

(12) 按照专利合作条约所公布的国际申请

(19) 世界知识产权组织
国际局

(43) 国际公布日
2018 年 11 月 15 日 (15.11.2018)



(10) 国际公布号
WO 2018/205607 A1

- (51) 国际专利分类号:
G21C 17/003 (2006.01)
- (21) 国际申请号: PCT/CN2017/116357
- (22) 国际申请日: 2017 年 12 月 15 日 (15.12.2017)
- (25) 申请语言: 中文
- (26) 公布语言: 中文
- (30) 优先权:
- | | | |
|----------------|------------------------------|----|
| 201710320626.4 | 2017 年 5 月 9 日 (09.05.2017) | CN |
| 201710320578.9 | 2017 年 5 月 9 日 (09.05.2017) | CN |
| 201710320515.3 | 2017 年 5 月 9 日 (09.05.2017) | CN |
| 201710594049.8 | 2017 年 7 月 20 日 (20.07.2017) | CN |

(71) 申请人: 中广核工程有限公司(CHINA NUCLEAR POWER ENGINEERING CO., LTD.) [CN/CN]; 中国广东省深圳市大鹏新区鹏飞路大亚湾核电基地工程公司办公大楼, Guangdong 518124 (CN)。中国广核集团有限公司(CHINA GENERAL NUCLEAR POWER GROUP) [CN/CN]; 中国广东省深圳市福田区深南大道 2002 号中广核大厦南楼 33

楼, Guangdong 518031 (CN)。深圳中广核工程设计有限公司(CHINA NUCLEAR POWER DESIGN COMPANY LTD. (SHENZHEN)) [CN/CN]; 中国广东省深圳市龙岗区龙城街道 441 号天安数码创业园 2 号大厦, Guangdong 518100 (CN)。

(72) 发明人: 束国刚(SHU, Guogang); 中国广东省深圳市大鹏新区鹏飞路大亚湾核电基地工程公司办公大楼, Guangdong 518124 (CN)。李承亮(LI, Chengliang); 中国广东省深圳市大鹏新区鹏飞路大亚湾核电基地工程公司办公大楼, Guangdong 518124 (CN)。陈骏(CHEN, Jun); 中国广东省深圳市大鹏新区鹏飞路大亚湾核电基地工程公司办公大楼, Guangdong 518124 (CN)。段远刚(DUAN, Yuangang); 中国广东省深圳市大鹏新区鹏飞路大亚湾核电基地工程公司办公大楼大亚湾核电基地工程公司办公大楼, Guangdong 518124 (CN)。邓小云(DENG, Xiaoyun); 中国广东省深圳市大鹏新区鹏飞路大亚湾核电基地工程公司办公大楼, Guangdong 518124 (CN)。冉小兵(RAN, Xiaobing); 中国广东省深圳市大鹏新区鹏飞路

(54) Title: NON-DESTRUCTIVE ASSESSMENT METHOD FOR RADIATION DAMAGE OF REACTOR PRESSURE VESSEL IN NUCLEAR POWER PLANT

(54) 发明名称: 核电站反应堆压力容器辐照损伤的无损评估方法

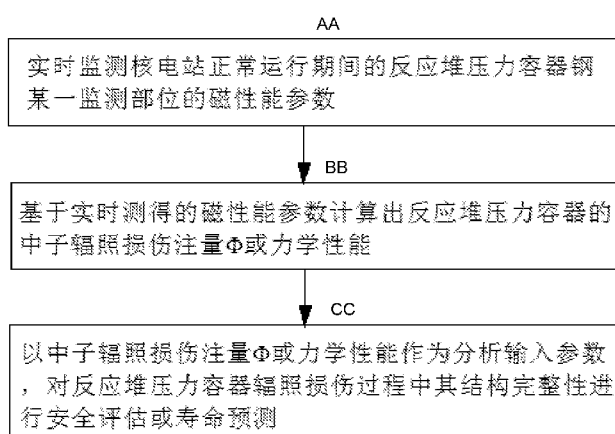


图 1

- AA Monitor in real time magnetic performance parameters of a certain monitored part of the steel of a reactor pressure vessel during a normal operation period of a nuclear power plant
- BB On the basis of the measured magnetic performance parameters, calculate neutron radiation damage fluence Φ or mechanical properties of the reactor pressure vessel
- CC Using the neutron radiation damage fluence Φ or the mechanical properties as analysis input parameters, perform safety assessment or service life prediction for the structural integrity of the reactor pressure vessel during a radiation damage process

(57) Abstract: A non-destructive assessment method for the radiation damage of a reactor pressure vessel in a nuclear power plant, comprising the following steps: S01, monitoring in real time magnetic performance parameters of a certain monitored part of the steel of a reactor pressure vessel during a normal operation period of a nuclear power plant, the magnetic performance parameters being any one from among magnetic susceptibility χ , residual magnetization M_R and coercivity H_C ; S02, on the basis of the measured magnetic performance parameters, calculating neutron radiation damage fluence Φ or mechanical properties of the reactor pressure vessel; S03, using the neutron radiation damage fluence Φ or the mechanical properties as analysis input parameters, performing safety assessment or service life prediction for the structural integrity of the reactor pressure vessel during a radiation damage process. The method may achieve real-time repeated non-destructive measurement, while data is accurate and test operations are safe; the present invention may simultaneously monitor the degree of radiation damage at multiple positions of the reactor pressure vessel.

大亚湾核电基地工程公司办公大楼, Guangdong 518124 (CN)。刘飞华(LIU, Feihua); 中国广东省深圳市大鹏新区鹏飞路大亚湾核电基地工程公司办公大楼, Guangdong 518124 (CN)。

(74) 代理人: 广州三环专利商标代理有限公司(SCIHEAD IP LAW FIRM); 中国广东省广州市越秀区先烈中路80号汇华商贸大厦1508室, Guangdong 510070 (CN)。

(81) 指定国(除另有指明, 要求每一种可提供的国家保护): AE, AG, AL, AM, AO, AT, AU, AZ, BA, BB, BG, BH, BN, BR, BW, BY, BZ, CA, CH, CL, CN, CO, CR, CU, CZ, DE, DJ, DK, DM, DO, DZ, EC, EE, EG, ES, FI, GB, GD, GE, GH, GM, GT, HN, HR, HU, ID, IL, IN, IR, IS, JO, JP, KE, KG, KH, KN, KP, KR, KW, KZ, LA, LC, LK, LR, LS, LU, LY, MA, MD, ME, MG, MK, MN, MW, MX, MY, MZ, NA, NG, NI, NO, NZ, OM, PA, PE, PG, PH, PL, PT, QA, RO, RS, RU, RW, SA, SC, SD, SE, SG, SK, SL, SM, ST, SV, SY, TH, TJ, TM, TN, TR, TT, TZ, UA, UG, US, UZ, VC, VN, ZA, ZM, ZW。

(84) 指定国(除另有指明, 要求每一种可提供的地区保护): ARIPO (BW, GH, GM, KE, LR, LS, MW, MZ, NA, RW, SD, SL, ST, SZ, TZ, UG, ZM, ZW), 欧亚 (AM, AZ, BY, KG, KZ, RU, TJ, TM), 欧洲 (AL, AT, BE, BG, CH, CY, CZ, DE, DK, EE, ES, FI, FR, GB, GR, HR, HU, IE, IS, IT, LT, LU, LV, MC, MK, MT, NL, NO, PL, PT, RO, RS, SE, SI, SK, SM, TR), OAPI (BF, BJ, CF, CG, CI, CM, GA, GN, GQ, GW, KM, ML, MR, NE, SN, TD, TG)。

本国际公布:

— 包括国际检索报告(条约第21条(3))。

(57) 摘要: 一种核电站反应堆压力容器辐照损伤的无损评估方法, 包括以下步骤: S01、实时监测核电站正常运行期间的反应堆压力容器钢某一监测部位的磁性能参数, 所述磁性能参数为磁化率 χ 、剩余磁化强度 M_R 和矫顽力 H_C 中的任意一种; S02、基于实时测得的磁性能参数计算出反应堆压力容器的中子辐照损伤注量 Φ 或力学性能; S03、以中子辐照损伤注量 Φ 或力学性能作为分析输入参数, 对反应堆压力容器辐照损伤过程中其结构完整性进行安全评估或寿命预测。该方法可实现实时、多次无损测量, 数据精确, 测试操作的安全性好, 可同时监控反应堆压力容器多个位置的辐照损伤程度。

核电站反应堆压力容器辐照损伤的无损评估方法

技术领域

本发明属于核电领域，更具体地说，本发明涉及一种核电站反应堆压力容器辐照损伤的无损评估方法。

背景技术

反应堆压力容器是核电站核岛内最为关键的大型设备之一，主要功能是包容和支承堆芯核燃料组件、控制组件、堆内构件和反应堆冷却剂的钢制承压容器。它长期服役于强辐照、高温、高压环境，其中，中子辐照损伤（具体表现为反应堆压力容器钢辐照脆化过程中强度升高、韧性下降）是其主要失效方式之一。

为了确保反应堆压力容器运行的安全性，对其辐照损伤注量进行监测与评价是常用的方法之一。具体实施步骤如下：（1）在核电站首次装料运行之前，在反应堆压力容器内部安装 4 到 6 根辐照监督管，每根辐照监督管内装载裂变剂量探测器，通常包括 U^{238} 和 Np^{237} 两种裂变剂量探测元件，然后将探测元件分别封装到钛盒内，钛盒再装入氮化硼盒内，然后氮化硼盒再整体装入辐照监督管内。（2）根据辐照监督大纲制定的辐照监督管抽取计划，利用核电站换料检修的机会，定期从反应堆压力容器中抽取出辐照监督管，然后按照辐照防护要求包装后长途运输至定点的热室机构，切割解剖取出裂变剂量探测器，然后在热室内对其成分的变化等开展分析化验，进而计算获得裂变剂量探测器所接受的中子辐照损伤注量。（3）根据辐照监督管的超前因子，换算得到反应堆压力容器本体的中子辐照损伤注量，进而对反应堆压力容器的运行开展后续安全评价工作。

现有方法的缺点归纳如下:

1) 裂变剂量探测器 (U^{238} 和 Np^{237}) 属于放射源, 其生产、运输、销售等均需要专业资质, 采购成本非常高, 后续运输、按照等也极其麻烦;

2) 不能直接获得反应堆压力容器本体的辐照损伤注量, 需通过超前因子换算, 存在一定的误差, 当超前因子较大时, 该误差愈加明显, 届时得到的中子辐照损伤注量的代表性较差;

3) 由于辐照监督管的数量非常有限 (通常只有 4~6 根, 且必须在首次装料运行前一次性装载完毕, 现有技术也不能实现运行一段时间后再补充安装辐照监督管, 未来核电站延寿时该问题愈加突出), 相应的裂变剂量探测器数量也只有 4~6 个, 因此, 通过这种方法不能连续获得反应堆压力容器钢的中子辐照损伤注量; 同时由于辐照监督管抽取、运输、切割解剖、裂变剂量探测器化验分析等工作至少需要 1 年时间, 通过该方法获得反应堆压力容器钢的中子辐照损伤注量在时间上也存在明显的滞后性;

4) 裂变剂量探测器属于一次性产品, 且使用之后具有较强的放射性, 同时在分析化验环节也产生大量放射性废物, 后续三废处理量较大, 成本较高;

