防振措施

傅戈雁等著

©原子能出版社, 1998

原子能出版社出版发行

责任编辑: 孙凤春

社址: 北京市海淀区阜成路 43 号 邮政编码: 100037

中国核科技报告编辑部排版

核科学技术情报研究所印刷

开本 787×1092 1/16·印张 1·字数 15 千字

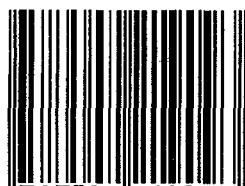
1998 年 11 月北京第一版·1998 年 11 月北京第一次印刷

定价: 5.00 元

CHINA NUCLEAR SCIENCE & TECHNOLOGY REPORT

This report is subject to copyright. All rights are reserved. Submission of a report for publication implies the transfer of the exclusive publication right from the author(s) to the publisher. No part of this publication, except abstract, may be reproduced, stored in data banks or transmitted in any form or by any means, electronic, mechanical, photocopying, recording or otherwise, without the prior written permission of the publisher, China Nuclear Information Centre, and/or Atomic Energy Press. Violations fall under the prosecution act of the Copyright Law of China. The China Nuclear Information Centre and Atomic Energy Press do not accept any responsibility for loss or damage arising from the use of information contained in any of its reports or in any communication about its test or investigations.

ISBN 7-5022-1909-9



9 787502 219093 >