

铅基堆运行控制策略分析研究

郭锐¹, 周军城^{2*}, 郑超¹, 方园², 邵云²,
汤青松², 贾兴亮², 刘佳², 许怀锦²

¹中国船舶及海洋工程设计研究所, 上海

²武汉第二船舶设计研究所, 湖北 武汉

收稿日期: 2025年6月7日; 录用日期: 2025年7月16日; 发布日期: 2025年8月11日

摘要

铅基堆是第四代核能系统国际论坛承认的先进核能系统之一, 具有系统简单、安全性能卓越、工艺基础成熟且经过实践检验等多种优点, 成为近年来国内外中小型核电机组研发的热点方向之一。为探索采用蒸汽朗肯循环技术的铅基堆核电站核蒸汽供应系统功率运行控制规律和控制特性, 本文提出了冷却剂平均温度恒定运行控制策略、蒸汽压力恒定运行控制策略两种方案, 结合铅基堆特点对两种控制策略的优缺点进行了针对性的分析。最后以俄罗斯SVBR-100铅基堆为研究对象, 建立系统热工水力瞬态及控制系统计算分析模型, 研究了两种运行控制策略的控制特性。结果表明: 冷却剂平均温度恒定运行控制策略蒸汽压力变化幅度过大, 不利于二回路控制系统的稳定性, 同时还会造成二回路系统设计参数的大幅提升; 蒸汽压力恒定运行控制策略能够更好地满足一回路和二回路系统参数的最佳化匹配和安全要求, 可实现10%~100%FP (满功率)范围内有效的控制。对于采用饱和蒸汽朗肯热力循环的铅基快堆, 其最佳的功率运行控制策略为蒸汽压力恒定控制策略。

关键词

第四代核能, 铅基堆核电站, 运行, 控制策略

Preliminary Study on Operation Control Strategy of Lead Based Reactor

Rui Guo¹, Juncheng Zhou^{2*}, Chao Zheng¹, Yuan Fang², Yun Tai², Qingsong Tang²,
Xingliang Jia², Jia Liu², Huaijin Xu²

¹Marine Design and Research Institute of China, Shanghai

²Wuhan 2nd Ship Design and Research Institute, Wuhan Hubei

Received: Jul. 7th, 2025; accepted: Jul. 16th, 2025; published: Aug. 11th, 2025

*通讯作者。

文章引用: 郭锐, 周军城, 郑超, 方园, 邵云, 汤青松, 贾兴亮, 刘佳, 许怀锦. 铅基堆运行控制策略分析研究[J]. 电力与能源进展, 2025, 13(4): 202-217. DOI: 10.12677/aepe.2025.134021

Abstract

Lead-based reactor is one of the advanced nuclear energy systems which was recognized by the Fourth Generation Nuclear Energy System International Forum. It has many advantages, such as a simple system, excellent safety performance, a mature process foundation, and practical testing. It has become one of the hot research directions of small and medium-sized nuclear power units at home and abroad in recent years. In order to explore the power operation control law and control characteristics of the nuclear steam supply system of the lead-based reactor nuclear power plant using steam Rankine cycle technology, the paper proposes two control strategies, which are the coolant average temperature constant control strategy and the steam pressure constant control strategy. Combining the characteristics of the lead-based reactor, the advantages and disadvantages of the two control strategies are analyzed. Finally, based on the Russian SVBR-100 lead-based reactor, the calculation and analysis model of the system thermal hydraulic transient and control system is established. The two operation control strategies are theoretically analyzed, and their control characteristics are studied. The results show that the coolant average temperature constant control strategy will result in a large range of changes in the secondary steam pressure parameters. The steam pressure constant control strategy can better meet the optimal matching and safety requirements of the primary and secondary system parameters, and can effectively achieve control within 10%~100%FP (full power). The optimal power operation control strategy is the pressure constant control strategy for the lead-based fast reactor using the steam Rankine cycle technology.

Keywords

Fourth Generation Nuclear Energy, Lead-Based Reactor Nuclear Power Plant, Operation, Control Strategy

Copyright © 2025 by author(s) and Hans Publishers Inc.

This work is licensed under the Creative Commons Attribution International License (CC BY 4.0).

<http://creativecommons.org/licenses/by/4.0/>



Open Access

1. 引言

第四代核能系统中的铅基堆核电站采用液态铅基合金作为冷却剂[1], 铅基冷却剂具有以下优点:

- 1) 沸点高, 常压下沸点约为 $1500^{\circ}\text{C}\sim 1800^{\circ}\text{C}$;
- 2) 熔点低, 常压下熔点约为 $124^{\circ}\text{C}\sim 328^{\circ}\text{C}$;
- 3) 密度大, 密度约为 $10,180\sim 12,000\text{ kg/m}^3$;
- 4) 导热好, 热导率约为 $10\sim 20\text{ W/m}\cdot\text{K}$;
- 5) 热膨胀系数小, 凝固/熔化过程中体积变化量小, 热膨胀系数介于 $1.0\times 10^{-4}\sim 1.4\times 10^{-4}/\text{K}$;
- 6) 化学惰性好, 一般不发生化学反应;
- 7) 采用常压运行, 运行工作温度高, 介于 $400^{\circ}\text{C}\sim 600^{\circ}\text{C}$ 之间;
- 8) 中子慢化能力弱、中子吸收截面小、中子散射截面大, 铅基合金冷却剂可兼做冷却剂和屏蔽材料用途。

由于具有以上天然固有安全优势, 可滞留并固化放射性裂变产物, 因此, 铅基堆核电站有望达到实际消除大规模放射性释放目标。与钠冷快堆类似, 铅基堆核电站除用于发电外, 还可用于核燃料增殖和

核废料嬗变处理,使其成为第四代核能系统研究的热点堆型之一。铅基堆核电站一回路常采用常压运行,二回路可采用蒸汽朗肯循环或气体布雷顿循环。世界上工程应用的铅基堆核电站是俄罗斯的 SVBR 核电机组,其二回路采用饱和蒸汽朗肯循环技术。

目前,国内外学者对铅基堆的研究主要集中在以下方面[1]:铅基合金热物性、腐蚀特性、化学控制、监测仪器、传热特性、毒性及辐照产物放射性等方面。而对于铅基堆运行控制策略的深入研究相对有限。在运行研究方面,文献[2]以 SNCLFR-10 铅基堆为对象,对 RELAP5 程序进行二次开发,分析了铅基堆单环路热工水力运行特性;文献[3]以 CLEAR 铅基系统为研究对象,采用 MATLAB 建立控制系统数学物理模型,研究了堆芯进口温度和换热器平均温度恒定控制策略,并设计了堆芯功率和换热器平均温度控制系统,在仿真平台上验证了控制策略的合理性和有效性。文献[4]探讨了在极端假设事故工况下小型自然循环铅基堆的固有安全性。

本文对采用饱和蒸汽朗肯热力循环的铅基堆核电站运行控制规律进行了理论分析研究,提出了冷却剂平均温度(T_{avg})恒定运行控制策略、蒸汽压力(p_s)恒定运行控制策略两种方案,建立了与两种控制策略直接相关联的反应堆功率控制系统和二回路给水流量控制系统控制方块图,以俄罗斯 SVBR-100 铅基堆核电站为研究对象,对提出的两种控制策略进行了对比分析,提出了优选的运行控制策略。

2. 蒸汽朗肯循环铅基堆原理

采用蒸汽朗肯循环技术的铅基堆核电站原理如下(以俄罗斯 SVBR-100 核电站为例[5]):

- 1) 采用一体化池式紧凑布置,取消阀门和冷却剂管道,堆芯、蒸汽发生器传热管模块、主泵和堆内辐射屏蔽、控制棒等部件集成布置在反应堆压力容器内,汽水分离器布置在反应堆压力容器外部的上方,一回路采用两环路冷却系统;
- 2) 二回路系统包括蒸汽发生器汽水分离器模块、给水和蒸汽管道等;
- 3) 保护气体系统包括气体系统冷凝器、膜保险装置、卸压装置和管道。