5) 上述方法仅能从整体上监控反应堆压力容器堆芯区的中子辐照损伤注量, 不具备监控反应堆压力容器其他零部件, 尤其是特定位置的辐照损伤注量。

有鉴于此, 确有必要提供一种可实时、在线、连续测试的核电站反应堆压力容器辐照损伤的无损评估方法。

发明内容

本发明的发明目的在于: 克服现有技术的不足, 提供一种可实时、在线、连续测试的核电站反应堆压力容器辐照损伤的无损评估方法。

大量实验研究发现, 反应堆压力容器钢在服役时辐照脆化的过程中, 其材料磁性能参数的变化规律与其中子辐照损伤注量有较好的关联性, 通过监测反

应堆压力容器钢磁性能参数的变化,可获得其中子辐照损伤注量,进而以中子辐照损伤注量作为分析输入参数,对反应堆压力容器辐照损伤过程中其结构完整性进行安全评估或寿命预测。

为了实现上述发明目的,本发明提供一种核电站反应堆压力容器辐照损伤的无损评估方法,其包括以下步骤:

S01、实时监测核电站正常运行期间的反应堆压力容器钢某一监测部位的磁性能参数,所述磁性能参数为磁化率 χ 、剩余磁化强度 M_R 和矫顽力 H_C 中的任意一种;

S02、基于实时测得的磁性能参数计算出反应堆压力容器的中子辐照损伤注量 Φ 或力学性能; 以及

S03、以中子辐照损伤注量 Φ 或力学性能作为分析输入参数,对反应堆压力容器辐照损伤过程中其结构完整性进行安全评估或寿命预测。

根据本发明的一个方面,本发明核电站反应堆压力容器辐照损伤的无损评估方法包括以下步骤:

S11、安全阈值确定: 确定并记录反应堆压力容器钢的无延性转变温度的上限临界值(RT_{NDT})_{上限}和上平台能量的下限临界值(USE)_{下限};

S12、实时监测: 核电站正常运行期间,测得任意时间点反应堆压力容器监测部位辐照损伤后的磁化率 χ ;

S13、分析计算: 根据实时测得的磁化率 χ , 计算反应堆压力容器钢辐照损伤过程中的实时无延性转变温度 RT_{NDT} 、实时上平台能量 USE 、实时抗拉强度 R_m 和实时屈服强度 $R_{p0.2}$;

S14、安全评估: 基于磁化率的下降速率和获得的实时无延性转变温度 RT_{NDT} 、实时上平台能量 USE 、实时抗拉强度 R_m 和实时屈服强度 $R_{p0.2}$, 对反应堆压力容器钢辐照损伤程度进行安全评估。

根据本发明的一个方面,本发明核电站反应堆压力容器辐照损伤的无损评

估方法包括以下步骤:

S21、实时监测核电站正常运行期间的反应堆压力容器钢同一监测部位的剩余磁化强度 M_R ，根据实时剩余磁化强度 M_R 相对于未辐照初始状态的剩余磁化强度 $(M_R)_{\text{初始}}$ 的剩余磁化强度变化率 ΔM_R ，计算反应堆压力容器钢辐照损伤过程中的实时无延性转变温度 RT_{NDT} 、实时上平台能量 USE 、实时抗拉强度 R_m 和实时屈服强度 $R_{p0.2}$;

S22、基于获得的实时无延性转变温度 RT_{NDT} 、实时上平台能量 USE 、实时抗拉强度 R_m 和实时屈服强度 $R_{p0.2}$ ，对反应堆压力容器钢辐照损伤程度进行分析评估。

根据本发明的一个方面，本发明核电站反应堆压力容器辐照损伤的无损评估方法包括以下步骤:

S31、初始监测：核电站首次装料运行之前，测得反应堆压力容器钢监测部位的初始矫顽力 $(H_C)_{\text{初始}}$;

S32、在线监控：核电站正常运行期间，测得任意时间点反应堆压力容器钢同一监测部位辐照损伤后的矫顽力 H_C ;

S33、实时分析：基于所述初始矫顽力 $(H_C)_{\text{初始}}$ 和任意时间点测得的矫顽力 H_C ，根据公式(1)计算反应堆压力容器钢辐照损伤过程中的矫顽力变化率 ΔH_C :

$$\Delta H_C = [H_C - (H_C)_{\text{初始}}] / (H_C)_{\text{初始}} \quad (31)$$

根据得出的矫顽力变化率 ΔH_C 计算反应堆压力容器钢辐照损伤过程中的实时无延性转变温度 RT_{NDT} 、实时上平台能量 USE 、实时抗拉强度 R_m 和实时屈服强度 $R_{p0.2}$;

S34、损伤评估：基于获得的实时无延性转变温度 RT_{NDT} 、实时上平台能量 USE 、实时抗拉强度 R_m 和实时屈服强度 $R_{p0.2}$ ，对反应堆压力容器钢辐照损伤程度进行安全评估。

相对于现有技术，本发明核电站反应堆压力容器辐照损伤的无损评估方法

具有以下有益技术效果:

- 1) 可实时、在线、连续测试核电站运行期间反应堆压力容器钢的磁性能参数, 并实时计算获得反应堆压力容器钢的中子辐照损伤注量数据;
- 2) 可同时监测反应堆压力容器多个位置的中子辐照损伤注量;
- 3) 由于反应堆压力容器钢的磁性能测试是无损的, 在核电站全寿期, 包括未来延寿运行期间可无限次测试获取数据;
- 4) 测试设备及操作不需要特殊的辐射安全防护要求, 且对设备外界空间基本无要求, 成本低廉、安全性较好, 尤其是不产生放射性废物, 基本无三废处理需求。

附图说明

下面结合附图和具体实施方式, 对本发明核电站反应堆压力容器辐照损伤的无损评估方法进行详细说明, 其中:

图 1 为本发明核电站反应堆压力容器辐照损伤的无损评估方法的步骤流程图。

图 2 为反应堆压力容器钢堆芯段部位磁化率与中子辐照损伤注量之间的函数关系图。

图 3 为反应堆压力容器钢堆芯段部位剩余磁化强度与中子辐照损伤注量之间的函数关系图。

图 4 为反应堆压力容器钢堆芯段部位矫顽力与中子辐照损伤注量之间的函数关系图。

具体实施方式

为了使本发明的发明目的、技术方案及其技术效果更加清晰, 以下结合附图和具体实施方式, 对本发明进行进一步详细说明。应当理解的是, 本说明书

中描述的具体实施方式仅仅是为了解释本发明，并非为了限定本发明。

请参照图 1 所示，本发明提供了一种核电站反应堆压力容器辐照损伤的无损评估方法，其包括以下步骤：

S01、实时监测核电站正常运行期间的反应堆压力容器钢某一监测部位的磁性能参数，磁性能参数为磁化率 χ 、剩余磁化强度 M_R 和矫顽力 H_C 中的任意一种；

S02、基于实时测得的磁性能参数计算出反应堆压力容器的中子辐照损伤注量 Φ ；

S03、以中子辐照损伤注量 Φ 作为分析输入参数，对反应堆压力容器辐照损伤过程中其结构完整性进行安全评估或寿命预测。

反应堆压力容器钢在服役时辐照脆化的过程中，材料磁性能参数中磁化率 χ 、剩余磁化强度 M_R 和矫顽力 H_C 都分别与其子辐照损伤注量有较好的关联性，因此，可通过监测磁化率 χ 、剩余磁化强度 M_R 和矫顽力 H_C 中任何一个参数来获得其中子辐照损伤注量 Φ 。

当实时监测的磁性能参数为磁化率 χ 时，磁化率 χ 与中子辐照损伤注量 Φ 之间的函数关系为公式 (01)，

$$\Phi = c_1 \cdot \ln(b_1 - a_1 \cdot \chi) \quad (01)$$

其中， a_1 的取值范围为 0.75-1.38； b_1 的取值范围为 8.78-16.75； c_1 的取值范围为 0.042-0.17。 a_1 、 b_1 和 c_1 的取值会受到反应堆压力容器初始状态的晶粒度、位错类型、数量、第二相分布特点以及核电站运行期间反应堆中子辐照场能谱等因素的影响。对于特定的核电站与反应堆压力容器，也可通过传统的辐照监督裂变探测器测试数据加以确定或者修正。

磁性能参数也可选择为剩余磁化强度 M_R ，剩余磁化强度 M_R 与中子辐照损伤注量 Φ 的函数关系为公式 (02)：

$$\Phi = b_2 - a_2 \cdot M_R \quad (02)$$

其中, a_2 的取值范围为 0.087-0.23; b_2 的取值范围为 0.12-0.31。同样的, a_2 和 b_2 的取值也会受到反应堆压力容器初始状态的晶粒度、位错类型、数量、第二相分布特点以及核电站运行期间反应堆中子辐照场能谱等因素的影响。对于特定的核电站与反应堆压力容器, 也可通过传统的辐照监督裂变探测器测试数据加以确定或者修正。

当磁性能参数选择为矫顽力 H_C 时, 矫顽力 H_C 与中子辐照损伤注量 Φ 的函数关系为公式 (3):

$$\Phi = D - a_3 \cdot H_C + b_3 \cdot (H_C)^2 - c_3 \cdot (H_C)^3 \quad (03)$$

其中, a_3 的取值范围为 1.79-3.21; b_3 的取值范围为 0.19-0.41; c_3 的取值范围为 0.007-0.19, D 的取值范围为 5.64-9.23。

同样的, D 、 a_3 、 b_3 和 c_3 的取值也会受到反应堆压力容器初始状态的晶粒度、位错类型、数量、第二相分布特点以及核电站运行期间反应堆中子辐照场能谱等因素的影响。对于特定的核电站与反应堆压力容器, 也可通过传统的辐照监督裂变探测器测试数据加以确定或者修正。

将上述获得的中子辐照损伤注量 Φ 作为分析输入参数, 用于开展反应堆压力容器辐照损伤的结构完整性安全评价、寿命预测等。具体方法与传统的辐照监督分析方法相同。

实施例 1

以特定时间点实时监测反应堆压力容器钢堆芯段部位的磁性能参数为例。

当特定时间点监测的磁性能参数为磁化率 $\chi=3.290$, 根据公式 (01) 可计算出中子辐照损伤注量 Φ 。

考虑了反应堆压力容器钢初始状态的微观组织特征和核电站运行期间反应堆中子辐照场能谱的影响因素后, 得出公式 (01) 中 a_1 、 b_1 和 c_1 的取值分别为 1.07、13.15 和 0.07, 则中子辐照损伤注量 Φ 的计算过程如下:

$$\Phi = 0.07 \ln (13.15 - 1.07 \chi) = 0.07 \ln (13.15 - 1.07 \times 3.290) = 0.15860 \text{ dpa}$$

当磁性能参数为剩余磁化强度 M_R ，同一时间点测得的剩余磁化强度 $M_R=0.24 \text{ emu/g}$ ，根据公式 (02) 可计算出中子辐照损伤注量 Φ 。