俄罗斯 SVBR-100 铅基堆核电站主要热工参数为:热功率 280 MWt,堆芯进/出口冷却剂温度 320/482℃,堆芯冷却剂平均温度 401℃,冷却剂总流量 11,760 kg/s,一回路运行压力约 0.2 MPa(a),二回路运行压力 9.5 MPa(a),蒸汽产量 161 kg/s,给水温度 241℃。

3. 运行控制策略分析

核电站在不同负荷下稳定运行时,蒸汽发生器一、二回路侧主要参数的变化规律不是唯一的,如果规定了其中某参数的变化规律,则其他参数的变化规律也就相应确定[6]。由此可以研究制定不同的核电站运行控制策略。

对于采用饱和蒸汽朗肯循环的铅基堆核电站,运行控制策略主要有: T_{avg} 恒定运行控制策略和 p_s 恒定运行控制策略。

3.1. T_{avg} 恒定运行控制策略

T_{avg} 恒定运行控制策略特点是 T_{avg} 不随电站负荷变化。

假设冷却剂流量不变,随着二回路负荷/堆功率的提升,反应堆进出口的温差逐渐增大,蒸汽发生器的饱和温度降低。由于采用饱和蒸汽发生器,因此蒸汽发生器二回路侧的蒸汽压力也相应降低。由于冷却剂温度(堆芯入口温度 T_i 、堆芯出口温度 T_o 、堆芯平均温度 T_{avg})近似成线性关系,总传热系数 k 近似不变,传热面积 A 不变,因此,二回路侧的蒸汽温度 T_s 也同样呈现线性变化规律。当负荷/堆功率降低时,蒸汽温度 T_s 升高,蒸汽压力相应升高。

T_{avg} 恒定运行控制策略规律如下图 1 所示。

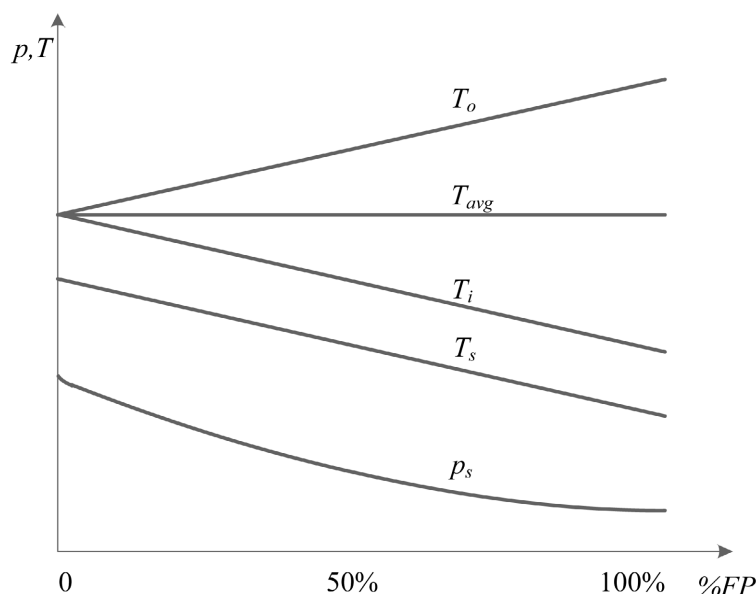


Figure 1. Main parameters change diagram of T_{avg} constant operation control strategy
图 1. T_{avg} 恒定运行控制策略主要参数变化图

该方案的优点是冷却剂体积波动膨胀量几乎可忽略，稳压空间可以做到最小。由于一回路参数基本维持不变，此方案有利于一回路系统的运行。

该方案的缺点是二回路蒸汽参数变化较大，在低功率运行时，蒸汽发生器的压力较高，要求二回路蒸汽管道、阀门、汽轮机等设备具有较高的设计和运行承压能力。

俄罗斯 SVBR-100 核电站蒸汽发生器二次侧额定运行压力为 9.5 MPa(a)，若采用该方案，则低负荷下蒸汽发生器的压力可能会达到 15 MPa 以上，不利于二回路系统的控制和运行。

3.2. p_s 恒定运行控制策略

p_s 恒定运行控制策略的特点是蒸汽压力不随核电站负荷而变化。

对于饱和蒸汽发生器，蒸汽压力 p_s 和饱和蒸汽温度 T_s 均保持不变。假设冷却剂流量不变，随着二回路负荷/堆功率的提升，冷却剂平均温度呈线性升高，反应堆进/出口温度及温差逐渐增大并呈现线性上升趋势。当负荷/堆功率降低时，冷却剂温度降低。

p_s 恒定运行控制策略规律如图 2 所示。

该方案的优点是升降负荷过程中，二回路蒸汽压力 p_s 、 T_s 均保持不变，利于二回路系统及用汽设备的设计、运行和管理。例如，可不设置调节阀来稳定蒸汽压力；不需使用特殊要求的汽轮机；给水泵扬程基本不随负荷而变化，可大幅改善给水泵的运行和控制特性。

该方案的缺点是冷却剂平均温度变化较大，为容纳负荷变化过程中冷却剂体积波动，客观上要求稳压装置具有较大的体积。由于液态铅基冷却剂的体积膨胀系数(常压下 400℃时约为 $1.3 \times 10^{-4}/^\circ\text{C}$)是液态水体积膨胀系数(15.5 MPa, 310℃时约为 $33 \times 10^{-4}/^\circ\text{C}$)的 4%，且其体积膨胀系数随温度的变化不明显。假定 SVBR-100 铅基冷却剂体积为 18 m³，则温度升高 100℃时其体积变化仅为 0.23 m³，变化比率约为 1.3%，15.5 MPa 下同等体积的水温度降低 100℃时对应的体积变化为 3.31 m³，体积变化比率约为 18.4%。

综上分析，采用 p_s 恒定运行控制策略，对二回路系统运行极为有利，且因一回路侧铅基冷却剂容积

波动较小, 故所需稳压装置容积较小。

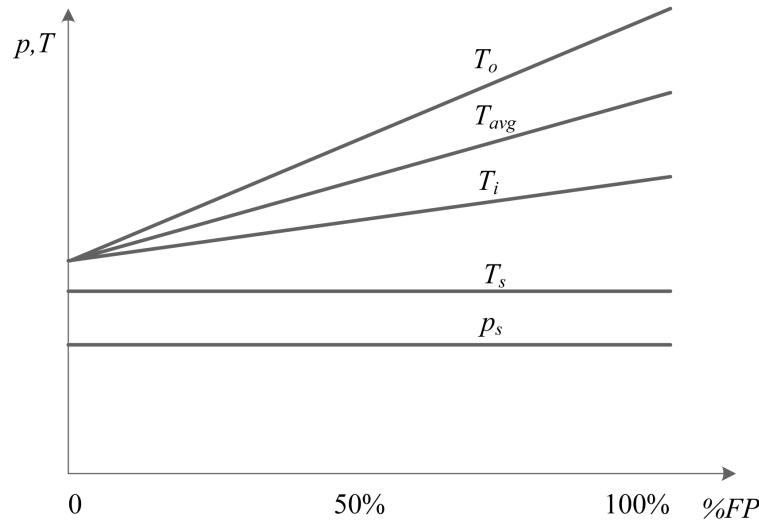


Figure 2. Main parameters change diagram of p_s constant operation control strategy
图 2. p_s 恒定运行控制策略主要参数变化图