考虑各种影响因素后，公式 (02) 中， a_2 和 b_2 的取值分别为 0.14 和 0.19，则中子辐照损伤注量 Φ 的计算过程如下：

$$\Phi = 0.19 - 0.14 \cdot M_R = 0.19 - 0.14 \times 0.24 = 0.15640 \text{ dpa}$$

当磁性能参数为矫顽力 H_C ，同一时间点测得的矫顽力 $H_C = 7.10 \text{ Oe}$ ，根据公式 (03) 可计算出中子辐照损伤注量 Φ 。

考虑各种影响因素后，公式 (03) 中， D 、 a_3 、 b_3 和 c_3 的取值分别为 7.65、2.56、0.29 和 0.01，则中子辐照损伤注量 Φ 的计算过程如下：

$$\Phi = 7.65 - 2.56 H_C + 0.29 (H_C)^2 - 0.01 (H_C)^3 = 0.15304 \text{ dpa}$$

本实施例中磁化率 χ 、剩余磁化强度 M_R 和矫顽力 H_C 分别与中子辐照损伤注量 Φ 的函数关系图如图 2、图 3 和图 4 所示。

将计算出的中子辐照损伤注量 Φ 作为分析输入参数，对反应堆压力容器辐照损伤过程中的结构完整性进行安全评估或寿命预测；具体过程与传统的辐照监督分析方法相同。

对比例 1

为验证本发明核电站反应堆压力容器辐照损伤的无损评估方法的有效性，取具有相同辐照损伤程度（一般指具有相同的中子辐照累积注量）的传统的反应堆压力容器辐照监督试样进行破坏性力学性能试验，实测并获得堆芯段部位的中子辐照损伤注量 Φ 。

表 1 实施例 1 不同磁性能参数与对比例 1 得出的中子辐照损伤注量 Φ 的数值

项目		Φ
实施例 1	χ	0.15860dpa
	$M_R/\text{emu/g}$	0.15640dpa
	H_C/Oe	0.15304dpa
对比例 1	实测值（辐照监督试样）	0.15400dpa

通过表 1 可以看出, 实施例 1 分别采用不同磁性能参数(磁化率 χ 、剩余磁化强度 M_R 和矫顽力 H_C) 计算得到的堆芯段部位的中子辐照损伤注量 Φ 的数值与对比例 1 实测值非常接近; 偏差值在可接受的范围之内, 不会对后续反应堆压力容器辐照损伤的安全评价带来影响。

因此, 可采用本发明核电站反应堆压力容器辐照损伤的无损评估方法代替传统的辐照监督分析方法, 不仅方法简单, 数据精确, 而且可实现实时在线评估, 同时反应堆压力容器钢的磁化率、剩余磁化强度和矫顽力测试是无损的, 因此在核电站全寿期以及未来延寿运行期间可无限次测试获取数据。

结合以上对本发明的详细描述可以看出, 相对于现有技术, 本发明至少具有以下有益技术效果:

- 1) 可实时、在线、连续测试核电站运行期间反应堆压力容器钢的磁性能参数, 并实时计算获得反应堆压力容器钢的中子辐照损伤注量数据;
- 2) 可同时监测反应堆压力容器多个位置的中子辐照损伤注量;
- 3) 由于反应堆压力容器钢的磁性能测试是无损的, 因此在核电站全寿期, 包括未来延寿运行期间可无限次测试获取数据;
- 4) 测试设备及操作不需要特殊的辐射安全防护要求, 且对设备外界空间基本无要求, 成本低廉、安全性较好, 尤其是不产生放射性废物, 基本无三废处理需求。

利用磁化率 χ 的核电站反应堆压力容器辐照损伤的无损评估方法

实施例 1

一种利用磁化率的核电站反应堆压力容器辐照损伤的无损评估方法, 其包括以下步骤:

核电站首次装料运行之前, 测得反应堆压力容器钢监测部位的初始磁化率 $(\chi)_{\text{初始}}=11.42$, 并从反应堆压力容器钢设备制造厂提供的设备完工报告中查询并记录未辐照初始状态的无延性转变温度 $(RT_{NDT})_{\text{初始}}=241\text{K}$ 、上平台能量 $(USE)_{\text{初始}}$

=335J、抗拉强度 $(R_m)_{\text{初始}}=483\text{MPa}$ 和屈服强度 $(R_{p0.2})_{\text{初始}}=591\text{MPa}$ 。

S11、安全阈值确定：确定并记录反应堆压力容器的无延性转变温度上限临界值 $(RT_{NDT})_{\text{上限}}=366\text{K}$ 和上平台能量下限临界值 $(USE)_{\text{下限}}=68\text{J}$ 。

上述临界阈值的具体数值取决于所监测的核电站所在国家的核安全法规要求、核电站运行时所采用的核安全大纲以及反应堆压力容器的具体部位等。本专利中提供的具体数值来源于美国核管会导则 RG1.99 (1988 版) 对反应堆压力容器堆芯段位置母材的要求。

S12、实时监测：核电站正常运行 20 年后，测得反应堆压力容器钢监测部位辐照损伤后的磁化率 $\chi=10.15$ ，相比于上一年度，磁化率下降速率为 0.56%/年。

S13、分析计算：根据公式 (11) 至公式 (14) 计算反应堆压力容器钢辐照损伤过程中的实时无延性转变温度 RT_{NDT} 、实时上平台能量 USE 、实时抗拉强度 R_m 和实时屈服强度 $R_{p0.2}$ ：

$$RT_{NDT} = a_1 + b_1 \cdot \chi \quad (11)$$

$$USE = a_2 + b_2 \cdot \chi \quad (12)$$

$$R_m = a_3 + b_3 \cdot \chi \quad (13)$$

$$R_{p0.2} = a_4 + b_4 \cdot \chi \quad (14)$$

其中， a_1 的取值范围为 450~680， b_1 的取值范围为 -18~-35；

a_2 的取值范围为 270~420， b_2 的取值范围为 45~75；

a_3 和 a_4 的取值范围为 1200~2000， b_3 和 b_4 的取值范围为 -80~-135。

根据反应堆压力容器钢的材料合金元素成分含量、材料的缺陷分布类型及数量浓度、材料制造时的实际热处理工艺，以及核电站运行期间反应堆堆芯中子辐照场能谱大小特征的影响，并结合反应堆压力容器钢初始状态的磁化率(χ)_{初始}与无延性转变温度 $(RT_{NDT})_{\text{初始}}$ 、上平台能量 $(USE)_{\text{初始}}$ 、抗拉强度 $(R_m)_{\text{初始}}$ 和屈服强度 $(R_{p0.2})_{\text{初始}}$ ，以及该反应堆早期的辐照监督试样测试数据加以修正后确定， a_1

取值 534, b_1 取值-25, a_2 取值-342, b_2 取值 59, a_3 取值 1756, b_3 取值-102, a_4 取值 1743, b_4 取值-110。因此, 公式 (11) 至公式 (14) 为:

$$RT_{NDT} = 534 - 25 \times \quad (11)$$

$$USE = -342 + 59 \times \quad (12)$$

$$R_m = 1756 - 102 \times \quad (13)$$

$$R_{p0.2} = 1743 - 110 \times \quad (14)$$

在测得的实时磁化率 $\chi = 10.15$ 时, 可计算出实时无延性转变温度 RT_{NDT} 、实时上平台能量 USE 、实时抗拉强度 R_m 和实时屈服强度 $R_{p0.2}$:

$$RT_{NDT} = 534 - 25 \times 10.15 = 280K$$

$$USE = -342 + 59 \times 10.15 = 257J$$

$$R_m = 1756 - 102 \times 10.15 = 721MPa$$

$$R_{p0.2} = 1743 - 110 \times 10.15 = 627MPa。$$

S14、安全评估:

$RT_{NDT} = 280K < (RT_{NDT})_{\text{上限}} = 366K$, 同时, $USE = 257J > (USE)_{\text{下限}} = 68J$, 所以将上述计算出的实时无延性转变温度 RT_{NDT} 、实时上平台能量 USE 、实时抗拉强度 R_m 和实时屈服强度 $R_{p0.2}$ 作为分析输入参数, 对反应堆压力容器辐照损伤过程中其结构完整性进行安全评估或寿命预测; 具体过程与传统的辐照监督分析方法相同。

预先设定的磁化率下降速率的预警值为 1%/年, 本实施例中磁化率 χ 下降速率为 0.56%/年, 低于安全预警值 1%/年, 因此无需对反应堆压力容器开展进一步的安全评估论证。

对比例 1

为验证本发明利用磁化率的核电站反应堆压力容器辐照损伤的无损评估方法的有效性, 取具有相同辐照损伤程度 (一般指具有相同的中子辐照累积注量) 的传统的反应堆压力容器辐照监督试样进行破坏性力学性能试验, 实测并获得

其实时无延性转变温度 RT_{NDT} 、实时上平台能量 USE 、实时抗拉强度 R_m 和实时屈服强度 $R_{p0.2}$ 。

表 2 列出了实施例 1 与对比例 1 得出的实时无延性转变温度 RT_{NDT} 、实时上平台能量 USE 、实时抗拉强度 R_m 和实时屈服强度 $R_{p0.2}$ 。

表 2

项目		χ	RT_{NDT} / K	USE / J	R_m / MPa	$R_{p0.2} / MPa$
实施 例 1	初始值	11.42	241	335	591	483
	χ 的实时值/ 函数关系式	10.15	$RT_{NDT}=534-25\chi$	$USE=-342+59\chi$	$R_m=1756-102\chi$	$R_{p0.2}=1743-110\chi$
	据实时 χ 得 出的计算值	——	280	257	721	627
对比 例 1	实测(辐照监 督试样)	——	274	260	717	623

通过表 2 可以看出，实施例 1 采用本发明利用磁化率的核电站反应堆压力容器辐照损伤的无损评估方法计算得到的实时无延性转变温度 RT_{NDT} 、实时上平台能量 USE 、实时抗拉强度 R_m 和实时屈服强度 $R_{p0.2}$ 的数值与对比例 1 实测值非常接近；偏差值均在可接受的范围之内，不会对后续反应堆压力容器辐照损伤的安全评价带来影响，而且由于反应堆压力容器钢的磁化率测试是无损的，因此在核电站全寿期以及未来延寿运行期间可无限次测试获取数据。再结合磁化率的下降速率，双重监测，可保证压力容器在运行过程中的安全性。

结合以上对本发明的详细描述可以看出，相对于现有技术，本发明利用磁化率的核电站反应堆压力容器辐照损伤的无损评估方法至少具有以下有益技术效果：

(1) 根据磁化率对力学性能参数的函数关系，可实现对反应堆压力容器钢损伤程度的实时监测，并结合磁化率的下降速率，双重监测保证压力容器在运行过程中的安全性；

(2) 由于反应堆压力容器钢的磁化率测试是无损的, 因此在核电站全寿期, 包括未来延寿运行期间可无限次测试获取数据, 实现实时监测;

(3) 测试设备及操作不需要特殊的辐射安全防护要求, 且对设备外界空间基本无要求, 安全性较好, 尤其是不产生放射性废物, 基本无三废处理需求;

(4) 可同时监控反应堆压力容器多个位置的辐照损伤程度, 尤其适用于监控在役检查时发现的微裂纹或疑似微裂纹的萌生、扩展行为。

利用剩余磁化强度 M_R 的核电站反应堆压力容器辐照损伤的无损评估方法

实施例 1

一种利用剩余磁化强度的核电站反应堆压力容器辐照损伤的无损评估方法, 其包括以下步骤:

从反应堆压力容器钢设备制造厂提供的设备完工报告中查询并记录未辐照初始状态的无延性转变温度(RT_{NDT})_{初始}=241K、上平台能量(USE)_{初始}=335J、抗拉强度(R_m)_{初始}=591MPa 和屈服强度($R_{p0.2}$)_{初始}=483MPa。