4. 运行控制方块图及控制关系式

4.1. T_{avg} 恒定运行控制方块图及控制关系式

T_{avg} 恒定运行控制策略选择冷却剂平均温度为控制调目标, 参考文献[6]的控制系统原理, 分析后得到工程中可应用的 T_{avg} 恒定运行控制方块图(如图 3 所示), 主要测量变量为: 堆芯入口冷却剂温度 ($T_{i,1}, T_{i,2}, \dots, T_{i,n}$)、堆芯出口冷却剂温度 ($T_{o,1}, T_{o,2}, \dots, T_{o,n}$)、核功率测量值 (N), 目标变量为冷却剂平均温度目标值 (T_{avg}^0)、目标负荷(这里取蒸汽流量 G_s)。

将实测冷却剂温度平均后, 求得平均温度测量值 T_{avg} , 可以考虑滞后运算操作, 然后再与冷却剂平均温度目标值 T_{avg}^0 比较后得到冷却剂平均温度偏差 ΔT_{avg} , 再对平均温度偏差进行比例、积分运算, 将蒸汽流量比例运算后与平均温度偏差比例积分运算值相加, 从而得到需求核功率值 N_0 , 将需求核功率与实测核功率值进行偏差比较并将其信号值进行放大处理, 得到控制棒需要调节移动的相对参考位置, 从而实现含冷却剂平均温度恒定调节功能的堆功率控制。

根据方块图可得相关参数的计算及控制关系式, 需求功率和功率偏差计算公式如下:

$$N_0 = K_1 G_s + K_2 \Delta T_{avg} + \frac{K_3}{\tau} \int \Delta T_{avg} dt \quad (1)$$

$$\Delta N = N_0 - N = \left(K_1 G_s + K_2 \Delta T_{avg} + \frac{K_3}{\tau} \int \Delta T_{avg} dt \right) - N \quad (2)$$

调节系数 K_1 、 K_2 可以改变反应堆功率控制系统主调节参数, 最终实现反应性调节, 进而实现对反应堆功率的控制。可采用归一化方法处理主调节参数, 在最终调节机构处折算出实际调节所需的动作值参数(如控制棒移动步数和速率)。

4.2. p_s 恒定方案控制方块图及控制关系式

p_s 恒定运行控制策略选择蒸汽发生器蒸汽压力为控制调目标, 参考文献[6]控制系统原理, 可得 p_s

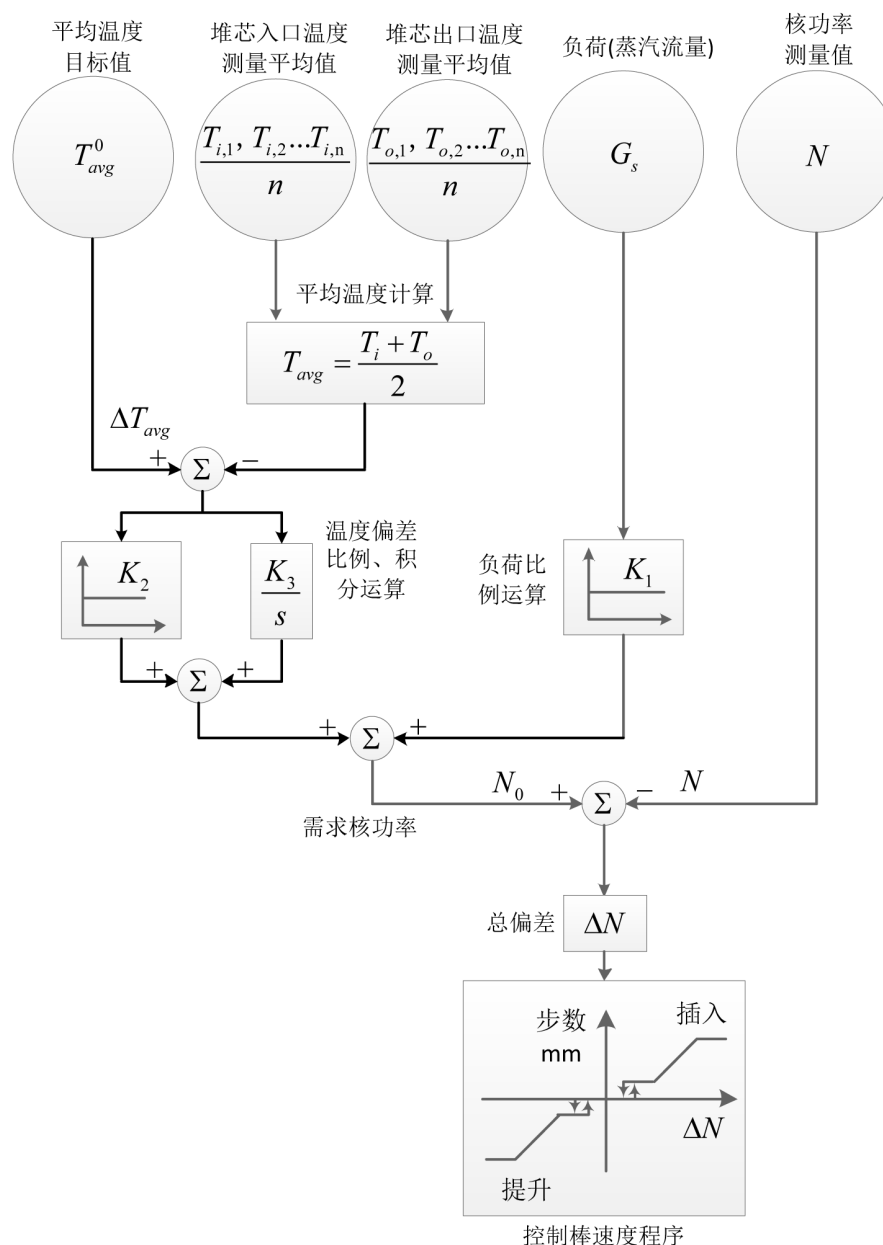


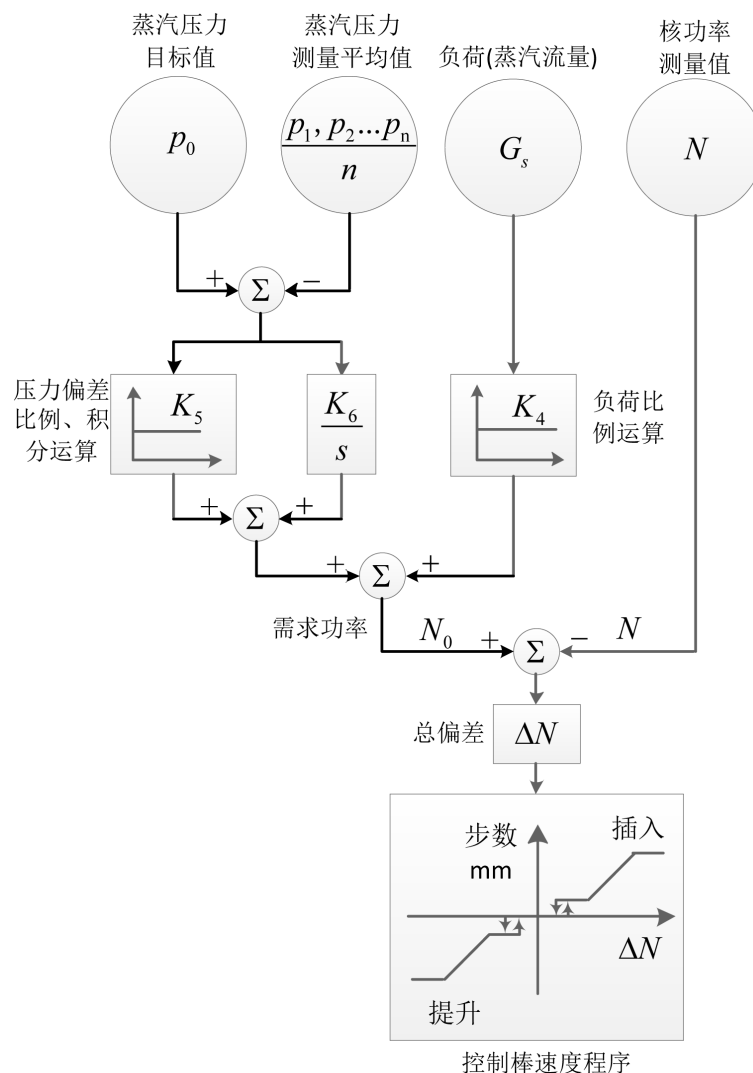
Figure 3. T_{avg} constant operation control block diagram