S21、测得反应堆压力容器钢未辐照状态监测部位的初始剩余磁化强度(M_R)_{初始}=1.33 emu/g; 核电站正常运行 20 年后, 实时测得反应堆压力容器钢同一监测部位辐照损伤后的剩余磁化强度 M_R =0.99 emu/g; 根据公式 (21) 可得到实时剩余磁化强度 M_R 相对于未辐照初始状态的剩余磁化强度(M_R)_{初始}的剩余磁化强度变化率 ΔM_R :

$$\Delta M_R = [M_R - (M_R)_{\text{初始}}] / (M_R)_{\text{初始}} \quad (21)$$

$$\Delta M_R = (0.99 - 1.33) / 1.33 = -25.56\%$$

经研究发现剩余磁化强度变化率 ΔM_R 与实时无延性转变温度 RT_{NDT} 的变化率 ΔRT_{NDT} 、实时上平台能量 USE 的变化率 ΔUSE 、实时抗拉强度 R_m 的变化率 ΔR_m 和实时屈服强度 $R_{p0.2}$ 的变化率 $\Delta R_{p0.2}$ 呈现出规律的函数关系, 因此根据剩余磁化强度变化率 ΔM_R 可得到实时力学性能参数的数据, 具体函数关系表现为公式 (22) 至 (25):

$$\Delta RT_{NDT} = \lambda_1 \cdot \Delta M_R \quad (22)$$

$$\Delta USE = \lambda_2 \cdot \Delta M_R \quad (23)$$

$$\Delta R_m = \lambda_3 \cdot \Delta M_R \quad (24)$$

$$\Delta R_{p0.2} = \lambda_4 \cdot \Delta M_R \quad (25)$$

根据反应堆压力容器钢材料的化学元素成分、材料的加工工艺、材料的缺陷分布类型、辐照温度，以及核电站运行期间反应堆堆芯中子辐照场能谱的大小特征等这些因素，可大概确定出比例系数 λ_1 、 λ_2 、 λ_3 和 λ_4 的取值，再通过传统的辐照监督试样力学性能试验加以修正，最终得出 $\lambda_1=0.62$ ， $\lambda_2=0.95$ ， $\lambda_3=0.87$ ， $\lambda_4=1.10$ 。所以， ΔRT_{NDT} 、 ΔUSE 、 ΔR_m 和 $\Delta R_{p0.2}$ 的计算过程如下：

$$\Delta RT_{NDT} = 0.62 \Delta M_R = -15.85\%$$

$$\Delta USE = 0.95 \Delta M_R = -24.28\%$$

$$\Delta R_m = 0.87 \Delta M_R = -22.24\%$$

$$\Delta R_{p0.2} = 1.10 \Delta M_R = -28.12\%$$

在已知 $(RT_{NDT})_{\text{初始}}$ 、 $(USE)_{\text{初始}}$ 、 $(R_m)_{\text{初始}}$ 和 $(R_{p0.2})_{\text{初始}}$ ，以及 ΔRT_{NDT} 、 ΔUSE 、 ΔR_m 和 $\Delta R_{p0.2}$ 的情况下，根据公式 (26) 至 (29) 可计算出本实施例中实时无延性转变温度 RT_{NDT} 、实时上平台能量 USE 、实时抗拉强度 R_m 、实时屈服强度 $R_{p0.2}$ ：

$$RT_{NDT} = (1 - \Delta RT_{NDT}) \cdot (RT_{NDT})_{\text{初始}} \quad (26)$$

$$USE = (1 + \Delta USE) \cdot (USE)_{\text{初始}} \quad (27)$$

$$R_m = (1 - \Delta R_m) \cdot (R_m)_{\text{初始}} \quad (28)$$

$$R_{p0.2} = (1 - \Delta R_{p0.2}) \cdot (R_{p0.2})_{\text{初始}} \quad (29)$$

因此， RT_{NDT} 、 USE 、 R_m 和 $R_{p0.2}$ 的具体计算过程如下：

$$RT_{NDT} = [1 - (-15.85\%)] \times 241 = 279.19\text{K}$$

$$USE = [1 + (-24.28\%)] \times 335 = 253.66\text{J}$$

$$R_m = [1 - (-22.24\%)] \times 591 = 722.42\text{MPa}$$

$$R_{p0.2} = [1 - (-28.12\%)] \times 483 = 618.8\text{MPa}$$

S22、将上述计算出的实时无延性转变温度 RT_{NDT} 、实时上平台能量 USE 、实时抗拉强度 R_m 和实时屈服强度 $R_{p0.2}$ 作为分析输入参数，对反应堆压力容器辐照损伤过程中的结构完整性进行安全评估或寿命预测；具体过程与传统的辐照监督分析方法相同。

对比例 1

为验证本发明利用剩余磁化强度的核电站反应堆压力容器辐照损伤的无损评估方法的有效性，取具有相同辐照损伤程度（一般指具有相同的中子辐照累积注量）的传统的反应堆压力容器辐照监督试样进行破坏性力学性能试验，实测并获得其实时无延性转变温度 RT_{NDT} 、实时上平台能量 USE 、实时抗拉强度 R_m 和实时屈服强度 $R_{p0.2}$ 。

表 3 列出了实施例 1 与对比例 1 得出的实时无延性转变温度 RT_{NDT} 、实时上平台能量 USE 、实时抗拉强度 R_m 和实时屈服强度 $R_{p0.2}$ 的数值。

表 3

项目		M_R /emu/g	RT_{NDT} /K	USE /J	R_m /MPa	$R_{p0.2}$ /MPa
实施例 1	初始值	1.33	241	335	591	483
	实时 M_R /参数计算值	0.99	279.19	253.66	722.42	618.80
对比例 1	实测值（辐照监督试样）	—	274	260	717	623

通过表 3 可以看出，实施例 1 采用本发明利用剩余磁化强度的核电站反应堆压力容器辐照损伤的无损评估方法计算得到的实时无延性转变温度 RT_{NDT} 、实时上平台能量 USE 、实时抗拉强度 R_m 和实时屈服强度 $R_{p0.2}$ 的数值分别为 279.19K、253.66J、722.42Mpa 和 618.8 MPa，而对比例 1 实测的实时无延性转变温度 RT_{NDT} 、实时上平台能量 USE 、实时抗拉强度 R_m 和实时屈服强度 $R_{p0.2}$ 的数值分别为 274K、260J、717MPa 和 623 MPa。

由此可见，实施例 1 计算出的数据与对比例 1 实测值非常接近，偏差均在 6 左右，偏差值均在可接受的范围之内，因此本发明利用剩余磁化强度的核电站

反应堆压力容器辐照损伤的无损评估方法可代替传统的辐照监督分析方法，而且可实时监测，可适用于核电站的全寿期，同时对监测所需条件无特殊要求，监测成本低，更具实用性。

结合以上对本发明的详细描述可以看出，相对于现有技术，本发明利用剩余磁化强度的核电站反应堆压力容器辐照损伤的无损评估方法至少具有以下有益技术效果：

(1) 通过对压力反应堆容器钢进行实时剩余磁化强度的监测，可实现实时监控并评估压力容器的损伤程度，随时掌握反应容器的运行状态，保证整体的安全性。

(2) 实时监控评估的全过程对压力堆反应容器不会产生任何损伤，并可实现多个监测部位的同时监测，即易于操作，出结果速度快，而且得出的数据精确，经济环保，可完全代替传统的辐照监督分析方法。

(3) 整个监测评估的过程中不会接触和产生放射性物质，因此不需要特殊的辐射安全防护要求，安全性较好，基本无三废处理需求。

利用矫顽力 H_C 的核电站反应堆压力容器辐照损伤的无损评估方法

实施例 1

一种利用矫顽力的核电站反应堆压力容器辐照损伤的无损评估方法，其包括以下步骤：

从反应堆压力容器钢设备制造厂提供的设备完工报告中查询并记录未辐照初始状态的无延性转变温度(RT_{NDT})_{初始}=241K、上平台能量(USE)_{初始}=335J、抗拉强度(R_m)_{初始}=591MPa 和屈服强度($R_{p0.2}$)_{初始}=483MPa。

S31、初始监测：核电站首次装料运行之前，测得反应堆压力容器钢监测部位的初始矫顽力(H_C)_{初始}=10.2 Oe；

S32、在线监控：核电站正常运行 20 年后，测得反应堆压力容器钢同一监测部位辐照损伤后的矫顽力 H_C =9.6 Oe；

S33、实时分析：基于初始矫顽力 $(H_C)_{\text{初始}}$ 和实时测得的矫顽力 H_C ，根据公式 (31) 计算反应堆压力容器钢辐照损伤过程中的矫顽力变化率 ΔH_C ：

$$\Delta H_C = [H_C - (H_C)_{\text{初始}}] / (H_C)_{\text{初始}} \quad (31)$$

$$\Delta H_C = (9.6 - 10.2) / 10.2 = -5.88\%$$

实时无延性转变温度 RT_{NDT} 的变化率 $\Delta(RT_{NDT})$ 、实时上平台能量 USE 的变化率 $\Delta(USE)$ 、实时抗拉强度 R_m 的变化率 $\Delta(R_m)$ 和实时屈服强度 $R_{p0.2}$ 的变化率 $\Delta(R_{p0.2})$ 与矫顽力变化率 ΔH_C 具有函数关系，根据公式 (32) 至 (35) 可计算出上述力学性能参数的变化率：

$$\Delta(RT_{NDT}) = \lambda_1 \cdot \Delta H_C \quad (32)$$

$$\Delta(USE) = \lambda_2 \cdot \Delta H_C \quad (33)$$

$$\Delta(R_m) = \lambda_3 \cdot \Delta H_C \quad (34)$$

$$\Delta(R_{p0.2}) = \lambda_4 \cdot \Delta H_C \quad (35)$$

其中， λ_1 、 λ_2 、 λ_3 和 λ_4 为比例系数，具体取值受反应堆压力容器钢的材料中合金元素成分含量、材料的缺陷分布类型及数量浓度、材料制造时的实际热处理工艺，以及核电站运行期间反应堆堆芯中子辐照场能谱的大小特征等相关因素的影响。在本实施例中，考虑上述影响因素后，再通过传统的辐照监督试样力学性能试验加以修正，得出 $\lambda_1=2.82$ ， $\lambda_2=4.01$ ， $\lambda_3=3.39$ ， $\lambda_4=4.68$ 。

因此，可计算出本实施例中实时无延性转变温度 RT_{NDT} 的变化率 $\Delta(RT_{NDT})$ 、实时上平台能量 USE 的变化率 $\Delta(USE)$ 、实时抗拉强度 R_m 的变化率 $\Delta(R_m)$ 和实时屈服强度 $R_{p0.2}$ 的变化率 $\Delta(R_{p0.2})$ ：

$$\Delta(RT_{NDT}) = 2.82 \Delta H_C = -16.58\%$$

$$\Delta(USE) = 4.01 \Delta H_C = -23.58\%$$

$$\Delta(R_m) = 3.39 \Delta H_C = -19.93\%$$

$$\Delta(R_{p0.2}) = 4.68 \Delta H_C = -27.52\%$$

再根据公式 (36) 至 (39) 计算本实施例中实时无延性转变温度 RT_{NDT} 、

实时上平台能量 USE 、实时抗拉强度 R_m 、实时屈服强度 $R_{p0.2}$:

$$RT_{NDT} = (1 - \Delta RT_{NDT}) \cdot (RT_{NDT})_{\text{初始}} \quad (36)$$

$$USE = (1 + \Delta USE) \cdot (USE)_{\text{初始}} \quad (37)$$

$$R_m = (1 - \Delta R_m) \cdot (R_m)_{\text{初始}} \quad (38)$$

$$R_{p0.2} = (1 - \Delta R_{p0.2}) \cdot (R_{p0.2})_{\text{初始}} \quad (39)$$

因此, 本实施例中实时无延性转变温度 RT_{NDT} 、实时上平台能量 USE 、实时抗拉强度 R_m 、实时屈服强度 $R_{p0.2}$ 的计算过程为:

$$RT_{NDT} = [1 - (-16.58\%)] \times 241 = 280.96\text{K}$$

$$USE = [1 + (-23.58\%)] \times 335 = 256.01\text{J}$$

$$R_m = [1 - (-19.93\%)] \times 591 = 708.81\text{MPa}$$

$$R_{p0.2} = [1 - (-27.52\%)] \times 483 = 615.91\text{MPa}$$

S34、损伤评估: 将上述计算出的实时无延性转变温度 RT_{NDT} 、实时上平台能量 USE 、实时抗拉强度 R_m 和实时屈服强度 $R_{p0.2}$ 作为分析输入参数, 对反应堆压力容器辐照损伤过程中的结构完整性进行安全评估或寿命预测; 具体过程与传统的辐照监督分析方法相同。

对比例 1

为验证本发明利用矫顽力的核电站反应堆压力容器辐照损伤的无损评估方法的有效性, 取具有相同辐照损伤程度 (一般指具有相同的中子辐照累积剂量) 的传统的反应堆压力容器辐照监督试样进行破坏性力学性能试验, 实测并获得其实时无延性转变温度 RT_{NDT} 、实时上平台能量 USE 、实时抗拉强度 R_m 和实时屈服强度 $R_{p0.2}$ 。

表 4 列出了实施例 1 与对比例 1 得出的实时无延性转变温度 RT_{NDT} 、实时上平台能量 USE 、实时抗拉强度 R_m 和实时屈服强度 $R_{p0.2}$ 的数值。

通过表 4 可以看出, 实施例 1 采用本发明利用矫顽力的核电站反应堆压力容器辐照损伤的无损评估方法计算得到的实时无延性转变温度 RT_{NDT} 、实时上平

台能量 USE 、实时抗拉强度 R_m 和实时屈服强度 $R_{p0.2}$ 的数值与对比例 1 实测值非常接近；偏差值均在可接受的范围之内，不会对后续反应堆压力容器辐照损伤的安全评价带来影响。

因此可采用本发明利用矫顽力的核电站反应堆压力容器辐照损伤的无损评估方法代替传统的辐照监督分析方法，不仅方法简单，数据精确，而且可实现实时在线评估，同时反应堆压力容器钢的矫顽力测试是无损的，因此在核电站全寿期以及未来延寿运行期间可无限次测试获取数据。

表 4

项目		H_C / Oe	RT_{NDT} / K	USE / J	R_m / MPa	$R_{p0.2} / \text{MPa}$
实施例 1	初始值	10.2	241	335	591	483
	实时 H_C / 参数计算值	9.6	280.96	256.01	708.81	615.91
对比例 1	实测值 (辐照监督试样)	—	274	260	717	623

结合以上对本发明的详细描述可以看出，相对于现有技术，本发明利用矫顽力的核电站反应堆压力容器辐照损伤的无损评估方法至少具有以下有益技术效果：

(1) 根据矫顽力变化率与力学性能参数的函数关系，可实现对反应堆压力容器钢损伤程度的实时监测，保证压力容器在运行过程中的安全性；

(2) 由于反应堆压力容器钢的矫顽力测试是无损的，因此在核电站全寿期，包括未来延寿运行期间可无限次测试获取数据，实现实时监测；

(3) 测试设备及操作不需要特殊的辐射安全防护要求，且对设备外界空间基本无要求，安全性较好，尤其是不产生放射性废物，基本无三废处理需求；

(4) 可同时监控反应堆压力容器多个位置的辐照损伤程度，尤其适用于监控在役检查时发现的微裂纹或疑似微裂纹的萌生、扩展行为。

根据上述原理，本发明还可以对上述实施方式进行适当的变更和修改。因此，本发明并不局限于上面揭示和描述的具体实施方式，对本发明的一些修改

和变更也应当落入本发明的权利要求的保护范围内。此外，尽管本说明书中使用了一些特定的术语，但这些术语只是为了方便说明，并不对本发明构成任何限制。

权 利 要 求 书

1. 一种核电站反应堆压力容器辐照损伤的无损评估方法，其特征在于，包括以下步骤：

S01、实时监测核电站正常运行期间的反应堆压力容器钢某一监测部位的磁性能参数，所述磁性能参数为磁化率 χ 、剩余磁化强度 M_R 和矫顽力 H_C 中的任意一种；

S02、基于实时测得的磁性能参数计算出反应堆压力容器的中子辐照损伤注量 Φ 或力学性能；以及

S03、以中子辐照损伤注量 Φ 或力学性能作为分析输入参数，对反应堆压力容器辐照损伤过程中其结构完整性进行安全评估或寿命预测。

2. 根据权利要求 1 所述的核电站反应堆压力容器辐照损伤的无损评估方法，其特征在于，所述磁性能参数为磁化率 χ 时，基于实时测得的磁化率 χ 计算中子辐照损伤注量 Φ ，表现为公式 (01)：

$$\Phi = c_1 \cdot \ln(b_1 - a_1 \cdot \chi) \quad (01)$$

其中， a_1 的取值范围为 0.75-1.38， b_1 的取值范围为 8.78-16.75， c_1 的取值范围为 0.042-0.17。

3. 根据权利要求 2 所述的核电站反应堆压力容器辐照损伤的无损评估方法，其特征在于，所述 a_1 、 b_1 和 c_1 取值的影响因素包括反应堆压力容器钢初始状态的微观组织特征和核电站运行期间反应堆中子辐照场能谱。

4. 根据权利要求 1 所述的核电站反应堆压力容器辐照损伤的无损评估方法，其特征在于，包括以下步骤：

S11、安全阈值确定：确定并记录反应堆压力容器钢的无延性转变温度的上限临界值(RT_{NDT})_{上限}和上平台能量的下限临界值(USE)_{下限}；

S12、实时监测：核电站正常运行期间，测得任意时间点反应堆压力容器监

测部位辐照损伤后的磁化率 χ ;

S13、分析计算：根据实时测得的磁化率 χ ，计算反应堆压力容器钢辐照损伤过程中的实时无延性转变温度 RT_{NDT} 、实时上平台能量 USE 、实时抗拉强度 R_m 和实时屈服强度 $R_{p0.2}$;

S14、安全评估：基于磁化率的下降速率和获得的实时无延性转变温度 RT_{NDT} 、实时上平台能量 USE 、实时抗拉强度 R_m 和实时屈服强度 $R_{p0.2}$ ，对反应堆压力容器钢辐照损伤程度进行安全评估。

5. 根据权利要求 4 所述的核电站反应堆压力容器辐照损伤的无损评估方法，其特征在于，所述无延性转变温度的上限临界值(RT_{NDT})_{上限}和上平台能量的下限临界值(USE)_{下限}根据核电站所在国家的核安全法规要求、核电站运行时所采用的核安全大纲、反应堆压力容器的具体部位确定而得到。

6. 根据权利要求 4 所述的核电站反应堆压力容器辐照损伤的无损评估方法，其特征在于，基于实时测得的所述磁化率 χ ，根据公式 (11) 至公式 (14) 计算反应堆压力容器钢辐照损伤过程中的实时无延性转变温度 RT_{NDT} 、实时上平台能量 USE 、实时抗拉强度 R_m 和实时屈服强度 $R_{p0.2}$:

$$RT_{NDT} = a_1 + b_1 \cdot \chi \quad (11)$$

$$USE = a_2 + b_2 \cdot \chi \quad (12)$$

$$R_m = a_3 + b_3 \cdot \chi \quad (13)$$

$$R_{p0.2} = a_4 + b_4 \cdot \chi \quad (14)$$

其中， a_1 的取值范围为 450~680， b_1 的取值范围为 -18~-35;

a_2 的取值范围为 270~420， b_2 的取值范围为 45~75;

a_3 和 a_4 的取值范围为 1200~2000， b_3 和 b_4 的取值范围为 -80~-135。

7. 根据权利要求 6 所述的核电站反应堆压力容器辐照损伤的无损评估方法，其特征在于，所述 a_1 与 b_1 、 a_2 与 b_2 、 a_3 与 b_3 、 a_4 与 b_4 的取值可分别通过反应堆压力容器钢未辐照初始状态的磁化率(χ)_{初始}与无延性转变温度(RT_{NDT})_初

始、上平台能量 $(USE)_{\text{初始}}$ 、抗拉强度 $(R_m)_{\text{初始}}$ 和屈服强度 $(R_{p0.2})_{\text{初始}}$ ，并结合传统的辐照监督试样力学性能试验结果加以确定或修正。

8. 根据权利要求 7 所述的核电站反应堆压力容器辐照损伤的无损评估方法，其特征在于，所述磁化率 $(\chi)_{\text{初始}}$ 的测试过程为：在所述反应堆压力容器安装到位之后，在核电站首次装料运行之前，测得所述反应堆压力容器钢的初始磁化率 $(\chi)_{\text{初始}}$ 。

9. 根据权利要求 7 所述的核电站反应堆压力容器辐照损伤的无损评估方法，其特征在于，所述 $(RT_{NDT})_{\text{初始}}$ 、 $(USE)_{\text{初始}}$ 、 $(R_m)_{\text{初始}}$ 和 $(R_{p0.2})_{\text{初始}}$ 可从反应堆压力容器设备制造厂提供的设备完工报告中查询获得。

10. 根据权利要求 6 所述的核电站反应堆压力容器辐照损伤的无损评估方法，其特征在于，所述 a_1 、 a_2 、 a_3 和 a_4 ， b_1 、 b_2 、 b_3 和 b_4 的取值影响因素包括：反应堆压力容器钢的材料中合金元素成分含量、材料的缺陷分布类型及数量浓度、材料制造时的实际热处理工艺，以及核电站运行期间反应堆堆芯中子辐照场能谱的大小特征。

11. 根据权利要求 6 所述的核电站反应堆压力容器辐照损伤的无损评估方法，其特征在于，当获得的实时无延性转变温度 $RT_{NDT} < (RT_{NDT})_{\text{上限}}$ ，且实时上平台能量 $USE > (USE)_{\text{下限时}}$ ，将所述实时无延性转变温度 RT_{NDT} 、实时上平台能量 USE 、实时抗拉强度 R_m 和实时屈服强度 $R_{p0.2}$ 作为分析输入参数，对反应堆压力容器辐照损伤过程中的结构完整性进行安全评估或寿命预测。

12. 根据权利要求 11 所述的核电站反应堆压力容器辐照损伤的无损评估方法，其特征在于，预先设定磁化率下降速率的预警值，在获得的实时无延性转变温度 $RT_{NDT} < (RT_{NDT})_{\text{上限}}$ ，且实时上平台能量 $USE > (USE)_{\text{下限时}}$ ，当实时测得的磁化率下降速率超过预设的预警值时，对反应堆压力容器开展进一步的安全评估论证。