图 3. T_{avg} 恒定运行控制方块图

恒定运行控制方块图(如图 4 所示), 主要测量变量为蒸汽压力($p_1, p_2, \dots, p_n$)、核功率测量值(N), 目标变量为蒸汽压力目标值(p_0)、目标负荷(这里取蒸汽流量 G_s)。

将实测蒸汽压力平均后与蒸汽压力目标值 p_0 比较后得到蒸汽压力偏差 Δp , 可对压力偏差进行超前滞后运算以提高稳定性, 再对压力偏差进行比例、积分运算, 将蒸汽流量比例运算后与蒸汽压力偏差比例积分运算值相加, 从而得到需求核功率计算值 N_0 , 将需求核功率与实测核功率值进行偏差比较并将其信号值进行放大处理, 得到控制棒需要调节移动的参考位置, 从而实现含蒸汽压力恒定调节功能的堆功率控制。

根据方块图可得相关参数的计算及控制关系式, 其中, 需求功率和功率偏差计算公式如下:

Figure 4. p_s constant operation control block diagram图 4. p_s 恒定运行控制方块图

$$N_0 = K_4 G_s + K_5 \Delta p + \frac{K_6}{\tau} \int \Delta p dt \quad (3)$$

$$\Delta N = N_0 - N = \left(K_4 G_s + K_5 \Delta p + \frac{K_6}{\tau} \int \Delta p dt \right) - N \quad (4)$$

调节系数 K_4 、 K_5 可以改变反应堆功率控制系统主调节参数，最终实现反应性调节，进而实现对反应堆功率的控制。可采用归一化方法处理主调节参数，在最终调节机构处折算出实际调节所需的动作值参数(如控制棒移动步数和速率)。

4.3. 蒸汽发生器水位控制方块图及控制关系式

蒸汽发生器水位调节通过控制进入蒸汽发生器的给水流量来实现，而给水流量的变化通过给水流量调节阀和给水泵转速的调节实现。蒸汽发生器水位控制方块图如图 5 所示。蒸汽发生器水位控制系统独立于功率控制系统， T_{avg} 恒定运行控制策略和 p_s 恒定运行控制策略均需要使用蒸汽发生器水位控制系统。

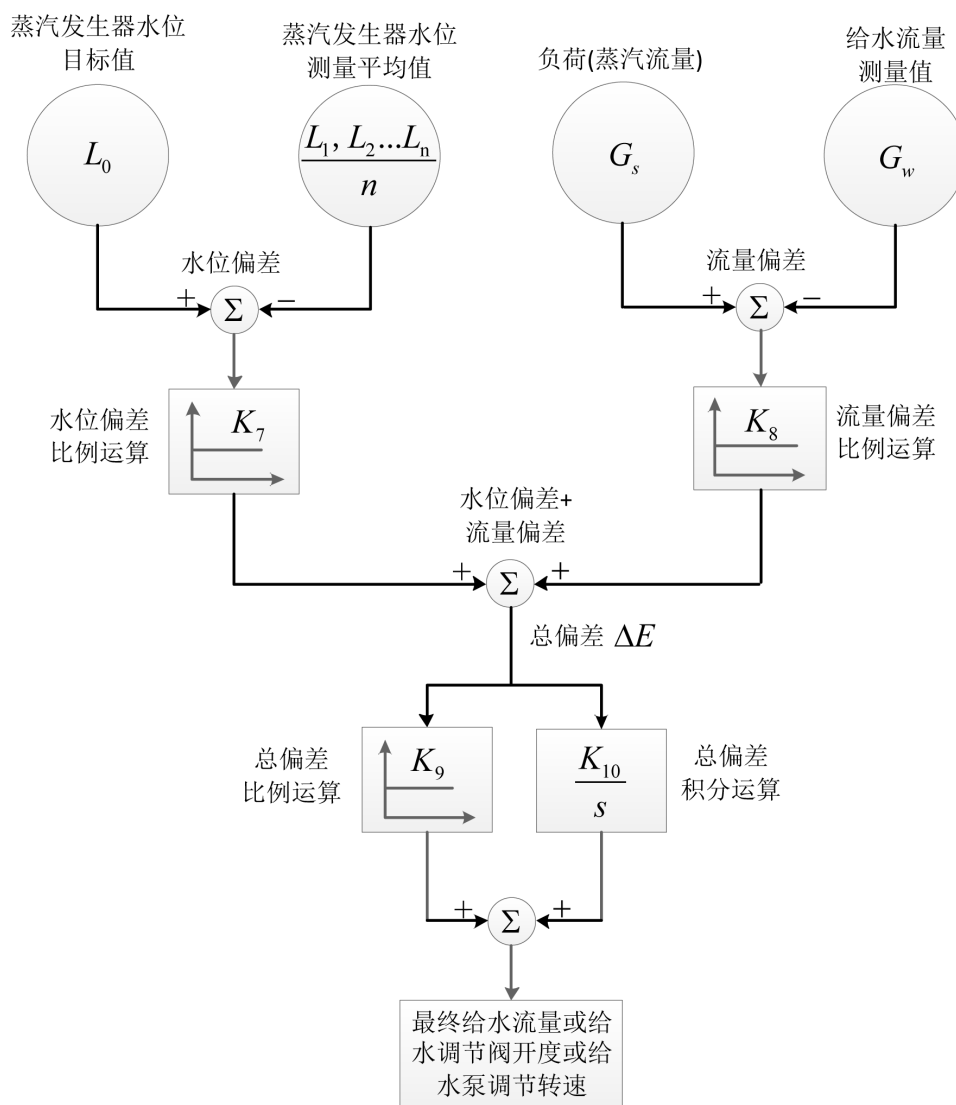


Figure 5. Steam generator water level control block diagram

图 5. 蒸汽发生器水位控制方块图

根据反应堆冷却剂平均温度及二回路压力需求确定的静态特性曲线确定出不同负荷下的目标水位设定值 L_0 (如果不同负荷下水位均保持不变, 则可忽略不同负荷下的变化水位函数关系), 将实测水位 L 滤波后与目标水位进行比较, 得出水位偏差; 采用滤波后的蒸汽流量测量值表征实际负荷需求, 将实际测量给水流量与实际负荷需求相比较得到流量偏差(负荷偏差); 最后将水位偏差与负荷偏差分别进行比例运算后相加从而得到总的偏差信号 ΔE , 总偏差信号经过比例、积分运算后得到需要调节的给水流量 G_w 或者调节阀开度、给水泵转速信号, 最后调节阀门实现给水流量控制, 进而实现对水位的控制。

根据方块图可得相关参数的计算及控制关系式, 其中, 总偏差和给水流量(调节给水调节阀、给水泵转速)计算公式如下:

$$\Delta E = K_7 (L_0 - L) + K_8 (G_s - G_w) \quad (5)$$

$$G_w = K_9 (\Delta E) + \frac{K_{10}}{\tau} \int \Delta E dt \quad (6)$$

5. 系统建模

采用含铅基冷却剂热物性的系统热工水力瞬态分析程序对 SVBR-100 铅基堆核电站主冷却剂系统及部分二回路给水系统进行建模分析, 结合图 1 主冷却剂系统流程, 建立如图 6 所示系统建模节点。