13. 根据权利要求 12 所述的核电站反应堆压力容器辐照损伤的无损评估方

法, 其特征在于, 所述磁化率下降速率的预警值 $\geq 1\%/年$ 。

14. 根据权利要求 6 所述的核电站反应堆压力容器辐照损伤的无损评估方法, 其特征在于, 当获得的实时无延性转变温度 $RT_{NDT} \geq (RT_{NDT})_{\text{上限}}$, 或实时上平台能量 $USE \leq (USE)_{\text{下限时}}$, 对反应堆压力容器开展全面的安全评估论证。

15. 根据权利要求 1 所述的核电站反应堆压力容器辐照损伤的无损评估方法, 其特征在于, 所述磁性能参数为剩余磁化强度 M_R 时, 基于实时测得的剩余磁化强度 M_R 计算中子辐照损伤注量 Φ , 表现为公式 (12):

$$\Phi = b_2 - a_2 \cdot M_R \quad (12)$$

其中, a_2 的取值范围为 0.087-0.23, b_2 的取值范围为 0.12-0.31。

16. 根据权利要求 15 所述的核电站反应堆压力容器辐照损伤的无损评估方法, 其特征在于, 所述 a_2 和 b_2 取值的影响因素包括反应堆压力容器钢初始状态的微观组织特征和核电站运行期间反应堆中子辐照场能谱。

17. 根据权利要求 1 所述的核电站反应堆压力容器辐照损伤的无损评估方法, 其特征在于, 包括以下步骤:

S21、实时监测核电站正常运行期间的反应堆压力容器钢同一监测部位的剩余磁化强度 M_R , 根据实时剩余磁化强度 M_R 相对于未辐照初始状态的剩余磁化强度 $(M_R)_{\text{初始}}$ 的剩余磁化强度变化率 ΔM_R , 计算反应堆压力容器钢辐照损伤过程中的实时无延性转变温度 RT_{NDT} 、实时上平台能量 USE 、实时抗拉强度 R_m 和实时屈服强度 $R_{p0.2}$;

S22、基于获得的实时无延性转变温度 RT_{NDT} 、实时上平台能量 USE 、实时抗拉强度 R_m 和实时屈服强度 $R_{p0.2}$, 对反应堆压力容器钢辐照损伤程度进行分析评估。

18. 根据权利要求 17 所述的核电站反应堆压力容器辐照损伤的无损评估方法, 其特征在于, 所述剩余磁化强度变化率 ΔM_R 可根据公式 (21) 计算得出:

$$\Delta M_R = [M_R - (M_R)_{\text{初始}}] / (M_R)_{\text{初始}} \quad (21)。$$

19. 根据权利要求 18 所述的核电站反应堆压力容器辐照损伤的无损评估方法, 其特征在于, 所述剩余磁化强度变化率 ΔM_R 与实时无延性转变温度 RT_{NDT} 的变化率 ΔRT_{NDT} 、实时上平台能量 USE 的变化率 ΔUSE 、实时抗拉强度 R_m 的变化率 ΔR_m 和实时屈服强度 $R_{p0.2}$ 的变化率 $\Delta R_{p0.2}$ 具有函数关系, 表现为公式(22)至(25):

$$\Delta RT_{NDT} = \lambda_1 \cdot \Delta M_R \quad (22)$$

$$\Delta USE = \lambda_2 \cdot \Delta M_R \quad (23)$$

$$\Delta R_m = \lambda_3 \cdot \Delta M_R \quad (24)$$

$$\Delta R_{p0.2} = \lambda_4 \cdot \Delta M_R \quad (25)$$

其中, λ_1 的取值范围为 0.42-0.86, λ_2 的取值范围为 0.65-1.35, λ_3 的取值范围为 0.51-1.39, λ_4 的取值范围为 0.51-1.39。

20. 根据权利要求 19 所述的核电站反应堆压力容器辐照损伤的无损评估方法, 其特征在于, 所述 λ_1 、 λ_2 、 λ_3 和 λ_4 的取值范围受反应堆压力容器钢材料的化学元素成分、材料的加工工艺、材料的缺陷分布类型、辐照温度, 以及核电站运行期间反应堆堆芯中子辐照场能谱的大小特征的影响。

21. 根据权利要求 19 所述的核电站反应堆压力容器辐照损伤的无损评估方法, 其特征在于, 所述 λ_1 、 λ_2 、 λ_3 和 λ_4 可通过传统的辐照监督试样力学性能试验加以确定或修正。

22. 根据权利要求 19 所述的核电站反应堆压力容器辐照损伤的无损评估方法, 其特征在于, 基于已知的 $(RT_{NDT})_{\text{初始}}$ 、 $(USE)_{\text{初始}}$ 、 $(R_m)_{\text{初始}}$ 和 $(R_{p0.2})_{\text{初始}}$, 以及计算得到的 ΔRT_{NDT} 、 ΔUSE 、 ΔR_m 和 $\Delta R_{p0.2}$, 可得出实时无延性转变温度 RT_{NDT} 、实时上平台能量 USE 、实时抗拉强度 R_m 、实时屈服强度 $R_{p0.2}$, 表现为公式(26)至(9):

$$RT_{NDT} = (1 - \Delta RT_{NDT}) \cdot (RT_{NDT})_{\text{初始}} \quad (26)$$

$$USE = (1 + \Delta USE) \cdot (USE)_{\text{初始}} \quad (27)$$

$$R_m = (1 - \Delta R_m) \cdot (R_m)_{\text{初始}} \quad (28)$$

$$R_{p0.2} = (1 - \Delta R_{p0.2}) \cdot (R_{p0.2})_{\text{初始}} \quad (29)$$

其中, $(RT_{NDT})_{\text{初始}}$ 为反应堆压力容器钢未辐照初始状态无延性转变温度;

$(USE)_{\text{初始}}$ 为反应堆压力容器钢未辐照初始状态的上平台能量;

$(R_m)_{\text{初始}}$ 为反应堆压力容器钢未辐照初始状态的抗拉强度;

$(R_{p0.2})_{\text{初始}}$ 为反应堆压力容器钢未辐照初始状态的屈服强度。

23. 根据权利要求 22 所述的核电站反应堆压力容器辐照损伤的无损评估方法, 其特征在于, 所述 $(RT_{NDT})_{\text{初始}}$ 、 $(USE)_{\text{初始}}$ 、 $(R_m)_{\text{初始}}$ 和 $(R_{p0.2})_{\text{初始}}$ 均可从反应堆压力容器设备制造厂提供的设备完工报告中查询获得。

24. 根据权利要求 22 所述的核电站反应堆压力容器辐照损伤的无损评估方法, 其特征在于, 将所述实时无延性转变温度 RT_{NDT} 、实时上平台能量 USE 、实时抗拉强度 R_m 、实时屈服强度 $R_{p0.2}$ 作为分析输入参数, 对反应堆压力容器辐照损伤过程中的结构完整性进行安全评估或寿命预测。

25. 根据权利要求 1 所述的核电站反应堆压力容器辐照损伤的无损评估方法, 其特征在于, 所述磁性能参数为矫顽力 H_C 时, 基于实时测得的矫顽力 H_C 计算中子辐照损伤注量 Φ , 表现为公式 (3):

$$\Phi = D - a_3 \cdot H_C + b_3 \cdot (H_C)^2 - c_3 \cdot (H_C)^3 \quad (33)$$

其中, a_3 的取值范围为 1.79-3.21, b_3 的取值范围为 0.19-0.41, c_3 的取值范围为 0.007-0.19, D 的取值范围为 5.64-9.23。

26. 根据权利要求 25 所述的核电站反应堆压力容器辐照损伤的无损评估方法, 其特征在于, 所述 D 、 a_3 、 b_3 和 c_3 取值的影响因素包括反应堆压力容器钢初始状态的微观组织特征和核电站运行期间反应堆中子辐照场能谱。

27. 根据权利要求 1 所述的核电站反应堆压力容器辐照损伤的无损评估方法, 其特征在于, 包括以下步骤:

S31、初始监测: 核电站首次装料运行之前, 测得反应堆压力容器钢监测部

位的初始矫顽力 $(H_C)_{\text{初始}}$;

S32、在线监控: 核电站正常运行期间, 测得任意时间点反应堆压力容器钢同一监测部位辐照损伤后的矫顽力 H_C ;

S33、实时分析: 基于所述初始矫顽力 $(H_C)_{\text{初始}}$ 和任意时间点测得的矫顽力 H_C , 根据公式(1)计算反应堆压力容器钢辐照损伤过程中的矫顽力变化率 ΔH_C :

$$\Delta H_C = [H_C - (H_C)_{\text{初始}}] / (H_C)_{\text{初始}} \quad (31)$$

根据得出的矫顽力变化率 ΔH_C 计算反应堆压力容器钢辐照损伤过程中的实时无延性转变温度 RT_{NDT} 、实时上平台能量 USE 、实时抗拉强度 R_m 和实时屈服强度 $R_{p0.2}$;

S34、损伤评估: 基于获得的实时无延性转变温度 RT_{NDT} 、实时上平台能量 USE 、实时抗拉强度 R_m 和实时屈服强度 $R_{p0.2}$, 对反应堆压力容器钢辐照损伤程度进行安全评估。

28. 根据权利要求 27 所述的核电站反应堆压力容器辐照损伤的无损评估方法, 其特征在于, 基于所述矫顽力变化率 ΔH_C , 根据公式(32)至(35)计算反应堆压力容器钢辐照损伤过程中的实时无延性转变温度 RT_{NDT} 的变化率 ΔRT_{NDT} 、实时上平台能量 USE 的变化率 ΔUSE 、实时抗拉强度 R_m 的变化率 ΔR_m 和实时屈服强度 $R_{p0.2}$ 的变化率 $\Delta R_{p0.2}$:

$$\Delta RT_{NDT} = \lambda_1 \cdot \Delta H_C \quad (32)$$

$$\Delta USE = \lambda_2 \cdot \Delta H_C \quad (33)$$

$$\Delta R_m = \lambda_3 \cdot \Delta H_C \quad (34)$$

$$\Delta R_{p0.2} = \lambda_4 \cdot \Delta H_C \quad (35)$$

其中, λ_1 的取值范围为 2.11-3.48, λ_2 的取值范围为 3.37-4.84, λ_3 的取值范围为 2.91-5.62, λ_4 的取值范围为 2.91-5.62。

29. 根据权利要求 28 所述的核电站反应堆压力容器辐照损伤的无损评估方法, 其特征在于, 所述 λ_1 、 λ_2 、 λ_3 和 λ_4 取值的影响因素包括: 反应堆压力容器

钢的材料中合金元素成分含量、材料的缺陷分布类型及数量浓度、材料制造时的实际热处理工艺，以及核电站运行期间反应堆堆芯中子辐照场能谱的大小特征。

30. 根据权利要求 28 所述的核电站反应堆压力容器辐照损伤的无损评估方法，其特征在于，所述 λ_1 、 λ_2 、 λ_3 和 λ_4 可通过传统的辐照监督试样力学性能试验加以确定或修正。

31. 根据权利要求 28 所述的核电站反应堆压力容器辐照损伤的无损评估方法，其特征在于，基于所述实时无延性转变温度 RT_{NDT} 的变化率 ΔRT_{NDT} 、实时上平台能量 USE 的变化率 ΔUSE 、实时抗拉强度 R_m 的变化率 ΔR_m 和实时屈服强度 $R_{p0.2}$ 的变化率 $\Delta R_{p0.2}$ ，根据公式 (36) 至 (39) 计算实时无延性转变温度 RT_{NDT} 、实时上平台能量 USE 、实时抗拉强度 R_m 、实时屈服强度 $R_{p0.2}$ ：

$$RT_{NDT} = (1 - \Delta RT_{NDT}) \cdot (RT_{NDT})_{\text{初始}} \quad (36)$$

$$USE = (1 + \Delta USE) \cdot (USE)_{\text{初始}} \quad (37)$$

$$R_m = (1 - \Delta R_m) \cdot (R_m)_{\text{初始}} \quad (38)$$

$$R_{p0.2} = (1 - \Delta R_{p0.2}) \cdot (R_{p0.2})_{\text{初始}} \quad (39)$$

其中， $(RT_{NDT})_{\text{初始}}$ 为反应堆压力容器钢未辐照初始状态无延性转变温度；

$(USE)_{\text{初始}}$ 为反应堆压力容器钢未辐照初始状态的上平台能量；

$(R_m)_{\text{初始}}$ 为反应堆压力容器钢未辐照初始状态的抗拉强度；

$(R_{p0.2})_{\text{初始}}$ 为反应堆压力容器钢未辐照初始状态的屈服强度。

32. 根据权利要求 31 所述的核电站反应堆压力容器辐照损伤的无损评估方法，其特征在于，所述 $(RT_{NDT})_{\text{初始}}$ 、 $(USE)_{\text{初始}}$ 、 $(R_m)_{\text{初始}}$ 和 $(R_{p0.2})_{\text{初始}}$ 均可从反应堆压力容器设备制造厂提供的设备完工报告中查询获得。

33. 根据权利要求 31 所述的核电站反应堆压力容器辐照损伤的无损评估方法，其特征在于，将所述实时无延性转变温度 RT_{NDT} 、实时上平台能量 USE 、实时抗拉强度 R_m 、实时屈服强度 $R_{p0.2}$ 作为分析输入参数，对反应堆压力容器辐照

损伤过程中的结构完整性进行安全评估或寿命预测。

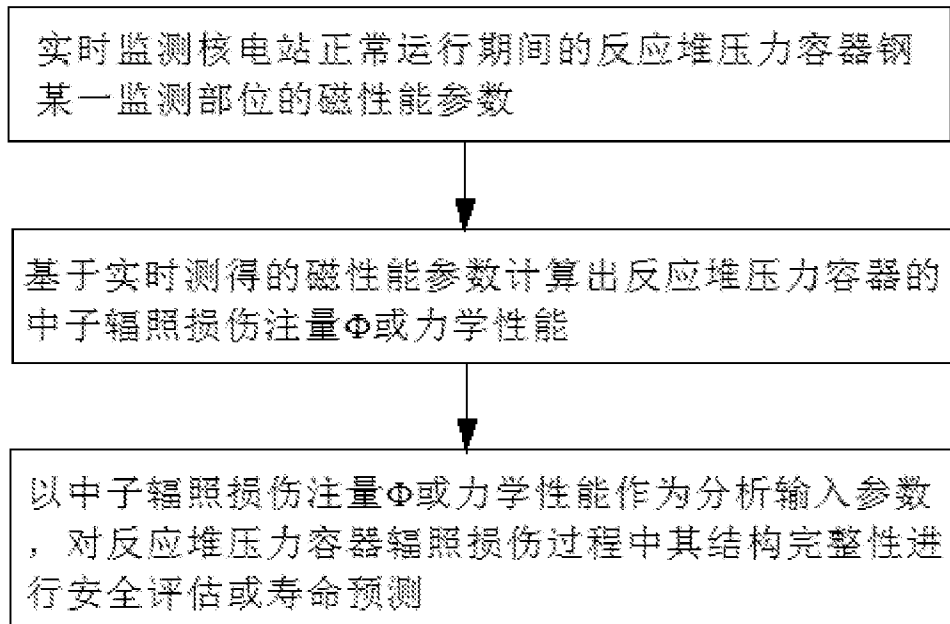


图 1

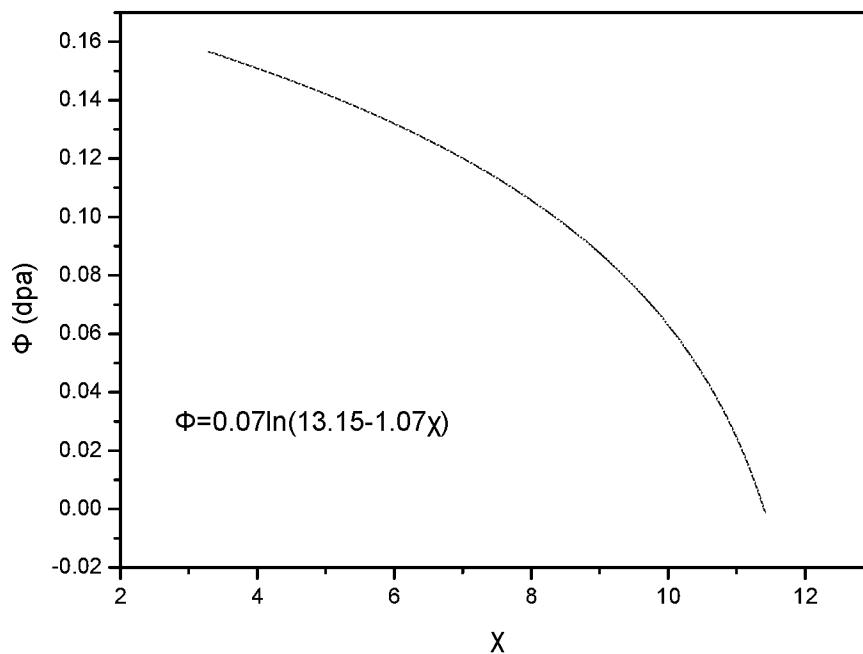


图 2

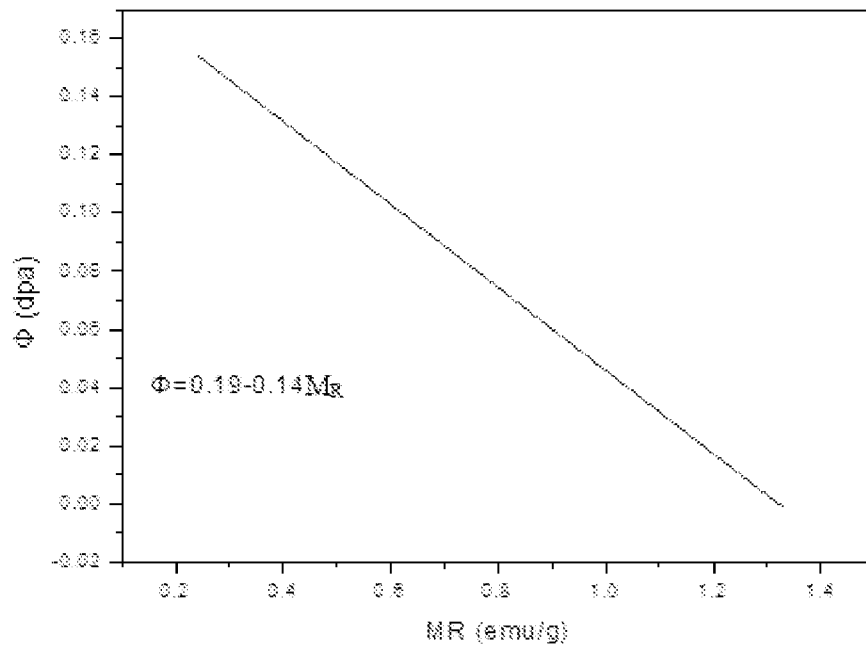


图 3

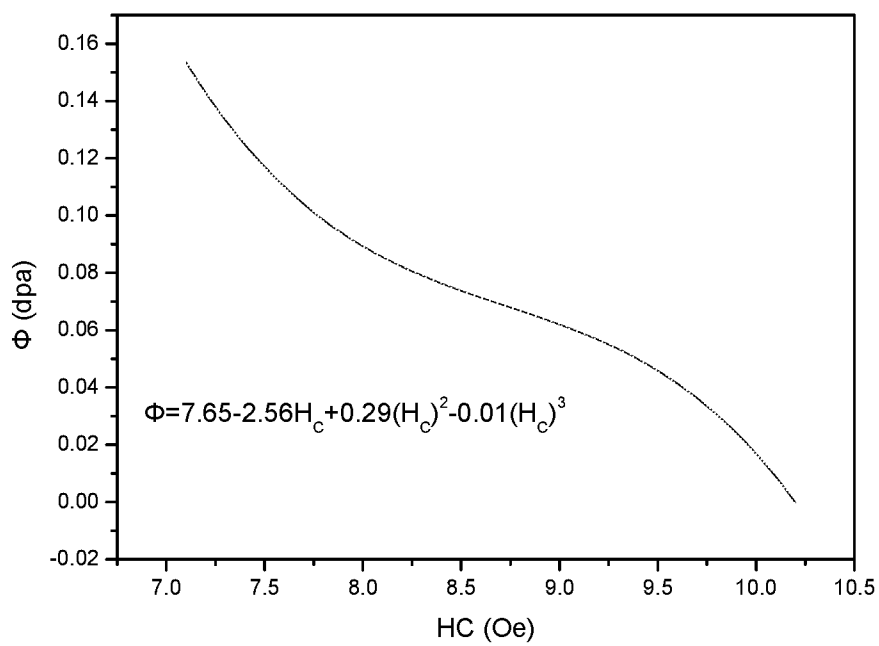


图 4

INTERNATIONAL SEARCH REPORT

International application No.

PCT/CN2017/116357

A. CLASSIFICATION OF SUBJECT MATTER

G21C 17/003 (2006.01) i

According to International Patent Classification (IPC) or to both national classification and IPC

B. FIELDS SEARCHED

Minimum documentation searched (classification system followed by classification symbols)

G21

Documentation searched other than minimum documentation to the extent that such documents are included in the fields searched

Electronic data base consulted during the international search (name of data base and, where practicable, search terms used)

CNABS, CNTXT, CNKI, VEN, 压力容器, 损伤, 失效, 疲劳, 辐射, 照射, 磁性, 磁化率, 磁化强度, 矫顽力, 测, 控, 检, 查, pressure vessel, radiation, irradiation, damage, magnetic

C. DOCUMENTS CONSIDERED TO BE RELEVANT

Category*	Citation of document, with indication, where appropriate, of the relevant passages	Relevant to claim No.
Y	CN 106128528 A (CHINA NUCLEAR POWER ENGINEERING CO., LTD. et al.), 16 November 2016 (16.11.2016), description, paragraphs 11-18, 78 and 80-112	1-33
Y	JP H0949897 A (HITACHI LTD.), 18 February 1997 (18.02.1997), description, paragraphs 13-18	1-33
PX	CN 107123451 A (CHINA NUCLEAR POWER ENGINEERING CO., LTD. et al.), 01 September 2017 (01.09.2017), entire document	1-33
PX	CN 107146646 A (CHINA NUCLEAR POWER ENGINEERING CO., LTD. et al.), 08 September 2017 (08.09.2017), entire document	1-33
PX	CN 107123452 A (CHINA NUCLEAR POWER ENGINEERING CO., LTD. et al.), 01 September 2017 (01.09.2017), entire document	1-33
PX	CN 107358983 A (SHENZHEN CHINA NUCLEAR POWER DESIGN CO., LTD. et al.), 17 November 2017 (17.11.2017), entire document	1-33
A	CN 104282348 A (SUZHOU NUCLEAR POWER RESEARCH INSTITUTE et al.), 14 January 2015 (14.01.2015), entire document	1-33

☒ Further documents are listed in the continuation of Box C.