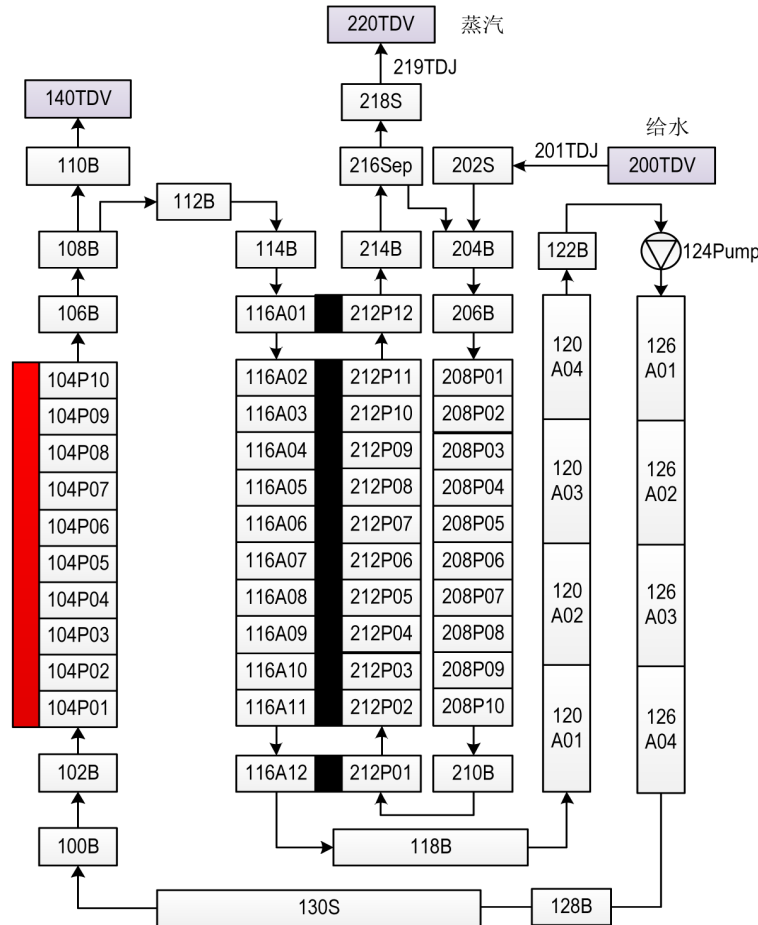


Figure 6. SVBR-100 system modeling nodes diagram
图 6. SVBR-100 系统建模节点图

系统建模主要考虑的部件有: 堆芯、堆内主泵、压力容器、堆内蒸汽发生器传热管、堆外蒸汽发生器的汽水分离器、给水管、蒸汽管。根据计算节点对 SVBR-100 铅基堆的反应堆冷却剂系统进行建模, 同时建立了耦合的控制策略模型。

6. 结果分析

6.1. 两种运行控制策略控制效果比较

基于上述热工系统和控制系统模型, 分别对两种运行控制策略进行瞬态特性计算分析, 计算选择的工况为快速降升负荷过程, 具体如下:

- 1) 0.0 s~10,000 s, 系统处于额定运行工况, 负荷和堆功率为满功率状态(100%FP);
- 2) 10,000 s~10,240 s, 在 240 s 时间内负荷(蒸汽流量)从 100%FP 快速降低至 50%FP, 给水流量和堆功率跟随负荷变化并根据控制规律进行干预调节, 以匹配负荷降低变化的需求;

- 3) 10,240 s~20,000 s, 系统维持 50%FP 状态运行 9760 s, 观察该负荷状态下各个参数的匹配性;
- 4) 20,000 s~20,240 s, 在 240 s 时间内负荷(蒸汽流量)从 50%FP 快速升至 100%FP, 给水流量和堆功率跟随负荷变化并根据控制规律进行干预调节, 以匹配负荷降低变化的需求;
- 5) 20,240 s~30,000 s, 维持 100%FP 状态运行 9760 s, 观察负荷恢复至额定工况后各参数的匹配性。

图 7~11 分别给出了归一化参数的核功率动态响应变化比较图、冷却剂温度动态响应变化比较图、蒸汽压力动态响应变化比较图、蒸汽发生器水位动态响应变化比较图、蒸汽发生器给水和蒸汽流量动态响应变化比较图。

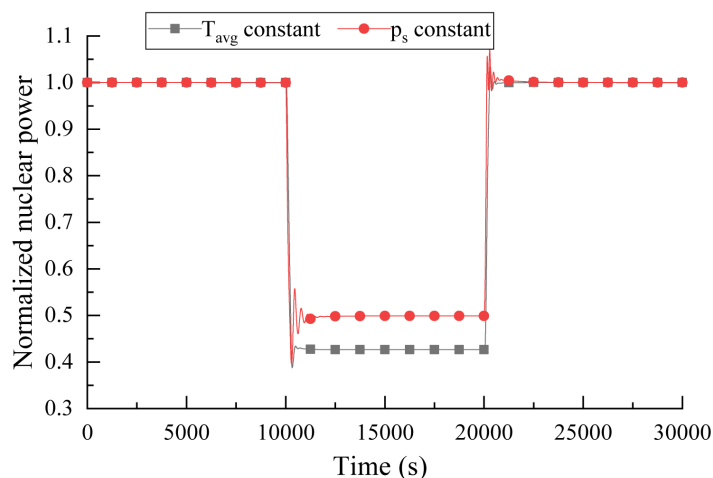


Figure 7. Normalized nuclear power change comparison chart
图 7. 归一化核功率变化比较图

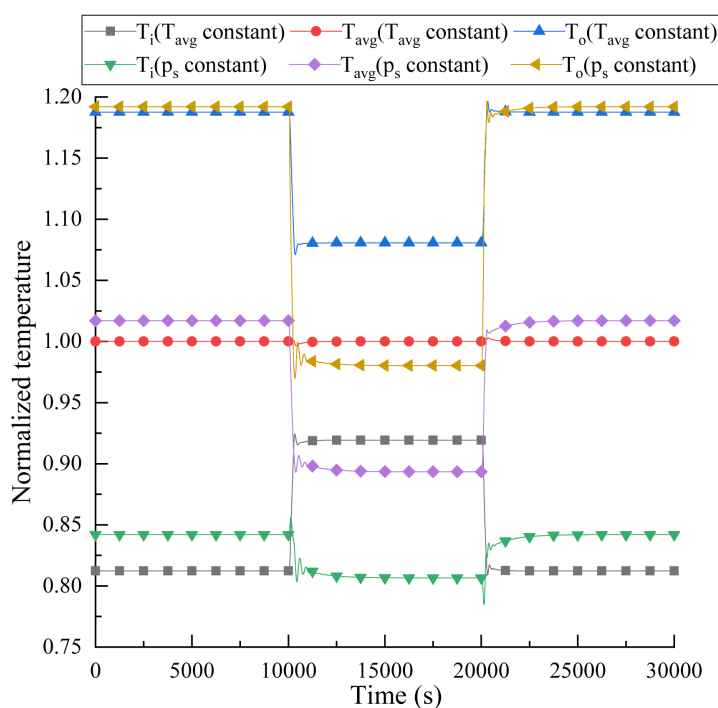


Figure 8. Normalized coolant temperature change comparison chart
图 8. 归一化冷却剂温度变化比较图

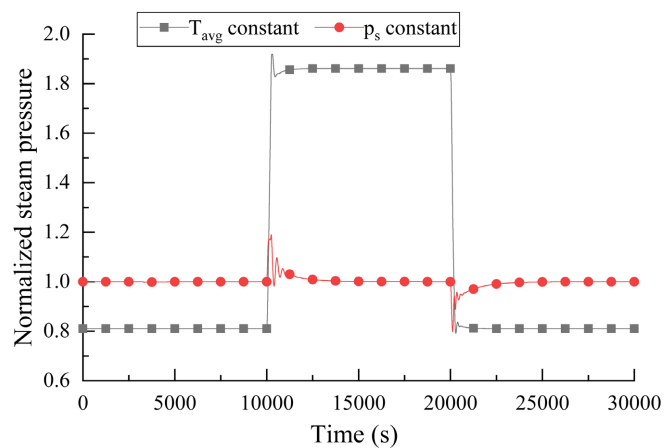


Figure 9. Normalized steam pressure change comparison chart

图 9. 归一化蒸汽压力变化比较图

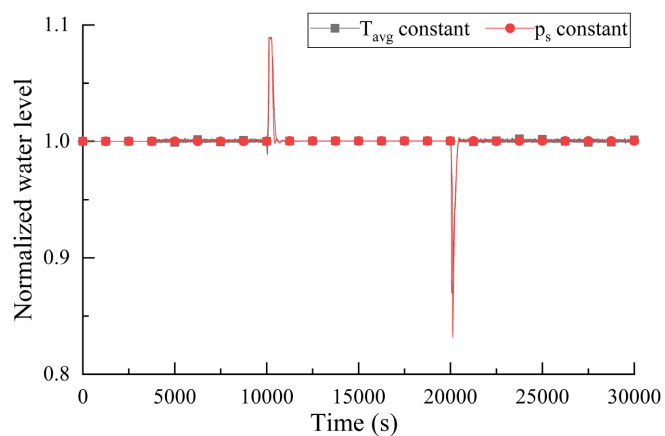


Figure 10. Normalized steam generator water level change comparison chart

图 10. 归一化蒸汽发生器水位变化比较图

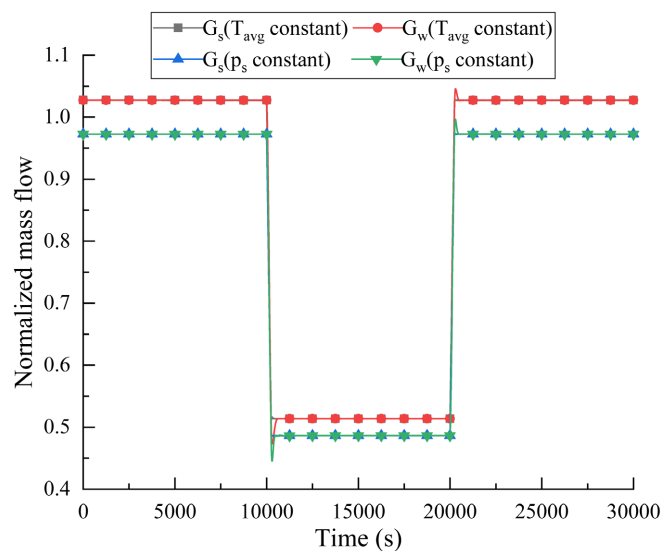


Figure 11. Normalized feedwater and steam mass flow change comparison chart

图 11. 归一化蒸汽发生器给水和蒸汽流量变化比较图

从两种控制策略的动态响应对比曲线可以看出, T_{avg} 恒定运行控制方案中, 核功率在低功率下的稳定值比预期的 50%FP 略低, 冷却剂温度的波动范围和控制效果相对较好, 但蒸汽发生器蒸汽压力的变化幅度太大且工程上难以接受(从 100%FP 降低到 50%FP, 蒸汽压力可从 9.5 MPa 增加至 21 MPa), 蒸汽发生器水位控制稳定性略好, 给水流量能够快速跟踪负荷(蒸汽流量)的变化需求。 p_s 恒定运行控制方案中, 核功率在低功率下的稳定值达到预期的 50%FP 左右, 冷却剂温度的波动范围相对较大但仍在安全范围内, 蒸汽发生器蒸汽压力最大波动幅度相对较小(± 1.9 MPa 以内), 蒸汽发生器水位控制稳定性超调量虽然相对较大, 但给水流量仍能够快速跟踪负荷(蒸汽流量)的变化需求。

根据上述分析, 采用饱和蒸汽朗肯循环的铅基堆选择蒸汽压力恒定运行控制策略具有较大优势。

6.2. p_s 恒定运行控制策略的进一步研究

基于蒸汽压力恒定方案, 分别针对 10%FP 阶跃降负荷、阶跃升负荷和甩负荷过程进行了详细计算分析。

6.2.1. 10%FP 阶跃降负荷、升负荷过程分析

以 10%FP 为阶梯进行降负荷计算, 最低负荷降低至 10%FP, 之后以 10%FP 为阶梯进行升负荷计算, 最高负荷升高至 100%FP, 此过程中主要的热工参数(核功率、冷却剂温度、蒸汽压力、蒸汽发生器水位、给水和蒸汽流量)的响应特性及趋势如图 12~16 所示。

从图中可以看出, 在阶跃变负荷(蒸汽流量随时间推进, 发生阶跃变化, 其他参数随控制系统的动作而跟随调整)的瞬间过程中, 核功率、冷却剂温度、蒸汽压力、蒸汽发生器水位等影响参数在控制系统作用下发生调整, 最终稳定在预期的控制参数目标或关联计算值附近, 各个状态参数能够在较快时间内稳定。但计算同时发现, 在低功率时(如 10%FP), 部分参数(如核功率、冷却剂温度、蒸汽压力)的超调量和稳定时间相对较长。这意味着, 低功率时为确保系统的稳定运行, 需要改变控制系统特性参数值或限定负荷跟随自动控制的功率范围。