☒ See patent family annex.

* Special categories of cited documents:	“T” later document published after the international filing date or priority date and not in conflict with the application but cited to understand the principle or theory underlying the invention
“A” document defining the general state of the art which is not considered to be of particular relevance	“X” document of particular relevance; the claimed invention cannot be considered novel or cannot be considered to involve an inventive step when the document is taken alone
“E” earlier application or patent but published on or after the international filing date	“Y” document of particular relevance; the claimed invention cannot be considered to involve an inventive step when the document is combined with one or more other such documents, such combination being obvious to a person skilled in the art
“L” document which may throw doubts on priority claim(s) or which is cited to establish the publication date of another citation or other special reason (as specified)	“&” document member of the same patent family
“O” document referring to an oral disclosure, use, exhibition or other means	
“P” document published prior to the international filing date but later than the priority date claimed	

Date of the actual completion of the international search 14 March 2018	Date of mailing of the international search report 21 March 2018
Name and mailing address of the ISA State Intellectual Property Office of the P. R. China No. 6, Xitucheng Road, Jimenqiao Haidian District, Beijing 100088, China Facsimile No. (86-10) 62019451	Authorized officer WANG, Lei Telephone No. (86-10) 62084134

INTERNATIONAL SEARCH REPORTInternational application No.
PCT/CN2017/116357

C (Continuation). DOCUMENTS CONSIDERED TO BE RELEVANT

Category*	Citation of document, with indication, where appropriate, of the relevant passages	Relevant to claim No.
A	CN 103868983 A (NANJING UNIVERSITY OF AERONAUTICS AND ASTRONAUTICS), 18 June 2014 (18.06.2014), entire document	1-33
A	CN 103712719 A (WUXI QIANGLI ENVIRONMENTAL PROTECTION TECHNOLOGY CO., LTD.), 09 April 2014 (09.04.2014), entire document	1-33
A	JP 2006118904 A (CHUBU DENRYOKU KK et al.), 11 May 2006 (11.05.2006), entire document	1-33

International application No.
PCT/CN2017/116357

Form PCT/ISA/210 (patent family annex) (July 2009)

国际检索报告

国际申请号

PCT/CN2017/116357

A. 主题的分类 G21C 17/003(2006.01) i 按照国际专利分类(IPC)或者同时按照国家分类和IPC两种分类																										
B. 检索领域 检索的最低限度文献(标明分类系统和分类号) G21 包含在检索领域中的除最低限度文献以外的检索文献 在国际检索时查阅的电子数据库(数据库的名称, 和使用的检索词(如使用)) CNABS, CNTXT, CNKI, VEN, 压力容器, 损伤, 失效, 疲劳, 辐射, 照射, 磁性, 磁化率, 磁化强度, 矫顽力, 测, 控, 检, 查, pressure vessel, radiation, irradiation, damage, magnetic																										
C. 相关文件 <table border="1"> <thead> <tr> <th>类 型*</th> <th>引用文件, 必要时, 指明相关段落</th> <th>相关的权利要求</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Y</td> <td>CN 106128528 A (中广核工程有限公司 等) 2016年 11月 16日 (2016 - 11 - 16) 说明书第11-18、78、80-112段</td> <td>1-33</td> </tr> <tr> <td>Y</td> <td>JP H0949897 A (HITACHI LTD) 1997年 2月 18日 (1997 - 02 - 18) 说明书第13-18段</td> <td>1-33</td> </tr> <tr> <td>PX</td> <td>CN 107123451 A (中广核工程有限公司 等) 2017年 9月 1日 (2017 - 09 - 01) 全文</td> <td>1-33</td> </tr> <tr> <td>PX</td> <td>CN 107146646 A (中广核工程有限公司 等) 2017年 9月 8日 (2017 - 09 - 08) 全文</td> <td>1-33</td> </tr> <tr> <td>PX</td> <td>CN 107123452 A (中广核工程有限公司 等) 2017年 9月 1日 (2017 - 09 - 01) 全文</td> <td>1-33</td> </tr> <tr> <td>PX</td> <td>CN 107358983 A (深圳中广核工程设计有限公司 等) 2017年 11月 17日 (2017 - 11 - 17) 全文</td> <td>1-33</td> </tr> <tr> <td>A</td> <td>CN 104282348 A (苏州热工研究院有限公司 等) 2015年 1月 14日 (2015 - 01 - 14) 全文</td> <td>1-33</td> </tr> </tbody> </table>			类 型*	引用文件, 必要时, 指明相关段落	相关的权利要求	Y	CN 106128528 A (中广核工程有限公司 等) 2016年 11月 16日 (2016 - 11 - 16) 说明书第11-18、78、80-112段	1-33	Y	JP H0949897 A (HITACHI LTD) 1997年 2月 18日 (1997 - 02 - 18) 说明书第13-18段	1-33	PX	CN 107123451 A (中广核工程有限公司 等) 2017年 9月 1日 (2017 - 09 - 01) 全文	1-33	PX	CN 107146646 A (中广核工程有限公司 等) 2017年 9月 8日 (2017 - 09 - 08) 全文	1-33	PX	CN 107123452 A (中广核工程有限公司 等) 2017年 9月 1日 (2017 - 09 - 01) 全文	1-33	PX	CN 107358983 A (深圳中广核工程设计有限公司 等) 2017年 11月 17日 (2017 - 11 - 17) 全文	1-33	A	CN 104282348 A (苏州热工研究院有限公司 等) 2015年 1月 14日 (2015 - 01 - 14) 全文	1-33
类 型*	引用文件, 必要时, 指明相关段落	相关的权利要求																								
Y	CN 106128528 A (中广核工程有限公司 等) 2016年 11月 16日 (2016 - 11 - 16) 说明书第11-18、78、80-112段	1-33																								
Y	JP H0949897 A (HITACHI LTD) 1997年 2月 18日 (1997 - 02 - 18) 说明书第13-18段	1-33																								
PX	CN 107123451 A (中广核工程有限公司 等) 2017年 9月 1日 (2017 - 09 - 01) 全文	1-33																								
PX	CN 107146646 A (中广核工程有限公司 等) 2017年 9月 8日 (2017 - 09 - 08) 全文	1-33																								
PX	CN 107123452 A (中广核工程有限公司 等) 2017年 9月 1日 (2017 - 09 - 01) 全文	1-33																								
PX	CN 107358983 A (深圳中广核工程设计有限公司 等) 2017年 11月 17日 (2017 - 11 - 17) 全文	1-33																								
A	CN 104282348 A (苏州热工研究院有限公司 等) 2015年 1月 14日 (2015 - 01 - 14) 全文	1-33																								
☒ 其余文件在C栏的续页中列出。 ☒ 见同族专利附件。																										
<table border="0"> <tr> <td> * 引用文件的具体类型: “A” 认为不特别相关的表示了现有技术一般状态的文件 “E” 在国际申请日的当天或之后公布的在先申请或专利 “L” 可能对优先权要求构成怀疑的文件, 或为确定另一篇引用文件的公布日而引用的或者因其他特殊理由而引用的文件(如具体说明的) “O” 涉及口头公开、使用、展览或其他方式公开的文件 “P” 公布日先于国际申请日但迟于所要求的优先权日的文件 </td> <td> “T” 在申请日或优先权日之后公布, 与申请不相抵触, 但为了理解发明之理论或原理的在后文件 “X” 特别相关的文件, 单独考虑该文件, 认定要求保护的发明不是新颖的或不具有创造性 “Y” 特别相关的文件, 当该文件与另一篇或者多篇该类文件结合并且这种结合对于本领域技术人员为显而易见时, 要求保护的发明不具有创造性 “&” 同族专利的文件 </td> </tr> </table>			* 引用文件的具体类型: “A” 认为不特别相关的表示了现有技术一般状态的文件 “E” 在国际申请日的当天或之后公布的在先申请或专利 “L” 可能对优先权要求构成怀疑的文件, 或为确定另一篇引用文件的公布日而引用的或者因其他特殊理由而引用的文件(如具体说明的) “O” 涉及口头公开、使用、展览或其他方式公开的文件 “P” 公布日先于国际申请日但迟于所要求的优先权日的文件	“T” 在申请日或优先权日之后公布, 与申请不相抵触, 但为了理解发明之理论或原理的在后文件 “X” 特别相关的文件, 单独考虑该文件, 认定要求保护的发明不是新颖的或不具有创造性 “Y” 特别相关的文件, 当该文件与另一篇或者多篇该类文件结合并且这种结合对于本领域技术人员为显而易见时, 要求保护的发明不具有创造性 “&” 同族专利的文件																						
* 引用文件的具体类型: “A” 认为不特别相关的表示了现有技术一般状态的文件 “E” 在国际申请日的当天或之后公布的在先申请或专利 “L” 可能对优先权要求构成怀疑的文件, 或为确定另一篇引用文件的公布日而引用的或者因其他特殊理由而引用的文件(如具体说明的) “O” 涉及口头公开、使用、展览或其他方式公开的文件 “P” 公布日先于国际申请日但迟于所要求的优先权日的文件	“T” 在申请日或优先权日之后公布, 与申请不相抵触, 但为了理解发明之理论或原理的在后文件 “X” 特别相关的文件, 单独考虑该文件, 认定要求保护的发明不是新颖的或不具有创造性 “Y” 特别相关的文件, 当该文件与另一篇或者多篇该类文件结合并且这种结合对于本领域技术人员为显而易见时, 要求保护的发明不具有创造性 “&” 同族专利的文件																									
国际检索实际完成的日期 2018年 3月 14日		国际检索报告邮寄日期 2018年 3月 21日																								
ISA/CN的名称和邮寄地址 中华人民共和国国家知识产权局(ISA/CN) 中国北京市海淀区蓟门桥西土城路6号 100088 传真号 (86-10)62019451		受权官员 汪磊 电话号码 (86-10)62084134																								

C. 相关文件		
类 型*	引用文件，必要时，指明相关段落	相关的权利要求
A	CN 103868983 A (南京航空航天大学) 2014年 6月 18日 (2014 - 06 - 18) 全文	1-33
A	CN 103712719 A (无锡强力环保科技有限公司) 2014年 4月 9日 (2014 - 04 - 09) 全文	1-33
A	JP 2006118904 A (CHUBU DENRYOKU KK ET AL.) 2006年 5月 11日 (2006 - 05 - 11) 全文	1-33

国际检索报告
关于同族专利的信息

国际申请号

PCT/CN2017/116357

检索报告引用的专利文件			公布日 (年/月/日)	同族专利	公布日 (年/月/日)
CN	106128528	A	2016年 11月 16日	CN 106128528 B	2017年 5月 31日
JP	H0949897	A	1997年 2月 18日	无	
CN	107123451	A	2017年 9月 1日	无	
CN	107146646	A	2017年 9月 8日	无	
CN	107123452	A	2017年 9月 1日	无	
CN	107358983	A	2017年 11月 17日	无	
CN	104282348	A	2015年 1月 14日	无	
CN	103868983	A	2014年 6月 18日	CN 103868983 B	2016年 8月 17日
CN	103712719	A	2014年 4月 9日	无	
JP	2006118904	A	2006年 5月 11日	JP 4587769 B2	2010年 11月 24日