6.2.2. 甩负荷过程分析

为确定负荷急剧变化情况下, 控制系统和主冷却剂系统的响应特性, 研究从 100%FP 快速甩负荷

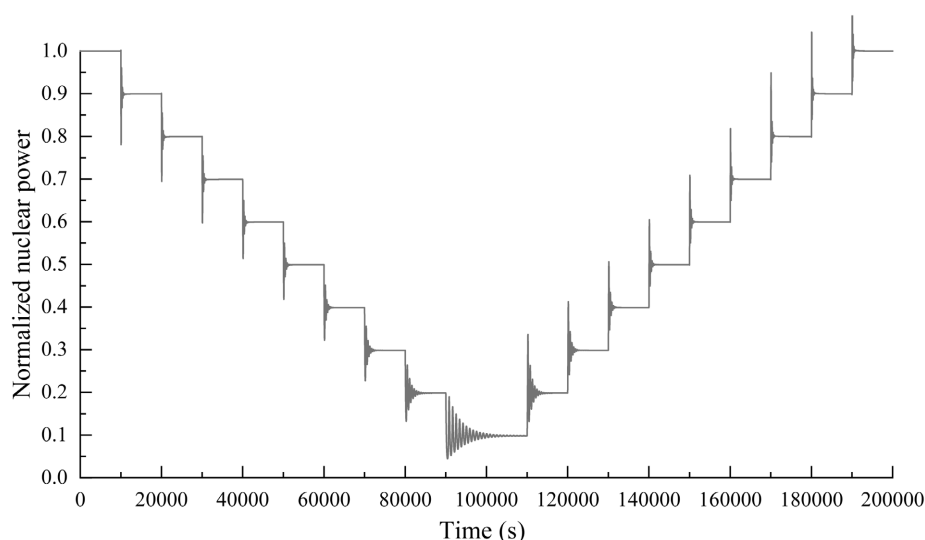


Figure 12. Normalized nuclear power trend chart

图 12. 归一化核功率趋势图

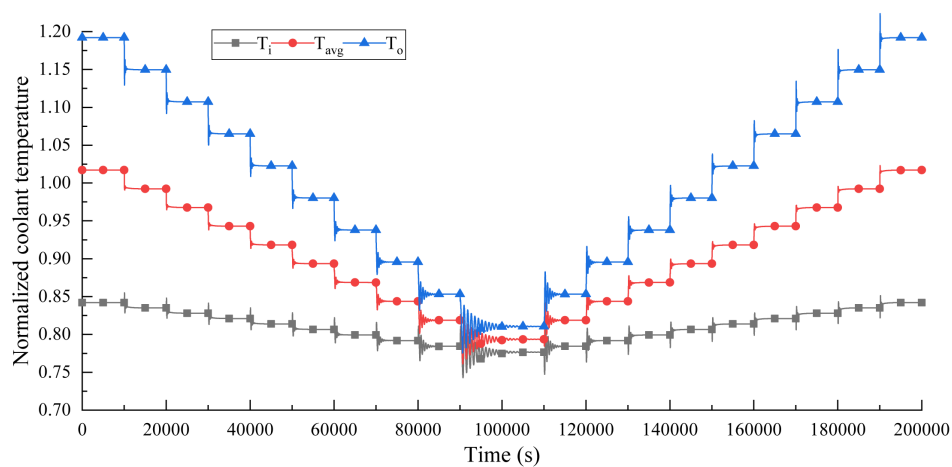


Figure 13. Normalized coolant temperature trend chart

图 13. 归一化冷却剂温度趋势图

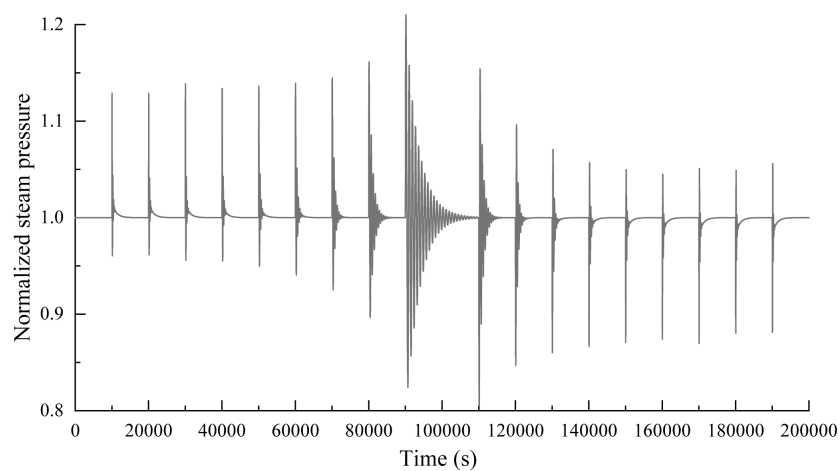


Figure 14. Normalized steam pressure trend chart

图 14. 归一化蒸汽压力趋势图

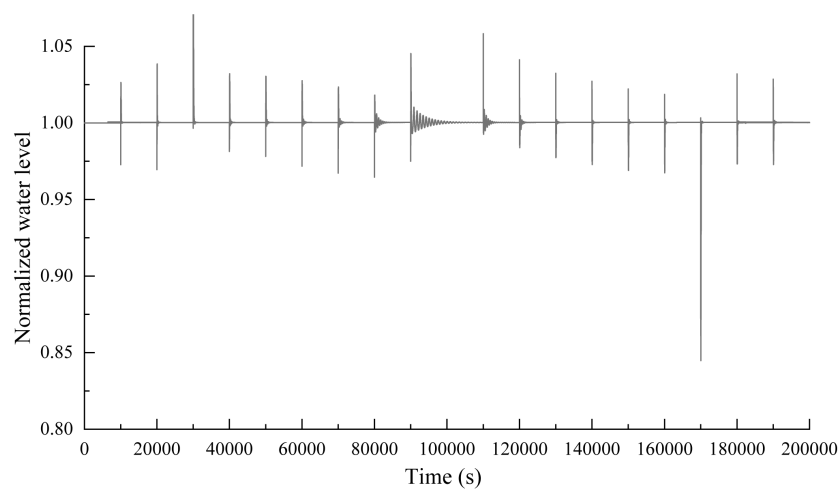


Figure 15. Normalized steam generator water level trend chart

图 15. 归一化蒸汽发生器水位趋势图

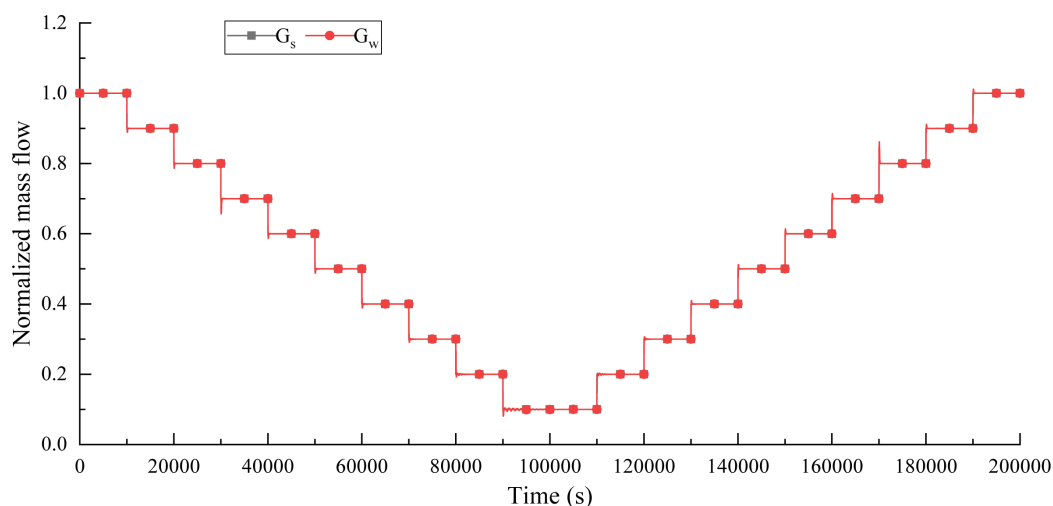


Figure 16. Normalized steam and feedwater mass flow trend chart

图 16. 归一化蒸汽和给水流量趋势图

至某一负荷水平下(这里研究两种低负荷: 0.1FP 和 0.2FP)控制系统的响应特性。此过程中主要的热工参数(核功率、冷却剂温度、蒸汽压力、蒸汽发生器水位、给水和蒸汽流量)的响应对比特性及趋势如图 17~21 所示。

从图中可以看出, 在甩负荷过程中, 热工参数的超调量相对较大, 稳定时间相对较长。负荷降低越大, 超调量越大, 稳定时间越长。另外, 甩负荷过程中蒸汽压力超调量较大, 有必要设置蒸汽旁流排放系统, 从而减缓二回路蒸汽系统的超调量, 降低二回路蒸汽系统的设计压力。

7. 结论

采用蒸汽朗肯循环的铅基堆核电站是未来颇具发展前景的第四代核电技术。本文基于俄罗斯 SVBR-100 系统配置和主参数, 对基于 T_{avg} 恒定和 p_s 恒定两种运行控制策略两种策略进行了计算分析, 结果表明:

1) 对 T_{avg} 恒定运行控制策略, 低负荷下蒸汽压力相对较高, 且低负荷下二回路蒸汽压力过高可能导致控制系统失效(实际计算发现, 控制系统无法将负荷降低至 30%以下), 因此, T_{avg} 恒定控制策略不适用于铅基堆核电站;

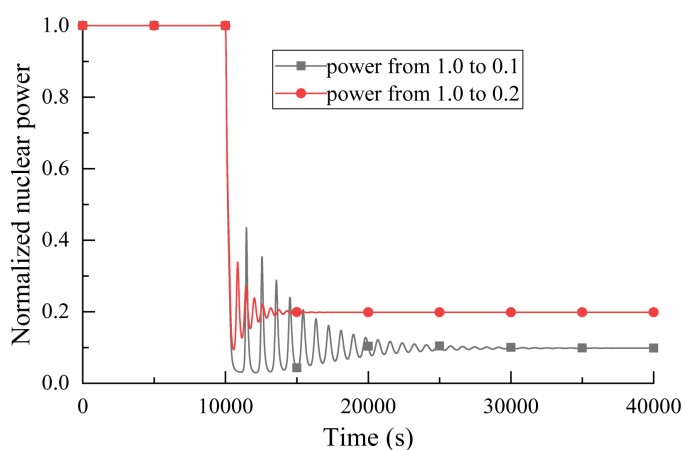


Figure 17. Normalized nuclear power comparison chart

图 17. 归一化核功率比较图

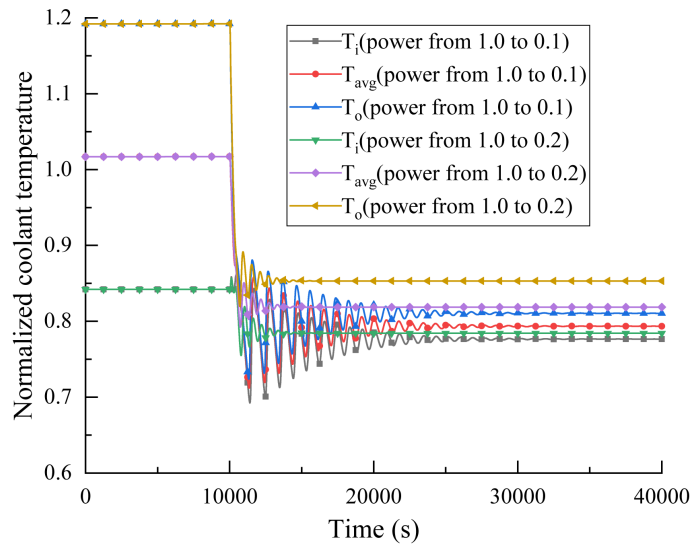


Figure 18. Normalized coolant temperature comparison chart
图 18. 归一化冷却剂温度比较图

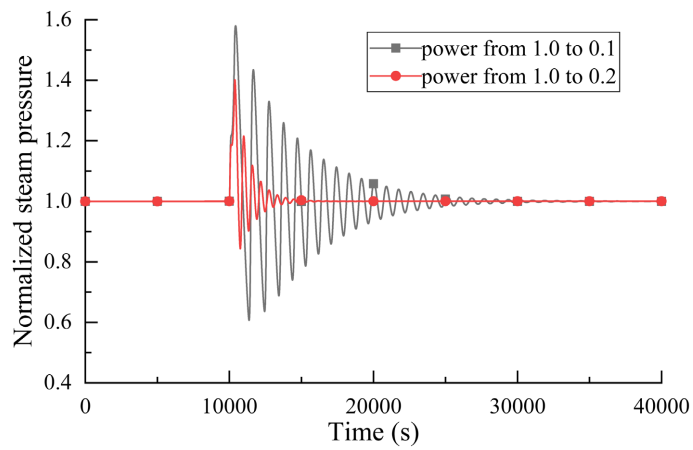


Figure 19. Normalized steam pressure comparison chart
图 19. 归一化蒸汽压力比较图

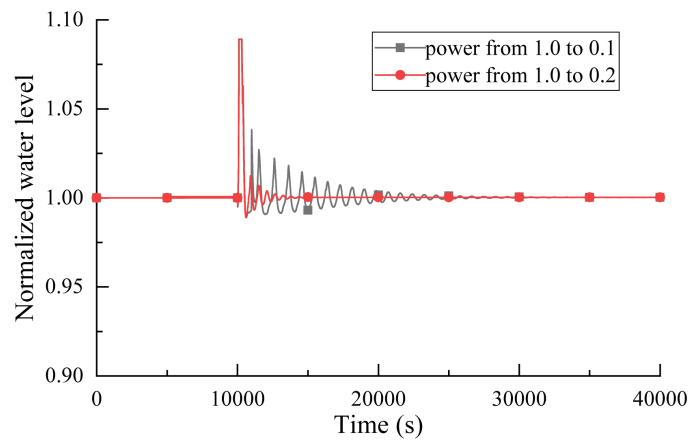


Figure 20. Normalized steam generator water level comparison chart
图 20. 归一化蒸汽发生器水位比较图

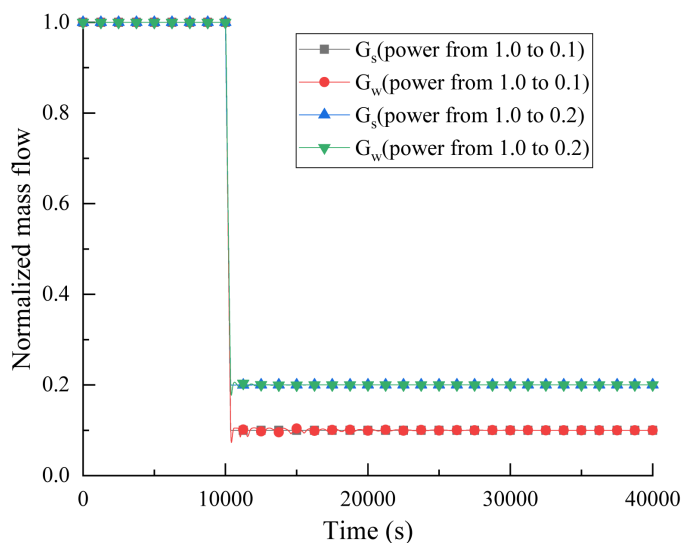


Figure 21. Normalized steam and feedwater mass flow comparison chart

图 21. 归一化蒸汽发生器给水和蒸汽流量比较图

2) 对 p_s 恒定运行控制策略, 尽管在升负荷过程中, 冷却剂温度呈现线性升高, 但铅基冷却剂体积波动量相对较小, 基本可忽略, 因此 p_s 恒定运行控制策略适用于铅基堆核电站;

3) 对 p_s 恒定运行控制策略的延伸计算分析表明, p_s 恒定运行控制策略可以实现 10%FP~100%FP 功率自动控制; 低负荷下部分控制参数的超调量较大, 稳定时间相对较长; 在甩负荷至较低的工况时, 需要考虑蒸汽旁路排放系统的作用。

本文研究成果可以用于确定采用蒸汽朗肯循环的铅基堆核电站运行控制策略、功率自动运行控制区间和旁路排放系统容量。本论文存在一定的局限性, 只是在宏观层面提出铅基堆核电站运行控制策略, 并没有对现象背后物理机制进行深入挖掘, 后续课题继续研究相关内容。

参考文献

- [1] 戎利建, 张玉妥. 铅与铅基共晶合金手册——性能、材料相容性、热工水力和技术[M]. 北京: 科学出版社, 2014: 1-67.
- [2] 王旭, 赵亚楠, 赵鹏程, 于涛. 海洋条件下自然循环铅基反应堆偏环运行特性分析[J]. 强激光与粒子束, 2022, 34(5): 1-11.
- [3] 闫寿军, 陈亚君. 小型铅基堆供热系统仿真与控制策略研究[C]//中国核学会 2021 年学术年会论文集第 2 册(核能动力分卷). 2021: 1-6.
- [4] 陈钊, 石康丽, 张勇, 石秀安. 小型自然循环铅基快堆固有安全性分析研究[J]. 核科学与工程, 2019, 39(3): 430-439.
- [5] 刘泽军, 郑颖. 俄罗斯模块化铅基冷快堆技术特点及其安全特性[J]. 核科学与技术, 2016, 4(4): 103-111.
- [6] 彭敏俊. 船舶核动力装置[M]. 北京: 原子能出版社, 2008: 272-275.